

МІНІСТЕРСТВО ОБОРОНИ УКРАЇНИ
Військовий інститут танкових військ
Національного технічного університету
“Харківський політехнічний інститут”

І. Ю. ЧЕРНЯВСЬКИЙ, В. В. МАРУЩЕНКО, І. М. МАРТИНЮК

ВІЙСЬКОВА ДОЗИМЕТРІЯ

Харків
2011

ББК 68.51 я73
Ч 25

*Затверджено Міністерством освіти
і науки України як підручник для
курсантів та студентів ВВНЗ
(лист № від)*

Автори: І.Ю. Чернявський, В.В.Марущенко, І.М.Мартинюк

Рецензенти:

І. Ю. Чернявський

Ч 25 Військова дозиметрія: навч. посіб. / І. Ю. Чернявський, В. В. Марущенко, І. М. Мартинюк. – Х.: ФВП НТУ «ХПІ», 2011. – 528 с.

ISBN 966-593-405-8

У підручнику викладені основні поняття військової дозиметрії, призначення, технічні характеристики, будова і принцип роботи технічних засобів радіаційної розвідки та контролю, а також порядок підготовки і робота з ними. Підручник призначений для підготовки курсантів та студентів з дисципліни «Військова дозиметрія», а також може бути корисним для фахівців підрозділів РХБ захисту.

Іл. 249. Табл. 62. Бібліогр. 43 назв

ISBN 966-593-405-8

ББК 68.51 я 73
УДК 502.55:621.039.7

© І.Ю. Чернявський, .В.Марущенко,
І.М.Мартинюк,
© ФВП НТУ «ХПІ», 2011

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ.....	8
ВСТУП.....	9
1. Основи радіаційної безпеки військ.....	12
1.1. Загальна характеристика іонізуючих випромінювань.....	12
1.1.1. Іонізуюче випромінювання.....	12
1.1.2. Кількісні характеристики поля іонізуючого випромінювання.....	14
1.1.3. Джерела іонізуючих випромінювань.....	17
1.1.4. Взаємодія іонізуючого випромінювання з речовиною.....	21
1.1.4.1. Фізична природа радіоактивності.....	21
1.1.4.2. Альфа-випромінювання і взаємодія альфа-частинок із речовиною..	23
1.1.4.3. Бета-випромінювання і взаємодія бета-частинок із речовиною.....	25
1.1.4.4. Нейтронне випромінювання і взаємодія нейтронів із речовиною...	29
1.1.4.5. Гамма-випромінювання і взаємодія гамма-квантів із речовиною...	32
1.1.5. Одиниці виміру в дозиметрії.....	37
1.1.5.1. Активність радіонукліду в джерелі.....	39
1.1.5.2. Поглинена доза випромінювання.....	42
1.1.5.3. Експозиційна доза фотонного випромінювання.....	43
1.1.5.4. Еквівалентна доза випромінювання.....	45
1.1.6. Потужність експозиційної дози, що створюється джерелами різної конфігурації.....	47
1.1.6.1. Точкове джерело випромінювання.....	48
1.1.6.2. Плоске джерело випромінювання.....	54
1.1.6.3. Гамма-поле радіоактивно зараженої місцевості.....	56
1.2. Оцінка радіаційної безпеки та принципи нормування радіаційного випромінювання.....	60
1.2.1. Вплив іонізуючого випромінювання на живий організм.....	60
1.2.1.1. Механізм біологічного впливу іонізуючих випромінювань.....	60
1.2.1.2. Принцип нормування радіаційного опромінення.....	62
1.2.1.3. Норми радіаційної безпеки.....	65
1.2.2. Оцінка небезпеки дії іонізуючих випромінювань під час виконання військами завдань за призначенням.....	67
1.3. Принципи захисту від іонізуючого випромінювання.....	75
1.3.1. Захист від впливу іонізуючих випромінювань шляхом обмеження часу опромінення.....	75
1.3.2. Захист від впливу іонізуючих випромінювань шляхом збільшення відстані до джерела іонізуючого випромінювання.....	76
1.3.3. Захист від впливу іонізуючих випромінювань шляхом застосування поглинальних екранів і споруд.....	77
1.3.4. Класифікація та методи розрахунку захисту від іонізуючих випромінювань.....	83
Запитання для самоконтролю.....	86

2. ФІЗИЧНІ ОСНОВИ ДОЗИМЕТРІЇ	87
2.1. Іонізаційний метод дозиметрії	94
2.1.1. Іонізаційна камера як детектор іонізуючого випромінювання.....	94
2.1.1.1. Основні характеристики іонізаційної камери.....	97
2.1.1.2. Вимір дози гамма-випромінювання іонізаційними камерами.....	103
2.1.1.3. Вимірювання дози гамма-випромінювання іонізаційними камерами за принципом перерозподілу зарядів.....	109
2.1.1.4. Вимірювання дози та потужності дози методом «заряд—розряд» іонізаційної камери.....	111
2.1.1.5. Класифікація іонізаційних камер та особливості їх конструкції.....	114
2.1.2. Будова і принцип дії газорозрядного лічильника.....	118
2.1.2.1. Режими роботи газорозрядного лічильника.....	122
2.1.2.2. Гасіння розряду в лічильниках самостійного розряду.....	125
2.1.2.3. Параметри імпульсів напруги лічильника.....	130
2.1.2.4. Характеристики газорозрядного лічильника.....	133
2.1.2.5. Класифікація та конструкція газорозрядних лічильників.....	142
2.1.3. Особливості формування сигналу у напівпровідниковому детекторі.....	144
2.1.3.1. Типи напівпровідникових детекторів на основі <i>n</i> -, <i>p</i> -переходів.....	148
2.1.3.2. Застосування напівпровідникових детекторів у дозиметрії та типи промислових детекторів.....	150
2.2. Сцинтиляційний та люмінесцентний методи дозиметрії	152
2.2.1. Сцинтиляційний метод дозиметрії.....	152
2.2.2. Люмінесцентний метод дозиметрії.....	161
2.2.2.1. Механізм радіофотолюмінесценції.....	161
2.2.2.2. Механізм радіотермолюмінесценції.....	164
Запитання для самоконтролю.....	167
РОЗДІЛ 3. ВІЙСЬКОВА ДОЗИМЕТРИЧНА АППАРАТУРА	168
3.1. Основи побудови та вимоги до аналітичних засобів радіаційної розвідки та контролю	168
3.1.1. Класифікація військової дозиметричної апаратури.....	169
3.1.2. Принцип побудови та функціонування аналітичних засобів радіаційної розвідки та контролю.....	173
3.1.3. Особливості побудови блоків детектування.....	176
3.1.4. Вимірювальні схеми.....	179
3.1.4.1. Вимірювачі постійного струму.....	180
3.1.4.2. Цифрові схеми вимірювання постійного струму і заряду.....	181
3.1.4.3. Вимірювачі середньої частоти.....	184
3.1.5. Блоки живлення.....	189
3.1.5.1. Блоки живлення на основі перетворювачів напруги.....	189
3.1.5.2. Пристрій живлення на <i>p</i> ’езокристалі.....	193
3.1.6. Радіаційна стійкість військової дозиметричної апаратури.....	194
3.1.6.1. Поняття про радіаційну стійкість військової дозиметричної	

апаратури.....	194
3.1.6.2. Особливості дії іонізуючого випромінювання та електромагнітного імпульсу на електрорадіовироби.....	199
3.1.6.3. Шляхи підвищення радіаційної стійкості дозиметричної апаратури.....	201
3.1.7. Точність польових дозиметричних вимірів.....	202
3.1.8. Методи вимірювання радіоактивного зараження у військах.....	205
3.1.8.1. Вимірювання радіоактивного зараження місцевості.....	205
3.1.8.2. Контроль радіоактивного зараження особового складу, поверхонь різних об'єктів, води і продовольства.....	209
3.2. Технічні засоби радіаційного спостереження та радіаційної розвідки.....	215
3.2.1. Індикатор-сигналізатор ДП-64.....	215
3.2.2. Переносні прилади радіаційної розвідки та контролю радіоактивного зараження різних об'єктів.....	221
3.2.2.1. Вимірювач потужності дози ДП-5В.....	221
3.2.2.2. Вимірювач потужності дози ИМД-5.....	231
3.2.2.3. Вимірювач потужності дози ИМД-1.....	232
3.2.2.4. Дозиметр-радіометр універсальний МКС-У.....	239
3.2.2.5. Вимірювач потужності дози ДБГ-06Т.....	255
3.2.2.6. Дозиметр-радіометр МКС-05.....	258
3.2.3. Вимірювання радіоактивного зараження особового складу, поверхонь різних об'єктів, води та продовольства за гамма-випромінюванням у польових умовах.....	265
3.2.4. Бортові прилади радіаційної розвідки.....	272
3.2.4.1. Вимірювач потужності дози ИМД-21Б.....	273
3.2.4.2. Прилад радіаційної та хімічної розвідки ПРХР.....	284
3.2.4.3. Вимірювач потужності дози ИМД-31.....	296
3.2.4.4. Дозиметрична установка КДУ-6Б.....	302
3.3. Технічні засоби контролю радіаційного опромінення.....	306
3.3.1. Вимірювання доз гамма-випромінювання.....	307
3.3.2. Вимірювання доз змішаного гамма-нейтронного випромінювання.....	309
3.3.3. Особливості вимірювання доз опромінення особового складу.....	310
3.3.4. Комплект дозиметрів ДК-0,2.....	312
3.3.5. Комплект дозиметрів ИД-1.....	312
3.3.6. Індивідуальний вимірювач дози ИД-11.....	317
Запитання для самоконтролю.....	324
4. ВІЙСЬКОВИЙ РАДІОМЕТРИЧНИЙ КОНТРОЛЬ.....	325
4.1. Основи військового радіометричного аналізу.....	327
4.1.1. Контроль проб, які визначені для аналізу.....	328
4.1.2. Методи підготовки радіоактивних препаратів із радіоактивних проб.....	329

4.1.3. Методи вимірювання радіоактивного зараження в радіометричній лабораторії.....	330
4.1.4. Визначення терміну «вимірювання» активності препаратів.....	336
4.1.5. Визначення віку радіоактивних продуктів ядерного вибуху.....	337
4.1.5.1. Визначення віку за спадом активності.....	337
4.1.5.2. Визначення віку за поглинанням бета-випромінювання алюмінієвим фільтром.....	339
4.1.5.3. Гамма-спектрометричний метод визначення віку.....	340
4.2. Технічні засоби військового радіометричного контролю.....	345
4.2.1. Вимірювач потужності дози універсальний ИМД-12.....	346
4.2.2. Попереднє обстеження проб.....	360
4.2.3. Вимірювання питомої бета-активності препаратів.....	361
4.2.4. Вимірювання питомої альфа-активності препаратів.....	362
4.2.5. Визначення віку продуктів ядерного вибуху (ПЯВ).....	363
Запитання для самоконтролю.....	364
4.3. Прилади радіаційної розвідки та контролю іноземних армій.....	365
4.4. Градування військової дозиметричної апаратури та особливості її зберігання.....	385
РОЗДІЛ 5. ЕКСПЛУАТАЦІЯ ДЖЕРЕЛ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ, ЯКІ ВИКОРИСТОВУЮТЬСЯ У ВІЙСЬКАХ РХБ ЗАХИСТУ.....	397
5.1. Експлуатація джерел іонізуючого випромінювання, які використовуються у військах РХБ захисту.....	397
5.1.1. Зразкові джерела іонізуючих випромінювань.....	398
5.1.2. Радіаційна обстановка під час використання у військах різних джерел іонізуючих випромінювань.....	405
5.1.2.1. Норми радіаційної безпеки під час роботи із джерелами іонізуючого випромінювання.....	412
5.1.2.2. Захист під час роботи із закритими джерелами іонізуючого випромінювання.....	414
5.1.3. Приміщення для роботи із закритими джерелами іонізуючого випромінювання.....	418
5.1.4. Особливості організації робіт із закритими джерелами іонізуючого випромінювання.....	424
5.1.5. Робота з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді.....	430
5.1.6. Експлуатація джерел іонізуючого випромінювання.....	439
5.1.7. Утримання і дезактивація робочих місць і обладнання.....	457
5.1.8. Дії особового складу з запобігання аварії (пожежі) та іншим непередбаченим випадкам з джерелами іонізуючого випромінювання.....	460

5.1.9. Радіаційний контроль.....	463
5.2. Організація забезпечення радіаційної безпеки.....	466
5.2.1. Обов'язки посадових осіб з питань радіаційної безпеки.....	466
5.2.2. Перевірка стану забезпечення радіаційної безпеки у військах.....	468
Запитання для самоконтролю.....	470
Додатки.....	471
Предметний покажчик.....	522
Список літератури.....	524

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ

ІВ	– іонізуюче випромінювання;
ГЛ	– газорозрядні лічильники;
ВДА	– військова дозиметрична апаратура;
ПД	– потужність дози;
ПЕД	– потужність експозиційної дози;
ЕД	– еквівалентна доза;
ПЯВ	– продукти ядерного вибуху;
ФЕП	– фотоелектронний помножувач;
БД	– блок детектування;
БЖ	– блок живлення;
ВПС	– вимірювач постійного струму;
ППС	– підсилювач постійного струму;
ВСЧ	– вимірювач середньої частоти;
ІП	– індикаторний пристрій;
ЯВ	– ядерний вибух;
ПРРМ	– повітряна радіаційна розвідка місцевості;
РРПП	– радіаційна розвідка повітряного простору;
ЕРВ	– електрорадіовироби;
ЕМВ	– електромагнітне випромінювання;
ЕМІ	– електромагнітний імпульс;
НПП	– напівпровідникові прилади;
ЕРС	– електрорушійна сила;
ОЗП	– оперативно – запам'ятовуючий пристрій;
РКІ	– рідиннокристалічний індикатор.

ВСТУП

Дозиметрія іонізуючих випромінювань є самостійним розділом прикладної ядерної фізики, у якому розглядаються властивості іонізуючих випромінювань, фізичні величини, що характеризують взаємодію випромінювань із середовищем, а також методи вимірювання цих величин.

Відкриття штучної радіоактивності та можливості отримання радіоактивних ізотопів хімічних елементів сприяли розробленню методик виміру радіоактивності елементів.

Терміни «радіація», «опромінення», «гостра променева хвороба» нерозривно пов'язані з першим практичним застосуванням внутрішньоядерної енергії: атомними бомбардуваннями Хіросіми та Нагасакі. З того часу людство мимовільно пов'язало ці терміни, які раніше використовувались у лише вузькому колі спеціалістів, з будь-яким практичним застосуванням ядерної енергії, а не тільки з її використанням у військовій справі.

Але необхідно зазначити, що значний прогрес у галузі створення приладів, які реструкують іонізуючі випромінювання (ІВ), був досягнутий завдяки необхідності удосконалення та розвитку військової дозиметричної апаратури (ВДА). З появою ядерної зброї як у США, так і в Радянському Союзі, ВДА вже протягом півстоліття дозволяє вирішувати завдання з ведення радіаційної розвідки, із забезпечення контролю зараження особового складу, озброєння, техніки і запасів матеріальних засобів радіоактивними речовинами, з контролю за зміною ступеня зараження місцевості.

Під час виконання заходів радіаційної розвідки та радіаційного контролю по суті виявляється та оцінюється один і той же фактор – радіаційна небезпека, кількісними показниками якої є потужність дози та доза радіоактивного опромінення, а для радіометричного контролю додатково кількісними показниками є поверхнева та питома активність відібраних проб.

Завдання щодо забезпечення вказаними кількісними показниками вирішується однією з функціональних підсистем системи РХБ захисту – системою **військової дозиметрії**.

Під військовою дозиметрією будемо розуміти комплекс погоджених за місцем та часом рентгенметричних та радіометричних вимірювань, які забезпечують своєчасну та достовірну оцінку боєздатності військ за радіаційним фактором під час виконання бойових завдань за призначенням.

Трагічна випадковість в зв'язку із аварією на ЧАЕС поставила перед військами завдання, під час вирішення яких управління ними здійснювалось в умовах впливу лише одного бойового фактора – радіоактивного забруднення місцевості.

Досвід виявлення радіаційної обстановки на ЧАЕС, довів необхідність виконання таких основних заходів, як радіаційна розвідка місцевості (РРМ);

контроль радіоактивного забруднення (КРЗ) приміщень, техніки й особового складу; контроль радіоактивного забруднення повітря, ґрунту, води, продуктів і т.ін.; пошук високоактивних джерел випромінювання; визначення радіонуклідного складу проб; узагальнення та надання результатів. Питання визначення радіаційних характеристик наслідків застосування ядерної зброї та вимоги до системи військової дозиметрії, яка має функціонувати в умовах їх впливу, достатньо широко висвітлені у науковій літературі [1,2–6]. Результати наукового вирішення вказаних питань технічно реалізовані в зразках військових дозиметричних приладів, що в цей час знаходяться на озброєнні в підрозділах РХБ захисту.

З появою нових завдань для служб РХБ захисту, пов'язаних з екологічним моніторингом військових об'єктів, виникла необхідність значно розширити діапазон вимірювань, а також використовувати методи спектрометрії.

На цей час військові прилади радіаційної розвідки та контролю являють собою іноді досить складні пристрої, у яких зосереджено накопичений досвід з використання обчислювальної техніки та містять досить швидкодіючі спектрометричні детектори, які потребують достатньої конструктивної та технологічної обробки. У технічній літературі використовується термін «аналітичні засоби», що підкреслює не тільки автоматизацію вимірювання іонізуючих випромінювань, але й урахування різних поправок та коефіцієнтів. Більше уваги стали приділяти автоматичній стабілізації режимів роботи апаратури, стандартизації електричних і конструктивних рішень, сполученню та обробці інформації на ЕОМ, автоматичній установці інтервалів і діапазонів вимірювань в одиницях еквівалентної дози.

У військових частинах особовому складу, який постійно або тимчасово працює безпосередньо з джерелами іонізуючих випромінювань, створюються умови роботи, які відповідають вимогам основних санітарних правил роботи з радіоактивними речовинами та іншими джерелами іонізуючих випромінювань, інших санітарних норм і правил, правил з охорони праці, техніки безпеки, вибухової та пожежної безпеки. За основу даних методичних рекомендацій взяті норми радіаційної безпеки України (НРБУ-2000), які є основним юридичним документом України, що визначає умови роботи в сфері впливу іонізуючого випромінювання. У НРБУ-2000 покладені такі принципи: не перевищення встановленої дозової характеристики; виключення будь-якого необґрунтованого опромінювання; зниження дози опромінювання до максимально низького рівня. У процесі роботи із радіоактивними речовинами і ДІВ першочергового значення набуває правильна організація праці, що забезпечує безпеку обслуговуючого персоналу й усього населення в цілому. Правильно організувати роботу із радіоактивними речовинами – це передбачити такий комплекс заходів щодо забезпечення радіаційної безпеки, за якого рівні випромінювання від джерел

зовнішнього та внутрішнього опромінення не перевищуватимуть регламентовані дозові межі для відповідних категорій осіб і груп критичних органів.

Необхідно зазначити, що підготовка офіцера військ РХБ захисту за основним фахом передбачає надання фундаментальних систематизованих знань не тільки з питань бойового застосування ВДА в ході бойових дій військ, але і з організації радіаційної безпеки у військах у мирний час. Вивчити призначення, будову і принцип роботи технічних засобів радіаційної розвідки та контролю, а також правила роботи з ними та з джерелами іонізуючого випромінювання, багато в чому допоможе матеріал даного підручника.

У перших двох розділах підручника розглядаються загальні характеристики іонізуючих випромінювань і взаємодія їх із речовиною, у тому числі і з організмом людини, основи забезпечення боєздатності військ під час впливу радіаційного фактора. Крім того для закріплення знань у розділах проведена систематизація усіх типових завдань, які необхідні для практичної організації радіаційної безпеки у військах.

Третій розділ присвячений теоретичним основам методів реєстрації та дозиметрії іонізуючих випромінювань, які застосовуються у військовій дозиметричній апаратурі.

Четвертий розділ цього підручника присвячений військовій дозиметричній апаратурі – основам її будови та вимогам до аналітичних засобів радіаційної розвідки та контролю; технічним засобам радіаційного спостереження, радіаційній розвідці та контролю радіаційного опромінення. У розділі, на відміну від попередніх видань, значно більше уваги приділяється особливостям побудови блоків детектування та цифровим схемам і пристроям обробки інформації. Крім того в розділі розглядаються основи радіометричного аналізу та можливість застосування спектрометрії ІВ у військах РХБ захисту. На погляд авторів, використання методів спектрометрії є доцільним під час забезпечення оперативної оцінки рівня забрудненості та складу радіонуклідів.

У п'ятому розділі проведена систематизація та аналіз керівних документів щодо експлуатації джерел іонізуючого випромінювання, відпрацьовані алгоритми розробки інструкцій щодо забезпечення радіаційної безпеки та ліквідації наслідків аварій (пожеж) з джерелами іонізуючого випромінювання. Методичні рекомендації, які наведені у даному розділі, призначені для використання в повсякденній діяльності особами, що відповідають за радіаційну безпеку у військових частинах, формуваннях, складах (базах), установах Міністерства оборони.

Автори висловлюють глибоку вдячність В.Г. Єременку, В.Б. Матикіну, О.М. Григор'єву за наданий матеріал, який сприяє поліпшенню змісту підручника.

ОСНОВИ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ ВІЙСЬК

Радіація (від латинського слова *radio-* випромінюю) являє собою випромінювання, яке йде від якого-небудь тіла. Світло, радіохвилі – усі вони відрізняються довжиною хвилі, вірніше, визначеним діапазоном довжини хвиль. Чим коротше довжина хвилі, тим більшу енергію переносить випромінювання. Енергію цих хвиль прийнято вимірювати в електрон-вольтах (eV). У таких одиницях світлові хвилі, що виникають під час взаємодії молекул, які ми сприймаємо за допомогою зору, мають енергію близько 2 eV.

Ядерні випромінювання виникають під час перетворення атомних ядер, і їхньої енергії значно більше – у сотні тисяч і навіть мільйони разів! Наприклад, радіоактивний цезій-137 випускає гамма-кванти з енергією 661 кілоелектронвольт (keV). Наші органи почуттів не сприймають такі випромінювання, тобто для людини вони залишаються невидимими й невідчутними. Під час оцінки ефекту взаємодії з різними живими організмами прийнято поділяти випромінювання на іонізуючі та неіонізуючі.

Іонізуючі випромінювання мають ряд загальних властивостей, два з яких – здатність проникати через матеріали різної товщини й іонізувати повітря і живі клітинки організму – заслуговують особливо пильної уваги.

1.1. Загальні характеристики іонізуючих випромінювань

1.1.1. Іонізуюче випромінювання

Іонізуюче випромінювання (ІВ) – випромінювання, енергії якого достатньо для іонізації середовища, що опромінюється.

Іонізація – це процес поділу електрично нейтрального атома на дві протилежно заряджені частинки: негативний електрон і позитивний іон.

Для цього необхідно затратити деяку енергію, яка у більшості атомів знаходиться в межах від 9 до 34 eV. Якщо енергія, яка передана атому, менша за енергію, необхідну для виривання електронів, то іонізації не відбувається. В цьому випадку може відбутися збудження атома. Збуджений атом має збиток енергії, яка вивільняється у вигляді випромінювання у разі повернення атома в нормальний стан. Електрон, вирваний із атома в результаті іонізації, як правило, не залишається довго у вільному стані: він «прилипає» до нейтрального атома або нейтральної молекули, створюючи негативний іон.

Таким чином, у звичайних умовах іони створюються парами. Іони, які виникли, зникають у результаті їх **рекомбінації**, тобто процесу возз'єднання

негативних та позитивних іонів, у якому створюються нейтральні атоми або молекули.

Під час середньої роботи на один акт іонізації у повітрі, яка дорівнює 34 еВ ($eV=1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$), мінімальна частота електромагнітних хвиль, що мають іонізуючі здібності, визначається в такий спосіб:

$$\nu_{\min} = \frac{E}{h} = \frac{34 \cdot 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}}{1,055 \cdot 10^{-34} \text{ Дж} \cdot \text{с}} \approx 5 \cdot 10^{16} \text{ Гц}, \quad (1.1)$$

де h – стала Планка. Частота ν_{\min} відповідає глибокій ультрафіолетовій області спектра електромагнітних хвиль. Отже до іонізуючого випромінювання належать ультрафіолетові та рентгенівські промені, гамма-кванти (рис. 1.1). Причому, чим вища їхня частота, тим більша їхня енергія (E) і тим сильніша проникна здатність.

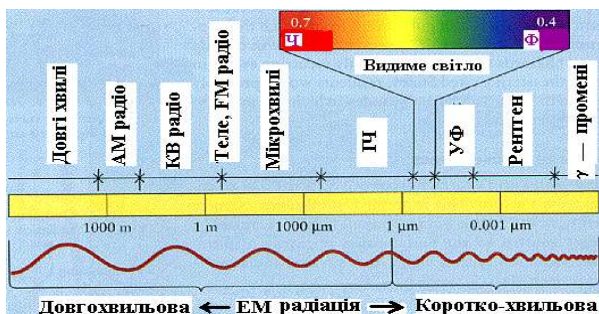


Рис. 1.1. Спектр електромагнітних випромінювань

Ніякий інший вид енергії, поглиненої у тій же кількості, не супроводжується настільки важким ураженням організму, яке викликано іонізуючим випромінюванням.

Наприклад, зовнішнє опромінення людей гамма-квантами, а також тепловими і швидкими нейтронами при поглиненні енергії (дозі) відповідно 315, 105 і 32 Дж (якщо маса людини 70 кг) призводить у 50 % випадків до смерті протягом наступного місяця.

Враховуючи надзвичайно високу біологічну небезпеку іонізуючих випромінювань ЯВ, та випромінювань, які створюються під час зруйнувань (аварій) на підприємствах атомної енергетики, у подальшому під ІВ будемо розглядати тільки випромінювання внутрішньоядерного походження: потоки заряджених часток, незаряджених (нейтральних) частинок і фотони (гамма-кванти).

Розрізняють безпосередньо іонізуюче випромінювання та непряме іонізуюче випромінювання. Безпосередньо ІВ – випромінювання, що

складається із заряджених частинок, які мають кінетичну енергію, достатню для іонізації під час зіткнення. До нього належать електрони, протони, альфа-частинки. Непряме ІВ – випромінювання, що складається з незаряджених частинок, які можуть створювати безпосередньо ІВ і (або) викликати ядерні перетворення. Непряме ІВ може складатися з нейтронів, фотонів тощо.

Фотонне ІВ може складатися з гамма-випромінювання, рентгенівського випромінювання, гальмового й характеристичного випромінювання.

За взаємодією ІВ поділяються на первинне і вторинне.

Первинне ІВ – це випромінювання, яке в розглянутому процесі взаємодії із середовищем або вважається вихідним.

Вторинне ІВ – це випромінювання, що виникає в результаті взаємодії первинного ІВ з розглянутим середовищем.

Залежно від характеру поширення в просторі розрізняють спрямоване й дифузійне ІВ. Спрямоване ІВ – це випромінювання з виділеним напрямком поширення. Дифузійне ІВ – це випромінювання, що не має переважного напрямку поширення.

В залежності від енергії частинок або фотонів ІВ буває моноенергетичним, немонаенергетичним і змішаним.

Моноенергетичне ІВ – це випромінювання, що складається з фотонів однакової енергії або частинок одного виду з однаковою кінетичною енергією. Немонаенергетичне ІВ – це випромінювання, що складається з фотонів різної енергії або частинок одного виду з різною кінетичною енергією. Змішане ІВ – це випромінювання, що складається з частинок різного виду або частинок і фотонів.

Поле ІВ характеризується енергією частинок або фотонів, потоком, щільністю потоку іонізуючих частинок і фотонів, потоком енергії або щільністю потоку енергії. За одиницю енергії в системі вимірювання взято джоуль (Дж). Допускається застосування одиниці енергії електрон-вольт (еВ).

1.1.2. Кількісні характеристики поля іонізуючого випромінювання

Поле ІВ визначається такими характеристиками:

- потік іонізуючих частинок – Φ_n ;
- щільність потоку іонізуючих частинок – φ_n ;
- потік енергії іонізуючих часток – Φ ;
- щільність потоку енергії іонізуючих часток – φ .

Потік ІВ – це відношення числа іонізуючих частинок dN , що падають на дану поверхню за інтервал часу dt , до цього інтервалу:

$$\Phi_n = \frac{dN}{dt}, \text{ с}^{-1}. \quad (1.2)$$

Як одиниця вимірювання потоку взята одна частинка (фотон) за секунду (с^{-1}). Щільність потоку ІВ – це відношення потоку іонізуючих частинок $d\Phi_n$,

що проникають в об'єм елементарної сфери, до площі поперечного перерізу dS цієї сфери:

$$\varphi_n = \frac{d\Phi}{dS}, \text{ с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}. \quad (1.3)$$

За одиницю вимірювання щільності потоку взята одна частинка (фотон) за секунду на квадратний метр ($\text{с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$). Дані одиниці спеціальної назви не мають. Потік енергії ІВ – це відношення сумарної енергії (крім енергії спокою) dE всіх іонізуючих частинок, що падають на дану поверхню за інтервал часу dt , до цього інтервалу:

$$\Phi = \frac{dE}{dt}, \text{ Дж} \cdot \text{с}^{-1} \text{ (Вт)}. \quad (1.4)$$

За одиницю потоку енергії випромінювання взятий ват (Вт). Щільність потоку енергії ІВ – це відношення потоку енергії іонізуючих часток $d\Phi$, що проникають в об'єм елементарної сфери, до площі поперечного перерізу dS цієї сфери:

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dS}, \text{ Вт} \cdot \text{м}^{-2}. \quad (1.5)$$

Одиницею вимірювання щільності потоку енергії іонізуючого випромінювання є ват на квадратний метр ($\text{Вт} \cdot \text{м}^{-2}$). У випадку моноенергетичного випромінювання $dE = E \cdot dN$, тоді з урахуванням наведених вище виразів отримаємо:

$$\varphi = \varphi_n E. \quad (1.6)$$

Для безперервного в деякій області спектра енергії випромінювання

$$\varphi = \int_E E \varphi_n(E) dE, \quad (1.7)$$

де $E \cdot \varphi_n(E)$ – щільність потоку енергії випромінювання в енергетичному інтервалі від E до $E+dE$. Проходження іонізуючих випромінювань через будь-яке середовище супроводжується втратою їхньої енергії на іонізацію, збудливістю молекул і атомів середовища та на випромінювання під час гальмування. Імовірність кожного процесу залежить від виду та енергії випромінювання, від атомного номера поглинаючого середовища тощо.

Поглинаюча дія середовища характеризується коефіцієнтом ослаблення. Коефіцієнт ослаблення може бути лінійним, масовим, атомним. Лінійний коефіцієнт ослаблення визначається як відношення частки dN/N непрямо іонізуючих частинок даної енергії, що взаємодіють між собою під час проходження елементарного шляху dl у середовищі, до довжини цього шляху:

$$\mu_n = -\frac{1}{N} \frac{dN}{dl}. \quad (1.8)$$

Лінійний коефіцієнт ослаблення вимірюється в одиницях м^{-1} або см^{-1} . Величина лінійного коефіцієнта ослаблення пропорційна щільності середовища, тому під час практичних розрахунків часто користуються масовим коефіцієнтом ослаблення. Масовий коефіцієнт ослаблення визначається як відношення лінійного коефіцієнта ослаблення до щільності ρ середовища, через яке проходить непрямо іонізуюче випромінювання:

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} = -\frac{1}{\rho N} \frac{dN}{dl}. \quad (1.9)$$

Вимірюється μ_m в одиницях $\text{м}^2 \cdot \text{кг}^{-1}$ або в $\text{см}^2 \cdot \text{г}^{-1}$. Розглядаючи ослаблення фотонного випромінювання, можна користуватися також атомним коефіцієнтом ослаблення. Атомний коефіцієнт ослаблення визначається як відношення лінійного коефіцієнта ослаблення до концентрації n атомів середовища, через яке проходить побічно іонізуюче випромінювання:

$$\mu_a = -\frac{1}{n N} \frac{dN}{dl}. \quad (1.10)$$

Поглиняльну дію середовища можна характеризувати величиною середнього лінійного або масового пробігу іонізуючої частинки, шаром половинного ослаблення та гальмівною здатністю речовини.

Середній лінійний пробіг іонізуючої частинки визначається як середня глибина проникнення іонізуючої частинки в даній речовині в заданих умовах.

Середній масовий пробіг іонізуючої частинки визначається як добуток середнього лінійного пробігу іонізуючої частинки в даній речовині на щільність цієї речовини.

Шар половинного ослаблення – це товщина речовини, що послабляє спрямоване іонізуюче випромінювання у два рази. Розрізняють шар половинного ослаблення потоку іонізуючого випромінювання і шар половинного ослаблення енергії випромінювання. Гальмівну здатність речовини поділяють на лінійну, масову й атомну.

Лінійна гальмівна здатність речовини визначається як відношення енергії dE , що зникає зарядженою частинкою під час проходження елементарного шляху dl у речовині, до довжини цього шляху:

$$S = \frac{dE}{dl}. \quad (1.11)$$

Масова гальмівна здатність речовини визначається як відношення лінійної гальмівної здатності речовини до густини речовини:

$$S_m = \frac{S}{\rho} = \frac{1}{\rho} \frac{dE}{dl} . \quad (1.12)$$

Лінійна гальмівна здатність речовини вимірюється в одиницях Дж·м⁻¹ або еВ·м⁻¹, масова гальмівна здатність речовини – в одиницях Дж·м⁻²·кг⁻¹ або еВ·м⁻²·кг⁻¹. Атомна гальмівна здатність речовини визначається як відношення лінійної гальмівної здатності речовини до концентрації n атомів цієї речовини:

$$S_a = \frac{1}{n} \frac{dE}{dl} . \quad (1.13)$$

Для кількісної оцінки дії випромінювання на речовину вводять поняття лінійної іонізації й повної іонізації частинкою. Лінійна іонізація визначається як відношення числа dN_i іонів одного знака, утворених іонізуючою частинкою на елементарному шляху dl , до цього шляху:

$$N_i = \frac{dN_i}{dl} . \quad (1.14)$$

Повна іонізація – це повна кількість іонів одного знаку, утворених іонізуючою частинкою на всьому її шляху. Поглинання енергії іонізуючого випромінювання в речовині може викликати в ньому різні зміни. Ступінь зміни може бути мірою величини, що характеризує іонізуюче випромінювання.

Під вимірюванням іонізуючого випромінювання розуміють вимірювання фізичної величини, що характеризує джерело або поле іонізуючого випромінювання, радіоактивні зразки або взаємодію іонізуючих випромінювань із речовиною.

Теоретичною та практичною основою дозиметрії є закони взаємодії іонізуючих випромінювань із середовищем. На різних видах взаємодії випромінювань із середовищем засновані методи їхньої реєстрації.

1.1.3. Джерела іонізуючого випромінювання

Джерело іонізуючого випромінювання (ДІВ) – об'єкт, що містить радіоактивний матеріал або технічний пристрій, який створює або в певних умовах здатний створювати іонізуюче випромінювання. Розрізняють закриті та відкриті джерела іонізуючих випромінювань.

Закрите джерело – радіонуклідне джерело іонізуючого випромінювання, конструкція якого перешкоджає взаємним контактам радіоактивного матеріалу і середовища, що оточує джерело і виключає його забруднення радіоактивною речовиною вище допустимого, за діючими нормами, рівня в умовах, передбачених для джерела.

У військах у озброєнні та військовій техніці використовуються, як правило, лише закриті ДІВ, короткі радіаційні характеристики яких надані в табл. 1.22 та дод. 10. Крім того під час роботи з радіоактивними речовинами та іншими ДІВ з'являються радіоактивні продукти, які отримали назву «радіоактивні відходи» та підлягають видаленню.

У військових умовах найбільш широко використовується як джерело іонізуючого випромінювання кобальт-60 (цезій-137) для перевірки і відновлення градування дозиметричних приладів. Цей ізотоп має період піврозпаду 5,3 роки і є джерелом бета-випромінювання з енергією частинок 0,31 МеВ і гамма-випромінювання з енергією квантів 1,17 і 1,33 МеВ.

У практичному використанні кобальта-60 основну роль відіграє гамма-випромінювання.

Відкрите джерело – радіонуклідне джерело іонізуючого випромінювання, конструкція якого допускає контакт радіоактивного матеріалу і середовища, що оточує і не виключає можливості його забруднення речовиною вище допустимого рівня, встановленого для закритого джерела, в умовах, передбачених для його використання.

Потужним джерелом іонізуючого випромінювання є ядерний вибух, що виникає в результаті штучного ділення розпаду в ході ланцюгової реакції урану-235, урану-238 і плутонію-239. Під час ядерного (термоядерного) вибуху з'являється потужний потік іонізуючого випромінювання, він виникає безпосередньо в процесі розпаду й синтезу речовини, що складає заряд боєприпасів. Під час ядерного і комбінованого вибухів в атмосфері на висоті менш ніж 30 км на частку енергії іонізуючих випромінювань припадає 15 % сумарної енергії вибуху. З них приблизно 5 % – проникаюча радіація (гамма-нейтронний потік), що діє в першу хвилину після вибуху, 10 % сумарної енергії ядерного вибуху припадає на випромінювання радіоактивного зараження, що виявляється протягом тривалого часу. Основними джерелами радіоактивного зараження є:

- продукти поділу ядерного заряду (урану $^{238}_{92}U$ та плутонію $^{239}_{94}Pu$);
- радіоактивні ізотопи (радіонукліди), що утворюються в ґрунті та інших матеріалах під впливом нейтронів – наведена активність;
- частина ядерного палива, що не зазнала поділу.

Частка енергії іонізуючих випромінювань є невеликою частиною енергії, що вивільняється під час ядерного вибуху, однак унаслідок великої її проникаючої здатності, вона може впливати на особовий склад вражаючою дією на значній відстані від джерела виникнення і навіть в укриттях.

Одним з найважливіших джерел іонізуючих випромінювань є транспортні та стаціонарні енергетичні ядерні реактори. Вони використовують ядерне паливо, до складу якого входять речовини, що мають властивість ділитися (уран $^{235}_{92}U$, плутоній $^{239}_{94}Pu$ тощо).

Прикладами ядерного пального є природний уран, двоокис урану UO_2 , сплави урану із металами, двоокис плутонію PuO_2 тощо. Як ядерне паливо в сучасних ядерних реакторах використовують речовини, що містять у собі уран.

Уран досить широко розповсюджений у природі, але промислові уранові руди мають досить незначну кількісну концентрацію урану, що у середньому складає 0,1–0,5 %, а частіше і ще менше – 0,08–0,05 %.

До того ж у природі тільки ізотопи урану $^{235}_{92}U$ здатні самостійно підтримувати ядерну реакцію, тому для забезпечення ядерної реакції, що регулюється та відбувається у ядерному реакторі атомної електростанції (АЕС) необхідне ядерне паливо на основі збагаченого урану, тобто урану з підвищеним умістом урану $^{235}_{92}U$. Збагачення урану визначається як ваговий уміст $^{235}_{92}U$ у природному урані, який виражений у частках (відсотках).

У випадку зруйнування (аварії) ядерно-енергетичного реактора, на великих площах і значних відстанях від АЕС виникає довготривале радіоактивне забруднення місцевості. Радіоактивне забруднення місцевості у випадку зруйнування (аварії) на АЕС за складом радіоактивних речовин, площею забруднення, рівнями радіації на забрудненій місцевості та тривалістю її забруднення суттєво відрізняється від радіоактивного зараження місцевості у випадку ядерного вибуху.

За складом радіоактивних речовин, поряд із ізотопами урану, плутонію (як і під час ядерного вибуху) у місці аварійного викиду буде спостерігатися наявність короткоживучих радіоізоотопів (йод $^{131}_{53}I$, телур $^{132}_{52}Te$, цезій $^{134}_{55}Cs$, $^{137}_{55}Cs$) та газів (ксенон $^{133}_{54}Xe$, криптон $^{85}_{36}Kr$).

Особливостями радіоактивного забруднення під час зруйнування (аварії) на АЕС у порівнянні з зараженням від ядерного вибуху є:

1) велика тривалість викиду радіоактивних речовин у навколишнє середовище, який продовжується до повної герметизації зруйнованого реактора. Це ускладнює, а іноді і виключає можливість прогнозування радіаційного стану на території, що оточує аварійний реактор;

2) під час зруйнування (аварії) утворюються дрібнодисперсні аерозолі з розмірами частинок 0,5–3 мкм (під час ядерного вибуху – 60 і більше мкм), які здатні тривалий час знаходитися в повітрі у зваженому стані та розповсюджуватися за напрямком вітру на великі відстані. Ці дрібнодисперсні аерозолі не фільтруються носоглоткою людини і не видихаються з повітрям, а осідають у легенях та у подальшому розносяться кров'яними потоками по організму;

3) висока хімічна активність викинутих радіонуклідів забезпечує міцне їх зчеплення з різними поверхнями (наприклад технікою) і ускладнює проведення робіт з їх дезактивації;

4) радіонукліди у вигляді газоаерозольної суміші впродовж тривалого часу викидаються із зони зруйнованого реактора в приземний шар атмосфери (до 200–500 м), який характеризується мінливістю метеорологічних умов, що призводить до нерівномірного забруднення і визначає суцільну конфігурацію меж забруднення місцевості у радіусі 100 км від місця руйнування (аварії);

5) спад рівнів радіації під час руйнувань (аварій) АЕС, за рахунок спаду активності радіонуклідів, відбувається значно повільніше, ніж у випадку ядерних вибухів, оскільки під час експлуатації реактора у ньому накопичуються довгоживучі ізотопи, що обумовлює більш тривале забруднення місцевості;

6) забруднення характеризується великими масштабами з умовним виділенням зон: руйнування АЕС – до 500 м; розповсюдження газоаерозольної хмари до 10–20 км; суцільного забруднення – до 100 км; осередкового забруднення – до 1000 км;

7) уражаюча дія радіоактивного забруднення виявляється внаслідок внутрішнього і зовнішнього опромінення. Особливу небезпеку для особового складу буде становити період випадіння радіонуклідів (радіоактивний йод) із газоаерозольної хмари, упродовж якого незахищений особовий склад може отримати дозу внутрішнього опромінення від 400 до 3000 рад.

Руйнування ядерного реактора може статися не тільки у разі застосування звичайної зброї по АЕС, а і також унаслідок стихійного лиха, падіння літального апарату на споруду АЕС тощо. Вихід реактора з ладу супроводжується вибухом та руйнуванням системи трубопроводів, що містять теплоносій, пошкодженням реактора та його гальмуванням, відмовою системи керування і захисту, що викликає миттєву втрату герметичності конструкцій реактора, повне оплавлення ТВЕЛів і викид радіоактивних речовин з потоками пари в довкілля. Одночасно можливий розкид радіоактивних уламків конструкцій і ТВЕЛів на значній території.

У кожному несприятливому варіанті перебігу і розвитку аварії на АЕС в атмосферу може бути викинуто до 100 % радіоактивних благородних газів, цезію, телуру; 10–30 % стронцію; до 3 % ізотопів таких, як плутоній, рутеній, лантан, які з'являються у реакторі під час перебігу ядерної ланцюгової реакції. Загальна активність викиду під час аварій досягає 10 % від загальної активності реактора на момент руйнування або його зупинки і залежить від типу реактора, його електричної потужності та часу, що пройшов з моменту початку керованої ланцюгової реакції. Так, сумарна активність усіх ізотопів у реакторі типу ВВЕР-440 через рік експлуатації реактора складає величину порядку 10^9 Кі. Загалом у разі зруйнування (аварії) ядерного реактора у навколишнє середовище може бути викинуто понад 200 різноманітних радіоактивних ізотопів з максимальним періодом піврозпаду 200 років.

1.1.4. Взаємодія іонізуючого випромінювання з речовиною

1.1.4.1. Фізична природа радіоактивності

Як відомо, ядро атома складається з певного набору протонів, тобто заряджених частинок, кожна з масою $1,672 \cdot 10^{-24}$ г і електричним зарядом $q_e = 1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл, і нейтронів. Нейтрон є нейтральною частинкою з масою $1,674 \cdot 10^{-24}$ г. Загальна назва цих частинок – нуклони.

Кількість нуклонів у ядрі може бути різною і мати назву – масове число

A. Кількість протонів позначається літерою Z , яка визначає заряд ядра або кількість електронів в електронній оболонці атома. Кількість нейтронів позначається літерою N . Тому формулу ядра атома можливо записати так:

$$A = Z + N. \quad (1.15)$$

Кількість нейтронів у ядрах може бути різною. Найменша кількість нейтронів може дорівнювати нулю (ядро водню). Ядра різних хімічних елементів позначають ${}_Z^A X$, угорі ліворуч якого ставиться масове число A , а ліворуч унизу атомний номер Z . Наприклад, у загальному випадку ${}_Z^A X$.

Ізотопи (грец. «ті, що займають однакові місця») – речовини, ядра атомів котрих мають однакову кількість протонів, але різну кількість нейтронів.

Між протонами в ядрі діють сили відштовхування, що залежать від їхнього однойменного заряду. Але одночасно між протоном і нейтроном діють сили притягання, що не залежать від заряду частинок (рис. 1.2).

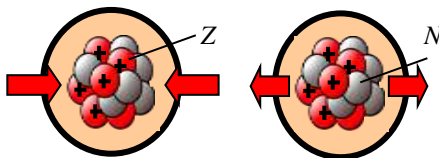


Рис. 1.2. Ядерні сили значно перевершують сили відштовхування протонів

Ці сили називаються ядерними, діють у межах $1,4 \cdot 10^{-13}$ см і на декілька порядків перевищують сили електричного відштовхування між частинками, утримуючи ці частинки у ядрі. Ядра, які мають співвідношення $N/Z=1-1,6$ є стійкими, а ядра із залишком або нестачею нейтронів – нестійкими. Зі збільшенням кількості протонів у ядрі сили відштовхування значно збільшуються, а це, як правило, призводить до ослаблення сил притягання настільки, що ядро розпадається на частини, тобто такі ядра стають нестійкими. Нестійкі ядра або розпадаються на частини, перетворюючись у ядра нових елементів, або випускають елементарні частинки, перетворюючись у ядра нових елементів без усякого впливу ззовні. Такі ядра

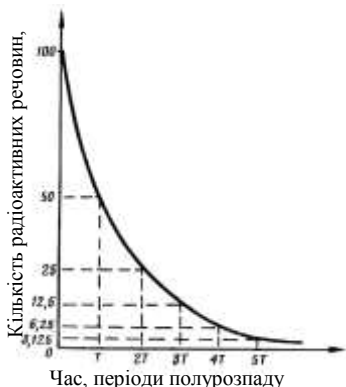


Рис. 1.3. Крива розпаду радіоактивної речовини

називаються радіоактивними, а випускання радіоактивним ядром елементарних частинок називається радіоактивністю.

Радіоактивність – це здатність ядер атомів хімічних елементів самочинно перетворюватися на ядра атомів інших хімічних елементів з виділенням енергії у вигляді іонізуючих випромінювань.

Розпад радіоактивних ядер не залежить від зовнішніх впливів, носить імовірнісний характер і визначається законом радіоактивного розпаду, що виражає зменшення кількості ядер атомів радіоактивної речовини в часі. Математичний вираз цього закону (рис.1.3) має вигляд:

$$N = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (1.16)$$

де N_0 – вихідна або первісна кількість нестійких ядер у речовині;

N – кількість ядер, що залишилися у речовині, і не зазнали розпаду за час t ;

λ – імовірність розпаду кожного ядра або стала радіоактивного розпаду (для кожного елемента своя).

Такий характер радіоактивного розпаду, за якого час, протягом якого розпадається половина спочатку наявних ядер радіоактивної речовини, є постійним і називається періодом піврозпаду $T_{1/2}$. Залежність величини $T_{1/2}$ від величини λ має вигляд:

$$T_{1/2} = \frac{0,693}{\lambda}. \quad (1.17)$$

Стала розпаду та відповідний їй період піврозпаду залежить тільки від стійкості ядер і відрізняються для ядер різних радіоактивних елементів.

Для 104 елементів періодичної системи Менделєєва відомо більше 1500 ізоотопів. Частина з них є в природі, інші отримані штучним шляхом. З них більше ніж 10 % ізоотопів придатні до альфа-розпаду. Це елементи періодичної системи Менделєєва з $Z > 82$ і 16 природних і штучних ізоотопів – лантанодів. Близько 48 % ізоотопів характеризується бета-розпадом, 11 % – позитронним бета-розпадом і 25 % – електронним орбітальним захопленням (головним чином, елементи другої половини періодичної системи Менделєєва з більшим Z).

Спонтанне ділення ядер має місце у 26 ізоотопах, у тому числі в 7 природних ізоотопах:

Th-230; Th-232; U-234; U-235; U-237; U-238; Pu-239.

Із усієї кількості ізоотопів лише близько 300 стабільні й приблизно 90 є природними радіоактивними речовинами.

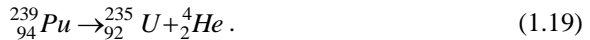
Перетворення ядер може відбуватися різними шляхами. Розглянемо більш докладно ці шляхи.

1.1.4.2. Альфа-випромінювання і взаємодія альфа-частинок із речовиною

Альфа-випромінювання – це корпускулярне випромінювання, що складається з альфа-частинок, яке випускається при ядерних перетвореннях. Альфа частинка позначається символом α . Цей вид розпаду характерний для атомів важких елементів з атомним номером $A \geq 200$. Загальна формула такого розпаду має вигляд:



Прикладом такого альфа-розпаду може бути розпад плутонію-239:



Альфа-частинка являє собою ядро атома гелію ${}^4_2 He$ внутрішньоядерного походження, що позбавлене електронної оболонки, і має значну енергію. Маса альфа-частинки дорівнює 4 а.о.м. (атомної одиниці маси) або $6,64 \cdot 10^{-24} \text{г}$, а заряд – подвійному заряду електрона $2e$ або $3,204 \cdot 10^{-19} \text{Кл}$. Енергія альфа-частинок, знаходиться в межах від $4,8 \cdot 10^{-13}$ до $1,4 \cdot 10^{-12} \text{Дж}$ (4–9 МеВ). Альфа-частинки мають швидкість у вакуумі від 14000 до 22500 км/с. Енергія альфа-частинки окремо взятого радіонукліда точна, тобто спектр енергії дискретний і складається з однієї або декількох ліній (рис. 1.4).

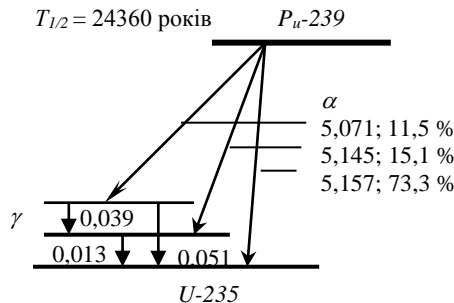


Рис. 1.4. Схема розпаду плутонію-239

Верхня горизонтальна лінія (рис. 1.4) зображує енергетичний рівень материнського ядра, нижня – нормальний енергетичний рівень дочірнього

ядра, проміжні горизонтальні лінії – збуджені енергетичні рівні дочірнього ядра.

Іноді альфа-частинки, що випромінюються ядрами одного виду, мають різну енергію. Це пов'язане з тим, що під час розпаду виникають збуджені ядра, які, переходячи в основний стан, випускають гамма-кванти, і енергія альфа-частинок зменшується на величину енергії цих гамма-квантів.

Під час проходження в речовині енергія альфа-частинки витрачається на іонізацію й збудження атомів поглинача. Втрати енергії обумовлені, в основному, електричною взаємодією полів альфа-частинки й зв'язаних орбітальних електронів атомів.

Траєкторія альфа-частинок у речовині прямолінійна, що обумовлено їхньою великою масою, яка приблизно в 7300 разів перевищує масу електрона.

Процес іонізації кількісно характеризується лінійною щільністю іонізації. Лінійна щільність іонізації n_α – це відношення числа пар іонів, утворених зарядженою часткою на шляху dR у середовищі, до довжини цього шляху:

$$n_\alpha = \frac{dN}{dR}, \text{ пар іонів/мм.} \quad (1.20)$$

Втрачаючи свою енергію за кожного акту взаємодії з атомами речовини, альфа-частинка загальмовується і зі зниженням швидкості руху протягом тривалого часу знаходиться поблизу того чи іншого атома. Її взаємодія з цим атомом стає більш тривалою, і зростає вірогідність іонізації атома.

Якщо середня лінійна щільність іонізації альфа-частинок у повітрі складає 30 000 пар іонів на 1 см шляху, то за декілька міліметрів до кінця пробігу, коли енергія і швидкість альфа-частинки зменшуються, її іонізуюча здатність досягає максимальної величини – приблизно 65 000 пар іонів на 1 см шляху.

Розподіл лінійної щільності іонізації за довжиною пробігу альфа-частинки описується кривою Брегга. Для повітря така крива має вигляд (рис. 1.5):

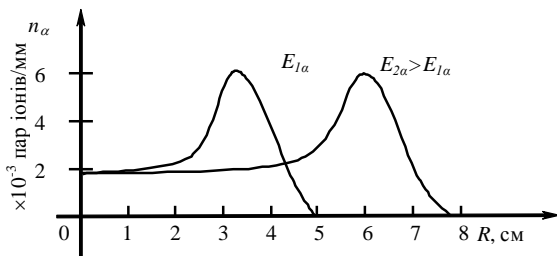


Рис. 1.5. Лінійна щільність іонізації альфа-частинки для повітря

Іонізуючі здатності альфа-частинок різних енергій однакові, але зміщені за довжиною шляху частинки. Збільшення лінійної щільності іонізації наприкінці пробігу альфа-частинки пояснюється тим, що частинка більший час перебуває в кулонівському полі орбітальних електронів і при цьому імовірність іонізації збільшується.

Важливою характеристикою є довжина пробігу альфа-частинки в речовині. У повітрі довжина пробігу визначається за формулою:

$$R_n = 0,318\sqrt{E_\alpha^3}, \quad (1.21)$$

де R_n – пробіг у повітрі, см; E_α – енергія альфа-частинки, MeV.

У будь-якій іншій речовині пробіг визначається за виразом:

$$R_A = 3,1 \cdot 10^{-4} \frac{\sqrt{A}}{\rho} R_n, \quad (1.22)$$

де R_A – пробіг у речовині з атомною масою A , см;

ρ – густина речовини, г/см³.

Розрахунки показують, що лінійний пробіг альфа-частинки, наприклад, з енергією 5 MeV буде:

– у повітрі – 2,5 см;

– в алюмінії – 16 мкм;

– у біологічній тканині – 43 мкм.

Це свідчить про те, що пробіг альфа-частинки в біологічній тканині незначний, тому поверхневий шар шкіри людини цілком забезпечує захист від зовнішніх потоків альфа-частинок. Однак потрапляння альфа-активних речовин усередину організму в кількостях, що перевищують припустимі значення, надзвичайно небезпечно, тому що поверхня внутрішніх органів не має захисного шару шкіри й зазнає більш сильного руйнування, ніж зовнішні покриви шкіри.

Тому альфа-дозиметрія визначає активність альфа-активних нуклідів у повітрі, воді й харчових продуктах, а також забруднення ними різних поверхонь. У той же час визначення дози зовнішнього опромінення в завдання альфа-дозиметрії не входить.

1.1.4.3. Бета-випромінювання і взаємодія бета-частинок із речовиною

Бета-випромінювання є корпускулярним випромінюванням, що являє собою потік бета-частинок, який випускається ядрами радіоактивних ізотопів. Прикладом такого бета-розпаду може бути розпад стронцію-90 (рис. 1.6).

Бета-частинки – це електрони, що мають негативний електричний заряд і позначаються символом β^- , а також позитивний заряд з позначенням β^+ .

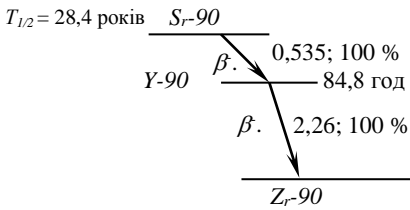


Рис. 1.6. Схема розпаду стронція-90

Такі частинки називаються позитронами. Як електрони, так і позитрони відносно один одного є античастинками, тому що мають однакову масу, що дорівнює $9,1 \cdot 10^{-28}$ г або 0,0005 атомної одиниці маси і рівні між собою, але протилежні за знаком заряди $\pm q_e = 1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл. Загальна формула таких розпадів має вигляд:



Енергетичний спектр бета-частинок безперервний від 0 до деякого максимального значення в результаті випадкового перерозподілу енергій між бета-частинкою і нейтрино, що виникли в результаті ядерного розпаду (рис. 1.7).

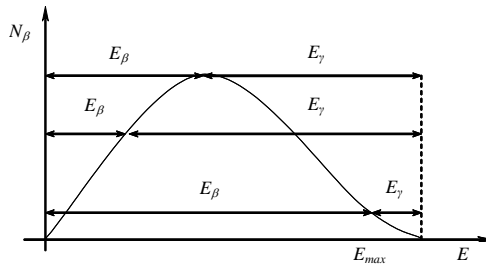


Рис. 1.7. Енергетичний спектр бета-частинки

До бета-розпаду належить ще один вид перетворення ядер – електронне захоплення, за якого ядро притягає до себе один із електронів з K - або L -оболонки орбіт атома. Місце захопленого електрона відразу ж заповнюється електроном з більш високого рівня, при цьому випускається рентгенівське випромінювання. Загальна формула такого розпаду має вигляд:



Під час проходження бета-частинок через речовину відбувається їхня електрична взаємодія з орбітальними електронами і ядрами атомів речовини. При цьому відбувається пружне розсіювання на атомних ядрах і непружне розсіювання на орбітальних електронах.

Під час пружного розсіювання загальна кінетична енергія взаємодії часток не змінюється, змінюється лише напрямок руху бета-частинок.

Непружне розсіювання бета-частинок на орбітальних електронах супроводжується передаванням останнім частини енергії, що призводить або до іонізації атома, або до його збудження. При цьому бета-частинка поступово, порціями, втрачає свою енергію, тобто відбувається її гальмування. У момент досягнення енергії теплового руху бета-частинка може бути захоплена атомом речовини з утворенням негативного іона.

Позитрон, що зіткнувся з електроном, з'єднується з ним, тобто анигілює (зникає) і перетворюється у два гамма-кванти з енергією 0,51 MeV кожний.

Багаторазова зміна напрямку бета-частинки у процесі взаємодії з речовиною приводить до того, що глибина проникнення її в речовину – довжина пробігу виявляється значно меншою дійсної довжини шляху бета-частинки в речовині (рис.1.8).

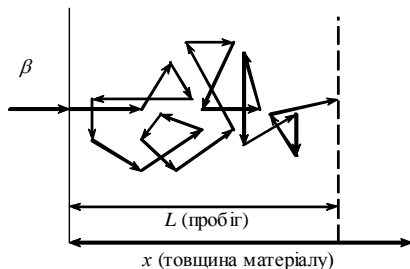


Рис. 1.8. Дійсна довжина шляху й довжина пробігу бета-частинки в речовині

Електрони, що утворені в процесі первинної іонізації, можуть також мати енергію, достатню для іонізації атомів середовища, тобто з'являється так звана вторинна іонізація. Таким чином, загальна іонізація носить об'ємний характер і складається з первинної та вторинної іонізації.

Маючи в багато разів меншу масу, ніж альфа-частинка, бета-частинка набуває значно більшої швидкості. Через це, а також внаслідок того, що заряд бета-частинки в два рази менше, ніж альфа-частинки, взаємодія електричного поля бета-частинки з електронами атомів на рівних відстанях у два рази слабше, ніж альфа-частинки, і значно короткочасніше. Це є причиною того, що вірогідність вибивання електрона із атома бета-частинкою менша, ніж альфа-частинкою. У середньому лінійна щільність іонізації бета-частинок у сотні разів менше, ніж альфа-частинок, і складає приблизно 100-300 пар іонів на 1 см шляху (в повітрі). Загальна кількість пар іонів, яка створюється бета-частинкою під час проходження в речовині, пропорційна її початковій енергії. Кожне радіоактивне джерело бета-випромінювання випромінює частинки

різних енергій від 0 до 3 МеВ у природних ізотопах і до 15 МеВ – у штучних ізотопах. Через те, що процес іонізації характеризується лінійною щільністю іонізації, то часто необхідно знати залежність лінійної щільності іонізації від енергії бета-частинок. Ця залежність наведена на рис. 1.9.

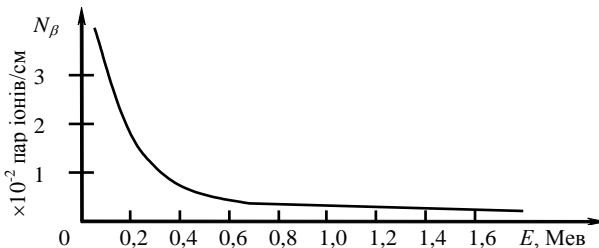


Рис. 1.9. Залежність лінійної щільності іонізації бета-частинок від їхньої енергії

З графіка видно, що за малих значень енергії бета-частинки, коли її швидкість незначна, вона довше перебуває в полі орбітальних електронів і має більшу імовірність передати орбітальному електрону частину своєї енергії, тобто кількість актив іонізації збільшується. За більших енергій бета-частинок (швидкість велика) така імовірність зменшується й кількість актив іонізації також зменшується.

Втрата енергії бета-частинками й розсіювання їх у речовині призводять до поступового ослаблення потоку бета-частинок, що досить точно визначається експонентною залежністю

$$\Phi_{n(x)} = \Phi_{n(0)} e^{-\mu x}, \quad (1.25)$$

- де $\Phi_{n(x)}$ – потік частинок за глибиною x поглиначя;
 $\Phi_{n(0)}$ – потік частинок на поверхні поглиначя ($x = 0$);
 μ – лінійний коефіцієнт ослаблення бета-випромінювання;
 x – товщина поглинаючого шару, см⁻¹.

Товщина шару речовини, у якому відбувається повне поглинання бета-частинок, відповідає максимальній довжині пробігу – довжині пробігу частинок, що мають найбільшу енергію в даному спектрі, і досить точно може бути визначена за емпіричними формулами:

$$R_{\beta} = \frac{-0,11 + \sqrt{0,0121 + 0,27 E_{\beta \max}^2}}{\rho}, \quad (1.26)$$

за $0,05 \text{ MeV} \leq E_{\beta \max} \leq 0,8 \text{ MeV}$

$$\text{або} \quad R_{\beta} = \frac{0,542 E_{\beta\text{max}} - 0,133}{\rho}, \quad (1.27)$$

за $E_{\beta\text{max}} > 0,8 \text{ MeV}$.

Розрахунки показують, що за енергії бета-частинки, наприклад у 3 MeV, її пробіг у повітрі складе 14,41 м, у воді – 15,3 мм, в алюмінії – 7,74 мм.

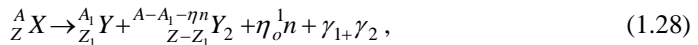
Таким чином, за рівної енергії бета-частинки в речовині проходять значно більшу відстань, ніж альфа-частинки, тобто бета-частинки мають більшу проникну здатність, ніж альфа-частини (приблизно в 100 разів).

Ця обставина й визначає завдання бета-дозиметрії. Крім визначення активності (активних нуклідів у повітрі, воді, харчових продуктах і забруднення ними різних поверхонь) бета-дозиметрія займається питанням вимірювання дози бета-випромінювання під час зовнішнього опромінення шкіри людини.

1.1.4.4. Нейтронне випромінювання і взаємодія нейтронів із речовиною

Нейтрон є однією з основних частинок, що входять до складу атомних ядер. Електричний заряд нейтрона дорівнює нулю, а масове число дорівнює одиниці. Позначення нейтрона має вигляд: ${}_0^1n$.

Як зазначалося раніше, деякі нестійкі ядра спонтанно, тобто мимовільно, можуть розпадатися на дві частини, кожна з частин має певний набір протонів і нейтронів. Як правило, такі частини вихідного ядра переважані нейтронами, що призводить до порушення балансу взаємодії ядерних і кулонівських сил у нових ядрах (частинах вихідного ядра). У результаті цього частина нейтронів вилітає з вихідного ядра, що ділиться, – це так звані миттєві нейтрони, або з утворившихся після розподілу частин вихідного ядра – це так звані запізнілі нейтрони. Нейтрони, що з'явилися, мають різну кінетичну енергію (швидкість руху) і, рухаючись у речовині, взаємодіють з ядрами елементів цієї речовини. Загальна формула такого розподілу має вигляд:



де η – число, що дорівнює 2-3.

Таким чином, утворені нейтрони створюють потік нейтронів, що, у свою чергу, визначається як нейтронне випромінювання, яке взаємодіє з навколишнім середовищем.

Під час взаємодії нейтронів з речовиною середовища вони або розсіюються, або захоплюються ядрами атомів цієї речовини.

Через те, що нейтрон електрично нейтральний, він не реагує з електричним полем атома й легко проходить через електронну оболонку атома,

досягаючи без труднощів ядра такого атома. При цьому можливі такі варіанти взаємодій нейтрона з ядром атома.

1. Пружне розсіювання, за якого нейтрон передає ядру частину кінетичної енергії й відскакує від ядра, змінивши напрямок свого руху. При цьому енергія нейтрона зменшується на величину кінетичної енергії, відданої ядру атома.

Ядро атома, отримавши від нейтрона додаткову енергію, починає рухатись, і якщо ця енергія досить значна, то ядро може бути вибитим з атома і як важка заряджена частинка буде взаємодіяти з нейтральними атомами, створюючи іонізацію середовища. Такі ядра отримали назву ядра віддачі. Схема пружного розсіювання зображена на рис. 1.10.

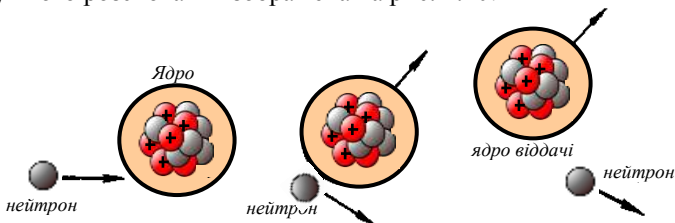


Рис. 1.10. Схема пружного розсіювання нейтронів

Пружне розсіювання нейтронів відбувається за будь-яких їхніх енергій і є найбільш ефективним видом взаємодії в зниженні енергії нейтронів до теплового рівня. Кінетична енергія ядра віддачі визначається за формулою:

$$E_{\text{я}} = \frac{4 M m_n}{(M + m_n)^2} E_n \cos^2 \Theta_{\text{я}}, \quad (1.29)$$

де M – маса ядра; m_n – маса нейтрона; E_n – початкова енергія нейтрона;

$\Theta_{\text{я}}$ – кут вильоту ядра віддачі відносно первісного напрямку руху нейтрона.

З цього виразу випливає, що чим менша маса ядра віддачі, тим більшу енергію воно здобуває під час зіткнення з нейтроном. Ядро водню (протон) отримує найбільшу енергію, що у загальному випадку визначається виразом:

$$E_p = E_n \cos^2 \Theta_{\text{я}}, \quad (1.30)$$

а за лобового зіткненні, коли $\Theta_{\text{я}}=0$, то

$$E_p = E_n. \quad (1.31)$$

Таким чином, під час розсіювання нейтрон втрачає свою енергію, тобто відбувається його сповільнювання. Так, енергія нейтрона зменшиться від 1 MeV до 0,025 eV (теплова рівновага), якщо він взаємодіє з ядрами кисню (A -

16) за 145 зіткнень, з ядром берилію ($A=9$) за 50 зіткнень, з ядрами водню ($A=1$) – за 18 зіткнень. Імовірність пружного розсіювання зростає зі зменшенням енергії нейтрона та заряду ядра.

2. Непружне розсіювання – взаємодія нейтрона з ядром (рис. 1.11), коли нейтрон проникає в нього, вбиваючи нейтрон меншої енергії іншого напрямку, ніж первісний, переводячи при цьому ядро в збуджений стан. Через деякий час таке ядро повернеться в основний стан з випускненням гамма-кванта. Баланс енергії непружного розсіювання дорівнює:

$$E_n = E_n + E_{\gamma}^* = E_n + E_{\gamma} . \quad (1.32)$$

Непружне розсіювання характерне для взаємодії нейтронів великої енергії ($E \geq 0,2$ MeV) – швидких нейтронів – з ядрами важких елементів.

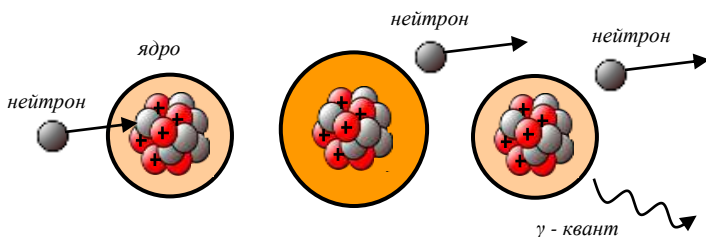
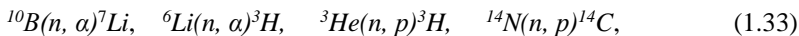


Рис 1.11. Схема непружного розсіювання нейтронів

3. Захоплення нейтрона. Нейтрон, зіткнувшись із ядром, проникає в нього і ядерними силами утримується в цьому ядрі. Ядро в цілому переходить у збуджений стан, а потім через деякий час повертається у вихідний стан. Надлишок енергії випускається у вигляді гамма-квантів або заряджених часток, тобто відбувається подібно до явища ядерної реакції за схемами (n, γ) ; (n, p) ; (n, n) ; (n, α) , наприклад:



або ядро ділиться з утворенням двох нових ядер (за виразом 1.28).

Схематично така взаємодія зображена на рис.1.12.

У ході ядерних реакцій енергія нейтрона повністю перетвориться в енергію вторинного випромінювання, що часто перевищує енергію самого нейтрона. Проникаюча здатність нейтронів велика (у повітрі до 300 м, у рідких і твердих речовинах до 1 см).

Іонізуюча здатність нейтронного випромінювання носить об'ємний характер і дуже небезпечна для біологічної тканини.

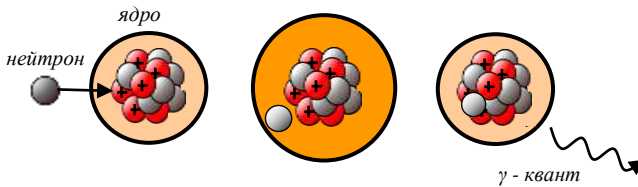


Рис. 1.12. Схема захвату нейтрона ядром

1.1.4.5. Гамма-випромінювання і взаємодія гамма-квантів із речовиною

Гамма-випромінювання – це фотонне випромінювання (високочастотне електромагнітне випромінювання $\nu=10^{18}-10^{21}$ Гц), що виникає під час зміни енергетичного стану атомних ядер або під час анігіляції частинок.

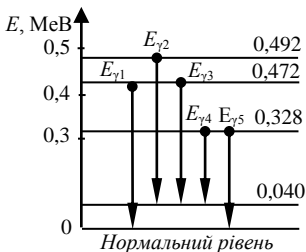


Рис.1.13. Схема перетворення ядра, що супроводжується випромінюванням гамма-квантів ($E_{\gamma 1}=0,472$ MeB, $E_{\gamma 2}=0,452$ MeB, $E_{\gamma 3}=0,432$ MeB, $E_{\gamma 4}=0,288$ MeB, $E_{\gamma 5}=0,328$ MeB)

Це випромінювання часто супроводжує альфа- або бета-розпад радіонуклідів. Позначення гамма-кванта має вигляд γ . Джерелом гамма-випромінювання є збуджені ядра, які протягом 10^{-12} с переходять у основний стан, випускаючи надлишок енергії у вигляді гамма-квантів (рис. 1.13).

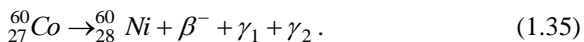
Іноді ядро послідовно випромінює ряд гамма-квантів, переходячи кожний раз у менш збуджений стан, поки не стане стабільним. Це явище отримало назву каскадного випромінювання. Гамма-кванти не мають ні заряду, ні маси спокою.

Їх випромінювання не призводить до утворення ядер нових елементів. Збуджене та стабільне ядро одного елемента відрізняється тільки енергією.

Якщо значком * позначити збуджений стан ядра, то процес випромінювання гамма-квантів може бути записаний таким чином:



Наприклад, бета-розпад радіонукліда кобальта-60 має вигляд:



Енергетичний спектр гамма-випромінювання є дискретним або лінійним.

Так, на прикладі збуджене ядро $^{60}_{28}\text{Ni}$ переходить в основний стан із виділенням послідовно двох гамма-квантів з енергіями 1,17 і 1,33 МеВ.

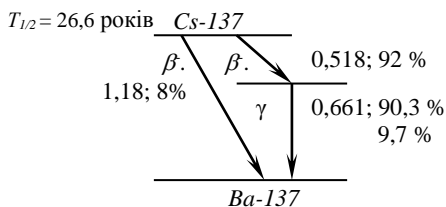


Рис. 1.14. Схема розпаду цезію-137

Таким чином, енергетичний спектр радіонукліда кобальт-60 складається з двох ліній. На рис. 1.14. наведена схема розпаду цезію-137, який використовується у військах РХБ захисту як джерело для перевірки градування дозиметричної апаратури.

Енергія гамма-квантів природних і штучних радіонуклідів знаходиться в інтервалі від 0,01 до 10 МеВ. Для абсолютної кількості продуктів ядерного вибуху взаємодія гамма-квантів з речовиною може відбуватися за трьома напрямками.

1-й напрямок. Гамма-квант, зіткнувшись з одним із внутрішніх електронів атома, передає йому всю свою енергію та зникає. Електрон, одержавши додаткову енергію, що перевищує його енергію зв'язку в атомі, розриває цей зв'язок і, маючи досить високу кінетичну енергію, вилітає з атома. Найбільш висока імовірність такої взаємодії з електронами L -рівня в атомі. Такий електрон отримав назву – фотоелектрон, а ефект – фотоелектронний ефект. Енергетичний баланс у цьому випадку буде мати вигляд:

$$E_{\gamma} \rightarrow E_{\tau} + E_i, \quad (1.36)$$

де E_{γ} – енергія гамма-кванта; E_{τ} – кінетична енергія фотоелектрона; E_i – енергія зв'язку електрона в атомі.

Через те, що значення $E_i \ll E_{\tau}$, можна вважати, що $E_{\tau} \cong E_{\gamma}$, тобто вся енергія гамма-квантів передається фотоелектрону. Місце фотоелектрона, що звільнилося, заповнюється електроном з рівня, який знаходиться вище, з випускненням фотона характеристичного випромінювання.

Це випромінювання невелике, поглинається середовищем поблизу атома та не викликає помітних вторинних ефектів. Схема фотоелектронного ефекту наведена на рис.1.15.

Сам же фотоелектрон, маючи достатню енергію, на своєму шляху буде здійснювати іонізацію середовища.

Фотоэффект характерний для гамма-квантів з енергією до 0,5 МеВ. Його імовірність характеризується коефіцієнтом поглинання τ (см⁻¹), який зростає зі збільшенням атомного номера речовини.

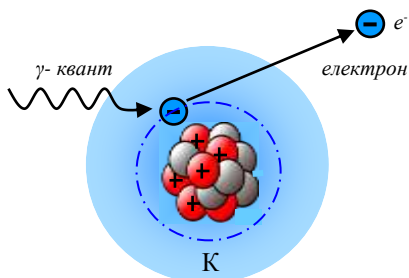


Рис. 1.15. Схема фотоэффекту

комптонівського розсіювання або комптон-ефекту (на ім'я відкривача цього явища).

Цей процес виявляється в діапазоні енергій гамма-квантів від 0,5 до 1 МеВ. У цьому випадку орбітальний електрон має невелику енергію зв'язку в атомі і стосовно високоенергетичного гамма-кванта буде поводитися як вільний електрон.

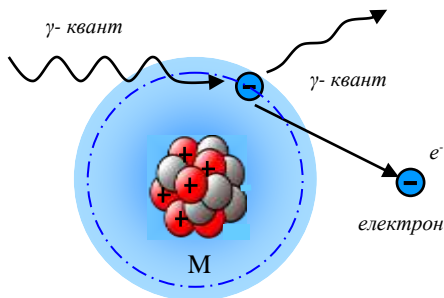


Рис. 1.16. Схема комптон-ефекту

що характеризує поглинання енергії електроном, тобто

$$\sigma = \sigma_p + \sigma_n, \text{ см}^{-1}. \quad (1.37)$$

Таким чином, коефіцієнт комптон-ефекту характеризує ослаблення потоку гамма-квантів за комптон-ефекту.

Так, у повітрі фотоэффект помітно позначається за енергії гамма-квантів до 0,1 МеВ, а у свинці – до 8 МеВ.

2-й напрямок. Гамма-квант, зіткнувшись з валентним електроном, передає йому частину своєї енергії, а інша частина енергії переміщується енергетично ослабленим квантом, тобто відбувається розсіювання гамма-квантів. Схематично цей процес зображений на рис. 1.16. Це явище отримало назву

Надалі вибитий електрон буде витрачати свою енергію на іонізацію середовища, а розсіюваний гамма-квант буде знову взаємодіяти з атомом речовини, витрачаючи поступово свою енергію. Кінцевою стадією його поглинання звичайно є фотоэффект.

Імовірність комптон-ефекту характеризується коефіцієнтом σ , а він у свою чергу складається з коефіцієнта σ_p , що характеризує розсіювання енергії фотоном, і σ_n ,

3-й напрямок. Гамма-квант під час свого руху наближається близько до ядра та проникає у його поле. У цьому випадку гамма-квант припиняє своє існування та перетворюється у дві рівні за величиною, але протилежні за зарядом частинки – електрон і позитрон. Цей процес може відбуватися за умови, що гамма-квант має енергію $E \geq 1,02$ МеВ і ділиться нарівно у вигляді кінетичної енергії між електроном і позитроном. А енергія спокою як позитрона, так і електрона дорівнює 0,51 МеВ. Електрон далі іонізує середовище, а позитрон під час першого ж зіткнення з електроном анігілює з утворенням двох гамма-квантів, які будуть взаємодіяти з середовищем відповідно до раніше розглянутих фото- і комптон-ефектів. Схема ефекту утворення пари зображена на рис. 1.17.

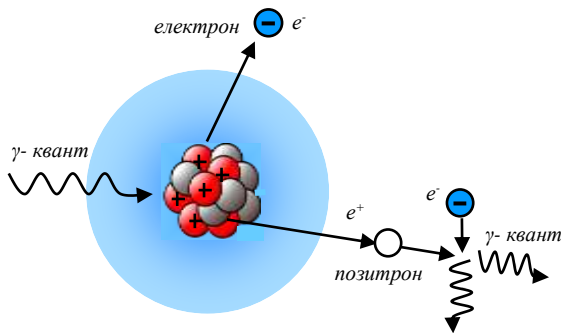


Рис. 1.17. Схема ефекту утворення пари електрон – позитрон

Ефект утворення пари характеризується коефіцієнтом α , і за аналогією з комптон-ефектом тут також можна говорити про коефіцієнт поглинання α_n і коефіцієнт розсіювання α_p , тобто коефіцієнт, що характеризує ефект, буде дорівнювати:

$$\alpha = \alpha_p + \alpha_n, \text{ см}^{-1}. \quad (1.38)$$

Імовірність ефекту утворення пари зростає зі збільшенням енергії гамма-квантів і атомного номера речовини.

Таким чином, під час проходження гамма-кванту в речовині його ослаблення відбувається за рахунок 3-х ефектів: фотоэффекту, комптон-ефекту й ефекту утворення пари.

Імовірність кожного з цих процесів залежить від енергії гамма-квантів, атомного номера речовини. У цілому лінійний коефіцієнт ослаблення гамма-випромінювання $\mu_{\text{л}}$ в речовині з урахуванням всіх ефектів взаємодії буде:

$$\mu_l = \tau + \sigma + \alpha, \text{ см}^{-1}. \quad (1.39)$$

У дозиметрії крім лінійного коефіцієнта ослаблення часто використовують поняття масового, атомного й електронного коефіцієнтів ослаблення випромінювання. Всі ці коефіцієнти мають між собою такі співвідношення:

$$\mu_l = \mu_m \rho = \mu_a \frac{N_A \rho}{A} = \mu_e \frac{N_A Z \rho}{A}, \quad (1.40)$$

- де μ_m – масовий коефіцієнт ослаблення, $\text{см}^2/\text{г}$;
 μ_a – атомний коефіцієнт ослаблення, $\text{см}^2/\text{атом}$;
 μ_e – електронний коефіцієнт ослаблення, $\text{см}^2/\text{електрон}$;
 ρ – питома густина речовини;
 N_A – число Авагадро;
 A – атомна маса речовини;
 Z – заряд речовини.

Графічна залежність коефіцієнта ослаблення μ_m від енергії гамма-квантів із урахуванням усіх ефектів взаємодії зображена на рис. 1.18.

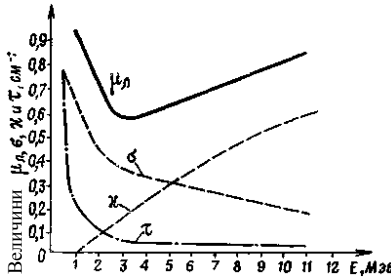


Рис. 1.18. Залежність коефіцієнта ослаблення від енергії гамма-квантів

Розглядаючи три основних процеси взаємодії гамма-випромінювання з речовинами необхідно зазначити, що в первинних актах взаємодії частина енергії первинного гамма-кванта перетвориться в кінетичну енергію електронів, а інша частина – в енергію вторинного фотонного випромінювання. Відповідно до цього лінійний коефіцієнт ослаблення можна записати у вигляді двох коефіцієнтів, тобто:

$$\mu_l = \mu_n + \mu_p, \quad (1.41)$$

де μ_n – складова, що характеризує частинку енергії гамма-кванта, перетворену в кінетичну енергію електрона;

μ_p – складова, що характеризує частинку енергії гамма-кванта в енергію вторинного фотонного випромінювання.

Для дозиметрії особливо важливою є та частина енергії гамма-кванта, що передається електронами, тому що ці електрони перетворюють свою кінетичну енергію на збудження й іонізацію атомів або молекул середовища. Реєстрація цих явищ дозволяє не тільки виявити гамма-випромінювання, як і будь-яке інше іонізуюче випромінювання, але й визначити його параметри (енергію, щільність потоку і тощо). Для цієї мети використовуються спеціальні прилади. Іонізуюча здатність гамма-квантів за однакової енергії гамма-квантів і заряджених частинок та за однакового взаємодіючого середовища у тисячі разів менше, ніж іонізуюча здатність заряджених частинок. У повітрі лінійна щільність іонізації гамма-квантів складає 2–3 пари іонів на 1 см шляху. Мала іонізуюча здатність гамма-квантів обумовлює малу лінійну втрату енергії ними та, отже, більший шлях проходження їх у речовині. Проникаюча здатність гамма-випромінювання у тисячу разів більше, ніж альфа-випромінювання, та складає у повітрі сотні метрів.

1.1.5. Одиниці виміру в дозиметрії

Результат впливу ІВ на опромінюваний об'єкт – фізико-хімічні або біологічні зміни у цих об'єктах. Спостережуваний радіаційний ефект η залежить від фізичних величин A_j , які характеризують поле випромінювання або взаємодію випромінювання із речовиною.

$$\eta = F(A_j)$$

Завданням дозиметрії є вимірювання величини A_j для передбачення або оцінки радіаційного ефекту η (радіобіологічного ефекту). Величини A_j , які функціонально пов'язані із радіаційним ефектом η , називаються дозиметричними. Для здійснення вимірювань у дозиметрії встановлені одиниці вимірювання, що відповідають Міжнародній системі вимірювання (СІ). Разом із Міжнародною системою одиниць застосовуються позасистемні одиниці активності та характеристики полів іонізуючих випромінювань (СГС). Відповідно до цієї системи, для визначення ступеня небезпеки ІВ для особового складу, у військовій дозиметрії встановлені одиниці вимірювання таких фізичних величин (табл. 1.1).

Таблиця 1.1

Співвідношення між одиницями СІ і внесистемними одиницями в області радіаційної безпеки

Величина і позначення	Призначення і позначення одиниць		Зв'язок з одиницею СІ
	СІ	СГС	
1	2	3	4
Енергія ІВ (E_0)	Джоуль (Дж)	Електрон-вольт (еВ)	1 еВ=1,602·10 ⁻¹⁹ Дж 1 МеВ=1,602·10 ⁻¹³ Дж

1	2	3	4
Активність (A)	Бекерель (Бк)	Кюрі (Ки)	$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$ $= 3,7 \cdot 10^{10} \text{ розпад/с}$
Поглинена доза (D)	Грей (Гр)	Рад (рад)	$1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр}$
Потужність поглиненої дози (\dot{D})	Грей за секунду, (Гр/с)	Рад в секунду (рад/с)	$1 \text{ рад/с} = 0,01 \text{ Гр/с}$
Еквівалентна доза (H)	Зиверт (Зв)	Бер (бер)	$1 \text{ бер} = 0,01 \text{ Зв}$
Потужність еквівалентної дози (\dot{H})	Зиверт в секунду, (Зв/с)	Бер в секунду (бер/с)	$1 \text{ бер/с} = 0,01 \text{ Зв/с}$
Експозиційна доза (X)	Кулон на кілограм, (Кл/кг)	Рентген (Р)	$1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$
Потужність експозиційної дози (\dot{X})	Ампер на кілограм, (А/кг)	Рентген в секунду, (Р/с)	$1 \text{ Р/с} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ А/кг}$

Активність радіонукліда є мірою інтенсивності розпаду радіоактивних речовин та визначається як кількість розпадів ядер атомів радіоактивної речовини в одиницю часу, тобто як швидкість розпаду ядер.

Мірою впливу випромінювань на речовину є **доза випромінювання** (доза), що характеризує енергію випромінювання, яка передана або здатна бути передана одиниці маси речовини в процесі взаємодії випромінювань з цією речовиною. Доза випромінювання, віднесена до одиниці часу, називається **потужністю дози**, яка виражає собою швидкість накопичення дози. Чим інтенсивніше потік випромінювань (рис. 1.19), тим швидше накопичується доза.

γ - випромінювання

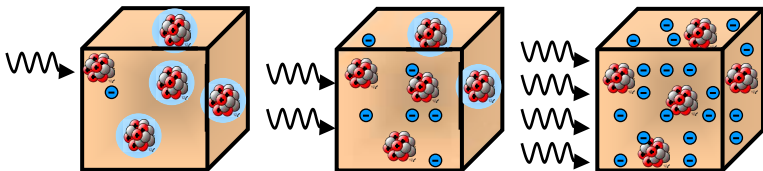


Рис. 1.19. Накопичення дози гамма-випромінювання

Вимірювання потужностей доз – одне з найважливіших завдань радіаційної розвідки місцевості у військах. Воно дозволяє визначити час, протягом якого створюються дози, що не викликають небезпечного біологічного ефекту в організмі, чи, навпаки, що можуть викликати його ураження, а також дозволяє визначити границі простору, у межах якого створювані протягом деякого часу дози, можуть виявитися небезпечними.

1.1.5.1. Активність радіонукліда в джерелі

Активність радіонукліда в джерелі (A) – це відношення числа dN спонтанних ядерних переходів із певного ядерно-енергетичного стану радіонукліда, за інтервал часу dt , до цього інтервалу:

$$A = \frac{dN}{dt}. \quad (1.42)$$

Якщо радіоактивна речовина містить N атомів та його стала розпаду λ , яка виражає долю атомів, що розпадаються у одиницю часу, то активність буде дорівнювати

$$A = \lambda N \quad (1.43)$$

Враховуючи вираз 1.17 можливо записати

$$A = 0,693 \frac{N}{T} \quad (1.44)$$

Грам-атом речовини містить $6,02 \cdot 10^{23}$ атомів. У масі m речовини з масовим числом $A_{m,ч}$ кількість атомів

$$N = 6,02 \cdot 10^{23} \frac{m}{A_{m,ч}} \quad (1.45)$$

та активність

$$A = 4,182 \cdot 10^{23} \frac{m}{A_{m,ч} T} \quad (1.46)$$

Чим коротше період піврозпаду та менша маса атома, тим більшу активність має 1 г чистої радіоактивної речовини. Активність 1 г речовини називають питомою. Активність є кількісною характеристикою та не відображає якісних особливостей радіоактивного розпаду, пов'язаних із видом та енергією випромінюваних частинок.

За одиницю вимірювання активності радіонуклідів взятий 1 беккерель (Бк). 1 Бк – один ядерний перехід в одну секунду.

У практиці використовується позасистемна одиниця вимірювання активності – Кюрі (Ки). 1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк. Крім того, на практиці в дозиметрії використовуються одиниці активності, віднесені до маси (або об'єму) джерела або до радіоактивної поверхні. Такі одиниці отримали назву:

- питома активність – Бк/кг; Ки/кг;
- поверхнева активність – Бк/м²; Бк/см²; Ки/см²;
- об'ємна активність – Бк/м³; Ки/л; Ки/см³.

Необхідно зазначити, що кількість розпадів не завжди співпадає з кількістю випущених частинок та ще рідше з кількістю випущених гамма-квантів. Прикладом може бути схема розпаду миш'яку-74. Цей ізотоп у 32 % випадків випускає електрони (β^- -частинки), у 29,8 % випадків – позитрони (β^+ -частинки), а у 38,2 % розпад відбувається через **К-захват**. Отже, на 1 Кі миш'яку-74 припадає $1,18 \cdot 10^{10}$ β^- - частинок та $1,10 \cdot 10^{10}$ β^+ - частинок, які випромінюються за 1 секунду. Для розглянутого ізотопу кількість гамма-квантів не співпадає з кількістю ядер, які розпадаються (1,355 квант/розп.)

Таким чином, не можна вживати термін «альфа-, бета- або гамма-активність стільки-то Кі», справедливий лише термін «активність стільки-то Кі»

Активність речовини не постійна у часі. Її зменшення носить той же експонентний характер, що і процес радіоактивного розпаду:

$$A_t = A_0 e^{-0,693 \frac{t}{T_{1/2}}} \quad (1.47)$$

де A_0 – активність речовини у початковий момент часу ($t = 0$);

t – поточний (дійсний) час, якому відповідає активність речовини;

$T_{1/2}$ – період піврозпаду.

Закономірність зменшення активності радіоактивного джерела, що складається з ізотопів з різними періодами піврозпаду, визначається його складом. Під час вибухів ядерних боєприпасів, як вказувалось, утвориться до 200 радіоактивних елементів із періодом піврозпаду від долей секунд до 30 років. У початковий період часу ці речовини мають дуже велику активність завдяки наявності серед них більшої кількості радіоактивних елементів з малими періодами піврозпаду. Тому спочатку активність радіоактивної хмари і зараженої під час вибуху місцевості та інших об'єктів зменшується дуже швидко.

По мірі розпаду короткоживучих елементів все більшу роль починають відігравати елементи з більшими періодами піврозпаду та зменшення активності відбувається повільніше. Через декілька місяців зникають усі елементи з періодом піврозпаду менше тижня; через рік 99,9 % активності припадає на долю восьми радіоактивних елементів; через 20 років залишається лише п'ять радіоактивних елементів, а 99,9 % активності припадає лише на два з них – цезій-137 та стронцій-90 (рис. 1.20).

У свою чергу ізотопний склад радіоактивних продуктів ядерного вибуху залежить також від типу ядерного заряду, виду вибуху та ряду інших факторів.

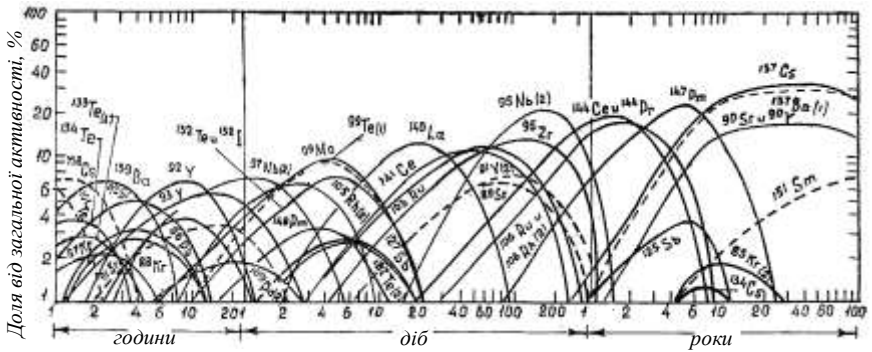


Рис. 1.20. Зміна відносного вкладу окремих продуктів ЯВ у загальну активність з часом для випадку поділу урану-238 термоядерними нейтронами

Починаючи з першої години після утворення осколків, загальна швидкість їхнього радіоактивного розпаду може бути охарактеризована простим співвідношенням:

$$\frac{A_2}{A_1} = \left(\frac{t_1}{t_2}\right)^n, \quad (1.48)$$

де t_1 і t_2 – два різних момента часу після розподілу з інтервалом $\Delta t = t_2 - t_1$ між ними;

A_1 і A_2 – величини активності, що відповідають моментам часу t_1 і t_2 після вибуху;

n – показник ступеня.

Для продуктів вибуху ядерних боеприпасів розподілу урану-235 або плутонію-239 показник ступеня n доцільно брати рівним 1,2 впродовж тривалого часу. Коли в продуктах ядерного вибуху присутня велика кількість нептунію-239 і урану-237, тобто під час термоядерного вибуху, показник ступеня n впродовж часу до трьох тижнів може бути прийнятий 1,3, до трьох місяців – 1,5 [6].

Спад активності радіонуклідів під час руйнувань (аварій) АЕС, відбувається значно повільніше, ніж у випадку ядерних вибухів (табл. 1.2), оскільки під час експлуатації реактора у ньому накопичуються довгоживучі ізотопи.

Так, за 10 год після зруйнування (аварії) АЕС активність радіонуклідів знижується в 1,7 рази, у той час як у разі ядерних вибухів – у 16 разів, а за 3 доби активність радіонуклідів знижується у 2,5 рази та 170 разів відповідно.

Радіонуклідний склад і активність (Кі) продуктів поділу ядерного вибуху ($q = 1 \text{ Мт}$) та в активній зоні реактора ($N = 1000 \text{ МВт}$) [12]

Радіонуклід (період піврозпаду)	Активність продуктів на різний час після вибуху (зупинки реактора)				
	1 год	15 діб	3 міс.	1 рік	10 років
Ядерний вибух					
Йод-131 (8 діб)	$5 \cdot 10^7$	$4 \cdot 10^7$	$5 \cdot 10^4$	0	0
Цезій-137 (30,2 р.)	$1,8 \cdot 10^5$	$1,8 \cdot 10^5$	$1,8 \cdot 10^5$	$1,8 \cdot 10^5$	$1,4 \cdot 10^5$
Стронцій-90 (28,5 р.)	$1,7 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^5$	$1,3 \cdot 10^5$
Усі радіонукліди	$5 \cdot 10^{11}$	$7 \cdot 10^8$	$9 \cdot 10^7$	$9 \cdot 10^8$	$3 \cdot 10^5$
Ядерний реактор					
Йод-131	$9 \cdot 10^7$	$2,5 \cdot 10^7$	$3 \cdot 10^4$	0	0
Цезій-137	$1,5 \cdot 10^7$	$1,5 \cdot 10^7$	$1,5 \cdot 10^7$	$1,5 \cdot 10^7$	$1,2 \cdot 10^7$
Стронцій-90	$1 \cdot 10^7$	$1 \cdot 10^7$	$1 \cdot 10^7$	$1 \cdot 10^7$	$8 \cdot 10^6$
Усі радіонукліди	$5,6 \cdot 10^9$	$1,6 \cdot 10^9$	$7 \cdot 10^8$	$2,8 \cdot 10^8$	$4,4 \cdot 10^7$

1.1.5.2. Поглинена доза випромінювання

Поглинена доза випромінювання (D) – це відношення середньої енергії dE , переданої ІВ речовині в елементарному об'ємі, до маси dm речовини в цьому об'ємі:

$$D = \frac{dE}{dm}. \quad (1.49)$$

Це поняття застосовне до будь-якого виду ІВ та будь-якої речовини, тобто це кількісна характеристика результату взаємодії випромінювання з речовиною. За системну одиницю вимірювання поглиненої дози випромінювання взятий грей – Гр. Це така доза випромінювання, за якої опромінений речовині, яка має вагу 1 кг, передається енергія ІВ в 1 Дж; 1 Гр = 1 Дж/кг.

Позасистемною одиницею вимірювання поглиненої дози є рад (*radiation absorbent dose*); 1 рад = 10^{-2} Гр.

Потужність поглиненої дози випромінювання \dot{D} – це відношення збільшення поглиненої дози випромінювання dD за інтервал часу dt до цього інтервалу;

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}. \quad (1.50)$$

За системну одиницю вимірювання потужності поглиненої дози випромінювання взятий грей за секунду – Гр/с.

Позасистемною одиницею вимірювання потужності поглиненої дози є рад за секунду – рад/с; 1рад/с = 10^{-2} Гр/с.

1.1.5.3. Експозиційна доза фотонного випромінювання

Енергія, яка поглинена у речовині, витрачається головним чином на його іонізацію та у одиниці маси опромінюваної речовини дорівнює добутку середньої енергії іоноутворення на кількість пар іонів, які виникли під впливом ІВ у цій масі. Через те, що середня енергія іоноутворення є величиною постійною, то поглинена речовиною енергія може визначатися кількістю пар іонів або зарядом, який створюється в одиниці маси речовини.

Експозиційна доза фотонного випромінювання (X) – це відношення сумарного заряду dQ всіх іонів одного знаку, створених у повітрі, коли всі електрони і позитрони, звільнені фотонами в елементарному об'ємі повітря з масою dm , повністю зупинилися в повітрі, до маси повітря в зазначеному об'ємі:

$$X = \frac{dQ}{dm}. \quad (1.51)$$

Доза випромінювання в повітрі дозволяє описати поле зовнішнього опромінення об'єкта – експозицію. Під час радіоактивного зараження місцевості досить рівномірне тільки зовнішнє опромінення проникаючими гамма-квантами. Саме для них і визначена експозиційна доза – доза гамма – чи рентгенівського випромінювання, під час поглинання якого в повітрі створюється визначена кількість заряджених іонів.

За системну одиницю вимірювання експозиційної дози взятий кулон на кілограм – Кл/кг. Кулон на кілограм – це експозиційна доза фотонного випромінювання, під час проходження якого через 1 кг повітря в результаті завершення всіх іонізаційних процесів у повітрі створюються іони, що несуть електричний заряд в 1 Кл.

Позасистемною одиницею експозиційної дози фотонного випромінювання, що застосовується на практиці, є рентген – Р:

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

Рентген – це така кількість енергії гамма-випромінювання, що під час поглинання в 1 см³ сухого чистого повітря за температури 0 °С та тиску 760 мм рт. ст. утворює $2,08 \cdot 10^9$ пар іонів носіїв різних знаків заряду.

Одиницю експозиційної дози кулон на кілограм допускається застосовувати для фотонного випромінювання з енергією від 0,03 до 3 МеВ за умови електронної рівноваги. Під електронною рівновагою розуміється рівновага між поглиненою енергією гамма-випромінювання і енергією випромінювання, що перетворена в кінетичну енергію електронів. Але тільки

тоді, коли сума енергій електронів, що входять в об'єм повітря, буде дорівнювати сумі енергій електронів, що виходять із цього об'єму повітря. Під час користування одиницею вимірювання рентген виникало чимало труднощів. Його кілька разів уточнювали, доки, нарешті, була прийнята нова одиниця з урахуванням міжнародної системи СІ.

Незважаючи на це у військах усе ще знаходяться на озброєнні прилади розвідки і контролю відградуйовані в рентгенах. Цінність і життєздатність Р визначається завдяки близькості ефективних атомних номерів повітря ($Z_{\text{ефф}} = 7,64$) і основних тканин людського тіла (вода, кров, м'язи $Z_{\text{ефф}} \approx 7,42$, жир $Z_{\text{ефф}} = 5,92$, кістка $Z_{\text{ефф}} = 13,8$) поглинена в тканинах енергія – такий широкий спектр доз буде пропорційний фізичній дозі (вимірюваної приладами в Рентгенах) [6]. М'які тканини тварин і людини повітряно-еквівалентні. Це значить, що кількість енергії гамма-квантів, що поглинається в 1 м м'яких тканин (вода, кров, м'язи) і в 1 м повітря, практично дорівнює.

З табл. 1.3. видно, що для біологічних тканин коефіцієнт пропорційності близький до одиниці і, отже, поглинена доза для них приблизно дорівнює експозиційній дозі для повітря. Цим і обумовлена можливість оцінки впливу гамма-випромінювання на організм за величиною експозиційної дози. Вимірювати поглинену дозу в людському організмі важко. Для цього потрібні тканево-еквівалентні детектори – органічні речовини, вода, складні композиції, за сполукою подібні тканині, що розміщують у порожнинах тіла чи в його моделях – фантомах.

Таблиця.1.3

Коефіцієнт пропорційності основних тканин людського тіла

Енергія квантів MeV	κ - коефіцієнт пропорційності		
	Вода/повітря	Кістки/повітря	М'язи/повітря
0,01	0,92	3,58	0,933
0,1	0,957	1,47	0,957
1	0,974	0,927	0,965
3	0,971	0,937	0,963

Як правило, поглинена доза розраховується за обмірюваною експозиційною дозою випромінювання:

$$D = \kappa X, \quad (1.52)$$

де κ - коефіцієнт пропорційності.

Із зіставлення одиниць випливає, що для повітря в умовах електронної рівноваги за експозиційної дози 1 Р поглинена доза дорівнює 0,88 рад.

$$X = 0,877D \quad (1 \text{ Р} = 0,88 \text{ рад}). \quad (1.53)$$

Потужність експозиційної дози фотонного випромінювання \dot{X} – це відношення збільшення експозиційної дози фотонного випромінювання dX за інтервал часу dt до цього інтервалу:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}. \quad (1.54)$$

Системною одиницею вимірювання потужності експозиційної дози є кулон на кілограм за секунду – Кл/кг·с (А/кг). Позасистемною одиницею потужності експозиційної дози є рентген за секунду – Р/с, що дорівнює:

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

Застосовується також одиниця вимірювання Р/год:

$$1 \text{ Р/год} = 7,17 \cdot 10^{-8} \text{ Кл/кг}\cdot\text{с}.$$

1.1.5.4. Еквівалентна доза випромінювання

Еквівалентна доза випромінювання H призначена для оцінювання радіаційної безпеки опромінення людини в полі ІВ різних видів.

Біологічний ефект опромінення за інших рівних умов виявляється різним для різних видів випромінювання. Це пов'язане з тим, що різні види випромінювання створюють іони з неоднаковим просторовим розподілом. Наприклад, важкі заряджені частинки (альфа-частинки, протони) створюють на своєму шляху в середовищі більш щільну іонізацію, ніж легкі частинки (бета-частинки). Отже, для створення однакового біологічного ефекту в будь-якому певному об'ємі біологічної тканини під час опромінення важкими зарядженими частинками необхідна менша доза, ніж легкими частинками.

Таким чином, величина поглиненої енергії не повною мірою визначає реакцію біологічного об'єкта на вплив випромінювання. Необхідна фізична величина, що враховувала б просторовий розподіл енергії. Такою величиною є лінійна передача енергії – ЛПЕ (L_{Δ}). ЛПЕ – це відношення енергії dE , яка локально передана середовищу зарядженої частинки внаслідок зіткнення на елементарному шляху dl , до довжини цього шляху:

$$L_{\Delta} = \left(\frac{dE}{dl} \right)_{\Delta}. \quad (1.55)$$

Знак Δ означає, що під час взаємодії передається енергія, що не перевищує будь-якого певного значення Δ , тобто енергія локально передана середовищу. Якщо ж довжина шляху руху іонізуючої частинки нескінченна, тобто L_{∞} і виражається в сантиметрах, то це означає, що частинка втрачає повністю свою енергію, тобто величина L_{∞} чисельно дорівнює іонізаційній гальмівній здатності. Таким чином, ЛПЕ є характеристикою якості

випромінювання. Для розрахунків користуються коефіцієнтом якості випромінювання k , що залежить від ЛПЕ (табл. 1.4) і є безрозмірною величиною.

Вважається, що випромінювання з однаковим k за рівних значень доз та однакових умов опромінення призводить до однакового біологічного ефекту. Таким чином, добуток поглиненої дози на коефіцієнт якості визначає біологічний ефект опромінення людини, незалежно від виду опромінення. Такий добуток або міра називається еквівалентною дозою H (рис. 1.21).

Таблиця 1.4

Значення коефіцієнта якості

Види випромінювання	Лінійна передача енергії L_{∞} у воді		Коефіцієнт якості k
	$\frac{Джс}{м}$	$\frac{кєВ}{мкм}$	
γ -, β -випромінювання (фотони з енергією більшою за 350 кеВ)	0,58	3,5	1
γ -, випромінювання (фотони з енергією меншою за 150 кеВ)	1,1	7,0	2
α -частинки, швидкі нейтрони (з енергією більшою за 100 МеВ)	3,7	23	5
Нейтрони (з енергією 0,03–100 МеВ)	8,5	53	10
Багатозарядні іони, ядра віддачі	28	175	20

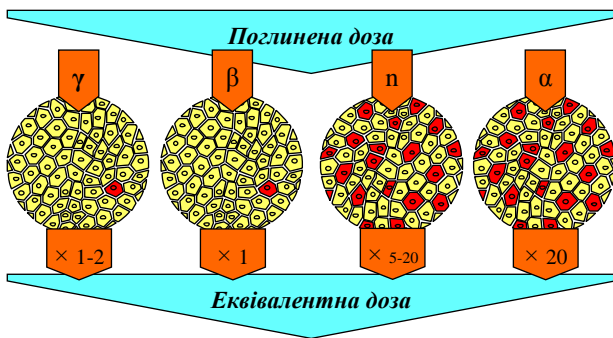


Рис. 1.21. Іонізуюча здатність альфа-, бета-, гамма-, нейтронового-випромінювання, навіть за однієї і тієї ж поглиненої дози, не однаково вражають клітину

Еквівалентна доза – це добуток поглиненої дози D випромінювання в біологічній тканині на коефіцієнт якості k цього випромінювання в певному елементі біологічної тканини, тобто:

$$H = D k. \quad (1.56)$$

За системну одиницю вимірювання еквівалентної дози взятий зіверт (Зв).

Позасистемною одиницею еквівалентної дози є біологічний еквівалент рентгена – бер. 1 бер – така кількість енергії будь-якого виду ІВ, яка під час поглинання в 1 г біологічної тканини виконує таку ж біологічну дію, що й гамма-випромінювання за дози 1 рентген.

$$1 \text{ бер} = 0,01 \text{ Зв}$$

$$1 \text{ бер} = 1 \text{ Р.к.}$$

Потужність еквівалентної дози іонізуючого випромінювання \dot{H} – це відношення збільшення еквівалентної дози dH ІВ за інтервал часу dt :

$$\dot{H} = \frac{dH}{dt} . \quad (1.57)$$

Одиницею потужності еквівалентної дози є зіверт за секунду, а позасистемною одиницею – потужності еквівалентної дози є бер за секунду, тобто

$$1 \text{ Зв/с} = 100 \text{ бер/с.}$$

1.1.6. Потужність експозиційної дози, що створюється джерелами різної конфігурації

Потужність експозиційної дози гамма-випромінювання (\dot{X}) джерел різної конфігурації є важливою характеристикою гамма-поля випромінювачів. За виміряною або розрахованою величиною \dot{X} можна визначити інші дозиметричні величини: експозиційну дозу гамма-випромінювання X , поглинену та еквівалентну дозу випромінювання (D , H) та потужність поглиненої та еквівалентної дози випромінювання (\dot{D} , \dot{H}).

Ці величини визначають швидкості протікання, а також кінцеві результати різних фізичних, хімічних і біологічних процесів в об'єктах, що опромінюються.

Потужність експозиційної дози гамма-випромінювання залежить від активності, геометричних розмірів і форми джерела, від відстані і параметрів середовища між джерелом і точкою вимірювання. Аналітичні залежності, що визначають \dot{X} для джерел різної форми, наводяться у довідниках [13].

Найбільш простою та практично важливою є вказана залежність для точкового джерела випромінювання. По-перше, точкові джерела гамма-випромінювання з кобальту-60 та цезію-137 широко використовуються для градування військових дозиметричних приладів. По-друге, джерела будь-якої форми та розмірів можна розглядати як сукупність точкових джерел.

Гамма-поле та потужність експозиційної дози, що створюються радіоактивними продуктами ядерного вибуху, які випали на місцевість,

можна також подати як суму гамма-полів та \mathcal{X} точкових джерел, розташованих на площині.

1.1.6.1. Точкове джерело випромінювання

Радіоактивне джерело випромінювання з лінійними розмірами, нескінченно малими порівняно з розмірами детектора й відстанню між джерелом і детектором, що має занадто мале власне поглинання та власне розсіювальне випромінювання, називається точковим джерелом.

Лінійні розміри джерела практично повинні бути меншими за відстань до детектора в 10 разів і більше.

На (рис. 1.22) зображені геометричні умови визначення потужності експозиційної дози \mathcal{X} , що створена точковим джерелом з активністю A мКі на відстані R см від нього. Джерело дає моноенергетичне випромінювання з енергією квантів E_γ MeВ. Квантовий вихід, тобто кількість гамма-квантів на один розпад $n = 1$. Поглинання й розсіювання гамма-випромінювання в шарі повітря з товщиною R незначне.

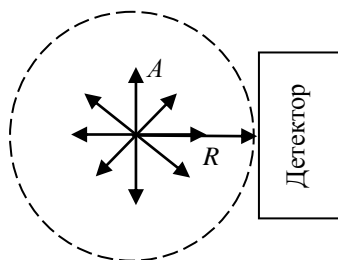


Рис. 1.22. Точкове джерело випромінювання

Випромінювання гамма-квантів, очевидно, буде відбуватися рівномірно в усі боки в куті 4π . Таким чином, щільність потоку гамма-квантів на відстані R від джерела буде дорівнювати:

$$\varphi_N = \frac{dN}{dT S}, \quad (1.58)$$

де S – поверхня сфери радіусом R .

Але відношення $\frac{dN}{dt} = A$ – є активність джерела, що обумовлена кількістю розпадів за одиницю часу. Якщо відомо, що поверхня сфери з радіусом R дорівнює:

$$S = 4\pi R^2, \quad (1.59)$$

то отримаємо щільність потоку гамма-квантів, що досягають поверхні детектора:

$$\varphi_N = \frac{A}{4\pi R^2}. \quad (1.60)$$

Припустимо, що кожний квант має енергію E_γ , тоді щільність потоку енергії випромінювання дорівнює:

$$\varphi_\gamma = E_\gamma \varphi_N. \quad (1.61)$$

Відомо, що експозиційна доза гамма-випромінювання – це енергія гамма-квантів, що поглинена одиницею маси повітря за рахунок трьох ефектів взаємодії – фотоефекту, комптон-ефекту і ефекту утворення пари. Процес поглинання енергії характеризується коефіцієнтом поглинання μ_n .

У зв'язку з цим потужність експозиційної дози буде визначатися за формулою:

$$\mathcal{X} = \varphi_\gamma \mu_n. \quad (1.62)$$

Підставляючи у вираз (1.62) значення виразів (1.58–1.61), отримаємо:

$$\mathcal{X} = \frac{1}{4\pi} E_\gamma \mu_n \frac{A}{R^2}. \quad (1.63)$$

Позначимо:
$$\frac{1}{4\pi} E_\gamma \mu_n = \Gamma. \quad (1.64)$$

Відомо, що значення коефіцієнта μ_n залежить від величини енергії гамма-кванта E_γ , тобто кожному значенню E_γ відповідає своє значення μ_n . Таким чином усі співмножники лівої частини виразу (1.64) для даної енергії E_γ є величини постійні. Тоді і величина Γ буде сталою.

Величина Γ дістала назву гамма-стала потужності експозиційної дози радіонукліда (джерела іонізуючого випромінювання).

Фізичний зміст гамма-сталої полягає в наступному. Експериментально встановлено, що 1 мг радіоактивного ізотопу радію-226 випромінює таку кількість гамма-квантів, що, пройшовши через платиновий фільтр площею 1 см² і товщиною 0,5 мм, що відгинає альфа-частинки на відстані 1 см, створює потужність дози випромінювання 8,3 Р/год. Це число дістало назву «гамма-стала постійна радію». Таким чином,

$$\Gamma = 8,3 \text{ Р} \cdot \text{см}^2 / \text{год} \cdot \text{мг-екв. радію}.$$

Якщо взяти 1 г радію, то він створить на відстані 1 м, за такого ж фільтра, потужність дози гамма-випромінювання, яка дорівнює 0,83 Р/год.

Звідси випливає, що потужність дози 1 Р/год на відстані 1 м буде створена 1,18 грамами радію-226.

Таку ж потужність дози за аналогічних умов може створити інший гамма-ізоотоп з деякою масою, яка буде мати активність, що відповідає активності 1,18 г радію-226.

Прийнято гамма-активність будь-якого ізоотопу виражати в грам-еквівалентах радію. Така активність визначається шляхом порівняння гамма-активності еталонних зразків радію зі зразками інших гамма-активних ізоотопів, що досліджуються. Саме ця величина дістала назву гамма-стала або іонізаційна постійна ізоотопу. До того ж активність ізоотопу, що досліджується, може виражатися як у грам-еквівалентах радію, так і в мілікюрі (мКі).

Тоді розмірність гамма-сталої ізоотопу буде мати вигляд:

$$\Gamma = P \cdot \text{см}^2/\text{год} \cdot \text{мг-екв. радію}; \quad \Gamma = P \cdot \text{см}^2/\text{год} \cdot \text{мКі};$$

у системі СГС – $\Gamma = \text{Дж} \cdot \text{м}^2 \cdot \text{с}/\text{кг} \cdot \text{розпад}$.

Гамма-стала кожного ізоотопу буде залежати від енергії гамма-квантів, що випромінюють ізоотопи. Така залежність зображена на рис. 1.23:

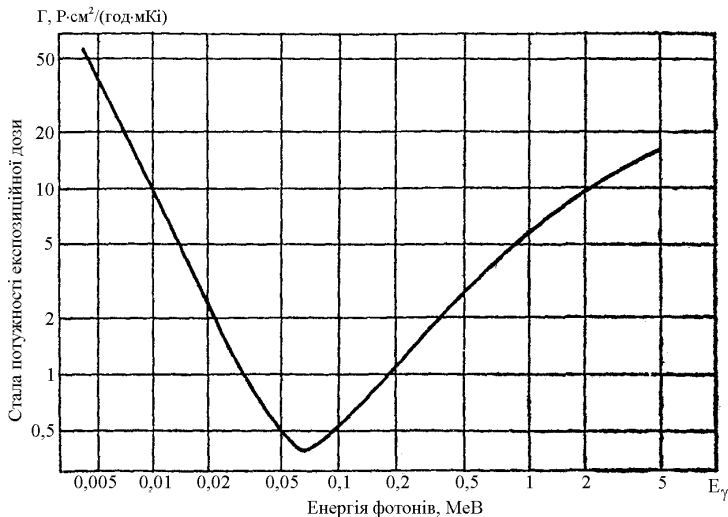


Рис. 1.23. Графік залежності гамма-стала від енергії гамма-квантів

Якщо джерело гамма-випромінювання випускає гамма-кванти з двома або більше рівнями енергії, то величина Γ розраховується для кожного рівня енергії, а коефіцієнт Γ для немоноенергетичного джерела гамма-випромінювання буде визначатися формулою:

$$\Gamma_{заг} = \sum_{i=1}^n \Gamma_i . \quad (1.65)$$

Із співвідношення (1.65) випливає, що Γ даного ізотопу визначається схемою його розпаду та енергією квантів, що випромінюються ним. Радіоактивний ізотоп кобальт-60, що використовується для градування військових дозиметричних приладів, під час кожного розпаду випускає два гамма-кванти з енергіями $E_{\gamma 1} = 1,17$ МеВ та $E_{\gamma 2} = 1,33$ МеВ, тобто $n_1 = 1$ та $n_2 = 1$. За графіком, наведеним на рис. 1.23, можна визначити Γ_1 для $E_{\gamma 1}$ та Γ_2 для $E_{\gamma 2}$. Вони відповідно дорівнюють $\Gamma_1 = 6,2$ Р·см²/год·мКі, $\Gamma_2 = 6,8$ Р·см²/год·мКі. У результаті стала потужності експозиційної дози кобальту-60 є сумою складових:

$$\Gamma = n_1 \Gamma_1 + n_2 \Gamma_2 = 1 \cdot 6,2 + 1 \cdot 6,8 = 13 \text{ Р} \cdot \text{см}^2 / \text{год} \cdot \text{мКі}.$$

Для іншого радіоактивного ізотопу, що використовується також для градування військових дозиметричних приладів, – цезію-137, стала потужності експозиційної дози визначається аналогічно. Вона має величину 3,1 Р·см²/год·мКі.

Знання гамма-сталої будь-якого радіоактивного ізотопу дозволяє визначити потужність дози гамма-випромінювання на заданій відстані від центра джерела та навпаки, за обмірюваною потужністю дози на відомій відстані від центра джерела визначити активність цього джерела.

Ця залежність має вигляд:

$$\dot{X} = \frac{\Gamma A_t}{R^2}, \quad \text{або} \quad A = \frac{\dot{X} R^2}{\Gamma}. \quad (1.66)$$

У деяких випадках у паспортах на джерело гамма-випромінювання вказується потужність експозиційної дози на відстані 1 м. У цьому разі для визначення потужності експозиційної дози на будь-якій відстані використовується співвідношення

$$\dot{X}_R = \frac{\dot{X}_{дж}}{R^2} \quad (1.67)$$

де R – відстань до центра джерела в метрах.

У військовій дозиметрії широко використовуються гамма-препарати ізотопів кобальт-60 і цезій-137, що мають радіаційні характеристики, які надаються в табл. 1.5.

**Радіаційні характеристики радіоактивних ізотопів
кобальт-60 і цезій-137**

Ізотоп	$T_{1/2}$	E_{γ} , MeB	Γ , Р·см ² /год·мКі	Γ , Р·см ² /год·мг-екв.радію
Co-60	5,27 років	1,33 1,17	13,0	8,4
Cs-137	33 роки	0,661	3,55	8,5

Ці джерела застосовуються для первинного градування та наступної повірки технічних засобів радіаційної розвідки й контролю, що перебувають на озброєнні у військових підрозділах і частинах.

Задача 1. Визначити потужність експозиційної дози, створену джерелом Co-60 активністю 0,55 мКі на відстані 0,5 м від препарату.

Розв'язання:

$$\dot{X} = \Gamma \frac{A}{R^2}$$

$$A_{Co-60} = 0,55 \text{ мКі}, \Gamma_{Co-60} = 13 \text{ Р·см}^2/\text{год·мКі}, R = 0,5 \Rightarrow 50 \text{ см},$$

$$\text{звідки } \dot{X} = \frac{13 \cdot 0,55}{50 \cdot 50} = 0,00286 \text{ Р/г} \Rightarrow 2,86 \text{ мР/г}.$$

Задача 2. Визначити експозиційну дозу, створену джерелом Co-60 активність 0,24 г-екв. радію за 30 хв на відстані 1 м.

Розв'язання:

$$X = \Gamma \frac{A}{R^2} t$$

$$A_{Co-60} = 0,24 \text{ г-екв. радію}, \Gamma_{Co-60} = 8,4 \text{ Р·см}^2/\text{год·мг-екв. радію}, R = 1 \text{ м} \Rightarrow 100 \text{ см}, t = 30 \text{ хв} \Rightarrow \frac{1}{2} \text{ години},$$

$$\text{звідки } X = \frac{8,4 \cdot 0,24 \cdot 1000}{100 \cdot 100} \cdot \frac{1}{2} = 0,1 \text{ Р}.$$

Задача 3. Визначити потужність експозиційної дози від точкового джерела гамма-випромінювання Co-60, якій має на час виготовлення активність 10 мКі, на відстані 1 м через 2 роки після виготовлення.

Розв'язання:

$$1. \quad A_t = A_0 e^{-0,693 \frac{t}{T}}$$

$$2. \quad A_t = 10 \cdot e^{-0,693 \cdot \frac{2}{5,27}} = 10 \cdot e^{-0,26} = 10 \cdot 0,71 = 7,71 \text{ мКи}$$

$$3. \quad \dot{X} = \frac{\Gamma A_t}{R^2} \quad \dot{X} = \frac{13 \frac{\text{Р см}^2}{\text{мКи год}} \cdot 7,71 \text{ мКи}}{100^2 \text{ см}^2} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Р/год} \Rightarrow 4,97 \cdot 10^{-6} \text{ Р/с (ГГС)}$$

$$\dot{X} = \frac{4,97 \cdot 10^{-6} \frac{\text{Р}}{\text{с}} \cdot 2,58 \cdot 10^{-4} \frac{\text{Кл}}{\text{кГ с}}}{1 \frac{\text{Р}}{\text{с}}} = 12,8 \cdot 10^{-10} \text{ (СИ)}$$

Оскільки ізотопний склад продуктів ядерного вибуху змінюється в часі, то і величина Γ змінюється. Користуючись таблицями складу продуктів миттєвого поділу урану-235, урану-238, плутонію-239 [6], можна розрахувати значення **сталой потужності експозиційної дози** для різних моментів часу після поділу.

У табл. 1.6 наведені розрахункові значення цієї величини для продуктів поділу урану-238 швидкими нейтронами з енергією $E_n = 14 \text{ MeV}$ залежно від віку цих продуктів.

Таблиця 1.6

Розрахункові значення **сталой потужності експозиційної дози продуктів поділу різного віку для урану-238**

Вік	0,5 год	1 год	2 год	10 год	1 доба	5 діб	10 діб	30 діб
Γ , Р·см ² /год·мКи	2,5	3,5	4,0	2,8	2,8	2,5	2,7	2,6

Розрахункові значення **сталой потужності експозиційної дози** продуктів поділу різного віку для плутонію-239 без врахування легких ізотопів ксенону, криптону, йоду-133, йоду-134 та йоду-135, тобто ізотопів, що, як правило, відсутні в продуктах ядерного вибуху, які випадають на місцевість за слідом радіоактивної хмари, наведені в табл. 1.7.

Таблиця 1.7

Розрахункові значення **сталой потужності експозиційної дози продуктів поділу різного віку для плутонію-239**

Вік	1 год	1 доба	2 доби	5 діб	10 діб	20 діб	30 діб
Γ , Р·см ² /год·мКи	1,7	1,9	2,3	2,5	2,7	2,7	2,6

Як видно з табл. 1.7, стала потужності експозиційної дози збільшується зі збільшенням віку, досягаючи найбільшого значення на 10 добу, а далі до 30 діб залишається практично незмінною.

Стала потужності експозиційної дози залежить і від типу ядерного заряду, оскільки для різних типів ядерних зарядів характерний свій ізотопний склад.

Так, для продуктів термоядерного вибуху на час максимального вмісту актинідів урану-237 та непунію-239, через 3–5 діб після вибуху величина Γ зменшується приблизно в два рази [15], оскільки ці ізотопи мають малі за величиною сталі потужності експозиційної дози, що дорівнюють 0,674 Р·см²/год·мКі та 0,491 Р·см²/год·мКі відповідно.

1.1.6.2. Плоске джерело випромінювання

Плоске радіоактивне джерело – це таке джерело, у якому гамма-випромінювач знаходиться на поверхні плоскої підкладки. Місцевість, що забруднена радіоактивними речовинами за слідом радіоактивної хмари за певних умов може розглядатися як плоске джерело гамма-випромінювання.

Потужність експозиційної дози в заданій точці над плоским ізотропним джерелом визначається додаванням (інтегруванням) по всій площині внесків потужностей доз від елементарних джерел $dX^{\&}$, розташованих на цій площині.

Якщо за джерело взяти елементарну площину dS , покриту моноенергетичним гамма-випромінювачем з енергією E_{γ} МеВ і питомим поверхневим забрудненням $A = \frac{1}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$, то потужність дози випромінювання джерела $dX^{\&}$ на відстані R від ділянки визначається співвідношенням:

$$dX^{\&} = C \frac{\mu_{\text{не}} E_{\gamma} A dS}{4 \pi R^2} e^{-\mu_{\text{ов}} R} B, \quad (1.68)$$

де C – стала, залежна від одиниць вимірювання;

$\mu_{\text{не}}, \mu_{\text{ов}}$ – лінійні коефіцієнти поглинання й ослаблення гамма-випромінювання в повітрі;

B – дозовий фактор, що враховує внесок у потужність дози розсіяного гамма-випромінювання.

На рис. 1.24 наведена схема обчислення потужності дози на ділянці радіоактивного забруднення місцевості.

Розв'язання рівняння дає можливість скласти таблицю, з урахуванням різних енергій гамма-квантів, радіусів ділянок у метрах, що визначають потужність дози в точці спостереження Б на різних висотах над нескінченно протяжною ділянкою забруднення місцевості радіоактивними речовинами.

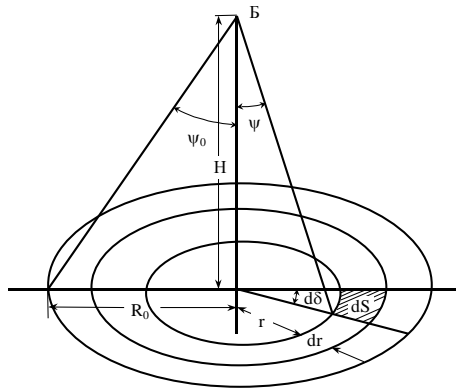


Рис. 1.24. Схема обчислення потужності експозиційної дози на ділянці радіоактивного забруднення

У табл. 1.8 наведені результати обчислень для трьох різних енергій гамма-квантів, радіусів ділянок місцевості в метрах, що визначають 50, 75 і 90 % повної потужності дози в точці спостереження Б, що перебуває на трьох висотах над нескінченно протяжною ділянкою забруднення.

Таблиця 1.8

Радіуси ділянок забруднення місцевості залежно від енергії гамма-квантів і висоти вимірювання

$H, \text{ м}$	$E_\gamma = 0,41 \text{ MeB}$			$E_\gamma = 1,25 \text{ MeB}$			$E_\gamma = 2,8 \text{ MeB}$		
	50 %	75 %	90 %	50 %	75 %	90 %	50 %	75 %	90 %
1	6	40	122	6	42	130	7	50	140
10	8	86	170	38	92	180	45	115	200
50	12	60	258	98	173	280	112	205	300

Як видно з таблиці 1.8, на незначній висоті над землею доза гамма-випромінювання в основному визначається джерелами, що перебувають не далі ніж 100–150 м від точки вимірювання. Гамма-активність більш віддалених ділянок створює лише незначний відсоток повної дози.

Ці дані слушні для продуктів ядерного вибуху, тому що радіуси ділянок, що однаково впливають на потужність експозиційної дози в точці спостереження, недостатньо залежать від первинної енергії гамма-квантів.

За умовами впливу міграції радіоактивних продуктів ядерного вибуху, які потрапляють у глибину ґрунту, утворюється об'ємне забруднення верхнього шару ґрунту глибиною кілька сантиметрів. У верхньому шарі ґрунту утримується близько 80–95 % всієї активності. Для обчислення

потужності експозиційної дози над поверхнею гамма-активного шару ґрунту необхідно врахувати поглинання випромінювання в цьому шарі. Розрахунки показують, що ефективний радіус дії об'ємного джерела значно менший від ефективного радіуса дії поверхневого джерела. Так, на висоті 1 м над поверхнею землі 90 % повної дози гамма-випромінювання збирається з ділянки, обмеженої 15–20 м, а на висоті 25 м із ділянки з радіусом 100 м.

1.1.6.3. Гамма-поле радіоактивно зараженої місцевості

Структура гамма-поля над радіоактивно зараженою місцевістю визначається, по-перше, радіоактивним розпадом продуктів вибуху та пов'язаною з ним зміною енергетичного складу гамма-квантів, що випромінюються і, по-друге, характером взаємодії гамма-випромінювання радіоактивного розпаду з повітрям і ґрунтом.

Через розсіяння від поверхні землі та від шару повітря в точку, що розглядається, гамма-кванти потрапляють практично з усіх напрямків. Для продуктів ядерного вибуху з віком від 1 год до 10 діб потужність дози гамма-випромінювання із верхнього напівпростору над поверхнею землі, тобто розсіяних у повітрі, становить усього 7–8 % повної потужності дози, а потужність дози розсіяного випромінювання в повітрі і ґрунті становить загалом приблизно 15 %. Таким чином, потужність дози випромінювання, що потрапляє в дану точку з різних напрямків, неоднакова.

Кутовий розподіл гамма-випромінювання над плоским ізотропним джерелом у точці Б на висоті Н від поверхні землі характеризується кутами Θ у вертикальній площині та кутами Ψ у горизонтальній азимутальній площині. На рис. 1.25 показано, що області падіння випромінювання в точку Б, що характеризуються кутами Θ від 0 до 90° (від 0 до $\pi/2$), відповідають випромінюванню з нижнього напівпростору, а області з кутами Θ від 90° до 180° (від $\pi/2$ до π) – випромінювання з верхнього напівпростору.



Рис. 1.25. Схема обчислення у вертикальній площині

З нижнього напівпростору в точку Б надходить як пряме випромінювання, що не зазнало взаємодії з поверхнею землі та шаром повітря, так і випромінювання, розсіяне землею та повітрям. З верхнього напівпростору в точку Б потрапляє тільки розсіяне випромінювання.

На рис. 1.26 поданий кутовий розподіл потужності дози гамма-випромінювання на різних висотах Н над плоским ізотропним джерелом, зараженим продуктами поділу з віком 1,12 год. З рис. 1.26 видно, що на малих висотах у точку спостереження надходять випромінювання головним чином за напрямками, близькими до паралельних щодо площини джерела ($\Theta \cong 90^\circ$, $\cos \Theta \cong 0$), а на великих висотах випромінювання втрачає свої похилі компоненти та потрапляє в точку спостереження в основному за напрямками, близькими до вертикальних ($\Theta \cong 0^\circ$, $\cos \Theta \cong 1$).

Результати вимірювань кутового розподілу у вертикальній площині потоку гамма-квантів різної енергії на висоті біля 1 м над поверхнею землі, зараженої радіоактивними продуктами підземного вибуху ядерного боєприпасу на 9 добу після вибуху, наведені на рис. 1.27 і 1.28. Спільним для цих рисунків є наявність максимуму інтенсивності випромінювання в напрямку, близькому до 90° .

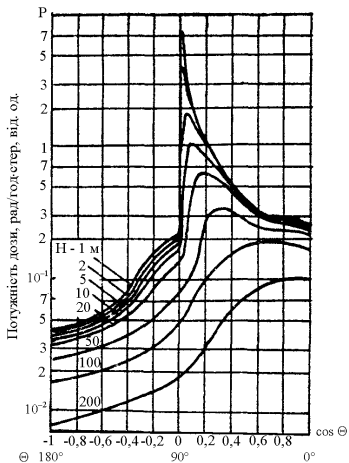


Рис. 1.26 Кутові розподіли потужності дози гамма-квантів для ідеального плоского джерела радіоактивних опадів на різних висотах над ґрунтом

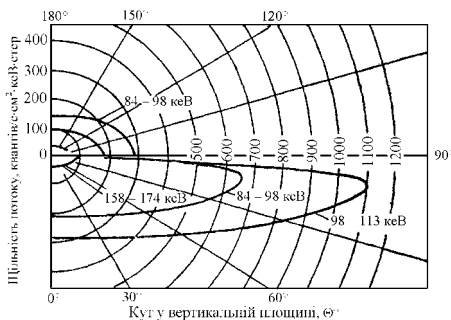


Рис. 1.27. Діаграми кутового розподілу щільності потоку гамма-квантів з енергіями 84–98 кеВ; 98–113 кеВ; 158–174 кеВ у вертикальній площині

Для малих енергій інтенсивність випромінювання знизу ($\Theta \cong 0^\circ$) у 3–4 рази менша, ніж з напрямку близького до горизонтального ($\Theta \cong 85^\circ$).

Для більш високих енергій горизонтальна радіація майже на порядок більша за випромінювання знизу. Це пояснюється тим, що під кутами меншими, але близькими до 90° , у точку спостереження потрапляє випромінювання з площини, що в багато разів перевищує площу, яка відповідає кутам, близьким до 0° .

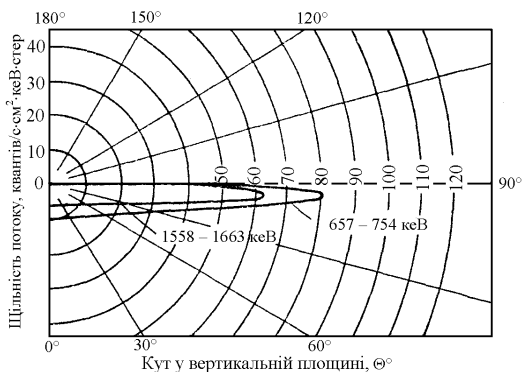


Рис. 1.28. Діаграми кутового розподілу щільності потоку гамма-квантів з енергіями 657–754 кеВ, 1558–1663 кеВ у вертикальній площині

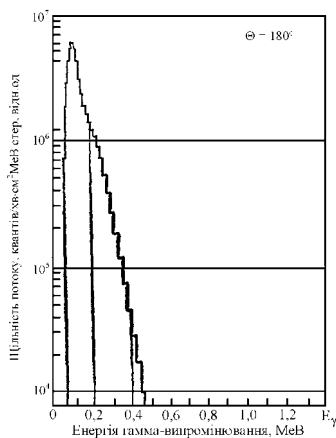


Рис. 1.29. Спектрально-кутовий розподіл гамма-квантів для $\Theta = 180^\circ$

Кутові спектри гамма-квантів на радіоактивно зараженій місцевості в точці на висоті 1 м із віком продуктів поділу 9 діб надані на рис. 1.29, 1.30 та 1.31. З рис. 1.29 видно, що потік гамма-квантів зверху являє собою розсіяне випромінювання та містить у собі тільки складові малих енергій приблизно до 0,4 МеВ.

Потік випромінювання під кутом 90° (рис. 1.30) є горизонтальною компонентою та містить у собі складові в діапазоні енергій 0,05–1,6 МеВ. На графіку є чотири максимуми.

Перший максимум найбільший та обумовлений накопиченням розсіяного випромінювання малих енергій порядку 0,1 МеВ. Другий максимум у області енергій порядку 0,5 МеВ і третій – 0,7 МеВ.

Окремий пік з енергією 1,6 MeV відповідає гамма-квантам радіоактивного ізотопу лантану-140, що входить до складу продуктів поділу.

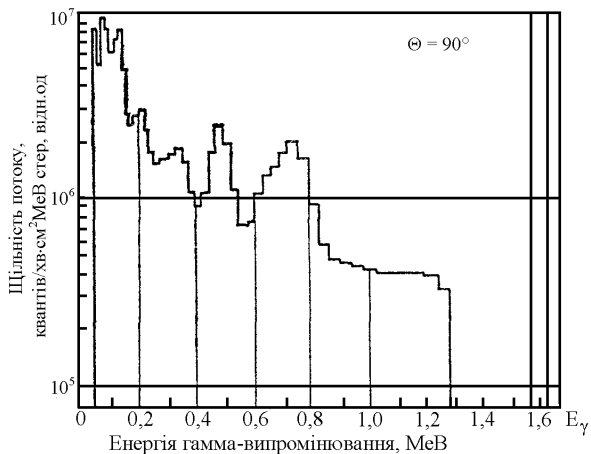


Рис.1.30. Спектрально-кутовий розподіл гамма-квантів для $\Theta = 90^\circ$

Рис. 1.32. відображає залежність середньої енергії гамма-квантів від кута падіння в точку спостереження. Графік показує, що горизонтальна компонента ($\Theta = 70-90^\circ$) є найбільш жорсткою та має енергію близько 0,7 MeV.

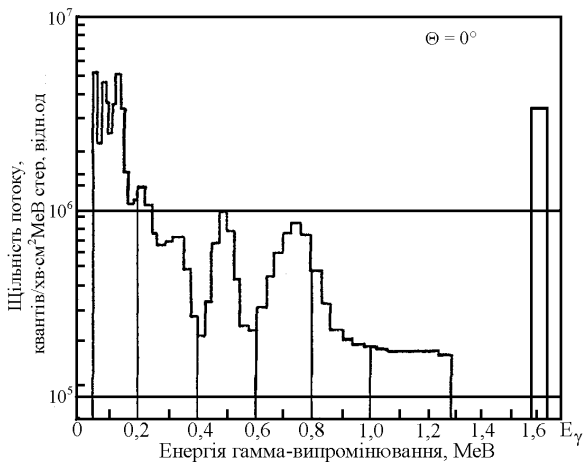


Рис. 1.31. Спектрально-кутовий розподіл гамма-квантів для $\Theta = 0^\circ$

Випромінювання, що надходить від верхнього напівпростору, має значно меншу середню енергію (нижчу за 0,2 MeB).

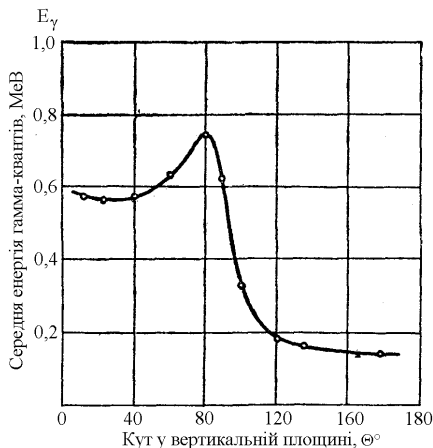


Рис. 1.32. Залежність середньої енергії гамма-випромінювання від кута падіння в точку спостереження

Таким чином, середня енергія гамма-випромінювання продуктів ядерного вибуху стає меншою під час випадіння їх на місцевість за рахунок розсіяння квантів повітрям та ґрунтом.

1.2. Оцінка радіаційної безпеки та принципи нормування радіаційного випромінювання

1.2.1. Вплив іонізуючого випромінювання на живий організм

1.2.1.1. Механізм біологічного впливу іонізуючих випромінювань

Іонізуюче випромінювання, що впливає на живий організм викликає в ньому ланцюг зворотних і незворотних змін, які призведуть до тих або інших біологічних наслідків, що залежать від величини впливу та умов опромінення.

У розвитку променевих ушкоджень можна виділити чотири фази: перші три короткі, пов'язані зі змінами на молекулярному рівні, а четверта довга, протягом якої відбуваються руйнування на клітинному і тканинних рівнях, а також на рівні всього організму. Характер процесів, що відбуваються, наданий у табл. 1.9.

Первинним пусковим механізмом, що ініціює різноманітні процеси, які відбуваються в біологічному об'єкті, є іонізація та збудження. Саме в цих фізичних актах взаємодії відбувається передача енергії ІВ, що опромінює.

Фази розвитку променевих ушкоджень

Фаза	Тривалість фази	Характер процесу
Початкова фізична	$10^{-16} - 10^{-14}$ с	Поглинання енергії випромінювання. Іонізація та руйнування молекул (переважно води)
Фізико-хімічна	$10^{-10} - 10^{-6}$ с	Рекомбінація та взаємодія іонів із молекулами (переважно води). Утворення продуктів радіолізу та вільних радикалів
Хімічна	Декілька секунд	Взаємодія продуктів радіолізу й вільних радикалів із молекулами білка та інших органічних сполук. Розвиток біохімічних ушкоджень
Біологічна	Години, роки	Виникнення ушкоджень на різних рівнях. Формування біологічних наслідків опромінення

У простих речовинах, молекули яких складаються з атомів одного й того ж самого елемента, процес іонізації супроводжує процес рекомбінації. Іонізований атом приєднує до себе один із вільних електронів, що завжди є в середовищі, у результаті цього знову утворюється нейтральний атом. Збуджений атом повертається в нормальний стан, випромінюючи один або кілька фотонів характеристичного випромінювання.

Таким чином, іонізація або збудження атомів простих речовин не викликає будь-яких змін фізико-хімічної природи середовища.

Інакше відбуваються процеси під час впливу ІВ на біологічні молекули, що складаються зі значної кількості різних атомів. Під час іонізації та збудження складних молекул відбувається їхня дисоціація в результаті розриву хімічних зв'язків. Це пряма дія ІВ. Значну роль у формуванні біологічних наслідків відіграє механізм непрямої дії ІВ, під яким розуміють радіаційно-хімічні зміни в даній розчиненій речовині, що обумовлені продуктами радіолізу води.

Відомо, що в біологічній тканині, що складається з біологічних клітин, 60–70 % маси становить вода. За умов впливу ІВ відбувається радіоліз води, тобто поява у воді значної кількості хімічно активних радикалів та іонів, які негайно вступають у різні хімічні реакції з розчиненими у воді речовинами.

У результаті таких взаємодій у водному розчині клітин з'являється значна кількість нових хімічних речовин, які є шкідливими для життєдіяльності клітини, що може призвести до її загибелі.

Відомо, що критичними клітинними структурами є молекули дезоксирибонуклеїнової кислоти (ДНК) і біологічні мембрани клітини.

У клітині утримується кілька десятків молекул ДНК, які пов'язані з білками, що беруть участь у формуванні хромосом і перенесенні інформації.

Під час опромінення клітин може відбуватися розрив однієї або декількох ниток ДНК або порушуватися структура всієї молекули ДНК.

Установлено, що за дози опромінення 1 Гр (100 рад) у кожній клітині людини виникає 1000 одинарних і від 10 до 100 подвійних розривів, а також ушкоджується 5000 основ молекул ДНК. Ці розриви можуть стати причиною виникнення різних відхилень або перекручувань під час передачі інформації новим клітинам, що народжуються.

Таким чином, за умов впливу ІВ в клітині живої тканини з'являється ряд радіаційних ефектів, які поділяються на соматичні (*сомо* з грец. «тіло») і генетичні (*ген* з грец. «породжений»), тобто спадковані. Соматичні ефекти мають вияв безпосередньо в самому опромінену біологічному об'єкті, генетичні – у його нащадків.

Специфіка дії ІВ на біологічні об'єкти полягає в тому, що ніякий інший вид енергії (тепловий, електричний і т. ін.), поглиненої біологічними об'єктами в тій же кількості, не призводить до таких змін, які викликають ІВ.

Наприклад, смертельна доза ІВ для ссавців дорівнює 10 Гр, що відповідає поглиненій енергії 10 Дж/кг. Якщо цю енергію ввести в організм людини, то вона б нагріла організм людини лише на 0,001 °С, тобто менше ніж склянка випитого чаю.

1.2.1.2. Принципи нормування радіаційного опромінення

Відомо, що в природних умовах всі біологічні об'єкти, у тому числі й людина, зазнають опромінення від природних джерел ІВ. У табл. 1.10 наведені джерела опромінення та річні дози, що створені цими джерелами.

Таблиця 1.10.

Річні дози опромінювання природними джерелами іонізуючого випромінювання

Джерела випромінювання	Доза, бер/рік	Частина цього джерела в річній дозі, %
Радон-222 (легені)	0,09–0,11	45–55
Калій-40 (м'язи)	0,024–0,036	12–18
Космічні промені	0,028	14
Уран + Радій (кістки)	0,026	13
Торій + Радій (кістки)	0,016	8
Разом	0,20	100

До того ж 1/3 дози виробляється зовнішнім опроміненням, а 2/3 дози радіонуклідами в середині тіла. Вважається, що доза 0,5 бер/рік не зашкодить здоров'ю людини, а доза 35 бер за все життя людини (75 років) не призведе до помітних шкідливих наслідків. На землі є місця, де природна доза в багато разів перевищує середнє значення дози від природних джерел. Так, у горах

природна доза в 2–3 рази більша засередню, у штаті Керала (Індія) природна доза досягає 0,8–1,2 бер/рік, у Бразилії (зона Гуананара) природна доза перевищує 1,5–2 бер/рік. Ці дози негативно не впливатимуть на здоров'я жителів цих районів. Практичні дослідження та їхній аналіз виявив зв'язок із дозою в берах або зівертах і рівнем ушкодження здоров'я людини радіацією, які наведені в (табл. 1.11).

Таблиця 1.11.

Наслідки одноразового опромінення всього тіла людини [18].

Еквівалентна доза		Наслідки радіаційного опромінення
зіверт	бер	
1000	100000	Смерть через хвилину після опромінення
100	10000	Смерть через годину після опромінення
10	1000	Смерть через декілька днів після опромінення
7	700	90 % смертності через кілька тижнів
4	400	Напівлетальна доза (50 % протягом наступних місяців)
2	200	10 % смертності в наступні місяці
1	100	Легка променева хвороба з лікуванням. Збільшення ймовірності смерті від раку. Стерилізація чоловіків на 2–3 роки, жінок – назавжди.
0,25	25	Максимальна доза (рівень допустимого ризику в екстремальних умовах)
0,1	10	Рівень подвоєння природної кількості генних змін (мутацій). Помітні тимчасові зміни характеристики крові
0,02	2	Максимально припустима річна доза для осіб, які виконують роботи під дією іонізуючого випромінювання
0,002	0,2	Поширене для поверхні Землі значення річної дози від наявних природних джерел випромінювання

Виходячи з вищевикладеного, Міжнародна комісія з радіологічного захисту (МКРЗ) ввела систему нормування опромінення людини від джерел іонізуючих випромінювань для ймовірнісних (стохастичних) і генетичних (нестохастичних) ефектів.

Для нестохастичних ефектів використовується принцип нормування за межею еквівалентної дози в критичному органі.

Критичний орган (під час опромінення) – це орган або тканина, частина тіла або все тіло, опромінення якого за даних умов завдає шкоди здоров'ю даної особи або його нащадкам. За зменшенням радіочутливості встановлені три групи критичних органів:

1 група – усе тіло, гонади, червоний кістковий мозок;

2 група – щитовидна залоза, жирова тканина, печінка, нирки, шлунково-кишковий тракт, легені, кристалик ока та інші органи, які не ввійшли до першої та третьої групи;

3 група – кісткова тканина, шкірний покрив, кисті, передпліччя, щиколотки й стопи.

Для будь-якого критичного органа встановлюється гранично допустиме значення еквівалентної дози 0,5 Зв/рік.

Для нормування дози за стохастичними ефектами всього організму прийняте поняття – ефективна еквівалентна доза H_E , що враховується під час повного опромінення тіла під час ураження критичних органів і вимірюється в зивертах. Величина ефективної еквівалентної дози H_E визначається за формулою:

$$H_E = \sum H_T \omega_T, \quad (1.69)$$

де H_E – середнє значення еквівалентної дози в органі T ;

ω_T – зважений коефіцієнт (ваговий множник) для даного органа T , установлений МКРЗ.

Значення зважених коефіцієнтів ω_T , рекомендованих МКРЗ, надані в табл. 1.12.

Таблиця 1.12

Значення зважених коефіцієнтів

Органи або тканини	ω_T
Червоний кістковий мозок	0,12
Легені	0,12
Щитовидна залоза	0,03
Кісткова тканина	0,03
Молочні залози	0,15
Статеві залози	0,25
Інші органи й тканини	0,25

Фізичний зміст ефективної еквівалентної дози H_E всього організму відповідає такому рівню рівномірного опромінення всього тіла, за якого сумарний ризик смерті r_w буде таким же, як і ризик смерті r_T за середньої еквівалентної дози \bar{H}_T на якийсь критичний орган T , тобто

$$r_w = r_T = \bar{H}_T C_T, \quad (1.70)$$

де C_T – імовірність смертельних випадків від злоякісної пухлини критичного органа T .

Імовірність смертельних випадків від злоякісних пухлин для критичних органів за еквівалентної дози 1 Зв і 1 бер наведені в табл. 1.13.

Значення коефіцієнта імовірності смерті для критичних органів

Опромінені органи або тканини	Імовірність смерті C_T для однієї людини за еквівалентної дози	
	1 Зв	1 бер
Червоний кістковий мозок	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-5}$
легені	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-5}$
Кісткова тканина (кістяк)	$5 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-6}$
Щитовидна залоза	$5 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-6}$
Інші органи й тканини	$5 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-5}$
Імовірність сумарного виходу C_T для всього організму та тканини	$1,25 \cdot 10^{-3}$	$1,25 \cdot 10^{-4}$

Наприклад, під час опромінення щитовидної залози дозою $H_{щз} = 2 \text{ Зв}$, ризик смерті від раку щитовидної залози становить: $r_{щз} = 2 \text{ Зв} \cdot 5 \cdot 10^{-4} = 1 \cdot 10^{-3}$. Такий же сумарний ризик від злоякісних утворень різних органів і тканин може бути реалізований під час рівномірного опромінення всього тіла за умов еквівалентної дози опромінення $H_E = 0,08 \text{ Зв}$.

Так, через те що $r_{щз} = r_w$ усього тіла, або $1 \cdot 10^{-3} = H_E \cdot C_T$ тіла, у такий спосіб

$$1 \cdot 10^{-3} = H_E \cdot 1,25 \cdot 10^{-2},$$

$$\text{тоді } H_E = \frac{1 \cdot 10^{-3}}{1,25 \cdot 10^{-2}} = 0,08 \text{ Зв}.$$

Складаючи норми радіаційного опромінення, МКРЗ виходила з таких принципів:

1. Еквівалентна доза опромінення окремих осіб не має перевищувати межі, рекомендованої комісією відповідним рівням.
2. Використання джерел іонізуючого випромінювання не має застосовуватися на практиці, якщо воно не дає реальної користі.
3. Усі дози опромінення мають підтримуватися на таких низьких рівнях, які тільки можна досягти, урахувавши економічні та соціальні фактори.

У спрощеному вигляді ці принципи можна викласти в такий спосіб:

1. Установлення меж індивідуальної еквівалентної дози.
2. Виправданість практичної діяльності.
3. Оптимізація радіаційного захисту.

1.2.1.3. Норми радіаційної безпеки

Рекомендації МКРЗ взяті за основу Норм радіаційної безпеки України (НРБУ-97), які є основним юридичним документом України, що визначають умови роботи в сфері впливу іонізуючого випромінювання.

У НРБУ-97 покладені такі принципи:

- неперевищення встановленої дозової характеристики;
- виключення будь-якого необґрунтованого опромінювання;
- зниження дози опромінювання до максимально низького рівня.

Нормами радіаційної безпеки встановлюються такі категорії осіб, які зазнають опромінювання:

1. Категорія А (персонал) – особи, які постійно чи тимчасово працюють безпосередньо з джерелами іонізуючих випромінювань.

2. Категорія Б (персонал) – особи, які безпосередньо не виконують роботи під впливом джерел іонізуючих випромінювань, але у зв'язку з розташуванням робочих місць у приміщеннях і на промислових майданчиках об'єктів із радіаційно-ядерними технологіями можуть отримати додаткове опромінювання.

3. Категорія В – усе населення.

НРБУ-97 вводить поняття «ліміт дози» (*ЛД*) – основний радіаційно-гігієнічний норматив, метою якого є обмеження опромінення осіб категорії А, Б і В від усіх індустріальних джерел іонізуючого випромінювання в ситуаціях практичної діяльності. Крім того, НРБУ-97 установлює ліміт ефективної дози та ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення.

Числові значення лімітів доз установлюються на рівнях, що виключають можливість виникнення детермінованих (які визначають) ефектів опромінення й, одночасно, гарантують настільки низьку ймовірність виникнення стохастичних ефектів опромінення, яка не перевищує норму як для окремих осіб, так і для суспільства в цілому.

Для осіб категорії А та Б ліміт дози встановлюються в термінах індивідуальної річної ефективної та еквівалентних доз зовнішнього опромінення (*ЛДЕ*), а для осіб категорії В вводиться ліміт річної ефективної та еквівалентної доз для критичних груп.

Критична група – це частина населення, яка за своїми статеві-віковими, соціально-професійними умовами, місцем проживання та іншими ознаками отримує чи може отримувати найбільші рівні опромінення від даного джерела. Установлений ліміт дози наведений у табл. 1.14 [20].

Таблиця 1.14

Ліміт дози опромінення

Ліміт дози, мЗв/рік	Категорія осіб, які зазнають опромінювання		
	А	Б	В
<i>ЛДЕ</i> (ліміт ефективної дози)	20	2	1
Ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінювання:			
– <i>ЛД_{ons}</i> (для кришталика ока)	150	15	15
– <i>ЛД_{skim}</i> (для шкіри)	500	50	50
– <i>ЛД_{extrim}</i> (для кистей та стопи)	500	50	–

НРБУ-97 установлює значення допустимого радіоактивного забруднення робочих поверхонь, шкіри, спецодягу, засобів індивідуального захисту персоналу. Установлені рівні наведені в табл. 1.15.

Таблиця 1.15

Допустимі рівні загального радіоактивного забруднення поверхонь

Об'єкт забруднення	Альфа-активні нукліди		Бета-активні нукліди
	Окремі	Інші	
Непошкоджена шкіра, спецбілизна, рушники, внутрішня поверхня лицьових частин засобів індивідуального захисту	1	1	100
Основний спецодяг, внутрішня поверхня додаткових засобів індивідуального захисту	5	20	800
Поверхні приміщень постійного перебування персоналу та розташованого в них обладнання, зовнішня поверхня спецвзуття	5	20	2000
Поверхні приміщень періодичного перебування персоналу та розташованого в них обладнання	50	200	8000
Зовнішня поверхня додаткових засобів індивідуального захисту, що знімаються в саншлюзах	50	200	10000

Примітка. До окремих альфа-нуклідів належать альфа-випромінюючі радіонукліди, середньорічна допустима об'ємна активність яких у повітрі приміщень менша ніж $0,3 \text{ Бк/м}^3$.

Таким чином, метою НРБУ-97 є визначення основних вимог:

- до охорони здоров'я людини від можливої шкоди, що пов'язана з опроміненням від джерел іонізуючого випромінювання;
- недбале ставлення до експлуатації джерел іонізуючого випромінювання;
- до охорони навколишнього середовища.

Отже, під час роботи з радіоактивними речовинами та іонізуючим випромінюванням необхідно створити такі умови праці, за яких вплив від внутрішніх і зовнішніх іонізуючих опромінювань має бути мінімальним, навіть якщо встановлені ліміти доз і допустимі рівні забруднення.

1.2.2. Оцінка небезпеки дії іонізуючих випромінювань під час виконання військами завдань за призначенням

За умови впливу на організм людини ІВ і радіоактивних речовин виникає ураження всього організму. Ураження можливе як під час зовнішнього опромінення, тобто в разі, коли радіоактивне джерело перебуває поза організмом, так і під час потрапляння їх у середину організму через органи дихання (із забрудненим повітрям), травний тракт (із забрудненою їжею та водою), шкірні покрови та відкриті рани. Під час зовнішнього опромінення

найбільшої небезпеки завдає гамма- і нейтронне випромінювання, під час потрапляння радіоактивних ізотопів у середину організму – альфа- і бета-випромінювання. Шкідливі наслідки опромінення залежать від ряду умов, що можуть виявитися найближчими днями й тижнями після опромінення або значно пізніше – через багато місяців і навіть років. Характер променевого ураження залежить від виду випромінювання, тривалості опромінення, розмірів і характеру частини тіла людини, що зазнала опромінення, а також від величини поглиненої дози випромінювання. Однак у більшості випадків біологічна дія загальної поглиненої дози випромінювання знижується під час збільшення часу опромінення. Так, доза 1000 Р виявиться смертельною за умови одноразового впливу на все тіло, але така ж доза не призведе до смерті та виражених розладів в організмі, якщо вона буде поступово сприйматися людиною протягом 30 років. Доза зовнішнього опромінення, що не призводить до зниження боєздатності особового складу за одноразового опромінення, дорівнює приблизно 50 Р, а за опромінення протягом трьох місяців – 200 Р і протягом одного року – 300 Р. Під час опромінення організму ділянки тіла мають різну чутливість до впливу випромінювань. Найбільш чутливими є ділянки живота, грудей і голови.

На ступень ураження організму впливають його індивідуальні особливості. В одних людей захворювання та смерть можуть наставати після одноразового опромінення дозою, що не перевищує 200 Р, у той час як інші залишаються живі після опромінення дозою 400–450 Р. На основі численних даних, зібраних у Хіросімі й Нагасакі, а також у результаті нещасних випадків, що мали місце в ряді країн, встановлено, що під час загального одноразового опромінення поглинена доза випромінювання дорівнює приблизно 500–600 Р і є абсолютно смертельною для людини в разі випадку, якщо вона не лікується. Доза випромінювання близько 400 Р за відсутності лікування призводить до загибелі приблизно 50 % потерпілих. Сучасна терапія променевої хвороби за значних доз може зберегти життя переважної більшості потерпілих.

Таким чином, залежно від ступеня ураження організму розрізняють три ступені променевої хвороби.

Променева хвороба першого (легкого) ступеня виникає під час одноразового опромінення всього організму в межах 100–250 Р (1–2 Гр) і перебігає без різко виражених симптомів. Прихований період захворювання триває 2–3 тижні, після чого з'являється слабкість, нудота, запаморочення, зміна складу крові. Хвороба закінчується видужанням.

Променева хвороба другого (середнього) ступеня виникає за одноразових доз 250–400 Р і перебігає з більш різко вираженими ознаками. Видужання при ефективному лікуванні триває 1,5–2 місяці.

Променева хвороба третього (важкого) ступеня виникає за одноразових доз 400–600 Р, характеризується скороченим схованим періодом і перебігає

більш інтенсивно. Видужання настає через кілька місяців. Дози понад 600 Р викликають променево хворобу четвертого (українського) ступеня, що в більшості випадків закінчується смертельним результатом.

Таблиця 1.16

Очікувані наслідки одноразового гамма-опромінування людини [19]

Доза опромінування, Р	Вихід із ладу %				Смертність опромінених, %
	Усього	у тому числі протягом			
		перших двох днів	наступних двох тижнів	інших двох тижнів	
100	поодинокі випадки	поодинокі випадки	0	поодинокі випадки	0
150	15	поодинокі випадки	0	15	0
200	50	15	0	35	поодинокі випадки
250	85	50	35	0	10
300	100	85	15	0	20
350	100	100	0	0	30
400	100	100	0	0	40
450	100	100	0	0	50
500	100	100	0	0	70
600	100	100	0	0	100

Примітка. Під час екранування ділянки живота та таза захисними екранами, які ослабляють потік випромінювання в 2–5 разів, той же вражаючий ефект буде від доз опромінування, що в 1,5–3 разів перевищують вказані в таблиці.

Таблиця 1.17

Орієнтована групова оцінка боєздатності частин та підрозділів в умовах, пов'язаних із ризиком подальшого впливу ІВ

Ступінь боєздатності	Дози, Р	
	отримані протягом чотирьох діб	отримані протягом 1 місяця
Повністю боєздатна	До 50	До 100
Обмежено боєздатна 1 ступеня	До 150	До 250
Обмежено боєздатна 2 ступеня	До 250	До 400
Обмежено боєздатна 3 ступеня	Більші за 250	Більші за 400

Примітка. Обмежено боєздатним вважається підрозділ, подальші дії якого в умовах опромінення ні вражальними дозами (50–100 Р) пов'язані з ризиком зниження боєздатності особового складу за рахунок радіаційного фактора: 1 ступеня – до 50 %; 2 ступеня – більше ніж 50 %;

Повторне опромінення особового складу підрозділу дозою 100 Р протягом місяця після першого переводить його в наступну категорію боездатності.

З метою запобігання переопромінення, а також для визначення ступеня ураження іонізуючим випромінюванням і лікувально-профілактичними заходами проводиться груповий та індивідуальний контроль за опроміненням шляхом вимірювання доз за допомогою дозиметрів.

Найважливішим напрямком робіт із забезпечення радіаційної безпеки під час ліквідації аварії на ЧАЕС виявилися заходи з регламентації опромінювання особового складу, яке спочатку обмежувалось значенням, що дорівнює п'яти гранично допустимим річним дозам для умов мирного часу, що становлять 25 бер, а потім були встановлені диференційовані нормативи зовнішнього опромінення: для особового складу, що працює в місцях з рівнями радіації меншими за 5 мР/год – 5 бер; для особового складу, що працює в місцях з рівнями радіації 5 мР/год і більшими – 10 бер; у виняткових випадках і за відсутності медичних протипоказань, але для обмеженого числа військовослужбовців – до 25 бер.

Далі, з лютого 1988 р., гранично допустимі дози опромінення були знижені до 5 бер для всіх категорій військовослужбовців. Відповідно до цих уточнень під час роботи особового складу в місцях з рівнями радіації більшими за 1 мР/год мають обов'язково використовуватися індивідуальні дозиметри. У місцях, де рівні радіації менші за 1 мР/год, допускалось застосування розрахункового методу [15].

Під час зовнішнього опромінення можливе ураження організму бета-випромінюванням радіоактивних ізотопів. Радіоактивні продукти ядерного вибуху, що випромінюють бета-частинки, контактуючи зі шкірою й залишаючись на ній протягом тривалого часу, можуть спричинити серйозні опіки шкіри (табл. 1.18). Ці опіки можуть мати місце навіть і тоді, коли не буде отримана летальна доза гамма- і нейтронного випромінювання.

Таблиця 1.18

Потужності доз випромінювання від поверхні тіла та відповідні їм наслідки під час забруднення шкіри продуктами ядерного вибуху (незалежно від віку уламків)

Час контакту ПЯВ з шкірою до моменту санітарної обробки, год.					Ступінь ураження шкіри	Терміни збереження боездатності	Вихід із ладу, %
2	4	6	12	24			
0,3	0,2	0,1	0,08	0,05	Відсутня	Весь час	Нема
4,9	2,5	1,9	1,3	0,7	Легка	10–14	До 10
7,4	3,8	2,9	1,9	1,1	Середня	7–10	До 50
12,3	6,3	4,8	3,2	1,9	Важка	4–7	100

Примітка. У таблиці вказані потужності доз до початку санітарної обробки.

Бета-частинки, на відміну від гамма-квантів, починають віддавати свою енергію з перших міліметрів шкірного покриву а, отже, у цьому разі вони набагато небезпечніші гамма-квантів. Ступень ураження шкіри залежить від енергії бета-випромінювання, щільності забруднення й тривалості контакту. Контакт у цьому разі є дуже важливим фактором.

Як показало вивчення наслідків радіоактивних опадів, помітні ураження шкіри, спричинені бета-випромінюванням, з'являлися на тих ділянках тіла людини, де радіоактивні речовини перебували в безпосередньому контакті зі шкірою. Якщо забруднення шкіри спричинене випаданням радіоактивних речовин, що утворилися в результаті вибуху ядерних боєприпасів, то відносна нерозчинність цих речовин знижує ступінь вражальної дії випромінювання. Дослідження продуктів поділу показало, що якісну розчинність у воді мають менше ніж 10 % цих речовин, що забезпечує можливість легкої та ефективної дезактивації.

Під час бойових дій із застосуванням ядерної зброї під час випадання радіоактивних продуктів ядерного вибуху на місцевості відбувається радіоактивне забруднення цієї місцевості, а також озброєння, техніки, особового складу, який перебуває на цій місцевості. Воно становить серйозну загрозу для організму людини. Допустимі ступені зараження різних об'єктів продуктами ядерного вибуху, за яких контакт із зараженими об'єктами без застосування спеціальних захисних засобів не становить небезпеки для організму, наведені в табл. 1.19.

Таблиця 1.19.

Допустимі ступені зараженості радіоактивними речовинами різних об'єктів (за 1 добу)

Найменування об'єкта	Потужність дози, мР/год
Поверхня тіла людини	20
Натільна білизна	20
Лицьова частина протигазу	10
Обмундирування, спорядження, взуття, засоби індивідуального захисту	30
Особиста зброя	20
Поверхня тіла тварини	50
Бойова техніка та технічне майно	200
Інженерні споруди, кораблі, літаки, стартові комплекси:	
– внутрішні поверхні	100
– зовнішні поверхні	500
– борти кораблів	1000
Внутрішні поверхні хлібопекарень, продовольчих комор, шахтних колодязів тощо.	50

Примітка. Якщо забруднення відбулося продуктами ЯВ віку до 12 або від 12 до 24 годин, то вказані в таблиці значення збільшуються відповідно в 4 та 2 рази.

Під час потрапляння радіоактивних речовин у середину організму альфа- і бета-частинки є найнебезпечнішими, тому що в цьому разі вся їх енергія поглинається тканинами організму. Необхідно зазначити, що навіть досить незначна кількість радіоактивних продуктів ядерного вибуху, що перебувають у середині організму, може заподіяти значні ураження (табл. 1.20).

Таблиця 1.20.

Наслідки потрапляння продуктів ЯВ в організм дорослої людини

Кількість ПЯВ, мКі під час потрапляння щодобово протягом				Ступінь ураження шкіри	Терміни збереження боєздатності	Вихід із ладу, %
1 доби	до 10 діб	до 30 діб	до 1 року			
1,0	0,2	0,1	0,05	Відсутня	Весь час	Неме
15–60	3–10	2–5	1,2–3	Легка	8–10	До 10
60–120	10–20	5–10	3,5–7	Середня	5–7	До 50
120–200	20–30	10–15	7–12	Важка	2–3	100
Більша за 200	Більша за 30	Більша за 15	Більша за 12	Украй важка	Відсутня	100

Опромінення різних органів і тканин тіла внутрішніми джерелами має безперервний характер і зменшується згодом тільки внаслідок зміни кількості радіоактивних речовин у середині організму, що відбувається в результаті радіоактивного розпаду й природного виведення їх із організму.

Цей факт пояснюється тим, що деякі хімічні елементи мають властивість концентруватися в деяких клітинах або тканинах, що мають досить велику чутливість до ядерного випромінювання. Доля радіоактивного ізотопу, що потрапив у кров, буде залежати від його хімічної природи. Радіоактивні ізотопи елемента, що є сталою складовою частиною тканин організму, будуть брати участь у тих же самих процесах, що й стабільні ізотопи даного елемента. Так, наприклад, йод як радіоактивний, так і нерадіоактивний концентрується в щитовидній залозі.

Радіоактивний ізотоп елемента, який постійно не перебуває в тканинах організму, буде поводитися так, як подібний за хімічними властивостями елемент, який є в організмі. Так, радіоактивні ізотопи стронцію та барію, будучи хімічно подібні до кальцію, значною мірою відкладаються в кальцинованій тканині кісток. Ізотопи рідкісноземельних елементів, наприклад, церію, що міститься у цих продуктах у невеликих кількостях, також відкладаються в кістках. Через те що ці елементи не є хімічними аналогами кальцію, вони відкладаються в менших кількостях і не в тих структурних елементах кістки, що стронцій і барій.

Слід зазначити, що радіоактивні ізотопи, що відкладаються в кістках, становлять досить високу потенційну небезпеку, тому що можуть спричинити

ушкодження чутливого кісткового мозку, у якому утворюється багато клітин крові. Результатом ушкодження кровотворної тканини є зниження кількості кров'яних клітин, що зашкоджує всьому організму.

Елементи, які не мають здатності до накопичування в організмі, порівняно швидко виводяться в результаті природних процесів.

Поглинання радіоактивних елементів через кишковий тракт значною мірою залежить від їхньої розчинності. Радіоактивні продукти вибуху, такі як уран і плутоній, зустрічаються в основному у формі окисів, багато з яких малорозчинні в рідинах організму. Але оксиди стронцію й барію добре розчиняються, завдяки чому вони легко можуть проникати в кров і далі в кістки. Йод в основному також перебуває в розчинній формі. Тому він швидко потрапляє у кров і потім концентрується в щитовидній залозі.

Важливим фактором, що визначає небезпеку даного радіоактивного ізотопу, є загальна поглинена доза випромінювання, що створена ним у період перебування в організмі. Найбільш важливими показниками під час визначення величини цієї дози є маса й період піврозпаду радіоізотопу, природа й енергія його випромінювань і час перебування в організмі. Цей час залежить від двох факторів: звичайного періоду піврозпаду ізотопу та біологічного періоду напіввиведення. Останній являє собою час, необхідний для того, щоб кількість певного елемента, що перебуває в організмі, зменшилась наполовину в результаті природних (біологічних) процесів виділення.

Найбільшу потенційну небезпеку під час потрапляння в організм становлять ізотопи з коротким періодом піврозпаду й відносно тривалим періодом біологічного напіввиведення. Ізотоп з коротким періодом піврозпаду буде давати більш інтенсивне випромінювання, ніж така ж маса іншого ізотопу навіть того ж самого елемента, який має більш тривалий період піврозпаду. Тривалий біологічний період напіввиведення означає, що радіоактивний ізотоп буде повільно виділятися з організму.

Наприклад, біологічний період напіввиведення йоду в багатьох людей досить тривалий. Практично для різних людей він коливається в межах від декількох днів до багатьох років, хоча в середньому він дорівнює 90 діб. Йод швидко зосереджується в щитовидній залозі. Досить поширений радіоактивний ізотоп йод-131, що має період піврозпаду тільки 8 діб. Отже, якщо достатня кількість цього ізотопу надійде в кров'яне русло, може виникнути серйозне ураження щитовидної залози, тому що цей ізотоп залишається в організмі протягом майже всього періоду розпаду.

Небезпечні радіоактивні ізотопи, що утримуються в продуктах поділу, крім радіоактивного йоду, поділяються на дві групи. У першу групу, що має важливе значення, входять стронцій-89, стронцій-90 і барій-140. До другої групи належать рідкісноземельні елементи, зокрема, церій-144 і хімічно подібний йому ітрій-91.

Допустимі ступені зараження продовольства та води продуктами ядерного вибуху, що не призводять за тривалого їхнього споживання до променевого ураження і не ускладнюють вражальний ефект від зовнішнього гамма-опромінення, наведені в табл. 1.21.

Досвід участі медичних служб у ліквідації наслідків аварії на ЧАЕС переконливо показав необхідність розроблення ефективних засобів підвищення радіорезистентності організму, препаратів, призначених для запобігання внутрішньому зараженню та опромінюванню радіонуклідами.

Під хімічним захистом від впливу ІВ розуміють послаблення результату впливу опромінювання на організм за умови введення в нього хімічної сполуки (радіопротектора). Радіопротектори (головним чином синтетичні) – це хімічні речовини, які підвищують стійкість організму до опромінювання, тобто його радіорезистентність.

До складу медикаментозної системи протирадіаційного захисту ввійшли радіопротектори тривалої (препарат РДД-77) та екстреної дії (препарат Б-190), засоби профілактики первинної реакції на опромінення та купірювання первинної реакції за надвисоких доз. Провідною ланкою в комплексному механізмі радіозахисної дії препарату РДД-77 є тривалий, але оборотний цитостатичний вплив на систему кровотворення, переважно на клітини стоволового пула та імунореактивну систему організму. Радіопротектор дозволяє знизити дію променевого ураження на 50–60 % уражених за гамма-опромінення в дозах до 6 Гр.

Таблиця 1.21.

Допустимі ступені зараженості продовольства та води радіоактивними речовинами

Назва продукту	Вимірюваний обсяг (поверхня)	Допустиме зараження, мР/год, за віком уламків поділу		
		1 доба	5 діб	більше ніж 10 діб
1	2	3	4	5
Вода	Казанок Відро	10	5	2
		20	10	4
Рідкі, сипкі (зерно) харчові продукти, їжа в готовому вигляді	Казанок	10	5	2
Макаронні вироби, вермішель, сухофрукти	Казанок	5	2,5	1
Хліб	Буханець	6	3	1,5
М'ясо	Туша, півтуші	100	50	20
Риба	25 × 25 см ²	10	5	2

1	2	3	4	5
Молоко:				
– для дорослих	Казанок	0,6	0,6	0,6
– для дітей		0,1	0,1	0,1

Примітка: Казанок ємністю 1,5 л, відро – 9–10 л. Під час вимірювань рівнів зараження блок детектування приладу повинен розташовуватися в 0,5–1 см від вимірюваної поверхні. Якщо вік ПЯВ менш ніж 12 год або дорівнює 12–24 год, то зазначені в таблиці потужності експозиційних доз збільшуються відповідно в 4 і 2 рази. У разі випадання радіоактивних гідрозолів (радіоактивного дощу), коли влучення ПЯВ на тіло відбувається через обмундирування, яке намокло, безпечні потужності експозиційної дози гамма-випромінювання шкірних покривів тіла та натільної білизни дорівнюють 3,5 мР/год.

В основі механізмів радіозахисного ефекту препарату класу екстреної дії лежить безпосередня дія на радіочутливі тканини, які спричиняють у них стан гострої гіпоксії. Радіопротектор дозволяє знизити дію променевого ураження в 70–80 % уражених за гамма- та гамма-нейтронному опромінюванні в дозах до 10 Гр.

Досягнуті успіхи в створенні нових протирадіаційних засобів не вирішують у повному обсязі проблем збереження працездатності опромінених, тому захист від впливу ІВ базується на комплексному підході до захисту, в основу якого положені такі інженерно-фізичні принципи:

1. Обмеження часу опромінення;
2. Збільшення відстані до джерела;
3. Використання поглинальних екранів і споруд.

1.3. Принципи захисту від іонізуючого випромінювання

1.3.1. Захист від впливу іонізуючих випромінювань шляхом обмеження часу опромінення

Доза X , що впливає на організм, дорівнює добутку потужності дози \dot{X} на час t дії випромінювань:

$$X = \dot{X}t. \quad (1.71)$$

Щоб опромінення залишалось в межах допустимої дози X допустимий час $t_{дон}$ не повинен перевищувати величини

$$t_{дон} = \frac{X_{дон}}{\dot{X}}. \quad (1.72)$$

Дотримання цієї умови дозволяє надійно захистити організм від ураження. Так, у зв'язку з неможливістю застосування роботів для очищення

покрівлі третього енергоблоку ЧАЕС від високоактивних матеріалів, було прийнято рішення задіяти особовий склад Збройних Сил.

Проведений експеримент, показав, що на операцію зі скидання лопатою кількох кусків радіоактивного графіту до підвалу зруйнованого реактора та повернення на землю, було затрачено 1 хвилину 13 секунд, а за показаннями 9 дозиметрів, розміщених на різних ділянках тіла дослідника, зареєстрована доза зовнішнього опромінення від 3,5 до 6 бер. Ураховуючи набутий досвід з проведеного експерименту, під час роботи на даху була встановлена доза одноразового опромінення 20 бер, що забезпечувала реальне виконання аварійних робіт (загальний час роботи в небезпечній зоні кожного військовослужбовця збільшився до 3 хвилин) [14, 17].

1.3.2. Захист від впливу іонізуючих випромінювань шляхом збільшення відстані до джерела іонізуючого випромінювання

Потужність експозиційної дози в повітрі X (мР/год) від точкового джерела активністю A (мКі) на відстані R (м) від ізотропного джерела можна розрахувати за формулою:

$$X = \frac{A \Gamma}{R^2}, \quad (1.73)$$

де Γ – гамма-стала радіонукліда;

X – потужність експозиційної дози в повітрі, створювана гамма-випромінюванням точкового ізотропного джерела активністю A на відстані R від нього (табл. 1.22).

Таблиця 1.22

Потужності експозиційної дози гамма-випромінювання від закритих джерел іонізуючих випромінювань, які використовуються у військах РХБ захисту [43]

Тип джерела	Активність не більша за, мКі	Потужність експозиційної дози гамма-випромінювання, мР/год, на відстані від джерела, м				
		0,01	0,5	1	10	25
1	2	3	4	5	6	7
Б-8	$5,44 \cdot 10^{-3}$	На рівні природного фону				
НИ-5	$5 \cdot 10^{-2}$					
АИП-РИГ	1	50,5	$2,02 \cdot 10^{-2}$	$5,05 \cdot 10^{-3}$	$5,05 \cdot 10^{-5}$	–
БИС-М-2	5	630	0,252	$6,3 \cdot 10^{-2}$	$6,3 \cdot 10^{-4}$	–
БИС-4АН	25	1400	0,54	0,14	$1,4 \cdot 10^{-3}$	–

1	2	3	4	5	6	7
ИГИ-Ц-3-6	8,6	$2,08 \cdot 10^4$	8,3	2,08	$2,08 \cdot 10^{-2}$	$3,32 \cdot 10^{-3}$
ИГИ-Ц-3-5	3,48	$8,3 \cdot 10^3$	3,32	0,83	$8,3 \cdot 10^{-3}$	$1,33 \cdot 10^{-3}$
ИГИ-Ц-3-10	123	$29,5 \cdot 10^4$	118	29,5	0,295	$4,23 \cdot 10^{-2}$
ИГИ-Ц-4-6	6600	$16,6 \cdot 10^6$	6620	1660	16,6	2,66
ГИК-2-8	9,2	$7,2 \cdot 10^4$	28,8	7,2	$7,2 \cdot 10^{-2}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$
ГИК-2-14	276	$216 \cdot 10^4$	862	216	2,16	0,34
ГИК-2-18	13800	$108 \cdot 10^6$	43000	10800	108	17,3
ГИК-5-2	85300	$865 \cdot 10^6$	348000	86500	865	138

Таким чином, збільшення відстані між джерелом та об'єктом опромінення, наприклад, у два рази, потужність дози (доза), що впливає на цей об'єкт, зменшиться в чотири рази. Тобто збільшення відстані – простий та ефективний метод захисту від впливу ДІВ, особливо коли початкові відстані малі.

1.3.3. Захист від впливу іонізуючих випромінювань шляхом застосування поглинальних екранів і споруд

Зменшити опромінення організму можливо, розташувавши на шляху проходження ІВ поглинальні екрани. Під час вибору захисних екранів необхідно враховувати різницю взаємодії різних видів ІВ із середовищем.

Захист від зовнішніх потоків альфа-частинок не викликає особливих труднощів, тому що за високої щільності іонізації, альфа-частинки втрачають свою енергію й поглинаються в порівняно тонких шарах речовини. Для захисту від них досить аркуша цупкого паперу. Ороговілий шар шкіри людини, що складається з відмерлих клітинок епідермісу, надійно захищає від зовнішнього альфа-випромінювання.

Бета-випромінювання має більшу проникаючу здатність: воно проходить у тканини організму на глибину 1–2 см і в алюміній – до 5 мм.

Гамма-випромінювання сильніше за все ослабляється важкими матеріалами, що мають високу електронну щільність (сталь, бетон, свинець).

Потік нейтронів краще ослабляється легкими матеріалами, що містять ядра легких елементів, наприклад водню (вода, поліетилен).

Захисні властивості екрана характеризуються коефіцієнтом ослаблення K , під яким розуміють відношення потужності дози \mathcal{H}_0 або потік Φ_0 випромінювань, що падають на екран, до потужності дози \mathcal{H} або потоку Φ випромінювань, що пройшли через екран:

$$K = \mathcal{H}_0 / \mathcal{H} = \Phi_0 / \Phi. \quad (1.74)$$

Коефіцієнт ослаблення можна подати через лінійний коефіцієнт ослаблення, що характеризує властивості поглинального середовища. Для

цього використаємо математичний вираз закону ослаблення гамма-випромінювання для випадку одношарового захисту й моноенергетичного пучка іонізуючих частинок:

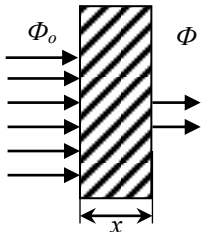


Рис. 1.33. Послаблення гамма-квантів захисним екраном

$$\Phi = \Phi_0 e^{-\mu x}, \quad (1.75)$$

де Φ_0 , Φ – потік гамма-квантів до й після проходження захисного шару відповідно;

x – товщина захисного шару;

μ – лінійний коефіцієнт ослаблення гамма-випромінювання, що визначає відносне зменшення потоку випромінювання внаслідок

його проходження через шар середовища 1 см.

Тоді вираз для коефіцієнта ослаблення K має вигляд:

$$K = e^{-\mu x}. \quad (1.76)$$

На практиці захисні властивості матеріалу характеризують шаром половинного ослаблення.

Шаром половинного ослаблення називається така товщина поглинача $d_{0,5}$, що зменшує потік гамма-випромінювання у два рази.

Між μ і $d_{0,5}$ є однозначна залежність, яку можна встановити з (1.76), урахувавши визначення шару половинного ослаблення. Підставляючи до (1.75) замість x значення $d_{0,5}$, за визначенням отримаємо:

$$\frac{\Phi_0}{2} = \Phi_0 e^{-\mu d_{0,5}} \quad \text{або} \quad e^{-\mu d_{0,5}} = 2,$$

з які виходить, що

$$\mu = \frac{\lg 2}{d_{0,5}} = \frac{0,693}{d_{0,5}}. \quad (1.77)$$

Тоді визначимо коефіцієнт ослаблення K через $d_{0,5}$:

$$K = e^{-\frac{\lg 2}{d_{0,5}} x} = 2^{-\frac{x}{d_{0,5}}} = 2^{-n}. \quad (1.78)$$

Отже, якщо шар половинного ослаблення речовини $d_{0,5}$ зменшує потужність дози у два рази, то шар товщиною x зменшує потужність дози в $2^{\frac{x}{d_{0,5}}}$ або в 2^n разів, де $n = x/d_{0,5}$ – кількість шарів половинного ослаблення в речовині товщиною x .

Вище розглянутий випадок одношарового захисту. Насправді для захисту від ІВ багатокomпонентного складу необхідний комбінований захист, що складається з декількох шарів захисних матеріалів.

Так, наприклад, захистом від проникаючої радіації ядерного вибуху є різні матеріали, що ослаблюють як гамма-, так і нейтронне випромінювання. Розглянемо це на прикладі двошарового захисту, кожний шар якого характеризується своїми значеннями товщини (x_1, x_2), шару половинного ослаблення для кожного виду випромінювання ($d_{0,5}^{1\gamma}, d_{0,5}^{2\gamma}, d_{0,5}^{1n}, d_{0,5}^{2n}$) і відповідно коефіцієнтами ослаблення ($K_1^\gamma, K_2^\gamma, K_1^n, K_2^n$).

У разі двошарового захисту загальний коефіцієнт ослаблення буде дорівнювати добутку коефіцієнтів ослаблення кожного шару:

$$K_{заг} = K_1^\gamma K_2^\gamma; \quad K_{заг} = K_1^n K_2^n. \quad (1.79)$$

У цьому разі завдання визначення, наприклад, дози випромінювання за захистом буде вирішуватися таким способом:

$$D = D_\gamma + D_n = \frac{D_\gamma^0}{K_\gamma} + \frac{D_n^0}{K_n}, \quad (1.80)$$

де

$$K_\gamma = 2^{\frac{x_1}{d_{0,5}^{1\gamma}} + \frac{x_2}{d_{0,5}^{2\gamma}}},$$

$$K_n = 2^{\frac{x_1}{d_{0,5}^{1n}} + \frac{x_2}{d_{0,5}^{2n}}}.$$

Формула (1.66) була виведена для випадку, коли поглинанням і розсіюванням гамма-квантів у просторі між джерелом і точкою вимірювання можна знехтувати. Цю формулу можна використовувати для розрахунку потужності експозиційної дози в повітрі, якщо відстань R між джерелом випромінювань та точкою вимірювання не більша від декількох метрів та між ними немає твердих і рідких середовищ, що сильно ослаблюють випромінювання.

У разі великих значень R або за наявності між джерелом і точкою вимірювання B речовини з товщиною x та достатньо великою щільністю, як показано на рис. 1.34, ослабленням випромінювання зневажати не можна.

У цьому разі потужність експозиційної дози \mathcal{X} у точці B для вузького колімованого пучка повинна визначатися за формулою:

$$\mathcal{X} = \frac{A \Gamma}{R^2} e^{-\mu x}, \quad (1.81)$$

де μ – лінійний коефіцієнт ослаблення шару речовини товщиною x .

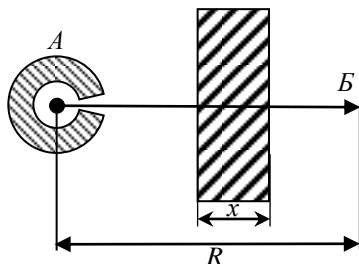


Рис. 1.34. Ослаблення вузького пучка гамма-випромінювань

За відсутності коліматора, показаний на рис. 1.34, на ослаблювальний шар x буде діяти широкий пучок, як показано на рис. 1.35.

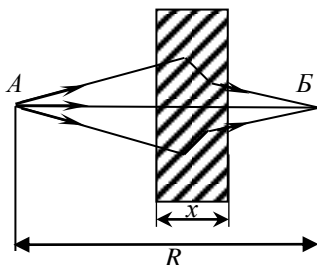


Рис. 1.35. Ослаблення широкого пучка гамма-випромінювання

У цьому разі в точку вимірювання B будуть потрапляти не тільки гамма-кванти, що поширюються по прямій, яка з'єднує джерело та точку вимірювання, але й деякі гамма-кванти з числа однократно або багатократно розсіяних у товщі речовини. Потужність експозиційної дози в цьому разі розраховується за співвідношенням:

$$\mathcal{E} = \frac{A\Gamma}{R^2} e^{-\mu x} B, \quad (1.82)$$

де B – величина, що називається дозовим фактором накопичення.

Дозовий фактор накопичення показує, у скільки разів збільшується потужність експозиційної дози за рахунок розсіяних гамма-квантів. Очевидно, що цей коефіцієнт завжди більше одиниці. Таким чином, для широкого пучка послаблення гамма-випромінювання за рахунок взаємодії з речовиною менше, ніж для вузького пучка. Пояснюється це тим, що має місце

накопичення вторинного розсіяного випромінювання за рахунок комптонівського ефекту. Величина B тим більша, чим більші μ та x і чим менший атомний номер Z та енергія гамма-квантів, тобто $B = f(\mu, x, Z, E_\gamma)$.

Ця залежність зведена в таблиці і наводиться у довідниках. Як приклад у табл. 1.22 наведені значення B для різних товщин води, алюмінію та свинцю за умов впливу на них гамма-квантів різних енергій.

У табл. 1.22 наведені значення дозового фактора накопичення для енергій гамма-квантів $E_\gamma = 0,661$ МеВ ізотопу цезію - 137 та середньої енергії гамма-квантів $\bar{E}_\gamma = 1,25$ МеВ ізотопу кобальту-60, тобто для джерел іонізуючих випромінювань, що використовуються для перевірки градування військових дозиметричних приладів.

Для вирішення практичних задач бажано мати аналітичний вираз для дозових факторів накопичення. Зручним для розрахунків зображенням фактора накопичення для будь-яких середовищ, широких інтервалів енергій і глибин проникнення є вираз [6]:

$$B = 1 + \mu x + \frac{(\mu x)^2}{7E_\gamma^{2.4}}. \quad (1.83)$$

Імовірність розсіювання гамма-квантів особливо велика в повітроеквівалентному середовищі. Тому під час ослаблення гамма-випромінювання у повітрі важливо враховувати вторинне розсіяне випромінювання, а також його розподіл за енергіями та напрямом.

Таблиця 1.22

Величина дозового фактора накопичення для деяких середовищ

E , МеВ	μx						
	1	2	4	7	10	15	20
1	2	3	4	5	6	7	8
Вода							
0,225	3,09	7,14	23,0	72,9	166	456	982
0,5	2,52	5,14	14,3	38,8	77,6	178	334
0,661	2,35	4,48	10,6	23,4	52,9	99,2	203
1,0	2,13	3,71	7,68	16,2	27,1	50,4	82,2
1,25	2,03	3,31	6,55	13,3	20,7	37,6	60,0
2,0	1,83	2,77	4,88	8,46	12,4	19,5	27,7
2,75	1,72	2,48	4,10	6,50	9,2	13,6	18,5
3,0	1,69	2,42	3,91	6,23	8,63	12,8	17,0
4,0	1,58	2,17	3,14	5,13	6,94	9,97	12,9
6,0	1,46	1,91	2,76	3,99	5,18	7,09	8,85
8,0	1,38	1,74	2,40	3,34	4,25	5,66	6,95
10,0	1,33	1,63	2,19	2,97	3,72	4,90	5,98

1	2	3	4	5	6	7	8
Алюміній							
0,5	2,37	4,24	9,47	21,5	38,9	80,8	141
0,661	2,18	3,85	8,16	17,3	30,0	66,4	104
1,0	2,02	3,31	6,57	13,1	21,2	37,9	58,5
1,25	1,92	3,06	5,90	11,3	17,4	29,8	45,5
2,0	1,75	2,61	4,62	8,05	11,9	18,7	26,3
2,75	1,66	2,39	3,92	6,50	9,3	14,1	19,5
3,0	1,64	2,32	3,78	6,14	8,65	13,0	17,7
4,0	1,53	2,08	3,22	5,01	6,88	10,1	13,4
6,0	1,42	1,85	2,70	4,06	5,49	7,97	10,4
8,0	1,34	1,68	2,37	3,45	4,58	6,56	8,52
10,0	1,28	1,55	2,12	3,01	3,96	5,63	7,32
Свинець							
0,5	1,24	1,42	1,69	2,00	2,27	2,65	2,73
0,661	1,33	1,56	1,92	2,42	2,88	3,42	4,00
1,0	1,37	1,69	2,26	3,02	3,74	4,81	5,86
1,25	1,38	1,72	2,41	3,27	4,12	5,40	7,40
2,0	1,39	1,76	2,51	3,66	4,84	6,87	9,00
2,75	1,36	1,72	2,46	3,75	5,72	8,00	9,22
3,0	1,34	1,68	2,43	3,75	5,30	8,44	12,3
4,0	1,27	1,56	2,25	3,61	5,44	9,80	16,3
6,0	1,18	1,40	1,97	3,34	5,69	13,8	32,7
8,0	1,14	1,30	1,74	2,89	5,07	14,1	44,6
10,0	1,11	1,23	1,58	2,52	4,34	12,5	39,2

Задача 4. Потужність експозиційної дози від точкового джерела гамма-випромінювання $Co-60$ ($E_\gamma = 1,25$ MeV) на робочому місці без захисту складає 77 мкР/с. Визначити товщину свинцевого екрана (x_{pb}), якщо продовження роботи з джерелом для фахівців категорії А складає 1700 год при шестиденному тижні. Ліміт ефективної дози для цієї категорії фахівців складає 20 мЗв на рік.

Розв'язання:

1. Згідно з НРБУ-97 безпечна потужність експозиційної дози на робочому місці для категорії А буде складати:

$$D_{роб} = \frac{20 \text{ мЗв}}{1700 \text{ год}} = \frac{2 \cdot 10^6 \text{ мкР}}{1700 \cdot 60 \cdot 60} = 0,326 \text{ мкР/с}$$

2. Знаходимо необхідний коефіцієнт **кратності** екрана, який забезпечує НРБУ-97:

$$K = \frac{X_{\&}}{X_{\text{роб}}} = \frac{77 \text{ мкР/с}}{0,326 \text{ мкР/с}} = 2,36 \cdot 10^2$$

3. За табл. 1 (дод. 2) знаходимо товщину свинцевого екрану ($x_{\text{pb}} = 10,05 \text{ см}$).

Задача 5. Для градування дозиметра ИД-1 використовується точковий радіонуклід *Со-60* з активністю $A = 50 \text{ мКі}$. Визначити час роботи за день (t) без захисту, для того щоб забезпечити допустиму дозу для особового складу категорії А, якщо відстань від джерел до оператора складає 2 м. Послабленням та розсіюванням гамма-випромінювання у повітрі знехтувати.

Розв'язання:

1. Визначимо потужність експозиційної дози на робочому місці:

$$\dot{X} = \frac{A\Gamma}{R^2} = \frac{50 \text{ мКі} \cdot 13\text{Р} \cdot \text{см}^2/\text{год} \cdot \text{мКі}}{200 \cdot 200 \text{ см}^2} = 162,5 \cdot 10^{-4} \text{ Р/год} = 1,625 \cdot 10^4 \text{ мкР/год}$$

2. Згідно з НРБУ-97 допустима потужність експозиційної дози на робочому місці для категорії А при 1700 год/рік має бути:

$$X_{\text{дон}} = \frac{20 \text{ мЗв}}{1700 \text{ год}} = 1,2 \cdot 10^3 \text{ мкР/год}.$$

3. Визначимо дозу, яку отримає персонал за 6 годин роботи при шестигодинному робочому дні:

$$X = 1,2 \cdot 10^3 \text{ мкР/год} \cdot 6 \text{ год} = 7,2 \cdot 10^3 \text{ мкР}.$$

4. Визначимо час роботи персоналу категорії А на робочому місці без захисту:

$$t = \frac{X}{\dot{X}} = \frac{7,2 \cdot 10^3 \text{ мкР}}{1,625 \cdot 10^4 \text{ мкР/год}} = 0,443 \text{ год} = 26,58 \text{ хв}.$$

1.3.4. Класифікація та методи розрахунку захисту від іонізуючих випромінювань

Захист від ІВ класифікують за призначенням, типом, компонуванням, формою та геометрією.

Призначення захисту – це зменшення дози опромінення персоналу до гранично допустимих рівнів (біологічний захист); зменшення ступеня радіаційних ушкоджень різних об'єктів, що піддаються опроміненню, до допустимих рівнів (радіаційний захист); зниження радіаційного

енерговиділення в захисних композиціях до допустимих рівнів (тепловий захист).

Радіаційний і тепловий захист, які часто бувають суміщені, необхідні тільки для потужних ДІВ ядерно-технічних установок, таких, наприклад, як ядерні реактори. У процесі роботи з радіонуклідними джерелами необхідність у радіаційному й тепловому захисті зазвичай не виникає. Існує декілька типів захисту:

- 1) суцільний – повністю оточує ДІВ;
- 2) роздільний – складається з первинного, який оточує ДІВ (наприклад, активну зону ядерного реактора), і вторинного, призначеного для захисту від ДІВ, що перебувають між ним і первинним захистом (наприклад, система теплоносія ядерного реактора);
- 3) тінювий – знаходиться між ДІВ і ділянкою, що захищається, розміри якого визначаються «тінню», що відкидає захист;
- 4) частковий – недостатня захищеність у напрямках з підвищеними припустимими рівнями опромінення (наприклад, для ділянок обмеженого доступу персоналу).

Компонування захисту:

- 1) гомогенний – захист складається з одного матеріалу;
- 2) гетерогенний – з набору різних матеріалів.

Форма зовнішньої поверхні захисту найчастіше буває плоскою, циліндричною та сферичною.

Геометрія захисту поділяється на нескінченну, напівнескінченну, бар'єрну та обмежену.

Всі зазначені види захистів зображені на рис. 1.36 на прикладі гомогенного середовища, точкового джерела S й точкового детектора D .

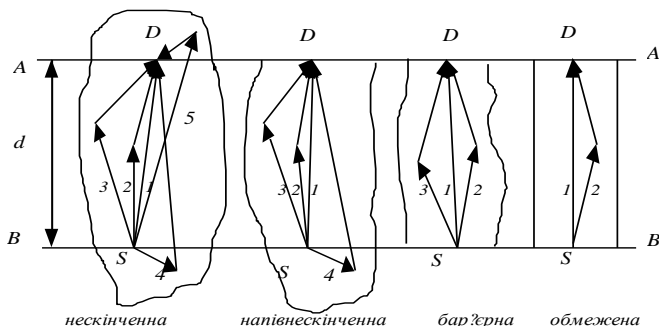


Рис. 1.36. Геометрія захисту й типові траєкторії нерозсіяних і розсіяних у середовищі частинок

Критерій нескінченності захисту можна сформулювати так: якщо будь-яке оточення виділеного захисного середовища будь-яким додатковим матеріалом не змінює показників, то таке середовище називається нескінченним. Фізично це означає, що імовірність того, що будь-яка частинка, що розсіяна за межами виділеного середовища, буде зареєстрована детектором, практично дорівнює нулю.

Напівнескінченне середовище з детектором на межі середовища та джерела у середовищі утвориться з нескінченного, якщо відітнути площиною AA задній напівпростір відносно детектора (середовище зверху від площини AA).

Напівнескінченне середовище із джерелом на межі середовища й детектором у середовищі утвориться з нескінченного, якщо відітнути площиною BB задній напівпростір відносно джерела (середовище знизу від площини BB).

Якщо відмежувати задній напівпростір відносно детектора й задній напівпростір відносно джерела паралельними площинами AA й BB , то отримаємо захист бар'єрної геометрії.

Виділення у захисті бар'єрної геометрії лише частини середовища, наприклад, циліндра, на осі якого із протилежних сторін перебувають джерело й детектор, призводить до обмеженого захисту. Під обмеженим розуміється середовище, у якого хоча б один із поперечних розмірів (розміри в площині, перпендикулярній прямій «джерело-детектор») не вважається нескінченним.

Розглянемо вплив геометрії захисту на показання детектора.

Геометрія захисту при постійній відстані й масі речовини захисту між джерелом і детектором впливає тільки на розсіюване випромінювання, тому що число реєстрованих нерозсіюваних частинок джерела типу 1 залежить тільки від кількості речовини захисту, що перебуває на прямій, з'єднує точки знаходження джерела й детектора, і не залежить від розташування інших мас речовини. У випадку нескінченної геометрії реєструються нерозсіяні в зоні захисту між джерелом і детектором частинки типу 2 і 3, а також частинки типу 4, розсіяні в області заднього напівпростору захисту відносно джерела і частинки типу 5, розсіяні в області заднього напівпростору захисту відносно детектора. У процесі переходу до інших геометрій реєструється менше число нерозсіяних частинок: у напівнескінченній геометрії не реєструються частинки типу 5, у бар'єрній – частинки типу 4 і 5, в обмеженій – частинки типу 3, 4 і 5.

Таким чином, число реєстрованих нерозсіяних частинок у всіх геометріях постійне, а число реєстрованих розсіяних частинок для всіх геометрій різне. Найбільшого значення реєстрована детектором величини G , яка обумовлена нерозсіюваними частинками, набуває в нескінченній геометрії G_{∞} , незначно менше – у напівнескінченному середовищі $G_{1/2\infty}$,

ще менше – у бар'єрній геометрії $G_{бар}$ і мінімальне – в обмеженому середовищі $G_{обм}$, тобто

$$G_{\infty} > G_{1/2\infty} > G_{бар} > G_{обм}$$

Завдання розрахунку захисту від випромінювань зводяться до обчислення показань детектора в точці детектування всередині або поза захисним середовищем, досить складної за компонованням та геометрією. У загальному випадку для рішення цього завдання необхідно знати просторово-тимчасову енергетично-кутову залежність щільності потоку частинок.

Зручними експресними методами розрахунку захисту є табличні, графічні та інші інженерні методи. Для фотонного випромінювання, наприклад, створені універсальні таблиці, які знайшли широке застосування для розрахунку товщини захисту, побудовані номограми для визначення захисту від фотонного випромінювання окремих точкових ізотропних радіонуклідів і просторових джерел, а також номограми для розрахунку водяного захисту від лабораторних альфа-джерел і джерел нейтронів.

Зручність використання таблиць і номограм полягає в тому, що для знаходження захисту непотрібно проводити трудомістких розрахунків.

Зпитання для самоконтролю

1. Дайте класифікацію джерел іонізуючих випромінювань.
2. Порівняйте іонізуючу здатність та дальність пробігу у повітрі альфа-випромінювання (бета, гамма, нейтронне). Обґрунтувати відповідь.
3. Розкрийте фізичний **смісл** ефектів взаємодії гамма-випромінювання з речовиною.
4. **Дайте визначення основним одиницям випромінювання фізичних величин у галузі іонізуючих випромінювань.**
5. Поясніть фізичне значення величин, які входять до виразу, що визначає потужність експозиційної дози гамма-випромінювання від точкового джерела.
6. Який механізм біологічного впливу (дії) іонізуючого випромінювання?
7. Чому під час внутрішнього опромінювання організму наслідки ураження більш важкі, ніж під час зовнішнього опромінювання ?
8. Дайте характеристику ступеням гострої променевої хвороби.
9. Назвіть категорії осіб, що опромінюються, згідно з НРБУ-97 та їх ліміт доз.
10. Назвіть існуючі інженерно-фізичні принципи захисту від іонізуючих випромінювань?

ФІЗИЧНІ ОСНОВИ ДОЗИМЕТРІЇ

Вимірювання ІВ – це вимірювання фізичної величини, що характеризує джерело або поле ІВ, радіоактивні зразки або взаємодію ІВ із речовиною.

Вимірювання ІВ виконується з метою визначення їх якісних і кількісних характеристик (вид випромінювання, енергія, активність джерела випромінювання, щільність потоку тощо). Основним елементом будь-якого приладу, призначеного для вимірювання ІВ, є детектор випромінювання.

Детектор – це первинний вимірювальний перетворювач, що перетворює параметри іонізуючих випромінювань у параметри таких фізичних ефектів, що легко можна зареєструвати наявними технічними пристроями.

Основа будь-якого методу вимірювання становить взаємодія випромінювання з речовиною. Вплив ІВ на середовище призведе до іонізації та збудження атомів і молекул цього середовища. Крім того, це може призвести до різних фізичних і хімічних змін у речовині (зміна електричних властивостей, випромінювання світла, зміна оптичних параметрів, температури, об'єму, зміна концентрації продуктів радіаційно-хімічних реакцій і тощо). Вимірювання ІВ завжди пов'язаний із виміром тих змін, які виникають у результаті поглинання енергії випромінювання в чутливому об'ємі детектора.

Детектори ІВ відрізняють насамперед за методом реєстрації, тобто за ефектом взаємодії ІВ з речовиною, що використовується в детекторі.

Історично фотографічний метод дозиметрії або реєстрація ІВ є першим методом, за допомогою якого було виявлено ІВ. Фотографічний метод – це оптичний метод вимірювання ІВ, заснований на вимірюванні під впливом ІВ оптичної щільності світлочутливого матеріалу після його прояву.

Сучасні світлочутливі матеріали, як правило, складаються зі світлочутливого шару – емульсії та підкладки. Як підкладка зазвичай використовується скло, целулоїд, папір. Залежно від матеріалу підкладки розрізняють фотопластинки, фотоплівки, фотопапір.

У цей час з метою дозиметрії, як правило, використовують рентгенівські плівки, що являють собою світлочутливу емульсію, нанесену з одного або двох боків на целулоїдну підкладку.

Емульсія – це суспензія дрібних зерен бромистого (йодистого) срібла в шарі желатину. Через те, що шар емульсії зазвичай буває досить тонким, то більша частина гамма-квантів взаємодіє з речовиною підкладки, а електрони, що утворилися, проходячи через шар емульсії, іонізують кристали бромистого срібла. У результаті іонізації в деяких кристалах утворюються центри схованого зображення – атоми металевого срібла. Після опромінення

світлочутливий матеріал має бути оброблений, тобто проявлений, зафіксований, промитий і висушений.

У процесі проявлення світлочутливий матеріал обробляється розчином окислювача, що містить відповідні хімічні речовини типу гідрокінон, парамідофенон або амідол.

У ході проявлення окислюються, в першу чергу, ті кристали бромистого срібла, які містять центри схованого зображення. Такі кристали цілком перетворюються в металеве срібло, а інші, які не містять центрів прояву, залишаються у формі бромистого срібла.

У процесі фіксування проявлений світлочутливий матеріал обробляється розчином гіпосульфїта натрію. При цьому із шару желатину видаляється бромисте срібло, а металеве срібло залишається. Тому після обробки опромінений світлочутливий матеріал стає менш прозорим у порівнянні з неопроміненим, але також обробленим у тих же умовах світлочутливим матеріалом.

Таким чином, для вимірювання дози ІВ необхідно виміряти почорніння фотографічного матеріалу. Якщо спрямувати світловий потік Φ_0 на опромінену й оброблену фотоплівку, то після проходження через неї світловий потік буде дорівнювати Φ . Відношення Φ/Φ_0 називається прозорістю плівки. Логарифм величини зворотної прозорості плівки називається її почорнінням S , тобто:

$$S = lq \frac{\Phi_0}{\Phi} . \quad (2.1)$$

Залежність ступеня почорніння плівки від логарифма дози попереднього опромінення називається сенситометричною характеристикою світлочутливого матеріалу (рис. 2.1)

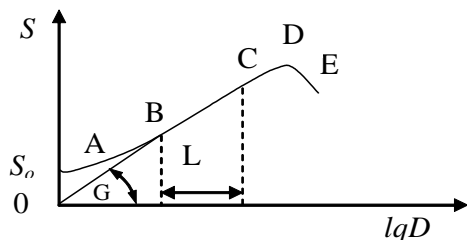


Рис. 2.1. Сенситометрична характеристика фотографічного матеріалу

Сенситометрична характеристика починається не з нуля, а з деякої величини S_0 , яка отримала назву вуалі. Вуаль – це почорніння неопроміненої,

але обробленої плівки, що не є абсолютно прозорою. Для правильно обробленого фотоматеріалу вуаль порівняно невелика.

Із збільшенням дози опромінення ступінь почорніння спочатку практично не змінюється, тому що додаткове почорніння під дією випромінювання значно менше вуалі. Ця ділянка сенситометричної характеристики S_0-A отримала назву область інерції. Виміряти дози на цій ділянці практично неможливо. Однак, з подальшим збільшенням дози опромінення на ділянці AB ступінь почорніння помітно збільшується, але ця залежність не носить лінійний характер. Ця область характеристики називається областю недотримання. У цій області можливе вимірювання дози, але похибка вимірювання буде значною через нелінійність характеристики.

На ділянці BC ступінь почорніння лінійно залежить від логарифма дози опромінення. Ця область характеристики отримала назву область нормальних експозицій. Вона найбільш зручна для виконання мети дозиметрії. Діапазон доз, у межах якого оптична щільність почорніння S пропорційна дозі D , визначається так називаною шириною емульсії L . Чим більше L , тим більше діапазон доз може бути виміряний даним фотоматеріалом. Кут G визначає контрастність фотоплівки: чим більша величина G , тим вища контрастність і тим більша точність виміру.

При дозах за межами області пропорційності або нормальної експозиції залежність щільності почорніння від логарифма дози так само нелінійна. Область CD називається областю перетримування.

Область DE називається областю соляризації. Для цієї області характерне зменшення щільності почорніння зі збільшенням дози. Соляризація може виявитися джерелом грубої похибки вимірювання дози через те, що одному й тому ж значенню щільності почорніння можуть відповідати два різних значення дози.

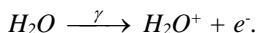
Таким чином, **ФОТОГРАФІЧНИЙ МЕТОД** – це оптичний метод вимірювання ІВ, що здійснюється за допомогою вимірювання зміни під впливом ІВ оптичної щільності світлочутливого матеріалу після його прояву. Як детектор використовується спеціальна рентгенівська плівка. Мірою поглиненої енергії, тобто дози, є щільність почорніння фотоматеріалу після його проявлення та закріплення.

Хімічний метод дозиметрії заснований на вимірюванні виходу радіаційно-хімічних реакцій, що відбуваються у речовині хімічного детектора під впливом ІВ. Іонізовані та збуджені молекули, що утворюються під час поглинання енергії випромінювання, часто виявляються хімічно нестійкими та розпадаються з утворенням хімічних радикалів. Останні, з підвищеною хімічною активністю, взаємодіють із різними елементами середовища.

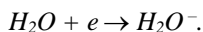
В результаті хімічних реакцій, що перебігають, відбувається накопичення кінцевих продуктів. Якщо вихід продуктів не залежить від

швидкості поглинання енергії, то така система може бути використана для вимірювання дози. Кількість кінцевих продуктів, що пропорційна дозі, може бути визначена відповідними фізико-хімічними методами.

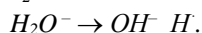
У цей час поширені рідинні хімічні детектори, де використовуються водні розчини. Ці детектори засновані на хімічних реакціях, що відбуваються між розчиненими у воді речовинами та продуктами радіолізу води, що утворюються під дією ІВ. Під дією ІВ молекули води іонізуються за схемою:



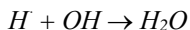
Електрон, що визволнився, захоплюється нейтральною молекулою води. При цьому утворюється негативний іон



Молекулярні іони, що утворилися, H_2O^+ і H_2O^- – хімічно нестійкі й майже миттєво розпадаються



Вільні радикали OH^\cdot і H^\cdot не несуть електричного заряду, але мають ненасичені хімічні валентності, тому мають високу реактивну здатність. Радикал OH^\cdot має окисні властивості, а радикал H^\cdot – відновлювальні. Чим більша щільність іонізації, тим вища концентрація радикалів. Частина з них рекомбінують один з одним



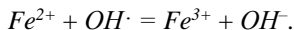
Ті радикали, які уникли рекомбінації, вступають у реакцію з розчищеною у воді речовиною. Кінцевий результат впливу випромінювання визначається хімічними реакціями, що відбуваються з вільними радикалами.

За принципом наведених реакцій була створена низка хімічних дозиметрів, основою яких є окисні або відновлювальні реакції. Були знайдені речовини з виходом хімічної реакції, пропорційної поглиненій енергії іонізуючого випромінювання.

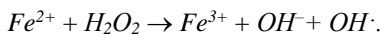
З рідинних хімічних детекторів набули застосування феросульфатний, нітратний методи й метод, що заснований на хлорзамісних вуглеводах.

Феросульфатний метод заснований на властивості іонів двовалентного заліза Fe^{2+} , що окислюється в кислому середовищі радикалами OH^\cdot до тривалентного Fe^{3+} . Для виготовлення феросульфатного дозиметра використовується сульфат заліза $FeSO_4$, що розчиняється в певній пропорції в розведених сірчаній кислоті H_2SO_4 , насиченій киснем. У неопроміненому

розчині в результаті електролітичної дисоціації у наявності є іони Fe^{2+} , які під дією випромінювання окислюються в іон Fe^{3+} за такою реакцією:

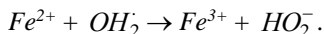


Перекис водню взаємодіє з іонами Fe^{2+} за реакцією:

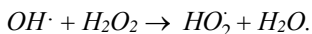


Радикали, що утворюються при цьому, $OH\cdot$ окислюється іоном Fe^{2+} за наведеною вище реакцією.

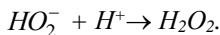
В розчинах, насичених киснем, атомарний водень H з'єднується з атомом кисню O_2 , у результаті чого утворюються радикали $OH_2\cdot$, які в кислому середовищі мають окисні властивості. Окислення Fe^{2+} до Fe^{3+} проходить за реакцією



Радикал $HO_2\cdot$ може бути утворений також у реакції між радикалом $OH\cdot$ і перекисом водню H_2O_2 :



У свою чергу, перекис водню може бути утворений за реакцією



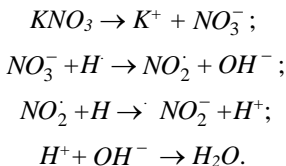
Кількість іонів тривалентного заліза Fe^{3+} , що утворюються в результаті завершення всіх реакцій, є мірою поглинання енергії ІВ.

Стандартні феросульфатні дозиметри готуються з розчину такого складу: 2 г $FeSO_4 \cdot 7H_2O$, 0,3г $NaCl$. З метою усунення окислення органічних забруднень, 110 см³ концентрованої H_2SO_4 розчинені в 5 л дистильованої води. Отриманий розчин розливають у скляні ампули, які запаюють.

Кількість іонів тривалентного заліза Fe^{3+} , а отже, і поглинена енергія ІВ визначається за густиною забарвлення реактиву. Як реактив можна застосовувати сіль радоністого кальцію $KCNS$. Після опромінення розчин дає червоне забарвлення. Концентрацію іонів Fe^{3+} можна визначити порівнянням оптичної щільності опроміненого й неопроміненого розчинів за допомогою спеціального спектрофотометра.

Феросульфатний дозиметр практично не має енергетичної залежності чутливості в діапазоні від 0,1 до 2 МеВ. Діапазон вимірюваних доз гамма-випромінювання знаходиться у межах від 20 до 400 Гр. При більших дозах спостерігається зниження виходу за рахунок зменшення в розчині кисню. Недоліком феросульфатних дозиметрів є низька чутливість.

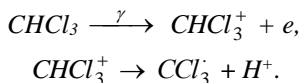
Нітратні дозиметри. Цей дозиметр заснований на властивості іонів нітрату NO_3^- відновлюватися атомарним воднем до нітриту іона NO_2^- , які можуть бути виявлені низкою індикаторів. Як дозиметрична система використовуються водні розчини нітратів, наприклад KNO_3 . Під час опромінення розчину відбуваються такі реакції:



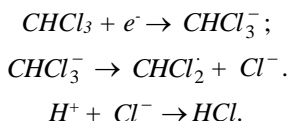
Нітратні дозиметри дозволяють вимірювати дози гамма-випромінювання в діапазоні від 0,5 до 8 Гр. Недоліком нітратних дозиметрів є низька чутливість.

Найбільш чутливими є дозиметри на основі хлорзамісних вуглеводнів. Підвищена чутливість цих дозиметрів обумовлена виникненням у речовині дозиметра ланцюгової реакції, завдяки якій утвориться значна кількість кінцевих продуктів. З таких детекторів добре відомі дозиметри на основі хлороформу та чотирихлористого вуглецю.

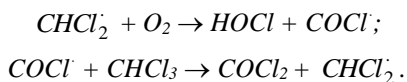
Дозиметри на основі хлороформу. Під час опромінення хлороформу відбуваються такі реакції:



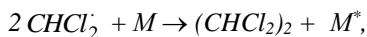
Вільний електрон, що визвільнився, захоплюється однією з молекул хлороформу:



Таким чином, у процесі опромінення хлороформу в дозиметрі накопичується соляна кислота HCl . Коли є кисень, то вихід соляної кислоти підвищується:



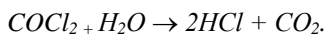
Обрив ланцюга може відбуватися за реакцією



де M – будь-яка молекула, якій радикал CHCl_2 передає частину своєї енергії й рекомбінує;

M^* – збуджена молекула.

Коли є вода, фосген COCl_2 гідролізується, при цьому утворюється соляна кислота:



Соляну кислоту, що утворилася, можна виявити за допомогою кислотно-основного індикатора, наприклад, водного розчину бромкреазола пурпурного.

Нижня межа вимірної дози на основі хлороформу становить близько 0,1 Гр (10 Р).

Недоліками цього дозиметра є: недостатня термічна стійкість, залежність виходу радіаційно-хімічної реакції від температури та потужності дози, чутливість до домішок і денного світла, нестійка стабільність під час зберігання. Деякі негативні властивості можуть бути частково або повністю усунені шляхом уведення стабілізуючих домішок. Але при цьому знижується чутливість дозиметра.

Дозиметри на основі чотирихлористого вуглецю подібні за своїми властивостями до дозиметрів на основі хлороформу. Відомі й інші типи дозиметрів.

Перевагою хімічного методу дозиметрії є можливість вибору таких систем, які за умови впливу на них ІВ мало відрізняються від біологічної тканини. Тому хімічні зміни, що відбуваються в цих системах під впливом випромінювання, можуть бути мірою енергії випромінювання, поглиненою тканиною. Хімічні дозиметри можуть застосовуватися для вимірів значних доз гамма-випромінювання.

Таким чином, **ХІМІЧНИЙ МЕТОД** – це метод вимірювання ІВ, заснований на вимірюванні концентрації продуктів радіаційно-хімічних реакцій у речовині хімічного детектора під впливом ІВ. Мірою поглиненої енергії, тобто дози, є вихід радіаційно-хімічних реакцій. Середовищем, що є детектуючим у хімічному методі, можуть бути різні водні розчини.

ІОНІЗАЦІЙНИЙ МЕТОД – це метод вимірювання ІВ, заснований на вимірюванні іонізуючого ефекту, що виникає в речовині чутливого об'єму іонізаційного детектора під впливом ІВ. До іонізаційних детекторів належать іонізаційні камери, газорозрядні лічильники й напівпровідникові детектори.

СЦИНТИЛЯЦІЙНИЙ МЕТОД – це метод вимірювання ІВ, заснований на реєстрації й аналізі сцинтиляцій (від лат. *scintillatio* – блискотіння, мерехтіння, спалах світла), що виникають у речовині чутливого об'єму

сцинтиляційного детектора під впливом ІВ. Світловий спалах – сцинтиляція, за допомогою фотоелектронного помножувача (ФЕП) або іншого фоточутливого приладу перетворюється в електричний сигнал. Сцинтилятор разом із ФЕП входять до складу сцинтиляційного лічильника. Мірою випромінювання може бути величина струму на виході ФЕП або швидкість рахунку імпульсів.

ЛЮМІНІСЦЕНТНИЙ МЕТОД – це метод вимірювання ІВ, заснований на реєстрації та аналізі люмінесценції (від лат. *Lumen, Luminis* – світло, світіння без виділення тепла), що виникає в речовині під впливом ІВ. У таких речовинах енергія ІВ накопичується й може втримуватися тривалий час. Під впливом стимулюючих факторів, таких як світлове опромінення або температурне нагрівання, люмінофор частину поглиненої енергії випромінює у вигляді фотонів світла. Відповідно до стимулюючих факторів метод може бути фотолюмінісцентним або термолюмінісцентним.

Мірою накопиченої енергії, тобто дози, є кількість фотонів, що випускаються. Реєстрація світіння здійснюється за допомогою ФЕП.

У військовій дозиметрії найбільше застосовують іонізаційні, сцинтиляційні та люмінісцентні методи дозиметрії, а з детекторів, що базуються на цих методах, переважно використовуються іонізаційні камери (ІК), газорозрядні лічильники (ГЛ), сцинтиляційні лічильники (СЛ), напівпровідникові детектори (НПД), які завдяки цілому ряду позитивних якостей, є перспективними. Найбільшого застосування знаходять люмінісцентні методи дозиметрії, а фотографічний і хімічний методи вимірювання ІВ застосовуються в спеціальних випадках.

2.1. Іонізаційний метод дозиметрії

2.1.1. Іонізаційна камера як детектор іонізуючого випромінювання

Іонізаційна камера – це газовий іонізаційний детектор, у якому електричне поле використовується для збирання безгазового посилення зарядів, що виникають у чутливому об'ємі під дією іонізуючого випромінювання. Іонізаційна камера (ІК) використовується в основному на приладах, призначених для вимірювання потужності дози (ПЕД) випромінювань (ИМД-21Б) і дози випромінювання (ИД-1 та ін.)

У найпростішому випадку іонізаційна камера складається з двох **плоскопаралельних** металевих електродів, ізольованих один від одного високоякісним діелектриком. Простір між електродами заповнюється повітрям або будь-яким іншим робочим газом і є чутливим об'ємом камери. Найчастіше використовується камера з повітряним наповнювачем при атмосферному тиску. На електроди камери подається постійна напруга від джерела живлення (рис. 2.2).

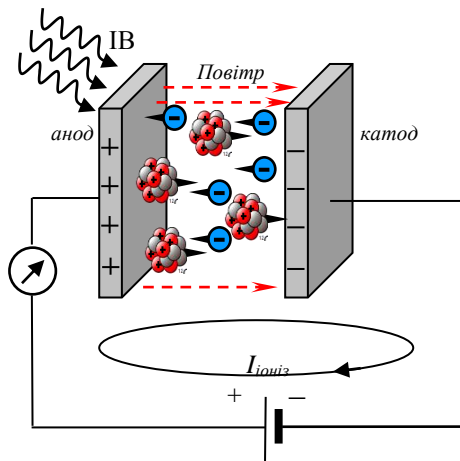


Рис. 2.2. Схема ввімкнення іонізаційної камери

Під дією ІВ у просторі між електродами утворюються електрони та позитивні іони. Якщо камера заповнена повітрям, то електрони приєднуються до молекул кисню й утворюють негативні іони. Якщо різниця потенціалів на електродах камери дорівнює нулю, то іони, що утворюються під дією випромінювання, як і всі молекули газу, будуть брати участь у тепловому русі. При цьому іони можуть зіштовхуватися один з одним і утворювати нейтральні молекули, тобто рекомбінувати.

Через деякий час у камері встановиться динамічна рівновага між числом n пар іонів, що утворюється, і числом n_p пар іонів, що рекомбінують за одиницю часу в одиниці об'єму камери, тобто:

$$n = n_p \quad (2.2)$$

В умовах рівноваги в камері спостерігатиметься певна концентрація позитивних C^+ і негативних C^- іонів. Імовірність рекомбінації між ними визначається коефіцієнтом рекомбінації α , що залежить від фізико-хімічних властивостей газу:

$$n_p = \alpha C^+ C^- = \alpha C^2. \quad (2.3)$$

Величина α відома і для деяких газів при атмосферному тиску і 0°C становить:

- повітря – $1,66 \cdot 10^{-6} \text{ см}^3/\text{с}$;
- кисень – $1,6 \cdot 10^{-6} \text{ см}^3/\text{с}$;
- водень – $1,45 \cdot 10^{-6} \text{ см}^3/\text{с}$.

Якщо до електродів камери прикласти деяку різницю потенціалів, то під дією електричного поля, що утворилося, позитивні й негативні іони будуть переміщуватися відповідно до негативного електроду (катода) і позитивного електроду (анода).

Частина іонів n_e в кожному одиницю часу буде розряджатися на електродах, а інша частина n_p – рекомбінувати. При цьому буде спостерігатися рівняння:

$$n = n_e + n_p, \quad (2.4)$$

звідки

$$n_e = n - n_p. \quad (2.5)$$

Іони, що розряджаються на електродах, утворюють струм у зовнішньому ланцюзі, який називають іонізаційним струмом

$$I = q_e n_e V, \quad (2.6)$$

де I – струм у ланцюзі камери, А;

V – об'єм камери, см³;

n_e – кількість пар іонів, що розряджаються в одиниці об'єму камери в одиницю часу;

q_e – заряд електрона.

З виразу (2.5) випливає, що

$$I = q_e V (n - n_p). \quad (2.7)$$

Таким чином, величина іонізаційного струму залежить як від кількості іонів, що утворилися, так і від кількості іонів, що рекомбінували, тобто від імовірності рекомбінації. Зі зменшенням імовірності рекомбінації струм ІК за інших рівних умов збільшується і у граничному випадку буде мати значення:

$$I = q_e V n. \quad (2.8)$$

У випадку, коли всі іони, що утворюються в одиницю часу в об'ємі камери досягають електродів, струм камери буде постійним і матиме назву струм насичення.

За теорією ІК для забезпечення повного насичення необхідно до електродів камери подати нескінченно велику напругу. На практиці обмежуються наближенням до насичення, тобто коли 95 % іонів, що утворилися в об'ємі ІК, досягнуть своїх електродів і тільки 5% іонів, що рекомбінують.

Для того, щоб виконати цю умову, необхідно до електродів прикласти напругу, що дорівнює:

$$U = 1,41 \cdot 10^{-3} \cdot h^2 \sqrt{n}, \quad (2.9)$$

де h – відстань між електродами ІК, см;

n – концентрація пар іонів, що утворилися в одиниці об'єму камери при потужності дози гамма-випромінювання X , Р/год.

Враховуючи, що за потужності дози гамма-випромінювання в 1 Р/год в 1 см³ повітря утвориться $2,08 \cdot 10^9$ пар іонів за годину, будемо мати:

$$U = 1,41 \cdot 10^{-3} \cdot h^2 \sqrt{\frac{2,08 \cdot 10^9}{3,6 \cdot 10^3} X} = 1,1 \cdot h^2 \sqrt{X}, \quad (2.10)$$

де U – напруга живлення ІК, В;
 h – відстань між електродами, см;
 X – потужність дози гамма-випромінювання, Р/год;
 $3,6 \cdot 10^3$ – кількість секунд у годині.

Вираз (2.10) у системі СВ буде мати вигляд:

$$U = 3,93 \cdot 10^{-3} \cdot h^2 \sqrt{X}, \quad (2.11)$$

де X – потужність дози гамма-випромінювання, Р/год;
 h – відстань між електродами, см.

За цією формулою обчислюють робочу напругу ІК, що відповідає максимальному значенню діапазону потужностей доз гамма-випромінювання X для плоскопаралельної камери.

Якщо камера циліндрична, то у формулу (2.10) необхідно підставити еквівалентну відстань між електродами:

$$h_{екв} = (r_2 - r_1) \sqrt{\frac{r_2 + r_1}{r_2 - r_1} \cdot \frac{1}{2} \ln \frac{r_2}{r_1}}, \quad (2.12)$$

де $h_{екв}$ – еквівалентна відстань між електродами, см;
 r_1 – зовнішній радіус внутрішнього електрода, см;
 r_2 – внутрішній радіус зовнішнього електрода, см.

Іонізаційні камери, як правило, працюють у режимі насичення. Знаючи струм насичення, можна визначити потужність дози, активність радіоактивного джерела та інші параметри випромінювання. Величина іонізаційного струму досить мала (10^{-10} – 10^{-15} А), тому його вимірювання здійснюється спеціальними методами.

2.1.1.1. Основні характеристики іонізаційної камери

Вольт-амперна характеристика ІК

Вольт-амперною характеристикою ІК називається залежність іонізаційного струму камери від напруги, прикладеної до її електродів, при постійному потоці іонізуючих часток або потужності дози випромінювання, що впливають на ІК. Вид даної характеристики наведений на (рис. 2.3).

Можна виділити чотири зони, що обмежені значеннями напруги U_1, U_2, U_3 .

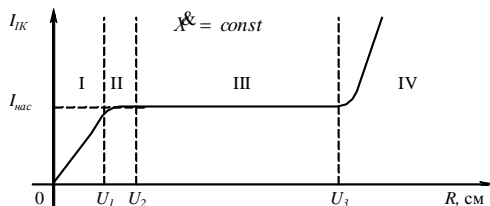


Рис. 2.3. Вольт-амперна характеристика ІК

У вихідному стані, коли напруга на електродах камери дорівнює нулю, існує рівновага $n = n_p$, і струм, що проходить через камеру, теж дорівнює нулю.

Зі збільшенням напруги від 0 до U_1 кількість іонів, що розряджаються на електродах, незначна в порівнянні з кількістю іонів, що утворилися під дією випромінювання, тобто $n_e \gg n$. Струм камери на цій ділянці лінійно зростає. Тому ця ділянка називається зоною закону Ома.

Зі збільшенням напруги від U_1 до U_2 струм продовжує зростати, але повільніше, ніж у зоні закону Ома. Відбувається це тому, що під час такої напруги імовірність рекомбінації наближається до нуля, тобто $n_p \ll n$ і $n_e \approx n$. Майже кожний іон досягає електродів і бере участь в утворенні іонізаційного струму. Таким чином, концентрація вільних іонів зменшується, і наростання струму сповільнюється.

Під час напруги на електродах іонізаційної камери, рівній U_2 , всі іони, що утворилися під дією випромінювання, розряджаються на електродах. При цьому $n_p \approx 0$, $n \approx n_e$ і струм через камеру не змінюється, тобто постійний при $\hat{X} = \text{const}$.

Ця залежність зберігається у разі зміни напруги між електродами камери від U_2 до U_3 . Ділянка характеристики від U_2 до U_3 називається зоною насичення.

Зона насичення є робочою ділянкою ІК, тобто напруга живлення ІК вибирається серед напруг від U_2 до U_3 .

Під час напруги, яка вища U_3 , іони, що утворилися в процесі іонізації в сильному електричному полі, здобувають таку кінетичну енергію на проміжку свого вільного пробігу, якої достатньо для іонізації нейтральних молекул газу під час зіткнення з ними. Це явище називається ударною іонізацією, а ділянка напруг — зоною ударної іонізації. При цьому відбувається збільшення носіїв електричного заряду за рахунок вторинної іонізації через що струм камери зростає. У цій зоні ІК не працює.

Вольт-амперні характеристики ІК, що отримані при різних потужностях доз випромінювання, що впливають і утворюють ряд вольт-амперних характеристик (рис. 2.4).

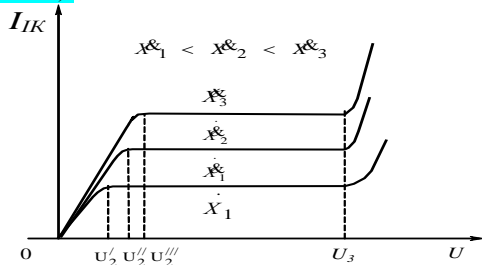


Рис. 2.4. Вольт-амперні характеристики ІК

Збільшення потужності дози випромінювання викликає збільшення кількості пар іонів, що утворюються в одиниці об'єму камери. Тому струм насичення збільшується. Але одночасно збільшується й імовірність рекомбінації іонів.

Для того, щоб всі іони досягли електродів, необхідно збільшити швидкість їхнього руху, тобто збільшити напругу насичення.

Тому вольтамперна характеристика, що відповідає більшій потужності дози, виходить на ділянку насичення пізніше (під час більшої напруги), ніж характеристика для меншої потужності дози.

Напруга U_3 , за якої виникає ударна іонізація, залежить не від потужності дози, а тільки від напруги електричного поля й складу газу, тобто від конструкції камери. Тому вихід у зону ударної іонізації для конкретної ІК з будь-яким значенням $X^{\&}$ відбувається під час конкретної напруги U_3 . У зв'язку з цим, із зростанням $X^{\&}$ зменшується довжина зони насичення. За більшого значення $X^{\&}$ насичення може бути відсутнім. Останнє обмежує верхній рівень діапазону вимірювання даною камерою.

Робоча напруга на електродах ІК вибирається за вольт-амперною характеристикою найбільшої потужності дози, на вимірювання якої дана камера розрахована, за формулою:

$$U_{роб} = U_2''' + \frac{U_3 - U_2'''}{2}, \quad (2.13)$$

де U_2''' – напруга початку ділянки насичення, В;
 U_3 – напруга ударної іонізації, В.

Вибір такої величини робочої напруги забезпечує режим насичення ІК на всьому діапазоні потужностей доз випромінювань.

Навантажувальна характеристика іонізаційної камери

Як зазначалося вище, струмом насичення іонізаційної камери називається струм ІК, що виникає під дією певної величини потужності дози гамма-випромінювання, коли всі іони, що утворилися в одиницю часу в об'ємі камери, досягають електродів. Для кожного значення величини потужності дози гамма-випромінювання є своє значення струму насичення. Для ІК, що має стінки, зроблені з повітروهквівалентного матеріалу і наповненої повітрям, залежність струму насичення від потужності дози має вигляд:

$$I_n = 1,29 V \mathcal{X}, \quad (2.14)$$

де I_n – струм камери, А;
 V – об'єм камери, м³;
 \mathcal{X} – потужність експозиційної дози, Кл/кг·с;

$$\text{або} \quad I_n = 0,924 \cdot 10^{-13} V \mathcal{X}, \quad (2.15)$$

де I_n – струм камери, А;
 V – об'єм камери, см³;
 \mathcal{X} – потужність експозиційної дози, Р/год.

Величини 1,29 і $0,924 \cdot 10^{-13}$ – коефіцієнти пропорційності у виразах 2.14 і 2.15. Повітروهквівалентним матеріалом називається речовина, у якій ефективний атомний номер дорівнює ефективному атомному номеру повітря. Ефективним атомним номером складної речовини Z за поглинанням енергії ІВ називається атомний номер такої умовно простої речовини, для якої коефіцієнт передачі енергії випромінювання, розрахований на один електрон, є таким же, як і для даної складної речовини. Атомний номер Z – кількість протонів у ядрі або заряд ядра (стосовно протона).

З виразів 2.14 і 2.15 для конкретної камери графічна залежність струму насичення від потужності дози гамма-випромінювання має бути у вигляді прямої лінії. Ця залежність називається навантажувальною характеристикою ІК (рис. 2.5). Однак у дійсності лінійна залежність струму від потужності дози буде спостерігатися лише до певного значення \mathcal{X}_{\max} потужності дози. Під час збільшення потужності дози вище значення \mathcal{X}_{\max} лінійна залежність порушується.

Такий хід характеристики пояснюється тим, що при $\mathcal{X} < \mathcal{X}_{\max}$ ІК працює в режимі насичення й струм, що проходить через камеру пропорційний потужності дози гамма-випромінювання. При $\mathcal{X} > \mathcal{X}_{\max}$, прикладеному до камери, напруги живлення вже недостатньо, щоб забезпечити режим

насичення. У цих умовах струм, що проходить через камеру зростає повільніше, ніж за лінійним законом, тому навантажувальна характеристика іде на спад.

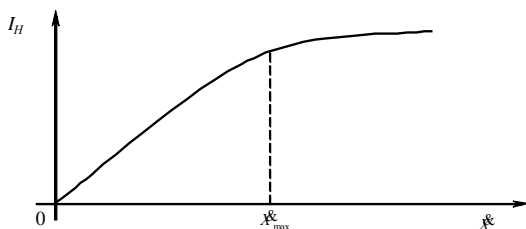


Рис. 2.5. Навантажувальна характеристика струмової іонізаційної камери

Значення потужностей доз, за яких навантажувальна характеристика лінійна, тобто від нуля до X^0_{\max} , становить діапазон вимірювання потужності дози гамма-випромінювання.

Чутливість іонізаційної камери

Чутливістю іонізаційної камери до гамма-випромінювання називається відношення зміни струму насичення камери до зміни потужності дози випромінювання, яка його викликає тобто I_H / X^0 .

Чутливість ІК може залежати як від енергії гамма-квантів, так і від конструктивних особливостей ІК.

Чутливість ІК від енергії гамма-квантів часто називають «ходом із жорсткістю».

Залежність чутливості ІК від енергії гамма-квантів для стінок із різних матеріалів зображена на (рис. 2.6).

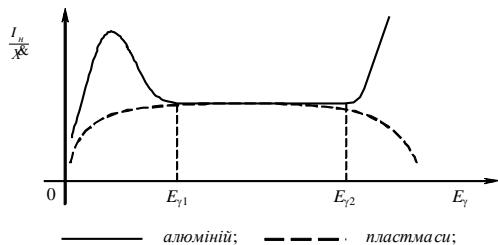


Рис. 2.6. Залежність чутливості ІК від енергії гамма-випромінювання

В основі зміни чутливості покладено явище взаємодії гамма-випромінювання з речовиною.

В діапазоні енергій до $E_{\gamma 1}$ на взаємодію гамма-випромінювання з речовиною позначається вплив фотоэффекту.

У діапазоні енергій від $E_{\gamma 1}$ до $E_{\gamma 2}$ позначається вплив комптон-ефекту.

Як видно з графіка, тільки в області комптон-ефекту чутливість ІК зі стінками з будь-яких матеріалів практично не залежить від енергії випромінювання.

Через те що ІК розраховується за певною енергією випромінювання, як правило, енергією випромінювання ізотопу кобальт-60 ($E_{\gamma 1}=1,17$ і $E_{\gamma 2}=1,33$ МеВ), то і вимірювання гамма-випромінювання широкого спектра енергій призводить до появи похибки вимірювання за рахунок зміни чутливості.

В загальному випадку ця похибка виміру оцінюється за зміною чутливості для заданої енергії випромінювання **стосовно** чутливості, що відповідає енергії зразкового випромінювання:

$$\Delta_{\text{хж}} = \frac{\frac{I_u}{\mathcal{K}}(E_x) - \frac{I_u}{\mathcal{K}}(E_{zp})}{\frac{I_u}{\mathcal{K}}(E_{zp})} = \frac{\frac{I_u}{\mathcal{K}}(E_x)}{\frac{I_u}{\mathcal{K}}(E_{zp})} - 1, \quad (2.16)$$

Камера з повітродеквівалентними стінками не має «ходу з жорсткістю».

На практиці широко застосовуються ІК з алюмінієвими стінками.

Такі камери практично не мають «ходу з жорсткістю» при енергії гамма-квантів вище 200 кеВ. Підбором товщини стінки ІК і її форми досягають зведення похибки за рахунок «ходу із жорсткістю» до мінімально можливої величини.

Чутливість ІК залежить також і від конструктивних особливостей камери. До таких особливостей належать тиск у камері та температура за відсутності герметизації.

Характер залежності струму насичення від тиску в камері газу за постійної потужності дози випромінювання зображені на (рис. 2.7).

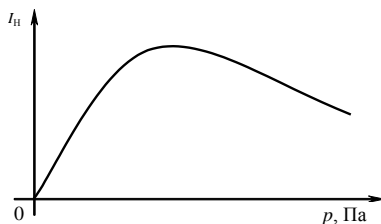


Рис. 2.7. Залежність струму насичення від тиску газу в іонізаційній камері

Зі збільшенням тиску газу в камері при постійних інших умовах зростає кількість пар іонів, що утворюються в чутливому об'ємі камери в одиницю часу внаслідок збільшення густини газу, що спричиняє зростання іонізаційного струму. Під час незначного збільшення тиску газу вище нормального має місце пропорційне зростання струму насичення. За тиску, який значно вище нормального, залежність струму від тиску переходить від лінійної залежності до степеневі, досягаючи максимального значення. Подальше збільшення тиску призводить до зменшення струму камери внаслідок різкого збільшення рекомбінації іонів. При цьому напруга, що забезпечує режим насичення в камері, зі зростанням тиску також збільшується.

Зміна температури газу в камері теж впливає на величину іонізаційного струму, тому що при цьому змінюється тиск і густина газу.

Чутливість порожнинних ІК залежить від товщини стінок, від атомного номера речовини Z , матеріалу стінок і від складу газового наповнення.

Тому під час розрахунків, проектування й виготовлення іонізаційних камер враховуються всі ці дестабілізуючі умови.

2.1.1.2. Вимір дози гамма-випромінювання іонізаційними камерами

Розглядаючи основні властивості іонізаційних камер, була встановлена залежність між струмом насичення ІК і потужністю дози гамма-випромінювання, що впливає на цю ІК (вирази 2.14 і 2.15). Величина струму визначається в амперах, A .

Таким чином, вимірюючи струм ІК спеціальним вимірювальним приладом, його шкалу можна відградувати не в одиницях струму (A), а в одиницях потужності дози гамма-випромінювання ($R/\text{год}$ або $\text{Кл}/\text{кг}\cdot\text{с}$).

Але ІК можна використати й для вимірювання дози гамма-випромінювання.

У цьому випадку використовують особливим способом сконструйовані ІК, які отримали назву конденсаторні іонізаційні камери.

Чутливий об'єм таких камер заповнюється повітрям за нормального тиску. Ці камери, як правило, бувають циліндричної форми та мають малі розміри. Електроди таких камер розділяються високоякісними діелектриками, що забезпечують збереження камерою переданого їй електричного заряду протягом тривалого часу.

Принцип роботи такої камери заснований на розряді попередньо зарядженої до деякої початкової різниці потенціалів ємності у полі гамма-випромінювання. Під час розряду різниця потенціалів на електродах камери зменшується. Величина зміни різниці потенціалів і є мірою дози. Схема, що пояснює принцип вимірювання дози конденсаторною камерою, наведена на рис. 2.8.

Перед опроміненням ІК заряджається від зовнішнього джерела постійної напруги до початкового потенціалу U_0 . При цьому переданий камері заряд буде дорівнювати:

$$Q = C_k U_0, \quad (2.17)$$

де C_k – ємність іонізаційної камери;
 U_0 – початковий потенціал на електродах іонізаційної камери.

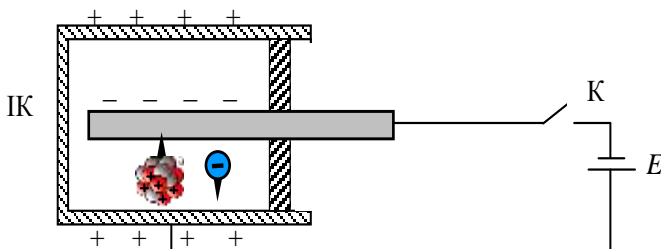


Рис. 2.8. Схема конденсаторної камери

Потім джерело електроживлення від'єднується від ІК.

Через вплив ІВ в робочому об'ємі камери утворюються пари іонів (електрон і позитивний іон), які переміщуються в електричному полі та розряджаються на відповідних електродах. При цьому заряд камери, а отже, і різниця потенціалів, на електродах зменшується. За деякий довільний час t відповідно до виразу (2.14) заряд камери зменшиться на величину ΔQ , що дорівнює

$$\Delta Q = I_n t = 1,293 V X t, \quad (2.18)$$

або
$$\Delta Q = 1,293 V X, \quad (2.19)$$

де X – експозиційна доза, Кл/кг.

Різниця потенціалів на електродах камери при цьому зменшиться на величину ΔU , рівну:

$$\Delta U = \frac{\Delta Q}{C_k} = 1,293 \frac{V}{C_k} X, \quad (2.20)$$

де C_k – ємність у фарадах, Ф;
 ΔU – різниця потенціалів, В.

Із цього виразу випливає, що зменшення напруги на електродах камери прямо пропорційно дозі випромінювання. Отже, вимірювання дози

випромінювання конденсаторними камерами зводиться до вимірювання зменшення заряду або напруги на камері.

Діапазон вимірювання доз конденсаторною камерою визначається припустимою зміною напруги на її електродах. За максимальної потужності дози X_{\max} , на яку розрахована експлуатація дозиметра з конденсаторною камерою, повинна виконуватися умова:

$$\Delta U < U_0 - U_2, \quad (2.21)$$

де U_2 – напруга насичення за X_{\max} .

Залишкова напруга на камері під час опромінення її максимальною дозою X_{\max} повинна забезпечувати роботу камери в режимі насичення за максимально припустимою потужністю дози (у всьому діапазоні доз).

Початкова різниця потенціалів U_0 повинна вибиратися декілька меншою, ніж напруга U_3 (напруга ударної іонізації відповідно до вольт-амперної характеристики ІК).

Залежність U від X , відповідна виразу 2.20, за двох різних значень ємності камери C_k графічно наведена на рис. 2.9. З неї випливає, що залишкова напруга ІК під час опромінювання залежно від дози випромінювання зменшуються за лінійним законом.

Існування такої визначеної залежності дозволяє звести вимірювання експозиційної дози гамма-випромінювання до вимірювання залишкової напруги ІК. Через те, що для конкретної ІК величини C та V є постійними, то шкалу вольтметра, що вимірює залишкову напругу на камері, можна відградувати в одиницях дози. Такі ІК отримали назву іонізаційні дозиметри. Відношення зміни напруги на камері ΔU до дози, що викликала цю зміну, називається чутливістю іонізаційного дозиметра K_d :

$$K_d = \frac{\Delta U}{X} = 1,293 \frac{V}{C_k}. \quad (2.22)$$

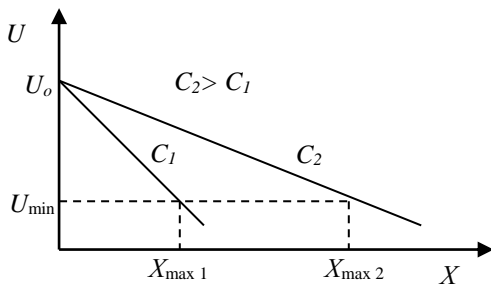


Рис. 2.9. Залежність залишкової напруги ІК від дози гамма випромінювання

Іонізаційні дозиметри даного типу мають діапазон доз, що вимірюються у межах до одного порядку. Для поширення діапазону доз понад один порядок, тобто для поширення верхньої межі виміру доз ємність камери штучно збільшується. Із цією метою паралельно електродам камери під'єднується конденсатор із високоякісним діелектриком. При цьому ємність системи буде:

$$C_{заг} = C_{ІК} + C_{дк}, \quad (2.23)$$

де $C_{дк}$ – ємність додаткового конденсатора.

Тоді
$$\Delta U = 1,293 \frac{V}{C_{ІК} + C_{дк}} X. \quad (2.24)$$

Електрометри з безпосереднім відліком є пристроями, у яких вимірювання напруги на ємності ІК здійснюється за допомогою електроскопа. За принципом дії електроскоп є найпростішим вольтметром електричної системи. Пристрій дозиметра з електроскопом показаний на рис. 2.10.

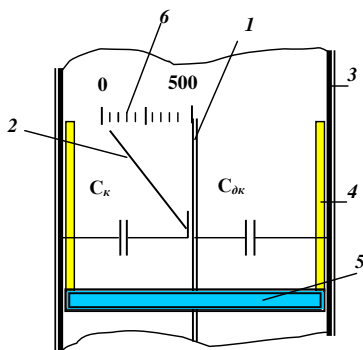


Рис. 2.10. Пристрій дозиметра з електроскопом:

- 1 – центральний електрод електроскопа; 2 – пружна нитка;
3 – корпус дозиметра; 4 – іонізаційна камера; 5 – ізолятор; 6 – шкала дозиметра

З рисунка видно, що дозиметр з електроскопом становить собою дюралюмінієву трубу 3, у якій впресована циліндрична ІК 4 невеликого об'єму (близько 2 см³) з тонкопровідної повітروهквівалентної пластмаси.

Центральним електродом камери є алюмінієвий стрижень 1, до якого прикріплена кварцева або із скловолокна пружна нитка електроскопа діаметром у декілька мікрон. Для забезпечення електропровідності нитка

разом із центральним електродом покривається тонким шаром платини. Так як власна ємність камери C_k мала (одиниці пікофарад), то паралельно електродам камери приєднується додатковий конденсатор $C_{ок}$, що дозволяє розширити межі вимірювання доз випромінювання. Електроди камери ізольовані один від одного за допомогою ізолятора 5, що має відмінні ізолювальні властивості, а також має опір близько 10^{16} – 10^{17} Ом (янтар, полістирол). У трубку вмонтована шкала 6, уздовж якої може переміщатися вільний кінець пружної нитки 2. Принцип дії дозиметра з електроскопом полягає в тому, що перед вимірюванням дози загальна ємність камери $C = C_k + C_{ок}$ заряджається до напруги U_0 , так що заряд камери дорівнює $Q_0 = C_k \cdot U_0$.

При цьому під дією сил електричного поля пружна кварцева нитка відхиляється від стрижня і може бути встановлена на нуль шкали. Під час впливу гамма-випромінювання на ІК частина електричного заряду на її електродах нейтралізується, внаслідок чого напруга на камері зменшується. Рухома нитка під дією сил пружності рухається до стрижня, її вільний кінець переміщається уздовж шкали на деяку величину, обумовлену інтенсивністю і часом впливу гамма-випромінювання.

Найбільш вдала конструкція вимірювача експозиційної дози гамма-випромінювання схематично представлена на рис. 2.11.

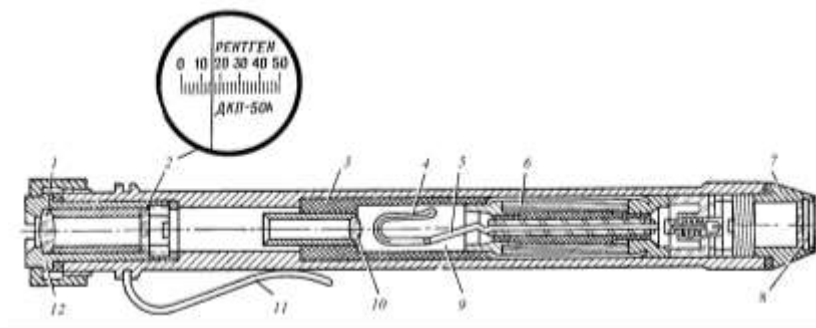


Рис. 2.11. Дозиметр ДКЛ-50А:

- 1 – окуляр; 2 – шкала; 3 – корпус; 4 – тримач електроскопа; 5 – внутрішній електрод;
 6 – конденсатор; 7 – захисна оправа; 8 – скло; 9 – іонізаційна камера; 10 – об’єктив;
 11 – утримувач дозиметра; 12 – верхня оправа; 13 – діафрагма; 14 – контакт

Дозиметр становить собою малогабаритну іонізаційну камеру, що заповнена повітрям. Корпус камери виконаний зі струмопровідного повітроквівалентного спресованого порошку. Об’єм камери складає $1,8 \text{ см}^3$.

Принцип роботи вимірювача ДКП-50А заснований на фізичному явищі розряду іонізаційної камери під дією іонізуючого випромінювання.

Перед використанням дозиметра здійснюється зарядження конденсатора до визначеного потенціалу за допомогою зарядного пристрою. Під час впливу гамма-випромінювання в робочому об'ємі іонізаційної камери виникає іонізаційний струм, який зменшує потенціал іонізаційної камери та конденсатора.

Зменшення потенціалу пропорційно дозі опромінення. Вимірювання потенціалу здійснюється за допомогою малогабаритного електроскопа, який розміщений усередині ДКП-50А. Відхилення рухомої системи електроскопа (платинова нитка) вимірюється за допомогою відлікового мікроскопа із шкалою в «рентгенах».

Внутрішній електрод 5, (рис. 2.11) електрично з'єднаний із тримачем електроскопа 4 і центральним електродом конденсатора 6. Під час заряду дозиметра на центральний електрод камери подається позитивний потенціал, а на його зовнішній електрод, з'єднаний з корпусом дозиметра 3 – негативний потенціал. До тримача електроскопа U-образної форми з алюмінієвого дроту в двох точках приклеюється нитка такої ж форми.

Нитка виконана з кварцового скловолокна, вкрита тонким шаром платини для додавання механічної стійкості й електропровідності цієї нитки.

У конденсаторі 6 електричною ємністю в 500 пФ застосовується високоякісний діелектричний ізолятор із фторопласта, що забезпечує малий саморозряд за рахунок струмів витоку в ізоляторі. Крім того, матеріал фторопласт є оптично прозорим, що забезпечує проходження видимого світла через ізолятор конденсатора. Мікроскоп із 90-кратним збільшенням призначений для відліку показань вимірювача. Необхідність його застосування пов'язана з малими розмірами нитки електроскопа і шкали. Мікроскоп складається з об'єктива 10, шкали 2, окуляра 1. Шкала становить собою напівпрозоре скло з двадцятьма п'ятьма поділками. Ціна однієї поділки дорівнює 2 Р. Усі ці пристрої містяться в циліндричному корпусі 3, який виготовлений з дюралюмінію, що є несучою конструкцією й одночасно негативним електродом. Для заряду вимірювача використовується контактна група, що складається зі світлопроникної діафрагми 13 із впресованим у неї контактом 14. Крім того, діафрагма є надійним герметизованим пристроєм вимірювача.

Під час переміщення вимірювача в гніздо зарядного пристрою і натискання його, діафрагма прогинається і своїм центральним контактом торкається центрального електрода конденсатора, що у свою чергу з'єднаний з центральним електродом іонізаційної камери. У результаті чого і конденсатор, і іонізаційна камера заряджаються до напруги близько 250 В. Нитка електроскопа під впливом електростатичних сил відштовхується від U-образного тримача. Тінь, що відкидається нею на шкалу мікроскопа має

вигляд вертикальної лінії, установленної на нульовому розподілі шкали. Під час витягання з гнізда зарядного пристрою, контакт 14 під дією діафрагми 13 повертається в початкове положення, охороняючи конденсатор і камеру вимірювача від розряду. Для попередження забруднення діафрагми з торця вимірювач закривається захисною оправою 7 із прозорим склом 8.

Під час опромінення дозиметра відбувається розряд іонізаційної камери, електричні сили відштовхування, що діють на нитку електроскопа, зменшуються і вона наближається до U-образного тримача. Тінь, що відкидається нею на шкалу, зрушується вправо на величину дози опромінення. Дозиметри, що працюють за розглянутим вище принципом, мають ряд важливих недоліків, а саме:

- мимовільний розряд, що обмежує можливість тривалого зберігання інформації про дозу;
- більша додаткова похибка у вимірюванні за рахунок саморозряду;
- вузький діапазон вимірювання дози – не більше одного порядку.

На розглянутому принципі побудовані також індивідуальні дозиметри ИД-1. Кращі експлуатаційні характеристики мають іонізаційні дозиметри, що працюють за принципом перерозподілу зарядів.

2.1.1.3. Вимірювання дози гамма-випромінювання іонізаційними камерами за принципом перерозподілу зарядів

Схема дозиметра з конденсаторною камерою для вимірювання дози методом перерозподілу зарядів надана на рис. 2.12.

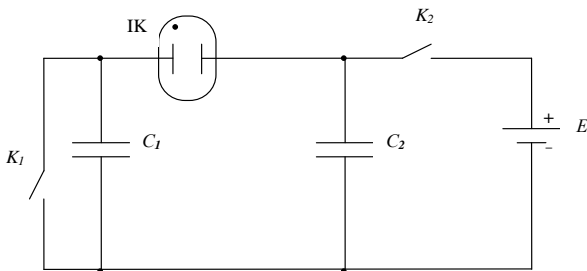


Рис. 2.12. Схема вимірювання доз методом перерозподілу зарядів

Дозиметр вмикає конденсаторну камеру ємністю C_k , вимірювальний конденсатор C_1 , зарядний конденсатор C_2 . Ємність конденсаторів вибирається зі співвідношення:

$$C_k \ll C_1 \ll C_2. \quad (2.25)$$

Мірою дози випромінювання є потенціал, що здобувається вимірjuвальним конденсатором за період опромінення камери.

Принцип роботи дозиметра такий. До опромінення контакти K_1 і K_2 замикаються. При цьому конденсатор C_2 і ІК заряджаються до напруги джерела живлення. Після закінчення заряду контакти K_1 і K_2 розмикаються. Через те, що контакт K_2 у момент заряду був замкнений, то різниця потенціалів між обкладками вимірjuвального конденсатора C_1 після закінчення процесу заряду дорівнює нулю.

Під дією ІВ у камері виникає іонізаційний струм, що переносить частину заряду із зарядного конденсатора C_2 на вимірjuвальний конденсатор C_1 . Струм протікає по ланцюгу: $(+)C_2 - IK - C_1 - (-)C_2$.

У результаті напруга на іонізаційній камері зменшується на величину

$$\Delta U_{ik} = 3,328 \frac{V}{C_{\Sigma}} X, \quad (2.26)$$

де C_{Σ} – сумарна ємність вимірjuвальної системи.

Відповідно до електричної схеми величина C_{Σ} визначається за формулою:

$$C_{\Sigma} = C_k + \frac{C_1 C_2}{C_1 + C_2}, \quad (2.27)$$

Зважаючи на співвідношення (2.25), вираз 2.27 набуде вигляду:

$$C_{\Sigma} = C_k + C_1 \approx C_1. \quad (2.28)$$

Отже, вираз (2.26) можна записати:

$$\Delta U_{ik} = 3,328 \frac{V}{C_1} X. \quad (2.29)$$

Відповідно до другого закону Кіргофа, для розглянутого електричного ланцюга можна записати:

$$\Delta U_{ik} = \Delta U_{C_2} - \Delta U_{C_1}, \quad (2.30)$$

де ΔU_{C_1} і ΔU_{C_2} – зміни напруг на конденсаторах C_1 і C_2 відповідно.

Зважаючи на те, що зміна напруг на конденсаторах обернено пропорційна величині їх ємності, то

$$\Delta U_{C_2} = \frac{C_1}{C_2} \Delta U_{C_1}, \quad (2.31)$$

Підставляючи цей вираз у вираз (2.30) і розв'язуючи його відносно ΔU_{ik} , отримуємо:

$$\Delta U_{ik} = \Delta U_{C1} \left(\frac{C_1}{C_2} - 1 \right). \quad (2.32)$$

Зважаючи на співвідношення (2.25), будемо мати: $\Delta U_{C2} \Delta U_C$

$$\Delta U_{ik} = -\Delta U_{C1}. \quad (2.33)$$

Підставляючи вираз (2.33) у вираз (2.29), отримуємо:

$$\Delta U_{C1} = 3,328 \frac{V}{C_1} X. \quad (2.34)$$

Таким чином, величина напруги на вимірювальному конденсаторі буде пропорційна дозі опромінення, тому вимірювання дози зводиться до вимірювання напруги на конденсаторі C_1 .

Залишкова напруга на зарядовому конденсаторі C_2 визначається як:

$$U_{C2} = U_o - \Delta U_{C1} \frac{C_1}{C_2}, \quad (2.35)$$

а залишкова напруга на іонізаційній камері буде:

$$\Delta U_{ik} = U_o - \Delta U_{C1} \left(\frac{C_1}{C_2} + 1 \right), \quad (2.36)$$

Ця напруга під час отримання максимальної дози має бути не менше напруги насичення, що відповідає максимальній потужності дози, якою допускається опромінювати дозиметр.

Дозиметри, що виконані за розглянутою схемою, мають переваги перед дозиметрами з конденсаторною камерою:

1. Широкий діапазон вимірювання доз випромінювання (2–3 порядку вимірювання).

2. Довгостроковий термін зберігання інформації, тому що виводи конденсатора C_1 перебувають під приблизно рівними, але протилежними за знаком потенціалами, ніж на виводах зарядного конденсатора та іонізаційної камери, що зменшує його саморозряд. Напруга на вимірювальному конденсаторі незначна.

3. Більша точність вимірювання дози через те, що вимірюється сама напруга, а не її незначні зміни.

2.1.1.4. Вимірювання дози та потужності дози методом «заряд–розряд» іонізаційної камери

Під час вимірювання інтегральної (сумарної) дози протягом тривалого часу конденсаторні камери не забезпечують достатньої точності вимірювання внаслідок саморозряду конденсатора за опором ізоляції.

Саморозряд можна виключити, якщо зменшити час розряду камери під дією випромінювання до мінімуму та звести процес реєстрації більшої дози до вимірювання ж декількох малих доз. Окремі малі дози вимірюються протягом незначного проміжку часу.

Наприкінці кожного окремого циклу камера знову заряджається до початкової напруги. Схематично цей процес зображений на рис. 2.13.

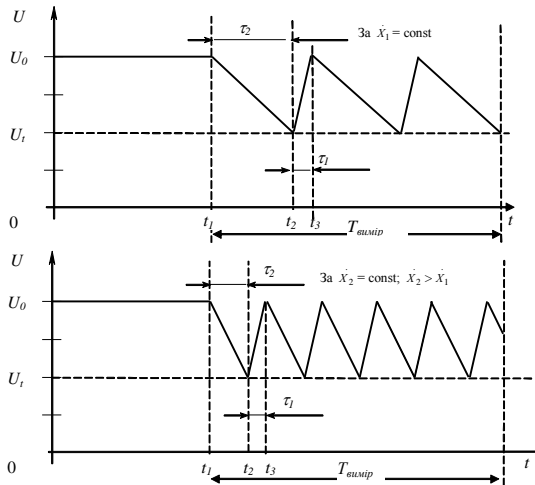


Рис. 2.13. Зміна напруги на електродах камери в режимі «заряд–розряд»

Під час короткого замикання ланцюга живлення камери вона заряджається до напруги U_0 . З моменту впливу t_1 на камеру випромінювання напруга на її електродах починає поступово зменшуватися до значення U_i , що відповідає отриманій дозі випромінювання ΔX . У момент t_2 знову короткочасно замикається ланцюг живлення камери й вона знову зарядиться до напруги U_0 і т.ін.

За кількість циклів «заряд–розряд» M і відомою дозою за цикл можна робити висновки про величину повної дози, отриманої камерою за час опромінення, тобто

$$X = M \Delta X. \quad (2.37)$$

Якщо реєструвати кількість циклів в одиницю часу, то даним методом можна виміряти й потужність дози. Повний час циклу «заряд–розряд» дорівнює:

$$\tau = \tau_1 + \tau_2, \quad (2.38)$$

де τ_1 і τ_2 – час заряду й час розряду камери відповідно.

Схема розрахована так, що $\tau_1 < \tau_2$, тому без помітної похибки можна записати

$$\tau \approx \tau_2.$$

Якщо $\Delta U = U_o - U_i$ – зміна напруги на електродах камери за один цикл, а доза, що отримана камерою за цикл, $\Delta X = X \tau_2$, то можна записати:

$$\Delta U = 3,328 \frac{V}{C_{ik}} X \tau_2. \quad (2.39)$$

Зважаючи на те, що частота циклів $m = \frac{1}{\tau}$, отримаємо:

$$\Delta U = 3,328 \frac{V}{C_{ik}} \frac{X}{m}, \quad (2.40)$$

звідки

$$m = 3,328 \frac{V}{C_{ik} \Delta U} X. \quad (2.41)$$

З рівняння виходить, що частота циклів пропорційна потужності дози випромінювання, що і використовується у приладах ДП-3Б, ИМД-21Б.

Відповідно до вимірювань протягом довільного часу t кількості циклів «заряд–розряд» M , де $M = m t$, можна визначити дозу випромінювання X , яка отримана камерою за цей час, тобто

$$M = 3,328 \frac{U}{C_{ik} \Delta U} X. \quad (2.42)$$

У приладах, що використовують даний метод, заряд камери від джерела живлення після кожного циклу здійснюється автоматично за допомогою електронної схеми, що працює в режимі ключа.

При цьому на виході схеми формується імпульс напруги, який відповідає отриманій дозі ΔX .

Задача 6. Розрахувати величину опору навантаження (R_n) у колі іонізаційної камери об'ємом ($V=200 \text{ см}^3$), якщо за даної потужності дози ($X=0,05 \text{ Р/год}$) падіння напруги на навантаженні складало 1 В .

Розв'язання:

1. Визначимо струм ІК у режимі насичення $I_n = 0,924 \cdot 10^{-13} \text{ В } X = 0,924 \cdot 10^{-13} \cdot 0,05 \cdot 200 = 9,24 \cdot 10^{-13} \text{ А}$.

2. За законом Ома $R_n = \frac{U}{I_n} = \frac{1}{9,24 \cdot 10^{-13}} = 0,108 \cdot 10^{13} = 1,1 \cdot 10^{12} \text{ Ом}$.

Задача 7. Розрахувати мінімальну величину потужності дози (X_{\min}) гамма-випромінювання, яку можна виміряти ІК з провітрєквівалентними стінками об'ємом ($V=200 \text{ см}^3$), якщо поріг чутливості лампового електрометра дорівнює 10^{-13} А .

Розв'язання:

Використовуючи вираз (2.15), знаходимо:

$$X = \frac{I_{\text{ік}}}{V \cdot 0,924 \cdot 10^{-13}} = \frac{1 \cdot 10^{-13}}{200 \cdot 0,924 \cdot 10^{-13}} = 0,0054 \text{ Р/год або } 5,4 \text{ мР/год.}$$

Задача 8. Розрахувати об'єм камери (V), що працює за принципом перерозподілу зарядів, якщо під час отримання дози ($X=0,005 \text{ Р}$) напруга на виміральному конденсаторі ємністю ($C=50 \text{ пФ}$) складає ($U_c=0,165 \text{ В}$).

Розв'язання:

Напруга на виміральному конденсаторі C визначається за формулою (2.34), а звідси:

$$V = \frac{U_c C}{3,328 \cdot 10^{-10} X} = \frac{0,165 \cdot 50 \cdot 10^{-12}}{3,328 \cdot 10^{-10} \cdot 0,005} = \frac{8,25 \cdot 10^{-12}}{0,01664 \cdot 10^{-10}} = 4,95 \text{ см}^3$$

Задача 9. Розрахувати середню частоту імпульсів (m) амплітудою 1 В на електродах ІК, яка працює у режимі «заряд-розряд», якщо визначені: об'єм камери ($V=100 \text{ см}^3$), ємність камери ($C_k=50 \text{ пФ}$) та потужність дози гамма-випромінювання, що впливає на камеру $X=5 \text{ Р/год}$.

Розв'язання:

У зв'язку з тим, що $1 \text{ Р/год} = 2,7 \cdot 10^{-4} \text{ Р/с}$, то

$$m = 3,328 \cdot 10^{-10} \cdot \frac{V X}{C_k \Delta U} = \frac{3,328 \cdot 10^{-10} \cdot 100 \cdot 5 \cdot 2,7 \cdot 10^{-4}}{50 \cdot 10^{-12} \cdot 1} =$$

$$= \frac{44,928 \cdot 10^{-12}}{50 \cdot 10^{-12}} \approx 1 \text{ імн/с}$$

2.1.1.5. Класифікація іонізаційних камер та особливості їх конструкції

Іонізаційні камери, що використовують у технічних засобах радіаційного контролю, можна класифікувати за такими ознаками: за характером іонізації; характером вихідного сигналу; конструктивним виконанням.

За характером іонізації камери можуть належати до одного з таких трьох типів:

1. Камери, іонізація в яких здійснюється частинками, що виникають виключно в робочому об'ємі камери, тобто в тому об'ємі газу, іонізація якого вимірюється.

2. Камери, іонізація в яких здійснюється як частинками, що виникають у робочому об'ємі під дією гамма-випромінювання, так і частинками, що проникають у робочий об'єм із шару навколишнього газу, товщиною не меншою, ніж довжина пробігу частинки.

Такі камери називаються камерами з вільним газом або нормальними іонізаційними камерами. Вони призначені для абсолютного вимірювання дози в рентгенах і використовуються в еталонних установках для відтворення одиниці рентгена.

3. Камери, іонізація в яких здійснюється частинками, що виникають у вимірювальному об'ємі, і частинками, що проникають у цей об'єм із навколишніх стінок.

Такі камери називаються порожнинними ІК. Вони широко застосовуються у військовій дозиметричній апаратурі для відносних вимірювань гамма-випромінювання. Крім того, вони можуть застосовуватися для вимірювання альфа-, бета-випромінювання та потоків нейтронів.

За характером вихідного сигналу камери можуть бути поділені на три групи: імпульсні, струмові та інтегральні.

1. Імпульсна ІК призначена для реєстрації випромінювання за імпульсами струму, що виникають у ній під час проходження через неї окремих іонізуючих частинок.

2. Струмова ІК призначена для реєстрації випромінювання за середнім струмом, що виникають в ній під впливом цього випромінювання.

3. Інтегральна ІК, принцип якої полягає в тому, що заряд, накопичений протягом деякого інтервалу часу під дією іонізуючого випромінювання, призводить до зміни різниці потенціалів між електродами камери.

У такому режимі працюють конденсаторні камери, що існують для вимірювання доз гамма-випромінювань. Основне розходження між імпульсними камерами та камерами інших типів полягає в сталому часі розряду $\tau = R \cdot C$ того контуру, який складається з ємності камери і вхідної ємності вимірювального пристрою, а також опором ізоляції камери і вхідним опором вимірювального пристрою. У струмових камерах опір ізоляції

становить близько 10^{15} Ом, а якщо ємність камери становить близько $10^{-10} - 10^{-11}$ Ф, то стала часу ланцюга розряду досягає $\tau \geq 10^4$ с. Камери імпульсного типу ввімкнені звичайно на опір близько 10^8 Ом, і стала часу для них не перевищує $\tau \geq 10^{-3}$ с. Така камера може вимірювати кількість електрики, що збирається на електродах від кожної окремої частки. Але величина заряду дуже мала, тому й амплітуда імпульсів вимірюється в мікрвольтах. За конструкцією камери можуть бути циліндричними або плоскими.

1. Циліндричні ІК складаються з зовнішнього циліндра (зі струмопровідного матеріалу) і стрижня, розташованого по його осі (рис. 2.14).

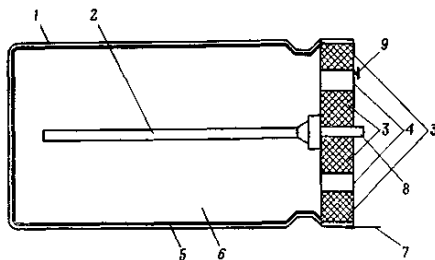


Рис. 2.14. Циліндрична іонізаційна камера:

- 1 – алюмінієвий циліндр – позитивний електрод; 2 – алюмінієвий стрижень – негативний електрод; 3 – ізолятори; 4 – охоронне кільце; 5 – аквадаг; 6 – повітря;
7 – вивід позитивного електрода; 8 – вивід негативного електрода;
9 – вивід охоронного кільця

Зовнішній циліндричний електрод 1 називається високопотенціальним. Він з'єднаний з позитивним полюсом джерела живлення. Внутрішній стрижень 2 називається збиральним електродом.

Він з'єднаний із негативним полюсом джерела живлення. Такий спосіб вмикання сприяє зниженню швидкості електронів під час їх руху до зовнішнього електрода через те, що у зовнішнього електрода напруженість поля менша, ніж у збирального електрода.

Унаслідок малих швидкостей електронів виникнення ударної іонізації буде відбуватися за великих напруг, тобто таким способом ввімкнення поширюється область насичення вольт-амперної характеристики камери та її можна використовувати для реєстрації більш інтенсивних потоків випромінювання. Для попередження ураження обслуговуючого персоналу електричним струмом камера іноді закривається алюмінієвим захисним кожухом, з'єднаним із корпусом (землею).

Високовольтний електрод і збиральний електрод, розділяються високоякісним ізолятором 3. Як ізолятор часто застосовуються фторопласт, поліетилен, полістирол, янтар, кварц. Основна вимога до ізолятора – високий опір ізоляції по поверхні. Цій вимозі найбільше задовольняють фторопласт,

кварц. Янтар має високі ізоляційні властивості, однак його поверхня має бути ретельно відполірована. Крім того, він дуже крихкий, не витримує підвищених температур і оброблення деякими розчинниками (наприклад, спиртом).

За підвищених температур може бути використаний кварц. У вологій атмосфері та за підвищених температур особливо придатний фторопласт.

На практиці повністю виключити струми витoku по ізолятору не вдається. Тому вживають деякі заходи для виключення впливу струмів витoku на вихідний сигнал ІК. Більшою мірою це досягається введенням у камеру спеціального охоронного кільця 4 (зазвичай з латуні).

Охоронне кільце поділяє ізолятор на дві частини. Приєднується воно до негативного полюса джерела живлення, минаючи навантажувальний опір. Вплив охоронного кільця можна дослідити за рис. 2.15.

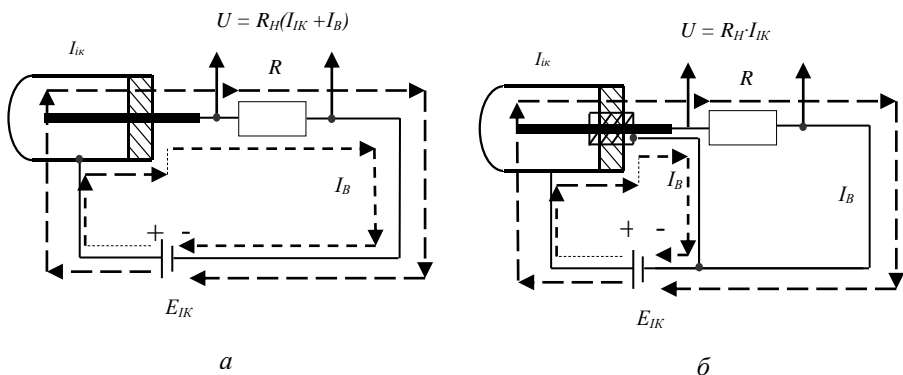


Рис. 2.15. Значення охоронного кільця в зниженні впливу струму витoku на вихідний сигнал:

а) без охоронного кільця; *б)* з охоронним кільцем

Без охоронного кільця струм витoku по ізолятору I_B та іонізаційний струм I_{IK} разом проходять по навантажувальному опору R_H , тобто реєструючий пристрій вимірює суму цих струмів, що призводить до суттєвої похибки у вимірюванні.

Охоронне кільце відводить струм витoku по ізолятору повз навантажувальний опір, що дозволяє реєструвати лише іонізаційний струм.

Струм витoku між охоронним кільцем і збиральним електродом незначний, тому що різниця потенціалів між цими електродами досить мала.

Плоскі іонізаційні камери, як правило, виконуються у вигляді прямокутної коробки. Іноді електродами є дві протилежні поверхні коробки, а в більшості випадків як збиральний електрод усередину камери вводять пластину (рис. 2.16).

У центрі цієї коробки на двох ізоляторах закріплена пластина, також виготовлена з повітروهквівалентної пластмаси та покрита з усіх боків аквадагом. Аквадаг проводить електричний струм. Покрита їм пластмасова коробка стає струмопровідною та може бути зовнішнім електродом камери, а пластина – внутрішнім. Від електродів камери зроблені електричні виводи назовні для під'єднання її до схеми. Газовим середовищем камери є повітря за нормального тиску.

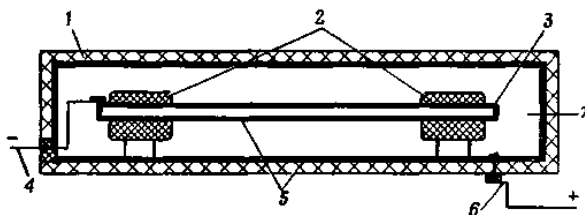


Рис. 2.16. Плоска іонізаційна камера:

- 1 – пластмасова коробка, що вкрита зсередини аквадагом, – позитивний електрод; 2 – порцелянові ізолятори для кріплення внутрішнього електрода; 3 – пластмасова пластина, що вкрита з усіх боків аквадагом, – негативний електрод; 4 – вивід негативного електрода; 5 – аквадаг графітний – струмопровідний шар; 6 – вивід зовнішнього електрода; 7 – повітря

Як правило коробка та пластина виготовляються з алюмінію або повітروهквівалентної пластмаси. В останньому випадку внутрішня поверхня пластини покривається струмопровідним шаром аквадаги – суміші графітового порошку з речовинами, що мають здатність склеювати.

Внутрішня поверхня коробки є високопотенціальним електродом, а пластина – збиральним.

Вимоги до ізоляторів плоскої камери висуваються такі ж, як і до ізоляторів циліндричної камери. Плоскі камери також обладнані охоронним кільцем.

2.1.2. Будова і принцип дії газорозрядного лічильника

Газорозрядний лічильник (ГЛ) – це газовий іонізаційний детектор, що має коефіцієнт газового посилення більше одиниці, у якому окремі акти іонізації зумовлюють появу на виході електричних імпульсів.

Будова ГЛ зображена на рис. 2.17.

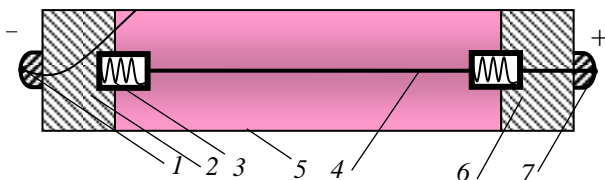


Рис. 2.17. Циліндричний газорозрядний лічильник:

1 – вивід катода; 2, 6 – ізолятори; 3 – пружина; 4 – катод; 5 – анод; 7 – вивід анода

Конструктивно ГЛ виконаний у вигляді циліндра – зовнішнього електрода, по осі якого натягається тонка металева нитка, внутрішній електрод. Зовнішній електрод виготовляється металевим або скляним з нанесенням на нього металевого шару. Це катод лічильника. Нитка є анодом і через навантажувальний опір з'єднується із плюсом джерела живлення.

Таким чином, увімкнення ГЛ за полярністю протилежне ввімкненню іонізаційної камери.

Принципова відмінність лічильника від камери полягає в тому, що в ньому використовується посилення іонізаційного струму, пов'язаного з явищем ударної іонізації.

Поява ударної іонізації можлива і тоді, коли енергія, що набула електроном на відстані свого пробігу до аноду, виявиться більшою ніж енергія іонізації газу. У цьому випадку зіткнення електрона з нейтральною молекулою газу приведе до появи пари: позитивний іон і вторинний електрон. Вторинний електрон, що утворився, у свою чергу, може набути енергію, достатню для іонізації молекул газу і тощо. У результаті загальна кількість електронів буде швидко, лавиноподібно зростати, тобто утворяться електронні лавини.

Розряджаючись на відповідних електродах, електрони та позитивні іони утворюють імпульс струму в ланцюзі лічильника й відповідно імпульс напруги на його електродах.

Як наповнювачі ГЛ у більшості випадків використовують інертні гази – аргон і неон. Основна вимога до наповнювачів – малий коефіцієнт прилипання електронів. Під час виконання цієї вимоги перенесення негативних зарядів у лічильнику буде здійснюватися вільними електронами. Це сприяє скороченню тривалості імпульсу лічильника.

Повітря як наповнювач не використовується, тому що кисень, який входить до складу повітря, легко утворює з електронами малорухомі негативні іони.

Як зазначалося раніше, основною умовою виникнення ударної іонізації в ГЛ є набуття електроном на відстані свого вільного пробігу кінетичної енергії, що перевищує енергію іонізації робочого газу.

Кінетична енергія електрона залежить від напруженості електричного поля, у якому рухається електрон. Теорія дає мінімальну величину напруженості електричного поля, за якого настає ударна іонізація газу:

$$E_{min} = \frac{\pi I_{ion} d^2 p}{4 q_e K T}, \tag{2.43}$$

де E_{min} – мінімальна напруженість електричного поля (напруженість – це сила, що діє на одиничний електричний заряд), В/см;

I_{ion} – енергія іонізації робочого газу;

q_e – заряд електрона;

d – ефективний діаметр атома газу;

p – тиск газу;

T – температура Кельвіна;

K – стала Больцмана.

Враховуючи вираз (2.42) виходить, що мінімальна напруженість електричного поля, за якої настає ударна іонізація, прямо пропорційна тиску газу й обернено пропорційна абсолютній температурі. Інші складові рівняння є характеристиками газонаповнювача, тобто для конкретного типу лічильника можуть бути коефіцієнтом пропорційності.

Оптимальний тиск газу в лічильнику визначено в межах 20–30 мм рт.ст. (1300–4000 Па). Цим досягається умова утворення ударної іонізації.

Електричне поле в газорозрядному лічильнику не є рівномірним, як це видно з рис. 2.18.

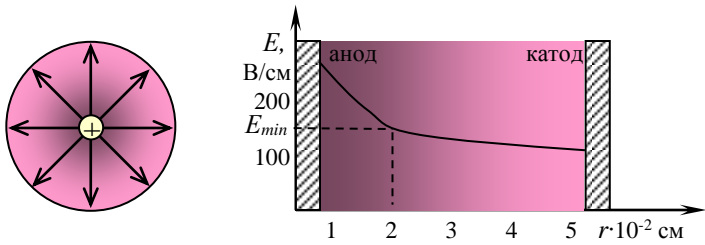


Рис. 2.18. Силві лінії напруженості електричного поля та його розподілення у газорозрядному лічильнику

Напруженість електричного поля циліндричного лічильника визначається за формулою:

$$E = \frac{U}{r \ln \frac{r_k}{r_a}}, \tag{2.44}$$

де U – різниця потенціалу між анодом і катодом, В;

r_k – радіус катода, см;

r_a – радіус анода, см;

r – місце визначення напруженості поля, см.

Для конкретної конструкції лічильника завжди існує деяка напруженість поля E_{min} , за якої починається ударна іонізація.

У циліндричному лічильнику така напруженість має місце поблизу анода (рис. 2.18). Ця напруженість створює навколо анода циліндричну зону ударної іонізації.

У результаті ударної іонізації в чутливому об'ємі лічильника з'являється значна кількість вторинних електронів, що перевершують первинні за кількістю.

Відношення вторинних електронів, утворених у результаті ударної іонізації, до первинних електронів, утворених випромінюванням у робочому об'ємі лічильника, називається коефіцієнтом газового посилення m , тобто

$$m = \frac{n_a}{n_o}, \quad (2.45)$$

де n_a – кількість електронів, що розрядилися на аноді;

n_o – кількість первинних електронів.

Таким чином, коефіцієнт газового посилення є мірою збільшення іонізаційного ефекту.

У циліндричному полі величина m визначається за формулою:

$$m = \exp \left[\frac{U q_e}{I_{ion} l q \frac{r_k}{r_a}} \cdot \exp \left(\frac{I_{ion} r_a l q \frac{r_k}{r_a}}{U \lambda_o q_e} \right) \right], \quad (2.46)$$

де λ_o – довжина вільного пробігу електрона в полі з напруженістю E .

З виразу (2.46) випливає, що в циліндричному полі коефіцієнт газового посилення практично не залежить від місця утворення електрона r , а залежить від напруги живлення U , тобто коефіцієнт газового посилення в цьому випадку пропорційний початковій іонізації.

Ударна іонізація, що викликана первинними електронами, є основною, але не єдиною причиною, що призводить до появи електронних лавин. Істотну роль у цьому процесі відіграють фотоелектрони, що вибиваються із катода ультрафіолетовим випромінюванням збуджених молекул газу. Додатковим джерелом електронів є процес нейтралізації позитивних іонів на катоді, тому що у процесі надходження до катода позитивні іони виривають із нього електрон і нейтралізуються.

Ці процеси називаються поверхневими і оцінюються коефіцієнтом поверхневої іонізації γ , який визначається відношенням кількості вільних електронів, що стрімко залишають катод у зв'язку із вторинними ефектами, до кількості позитивних іонів, що надходять на катод.

Відношення повної кількості пар іонів, утворених у зв'язку з газовим посиленням з урахуванням вторинних ефектів, n_a до початкової кількості пар іонів має назву коефіцієнта повного газового посилення M , тобто

$$M = \frac{n_a}{n_o} = \frac{m}{1 - \gamma m}. \quad (2.47)$$

За допомогою коефіцієнта повного газового посилення легко знайти максимальну амплітуду імпульсу напруги на електродах лічильника. Розглядаючи лічильник як конденсатор, можна записати:

$$\Delta U = \frac{\Delta Q}{C} = \frac{q_e n_o M}{C}, \quad (2.48)$$

де C – ємність лічильника і входу реєструючої схеми.

Для виникнення ударної іонізації необхідно, щоб коефіцієнт газового посилення у зв'язку з ударною іонізацією був більшим, ніж одиниця, тобто $m > 1$.

За певної напруженості поля поверхневі іонізаційні ефекти настільки значні, що за їхній рахунок у лічильнику виникає та підтримується безперервний газовий розряд.

Такий самопідтримний розряд називається самостійним розрядом, а лічильник, що працює в такому режимі – лічильником із самостійним розрядом.

Для того, щоб виник самостійний розряд, необхідною умовою є $M \rightarrow \infty$, що створюється тоді, коли γm із виразу (2.47) дорівнює 1. Така умова виконується, якщо коефіцієнт газового посилення $m = \frac{1}{\gamma}$.

2.1.2.1. Режими роботи газорозрядного лічильника

Аналіз виразу (2.42) показує, що характер залежності амплітуди імпульсів лічильника характеризується як величиною напруги на його електродах (через коефіцієнт повного газового посилення M), так і значенням початкової іонізації n_o .

Розглянемо залежність амплітуди імпульсу від напруги на електродах лічильника двох різних значень початкової іонізації. Будемо вважати, що розбіжності в початковій іонізації забезпечуються опроміненням лічильника відповідно альфа- і бета-випромінюванням. Графік такої залежності зображений на рис. 2.19.

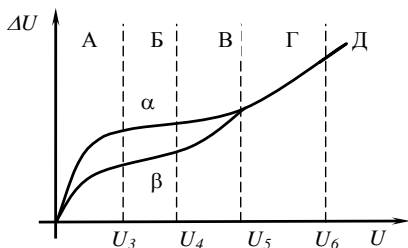


Рис. 2.19. Залежність амплітуди імпульсу від напруги на електродах лічильника

Залежно від величини напруги розрізняють кілька режимів роботи:

- імпульсної іонізаційної камери, $M \leq 1$;
- пропорційності, $M = 1 \div 10^3$;
- обмеженої пропорційності, $M = 10^3 \div 10^8$;
- самостійного розряду, $M \geq 10^8$;
- коронного розряду;
- іскрового розряду.

Режим імпульсної іонізаційної камери

З напругою на електродах лічильника від нуля до U_3 він працює в режимі імпульсної іонізаційної камери. До насичення амплітуда імпульсу збільшується пропорційно прикладеній напрузі й початковій іонізації.

На ділянці насичення кількість електронів, що потрапляють на анод, дорівнює кількості первинних електронів, утворених випромінюванням. Газове посилення відсутнє, тому що немає ударної іонізації, тобто $M \leq 1$. Амплітуда імпульсів при цьому залишається постійною незалежно від напруги, тобто

$$\Delta U = \frac{n_0 q_e}{C} . \quad (2.43)$$

Через те, що альфа-випромінювання має більшу іонізуючу здатність, ніж бета-випромінювання, то крива, яка характеризує опромінення альфа-частинками, буде знаходитися на графіку вгорі.

Режим пропорційності

З напругою U_3 і вище в ГЛ виникає ударна іонізація і M стає більше одиниці. Через те, що напруженість поля ще незначна, то ударна іонізація виникає безпосередньо біля поверхні анода. З підвищенням напруги від U_3 до U_4 зона ударної іонізації збільшується, зростає коефіцієнт повного газового посилення M .

Але на цій ділянці напруг кожна лавина, викликана електронами, самостійно розвивається (рис. 2.20 а), не перекриваючись із сусідньою.

Тому коефіцієнт газового посилення в цій зоні не залежить від початкової іонізації, а залежить тільки від прикладеної напруги, тобто $M = \varphi(U)$.

Отже, амплітуда імпульсу за будь-якої напруги від U_3 до U_4 пропорційна початковій іонізації, тобто

$$\Delta U = \frac{f(U) q_e}{C} n_o . \tag{2.44}$$

Тому ця ділянка напруги (від U_3 до U_4) називається пропорційною зоною, а лічильники, що працюють у цій зоні, – пропорційними лічильниками. Такі лічильники використовуються для реєстрації сильноіонізуючого випромінювання на фоні слабоіонізуючого випромінювання, наприклад, альфа-випромінювання, коли є гамма- або бета-випромінювання.

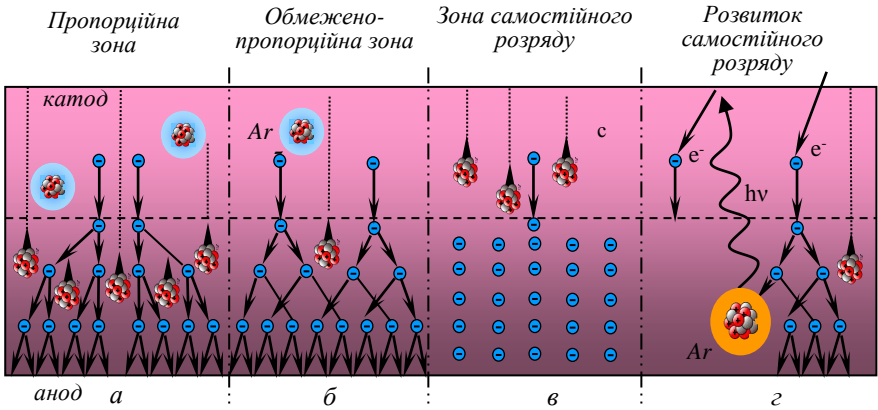


Рис. 2.20. Процеси розвитку розряду в газорозрядному лічильнику

Режим обмеженої пропорційності

З підвищенням напруги від U_4 до U_5 ще більше збільшується область ударної іонізації, та електронні лавини починають перекриватися (рис. 2.20 б). Уздовж анода лічильника концентруються позитивні іони, що мають рухливість приблизно в 1000 разів меншу рухливості електрона.

Таким чином, за час збору електронів всі позитивні іони залишаються практично на своєму місці уздовж нитки анода. З'являється просторовий заряд позитивного знака, що оточує анод. Напруженість електричного поля спотворюється, тобто зменшується напруженість в області ударної іонізації. Наступні лавини будуть розвиватися в ослабленому полі, причому ступінь ослаблення буде визначатися початковою іонізацією. Чим більше n_0 , тим більше ослаблення поля, і тим менший коефіцієнт газового посилення M .

Тому амплітуда імпульсів від сильноіонізуючих альфа-частинок буде на цій ділянці підсилюватися в менше число разів, ніж від бета-випромінювання. Криві на графіку збігаються в точку.

Це область обмеженої пропорційності, а лічильники, що працюють у цій області, називаються лічильниками обмеженої пропорційності.

Режим самостійного розряду

За напруги, що є вищою ніж U_5 , виникнення в лічильнику хоча б однієї пари іонів викликає газовий розряд у всій зоні ударної іонізації. Амплітуда імпульсів у цій зоні не залежить від первинної іонізації, а тільки від напруги живлення джерела. За такої напруги на розвиток розряду найбільше впливають вторинні процеси (рис. 2.20 г).

У первинній електронній лавині в зоні ударної іонізації утворюється значна кількість збуджених молекул робочого газу, яка переходячи в основний стан, випускає кванти ультрафіолетового випромінювання. Ці кванти, досягнувши катода, вибивають з нього фотоелектрони. Ці електрони створюють свої електронні лавини. Крім цього, позитивні іони, нейтралізуючись на катоді, також можуть вирвати з нього вільні електрони.

У результаті відбувається швидке поширення розряду уздовж нитки анода. Потім вся область ударної іонізації стає охопленою розрядом. Навколо анода утвориться чохол з позитивних іонів газу, які знижують напруженість поля (рис. 2.20 в). Поступово позитивний чохол розчиняється внаслідок руху іонів до катода й поле навколо анода відновлюється до колишнього значення.

Однак вирвані з катода електрони знову приводять до розвитку розряду, тобто відбувається самостійний розряд, що самопідтримується.

Ця область напруги називається областю самостійного розряду, а лічильники називаються лічильниками з самостійним розрядом.

Режим іскрового розряду

У процесі збільшення напруги живлення ГЛ вище потенціалу електричного пробою, електрони в робочому об'ємі лічильника, переміщуючись до анода, створюють потужні ниткоподібні електронно-іонні лавини. В лавинах у значній кількості утворюються сильно збуджені молекули газу, які інтенсивно висвічуються (іскри). Кожна лавина – це ниткоподібний розряд або стример, що світиться, який призводить до пробою

газового проміжку. Це дозволяє візуально спостерігати місце попадання частинки в чутливий об'єм лічильника.

Лічильники коронного та іскрового розрядів використовуються в лабораторних умовах, а лічильники самостійного розряду та частково пропорційні лічильники використовуються в практичній (військовій) дозиметрії.

2.1.2.2. Гасіння розряду в лічильниках самостійного розряду

Як зазначалося раніше, у лічильниках із самостійним розрядом, якщо одного разу виникла електронно-іонна лавина, то за рахунок вторинних ефектів газовий розряд самопідтримується значний час.

Зареєструвати наступну іонізуючу частинку можливо лише в тому випадку, якщо розряд, викликаний частинкою, що потрапила в лічильник, після його ресстрації буде погашений.

Гасіння розряду здійснюється або за допомогою електронних схем (несамогасний лічильник), або за допомогою спеціальних домішок, що вводяться до складу робочого газу лічильника. Такі лічильники отримали назву – самогасні лічильники.

Гасіння розряду в несамогасних лічильниках

Для того, щоб погасити розряд у лічильнику із самостійним розрядом, необхідно до моменту надходження позитивних іонів до катода знизити напруженість електричного поля до величини, недостатньої для розвитку ударної іонізації. А після нейтралізації позитивних іонів на катоді напруга на електродах лічильника має бути відновлена до первинного значення.

Цей процес може здійснюватися або спеціальним способом увімкнення лічильника у вимірювальну схему, або застосуванням спеціальної схеми примусового гасіння.

У першому випадку в ланцюг лічильника вмикається великий навантажувальний опір R_n , який набагато більший, ніж внутрішній опір самого лічильника $R_{вн}$, тобто $R_n \gg R_{вн}$ (рис. 2.21).

У вихідному стані, коли через лічильник не тече струм, напруга на його електродах дорівнює напрузі джерела живлення.

Після виникнення газового розряду електрична ємність лічильника $C_{ліч}$ (звичайно невелика за величиною) швидко розряджається через внутрішній опір ГЛ. Відбувається зменшення напруги на електродах лічильника на величину

$$\Delta U = \Delta Q / C_{ліч}. \quad (2.45)$$

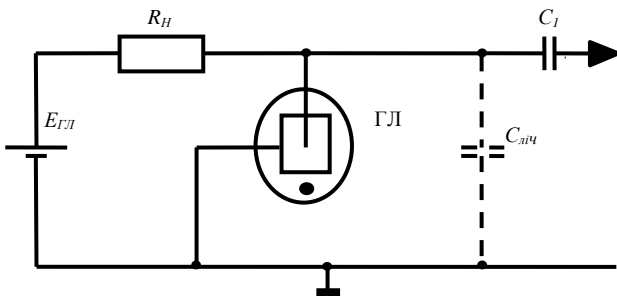


Рис. 2.21. Схема ввімкнення несамогасного лічильника

Це зменшення має бути таким, щоб залишкова напруга на електродах лічильника була меншою, ніж напруга запалювання $U_{зан}$ самостійного розряду, тобто

$$U_{ост} = U_o - \Delta U < U_{зан}. \quad (2.46)$$

Це відбудеться в тому випадку, якщо швидкість розряду ємності лічильника через внутрішній опір буде на багато більше швидкості її заряду через навантажувальний опір. Для цього й має бути виконано співвідношення $R_n \gg R_{вн}$. Для ГЛ $R_{вн}$ дорівнює порядку 10 МОм, отже, для R_n величина має бути близько 100–1000 МОм.

Час, за який необхідно погасити розряд, має в два рази перевищувати час руху позитивних іонів від анода до катода. Цей час визначається сталою заряду ГЛ, тобто часом відновлення напруги на лічильнику, який дорівнює $\tau = R_n \cdot C_{лч}$. Після відновлення первинної напруги на електродах лічильника він знову буде готовий до реєстрації чергової частинки.

Недоліками методу є те, що на відновлення напруги ударної іонізації витрачається довготривалий час, то протягом цього часу лічильник нечутливий до частинок, що потрапляють у його об'єм.

Зменшити так званий «мертвий час» можна, застосувавши схему примусового згасання, за допомогою якої напруга на електродах ГЛ знижується відразу ж після надходження на анод першої лавини електронів, а відновлюється відразу після нейтралізації позитивних іонів на катоді. Необхідність таких складних схем обмежує застосування несамогасних лічильників.

Гасіння розряду в лічильниках, що самогасають

Спиртові лічильники. У лічильниках, що самогасають, гасіння розряду здійснюється додаванням до нейтральних газів, що наповнюють лічильник, домішок у вигляді парів багатоатомних з'єднань або галогенів.

За видами домішок, що гасять, лічильники поділяються на спиртові та галогенні.

У спиртових як добавки застосовують пари етилового (C_2H_5OH), метилового (CH_3OH) спирту та етилену (C_2H_4), (рис. 2.22).

При цьому потенціал іонізації аргону дорівнює 15,7 еВ, потенціал збудження – 11,57 еВ, потенціал іонізації молекул спирту – 11,3 еВ. Концентрація (тиск) газу: аргону – 90 мм рт. ст. ($1,2 \cdot 10^4$ Па), етилового спирту – 10 мм рт. ст. ($1,3 \cdot 10^3$ Па).

Під час попадання в лічильник іонізуючої частинки в газі утвориться газовий розряд. Поряд з іонізацією існує й інтенсивне збудження молекули аргону. Ці молекули, переходячи в основний стан, випускають кванти ультрафіолетового випромінювання, які активно поглинаються молекулами спирту, у результаті чого фотони практично не досягають катода й не вибивають із нього фотоелектрони.

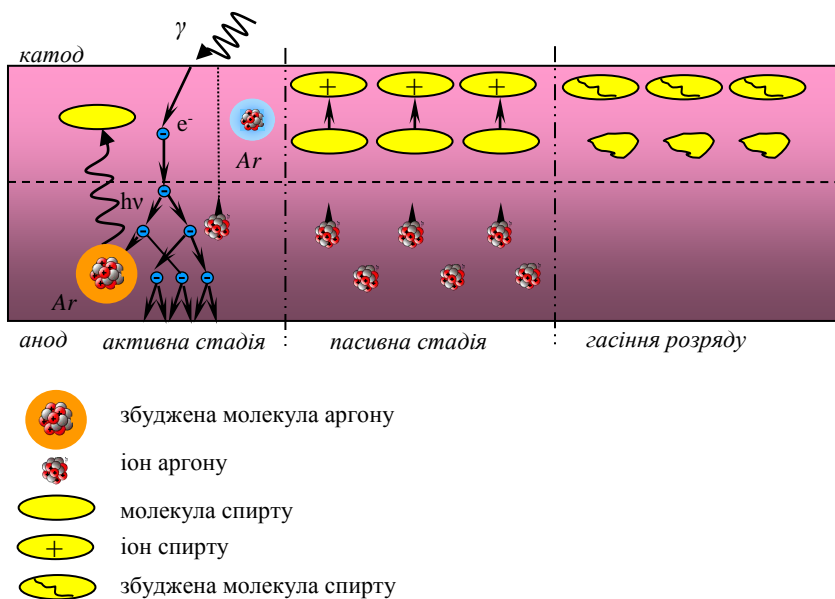


Рис. 2.22. Розвиток і гасіння розряду в спиртових лічильниках

Поглинання фотонів спиртом приводить до його іонізації. Вільні електрони, що утворилися, створюють нові електронні лавини ліворуч і праворуч від первинної.

Газовий розряд поширюється уздовж нитки анода, і через деякий час вся область ударної іонізації іонізується. Це буде активна частина розвитку розряду. У результаті цього навколо анода накопичується значна кількість позитивних іонів аргону та спирту, що створюють просторовий заряд.

Це призводить до зменшення напруженості поля усередині ГЛ до такої величини, за якої підтримка газового розряду стає неможливою.

Позитивні іони продовжують переміщуватися до катода. На цьому шляху іони аргону, зіштовхуючись із нейтральними молекулами спирту, іонізують їх. Утворюються нейтральні молекули аргону та позитивні іони спирту.

Тому катода досягають тільки іони спирту. Це пасивна частина розряду.

Досягши катода, іони спирту нейтралізуються, але залишаються в збудженому стані. Цей стан призводить до дисоціації молекули спирту на складові частини, і в подальшому ці частини в описаних процесах участі не беруть.

Значна частина збуджених молекул спирту випускає енергію у вигляді фотонів ультрафіолетового випромінювання, які, вибивши фотоелектрони, можуть викликати появу лавини електронів, тобто газовий розряд. Це явище викликає появу так званих супутніх або помилкових імпульсів.

Зі збільшенням напруги живлення ГЛ імовірність появи помилкових імпульсів підвищується. Це призводить до збільшення витрати домішки, що гасить розряд.

Теоретично ресурс працездатності лічильника становить 10^9 – 10^{10} імпульсів. Практично його нормальна робота порушується вже після 10^7 – 10^8 імпульсів.

Одним із недоліків спиртового лічильника є відносно висока напруга живлення (1000–1700 В).

Галогенні лічильники. Ці лічильники наповнюються неоном з домішкою 0,1 % газів хлору, парів бромю або йоду. Для зниження напруги початку рахунку додається 0,1 % аргону (рис. 2.23).

Енергія іонізації неону – 21,5 еВ, енергія збудження – 16,6 еВ. Енергія іонізації бромю – 12,8 еВ, енергія іонізації аргону – 15,7 еВ. Робоча напруга галогенних лічильників становить, як правило, 390 В.

За такої робочої напруги первинний електрон на довжині вільного пробігу накопичує енергію, достатню не для іонізації атомів неону, а тільки для переміщення його в збуджений стан. Імовірність іонізації молекули бромю мала, через те, що кількість цих молекул в об'ємі ГЛ дуже незначна.

У такий спосіб на всьому шляху електрона до анода утвориться деяка кількість збуджених атомів неону.

Ці атоми неону можуть перейти в метастабільний стан з тривалістю часу життя 10^{-4} – 10^{-2} с. За цей час ці молекули багато разів зіштовхуються з молекулами бромю та іонізують їх, тому що енергія збудження неону більше енергії іонізації бромю. У результаті утвориться вільний електрон та іон

броду. Цей електрон викликає появу описаних вище процесів. Так розвивається розряд по обидва боки від початкового.

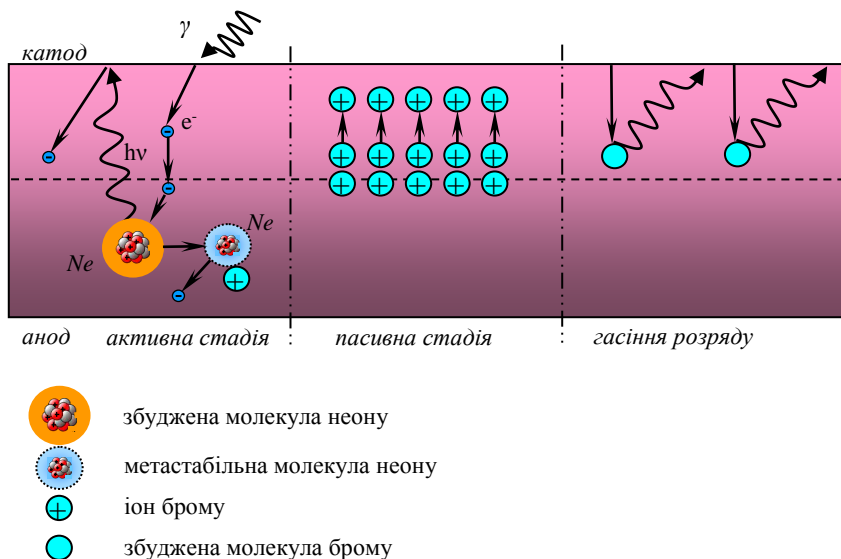


Рис. 2.23. Розвиток і гасіння розряду в галогенних лічильниках

Частина збуджених атомів неону переходить в основний стан і випускає квант ультрафіолетового випромінювання, який, досягнувши катода, вибиває з нього фотоелектрон. Цей електрон знову викликає описані вище процеси.

Як наслідок, у лічильнику утворюється самостійний розряд. У результаті цього розряду навколо анода утворюється позитивний просторовий заряд іонів броду, що знижує напруженість поля, яка є нижчою, ніж величина виникнення ударної іонізації. Активна частина заряду закінчилася.

Позитивні іони броду продовжують переміщуватися до катода. По мірі їх наближення напруженість поля відновлюється. Це пасивна стадія розряду.

Досягнувши катода, іони броду вільних електронів не вибивають. Деякі збуджені молекули броду випромінюють кванти ультрафіолету, які, досягнувши катода, не вибивають з нього вільних електронів. Газовий розряд гасне.

Однак до моменту закінчення активної частини розряду деякі метастабільні атоми неону не встигають перейти в основний стан і стають причиною появи вільних електронів. Ці електрони викликають появу супровідних (вторинних) імпульсів, які гасяться описаним вище способом.

Важливою перевагою галогенних лічильників перед спиртовими є низька робоча напруга, широкий інтервал робочих температур і значний термін служби (до 10^{12} імпульсів), обумовлений лише руйнуваннями анода в результаті бомбардування електронами.

Але галогенні лічильники володіють більш тривалим, ніж спиртові, часом розвитку лавини (близько 10^{-5} с).

У практиці дозиметрії як спиртові, так і галогенні лічильники знайшли широке застосування.

2.1.2.3. Параметри імпульсів напруги лічильника

Параметри імпульсу напруги на електродах ГЛ залежать як від властивостей самого лічильника, так і від параметрів зовнішнього електричного ланцюга. Процес формування імпульсу напруги лічильника розглянемо за допомогою найпростішої імпульсної схеми ввімкнення ГЛ, яка зображена на (рис. 2.24).

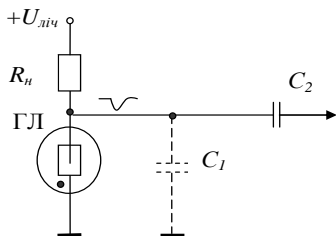


Рис. 2.24. Схема ввімкнення лічильника:

ГЛ – газорозрядний лічильник; R_n – навантажувальний резистор; C_1 – сумарна ємність лічильника та сполучних дротів; C_2 – вхідна ємність пристрою, що реєструє

У вихідному стані (відсутнє ІВ) струму в ланцюзі ГЛ немає, напруга на його електродах, а отже, і на ємності C_1 , дорівнює напрузі джерела живлення $U_{ліч}$. Напруга на R_n і на вході схеми, що реєструє, дорівнює нулю.

Під час попадання в ГЛ іонізуючої частинки в ньому утворюється газовий розряд і він стає струмопровідним елементом схеми. Цей струм створюється переміщенням електронів і позитивних іонів.

З розвитком електронної лавини та спрямованістю її через лічильник швидко за час близько 1 мкс, зростає струм, що обумовлений розрядом електронів на аноді. Струм швидко досягає свого максимуму. У цей момент внутрішній опір ГЛ $R_{вн}$ мінімальний. Конденсатор C_1 буде розряджатися через внутрішній опір ГЛ по ланцюгу: $(+)C_1 - R_{вн} - (-)C_1$.

Імпульс струму в ланцюгу лічильника створює на опорі навантаження спадання напруги, внаслідок чого потенціал анода щодо корпусу знижується. Так формується передній фронт імпульсу (рис. 2.25).

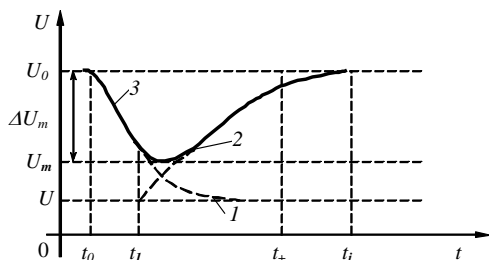


Рис. 2.25. Формування імпульсу напруги на електродах ГЛ:
 1 – формування переднього фронту імпульсу (розряд ємності C_1);
 2 – відновлення напруги через рух позитивних іонів до катода;
 3 – результувна напруги, форма імпульсу

Розряд ємності C_1 відбувається за експоненціальним законом (рис. 2.25 крива 1).

З віддаленням позитивних іонів від анода швидкість руху їх зменшується, тобто зменшується величина струму через лічильник.

Отже, зростає потенціал анода щодо корпусу (рис. 2.25 крива 2). Після нейтралізації іонів на катоді струм, який подається через лічильник, має дорівнювати нулю. Однак, наявність ємності C_1 затягує цей процес. Ємність C_1 одночасно з розрядом через $R_{\text{вн}}$ ГЛ заряджається від джерела живлення $U_{\text{лн}}$ через резистор R_n . За великого значення R_n стала часу розряду ємності C_1 буде значно меншою, ніж стала часу заряду цієї ємності, тобто $\tau_{\text{роз}} = C_1 R_{\text{вн}} \ll C_1 R_n$, ємність C_1 почне помітно підзаряджатися лише до моменту підходу позитивних іонів до катода – t_+ . Струм заряду, який знижується за експонентою, затягує імпульс напруги – t_i .

Таким чином, задній фронт імпульсу напруги визначається як швидкістю переміщення позитивних іонів від анода до катода, так і швидкістю заряду конденсатора C_1 через навантажувальний опір від джерела живлення.

Результуюча напруга, тобто форма імпульсу напруги, відповідає на графіку кривій 3. При цьому полярність імпульсу негативна. Як видно з рис. 2.25, тривалість імпульсу складається з тривалості крутого переднього і спадного заднього фронтів.

Змінюючи співвідношення між $\tau_{\text{роз}}$ і $\tau_{\text{зар}}$ за рахунок величини R_n , можна змінити тривалість імпульсу. Чим більше R_n , тим більша тривалість і амплітуда імпульсу та навпаки. Наочно це зображено на рис. 2.26.

На практиці величину опору навантаження R_n підбирають таким чином, щоб стала часу заряду C_1 перевищувала час розряду C_1 не більше, ніж у два рази. Якщо врахувати, що значення ємності C_1 дорівнює приблизно 10 пФ, то величина R_n буде знаходитися в межах 10^5 – 10^6 Ом.

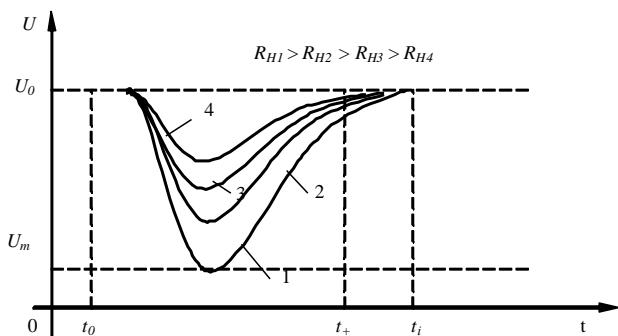


Рис. 2.26. Зміна тривалості амплітуди імпульсу залежно від величини навантаження

Якщо в момент формування імпульсу в ГЛ потрапляє іонізуюча частинка, вона не викликає появу нової електронної лавини, тобто не буде зареєстрована.

Це відбудеться лише тоді, коли позитивні іони так значно перемістяться від анода до катода, що напруга поблизу анода підвищиться до E_{min} , яка необхідна для виникнення ударної іонізації. Але в цьому випадку сформується імпульс, значно менший за амплітуди, ніж початковий (рис. 2.27). Час, протягом якого ГЛ не може реєструвати іонізуючу частинку, називається «мертвим часом» t_M .

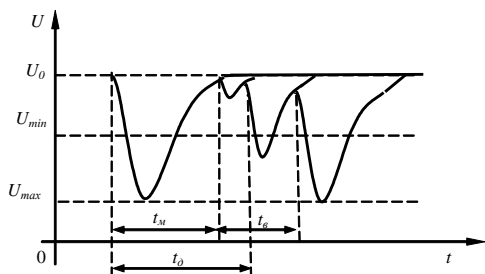


Рис. 2.27. «Мертвий час», час відновлення і дозволу

Час, через який частинки, що потрапили в ГЛ, реєструються окремо (за U_{min}), називається часом дозволу лічильника t_D . Час, за який напруженість поля ГЛ відновиться від E_{min} до E_{max} , називається часом відновлення t_M .

Час дозволу лічильника t_D є більшим його «мертвого часу» t_M , але меншим або дорівнює тривалості імпульсу.

Величина, протилежна часу дозволу, тобто $\frac{1}{t_0} = N_p$, називається роздільною здатністю ГЛ.

Роздільна здатність визначається граничною швидкістю лічильника, за якої всі частинки будуть зареєстровані. Для лічильників, що самозгасають, $N_p = 10^4$ імп/с.

2.1.2.4. Характеристики газорозрядного лічильника

Лічильна характеристика газорозрядного лічильника

Лічильна характеристика ГЛ – це залежність швидкості лічби від напруги живлення ГЛ при постійній потужності дози випромінювання. Лічба імпульсів проводиться окремим вимірювальним пристроєм. Типова лічильна характеристика надана на рис. 2.28.

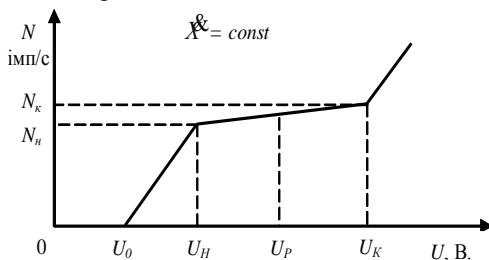


Рис. 2.28. Лічильна характеристика газорозрядного лічильника

Вимірювальний пристрій, до якого приєднаний ГЛ, має свій поріг чутливості. Таким чином, пристрій зареєструє тільки ті імпульси, амплітуда яких перевищить цей поріг. Тому лічильна характеристика починається не з нуля, а з деякої напруги U_0 .

За напруги від U_0 до U_n швидкість лічби стрімко збільшується, через те що на цій ділянці ГЛ працює в пропорційній або обмежено пропорційній зоні. Амплітуди імпульсів різні й не всі реєструються схемою вимірювання.

Зі збільшенням напруги U на електродах ГЛ зростає кількість імпульсів із амплітудою, що вища від порога чутливості схеми вимірювання. Усе більша кількість їх буде реєструватися.

На ділянці від U_n до U_k зростатиме амплітуда імпульсів, але швидкість лічби майже не збільшиться, тому що $\bar{X} = const$. Однак, зі зростанням напруги U на електродах ГЛ в області від U_n до U_k характеристика має нахил.

За напруги, що вища ніж U_k , різко зростає кількість супутніх імпульсів, а за дуже високої напруги може виникнути газовий розряд і за відсутності ІВ.

Ділянка лічильної характеристики від U_n до U_k називається плато характеристики, різниця напруг $U_k - U_n$ – довжиною плато.

Залежністю швидкості лічби від напруги, в зоні плато лічильної характеристики, оцінюють нахил плато:

$$\Delta N = \frac{N_k - N_n}{1/2(N_k + N_n)(U_k - U_n)} \cdot 100 \% \text{ на 1В}, \quad (2.47)$$

де ΔN – нахил плато;

$N_k - N_n$ – різниця лічби наприкінці та початку плато, імп/с;

$\frac{N_k + N_n}{2}$ – швидкість лічби в середній точці плато, імп/с;

$U_k - U_n$ – довжина плато, В.

Чим більша довжина плато й менший його нахил, тим вища якість лічильника. Упродовж експлуатації ГЛ нахил і тривалість плато змінюється в протилежний бік.

За лічильною характеристикою визначається робоча напруга лічильника:

$$U_p = \frac{U_n + U_k}{2}, \quad (2.48)$$

За стабілізації напруги живлення, робоча напруга вибирається ближче до напруги U_n , що збільшує термін придатності лічильника.

Ефективність газорозрядного лічильника, його чутливість

Ефективність ГЛ (ε) – це відношення кількості зареєстрованих частинок (фотонів) до кількості частинок (фотонів) даного виду випромінювання, що потрапили в чутливий об'єм лічильника за час реєстрації N_n , тобто

$$\varepsilon = \frac{N_\varepsilon}{N_n} 100\%. \quad (2.49)$$

Ефективність лічильника для різних видів ІВ різна. Для альфа- і бета-випромінювань ефективність ГЛ із самостійним розрядом дорівнює 100 %, для гамма-випромінювання – близько 0,1–2 %. Ефективність ГЛ за гамма-випромінюванням залежить від енергії гамма-квантів (E_γ), властивості матеріалу (Z) і товщини (d) стінок (катода) лічильника, тому що практично тільки в стінках корпусу поглинаються гамма-кванти, які вибивають електрони з атомів матеріалу стінок. Саме ці електрони, потрапляючи в порожнину лічильника, викликають розвиток електронно-іонних лавин, а отже, і появу імпульсу на електродах ГЛ. Таким чином, ефективність ГЛ за гамма-випромінюванням, головним чином, залежить від матеріалу, товщини стінок та енергії гамма-квантів, тобто $\varepsilon = f(Z, d, E_\gamma)$.

Залежність ефективності реєстрації лічильника від енергії гамма-випромінювання називається «ходом із жорсткістю». Ця залежність зображена на рис. 2.29.

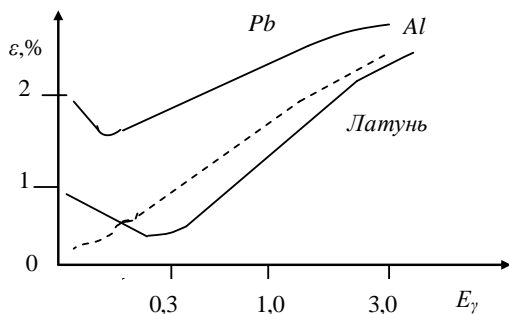


Рис. 2.29. Залежність ефективності ГЛ від енергії гамма-випромінювання («хід із жорсткістю») для різних матеріалів катода

Як видно з графіка, ефективність лічильника мінімальна в області енергії 0,1–0,5 MeB, а починаючи з енергії 0,5 MeB, майже лінійно зростає зі збільшенням E_γ . На рис. 2.30 наведена характерна залежність ефективності серійних газорозрядних лічильників від енергії гамма-випромінювання.

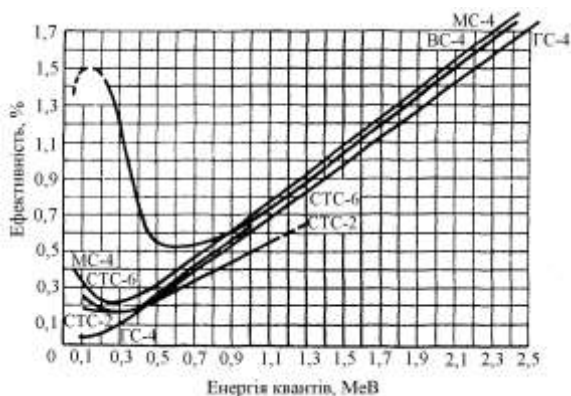


Рис. 2.30. Залежність ефективності газорозрядних лічильників від енергії випромінювання, що реєструється

Як видно із графіка, ефективність реєстрації невисока (не більша за 2 %) і різко змінюється від енергії випромінювання, що реєструється.

Для встановлення залежності між потужністю дози \dot{X} і швидкістю лічби N_c вводиться поняття чутливості ГЛ за гамма-випромінюванням.

Чутливість – це відношення зміни швидкості рахунку N_c до потужності дози гамма-випромінювання, що викликала цю зміну, $\frac{N_c}{X}$.

Це відношення, головним чином, залежить від ефективності ГЛ ε , площі поздовжнього перерізу катода S (см²), енергії гамма-квантів E_γ та масового коефіцієнта передачі енергії гамма-квантів для повітря $\mu_{пмв}$

$$\frac{N_c}{X} = \frac{\varepsilon S}{E_\gamma \mu_{пмв}}, \quad (2.50)$$

де $\mu_{пмв}$ – масовий коефіцієнт ослаблення гамма-випромінювання у зв'язку з передачею енергії гамма-кванта зарядженим частинкам (найчастіше електронам) молекулам повітря та додавання цим електронам кінетичної енергії, см²/г.

З рис. 2.29 видно, що ефективність ГЛ ε в інтервалі енергії від 0,3 до 3,0 МеВ лінійно зростає зі збільшенням E_γ . Це можна записати у вигляді виразу $\varepsilon = \kappa E_\gamma$, де $\kappa = const$.

Але в цьому ж діапазоні енергій коефіцієнт $\mu_{пмв}$ змінюється в межах 23 %. Тому з такою ж похибкою можна вважати $\mu_{пмв} = const$. Тоді вираз (2.50) спроститься і його можна записати

$$\frac{N_c}{X} = \frac{\kappa S}{\mu_{пмв}}. \quad (2.51)$$

Таким чином, із прийнятим допущенням і рівнем похибки можна вважати, що чутливість лічильника залежить тільки від його типу.

Якщо ж діапазон енергій гамма-випромінювання досить широкий, то чутливість ГЛ до гамма-випромінювання буде значною мірою залежати від енергії гамма-квантів (E_γ), тобто вимірювання випромінювання буде здійснюватися з певною похибкою. Величину та характер похибки вимірювання гамма-випромінювання залежно від енергії оцінюють за зміною швидкості лічби при енергії фотонів, що досліджується, відносно швидкості лічби, що відповідає енергії зразкового випромінювача. Потужність дози гамма-випромінювання X для енергії, що досліджується та зразкової, вибирають однаковою. За зразковий випромінювач вибирається кобальт-60 ($E_\gamma = 1,25$ МеВ). Похибка обчислюється за формулою:

$$\Delta_E = \frac{N(E_X) - N(E_{обр})}{N(E_{обр})} = \frac{N(E_X)}{N(E_{обр})} - 1. \quad (2.52)$$

Результат обчислення виражається у відсотках. З формули (2.52) випливає, що Δ_E може бути як позитивною, так і негативною. Розрахунки

показують, що за малих значень енергії випромінювання ΔE порівняно зі зразковою енергією може досягати 100 % і більше.

Навантажувальна характеристика ГЛ

Навантажувальна характеристика ГЛ – це залежність швидкості лічби від потужності дози гамма-випромінювання. З виразу (2.51) випливає, що

$$N_c = \mathcal{K} \frac{\kappa S}{\mu_{\text{пмв}}} . \quad (2.53)$$

Таким чином, залежність швидкості лічби N_c від потужності дози \mathcal{K} для моноенергетичного випромінювання виражається прямою лінією (рис. 2.31). Однак реально така залежність на певній ділянці випромінювання відхиляється від лінійної. Навантажувальна характеристика має три ділянки: I – лінійна; II – нелінійна; III – ділянка зворотного ходу.

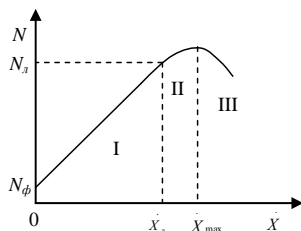


Рис. 2.31. Типова навантажувальна характеристика ГЛ

Початкова ділянка починається за $\mathcal{K} = 0$ і визначається власним фоном лічильника N_ϕ . Відхилення від лінійності за $\mathcal{K} = \mathcal{K}_л$ пояснюється тим, що зі збільшенням потужності дози випромінювання все більша кількість фотонів потрапляє на робочу поверхню лічильника в «мертвий час» і не реєструється.

За $\mathcal{K} > \mathcal{K}_{\text{max}}$ все більша кількість імпульсів утворюється за час відновлення, тобто до відновлення в лічильнику початкової різниці потенціалів (початкової напруженості поля ГЛ). Тому амплітуда їх може бути меншою, ніж поріг спрацьовування схеми, що реєструє, і вони перелічені не будуть. Це ділянка зворотнього ходу навантажувальної характеристики. Діапазон вимірювання потужності дози випромінювання ГЛ обмежується лінійною ділянкою навантажувальної характеристики. Нижня межа діапазону вимірювання визначається фоном лічильника. Вважається, що вимірювану може бути така потужність дози випромінювання, яка створює швидкість лічби, що дорівнює $0,1N_\phi$. Верхня межа діапазону вимірювання визначається роздільною здатністю лічильника, тобто допустимою швидкістю лічби для даного типу лічильника. Для вимірювання більших потужностей доз гамма-

випромінювання створені спеціальні малоефективні лічильники. Вони, як правило, мають незначні розміри робочого об'єму. На рис. 2.31 наведені навантажувальні характеристики деяких промислових ГЛ, які також використовуються у військовій дозиметричній апаратурі.

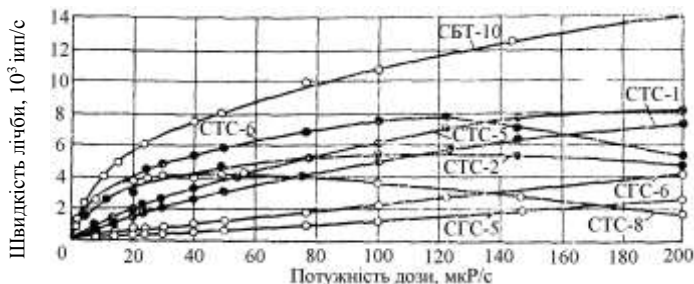


Рис. 2.32. Залежність швидкості лічби від потужності експозиційної дози для деяких типів лічильників

Характеристики деяких ГЛ, що застосовуються в приладах радіаційного контролю, наведені в табл. 2.1.

Лічильники, які використовують у військовій дозиметричній апаратурі, залежно від схеми включення можуть працювати в струмовому режимі та у лічильному (імпульсному) режимі.

Таблиця 2.1

Параметри газорозрядних лічильників

№ з/п	Назва	Математичний вираз	Величина	
			для галогенних лічильників	для спиртових лічильників
1	Напруга початку лічби	U_o	320–340 В	500–700 В
2	Довжина плато	$U_k - U_n$	80–100 В	100–120 В
3	Робоча напруга	$U_{роб} = \frac{U_n + U_k}{2}$	390–410 В	900–1200 В
4	Нахил плато ΔN	$\frac{(N_k - N_n) 100}{\frac{1}{2}(N_k + N_n)(U_k - U_n)}$	$\frac{0,125 \%}{\text{на 1 В}}$	$\frac{0,125 \%}{\text{на 1 В}}$
5	Ефективність: а) за альфа- і бета-випромінюванням б) за гамма-випромінюванням	$\varepsilon = \frac{N_c}{N_{n(\alpha\beta)}} \cdot 100$	100 %	100 %
		$\varepsilon = \frac{N_c}{N_{n(\gamma)}} \cdot 100$	0,2–2 %	0,2–2 %
6	Термін служби	$\int_0^t N_{(t)} dt$	10^{12} імп	10^{12} імп
7	Власний фон	N_ϕ	16–260 імп/хв	

Струмова схема включення ГЛ (рис. 2.33) – використовується звичайно для вимірювання великих потужностей доз випромінювання, Р/год.

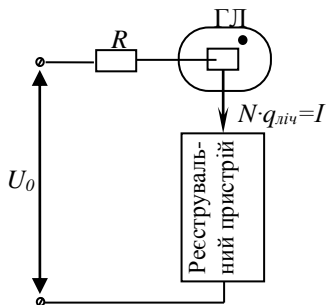


Рис. 2.33. Схема роботи лічильника в струмовому режимі

Імпульсна схема включення ГЛ або лічильний режим (рис. 2.34) – використовується звичайно для більш точних вимірювань або під час реєстрації випромінювань відносно слабкої інтенсивності потужностей доз випромінювання (мкР/год, мР/год).

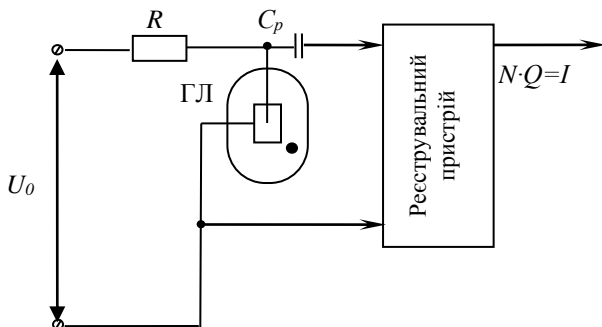


Рис. 2.34. Схема роботи ГЛ в імпульсному режимі

Імпульсна схема дозволяє передати на вхід реєструючого пристрою кожний імпульс напруги, що формується на електродах ГЛ (див. рис. 2.25).

У вимірювачах потужності експозиційної дози як реєструючий пристрій застосовується підсилювач-нормалізатор і мікроамперметр, який вимірює струм

$$I = N Q, \quad (2.56)$$

де Q – заряд, який формується на виході підсилювача-нормалізатора.

У цьому разі сигнал із ГЛ (імпульс негативної полярності див. рис. 2.25) відіграє роль управляючого сигналу для генератора імпульсів (рис. 2.35) та задає частоту нормалізованих імпульсів, які й потрапляють на лічильну схему.

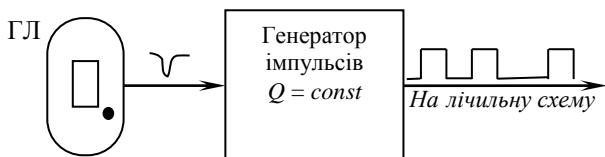


Рис. 2.35. Принцип використання сигналу з ГЛ у імпульсному режимі

Заряд Q , який надходить із генератора (підсилювача-нормалізатора), постійний за величиною на всьому діапазоні роботи ГЛ, тому відхилення навантажувальної характеристики від лінійної обумовлене тільки похибками. Це є перевагою імпульсного режиму роботи ГЛ.

Задача 10. Визначити коефіцієнт газового посилення (m) лічильника, якщо початкова іонізація становить ($n_0 = 10^4$) пар іонів, а величина заряду, зібраного на електродах лічильника, дорівнює ($Q = 8 \cdot 10^{-12}$ Кл).

Розв'язання:

Знайдемо кількість пар іонів, які зібрані на аноди лічильника

$$n_a = \frac{Q}{q_e} = \frac{8 \cdot 10^{-12}}{1,6 \cdot 10^{-19}} = 5 \cdot 10^7, \quad \text{звідси коефіцієнт газового посилення}$$

$$\text{лічильника } m = \frac{n_a}{n_0} = \frac{5 \cdot 10^7}{10^4} = 5 \cdot 10^3.$$

Задача 11. Розрахувати напруженість електричного поля (E) у газорозрядному лічильнику на відстані ($r = 0,001$ см) від поверхні анода, якщо напруга на його електродах становить 400 В, радіус анода $r_a = 0,02$ см, радіус катода $r_k = 1$ см.

Розв'язання:

$$E = \frac{U}{r \ln \frac{r_k}{r_a}} = \frac{400}{0,001 \cdot \ln \frac{1}{0,02}} = 4,871 \cdot 10^3 \text{ В/см.}$$

Задача 12. Розрахувати максимальну амплітуду імпульсу напруги (U_{max}) на електродах ГЛ, якщо початкова іонізація становить ($n_0 = 10^3$) пар іонів, ємність вихідного кола лічильника ($C = 30$ пФ), коефіцієнт газового посилення за рахунок ударної іонізації ($m = 10^4$).

Розв'язання:

$$U_{max} = \frac{n_o q_e}{C} = \frac{m n_o q_e}{C} = \frac{10^3 \cdot 10^4 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19}}{30 \cdot 10^{-12}} = 0,05 \text{ В.}$$

Задача 13. Розрахувати середню частоту імпульсів (N) ГЛ із діаметром катода ($d = 1$ см), і довжиною ($L = 5$ см) для потужності дози гамма-випромінювання $\dot{X} = 1$ Р/год) ізотопу $Co-60$, з ефективністю ГЛ $\varepsilon = 0,8$ % ($8 \cdot 10^{-3}$), $\mu_{ntm} = 3,5 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}$

Розв'язання:

Використовуючи дод. 1 знайдемо енергію гамма-квантів $Co-60$, звідси середня частота імпульсів ГЛ:

$$N = 19,6 \frac{\varepsilon S}{E_\gamma \mu_{ntm} \rho} \dot{X} = 19,6 \frac{8 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-3}}{1,25 \cdot 3,5 \cdot 10^{-5}} \approx 18 \text{ імпл/с}$$

Задача 14. Розрахувати чутливість ГЛ (N/\dot{X}) до гамма-випромінювання ізотопу $Co-60$ для діаметра катода ($d_k = 1$ см) та довжини катода ($l_k = 7,5$ см); якщо ефективність ГЛ становить $\varepsilon = 0,8$ %, $\mu_{ntm} = 3,5 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}$

Розв'язання:

$$\frac{N}{\dot{X}} = 19,6 \frac{\varepsilon S}{E_\gamma \mu_{ntm} \rho} = 19,6 \frac{8 \cdot 10^{-3} \cdot 7,5}{1,25 \cdot 3,5 \cdot 10^{-5}} \approx 27 \text{ імпл} \cdot \text{год} / \text{мР}$$

Задача 15. Розрахувати похибку (Δ_E) за рахунок «ходу з жорсткістю» ГЛ із залізним катодом за енергії гамма-квантів ($E_x = 0,1$ МеВ) з ефективністю ГЛ за цієї енергії ($\varepsilon = 0,28$ %), та масовим коефіцієнтом передачі енергії в повітрі ($\mu_{ntm} = 0,0231 \text{ см}^2/\text{г}$) відносно градування приладу ізотопом $Co-60$ з енергією гамма-квантів ($E_{обр} = 1,25$ МеВ, $\varepsilon = 0,8$ %, $\mu_{ntm} = 0,0267 \text{ см}^2/\text{г}$).

Розв'язання:

1. Похибка (Δ_E) за рахунок «ходу з жорсткістю» розраховується за виразом (2.52) $\Delta_E = \left(\frac{N(E_x)}{N(E_{обр})} - 1 \right) \cdot 100\%$.

2. Швидкість лічби визначимо за виразом (2.50):

$$N(E_{обр}) = 1,96 \frac{8 \cdot 10^{-3} \cdot S \dot{X}}{1,25 \cdot 0,0231 \rho}, \quad N(E_x) = 1,96 \frac{2,8 \cdot 10^{-3} \cdot S \dot{X}}{0,1 \cdot 0,0231 \rho}$$

3. Звідси похибка за рахунок «ходу з жорсткістю»:

$$\Delta_E = \frac{2,8 \cdot 10^{-3} \cdot 1,25 \cdot 0,0267}{8 \cdot 10^{-3} \cdot 0,1 \cdot 0,0231} - 1 = 4,05 \cdot 100\% \approx 405\%$$

2.1.2.5. Класифікація та конструкція газорозрядних лічильників

Газорозрядні лічильники класифікуються за режимом роботи, за способом гасіння розряду в них, за видом випромінювання, що реєструється, за формою виконання.

За режимом роботи: пропорційні; обмежено пропорційні; самостійного розряду; іскрові; коронні.

За способом гасіння: несамогасні; самогасні (спиртові та галогенні).

За видом реєстрованого випромінювання: лічильники альфа-випромінювання; м'якого бета-випромінювання; жорсткого бета-випромінювання; гамма-випромінювання; нейтронного випромінювання.

За формою виконання лічильника: циліндричні; торцеві.

Конструкція ГЛ в основному визначається видом та енергією іонізованого випромінювання.

Типова конструкція циліндричного лічильника гамма-випромінювання наведена на рис. 2.17. Маркуються ГЛ таким чином: СТС-5 (лічильник тонкостінний, сталевий)

Металевий циліндр – катод, по осі якого натягнута тонка металева нитка – анод. Використовуються лічильники зі скляним корпусом, внутрішня поверхня яких покрита тонким провідним шаром із міді або вольфраму, або циліндрична трубка з тонкого листового металу (міді і тощо). Можуть використовуватися, крім того, напівпровідникові плівки та колоїдальний графіт.

Нитка товщиною від 0,02 до 0,3 мм виготовлена з вольфраму або молібдену. Ця нитка з одного боку кріпиться з пружинкою, а з іншого боку – з металевим дротом, що виходить назовні та заварений в ізолятор.

Аргоно-спиртові лічильники гамма-випромінювання дістали назву МС-4, МС-9, ВР-8, ВР-9, тобто марки МС і ВС. Катодом у цих лічильниках є відповідно тонкий шар міді (М) або вольфраму (В). Буква С означає спиртове виконання.

У військовій дозиметричній апаратурі для вимірювання значної потужності доз гамма-випромінювання знайшли широке застосування малочутливі лічильники. У них різко зменшений чутливий об'єм. Маркування цих ГЛ має такий вигляд: Си-ЗБГ (лічильник імпульсів, № розробки, бета-гамма). Корпус їх або суцільнометалевий із нержавіючої сталі – це Си-19М, Си-20М, Си-21Г та інші, або зі скла – це Си-ЗБГ, Си-10 БГ, Си-11БГ. В останньому випадку катодом є металевий циліндр, розміщений у середині скляного балона.

Для реєстрації м'якого бета-випромінювання застосовуються спеціальні лічильники з тонким входним вікном у торці лічильника. Вікно закрите тонкою плівкою зі слюди або нейлону товщиною 1,5–3 мг/см². Такі

лічильники називаються торцевими. Типова конструкція торцевого лічильника наведена на рис. 2.34.

Катод – це внутрішня поверхня балона, покрита тонким струмопровідним шаром (мідь, графіт, напівпровідникова плівка), а анодом є вольфрамова нитка зі скляною намистинкою на кінці, необхідною для запобігання помилковим розрядам із гострого кінця нитки. Такі лічильники дістали назву САТ, СБТ, МСТ.

В апаратурі радіаційного контролю широкого застосування набули торцеві лічильники плоскої форми типу СБТ-10, СБТ-11, СБТ-16.

Причому лічильники СБТ-10, СБТ-11 виготовляються багатосекційними, що дозволяє шляхом вимкнення частини ниток (анодів) змінювати чутливість лічильників у широких межах. Це дозволяє перекривати широкий діапазон вимірювань.

Для реєстрації альфа-частинок застосовують торцеві лічильники, що працюють у пропорційному режимі, та лічильники коронного розряду. Вони дозволяють реєструвати альфа-частинки в присутності гамма- і бета-випромінювання, тому що імпульси, викликані альфа-випромінюванням у багато разів більші, ніж імпульси, викликані гамма- і бета-випромінюванням, і можуть бути виділені виміральною схемою. Прикладом торцевого лічильника альфа-випромінювання є лічильник коронного розряду типу САТ-6 або САТ-7, що мають таку ж будову, що і на (рис. 2.36).

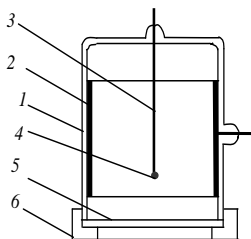


Рис. 2.36. Торцевий газорозрядний лічильник:

1 – корпус; 2 – катод; 3 – анод; 4 – намистинка; 5 – вхідне вікно; 6 – захисна кришка

2.1.3. Особливості формування сигналу у напівпровідниковому детекторі

У дозиметрії ІВ досить широке поширення одержали твердотільні детектори на основі кристалів і напівпровідників деяких речовин.

Принцип роботи таких детекторів також заснований на ефекті іонізації, що створює ІВ у його чутливому об'ємі. Але процеси, що перебігають у таких детекторах, відрізняються від процесів у газових детекторах через наявність сильного зв'язку між атомами, що утворюють кристалічні ґратки.

Атоми кристала не можуть розглядатися ізольовано один від одного, як у газі, тому що зовнішні електронні оболонки перекриваються. Валентні електрони можуть переміщуватися по всьому об'єму кристала. Приналежність їх до конкретних атомів зникає, замінюючись сукупною взаємодією всіх електронів із атомною основою кристалічної ґратки (рис. 2.37). Тому процеси, що відбуваються в напівпровідникових і кристалічних детекторах під час поглинання ними енергії ІВ, можна пояснити не іонізацією атомів, що утворюють кристал, а зонною теорією кристалів, що

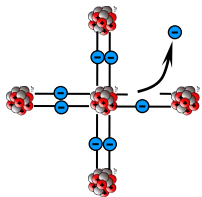


Рис. 2.37. Дефект кристала, викликаний впливом зовнішньої енергії

використовується. Зміст її полягає в тому, що в ізольованому об'ємі атома будь-якої речовини енергія електрона може мати лише деякі дозволені (дискретні) значення. Тобто, з погляду енергетичного стану, електрони можуть перебувати тільки в певних енергетичних зонах, які називаються дозволеними зонами, і їм категорично заборонено перебувати в так званих заборонених зонах (рис. 2.38).

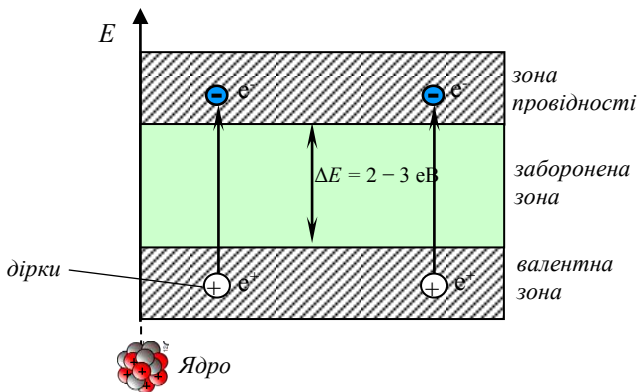


Рис. 2.38. Енергетичні зони електронів

Найбільший інтерес являють собою три останні зони: валентна, заборонена та зона провідності, тому що в основному вони визначають електричні властивості кристала.

Незаповнена зона провідності впливає на електропровідність кристала, тому що в ній відсутні електрони. Не впливають на електропровідність і повністю заповнені зони, тому що в них відсутні вільні стани, на які могли б переміщатися електрони. Лише електрони частково заповнених зон можуть

бути прискорені електричним полем і переміщуються на сусідні вільні рівні, створюючи електричний струм у кристалі.

Електрони, що потрапили в зону провідності, не зв'язані електричними силами з окремим конкретним атомом, тому вони якби стають вільними. Якщо до такого кристала прикласти різницю потенціалів, то в тілі кристала виникне електричне поле, що призведе до впорядкованого руху вільних електронів або електронної провідності, а це, у свою чергу, призведе до появи електричного струму в зовнішньому ланцюзі.

Атом, що втратив електрон у валентній зоні, стає позитивно зарядженим іоном, що називається діркою (рис. 2.38). Через те, що він перебуває у вузлі кристалічної ґратки і рухатися під дією електричного поля не може, то вакантні електронні рівні у валентній зоні іона можуть зайняти електрони із сусідніх нейтральних атомів. До того ж іон стає нейтральним атомом, а сусідній нейтральний атом – позитивним іоном або діркою. Такий взаємозалежний рух електронів у валентній зоні еквівалентний руху частинок із позитивним зарядом, а провідність дістала назву дірчастої провідності.

Таким чином, у загальному випадку електропровідність у кристалі (напівпровіднику) здійснюється електронами в зоні провідності й дірками у валентній зоні. Такий кристал (напівпровідник) називається власним або бездомішковим. Його електрофізичні властивості визначаються властивостями кристалічної структури.

Заряджені частинки або гамма-кванти, поглинаючись у кристалах, передають свою енергію атомам. Ці електрони, отримавши додаткову енергію, переходять із валентної зони до зони провідності. Кількість вільних електронів у зоні провідності буде тим більша, чим більше енергії ІВ передано кристалу, а це призведе до збільшення електричного струму або струму іонізації в зовнішньому ланцюзі, якщо до кристала прикласти різницю потенціалів від зовнішнього джерела електричного струму.

Величина збільшення іонізаційного струму i є мірою ІВ, що впливає на кристал. Теорія цього питання свідчить, що залежність іонізаційного струму $I_{\text{іон}}$ прямопропорційна потужності експозиційної дози гамма-випромінювання \mathcal{X} і напрузі джерела живлення U . За постійного значення U струм буде прямопропорційний тільки потужності дози гамма-випромінювання, тобто $I_{\text{іон}} \sim \mathcal{X}$.

Напівпровідникові кристали за відсутності опромінення мають початкову електропровідність, тобто через них проходить початковий струм, що спричиняє появу на електродах шумових імпульсів. Вимірювання випромінювання можна робити тільки в тому разі, коли амплітуда корисних сигналів перевищує амплітуду шумів. Відповідно до закону Ома струм кристала обернено пропорційний опорю кристала. Для зменшення величини шумових імпульсів, необхідно збільшити внутрішній опір кристала (напівпровідника).

На електропровідність напівпровідників значно впливають сторонні домішки, що утворюють у замкненій зоні локальні енергетичні рівні, зайняті електронами атомів домішок.

Якщо такі рівні розташовуються поблизу дна зони провідності, то вже за кімнатної температури електрони будуть переходити на рівні цієї зони (рис. 2.39, а) і, отже, вони вільно переміщуються в кристалі.

Такі напівпровідники називаються напівпровідниками з електронною провідністю або напівпровідниками *n*-типу (негатив).

Але в напівпровіднику можуть бути рівні, які в нормальному стані не зайняті електронами. Якщо такі рівні розташовані поблизу межі валентної зони (рис. 2.39, б), то електрони валентної зони можуть захоплюватися ними. Це призведе до утворення рухливих дірок у валентній зоні. Такі напівпровідники називаються напівпровідниками з дірчастою провідністю або напівпровідниками *p*-типу (позитив).

У першому випадку рівні, що надсилають електрони в зону провідності, називаються донорами.

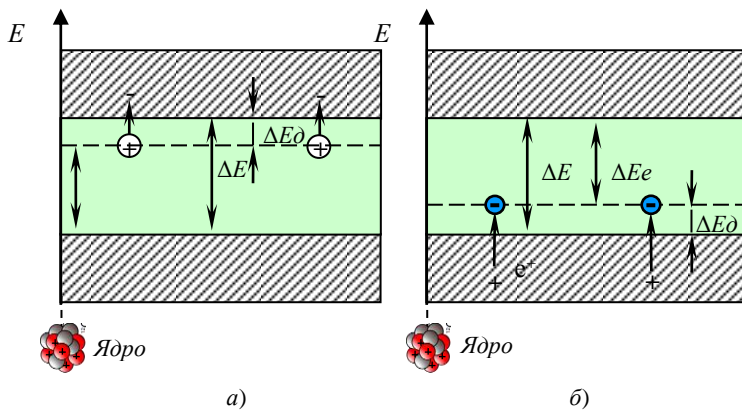


Рис. 2.39. Зонні діаграми домішок напівпровідників:
а) *n*-типу; б) *p*-типу

У другому випадку рівні, що приймають електрони з валентної зони, називаються акцепторами.

У кристалі з домішкою донорів провідність повністю обумовлена електронами, які є основними носіями заряду, а в кристалі з домішкою акцептора основним носієм заряду є дірки у валентній зоні.

Якщо з'єднати разом кристал *n*- та *p*-типу, то в місці контакту виникає тонкий перехідний шар із різною провідністю, що дістав назву електронно-

дірчастий перехід або n -, p -перехід, збіднений основними носіями зарядів, і тому має низьку електропровідність або високий опір (рис. 2.40).

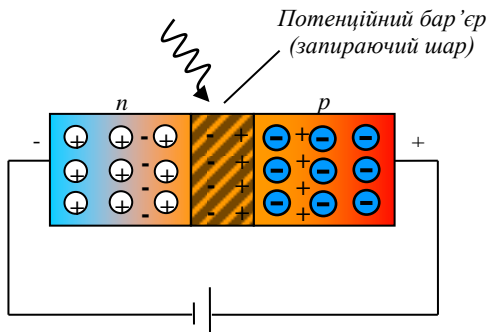


Рис. 2.40. Утворення електронно-дірчастого переходу (зона зі збідненими носіями)

Наприклад, у кремнії за $t = 20\text{ }^\circ\text{C}$ рухливість електронів дорівнює $1300\text{ см}^2/\text{В}\cdot\text{с}$, а дірок – $500\text{ см}^2/\text{В}\cdot\text{с}$, а рухливість іонів у повітрі за нормальних умов близько $1\text{ см}^2/\text{В}\cdot\text{с}$.

Висока рухливість носіїв заряду визначає більшу роздільну здатність детектора в імпульсному режимі роботи. Малий час збирання зарядів значно знижує вірогідність рекомбінації дірок та електронів. За однакової напруженості електричного поля ефект рекомбінації в напівпровідниковому детекторі дуже малий порівняно з ГЛ. Тому напівпровідникові детектори потребують на один-два порядки меншої напруги живлення.

2.1.3.1. Типи напівпровідникових детекторів на основі n -, p -переходу

Залежно від способу одержання n -, p -переходу напівпровідникові детектори поділяються на дифузійні, поверхнево-бар'єрні, детектори з іонним легуванням, дифузійно-дрейфові.

Дифузійні детектори виготовляються з кристалів кремнію p -типу, у який методом дифузії вводиться фосфор за температури $800\text{ }^\circ\text{C}$ в атмосфері азоту для одержання n -, p -переходу. За цих умов донорські атоми фосфору на поверхні кремнію утворюють тонкий шар ($\sim 1\text{ мкм}$) з електронною провідністю (n -шар), що є одним із електродів детектора. Іншим електродом є тонкий металевий шар (наприклад золото), нанесений напиленням у вакуумі на протилежний бік кристала. Такий детектор може успішно застосовуватися для реєстрації короткопробіжних заряджених частинок (альфа-частинок).

Поверхнево-бар'єрні детектори виготовляються нанесенням металевого шару на попередньо оброблену поверхню монокристала кремнію n -типу провідності. Тонкий p -шар на поверхні кремнію n -типу утвориться в результаті окиснення на повітрі шару металу протягом 20–30 годин.

Далі на поверхню p -кремнію напилюється у вакуумі тонкий шар (~ 5 мкм) золота, що є одним із електродів детектора. На протилежну поверхню кристала кремнію n -типу провідності хімічним методом наноситься шар нікелю, що є другим електродом детектора.

Поверхнево-бар'єрні детектори виготовляють також з кремнію p -типу провідності. У цьому разі тонкий n -шар на поверхні p -кремнію утвориться в процесі витравлення, далі на цей шар напилюється алюмінієва плівка, що є одним із електродів.

Товщина збідненої зони в поверхнево-бар'єрних детекторах становить 0,2–0,5 мм. Тому ці детектори придатні для реєстрації заряджених часток, що мають пробіг у межах цього шару (бета-частинки).

Детектори з іонним легуванням виготовляються шляхом бомбардування поверхні вихідного напівпровідникового монокристала прискореними в прискорювальних установках іонами високих енергій.

У цьому разі на поверхні кристала-мішені утвориться тонкий шар із протилежним типом провідності. Наприклад, після введення іонів фосфату в кристали кремнію p -типу утвориться поверхневий шар із провідністю n -типу. У результаті з'являється n -, p -перехід на глибині, що залежить від умов введення.

Такі детектори відрізняються стабільністю та незначною розбіжністю своїх параметрів.

Дифузійно-дрейфові p - i - n -детектори виготовляються із кремнію та германію. Кремнієві p - i - n -детектори виготовляються шляхом введення в кремній p -типу домішок літію. За температури 500 °С літій дифундує в кремній на глибину 0,1–0,2 мм. Шар, збагачений літієм, перетворюється в кремній n -типу. Між шарами n - і p -типу утвориться n - p -перехід із тонким чутливим шаром. На n - і p -шари наносять хімічним способом електроди з нікелю.

Потім за спеціальною технологією за температури 200 °С і під дією електричного поля в чутливий шар методом дрейфу вводять іони літію, які в p -шарі компенсують акцептори. За рахунок компенсації в p -шарі утвориться так званий i -шар із провідністю, близькою до провідності власного напівпровідника (рис. 2.41).

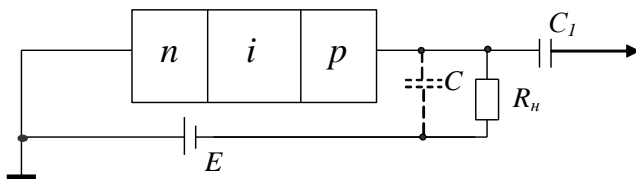


Рис. 2.41. Схема дифузійно-дрейфового p - i - n -детектора

За кімнатної температури питомий опір i -шару становить приблизно 10^5 Ом·см, товщина шару – 10 мм і більша.

Перевага цих детекторів – це велика товщина збідненого шару, мала електрична ємність (2–10 пФ), висока чутливість.

Кремнієві p - i - n -детектори ефективно можуть застосовуватися для реєстрації бета- і гамма-випромінювання за кімнатної температури (Z кремнію дорівнює 14).

Германієві p - i - n -детектори мають більш високу ефективність реєстрації гамма-випромінювання (Z германія дорівнює 32). Але внаслідок великого темногового струму вони не можуть використовуватися за кімнатної температури.

Знизити темновий струм можна під час охолодження детектора до 160 °С. Тому детектор розміщується в кріостаті, у який заливається рідкий азот. За такої температури германієвий детектор повинен перебувати постійно. Нагрівання до кімнатної температури виводить його з ладу.

Очевидно, що для одержання достатнього ($\sim 10^8$ Ом) опору детектора необхідно істотно знизувати робочу температуру детектора, на практиці до температури рідкого азоту.

Підвищення робочої температури до кімнатної вимагає застосування напівпровідників із більшою, ніж у кремнію та германію, шириною забороненої зони: алмаз С, арсенід галію $CaAs$, телурид кадмію $CdTe$, діодид ртуті HgI_2 . До переваг $CdTe$ (порівняно з перерахованими вище напівпровідниками) варто зарахувати:

1. Достатньо близьку до оптимальної ширину забороненої зони (1,42 еВ), що дозволяє одержати питомий опір до 10^9 Ом/см за кімнатної температури.

2. Високу чутливість до гамма-випромінювання за рахунок великого атомного номера (48:52) складових елементів Cd і Te та високої питомої ваги (6,06 г/см³).

3. Досить великі значення рухливості та часу життя основних носіїв, що дозволяє одержувати задовільні співвідношення сигнал/шум.

4. Можливість варіації ширини забороненої зони додаванням третього елемента (наприклад Zn) з метою підвищення робочої температури.

2.1.3.2. Застосування напівпровідникових детекторів у дозиметрії та типи промислових детекторів

На утворення пари електрон-дірка витрачається енергія від 3 до 10 еВ, на відміну від газового середовища, де на утворення однієї пари іонів витрачається 34 еВ. Це значить, що за однакової поглиненої енергії ІВ в напівпровідниковому детекторі утвориться приблизно на порядок більше пар носіїв зарядів, ніж у робочому об'ємі повітряної камери. Через те, що густина речовини кристала приблизно в 10^3 разів більша від густини газу в іонізаційній камері, то за однакової поглиненої енергії іонізуючого

випромінювання кількість носіїв у напівпровіднику буде приблизно на кілька порядків більша, ніж у газі того ж об'єму.

Таким чином, чутливість напівпровідникового детектора за порівняно малих розмірів буде значно більшою від чутливості газових детекторів.

Напівпровідникові детектори можуть працювати як в імпульсному, так і в струмовому режимі. Однак амплітуда імпульсів напруги на виході детектора лежить у межах від часток мілівольта до декількох мілівольтів, що вимагає застосування підсилювачів із коефіцієнтом підсилення порядку 10^3 – 10^5 , а це значно ускладнює схеми, що реєструють.

Під час роботи в струмовому режимі величину середнього струму в ланцюзі детектора можна виміряти за допомогою підсилювача постійного струму із глибоким негативним зворотним зв'язком. За більших потужностей доз, а отже, і більших струмів у ланцюзі детектора, його можна виміряти безпосередньо мікроамперметром.

Для реєстрації альфа- і бета-випромінювання звичайно використовуються кремнієві детектори дифузійно-дрейфового типу. Порівняно з поверхнево-бар'єрними вони мають більш товстий чутливий шар, меншу напругу живлення та більш незначну, слабку залежність амплітуди імпульсу від напруги живлення.

Останнім часом у дозиметрії знаходять застосування мініатюрні дифузійно-дрейфові детектори типу ДКД-М. Об'єм чутливої зони в цих детекторах становить 21 см^3 , що дозволяє використовувати ці детектори для реєстрації бета-випромінювання з енергією до 2 МеВ.

Діапазон вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання в лічильному режимі роботи – $7 \cdot 10^{-9}$ – $7 \cdot 10^{-5}$ Кл/кг·с (10^{-1} – 10^3 Р/год), а в струмовому режимі $4 \cdot 10^{-5}$ – $6 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг·с ($6 \cdot 10^2$ – $9 \cdot 10^3$ Р/год).

Для реєстрації гамма-випромінювання освоєне виробництво кремнієвих дифузійно-дрейфових детекторів типу ДКД-Г. Основне значення цих детекторів – вимірювання потужності дози в діапазоні $3 \cdot 10^{-10}$ – $4 \cdot 10^{-6}$ Кл/кг·с (0,005–60 Р/год) з енергією гамма-квантів 0,01–3 МеВ. Ці детектори мають високу радіаційну стійкість. Освоєне виробництво кремнієвих поверхнево-бар'єрних детекторів типу ДКД-Н з герметично закріпленими на поверхні поліетиленовими радіаторами для вимірювання щільності потоку швидких нейтронів. Вимірювання нейтронів проводиться в результаті реєстрації протонів віддачі, що утворюються в радіаторі та надходять у чутливий об'єм детектора. Діапазон вимірювання становить 10^2 – 10^8 $n/\text{см}^2 \cdot \text{с}$. Найбільш повно виявляються переваги n - p - і n - i - p -детекторів при спектрометрії ІВ, тобто для встановлення спектрального складу гамма-випромінювання, а це дозволяє, наприклад, зробити висновок про стан різних вузлів ядерних енергетичних установок і вчасно виявляти відхилення від нормального режиму роботи.

На рис. 2.42. показано діапазон енергій, що ефективно реєструються детектором кадмій-телур та очевидно, що діапазон вимірювання ефективно може бути обмежений енергією 10 кеВ, до того ж ефективність лічильної характеристики більша, ніж у газорозрядних лічильників, у 100 разів.

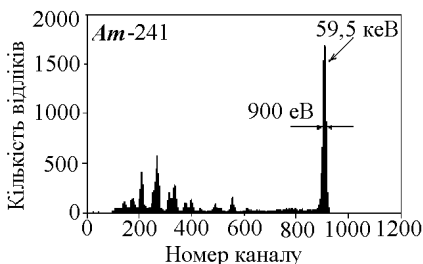


Рис. 2.42. Енергетичний спектр випромінювання джерела америцій-241, виміряний детектором кадмій-телур товщиною 2 мм

Висока чутливість, малі габарити, можливість створення точкових детекторів із низькою робочою напругою роблять кристалічні та напівпровідникові детектори незамінними в багатьох практичних випадках, наприклад, у медицині, під час контролю та керування ядерними енергетичними установками, у приладах захисту й контролю за герметичністю оболонок тепловидільних елементів ядерних реакторів. Порівняно з газонаповненими лічильниками до переваг НПД ІВ варто зарахувати:

1. Ефективність реєстрації гамма-випромінювань перевищує 10^3 на одиницю об'єму.
2. Динамічний діапазон і швидкодія вищі у 10^3 разів.
3. Напруга живлення детектора (20–100 В) нижча порівняно з газонаповненим лічильником (380–1600 В) більше ніж у 10 разів.
4. Термін служби та збереження (12–15 років) перевищує експлуатаційні терміни газонаповнених приладів у 2–5 разів.
5. Детектори з *CdTe* можуть працювати протягом тривалих періодів (принаймні 24 год) за $90\text{ }^{\circ}\text{C}$ і здатні багато разів пройти цикл між кімнатною температурою і $90\text{ }^{\circ}\text{C}$ [26].

До серйозних недоліків таких детекторів належать:

- досить велика інерційність (за рахунок малих значень амплітуд імпульсів напруги та струмів), що змушує використовувати складні пристрої посилення й накопичення інформації;
- зміна чутливості в часі через руйнування кристалічних ґраток частинками великих енергій;
- залежність результатів вимірювань від енергії іонізуючих частинок «хід із жорсткістю».

Ці недоліки, а також відносно висока вартість стали головною причиною того, що у військовій дозиметрії напівпровідникові детектори поки не набули широкого застосування.

2.2. Сцинтиляційний та люмінесцентний методи дозиметрії

Як зазначалося раніше, у дозиметрії іонізуючих випромінювань використовуються різні оптичні явища, що виникають у деяких речовинах, які зазнають впливу іонізуючого випромінювання.

Такими оптичними явищами є сцинтиляція та люмінесценція деяких матеріалів, що використовуються у дозиметрії як детектори.

2.2.1. Сцинтиляційний метод дозиметрії

Відомо, що чисті неорганічні кристали за нормальної температури не мають сцинтиляційних властивостей. Під час введення в кристал невеликої кількості (0,1 %) домішок активаторів у забороненій енергетичній зоні з'являються енергетичні рівні L_c , які заведено називати центрами люмінесценції (рис. 2.43).

Під час поглинання енергії зарядженої частинки електрон валентної зони, одержавши додаткову енергію, переходить до зони провідності (перехід 1, рис. 2.43). Із зони провідності цей електрон може бути захоплений центром L_c у забороненій зоні, до того ж надлишок енергії збудженого електрона випромінюється у вигляді фотона з енергією E_ϕ (перехід 2).

Тепер уже зворотний перехід електрона із центра L_c до валентної зони (перехід 3) може відбутися без випромінювання фотона, а надлишок енергії електрона витрачається на нагрівання атома.

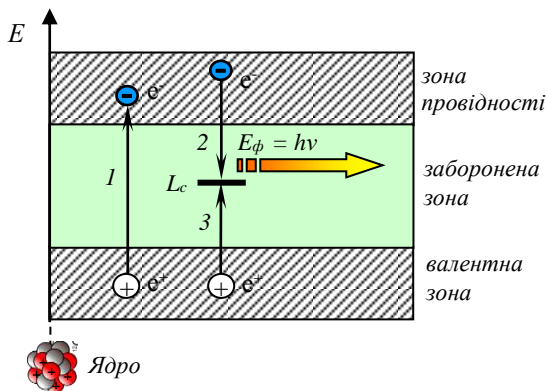


Рис. 2.43. Система енергетичних рівнів активованого кристала

Люмінесцентний центр L_c може бути пасткою для дірок. Якщо в результаті дифузії дірок поблизу атома активатора (центра L_c) виявиться вільний електронний рівень (дірка), то може відбутися перехід електрона із центра L_c до валентної зони, за якого різниця енергій випромінюється у вигляді фотона з енергією E_ϕ . Заповнення центра L_c електроном із зони може відбутися без випромінювання. Випромінювання може відбуватися і в процесі рекомбінації, коли дірка захоплюється люмінесцентним центром, який утримував електрон, що потрапив туди раніше, або навпаки, коли вільний електрон захоплюється люмінесцентним центром, який утримує дірку. Процес вильоту фотона із кристала спостерігачем сприймається як спалах світла, або сцинтиляція.

Залежно від глибини залягання центра L_c і його ознаки (домішки-активатора) сцинтиляції можуть відбуватися в момент дії іонізуючого випромінювання, тоді це явище називається флюоресценцією, або після припинення опромінення, тоді це явище називається фосфоресценцією.

У реальних кристалах є центри, які не здатні випромінювати фотони під час рекомбінації на них електронів і дірок. Їх називають центрами гасіння. Надана центрам гасіння енергія витрачається на нагрівання кристалів.

Існують і органічні речовини, що мають сцинтиляційні властивості. Механізм сцинтиляції у них дещо інший. У цьому разі іонізуючі частинки, взаємодіючи з молекулами органічної речовини, віддають свою енергію всій молекулі в цілому. Енергетичний стан такої молекули змінюється.

Розглянемо схему енергетичних рівнів молекули органічної речовини. На рис. 2.44 зображена залежність потенційної енергії E_n двохатомної молекули (ОА) від міжатомної відстані r .

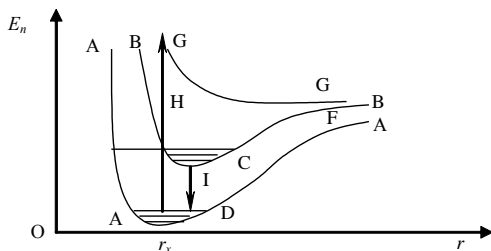


Рис. 2.44. Схема енергетичних рівнів двохатомної молекули органічного сцинтилятора

Чим ближчі один до одного центри молекул О і А, тим вища за рахунок сил відштовхування потенційна енергія цієї системи. Зі збільшенням відстані між центрами О і А сили відштовхування зменшуються, а сили притягання збільшуються й потенційна енергія системи зменшується.

На якійсь відстані r_x сили відштовхування та притягання врівноважуються, і потенційна енергія системи стає мінімальною. Зі збільшенням відстані r_x зростає сила притягання і зменшується сила відштовхування, потенційна енергія системи знову зростає (крива ADA).

У вихідному стані потенційна енергія молекули коливається поблизу дна потенційної кривої, маючи до того ж лише кілька потенційних рівнів (горизонтальні лінії).

Іонізуюче випромінювання, поглинаючись у сцинтиляторі, спричинить перехід молекул з основного положення до збудженого (крива BCB). Цей перехід зображений стрілкою H.

Під час зіткнення з іншими молекулами надлишкова енергія збудженої молекули швидко переходить до теплової енергії речовини, а молекула здобуває енергію, що відповідає рівню C. У такому стані молекула перебуває певний час (квазістабільний стан), а потім переходить до основного стану (стрілка I). Надлишкова енергія випромінюється у вигляді фотона.

Надалі можлива втрата енергії на нагрівання речовини до того часу, коли молекула з верхнього енергетичного рівня основного стану не досягне нижнього (коливального) рівня, тобто дна потенційної кривої.

Час перебування молекули в збудженому стані значно перевищує період теплових коливань, тому можливий перехід молекули зі збудженого стану до основного в зоні зближення потенційних кривих без випромінювання (точка F). Енергія в цьому разі перетвориться на енергію теплового руху.

Такий процес називається гасінням.

Крім того, коли енергетичний рівень G розташований досить високо, то він не має мінімуму. Така молекула не стійка, тому можлива дисоціація цієї молекули.

Розглянутий процес сцинтиляції для двохатомної молекули можна застосувати й для багатоатомної, тому що її потенційна крива взагалі подібна кривій для звичайної двохатомної молекули.

Основними характеристиками сцинтиляторів (показниками їх якості) є конверсійна ефективність C_{pe} , спектральний склад сцинтиляції, постійна часу висвітлювання τ_0 .

Під **конверсійною ефективністю** C_{pe} розуміють відношення енергії світлового спалаху E_c до енергії ΔE , загубленої частинкою, що реєструється в сцинтиляторі, або відношення енергії фотона E_ϕ до середньої енергії W_c , що витрачається частинкою на утворення фотона, тобто

$$C_{pe} = \frac{E_c}{\Delta E} = \frac{E_\phi}{W_c}. \quad (2.57)$$

У сцинтиляторів, які застосовуються конверсійна ефективність знаходиться в межах від часток відсотка до декількох десятків відсотків.

Спектральною характеристикою або спектром люмінесценції, називається розподіл випромінених фотонів за енергіями. Спектральний склад світлового спалаху, який випромінюється скінтілятором, охоплює деякий інтервал довжин хвиль λ_m .

Максимум смуги випущення більшості скінтіляторів знаходиться у видимій області спектра.

Під **постійною часу висвічування** τ_o розуміють такий час, протягом якого інтенсивність світлового спалаху I зменшується в $e = 2,73$ разів від максимальної I_{max} величини. Ця величина визначається тривалістю світлового спалаху. Чим менша постійна часу висвічування, тим більша якість скінтілятора.

У застосованих серійних скінтіляторів постійна часу τ_o знаходиться в межах 10^{-9} – 10^{-5} с. Основні параметри неорганічних скінтіляторів наведені в табл. 2.2.

Найбільш широкого застосування в дозиметрії набув скінтілятор сірковий цинк активований сріблом – $ZnS(Ag)$, що застосовується у вигляді полікристалічного порошку товщиною не більшою за 25 мг/см^2 .

Він має найвищу конверсійну ефективність, яка досягає 28 %. Це не залежить від природи та енергії частинок, що реєструються.

Основне його застосування – реєстрація альфа-частинок і протонів. У цьому скінтіляторі спостерігається значна фосфоресценція.

Таблиця 2.2

Параметри неорганічних скінтіляторів

Скінтілятор	$\rho, \frac{g}{cm^2}$	Z_{ef}	$C_{pe}, \%$	$\tau_o, 10^{-6} \text{ с}$	$\lambda_m, \text{ нм}$	$\frac{\alpha}{\beta}$	Вид випромінювання
$ZnS(Ag)$	4,1	27	28,0	1,0	450	1,5	α, ρ
$CdS(Ag)$	4,8	44	20,0	1,0	760	-	α, ρ
$NaI(Tl)$	3,67	50	8,4	0,25	410	0,5	β, γ
$CsI(Tl)$	4,51	54	3,0	0,5	560	0,5	α, γ
$LiI(Eu)$	4,06	52	3,0	1,0	460	1,0	n_o
$LiI(Sn)$	4,06	52	1,0	1,2	450	1,0	n_o
$KJ(Tl)$	3,13	49	2,5	1,0	410	0,6	β, γ
$CaWO_4$	6,1	59	4,0	6,0	430	0,5	α, ρ

Широкого застосування в дозиметрії набув скінтілятор $NaI(Tl)$. Це один із основних скінтіляторів. Він має досить високу конверсійну ефективність, незначний час висвітлювання. З нього порівняно легко вирощується прозорий монокристал значних розмірів. Це дозволяє отримати високу ефективність реєстрації гамма-випромінювання.

Недоліком $NaI(Tl)$ є його гігроскопічність, тому він завжди міститься в герметичному корпусі з прозорими стінками.

Інші типи сцинтиляторів менше використовуються в практичній дозиметрії. Основні параметри органічних сцинтиляторів наведені в табл. 2.3.

Найбільш широкого застосування в дозиметрії набув сцинтилятор антрацен, що характеризується найбільшою конверсійною ефективністю. Однак кристал антрацену вирощується в складних технологічних умовах.

У повітрі під час освітлювання антрацен повільно розкладається. Інші типи органічних сцинтиляторів менш широко застосовуються в дозиметрії.

Органічні сцинтилятори в основному застосовуються для реєстрації бета- і гамма-випромінювань. Наявність водню в органічних сполуках дозволяє використовувати їх для реєстрації швидких нейтронів.

Введення в органічні сцинтилятори з'єднань бора дозволяє використовувати їх для реєстрації теплових нейтронів.

Порівняння властивостей сцинтиляторів показує, що органічні сцинтилятори відрізняються такими позитивними якостями, як незначний час висвітлювання, можливість отримувати кристали великих розмірів.

Таблиця 2.3

Параметри органічних сцинтиляторів

Сцинтилятор	$\rho, \frac{z}{\text{см}^2}$	$Z_{\text{эф}}$	$C_{pe}, \%$	$\tau_0, 10^{-9} \text{ с}$	$\lambda_m, \text{ нм}$	$\frac{\alpha}{\beta}$
Антрацен ($C_{14}H_{10}$)	1,25	5,8	6,0	27	445	0,1
Транс-стильбен ($C_{14}H_{12}$)	1,16	5,7	2,5	6,0	410	0,08
Толан ($C_{14}H_{10}$)	1,18	5,8	2,8	4,0	390	0,07
Нафталін ($C_{10}H_8$)	1,15	5,8	1,0	75	345	-
<i>p</i> -терфеніл ($C_{18}H_{14}$)	1,23	5,8	2,8	10–12	415	0,08
Нафталін + антраценова кислота	1,15	5,8	3,0	10	414	-

Спектральна характеристика майже у всіх сцинтиляторів знаходиться в зоні спектральної чутливості серійних перетворювачів світлових сигналів в електричні, так звані фотоелектронні помножувачі (ФЕП).

Перевагою неорганічних сцинтиляторів перед органічними є порівняно слабка залежність конверсійної ефективності від іонізуючої здатності заряджених частинок. Під час опромінення неорганічних сцинтиляторів альфа-частинками або протонами енергія світлового спалаху на порядок більша, ніж під час опромінення органічних сцинтиляторів.

З органічних розчинів найбільшого поширення набули тверді розчини в пластмасах (сцинтиляційні пластмаси тобто прозора пластмаса, в якій розчинена невелика кількість органічного сцинтилятора).

Сцинтилятор розчиняється в пластмасі перед полімеризацією, яка потім проводиться із застосуванням каталізаторів. Підходящими розчинниками є полістирол і полівінілтолуол. Сцинтиляційні пластмаси мають таку важливу властивість, що за невеликої кількості органічного сцинтилятора (1–2 %) інтенсивність світлового спалаху приблизно така, як і у відповідного кристала, але час висвічування в декілька разів менше.

Наприклад, на основі полістиролу розроблені різні сцинтиляційні пластмаси: полістирол із домішкою 2 % паратерфенілу та 0,06 % 1,4-Ди-2- (5-фенілоксазолілу) – бензолу (РОРОра). Ефективність цих сцинтиляторів досягає 60–70 % від ефективності стибену, час висвічування 10^{-9} с, максимум спектра світіння 4250 А.

Такі детектори застосовуються в приладі військового радіометричного контролю (ИМД-12).

Сцинтиляційний детектор, як правило являє собою сполучення безпосередньо сцинтилятора, у якому енергія ІВ перетворюється у світлову енергію, та оптично з'єднаного з ним фотоелектронного помножувача (ФЕП), який перетворює світлову енергію в електричний імпульс. Принципова схема сцинтиляційного детектора наведена на рис. 2.45.

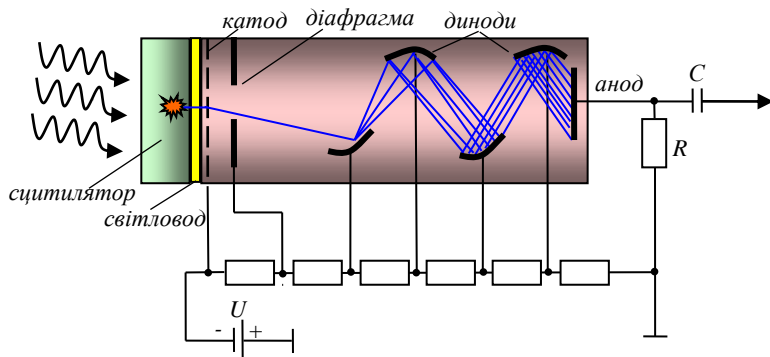


Рис. 2.45. Принципова схема сцинтиляційного детектора

У загальному випадку принцип роботи сцинтиляційного детектора зводиться до наступного. Під впливом ІВ в сцинтиляторі виникають спалахи світла, які через світловод або безпосередньо впливають на катод ФЕП.

Фотоелектронний помножувач являє собою електровакuumний прилад, у скляному балоні якого розташовані електроди-діноди. Роль катода ФЕП

виконує найближчий до сцинтилятора електрод, на якому нанесений тонкий напівпрозорий сурм'яно-цезієвий шар.

Під дією світлового кванта із цього шару вибиваються фотоелектрони, які, пройшовши фокусууючу діафрагму, спрямовуються до першого динода, що перебуває під підвищеним, стосовно катода, потенціалом. Кожний із фотоелектронів, що досягли першого динода, у свою чергу, вибивають з нього від двох до десяти електронів, які під дією підвищеного потенціалу рухаються до другого динода. Наступні диноди ФЕП перебувають під ще більшим потенціалом щодо катода.

Лавиноподібний процес множення електронів закінчиться в разі досягнення ними анода, роль якого виконує останній електрод ФЕП.

У результаті в ланцюзі анода потече струм і на навантажувальному опорі з'явиться імпульс напруги, що надалі може бути зареєстрований за допомогою електричної схеми.

Усі процеси, які перебігають у сцинтиляційному лічильнику за час реєстрації ІВ, можна розподілити на такі стадії:

- поглинення енергії зарядженої частинки в сцинтиляторі;
- перетворення поглиненої в сцинтиляторі енергії ІВ в світлову енергію та утворення фотонів;
- збирання фотонів на фотокатоді ФЕП та утворення фотоелектронів;
- електронне помноження на дінодах;
- утворення імпульсу напруги на аноді ФЕП.

Таким чином, кожному потраплянню зарядженої частинки до сцинтилятора буде відповідати імпульс напруги на аноді ФЕП. Гамма-квант буде зареєстрований тільки в тому разі, якщо в результаті його взаємодії з речовиною сцинтилятора утворюється електрон, який спричинить сцинтиляцію. Нейтрон може бути зареєстрований тільки в тому разі, якщо в результаті його взаємодії з речовиною сцинтилятора утворюється заряджена частинка, як правило, протон віддачі, який спричинить сцинтиляцію.

Для виключення впливу зовнішнього освітлення вся система розташовується в світлонепроникненому корпусі.

До основних характеристик ФЕП, що характеризують його працездатність, належать:

- спектральна характеристика фотокатода ФЕП C_{β} ;
- інтегральна чутливість фотокатода S_{κ} ;
- коефіцієнт множення ФЕП M ;
- інтегральна анодна чутливість S_a ;
- світлова характеристика;
- темновий струм;

Спектральною характеристикою фотокатода ФЕП називається залежність квантового виходу фотокатода від довжини хвилі падаючого світла. Квантовий вихід (C_{β} фотокатода ФЕП) – це відношення кількості

фотоелектронів $n_{\phi e}$, що утворюються на катоді, до кількості фотонів n_{ϕ} , які досягнули фотокатода за той же час, тобто

$$C_{\beta} = \frac{n_{\phi e}}{n_{\phi}}. \quad (2.58)$$

Спектральна характеристика фотокатода залежно від матеріалу фотокатода має вигляд (рис. 2.46)

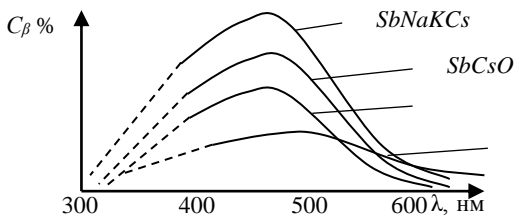


Рис. 2.46. Спектральна характеристика фотокатода

Максимум квантового виходу сурм'яно-цезієвих фотокатодів звичайно спостерігається близько 450 нм.

Як зазначалося раніше, максимум смуги випромінювання скінтіляторів і люмінофорів також лежить у межах 400–500 нм. У такий спосіб ФЕП добре реагують на світіння люмінофорів.

Інтегральною чутливістю фотокатода S_k називається відношення струму фотокатода $I_{\phi k}$ в режимі насичення до величини падаючого на фотокатод світлового потоку Φ від стандартного джерела:

$$S_k = \frac{I_{\phi k}}{\Phi} \quad (2.59)$$

Одиниця вимірювання – мікроамперметр на люмен (мкА/лм).

Коефіцієнт множення M ФЕП визначається як відношення кількості електронів, зібраних на аноді, до кількості фотоелектронів, випромінених фотокатодом. Цей коефіцієнт визначає ефективність роботи входної камери ФЕП і його системи множення. У загальному випадку для ФЕП, що має m динодів, коефіцієнт множення M виражається за формулою:

$$M = \frac{n_a}{n_{\phi k}} = \eta_i \sigma_i^m, \quad (2.60)$$

де η_i – коефіцієнт збирання електронів на i -диноді;

σ_i – коефіцієнт вторинної емісії i -динода.

Для сучасних ФЕП величина η_i лежить в межах 0,7–0,95, а коефіцієнт множення знаходиться в межах 10^5 – 10^6 .

Інтегральна анодна чутливість S_a характеризує загальну чутливість ФЕП. Вона знаходиться як відношення анодного струму I_a до світлового потоку Φ , який падає на фотокатод, і вимірюється в люменах:

$$S_a = \frac{I_a}{\Phi}. \quad (2.61)$$

Відношення інтегральної анодної чутливості до інтегральної катодної чутливості визначає значення коефіцієнта множення M :

$$M = \frac{S_a}{S_k}. \quad (2.62)$$

Світлова характеристика ФЕП – це залежність анодного струму від величини падаючого на фотокатод світлового потоку за постійних параметрів ФЕП та напруги живлення. Ця характеристика носить лінійний характер у діапазоні світлових потоків від Φ_{min} до Φ_{max} . У промислових ФЕП ця лінійність знаходиться в діапазоні від 10^{-13} – 10^{-4} люмена.

Темновий струм – це виникнення електричних імпульсів струму в колі ФЕП і тоді, коли він повністю захищений від зовнішнього світла. Рівень шумових імпульсів значною мірою визначає енергію ІВ, яка може бути зареєстрована сцинтиляційним детектором. Зниження темнового струму – важливе завдання розроблювачів ФЕП.

Задача 16. Визначити енергію світлового спалаху (E_c) в сцинтиляторі $ZnS(Ag)$, якщо поглинена в ньому енергія зарядженої частинки ($\Delta E = 5$ МеВ), а конверсійна ефективність сцинтилятора ($C_{pe} = 28\%$).

Розв'язання:

Використовуючи вираз (2.57) знайдемо енергію світлового спалаху

$$E_c = \Delta E C_{pe} = 5 \cdot 0,28 = 1,4 \text{ МеВ.}$$

Задача 17. Визначити енергію E_ϕ висвячування в сцинтилятора $ZnS(Ag)$, яка відповідає його максимальний смузі висвічування $\lambda_0 = 450$ нм.

Розв'язання:

$$E_\phi = h\nu = \frac{hc}{\lambda_0} = \frac{6,626 \cdot 10^{-34} \cdot 2,998 \cdot 10^8}{4,5 \cdot 10^{-7}} = 4,414 \cdot 10^{-19} \text{ Дж.}$$

З огляду на те, що $1 \text{ eВ} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$ $E_\phi = 2,759 \text{ eВ}$.

Задача 18. Визначити товщину сцинтилятора $ZnS(Ag)$, який забезпечує повне поглинання в ньому альфа-частинок з енергією ($E_a = 4$ МеВ), середня атомна вага сцинтилятора ($A = 53,2$); густина сцинтилятора ($\rho = 4,1 \text{ г/см}^3$).

Розв'язання:

1. Знайдемо пробіг альфа-частинок у повітрі

$$R_n = 0,318 \cdot \sqrt{E_\alpha^3} = 0,318 \cdot \sqrt{4^3} = 2,544 \text{ см,}$$

2. Тоді товщина скінцилятора

$$R_A = 3,1 \cdot 10^{-4} \frac{\sqrt{A}}{\rho R_n} = 3,1 \cdot 10^{-4} \frac{\sqrt{53,2}}{41 \cdot 2,544} = 14,03 \cdot 10^{-4} \text{ см.}$$

3. Враховуючи, що $1 \text{ см} = 4 \cdot 10^3 \text{ мг/см}^2$ товщина скінцилятора $ZnS(Ag)$, який забезпечує повне поглинання в ньому альфа-частинок з енергією 4 MeV буде складати $R_A = 5,7 \text{ мг/см}^2$.

2.2.2. Люмінесцентний метод дозиметрії

2.2.2.1. Механізм радіофотолюмінесценції

Сутність люмінесцентних методів дозиметрії полягає в тому, що деякі речовини поглинають енергію ІВ та утримують її тривалий час.

Накопичена енергія може бути визволена за умови впливу на таку речовину дестабілізуючих факторів, таких як опромінення ультрафіолетовим світлом або нагріванням. Накопичена енергія виділяється у вигляді світіння речовини жовтогарячим або синім світлом. У першому випадку явище називається радіофотолюмінесценцією (РФЛ), у другому – радіотермолюмінесценцією (РТЛ). Міра інтенсивності світіння і є мірою поглиненої енергії ІВ.

У практичній дозиметрії як речовина, що має радіофотолюмінесцентні властивості, використовується метафосфатне скло, активоване сріблом. Механізм РФЛ такого скла пояснюється за допомогою зонної теорії твердого тіла (рис. 2.45).

До опромінення в склі у забороненій зоні передбачається існування двох типів локальних енергетичних рівнів: центра фотолюмінесценції P і рівня захоплення H . Центри P утворені домішкою срібла.

Під впливом ІВ електрони з валентної зони потрапляють у зону провідності (перехід 1). Частина цих електронів захоплюється центром P (перехід 4), які внаслідок цього перетворюються в радіофотолюмінесцентні центри Q . Передбачається, що центри Q мають складну природу і містять декілька атомів срібла.

Електрони, що потрапили із зони провідності на рівень H (перехід 2), надалі за рахунок теплової енергії переходять знову в зону C (перехід 3), а з тієї зони вони можуть потрапити на рівень P , створюючи додаткові центри Q . Рівні захвату H уведені в дану теорію для пояснення того факту, що РФЛ досягає свого повного значення не відразу після опромінення, а поступово. Останнє пояснюють затриманням частини електронів на рівнях H .

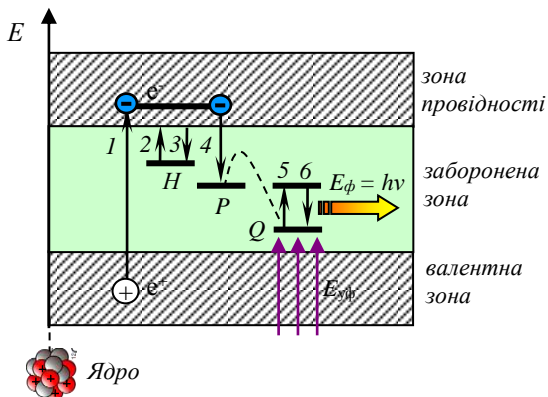


Рис. 2.45. Електронно-кінетична модель радіофотолумінесценції

Це підтверджується тим, що під час короткочасного нагрівання РФЛ, внаслідок прискорення процесу спорожнення рівня H , час дозрівання радіофотолумінесценції зменшується та може складати декілька хвилин замість декількох годин. Збільшення концентрації срібла (Aq) у склі збільшує кількість центрів P , що у свою чергу, збільшує імовірність потрапляння електронів із зони C на центр P .

Переходи 5 і 6 відповідають збудженню та випромінюванню світла склом після його опромінення ультрафіолетовим світлом. Концентрацію центрів Q пропорційна дозі, отриманої склом, зазвичай визначають шляхом виміру інтенсивності світіння (люмінесценції). Створені в процесі опромінення РФЛ центри Q не руйнуються під час вимірювання люмінесценції, а зберігають інформацію про поглинену енергію ІВ ще тривалий термін.

Як зазначалося вище, як радіофотолумінісцентні детектори на цей час застосовуються метафосфати скла. Їх основні дозиметричні якості визначаються хімічним складом і концентрацією активатора. Найбільше практичне застосування отримало скло, що містить незначну кількість металевих метафосфатів, таких як $Al(PO_3)_3$, $Mq(PO_3)_2$, $Ba(PO_3)_2$, KPO_3 , $NaPO_3$ і $LiPO_3$ з домішкою B_2O_3 або SiO_2 для підвищення стійкості до впливу зовнішнього середовища. Активатором є срібло.

Інтенсивність радіофотолумінесценції лінійно залежить від дози ІВ в межах від 10^{-2} до 10 Гр. У процесі подальшого збільшення дози лінійність порушується. Інтенсивність люмінесценції максимальна при дозі близько $5 \cdot 10^2$ Гр, після чого настає насичення. Реально радіофотолумінісцентні дозиметри можуть застосовуватися для вимірювання доз до 10^3 Гр. Верхню

межу можна збільшувати, якщо обмежитися тільки короткохвильовою частиною спектра радіофотолумінесценції.

Нижня межа доз, що вимірюються, визначається флуктуаціями фону. Фон дозиметрів обумовлений, головним чином, наявністю центрів люмінесценції, що існують до опромінення. Величина фонового світіння останнім часом помітно знижена за рахунок поліпшення якості скла і виміральної апаратури. Забруднення поверхонь скла призводить до зростання фонового світіння, тому перед застосуванням дозиметрів скло очищують.

Зміна потужності дози випромінювання у широкому діапазоні не впливає на чутливість дозиметра. Деякі експериментальні результати показують, що ефект потужності дози не позначається аж до $2,58 \cdot 10^6$ Кл/кг·с.

Радіофотолумінісцентні дозиметри мають відносно велику енергетичну залежність чутливості. За допомогою металевих фільтрів її можна зменшити до $\pm 20\%$ у діапазоні енергій від 0,05 до 3 МеВ.

Тривале впливання ультрафіолетового випромінювання на опромінені дозиметри призводить до поступового руйнування люмінесцентних центрів. Радіофотолумінесценція може бути зафіксована за допомогою нагрівання скла протягом 30 хвилин за високої температури порядку 400 °С.

Перебуваючи тривалий час у вологому атмосферному повітрі, стан поверхні скла погіршується, тому його необхідно зберігати у вологонепроникному упакуванні.

Вимірвальний пристрій для радіофотолумінісцентних дозиметрів призначений для збудження фосфору ультрафіолетовим випромінюванням і вимірювання радіофотолумінесценції, пропорційній отриманій дозі. Типова схема оптичного пристрою зображена на (рис. 2.46).

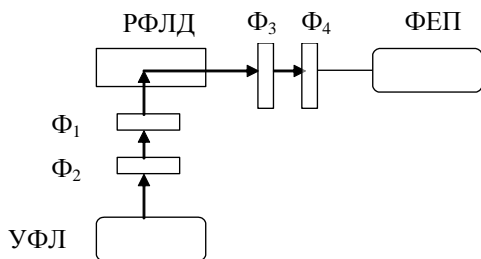


Рис. 2.46. Спрощена схема оптичного пристрою радіофотолумінісцентного дозиметра

Джерелом ультрафіолетового випромінювання для порушення радіофотолумінесцентного дозиметра-РФЛД є ртутна лампа УФЛ. Світлофільтри Φ_1 і Φ_2 , що є на шляху світлового пучка, виділяють

ультрафіолетову зону із довжиною хвиль від 300 до 400 нм. Випромінювання лампи УФЛ, що пройшло через світлофільтри, надходить на одну з граней радіофотолюмінесцентного дозиметра, який має форму паралелепіпеда, збуджуючи люмінесценцію. Вимірювання люмінесценції проводиться з боку іншої грані дозиметра фотоелектронним помножувачем ФЕП. Перед ФЕП розміщуються світлофільтри Φ_3 і Φ_4 зі спектром пропускання в діапазоні довжин хвиль від 500 до 800 нм. Дані фільтри не пропускають на ФЕП ультрафіолетове випромінювання ртутної лампи. ФЕП перетворює світловий потік радіофотолюмінесценції в електричний струм, пропорційний світловому потоку радіофотолюмінесценції. Вимірювання цього струму здійснюється спеціальними вимірювальними приладами, які подають кінцеву інформацію у вигляді числа, яке відповідає дозі ІВ, отриманій радіофотолюмінесцентним дозиметром.

2.2.2.2. Механізм радіотермолюмінесценції

Сучасна теорія термолюмінесценції базується на зонній теорії твердого тіла. Параметри моделей цієї теорії вибираються з таким розрахунком, щоб теоретичні функції найближче збігалися з експериментально отриманими співвідношеннями. Механізм радіотермолюмінесценції зображений на рис. 2.47. Під впливом ІВ частина електронів із валентної зони переходить у зону провідності (перехід 1). Із зони провідності частина з них перейшла на рівень захоплення H (перехід 2). Під час термічного збудження локалізовані електрони з певною імовірністю можуть перейти в зону провідності (перехід 3), а потім або знову повернутися на рівень H , або рекомбінувати із дірками, локалізованими на рівнях L (перехід 4), що призведе до випускнення фотона, тобто люмінесценції. Рівні захоплення L можуть перебувати на різній енергетичній глибині ε .

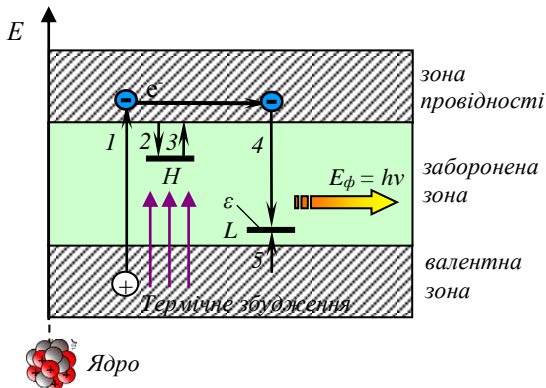


Рис. 2.47. Електронно-кінетична модель радіотермолюмінесценції

Залежність інтенсивності люмінесценції Φ від температури люмінофора за різних параметрів пасток наведено на (рис. 2.48).

Початкове збільшення світлового потоку з підвищенням температури викликається збільшенням кількості звільнених з пасток електронів з енергією залягання ε_1 , що перебувають ближче до зони провідності, а спад – поступове зменшення кількості електронів у пастках із цією енергією залягання. З подальшим нагріванням почнуть звільнятися найбільш глибокі рівні з енергією залягання ε_2 і ε_3 і тощо. Останніми почнуть звільнятися рівні, розташовані поблизу валентної зони. Ці процеси визначають енергію фотонів, а це означає, що спектр випромінювання люмінесценції знаходиться в широкому діапазоні довжин хвиль λ . Крім того, ці процеси визначають залежність інтенсивності люмінесценції від температури люмінофора для різних енергетичних параметрів ε_i пасток (рівнів L).

З наведеного рисунка видно, що зі збільшенням глибини залягання пасток ε положення максимуму термічного висвітлювання зміщується у бік високих температур, де може визначатися теплове світіння нагрітого люмінофора. Зробивши вимірювання всієї світлосуми термолюмінофора (площа під кривими ε_i), можна визначити поглинену енергію ІВ цим термолюмінофором. Через те, що під час висвітлювання відбувається рекомбінація електрона та дірки на рівні L , то це означає, що електрон з рівня L переходить у валентну зону без випускнення фотона (перехід 5). При цьому інформація про поглинену дозу люмінофором зникає. Як термолюмінофор у практичній дозиметрії застосовуються з'єднання LiF , CaF_2 і деякі сорти алюмофосфатного скла.

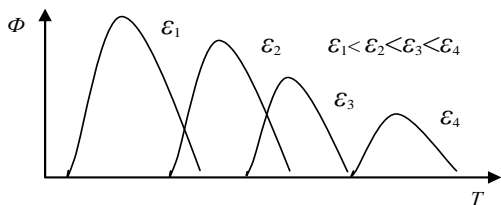


Рис. 2.48. Залежність інтенсивності люмінесценції від температури люмінофора при різних параметрах пасток ε

Дозиметри на основі LiF мають високу чутливість і лінійну залежність світлового виходу від дози в діапазоні від 10^{-2} до 10 Гр. За доз вище 10 Гр дана залежність нелінійна. Дозиметри мають малу енергетичну залежність чутливості. Чутливість не залежить від потужності дози до $2 \cdot 10^{-1}$ Кл/кг·с. Форма кривої термовисвітлювання залежить від попередньої обробки люмінофора. Основний пік на кривій термовисвітлювання спостерігається за

температури близько 200 °С. Крім основного піка є ряд найбільш дрібних піків за температури вище 200 °С.

Спектр термолюмінісценції LiF знаходиться в інтервалі від 380 до 550 нм із максимумом близько 400 нм і збігається зі спектром чутливості більшості промислових ФЕП. Загасання люмінесценції після зберігання протягом двох діб за температури, що нижча 50 °С, не перевищує 5 %. Кристали LiF хімічно стабільні на повітрі.

Дозиметри на основі фтористого кальцію CaF_2 мають високу чутливість. Дозова характеристика їх лінійна в діапазоні від 10^{-5} до 10^2 Гр. Дозиметри мають малу енергетичну залежність чутливості в діапазоні енергій гамма-випромінювання від 0,2 до 3 МеВ. В області малих енергій енергетичну залежність чутливості легко корегувати за допомогою фільтрів. Чутливість не залежить від потужності дози в широких межах.

Для термолюмінесцентних дозиметрів застосовуються або кристали природного мінералу, або синтетичні монокристали, активовані марганцем. Крива термовисвітлювання дозиметра на основі природного CaF_2 має п'ять піків, найінтенсивніший з яких спостерігається за температури 260 °С. Крива термовисвітлювання дозиметра на основі синтетичного $Ca_2(Mn)$ має тільки один пік за температури 260 °С. Спектр термолюмінісценції охоплює область довжин хвиль від 450 до 600 нм із максимумом при 500 нм. Дозиметри з CaF_2 мають мале загасання люмінесценції, тому що мають глибокі рівні захоплення електронів. На них незначно впливає висвітлення денним світлом. Термолюмінесцентні дозиметри на основі алюмофосфатного скла охоплюють діапазон виміру доз $2 \cdot 10^{-4}$ до 10^2 Гр. Чутливим елементом таких дозиметрів є пластина з термолюмінесцентного алюмофосфатного скла, що складається з [$Mq \cdot P_2O_5$ (50%); $Al_2O_3 \cdot 3P_2O_5$ (50%); Mn_2 (0,1%)]. Активатором є іон марганцю. Основний пік на кривій термовисвітлювання знаходиться за температури приблизно 290 °С. Зміна температури до 60 °С не впливає на дані дозиметра.

Дозиметри на основі алюмофосфатних стекел дозволяють вимірювати дозу бета-випромінювання із граничною енергією від 0,2 до 3,5 МеВ і змішаного бета-гамма-випромінювання за енергії фотонів вище 0,25 МеВ. Енергетична залежність чутливості під час використання фільтрів, що компенсують, зі свинцю й алюмінію не перевищує ± 20 % для гамма-випромінювання з енергією фотонів вище 0,04 МеВ. Втрати дозиметричної інформації за рік для такого скла не перевищує 30 %.

Крім розглянутих вище термолюмінесцентних матеріалів можуть застосовуватися сульфат калію, активований марганцем – $CaSO_4(Mq)$ або активований самарієм – $CaSO_4(Sm)$. Термолюмінесцентні дозиметри на основі цих з'єднань мають середні характеристики. Вимірювальний прилад для термолюмінесцентної дозиметрії складається з нагрівача для термічного збудження люмінофора, фоточутливого приймача для реєстрації світіння

термолюмінесценції, електронної схеми перетворення та реєстрації сигналів фоточутливого приймача.

Запитання для самоконтролю

1. Дайте характеристику основних методів вимірювання іонізуючих випромінювань.
2. Іонізаційна камера як детектор іонізуючого випромінювання; будова, принцип дії.
3. У чому полягає вимірювання електричного заряду іонізаційної камери за допомогою електроскопа.
4. Газорозрядний лічильник як детектор іонізуючого випромінювання; будова, принцип дії.
5. Назвіть основні характеристики газорозрядного лічильника.
6. Особливості формування сигналу у напівпровідникових детекторах іонізуючого випромінювання.
7. Назвіть відмінності механізму сцинтиляції у неорганічних та органічних кристалах. Механізм радіофотолюмінесценції та радіотермолюмінесценції.
8. Дайте визначення сцинтиляційного детектора. Конструкція, принцип дії.

ВІЙСЬКОВА ДОЗИМЕТРИЧНА АПАРАТУРА

3.1. Основи побудови та вимоги до аналітичних засобів радіаційної розвідки та контролю

Відомо, що іонізуюче випромінювання не сприймається нами органолептично: жоден з органів чуття людини не попередить про зближення з джерелом ІВ будь-якої інтенсивності. Особовий склад може знаходитися в полі ІВ, смертельно небезпечному для нього випромінюванні та не мати при цьому жодного уявлення про це.

Тому виявлення і вимірювання іонізуючих випромінювань здійснюють на підставі методів дозиметрії ІВ, що реалізуються за допомогою спеціальних технічних засобів, що називаються дозиметричні прилади.

Згідно з [11], дозиметричні прилади – пристрої для вимірювання дози іонізуючих випромінювань або величин, зв'язаних з нею. Метрологічно такі засоби поділяють на зразкові з похибкою не більше $\pm 2\%$; робочі з похибкою від ± 5 до $\pm 30\%$; індикатори для оцінки рівня випромінювань з похибкою $\pm 50\%$ і більше.

Розглянемо послідовно технічні пристрої, які зазвичай відносять у військах до військової дозиметричної апаратури (ВДА).

Індикатори-сигналізатори – найпростіші пристрої для виявлення ІВ (свого роду «органолептичні» прилади), що містять спектр, який сприймається людиною й іонізуюче випромінювання. Важливість таких приладів, як правило, недооцінюють. Хоча тільки з їх допомогою людина знаходить здатність реагувати на нову небезпеку так, як це прийнято в світі живого: щось сумнівне повинно виявлятися завчасно, на великому віддаленні, на слідовому рівні малих концентрацій. Для автоматичного контролю радіаційної обстановки потрібні прилади, що формують сигнал тривоги під час виникнення ІВ, рівень якого перевищує деяке задане значення. Це значення – його називають граничним – тим чи іншим способом виставляють у самому приладі. Розташований у віддаленні, часом у важкодоступному місці, такий прилад повинен завчасно попередити людину про радіаційну небезпеку, що насувається.

Дозиметри – пристрої (портативні переносні прилади) призначені для контролю дози радіаційного опромінення. Це прилади чи пристрої, за допомогою яких можна виміряти отриману людиною дозу ІВ у певній конкретній ситуації або за визначений період роботи та часу.

Якщо щодо індикаторів-сигналізаторів (сигнальних приладів) у літературі, як правило, розбіжностей із приводу термінології не виникає, то трактування понять дозиметр і дозиметрична апаратура, в цілому, викликає

дискусії, які потребують уточнень. Справа в тому, що в останні роки з'явилося ще одне поняття: професійні та побутові прилади. Цей умовний підрозділ почався з моменту виготовлення таких приладів для населення. Прилади, здатні вимірювати інтенсивність поля, іноді називають дозиметрами – що не зовсім правильно.

Адже сума ушкоджень, що «мішень» отримає від джерела ІВ, залежить від інтенсивності її опромінення \dot{X} і його тривалості T . Добуток $\dot{X} \cdot T$ називають дозою (від греч. *dosis* – порція). Існують справжні дозиметри – їх називають накопичувальними, які дійсно вимірюють дозу, при цьому, якщо людина постійно носить такий прилад при собі, то за його показниками роблять висновок і про дозу, отриману «носієм». З накопичувальними дозиметрами – приладами професіоналів – звичайні люди майже не зустрічаються, а прилади за вимірюванням інтенсивності (\dot{X}) насправді є лише вимірювачами потужності дози поля ІВ.

Наступним закономірним завданням після своєчасного виявлення ІВ є оцінка інтенсивності поля, створюваного виявленим джерелом, і оцінка питомої активності самого джерела.

Вимірювачі потужності дози (доза випромінювання, віднесена до одиниці часу) – прилади, які вимірюють інтенсивність поля – що іноді називають рівнем радіації. Вимірювання потужностей доз – одне з наважливіших завдань радіаційної розвідки місцевості у військах. Вимірювач дозволяє визначити час, протягом якого створюються дози, що не викликають небезпечного біологічного ефекту в організмах, або, навпаки, що можуть викликати його ураження, а також дозволяє визначити кордони простору, у межах якого протягом деякого часу створюються дози, які можуть виявитися небезпечними. Також даний тип приладів дозволяє визначити радіоактивне забруднення поверхні різних предметів за гамма-випромінюванням.

Технічні засоби, за допомогою яких одержують інформацію про активність радіонукліда і про спектр розподілу ІВ, у літературі одержали стійкі назви радіометрична і спектрометрична апаратура відповідно. Вони є складною апаратурою, яка дорого коштує та вимагає спеціальних знань і умов її експлуатації.

У військовій дозиметричній апаратурі склалася усталена термінологія стосовно технічних засобів для виявлення і вимірювання ІВ, які були розглянуті вище. В основу класифікації ВДА покладена, в першу чергу, градація щодо розв'язуваних у військах завдань. У зв'язку з цим усі вони одержали одну загальну назву – «Аналітичні засоби радіаційної розвідки і контролю», що ми і розглянемо більш докладно.

3.1.1. Класифікація військової дозиметричної апаратури

Дозиметричні прилади можна класифікувати: за призначенням, видом вимірюваного випромінювання, ефектом взаємодії випромінювання з речовиною, характером електричних сигналів, перетворених схемою приладу й інших ознак.

Для своєчасного виявлення радіоактивного зараження місцевості та оповіщення про радіаційну небезпеку необхідно організувати радіаційне спостереження і розвідку з використанням спеціальних технічних засобів, що дозволяють виміряти величину потужності дози гамма-випромінювання, рівень зараження різноманітних поверхонь альфа- і бета-активних речовин, а також величини поглинених гамма- і нейтронних доз опромінення, отриманих особовим складом військових підрозділів, а також цивільним населенням, що потрапило в зону дії ІВ і радіоактивного зараження.

Ви рішення цих завдань відбувається за допомогою спеціальних технічних засобів військової дозиметричної апаратури (рис. 3.1.)

1. Прилади радіаційної розвідки. Це засоби, які призначені для виявлення радіаційного зараження і вимірювання величини потужності доз над зараженою місцевістю. До цих засобів належать:

– індикатори для орієнтованої оцінки потужності дози (ДП-64), які мають найпростіші електричні схеми із вбудованою світловою та звуковою сигналізацією. За допомогою індикаторів можна орієнтовано встановити підвищення потужності дози або зменшення;

– вимірювачі потужності дози гамма-випромінювання всіх типів: переносні (ДП-5В, ИМД-5, ИМД-1Р, МКС-У), бортові наземні (ДП-3Б), або (ИМД-21Б), бортові авіаційні (РАП-1, ИМД-31). За їх допомогою здійснюється виявлення радіаційної обстановки, виявлення та визначення радіоактивного зараження.

Результати вимірювань, одержані за допомогою цих засобів, дозволяють оцінити ступінь потенційної загрози зовнішнього опромінення, яке є головною небезпекою променевого ураження особового складу військ.

Крім того, існують прилади для ведення безперервного контролю за появою гамма-випромінювання ядерних вибухів з метою захисту екіпажу бронеоб'єктів (ПРХР), а також датчики визначення боєздатності пунктів управління (ИМД-22). Останній тип приладів здатний вимірювати потужність поглиненої дози проникаючої радіації ядерних та нейтронних боєприпасів і поглиненої дози гамма-випромінювання радіоактивного зараження місцевості з видачею інформації у автоматизовані системи управління військами (АСУВ).

Перспективним напрямком розвідки є розробка спеціалізованих комплексів радіаційної розвідки і пошуку джерел випромінювання.

Ці засоби повинні: вести радіаційну розвідку в районах, які підлягають радіаційному зараженню, визначати радіаційну обстановку в них з побудовою

карт дозових полів, ідентифікувати радіонуклідний склад радіоактивних аномалій, вести пошук і визначати місця розташування локальних джерел гамма- і нейтронного випромінювання як з борту літальних апаратів, так і з наземних транспортних засобів.

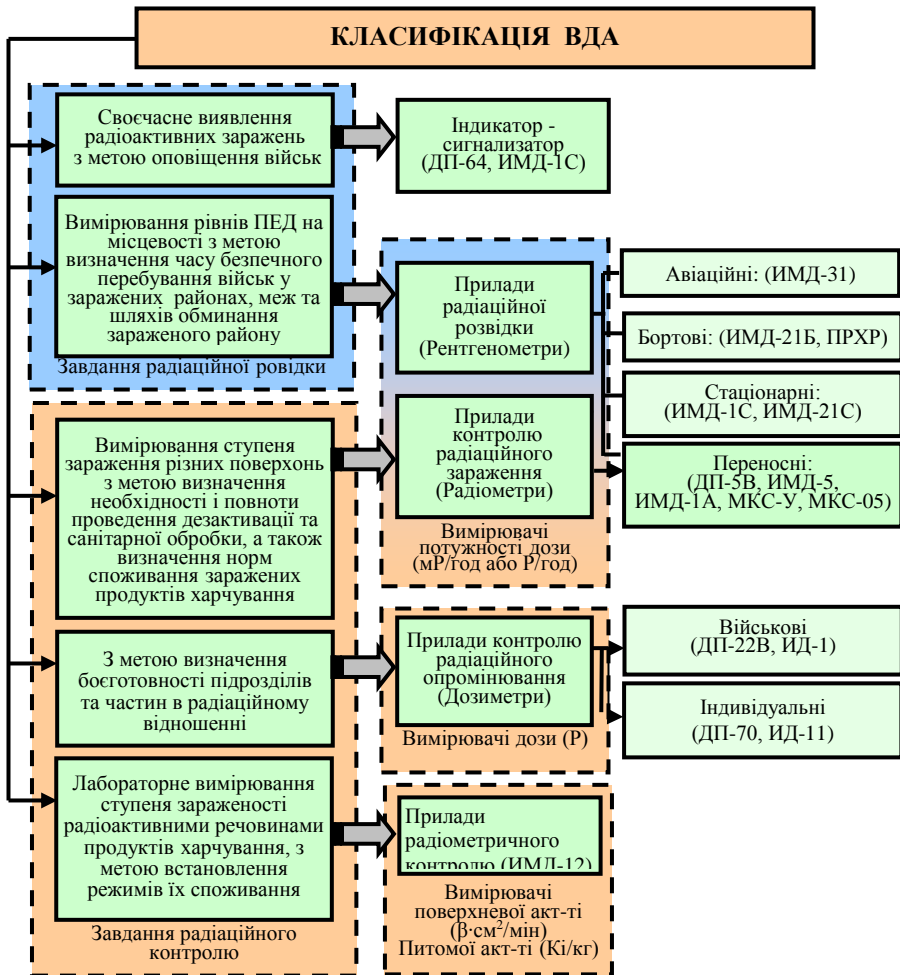


Рис. 3.1. Класифікація військової дозиметричної апаратури

2. Прилади радіаційного контролю. Ці засоби призначені для вимірювання величини поглинених доз гамма- і гамма-нейтронного випромінювання, одержаних особовим складом, а також контролю

радіоактивного зараження різних поверхонь (з метою визначення необхідності і повноти проведення дезактивації та санітарної обробки).

До першої групи приладів належать військові (ДКП-50А, ИД-1) та індивідуальні вимірювачі доз (ДП-70М, ИД-11, ИД-02, ДК-02).

Величини доз, зареєстровані військовими вимірювачами доз, використовуються командиром і штабом для оцінки працездатності людей і боєздатності частин та підрозділів. Дози, заміряні індивідуальними вимірювачами, необхідні медичній службі для діагностики ступеня важкості променевих уражень і проведення на їх основі лікарняно-профілактичних і евакуаційних заходів.

Усі індивідуальні вимірювачі доз підрозділяються на два види: прямовказівні, коли знімати показання з приладу можна безпосередньо (ИД-02, ДК-02, ДКП-50А, ИД-1) і без шкали індикації («сліпі»); показання, які знімаються на спеціальних пристроях і, як правило, у стаціонарних умовах (ИД-11, КДТ). Усі дозиметри можна також класифікувати:

- за типом детектора (іонізаційні, люмінесцентні, хімічні);

- за живленням (без джерела живлення – ДП-70М, ИД-11, КДТ; які потребують зарядки ДК-02, ИД-02, ИД-1, ДКП-50А);

- за видами і енергією випромінювань, що реєструються (низькоенергетичні до 200 кеВ; середньоенергетичні до 1,25 МеВ – ДКП-50А; високоенергетичні до 3 МеВ – ДП-70М, ИД-1, ИД-11);

- за діапазоном доз випромінювання (чутливі; середньої чутливості – ДКП-50А; аварійні, грубі, розраховані на високі рівні радіації – ИД-1, ИД-11, ДП-70М, КДТ).

До другої групи приладів радіаційного контролю належать переносні радіометри: ДП-5В, ИМД-5, ИМД-1, ИМД-12-2(3), МКС-У, МКС-05. Усе різноманіття радіометрів доцільно класифікувати насамперед: за видами випромінювань (комбіновані бета-, гамма-випромінювання; для одного виду випромінювань), за видами потужностей доз, які реєструють прилади (експозиційна – ДП-5В, ИМД-1Р ИМД-12-2(3), поглинена – ИМД-5; еквівалентна – МКС-У, МКС-05).

3. Прилади радіометричного контролю. Радіометричні установки використовуються в польових радіометричних лабораторіях (АЛ-4М). За допомогою лічильних установок (ИМД-12) визначається активність або ступінь зараження продуктами ядерного вибуху води, продовольства і фуражу та оцінюється можливість їх споживання. Перспективним напрямком розвідки засобів радіометричного контролю вважається використання польового бета-гамма-спектрометра – з метою ідентифікації окремих радіонуклідів, вимірювання їх активності, потужності експозиційної дози гамма-випромінювання, а також віку ядерних речовин.

Крім перерахованих типів військових дозиметричних приладів мають місце комбіновані прилади – це ті, які виконують функції двох і більше

приладів для вимірювання ІВ різного функціонального призначення. Наприклад, дозиметр-радіометр МКС-05 «ТЕРРА» або дозиметр-радіометр універсальний МКС-У, які призначені для вимірювання еквівалентної дози та потужності еквівалентної дози гамма- та рентгенівського випромінювань, а також поверхневої щільності потоку бета-частинок.

У ранніх випусках військової дозиметричної апаратури їх назви не відповідали теперішній індексації, наприклад, ДП-64 (дозиметричний прилад 64 моделі) або РУП-1 (радіометр універсальний переносний 1-ї моделі).

У практиці військової дозиметрії можна зустріти прилади, які індексовані (відповідно до класифікації **ОСТ-95357-75**):

– за видом контрольованого випромінювання (для дозиметричних (Д), радіометричних (Р) і спектрометричних (С) приладів, третя буква позначає вид випромінювання: А – α ; Б – β ; Г – γ ; Н – нейтронне; С – змішане);

– за номером моделі та номером конструктивної модифікації.

Наприклад, ДРГ-3-02 означає дозиметр рентгенівського і гамма-випромінювання третьої моделі другої конструктивної модифікації.

У більшості сучасних засобів радіаційної розвідки та контролю, які стоять на озброєнні військ РХБ захисту, назва приладу відповідає індексації за вимірювальною величиною, наприклад, ИМД-21 (вимірювач потужності дози 21 моделі) або ИД-1 (вимірювач дози 1-ї моделі).

3.1.2. Принцип побудови та функціонування аналітичних засобів радіаційної розвідки та контролю

Виявити і зареєструвати іонізуюче випромінювання (ІВ) можна тільки опосередковано, тобто виявити і зареєструвати кінцевий результат взаємодії іонізуючого випромінювання з елементами середовища.

У результаті такої взаємодії можуть з'являтися такі ефекти, як іонізація газу або рідини, змінення оптичних, діелектричних, електропровідних характеристик тих або інших матеріалів, змінення структури побудови різних кристалів тощо. Саме за цими ефектами можна виявити і реєструвати іонізуюче випромінювання. Ділянка середовища, в якій в тій чи іншій формі проявляється ефект взаємодії іонізуючого випромінювання з матеріалом середовища, і результати цієї взаємодії можна зареєструвати тим чи іншим способом, називається детектором іонізуючого випромінювання. Іншими словами, детектор – це первинний вимірювальний перетворювач, який перетворює параметри іонізуючих випромінювань у параметри таких фізичних ефектів, які легко можна зареєструвати технічними пристроями, що є в наявності. Із цього витікає, що до складу приладів обов'язково входить детектор іонізуючого випромінювання.

Залежно від ефекту взаємодії ІВ існують такі типи детекторів іонізуючого випромінювання:

- **іонізаційні детектори** – іонізаційні камери, газорозрядні лічильники і напівпровідникові детектори;
- **сцинтиляційні детектори** – сцинтилятори;
- **люмінесцентні детектори** – фото – і термомюмінесцентні;
- **фотодетектори** – фотоплівки і фотопластини;
- **хімічні детектори** тощо.

У військовій дозиметричній апаратурі найбільш широко використовуються іонізаційні детектори, тобто іонізаційні камери (ІК) і газорозрядні лічильники (ГЛ), а також люмінесцентні детектори. Менш широко, але все ж таки використовуються хімічні детектори.

У теперішній час у практику розробки і побудови приладів починають упроваджувати люмінесцентні, напівпровідникові та інші детектори. Вихідні параметри різних детекторів різні:

- для іонізаційних, люмінесцентних детекторів – це параметри електричних сигналів – електричний струм або напруга;
- для сцинтиляційних детекторів – світлові спалахи з довжиною хвилі, яка лежить у межах оптичної області тощо.

На сьогодні усі вихідні параметри детекторів можна зареєструвати сучасними засобами, заміряти і визначити функціональний зв'язок між іонізуючим випромінюванням, яке впливає на детектор та його вихідним ефектом, наприклад, між потужністю дози і струмом іонізаційної камери.

У сучасній техніці зручним для передачі, оброблення, використання в різних керуючих і виконавчих системах є електричний сигнал. Розвиток електронної техніки дозволяє вихідний ефект детектора будь-якого типу перетворити в електричний сигнал, який несе в собі інформацію про параметри іонізуючого випромінювання, який впливає на даний детектор.

Вибір того чи іншого детектора ІВ визначається видом реєстрованого випромінювання, вимірюваними параметрами джерела випромінювання або поля випромінювання, діапазоном змін вимірюваного параметра. Сигнали, що надходять з детекторів, можуть існувати в двох видах:

1. **У дискретному** – наприклад, у вигляді послідовності електричних імпульсів.

2. **В аналоговому** – наприклад, у вигляді постійного струму або напруги.

Як правило, величина заряду в імпульсі або сила струму на виході детектора дуже малі і нестабільні за часом і не можуть бути заміряні безпосередньо реєструючими приладами. Тому послідовні електронні пристрої, які використовуються в дозиметричній апаратурі, проводять підсилення, формування і вимірювання електричних сигналів детекторів і подають результати вимірювання у формі, зручній для спостереження.

Звичайно детектор, елементи його включення (вмонтування) в схему електроживлення, пристрій, який перетворює вихідний ефект (спалахи світла)

в електричний сигнал, конструктивно розташовані в окремому блоці, який кабелем з'єднаний з вимірювальною схемою, що знаходиться на пульті.

Такий блок отримав назву «блок детектування» (БД), а пристрій з вимірювальною схемою – «Вимірювальний блок» або «Вимірювальний пульт». У деяких зразках ВДА вимірювальний пульт може мати вбудований блок детектування з більш грубим детектором, ніж у зовнішнього БД. Елементи схеми електричного живлення приладу також розташовуються в окремому блоці. Цей блок одержав назву «Блок живлення» (БЖ). Таким чином, загальна структурна схема дозиметричного приладу може бути описана в такому вигляді (рис. 3.2.).

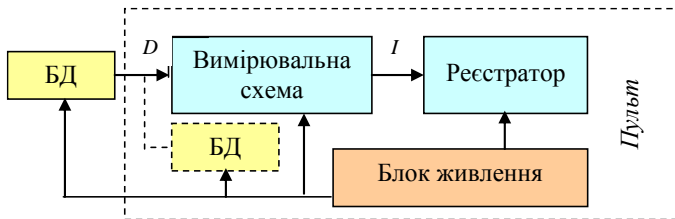


Рис. 3.2. Загальна структурна схема дозиметричного приладу

Залежно від типу детектора і виду вимірюваної дозиметричної величини електронні вимірювальні схеми військових дозиметричних приладів розділяються на вимірювачі постійного струму (ВПС), вимірювачі заряду – електрометри, вимірювачі середньої частоти імпульсів (ВСЧ) і лічильники імпульсів.

Вимірювачі постійного струму використовуються для вимірювання малих струмів ІК у вимірювачах потужності експозиційної дози випромінювання.

Вимірювачі заряду – електрометри призначені для вимірювання малих зарядів ємності ІК дозиметрів.

Вимірювачі середньої частоти імпульсів призначені для визначення середнього числа імпульсів за одиницю часу, що надходять на вхід, і використовуються для вимірювання потужності експозиційної дози.

У найпростіших вимірювачах визначення потужності експозиційної дози може здійснюватися без посилення вхідних імпульсів.

Лічильники імпульсів використовуються для лічби імпульсів детекторів у перерахункових установках, призначених для визначення радіоактивного зараження води, продовольства та фуражу.

Електричне живлення дозиметричних приладів здійснюється, як правило, від автономних джерел електроенергії – сухих елементів або акумуляторів бортової мережі рухомих об'єктів. Для одержання високої напруги,

необхідної для живлення детекторів, електронних ламп, транзисторів і індикаторних пристроїв, використовуються перетворювачі напруги на транзисторах, що перетворюють низьку постійну напругу сухих елементів або акумуляторів у постійну високу напругу.

3.1.3. Особливості побудови блоків детектування

Як зазначалось раніше, блоком детектування (БД) для вимірювання іонізуючих випромінювань називають конструктивно самостійно оформлений пристрій, що сприймає інформацію про поле іонізуючих випромінювань і трансформує її в електричні сигнали.

Блок детектування, як правило складається з одного або декількох детекторів, каскаду зв'язку або узгодження з вимірювальною частиною приладів і інших спеціальних електронних та конструктивних вузлів і деталей (рис. 3.3).

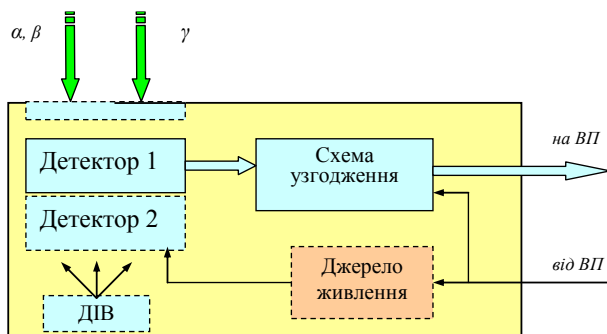


Рис. 3.3 Загальна структура БД військової дозиметричної апаратури

Відповідно до цього для характеристики БД ВДА використовуються ті ж поняття і параметри, що і для детекторів ІВ. Для визначення оптимальності застосування в конкретній ВДА даного типу детектора необхідно, насамперед, мати критерії, за якими можна було б здійснювати відповідний добір і вибір.

Першим і найважливішим фактором придатності детектора в приладі є можливість одержання за його допомогою необхідної та достатньої інформації про поле випромінювання. Причому це прямо пов'язано з жорсткими часовими рамками проведених заходів.

Другим критерієм для добору типу детектора є його застосування в даних умовах експлуатації приладу. У зв'язку з тим, що з уведенням у БД додаткових конструктивних і електронних елементів, вплив кліматичних і механічних факторів на детектор може бути істотно змінено, ця вимога

пов'язана з критерієм добору детекторів за складністю і вартістю електронного обладнання, необхідного для подальшого оброблення інформації, а також живлення БД.

Таким чином, оптимальним типом детектора для приладів ВДА будемо вважати детектор, що дозволяє одержати необхідну інформацію про поле або джерело випромінювання (залежно від розв'язуваних приладом завдань), у разі задоволення експлуатаційних вимог при мінімальних розмірах і вартості електронної частини приладу.

Під час вирішення завдань радіаційної розвідки місцевості до бортових і авіаційних приладів розвідки висуваються такі вимоги:

- вимірювання рівнів ПЕД гамма-випромінювання (Р/год);
- висока швидкодія видачі інформації з детекторів (відновлення інформації).

Усім перерахованим вимогам щонайкраще в силу специфіки ведення розвідки, як на визначеній швидкості, так і на визначених висотах, відповідають іонізаційні камери (ІК), що працюють у режимі «заряд-розряд» (ДП-3Б, ИМД-21, ПРХР). Перспективним детектором для приладів даного класу є напівпровідникові детектори (ИМД-31), що володіють великим обсягом інформації ІВ.

На переносні прилади радіаційної розвідки (ДП-5В, ИМД-5, ИМД-1), крім їхніх основних завдань (вимірювання рівнів ПЕД у Р/год на місцевості), покладене завдання контролю радіаційного зараження озброєння, техніки, особового складу, майна, що дозволяє робити не тільки вимірювання ПЕД у діапазоні мР/год, але і виявляти наявність бета-забруднення. Важливість вимірювання малих значень величин ПЕД гамма-випромінювання пов'язана, в першу чергу, з необхідністю контролю повноти проведення дезактивації і санітарної обробки, а також визначення норм споживання заражених продуктів харчування. Тому, в так званих рентгенометрах-радіометрах, традиційно використовуються як детектори ІВ – газорозрядні лічильники (ГЛ), налаштовані на різні діапазони, а також спеціальна конструкція поворотних екранів БД для виявлення бета-забруднення. Для таких БД висуваються додаткові вимоги:

- висока чутливість;
- стабільність роботи;
- значна величина вихідного сигналу;
- порівняно низькі робочі напруги.

Проста конструкція (реєструвальних схем), малі габарити і зручність в експлуатації вигідно відрізняють ГЛ у приладах даного класу від інших типів детекторів.

Радіометрична апаратура (ИМД-12) також вирішує суто специфічні завдання, пов'язані з лабораторними вимірами ступеня зараженості радіоактивними речовинами продуктів харчування, води, фуражу, з метою

встановлення режимів їхнього споживання. Вимірювання як поверхневої, так і питомої активності альфа- і бета-випромінювань фактично зводиться до визначення кількості частинок, зареєстрованих детектором БД за заданий проміжок часу, з наступною інтерпретацією отриманих результатів. Тому основне питання проектування радіометричної апаратури – це забезпечення необхідної точності вимірювання щільності потоку, що безпосередньо пов'язано з забезпеченням досить високої чутливості БД як до альфа- так і до бета-випромінювань, так і захистом детекторів від забруднення і дії світла, без зниження ефективності реєстрації. Це змушує використовувати детектор, який має властивість реєструвати ІВ будь-яких видів (тобто універсальний) із найбільшою вибірковою здатністю (тобто виділення визначеного виду випромінювання на фоні інших). Відомо, що найбільшою ефективністю реєстрації альфа-, бета-випромінювань на фоні гамма-випромінювання володіють саме сцинтиляційні лічильники, у яких залежно від типу детектора, ефективність може складати десятки відсотків. Перспективним детектором для приладів даного класу є напівпровідникові детектори, що характеризуються:

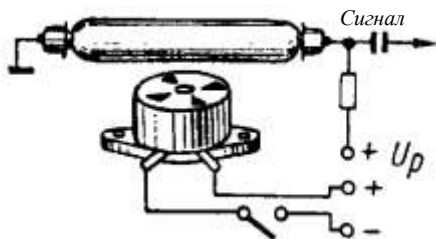
- високою чутливістю;
- малими габаритами (можливість створення точкових детекторів із низькою робочою напругою);
- можливістю використання для спектрометрії ІВ (тобто встановлення спектрального складу гамма-випромінювання).

У більшості сучасних військових приладів радіаційної розвідки і контролю БД є уже самостійним функціонально-закінченим блоком, який має власний блок живлення (ИМД-1) для живлення детекторів.

Для періодичної перевірки працездатності, стабільності роботи і градування ВДА часто застосовують:

1. Генератори електричних імпульсів.
2. Вбудовані (див. рис. 3.3) і зовнішні контрольні джерела ІВ.
3. Вимірювання фонового випромінювання.

Перевірка за рівнем фона займає багато часу і не забезпечує достатньої вірогідності контролю. Застосування генераторів електричних імпульсів дозволяє перевірити лише параметри електронної схеми, не надаючи даних про справність БД. Тому найбільш перспективним напрямком перевірки справності ВДА є введення контрольних джерел ІВ (рис. 3.4).



Вручну або автоматично

Рис. 3.4. Схема дистанційної перевірки справності ВДА

Для забезпечення сталості геометричних умов опромінення детекторів, а також зручності експлуатації контрольне джерело в приладах радіаційної розвідки і контролю радіоактивного зараження вводять безпосередньо в конструкцію БД (ДП-64, ДП-5В, ИМД-5, ИМД-1, ИМД-21). Для зведення до мінімуму можливого забруднення радіоактивними речовинами БД прагнуть виготовити з матеріалів, що мають найменшу сорбуючу здатність, додаючи їм обтічної, зручної для дезактивації форми.

3.1.4. Вимірювальні схеми

Не зважаючи на структуру дозиметричного приладу (див. рис. 3.2), основне завдання вимірювальних схем пов'язане з визначенням кількості сигналів, що надходять від детектора, або кількості електрики, що протікає в ланцюгу детектора. Ці дані подаються у формі вихідної інформації вимірювальних схем I . Зв'язок вихідної інформації вимірювальних схем із вхідною D установлюється вимірювальною характеристикою $I=f(D)$ (часто її називають лічильною характеристикою). Із вимірювальною характеристикою пов'язаний такий параметр, як чутливість (dI/dD) . Вимірювальна характеристика показує також, яким перетворенням піддається інформація у вимірювальному пульті. Лише в пристроях трьох типів – у лічильниках імпульсів, вимірювачах постійного струму й електрометрах – форма подачі інформації не змінюється.

Вимірювальна характеристика може бути лінійною і нелінійною. У вимірювальних схемах з лінійним зв'язком між вхідною інформацією D і вихідними показаннями I чутливості залишається постійною в межах усього діапазону вимірювання. Якщо вимірювальна характеристика нелінійна, чутливість не залишається незмінною: зазвичай вона зменшується від початкової ділянки характеристики до кінцевої.

Вимірювальній схемі з нелінійною вимірювальною характеристикою властива велика, у порівнянні з лінійними пристроями, похибка вимірювання,

однак дозволяється вимірювати інформацію з детектора, що змінюється за величиною на кілька десяткових порядків. Із вимірювальних схем з нелінійною вимірювальною характеристикою найпоширеніші логарифмічні пристрої $I = \kappa \cdot \ln D$. Чутливість вимірювальних схем дорівнює κ/D , тобто знижується обернено пропорційно величині вхідної інформації.

Компромісним варіантом між лінійними і логарифмічними вимірювальними характеристиками буде лінійно-логарифмічна характеристика. У ній уся шкала розділена на кілька рівних ділянок (наприклад, за кількістю десяткових порядків, що перекриваються), так що межі цих ділянок відповідають відносним показникам 0, 10, 100, 1000 тощо. У межах однієї такої ділянки шкала є рівномірною (характеристика лінійна).

Таким чином, чутливість реєстратора залишається незмінною в межах однієї ділянки і знижується у визначене число разів (наприклад, у 10) під час переходу від ділянки до ділянки.

3.1.4.1. Вимірювачі постійного струму

Вимірювачами постійного струму (ВПС) – називають електричні схеми, призначені для визначення миттєвої величини струму, який не змінює свого напрямку (полярності) і відносно повільно змінюється за величиною.

У ВДА знаходять застосування також два основних типи ВПС: аналогові і дискретні. Обидва типи ВПС використовуються в приладах, у яких детектори працюють в струмовому режимі. Застосування ВПС у ВДА викликано тим, що струм детектора зазвичай дуже малий. Безпосереднє вимірювання такого малого струму реєструвальними пристроями, які використовуються в дозиметричних приладах, неможливо. Тому струм з детектора подається на вхід підсилювача постійного струму (ППС), який підсилює його в лінійній залежності в декілька (K_i) десятків або сотень разів. Тут K_i є коефіцієнтом підсилення. Тільки після цього струм вимірюється вимірювальним пристроєм. Таким чином, структуру ВПС (структурну схему) можна подати у такому вигляді (рис. 3.5).

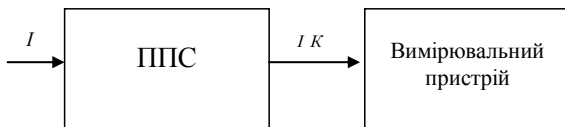


Рис. 3.5. Структурна схема ВПС

У ВДА знаходять застосування такі аналогові ВПС:

– вимірювачі з гальванічними зв'язками, у яких зв'язок ВПС з детекторами та іншими елементами схеми здійснюється через резистори без розділювальних конденсаторів (ПРХР);

– вимірювачі з перетворення вхідного сигналу, в якому постійний струм детектора перетворюється в змінний струм так, що амплітуда перемінної напруги пропорційна силі постійного струму (РАП-1).

ВПС з перетворенням (модуляцією) вхідного сигналу в порівнянні з ВПС з гальванічними зв'язками має значно більшу чутливість (на два-три порядки), що є дуже важливою його перевагою, особливо, коли вимірювання потужності дози проводиться на значному віддаленні від джерела гамма-випромінювання, наприклад, під час ведення радіаційної розвідки місцевості з літальних апаратів.

Крім аналогових ВПС у ВДА знаходять також застосування дискретні (цифрові) ВПС, до яких належить, наприклад, вимірювальний пристрій ИД-11 (ГО-32). У ньому для вимірювання постійного струму, пропорційного дозі випромінювання, використовується аналогово-імпульсний перетворювач, що перетворює постійний струм у послідовність імпульсів, кількість яких потім зчитується цифровою схемою лічення імпульсів.

ВПС можуть використовуватись не тільки для вимірювання слабкого струму, а значить, і пропорційних їм величин потужностей доз випромінювання, але також для реєстрації порогових значень величин потужності дози. У цьому випадку підсиленій у ППС сигнал використовується для ввімкнення якого-небудь сигнального пристрою: лампочки, джерела звукового сигналу або якого-небудь виконавчого пристрою, які спрацьовують тоді, коли потужність дози досягає порогового значення (ПРХР).

Як правило, ППС будуються на спеціальних електрометричних лампах, які мають великий вхідний опір ($\text{ЭМ-4-R}_{\text{вх}}=10^{11}$ Ом), але вони поступово витісняються польовими транзисторами з ізольованим затвором, які мають великий вхідний опір близько 10^{13} – 10^{15} Ом. Це дозволяє використовувати їх у схемах вимірювання дуже малих струмів. Транзисторний ППС відрізняється миттєвою готовністю до роботи, тому що не потребує часу для розігрівання катоду, має менші габарити, вагу і вартість, більшу економічність та надійність. Ці позитивні якості роблять схему з використанням польового транзистора дуже перспективною.

3.1.4.2. Цифрові схеми вимірювання постійного струму і заряду

Цифровими називають такі вимірювальні схеми, в яких результат вимірювання постійного струму або заряду, що надходить на вхід схеми від детектора ІВ, подається в дискретній формі у вигляді цифр. У таких схемах безперервна шкала вимірювань замінена дискретною, для чого в схемі здійснюється перетворення аналогової величини в дискретну. Весь діапазон вимірювань, який безперервно змінює величину струму або заряду, розбивається на деяке число значень через визначені інтервали.

Відповідно до викладеного, основними елементами цифрових вимірювальних схем є аналого-цифрові перетворювачі (АЦП) і рахункові цифрові пристрої.

Існує декілька методів аналого-цифрового перетворення. Для вимірювання постійного струму найбільш широко застосовується метод перетворення вимірюваної величини струму i за пропорційний інтервал часу t з наступним вимірюванням цього інтервалу цифровими способами. **Це так названий час – імпульсний метод** перетворення, що відрізняється відносною простотою і достатньою точністю вимірювання аналогової величини – інтервалу часу t .

Структурна схема цифрового вимірювача постійного струму, побудованого за таким методом наведена на (рис. 3.6). У цій схемі вимірюваний струм i_{ex} надходить на вхід ППС, куди надходить також струм i_{em} від еталонного генератора (ГЕС), який вмикається періодично, пилкоподібним струмом Γ_1 . Струм цього генератора лінійно наростає з часом t_o , а потім практично миттєво спадає до нуля, після чого процес повторюється. У той момент часу, коли два струми, що надходять на вхід ППС, стають рівними за величиною, спрацьовує пороговий каскад і відкривається ключовий каскад, через який на лічильну схему за час від початку відліку до моменту рівності вимірюваного та еталонного струмів проходить визначена кількість стандартних імпульсів від генератора Γ_2 .

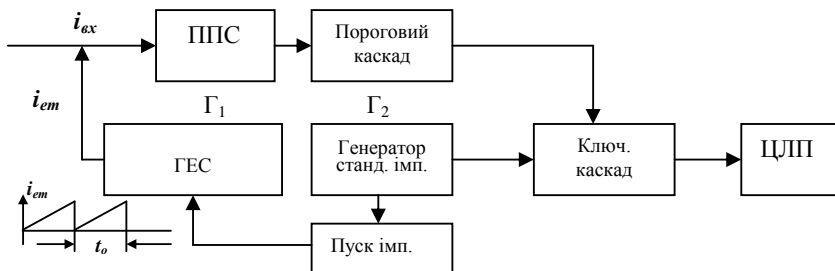


Рис. 3.6. Структурна схема цифрового вимірювача постійного струму

Кількість таких імпульсів пропорційна величині вимірюваного струму і реєструється цифровим лічильним пристроєм (ЦЛП), з якого і виводяться результати вимірювання в цифровій формі.

Запуск генератора пилкоподібного струму повинен здійснюватися синхронно з виробленням чергового імпульсу генератором Γ_2 , для чого з генератора Γ_2 на генератор Γ_1 подається запусканючий імпульс. Перед

проведенням чергового вимірювання лічильник імпульсів встановлюється на нульове положення.

Для вимірювання заряду в цифрових електрометрах найчастіше використовується метод заряду вимірювальної ємності C_e струмом детектора i_d і розряду її, коли напруга на C_e досягне деякої порогової величини $U_{пор}$. Після розряду знову починається заряд ємності. Під час кожного спрацьовування цієї схеми від детектора надходить заряд, рівний $q_o = C_e U_{пор}$. Якщо число спрацьовувань, рівне N , то величина вимірюваного заряду може бути визначена як $Q = q_o N$.

Структурна схема цифрового електрометра, побудованого за таким методом, наведена на рис. 3.7.

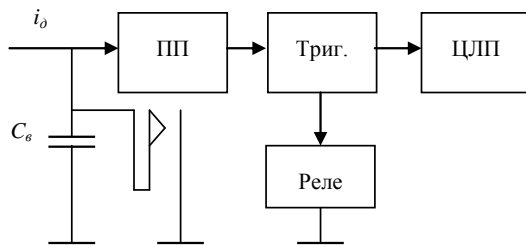


Рис. 3.7. Структурна схема цифрового електрометра

У цій схемі під час заряду вимірювальної ємності C_e до граничної напруги спрацьовує пороговий пристрій (ПП). Перепад напруги на виході порогового пристрою викликає спрацьовування тригера, у ланцюг якого ввімкнена обмотка реле. Під час замикання контактів реле вимірювальна ємність розряджається. Потім знову йде заряд конденсатора і всі процеси повторюються. Тригер тут використовується для забезпечення роботи реле і підвищення чутливості схеми. З виходу тригера імпульси подаються на цифрову лічильну схему (ЦЛП).

Цифрова вимірювальна схема використовується, наприклад, у пристроях реєстрації сумарної дози гамма- або змішаного гамма-нейтронного випромінювання, зареєстрованого радіофотолюмінесцентним дозиметром. Структурна схема цього пристрою приведена на рис. 3.8.



Рис. 3.8. Структурна схема цифрового вимірювача сумарної дози випромінювання

У цій схемі радіофотолюмінесцентний детектор – це фосфатне скло, активоване сріблом, яке після опромінення його гамма-нейтронним випромінюванням може люмінесцювати під дією ультрафіолетового світла. Інтенсивність люмінесценції при цьому пропорційна дозі випромінювання. Свічення РФЛ детектора за допомогою фотоелектронного помножувача (ФЕП) перетворюється в електричний струм, величина якого знаходиться в прямій пропорційній залежності від інтенсивності люмінесценції.

Блок АЦП є складною багатокаскадною схемою, за принципом роботи подібною до схеми на рис. 3.8. У ній струм ФЕП порівнюється зі струмом генератора пилоподібної напруги і при рівності цих струмів спрацьовує чекаючий мультівібратор. Цей мультівібратор видає на ЦЛП деяке число каліброваних імпульсів, пропорційне вимірюваному струму, а значить і величині дози випромінювання.

Розглянута в даному параграфі цифрова форма подання результатів дозволяє вимірювати з достатньою точністю величини дози і потужності дози випромінювання, які змінюються в широких межах, що є важливою перевагою цифрових вимірювачів у порівнянні з аналоговими.

3.1.4.3. Вимірювачі середньої частоти

Вимірювачами середньої частоти (ВСЧ) називаються електричні схеми, призначені для визначення середнього числа імпульсів, які надходять на їх вхід за одиницю часу. У ВДА знаходять застосування два основних типи ВСЧ:

- аналогові, які визначають кількість імпульсів, що надходять на вхід за одиницю часу і подають результат вимірювання у вигляді струму або напруги, пропорційно середній частоті вхідних імпульсів (ДП-5В, ПРХР);
- дискретні, що лічать кількість імпульсів, які надходять на їх вхід за одиницю часу і подають результат вимірювання в цифровій формі (ИМД-1, ИМД-12).

Обидва типи ВСЧ використовуються в вимірювачах потужності дози гамма-випромінювання, в яких детектори працюють у імпульсному режимі (ГЛ, ІК в режимі «заряд-розряд», сцинтиляційні лічильники).

Структурна схема ВСЧ аналогового типу наведена на рис. 3.9. Схема містить підсилювач – нормалізатор, усереднений пристрій та реєстратор.

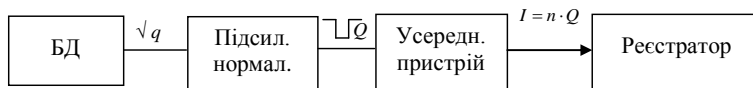


Рис. 3.9. Структурна схема ВСЧ аналогового типу

Підсилювач – нормалізатор здійснює підсилювання імпульсів з малим зарядом q і нормалізує їх за тривалістю та амплітудою, тобто на виході всі імпульси мають значний, практично однаковий за величиною заряд, рівний Q .

Усереднений пристрій підсумовує заряди всіх нормалізованих імпульсів і перетворює в постійний струм, величина якого пропорційна частоті нормалізованих імпульсів, тобто $I = nQ$. У ролі такого перетворювача використовується інтегруючий контур.

Струм інтегруючого контуру вимірюється вимірювачем струму – мікроамперметром, при цьому струм мікроамперметра буде у встановленому режимі відповідати середній частоті надходження імпульсів з блока детектування, а ця частота, як відомо, прямопропорційно залежить від потужності дози гамма-випромінювання, що впливає на детектор.

Таким чином, шкалу вимірювального приладу – мікроамперметра можна відградувати з урахуванням коефіцієнтів пропорційності в одиницях потужності дози – мікро-, мілі-, Рентген/год.

Типи ВСЧ розрізняються головним чином, за видом схеми, яка використовується для посилення і нормалізації вхідних імпульсів або відсутності останньої. У військових вимірювачах потужності дози використовуються такі схеми ВСЧ:

- проста струмова схема з ГЛ та інтегруючим контуром;
- схема з дозуючим конденсатором і нормалізатором імпульсів на тиратронах з холодним катодом;
- схема з дозуючим конденсатором і нормалізатором імпульсів на електронних лампах.

У простій струмовій схемі (рис. 3.10) ВСЧ відсутні посилення і нормалізація вхідного імпульсу, внаслідок чого схема знаходить застосування лише в найпростіших вимірювачах потужності дози – індикаторах ІВ.

Струмова схема складається з послідовно з'єднаних між собою ГЛ із опором навантаження R_n , інтегруючого контуру $C_i - R_i$ з мікроамперметром μA і джерела живлення лічильника E . Газорозрядний лічильник є елементом схеми, що сприймає випромінювання. Під час влучення гамма-квантів в об'єм лічильника розвивається газовий розряд, а в його зовнішньому ланцюзі протікає короткочасний імпульс струму, що несе заряд, рівний q . Інтегруючий контур є паралельним з'єднанням конденсатора C_i та опору R_i з мікроамперметром. Розглянемо роботу схеми.

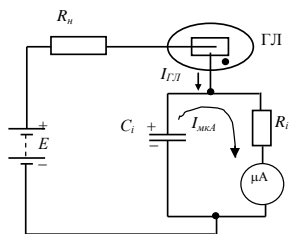


Рис. 3.10. Струмова схема ввімкнення лічильника, що використовується для вимірювання середньої частоти

У вихідному стані, коли випромінювання на ГЛ не діє, практично вся напруга джерела живлення прикладена до електродів лічильника, а напруга на конденсаторі C_i дорівнює нулю. При цьому струм у ланцюзі лічильника не тече, напруга на контурі та струм мікроамперметра також дорівнюють нулю.

Під час впливу випромінювання на ГЛ у його ланцюзі виникають короточасні імпульси струму, частота проходження яких пропорційна потужності експозиційної дози випромінювання. Кожний з цих імпульсів підзаряджає конденсатор інтегруючого контуру, завдяки чому відбувається накопичення заряду на ньому і напруга на конденсаторі U_c поступово зростає (рис. 3.11). Вхідні імпульси напруги здійснюють заряд конденсатора інтегруючого контуру, проходячи через опір джерела напруги R .

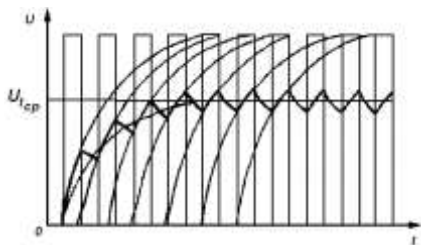


Рис. 3.11. Принцип роботи інтегруючого контуру

Для забезпечення процесу інтегрування стала часу ланцюга заряду τ_z має бути дуже великою. Розряд конденсатора C_i відбувається через ввімкнений в інтегруючий контур опір R_i , величина якого більше величини опору джерела напруги (R). Тому стала часу ланцюга заряду $\tau_z = R_i C_i$ буде менша за сталу часу ланцюга розряду $\tau_p = R C_i$. У момент надходження на вхід інтегруючого контуру імпульсу напруги його конденсатор почне заряджатися (рис. 3.11). Унаслідок збільшення сталої часу ланцюга заряду напруга на конденсаторі не встигне досягти величини імпульсу до моменту його припинення.

Після припинення дії імпульсу конденсатор буде розряджатися і напруга на ньому зменшиться. Так, якщо розряд конденсатора відбувається повільніше, ніж заряд, то за час паузи в проходженні імпульсів конденсатор не встигне цілком розрядитися і до моменту приходу наступного імпульсу на ньому збережеться деяка напруга.

Другим імпульсом конденсатор зарядиться додатково вже до більшої напруги, ніж за першого, і після розряду в другій паузі на ньому збережеться більша напруга, ніж після першої. Приріст напруги на конденсаторі під час імпульсів відбувається за експонентним законом і буде більшим на початку процесу заряду конденсатора. По мірі заряду конденсатора збільшення напруги на ньому під дією імпульсу зменшується. Навпаки, зменшення напруги на конденсаторі під час паузи спочатку відбувається повільніше, а по мірі заряду конденсатора, коли напруга на ньому росте і пропорційно йому росте струм розряду, швидше. Після закінчення деякого часу з моменту надходження першого імпульсу на конденсаторі встановлюється режим

динамічної рівноваги, за якого збільшення напруги під час імпульсу дорівнює зменшенню напруги під час паузи, і напруга на конденсаторі характеризується середньою величиною U_{cp} (див. рис. 3.11).

Таким чином, стала часу інтегруючого контуру $\tau = R_i C_i$ вибирається такою, щоб вона була значно більшого періоду проходження імпульсів газорозрядного лічильника T . Завдяки цьому інтегруючий контур перетворить дискретну величину – послідовність імпульсів – у безперервну – практично постійний струм або постійну напругу, величина яких пропорційна середній частоті проходження імпульсів.

Постійна напруга на контурі мала і може бути виміряна вольтметром з великим вхідним опором, наприклад, ламповим вольтметром.

Постійний струм вимірюється мікроамперметром, увімкненим в інтегруючий контур. Раніше було відзначено, що прості ВСЧ мають недостатню чутливість через те, що в схемі немає каскаду посилення, а заряд в імпульсі ГЛ малий. Відзначалася також значна похибка вимірювань, яка викликана частковою залежністю величини заряду в імпульсі ГЛ від напруги живлення.

Очевидно, що для ліквідації зазначеного недоліку необхідно здійснити посилення імпульсів лічильника за зарядом і нормалізацією (калібруванням) їх, за тривалістю та амплітудою для того, щоб кожен імпульс містив у собі однаковий заряд незалежно від зміни напруги на ГЛ.

Для виконання цих задач між лічильником і інтегруючим контуром вмикається спеціальний каскад, названий підсилювачем – нормалізатором вихідних імпульсів. Необхідно зазначити, що цей каскад може бути виконаний на різних активних елементах: вакуумних, газонаповнених або напівпровідникових приладах і зібраний за різними схемами, але призначення його у всіх випадках буде одним – посилення і калібрування імпульсів підзаряджаючих конденсаторів інтегруючого контуру.

Крім виконання зазначених функцій, у підсилювачі – нормалізаторі може здійснюватися зміна параметрів вихідного імпульсу (тривалості та амплітуди) з метою розширення діапазону вимірів частот проходження імпульсів, а значить і величин потужностей доз гамма-випромінювання.

Однією зі схем, що використовуються у ВДА для посилення і нормалізації імпульсів ГЛ, є схема ВСЧ із дозуючим конденсатором і нормалізатором імпульсів на безнакальних тиратронах. Усі пристрої цифрових приладів радіаційної розвідки і контролю складаються з елементарних логічних схем. Відомо, що комбінація логічних елементів дозволяє: запам'ятовувати інформацію, перетворювати її, формувати і підсилувати сигнали.

Як пристрій, що запам'ятовує інформацію в елементах, використовують тригер – логічний елемент, що характеризується двома стійкими станами (рис. 3.12). Для переключення тригера застосовують вхідні логічні схеми.

Найбільше розповсюдження в цифрових вимірниках швидкості рахунка імпульсів одержали так названі Т-тригери (рахункові), що змінюють свій стан із приходом кожного вхідного імпульсу (рис. 3.13.).

На основі розглянутих тригерів і логічних схем реалізовані блоки і вузли цифрових вимірювачів потужності дози. До найбільш розповсюджених варто віднести регістри, лічильники, дешифратори, суматори й арифметично – логічні пристрої. Розглянемо роботу лічильника імпульсів – вузла, що підраховує кількість електричних імпульсів на його вході.

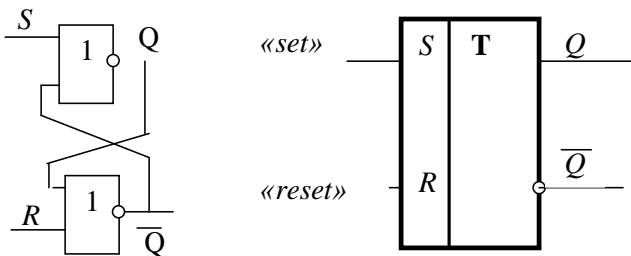


Рис. 3.12. Принципова схема RS-тригера з роздільною установкою 0 і 1

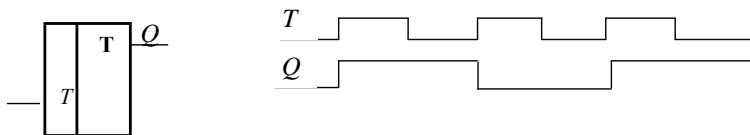


Рис. 3.13. Схема Т-тригера рахункового і його часові діаграми

На рис. 3.14. наведено спрощену схему двійкового лічильника, побудованого на Т-тригерах, і діаграма напруг на виходах Q_1 - Q_4 тригерів.

Після підрахунку 16 імпульсів на виході лічильника встановлюється код 0000. Вважається, що такий лічильник має коефіцієнт перерахування 16. Змінити коефіцієнт перерахування можна змінивши число тригерів або ввівши зворотні зв'язки між ними.

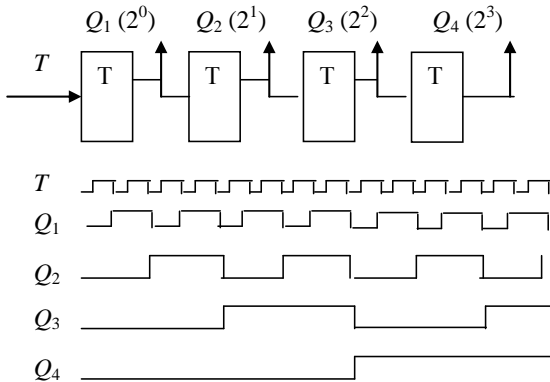


Рис. 3.14. Схема двійкового лічильника і діаграма напруги на виході

У дискретних ВСЧ реєструвальний пристрій являє собою цифрову лічильну схему, яка здійснює вимірювання загальної кількості імпульсів N . Усереднений пристрій забезпечує підрахунок протягом інтервалу часу t , так що середня частота їх надходження (слідування) $n = N/t$. Спрощена структурна схема такого реєструвального пристрою наведена на рис. 3.15.

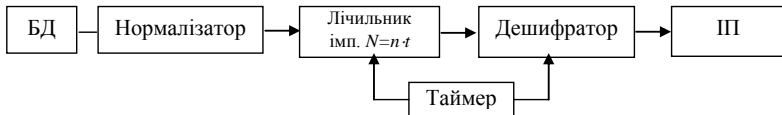


Рис. 3.15. Спрощена структурна схема дискретних ВСЧ

Імпульси з БД, які пройшли через підсилювач – нормалізатор, надходять на лічильник імпульсів, який за певний час здійснює відлік кількості імпульсів, які надійшли на його вхід.

Часовий інтервал t надається схемою таймера, який генерує імпульс початку підрахунку й імпульс закінчення рахунку вхідних імпульсів в інтервалі часу t , які задаються оператором або автоматично.

Після закінчення часового інтервалу t лічильник припиняє відлік імпульсів, що надходять до його входу. Отримана інформація про кількість налічених імпульсів надходить на схему дешифратора, де формуються електричні сигнали, які надходять до цифрових індикаторних пристроїв.

На індикаторному пристрої (ІІ) відображається інформація у вигляді цифрового числа. Після закінчення вимірювання оператором або автоматично подається імпульс «скид» на всі елементи схеми перерахунку і приводить ці

елементи і всю схему в початковий стан. Такий принцип вимірювання частоти надходження імпульсів використовується в приладах типу ИМД-1, ИМД-21, ИМД-12.

3.1.5. Блоки живлення

3.1.5.1. Блоки живлення на основі перетворювачів напруги

Для роботи БД дозиметричних приладів, а також елементів вимірювальних схем цих приладів потрібна електрична енергія різних параметрів. Як правило, потрібна енергія постійного струму різних напруг. Так, для живлення газорозрядних лічильників необхідна постійна напруга від 400 до 2000 В, для живлення сцинтиляційних лічильників необхідна напруга від 1500 до 3000 В з величиною струму від десятків до сотень міліамперів.

Такі напруги та струми одержують за допомогою спеціальних електричних схем, зведених в окремі блоки – блоки живлення (БЖ). Вихідним джерелом електричної енергії для таких блоків слугують або хімічні джерела живлення у вигляді сухих елементів, акумуляторні батареї або мережі напруги 220 В, 50 або 400 Гц. Хімічні джерела живлення використовуються в переносних приладах радіаційної розвідки та контролю (ДП-5В), акумуляторні – у бортових приладах на машинах розвідки (ДП-3Б, ИМД-21Б, ИМД-31), мережна напруга – у стаціонарних приладах (ДП-64, ИМД-1С, ИМД-21С) та установках радіометричного контролю (ИМД-12). Структурна схема БЖ дозиметричних приладів має вигляд (рис. 3.16).

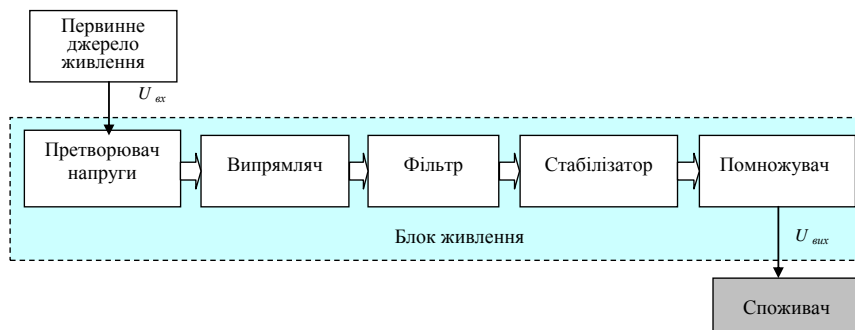


Рис. 3.16. Структурна схема блока живлення

Принцип роботи БЖ такий: із первинного джерела живлення (наприклад, з хімічного елемента) – постійна напруга 1,3 В надходить на схему перетворювача напруги, яка перетворює постійну напругу в пульсуючу напругу (наприклад позитивну) порядку 400 В. Далі ця напруга надходить на

схему випрямлення та фільтрації, де всі пульсації прибираються. Відфільтрована напруга надходить на схему стабілізації, яка стабілізує напругу, що надійшла, тобто робить його незмінним у часі.

У такий спосіб із виходу схеми стабілізації надходить позитивна стабілізована напруга 400 В, яку можна подавати на газорозрядний лічильник.

Якщо для живлення сцинтиляційного лічильника необхідна постійна стабілізована напруга 2000 В, то зі схеми стабілізації напруга 400 В надходить на схему помножувача, що посилює вхідну напругу в 5 разів, тобто збільшує її до 2000 В. Якщо на БЖ подається змінна напруга 220 В, 50 або 400 Гц, то вона, насамперед, знижується за допомогою знижувального трансформатора до 1,3 В, випрямляється й далі перетворюється так, як було показано вище. Аналогічним чином одержують напругу живлення для електронних ламп +150 В; +15 В; напівпровідникових елементів і мікросхем +5 В; +10 В тощо. У зв'язку з тим, що перетворювачі напруги широко використовуються в схемах усіх дозиметричних приладів, розглянемо принцип його роботи. Перетворювач напруги призначений для перетворення постійної напруги малої величини в постійну напругу великої величини.

Принцип перетворення напруги полягає в тому, що якщо через провідник протікає якийсь постійний струм і його раптово перервати, то за рахунок миттєвого зменшення струму від максимальної величини до нуля в провіднику наводиться ЕРС самоіндукції, що тим більша, чим менший час зміни струму в провіднику і більша його довжина. Як переривач використовується електронний ключ на лампі або транзисторі, що має високу швидкодію, а довгий провідник згортають у спіраль або обмотку котушки. Частота переривання дорівнює звичайно декільком сотням або тисячам герц, тому сердечники перетворювальних трансформаторів виготовляються з магнітних матеріалів із великою індукцією насичення та малими втратами. ЕРС самоіндукції, яка з'явилася, можна значно збільшити або зменшити, використовуючи явище трансформації за допомогою підвищувального або знижувального трансформатора. До того ж у вторинній обмотці такого трансформатора з'являється ЕРС взаємоіндукції значно вища або значно нижча за ЕРС самоіндукції, ніж у первинній обмотці.

Перетворювач напруги (рис. 3.17) містить у собі: релаксаційний блокінг-генератор, що перетворить постійну напругу джерел живлення на імпульсну в колекторній обмотці трансформатора блокінг-генератора; випрямляч, що пропускає в наступну частину схеми імпульси однієї полярності; фільтр, що згладжує ці імпульси та перетворює імпульсну напругу на постійну.

Він може також містити в собі стабілізатор, що забезпечує постійність напруги на виході перетворювача. Перетворювач живиться від низьковольтних джерел (напругою близько 1,6–3,2 В). **Розміщення джерел**

живлення в схемі перетворювача напруги спричиняє роботу блокінг-генератора.

В обмотці L_2 трансформатора блокінг-генератора виникає послідовність імпульсів змінної полярності, величина яких залежить від напруги джерел живлення. До того ж імпульс, що виникає в момент різкого спаду колекторного струму, значно більший за імпульс, що виникає за більш повільного процесу його зростання, і може досягти декількох десятків і сотень вольт. Трансформатор блокінг-генератора має підвищувальну обмотку з великою кількістю витків. Під час зростання та спаду колекторного струму, що протікає через обмотку L_2 , у підвищувальній обмотці трансформатора L_3 індукуються електрорушійна сила E_3 , величина якої більша за величину електрорушійної сили E_2 в стільки разів, в скільки кількість витків обмотки L_3 більше, ніж кількість витків обмотки L_2 :

$$E_3 = E_2 \frac{n_3}{n_2} \quad (3.1)$$

Таким чином, в обмотці L_3 утворюються імпульси електрорушійної сили в декілька тисяч вольт. До кінців обмотки L_3 підключаються послідовно випрямляч D і конденсатор C . Випрямляч умикається так, щоб імпульси великої величини, що виникають у підвищувальній обмотці трансформатора в момент припинення колекторного струму, проходили через нього та заряджали конденсатор. Під час паузи конденсатор встигає незначно розрядитися на навантаження, і кожен наступний

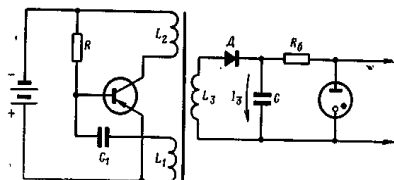


Рис. 3.17. Схема перетворювача напруги

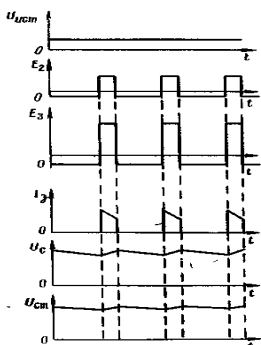


Рис. 3.18. Графіки зміни напруги та струму в схемі перетворювача напруги

імпульс
ВІДНОВЛЮ

є на ньому заряд, причому величина струму заряду визначається за різницею між величиною заряджаючого імпульсу та величиною заряду конденсатора. Процеси зарядження та розрядження конденсатора призводять до того, що напруга пульсує навколо деякого середнього значення.

Для згладжування цих пульсацій паралельно фільтрові підключається стабілізатор напруги. Усі ці зміни спричинені пульсаціями стабілізатора напруги, так само як і розрядом джерел живлення, будуть призводити лише до зміни струму, що протікає через стабілітрон, і відповідної зміни

спадання напруги на опорі R_6 . Напруга на стабілітроні, що подається на навантаження, залишається постійною (рис. 3.18). Більш ефективною, але й більш складною схемою перетворювача напруги є схема з двома електронними ключами, що працюють послідовно. Такий пристрій називається двотактним перетворювачем напруги. Під час роботи такої схеми у вторинній обмотці трансформатора з'являються імпульси напруги прямокутної форми обох полярностей, амплітуда яких перевищує напругу джерела живлення.

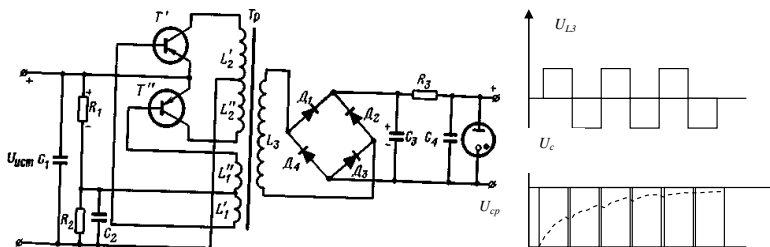


Рис. 3.19. Двопівперіодна схема перетворювача напруги

Для перетворення таких імпульсів у постійну напругу використовуються двопівперіодні випрямлячі (**бруківна схема**), до яких далі підключається схема фільтрів, що згладжують (рис. 3.19).

Перетворювачі напруги, що застосовуються в польовій дозиметричній апаратурі, створюють на виході постійну напругу близько 200–400 В, причому в ряді випадків дозволяють одержати під час використання одного джерела живлення кілька різних напруг.

3.1.5.2. Пристрій живлення на p - n -ізокристали

Сухі елементи, що використовуються в даний час як первинні джерела живлення, мають обмежену електричну ємність і забезпечують живлення ВДА лише протягом обмеженого часу. Крім цього, сухі елементи мають обмежений термін збереження 6–18 місяців, що утрудняє їх експлуатацію та не дозволяє створювати довгострокових запасів. У приладах контролю радіаційного опромінення (вимірювачі доз) використовують p - n -ізоеlementи для зарядки дозиметрів (рис. 3.20)

Якщо механічно стискати таблетки з p -ізокераміки зі зростаючим зусиллям P і вимірювати напругу U на підключеному до них конденсаторі C за допомогою електростатичного вольтметра (рис. 3.20), то вольтметр буде показувати зростання напруги на конденсаторі. У цій схемі дві таблетки p -ізокераміки, з'єднані паралельно, поміщені у футляр із фторопласту, що має відмінні електроізолювальні властивості та забезпечує мінімальний витік

заряду. Знизу та згори на п'єзоелементи діє рівномірно розподілених по всій поверхні елемента зростаючий тиск.

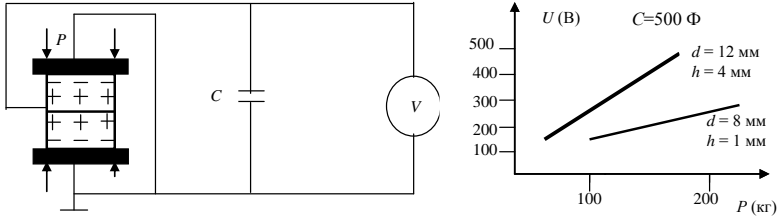


Рис. 3.20. Схема одержання напруги за допомогою п'єзоелемента та графік залежності напруги на п'єзоелементах від величини стискання

На рис. 3.20. наведені графіки залежності напруги на п'єзоелементах від величини їх механічного стискання $U = f(P)$ для різних геометричних розмірів елементів. З графіків видно, що залежність має прямолінійний характер і що величина заряду, створюваного п'єзоелементами, зростає зі збільшенням їх товщини та діаметра. Такий пристрій живлення має значно більший термін експлуатації та збереження, ніж хімічні джерела струму, має значно менші (у 5–10 разів) габарити та вагу та відрізняється великою простотою. Принципово можливе використання пристроїв живлення на п'єзокераміці в двох типах дозиметричних приладів:

- у комплектах індивідуальних дозиметрів як зарядні пристрої;
- у вимірниках потужності дози гамма-випромінювання з ІК для живлення камер.

На рис. 3.21. наведено принципову електричну схему для заряду прямопоказуючих іонізаційних дозиметрів із використанням п'єзоелементів. Схема відрізняється простотою, тому що містить усього два елементи: таблетку з п'єзокераміки з пристроєм для стискання та зарядне гніздо.

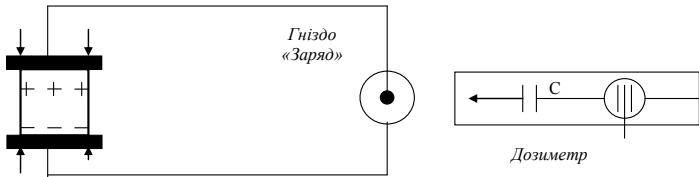


Рис. 3.21. Схема заряду прямопоказуючих дозиметрів із джерелом живлення на п'єзоелементі

Робота цієї схеми здійснюється в такий спосіб. Під час механічного стискання п'єзоелементів зі збільшенням зусилля на ньому з'являється

електричний заряд, який подається потім до зарядного гнізда. Встановивши в зарядне гніздо прямопоказуючий дозиметр, за рахунок зміни стиснення п'єзоелемента можна зарядити дозиметр, установивши нитку його електроскопа на поділку «Нуль» шкали.

На ІК дозиметра та конденсаторі, підключеному паралельно камері, установлюється необхідна робоча напруга. Зарядний пристрій конструктивно має містити блок п'єзоелементів, зарядно-контактний вузол і пристрій для стиснення п'єзоелементів із механічним підсилювачем. Блок п'єзоелементів, так само як і зарядно-контактний вузол, має бути герметичним, як це зроблено в зарядному пристрої ЗД-6 (ИД-1). Механічний підсилювач може бути виконаний у вигляді гвинтового, клинового або підйомного механізму.

Таким чином, із використанням п'єзокераміки може бути виготовлений малопотужний зарядний пристрій для дозиметрів, у яких в якості детектора використовується іонізаційна камера.

3.1.6. Радіаційна стійкість військової дозиметричної апаратури

3.1.6.1. Поняття про радіаційну стійкість військової дозиметричної апаратури

Військова дозиметрична апаратура побудована з використанням електрорадіовиробів (ЕРВ). Це електронні лампи, напівпровідникові вироби (діоди, транзистори, тиристори та ін.), інтегральні мікросхеми, резистори, конденсатори, різноманітні трансформатори, дроселі тощо, які з'єднуються до купи в електричні схеми за допомогою різних провідників.

На працездатність електричних схем приладів великий вплив мають іонізуюче випромінювання (ІВ), електромагнітне випромінювання (ЕМВ) ядерного вибуху, а також випромінювання, яке виникає під час роботи ядерних енергетичних установок і космічного випромінювання.

Вплив ІВ та ЕМВ може суттєво змінити характеристики електронних приладів, привести до зворотніх та незворотніх змін їх працездатності. Враховуючи це, під час проектування військової дозиметричної апаратури (ВДА) необхідно вживати відповідних заходів для зменшення або повної нейтралізації шкідливих наслідків впливу радіаційних факторів.

Під радіаційними факторами розуміють явища або процеси, які є зовнішніми щодо об'єктів, апаратури та ЕРВ. Вони викликають або можуть викликати зміну (втрату) їх працездатності в процесі експлуатації.

Здатність ВДА ефективно протистояти впливу радіаційних факторів, не змінюючи своєї працездатності, характеризує радіаційну стійкість ВДА.

Показник радіаційної стійкості – це мінімальний рівень ІВ-ЕМІ, який впливає на об'єкт, за якого ще виконуються критерії радіаційної (електромагнітної) стійкості об'єкта, тобто здійснюється безвідмовна робота апаратури.

Як відомо, ІВ поділяється на корпускулярне (альфа-, бета-, нейтронне-випромінювання і уламки поділу ядер) та електромагнітне (гамма-, рентгенівське, світлове випромінювання та електромагнітний імпульс).

Унаслідок слабкої проникаючої здатності альфа-, бета-, випромінювання і уламків поділу ядер, їх впливом на ВДА можна знехтувати.

Світлове випромінювання впливає, переважно, на поверхню об'єкта (нагрівання), що визначає досить прості методи захисту, тому під час розгляду радіаційної стійкості ними теж можна знехтувати.

Таким чином, на радіаційну стійкість ВДА впливають гамма-, нейтронне-випромінювання, а також ЕМІ ядерного вибуху.

Вплив на апаратуру може продовжуватись від декількох секунд – імпульсні види випромінювання (ядерний вибух) і протягом тривалого часу (радіаційна розвідка, робота реактора, космічний політ) – безперервне випромінювання.

Для того щоб визначити радіаційну стійкість ВДА та вжити необхідних заходів для її підвищення, необхідно розуміти всі процеси, які відбуваються в електрорадіовиробах, колах, пристроях, схемах в цілому, що виникають під впливом ІВ та ЕМІ і вжити всіх заходів для ліквідації або зменшення їх шкідливої дії.

Під час дії ІВ та ЕМІ на ЕРВ (електрорадіовироби) у них виникають різні зміни, які впливають на технічні характеристики цих виробів. Зміни ці дістали назву «радіаційний ефект».

Прийнято виділяти такі радіаційні ефекти: іонізаційний; зміщення; перенесення заряду.

Ефект зміщення – це фізичне пересування атомів зі свого нормального стану (положення) в кристалічній решітці матеріалу. Такі пересування супроводжуються виникненням структурних дефектів кристалічної решітки. До найпростіших із них належать вільні положення в решітці (вакансії) і додаткові атоми між її вузлами (міжвузлове проникнення). Як правило, найпростіші дефекти в матеріалах провідників є нестійкими та можуть релаксувати (зменшуватись), повертаючись до початкового положення після припинення опромінення.

Але в матеріалах через деякий час після опромінення можуть виникнути й складні дефекти (асоціації різних дефектів між собою або різними домішками, або дефектами ґратки), які можуть існувати тривалий час.

Під час опромінення електронами та фотонами з енергією, нижчою за 1 МеВ виникають, як правило, найпростіші дефекти. Опромінення нейтронами, протонами і бета-частинками більш високих енергій супроводжується, як правило, появою складних дефектів.

Таким чином, ефекти зміщення залежно від характеру ІВ, яке впливає на матеріал, можуть бути короткочасними та тривалими.

Короткочасні виявляються у зворотних змінах параметрів об'єктів і характерні для імпульсного опромінення.

Тривалі виявляються в незворотній зміні різних параметрів матеріалу, яка зберігається після опромінення.

В електронних схемах, вузлах і пристроях ефекти зміщення впливають, в основному, на роботу напівпровідникових приладів, оскільки призводять до суттєвих змін часу життя неосновних носіїв, їх концентрації і рухливості, що залежать від рівня випромінювання.

Ефекти переносу заряду обумовлені передачею кінетичної енергії ІВ вторинним частинкам. Ці ефекти виявляються у вигляді струмів, які не можуть встановитися, а також захопленого діелектриком заряду.

Під час пересування вторинних заряджених частинок (наприклад, комптонівських електронів – комптон-ефект) або протонів віддачі (система нейтрон-водень), створюються електричні і магнітні поля, або в приладах починають текти невстановлені струми, величина яких залежить від потужності дози опромінення. До того ж можлива поява фальшивих сигналів, порушення електричної міцності вхідних і вихідних кіл, що призводить до їх перегорання.

Заряд, перенесений вторинними частинками в непровідну область (у діелектрик), може знаходитись там протягом тривалого часу. Цей заряд залежить від інтегрального потоку частинок (доза опромінення). Усе це призводить до зміни параметрів виробу (наприклад, конденсатора), що, у свою чергу, буде впливати на працездатність вузла або схеми, яка включає в себе цей виріб.

Іонізаційні ефекти – явища, викликані низькоенергетичними зарядженими носіями, які виникають упродовж траси або траєкторії руху як первинних, так і вторинних іонізуючих частинок. Ці носії витрачають свою енергію на утворення електронно-іонних пар. Кількість електронно-іонних пар, що утворюються незалежно від виду первинних частинок, визначається тільки кількістю енергії, яка виділяється на іонізацію. Так, якщо в напівпровіднику на утворення пари носіїв електрон-дірка витрачається від 3 до 10 еВ, то під час передачі енергії, наприклад, бета-частинкою, напівпровіднику, що дорівнює 1 МеВ, утворюється близько $3 \cdot 10^5$ – $1 \cdot 10^6$ пар носіїв електронів-дірок.

Іонізаційні ефекти виявляються у вигляді перехідних ефектів (ефектів вільних носіїв), проміжних релаксаційних, а також довготривалих ефектів захоплених носіїв і хімічних ефектів (утворення нових хімічних речовин).

Перехідні ефекти пов'язані з утворенням вільних носіїв, середня тривалість життя яких у напівпровіднику лежить у межах 10^{-9} – 10^{-5} с.

Тому щільність вільних носіїв, залежно від співвідношення між тривалістю імпульсу випромінювання і часом життя носія, залежить або від дози, або від потужності дози випромінювання.

Від кількості вільних носіїв залежить зміна електрофізичних характеристик матеріалу (наприклад, питомий опір матеріалу, діелектричні втрати тощо), а також формування в зовнішніх колах ЕРВ приросту струму.

Оскільки носії заряду мають високу рухливість, то вони досить швидко рекомбінують, їх рівноважні концентрації швидко зникають після припинення опромінення. А це викликає припинення дії іонізаційного ефекту.

Крім того, на роботу напівпровідників (НПП) може впливати витік струму в повітрі між електродами, який виникає під час іонізації. У деяких випадках цей ефект може стати визначальним для приладів із малою (нижчою за 10^{-13} – 10^{-14} А.с.р⁻¹) чутливістю до гамма-випромінювання.

Таким чином, іонізаційні ефекти в ЕРВ під час дії гамма-нейтронного випромінювання, викликають утворення надмірних зарядів, поява яких у діелектриках та ізоляторах знижує їх ізолювальні властивості, призводить до виникнення струмів витікання, а в напівпровідниках – до утворення іонізаційних струмів. Унаслідок цього, виникають зворотні зміни параметрів апаратури, яка знаходиться у ввімкненому стані, що може призвести до тимчасової втрати її працездатності за фальшивим спрацюванням, збоями та зникненням корисного сигналу.

Ефекти, викликані дією ЕМІ

У реальних умовах роботи ЕРВ у складі апаратури, на них можуть впливати безпосередньо магнітні поля (електромагнітні поля) різної форми та напруженості, імпульсні електричні напруги та струми, наведені полем ЕМІ на схемних з'єднаннях та в самих приладах. До того ж у схемах, окремих елементах приладу можуть з'являтися явища, які будуть змінювати їх характеристики, визначаючи працездатність усього приладу (апаратури) в цілому. Виходячи з цього, стійкість ЕРВ та апаратури в цілому до дії ЕМІ визначається двома показниками:

- стійкістю до впливу електричних і магнітних полів;
- стійкістю до імпульсів напруги, що прикладаються (імпульсна електрична стійкість).

Це означає, що в процесі або після дії імпульсної напруги заданої форми та потужності, вироби й матеріали виконують свої функції та зберігають необхідні параметри в межах попередньо встановлених норм.

І взагалі, під час дії ЕМІ на вироби електронної техніки мають місце такі ефекти:

- проникнення ЕМІ в середину корпусів і спотворення внутрішніх електричних та магнітних полів виробів;
- виникнення ЕРС та струмів на корпусі, виводах, у металізації та інших провідних елементах;
- дія на вироби електричних імпульсів, які приходять з інших елементів ВДА.

Ступінь впливу цих ефектів на працездатність ЕРВ неоднакова. Найбільший вплив на працездатність виробів мають імпульсні напруги, наведені ЕМІ на протяжних з'єднувальних лініях, антенах і т. ін., електрично пов'язаних з цими виробами. У цьому разі можуть спостерігатися:

- пробой в р-п-переходах у НПП;
- пробой вакуумних і газонаповнених проміжків;
- розплавлення та обривання струмоведучих доріжок, місць спайки (зварювання) проводів через термо- та електродинамічні напруги;
- збої в роботі та поява фальшивих сигналів.

Під час впливу потужних і коротких імпульсних напруг можливі пробой ізоляційного матеріалу, зміна параметрів діелектриків, які мають незворотний характер, що призводить до повної відмови виробу.

Наприклад, конденсатори, з'єднувальні кабелі тощо.

Пробой вакуумних і газонаповнених проміжків (ламп, тиратронів, рзрядників та ін.) мають зворотний характер і визначають тимчасову втрату працездатності виробу.

3.1.6.2. Особливості дії іонізуючого випромінювання та електромагнітного імпульсу на електрорадіовироби

Вплив ІВ та ЕМІ на напівпровідникові прилади та інтегральні мікросхеми

У більшості випадків порушення працездатності ВДА під час опромінення ІВ та впливу імпульсних ЕМ полів визначається, в основному, зміною параметрів НПП та ІМС.

Під дією гамма-імпульсів відбувається іонізація матеріалів НПП та середовища, яке його оточує, це у свою чергу, викликає виникнення короточасних міжелектродних провідностей і первинних фотострумів, які призводять до появи фальшивих електричних імпульсів на виході ключових та імпульсних схем. Так, для звичайних транзисторів, які використовуються в схемах ВДА за потужності дози 10^6 рад·с⁻¹ та напруги колектор-бази 10 В, первинний фотострум буде дорівнювати приблизно 8,6 мА. Цей струм лінійно залежить від потужності дози до 10^8 – 10^9 рад·с⁻¹, і за більш високої потужності дози ця залежність може бути нелінійною.

Протікання фотострумів у колах транзисторів може призвести до зміни стану ключових схем, появи фальшивих сигналів в аналогових схемах, нагрівання, яке призведе до короточасної зміни параметрів НПП.

Під дією імпульсів нейтронів змінюються основні параметри НПП.

Це відбувається, в основному, за рахунок появи дефектів в структурі напівпровідникового матеріалу, а за високих енергій нейтронів – за рахунок вторинної іонізації НП-матеріалу.

Наприклад, зміна параметрів матеріалу НП діода призводить до зміни його вольт-амперної характеристики.

Інтегральні мікросхеми складаються з великої кількості транзисторів діодів, які є найбільш «слабким» місцем щодо дії ІВ, тому що в них активно проходять раніше розглянуті процеси.

Так, під час дії імпульсного ІВ – гамма-випромінювання – в ІМС генеруються фотоструми, що призводять до зміни параметрів ІМС. Ось чому для підвищення радіаційної стійкості ІМС необхідно зменшити відношення кількості активних елементів (діодів, транзисторів) до кількості пасивних (резисторів, конденсаторів); підвищувати їх універсальність; знижувати залежність вихідних параметрів ІМС від параметрів транзисторів, які входять до складу ІМС.

Електромагнітний імпульс ядерного вибуху, в основному, діє на комплектуючі деталі приладу. Через корпуси та кожухи приладів зовнішнє електромагнітне поле, ослаблене та змінене за формою, проникає в середину приладу, впливаючи на комплектуючі електрорадіовироби, викликаючи в них та схемах у цілому, небезпечні напруги та струми.

А це, у свою чергу, призводить до зміни параметрів ЕРІ або відмов у роботі НПП та ІМС за рахунок вторинного теплового пробою. Мінімальна енергія ЕМІ, необхідна для руйнування транзисторів, становить 10^{-5} – 10^{-3} Дж. Енергетичний спектр ЕМІ ЯВ має максимум близько 10^{-6} Дж/м², оскільки поверхня транзисторів та ІМС мала, близько часток см², то руйнування їх від впливу ЕМІ ЯВ практично не відбувається. Але все ж у процесі дії полів ЕМІ характерні зворотні (тимчасові) зміни параметрів виробів, обумовлені наведеними напругами на їх конструкційних елементах.

Наприклад, під час спалаху блискавки в схемах радіоприймачів чутні характерні клацання, а на екранах ТБ – збій зображення.

Вплив ІВ та ЕМІ на радіокомпоненти

У конструкціях ВДА широко застосовуються радіодеталі (резистори, конденсатори) і радіокомпоненти (трансформатори, дроселі та ін.). У цих виробках широко застосовуються різні метали та їх сплави, органічні діелектрики, пластмаси тощо. Найбільшого впливу зазнають високомолекулярні органічні діелектрики, в яких у момент опромінення та після нього, навіть за невеликих потоків і доз опромінення спостерігаються зміни основних фізико-хімічних властивостей.

Стійкі (незворотні) зміни електричних параметрів радіодеталей і радіокомпонентів відбуваються внаслідок порушення структури матеріалів, які в них застосовуються, і визначаються поглиненою дозою гамма-випромінювання, потоком нейтронів та їх енергетичним спектром.

Так, зміни енергетичних параметрів конденсаторів пов'язані з фізико-хімічними процесами в діелектриках, втратою герметизації через руйнування

ущільнюючих вузлів. Гамма-нейтронне випромінювання викликає тимчасові та незворотні зміни ємності, опору ізоляції конденсаторів залежно від потужності дози випромінювання.

Для резисторів основним параметром є опір. Його зміна під час дії різних складових ІВ має специфічний характер. Так, дія нейтронів викликає в резисторовому шарі та підкладці резистора ефекти, які призводять до зміни загального опору резистора, що виявиться під час потоку нейтронів більшого за 10^{16} н/см².

Зміна опору резистора під дією імпульсного гамма-випромінювання обумовлюється іонізаційними процесами в матеріалах конструкції, резисторовому шарі та навколишньому середовищі. Ці зміни мають тимчасовий характер і повторюють у часі форму гамма-імпульсу. Іонізаційні процеси виникають відразу ж після припинення опромінювання.

У трансформаторах і дроселях, з урахуванням їх конструкції та особливості роботи, за умов дії імпульсу ІВ будь-яких змін параметрів, що впливають на працездатність, немає. Але опір ізоляції зменшується в момент дії імпульсу на 6–7 порядків. Після припинення дії імпульсу ІВ, опір ізоляції відновлюється повністю.

Електромагнітні імпульси, впливаючи на резистори та конденсатори, можуть вивести їх із ладу. Основний механізм їх пошкоджень – це виникнення електричного пробою або дуги як ззовні, так і в середині виробу.

Стійкість до руйнування в різних типів конденсаторів різна.

Так, електролітичні конденсатори мають значну стійкість, танталові – пошкоджуються за рівнів, близьких до рівнів пошкодження НПП.

Для електровакуумних і газорозрядних приладів вплив полів ЕМІ виявляється у вигляді напруг (струмів), наведених на виходах, траверсах та інших конструкційних елементах. Наслідком цього є порушення стійкості роботи газорозрядних приладів.

Усі електромагнітні компоненти, радіодеталі, НПП, інтегральні мікросхеми, з великою кількістю переходів найбільш уразливі під час дії ЕМІ.

Таким чином, вплив ІВ та ЕМІ на електронні прилади та пристрої може викликати різні відхилення та збої у їх роботі або, за певних умов, вихід із ладу. Усе це повною мірою стосується і військової дозиметричної апаратури. Тому вирішення завдання підвищення радіаційної стійкості ВДА під час використання її за прямим призначенням є дуже важливим під час проектування та виготовлення такої апаратури.

3.1.6.3. Шляхи підвищення радіаційної стійкості дозиметричної апаратури

Для підвищення радіаційної стійкості апаратури використовують різні методи. Найбільш поширені з них:

1) застосування комплектуючих виробів, менш чутливих до дії ІВ. Це призведе до підвищення стійкості (радіаційної) апаратури в 5–10 разів;

2) вибір оптимальних конструктивно-технологічних методів виготовлення мікросхем. Це призведе до підвищення радіаційної стійкості до сумарної дози близько 10^4 – 10^6 Гр і потужності дози близько 10^7 – 10^9 Гр/с;

3) застосування поглинаючих екранів, заливоч, покриттів, раціонального компанювання приладів, за якої конструктивні елементи відіграють роль екранів тощо;

4) схематичний метод включає в себе: введення глибокого негативного зв'язку за постійним струмом для стабілізації режимів; компенсацію виникаючих фотострумів; захист від протікаючих надмірних струмів і виникаючих перенапруг; розробку схем, працюючих за значними змінами параметрів вхідних елементів і т.д. (побудування логічних каскадів із малим коефіцієнтом розгалуження – набагато меншим, ніж той, що допускається за нормами експлуатації);

5) структурні методи, які містять у собі: резервування компонентів апаратури зі зниженою радіаційною стійкістю; вимикання апаратури під час опромінення з подальшим відновленням інформації, що заноситься в радіаційностійку пам'ять; зберігання управляючих програм в радіаційностійких оперативнотипованих пристроях (ОЗП) і перенесення їх до ОЗП під час виникнення збоїв тощо;

6) вибіркове випробування ВДА (її комплектів, і приладів у цілому) на радіаційну стійкість, виявлення та усунення елементів, що стали причиною виходу апаратури з ладу. Здійснення заходів щодо збереження радіаційної стійкості приладів супроводжується, як правило, підвищенням її вартості.

***Наприклад,** забезпечення рівня стійкості приладів до потоку нейтронів до 10^{12} н/см² призведе до збільшення вартості апаратури на 20–30 %, тоді як забезпечення стійкості до потоку 10^{15} н/см² – до збільшення вартості в 5 разів;*

7) експлуатація ВДА (кожного приладу) за умов, чітко обмежених технічною та експлуатаційною документацією.

Аналіз технічних даних апаратури радіаційного контролю, яка знаходиться на озброєнні ЗС України, доводить, що ця апаратура досить радіаційно стійка, що дозволяє експлуатувати її в умовах застосування зброї масового ураження та, зокрема, ЯЗ.

Так, прилад ДП-3Б зберігає свою працездатність під час дії на нього гамма-імпульсу з потужністю $1,4 \text{ Р} \cdot \text{с}^{-1}$ (5000 Р/год) і напруженістю магнітного поля $H = 318,3 \text{ А/м}$, а прилад ИМД-21 – відповідно за потужності дози гамма-випромінювання в імпульсі до $2,7 \text{ Р} \cdot \text{с}^{-1}$ (10000 Р/год) і $H = 398 \text{ А/м}$.

Якщо врахувати, що імпульс гамма-випромінювання під час ЯВ продовжується від 10 до 15 секунд, то на відстані від епіцентру ядерного вибуху потужністю 1 кт, яка буде безпечною для відкрито розташованого

особового складу (800 м для повітряного вибуху, потужність дози гамма-випромінювання в імпульсі становитиме білизько $10 \text{ Р}\cdot\text{с}^{-1}$).

Така величина імпульсу потужності дози гамма-випромінювання може вивести ці прилади з ладу, але під час розташування їх в інженерних укриттях, наприклад, щілинах, траншеях, окопах, у яких коефіцієнт ослаблення досягає 20, ці прилади зберігають працездатність.

Ці ж прилади зберігають працездатність і під час використання їх на зараженій місцевості з потужністю дози гамма-випромінювання до 5–10 тис. Р/год, що виникає на осі сліду радіоактивної хмари, хоча за таких умов ІВ особовий склад працювати з приладами не зможе.

3.1.7. Точність польових дозиметричних вимірів

Дозиметрична апаратура використовується у військах як засіб здобуття одного з видів інформації необхідної командирі для управління військами. Військові дозиметричні прилади призначені для здобуття вихідних даних, на основі яких оцінюється радіаційна небезпека. Оцінка здійснюється за схемою: вимір дози чи потужності дози – визначення радіаційних втрат – оцінка зміни боєздатності підрозділу, частини. Вимірвальні можливості ВДА визначаються не тільки за діапазоном вимірювань, але й точністю останніх.

Результати вимірювань дози містять у собі інструментальні та методичні похибки. Перехід «доза – радіаційні втрати» вносить додаткові методичні похибки.

Інструментальна похибка визначає невідповідність між дозою або потужністю дози в точці вимірювань і показаннями приладу, детектор якого розміщений у цій точці. Ця похибка характеризує недосконалість приладу.

Вимірювана в даній точці доза (потужність дози) може істотно спотворюватися через вплив тіла людини або корпусу розвідувальної машини. Про потужність дози в деякій точці іноді роблять висновок за вимірюваннями, проведеними на відстані від неї. Це відбувається під час повітряної розвідки. Виникають похибки методу вимірювань.

За вимірюваннями в точці поля випромінювання визначають загальну дозу опромінення людини. Цей перехід є джерелом похибки екстраполяції. Похибка екстраполяції виникає не тільки під час переходу від точки до об'єму, але й під час переходу від потужності дози до дози.

Командир або штаб, здобуваючи дані про дози опромінення й оцінюючи радіаційну небезпеку, заносить у результати такої оцінки похибку методу визначення радіаційних втрат.

Інструментальні похибки дозиметричних приладів дуже своєрідні порівняно з похибками, характерними для вимірвальної апаратури інших типів.

Основна похибка дозиметричного приладу визначається на градувальних пристроях із точковим моноенергетичним джерелом

випромінювання і за звичайних методів перевірки є, власне кажучи, похибкою градування двох-трьох поділок шкали кожного піддіпазону вимірювань приладу.

Вимірювачі потужності доз, детектори яких працюють у лічильному режимі, мають статистичну похибку, джерело якої – випадковий характер взаємодії ІВ з речовиною, що створюють чутливу зону детектора.

Чутливість вимірювання дози або потужності дози змінюється як під час зміни спектрального складу випромінювання, так і під час зміни напрямку, надходження випромінювання. Відповідно до факторів, що впливають, розрізняють похибку спектральної чутливості «хід із жорсткістю» і похибку анізотропії чутливості.

Кожний дозиметричний прилад має деяку інерційність у встановленні показань. Інерційність є джерелом динамічних похибок.

Зі звичайних додаткових похибок вимірювальної апаратури для військових дозиметричних приладів найбільш важливе значення мають температурна похибка та похибка, яка спричинена зміною напруги джерел живлення.

Деякі інші додаткові похибки можливі, але характерні для окремих видів апаратури.

***Наприклад** ФЕП, які використовуються в сцинтиляційних детекторах, чутливі до магнітних полів; показання приладів на негерметизованих ІК залежать від зміни атмосферного тиску тощо.*

Під час визначення дози опромінення варто враховувати методичні похибки двох видів: методу вимірювання та екстраполяції результатів вимірювання. Джерелом похибок методу вимірювання є:

- вплив тіла людини, що робить вимірювання, на показання приладу;
- зміна ослаблення випромінювання середовищем, що знаходиться між джерелами випромінювання та детектором, за зміни спектрального складу випромінювання.

Результати вимірювання звичайно **глумачаться розгорнуто**. Вважається, що доза опромінення, яка вимірюється дозиметром, що переноситься в кишені, є дозою опромінення особи, що носить цей дозиметр. За вимірною потужністю дози складають прогноз можливих доз опромінення. Такі дії вносять у результат визначення доз похибки екстраполяції. Джерелами похибок екстраполяції є:

- неоднакове опромінення різних частин тіла людини;
- відмінність швидкості спаду рівнів радіації від розрахункової величини.

Показання дозиметрів в умовах «вільної атмосфери» можуть відрізнитися від показань у робочому стані, коли вони переносяться на тіло. Тіло людини під час вимірювань екранує дозиметр і показання останнього зменшуються. Однак саме тіло є джерелом розсіяного випромінювання. Вплив розсіяного випромінювання призводить до зростання показань

дозиметра. Залежно від типу та конструкції дозиметра вплив тієї чи іншої причини може переважати. Испити дозиметрів, що вже випускаються, показують, що похибка дозиметра, що виникає за рахунок впливу тіла людини, може бути оцінена величиною $\pm 20\%$.

Детектори вимірювачів потужності доз, що переносяться, під час вимірювання віддалені від тіла оператора, що робить вимірювання, і, як правило, захищені від розсіяного випромінювання тіла конструктивними елементами приладу. Тому для вимірювачів потужності доз властиве екранування тілом. Відомо, що спостерігач, що знаходиться біля приладу, за великої зони зараження зменшує показання на 10–50 %.

Радіаційна розвідка місцевості здійснюється на колісних і гусеничних машинах або літаках і вертольотах. Під час зміни спектрального складу випромінювання відбувається зміна ослаблення випромінювання середовищем, що знаходиться між джерелом випромінювання і детектором. Поглинаючим середовищем під час наземної розвідки є маса розвідувальної машини, а під час повітряної – маса повітря та водяної пари, що знаходяться між зараженою поверхнею землі й літальним апаратом.

Зміна кратності ослаблення гамма-випромінювання масою машини під час розвідки місцевості за різних типів вибухів і на різний час після вибуху може досягати значної величини.

Похибки, що виникають під час ведення повітряної радіаційної розвідки через змінний коефіцієнт ослаблення гамма-випромінювання повітрям, можуть бути також істотними.

3.1.8. Методи вимірювання радіоактивного зараження у військах

У методах визначення зараженості продуктами ядерних вибухів (ЯВ) необхідно враховувати, що під час випадання їх на місцевість та об'єкти, що знаходяться на ній (озброєння, бойова техніка та ін.), найбільш небезпечним є гамма-випромінювання, а під час потрапляння їх на шкірні покриви людей, обмундирування, спорядження, продовольство та воду – бета-випромінювання.

Основною вимогою до польових методів є забезпечення можливо більшої об'єктивності під час оцінювання безпеки зараження радіоактивними продуктами ЯВ місцевості, особового складу, поверхонь різних об'єктів, води та продовольства. Зараженість можна вимірювати за бета- або гамма-випромінюванням.

3.1.8.1. Вимірювання радіоактивного зараження місцевості

Завдяки розсіюванню гамма-випромінювання від поверхні землі та від шару повітря до блока детектування (БД) випромінювання надходить практично з усіх напрямків. Для продуктів ЯВ з віком від 1 год до 10 діб потужність дози гамма-квантів, що надходять із верхньої півсфери над

поверхню землі, тобто розсіяних у повітрі, становить усього 7–8 % повної потужності дози, а потужність дози розсіяного випромінювання в повітрі й ґрунті – у цілому приблизно 15 %.

Таким чином, потужність дози випромінювання, що надходить до даної точки з різних напрямків, неоднакова.

Радіоактивне зараження місцевості характеризується величиною потужності експозиційної дози (ПЕД) гамма-випромінювання, яка вимірюється на висоті $H = 1$ м над поверхню землі. Раніше в практиці військової дозиметрії цю величину часто називали рівнем радіації.

Вимірюють рівні радіоактивного зараження місцевості або бортовими вимірювачами потужності дози, або переносними. Для одержання мінімальної метрологічної похибки вимірювань необхідно враховувати «хід із жорсткістю» детектора приладу та наявності в ньому визначеної залежності чутливості від напрямку його опромінення. Конструкція блока детектування, у якому розташований детектор, така, що звичайно має визначений напрямок, якому відповідає найбільша чутливість.

На малих висотах до точки спостереження надходять випромінювання головним чином за напрямками, близькими до паралельних площині джерела ($\theta \approx 90^\circ$, $\cos \theta \approx 0$), а на великих висотах випромінювання втрачає свої похилі компоненти та надходять до точки спостереження в основному за напрямком, близьким до вертикального ($\theta \approx 0^\circ$, $\cos \theta \approx 1$).

Кутовий та енергетичний розподіл гамма-випромінювання над поверхню землі має бути погоджений із діаграмою спрямованості чутливості детектора вимірювача потужності дози.

На методичну помилку вимірювань рівнів ПЕД істотно впливає вірогідність величини коефіцієнта кратності ослаблення гамма-випромінювання тілом дозиметриста, корпусом рухомого об'єкта, шаром повітря, що знаходиться між поверхню землі та літальним апаратом. Пояснюється це тим, що для зведення результатів вимірювань до висоти 1 м над поверхню землі показання приладу множать на коефіцієнт кратності ослаблення. Кратністю ослаблення є відношення потужності експозиційної дози за відсутності середовища, що ослабляє, між джерелом випромінювання та точкою вимірювання до потужності експозиційної дози в тій же точці за наявності середовища, що ослабляє;

$$K_{осл} = \frac{e^{\eta d}}{B}, \quad (3.2)$$

де η – лінійний коефіцієнт ослаблення поглинаючого шару товщиною d ;

B – дозовий фактор накопичення.

У ході радіаційної розвідки важко одержати величину коефіцієнта кратності ослаблення з високою вірогідністю, оскільки вона залежить від

геометрії об'єкта, його фізичних параметрів, енергетичного спектра гамма-випромінювання і, отже, безупинно змінюється.

Для зменшення методичної похибки вимірювань рівня ПЕД за допомогою переносного вимірювача потужності дози необхідно, щоб детектор приладу мав мінімальний «хід із жорсткістю».

Під час вимірювання потужності експозиційної дози БД приладу, розташованого на висоті 1 м, необхідно в просторі орієнтувати так, щоб його вісь, що відповідає максимальній чутливості, була рівнобіжна поверхні землі (рис. 3.22.).

Блок детектування розташовується так тому, що в точці вимірювань на невеликій висоті над землею потужність дози обумовлена в основному гамма-квантами, що надходять за напрямками, близькими до рівнобіжних щодо площини джерела (рис. 3.22.).

Якщо під час вимірювань потужності експозиційної дози прилад розташований на тилі дозиметриста, який знаходиться на відкритій місцевості, показання приладу, необхідно множити на 1,2. Таку величину має середнє значення коефіцієнта кратності ослаблення тілом людини. Показання потужності дози, які зняті з реєструвального пристрою вимірювача, відповідають обмірюваній величині рівня ПЕД під час розміщення детектора в БД приладу, що знаходиться у витягнутій руці дозиметриста. У цьому разі детектор БД знаходиться на такій відстані від дозиметриста, за якої не позначається екрануюча дія тіла людини.

Для зменшення методичної похибки вимірювання рівнів ПЕД за допомогою бортового вимірювача потужності дози, установленого всередині автомашини чи бронетранспортера, необхідно правильно розмістити та орієнтувати БД приладу. Місце БД необхідно вибрати так, щоб під час вимірювання максимально використовувати випромінювання, що входить у рухливий об'єкт через його бічні стінки. Орієнтувати БД необхідно так, щоб його вісь, що відповідає максимальній чутливості, була рівнобіжна поверхні землі, тобто так само як і детектор БД переносного приладу, з тих же причин (рис. 3.22.).

Показання бортового приладу проводять до висоти 1 м над поверхнею землі множенням результату вимірювання на коефіцієнт кратності ослаблення поля гамма-випромінювання корпусом рухомого об'єкта.

Цей коефіцієнт залежить від типу об'єкта, від місця установа приладу в середині об'єкта та від енергетичного спектра гамма-випромінювання.

Залежність кратності ослаблення $K_{осл}$ броньового листа товщиною 2 см від енергії гамма-квантів E_γ наведена в табл. 3.1, з якої видно, що зі зменшенням енергії коефіцієнт ослаблення гамма-випромінювання різко зменшується.

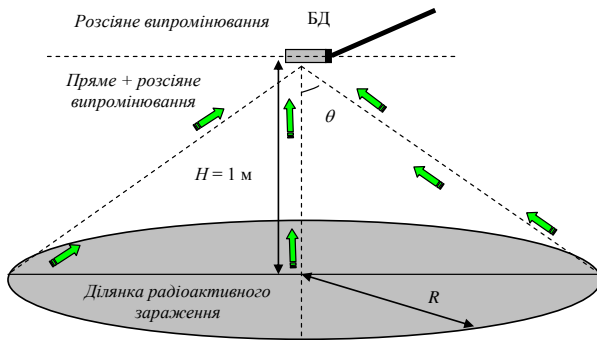


Рис. 3.22. Розташування блока детектування під час вимірювань потужності експозиційної дози

Таблиця 3.1

Залежність кратності ослаблення $K_{осл}$ від енергії гамма-квантів E_{γ}

E_{γ} , MeV	0,1	0,2	0,3	0,4	0,8	1
$K_{осл}$	10	4	3	2	1,6	1,5

Для об'єкта або місця установлення бортового приладу використання постійного коефіцієнта кратності ослаблення може призвести до значних похибок вимірювань рівнів ПЕД на висоті 1 м від поверхні землі. Пояснюється це тим, що середня енергія гамма-випромінювання продуктів ЯВ залежить від виду вибуху, часу, що пройшов після вибуху, ряду інших факторів.

Величину цієї методичної похибки можна зменшити, якщо в бортовому вимірювачі потужності дози БД винести за межі автомашини чи бронеоб'єкта розташувати на штанзі довжиною 1,5–2 м. Ця штанга може бути розташована попереду, збоку, позаду та згори. Останнє розміщення має переваги. Орієнтувати БД до того ж необхідно так, щоб його вісь, що відповідає максимальній чутливості, була рівнобіжна поверхні землі.

За такого розміщення БД існує коефіцієнт екранування випромінювань, але він за величиною менший за коефіцієнт кратності ослаблення. У результаті за інших однакових умов коефіцієнт екранування буде змінюватися в менших межах і методична похибка вимірювання потужності експозиційної дози теж буде меншою.

Під час вимірювань рівнів ПЕД за допомогою приладу, установленного на вертольоті або літаку, БД випромінювання необхідно орієнтувати так, щоб його вісь, що відповідає максимальній чутливості, була перпендикулярна поверхні землі.

Пояснюється це тим, що на великих висотах випромінювання до точки вимірювання надходить в основному за напрямками близькими до вертикального (рис. 3.23).

Для зведення показань вимірювача потужності дози до рівня 1 м над поверхнею землі необхідно помножити їх на висотний коефіцієнт, що характеризує ослаблення гамма-випромінювання стовпом повітря, що знаходиться між поверхнею землі та літальним апаратом. Залежність висотного коефіцієнта кратності ослаблення $K_{осл}$ від висоти польоту H для ідеально рівної поверхні, стандартної атмосфери та середньої енергії гамма-квантів 0,7 МеВ наведена в таблиці 3.2.

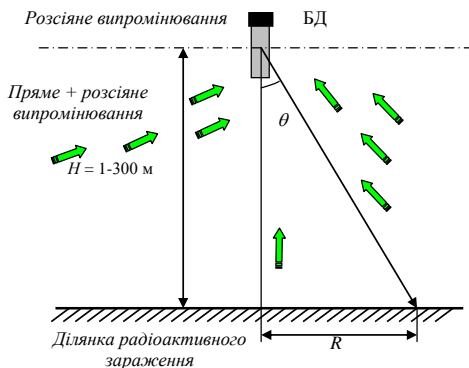


Рис. 3.23. Розташування блока детектування під час вимірювань рівнів ПЕД

Таблиця 3.2

Залежність висотного коефіцієнта кратності ослаблення $K_{осл}$ від висоти польоту H для ідеально рівної поверхні, стандартної атмосфери та середньої енергії гамма-квантів 0,7 МеВ

$H, \text{ м}$	1	5	50	100	150	300
$K_{осл}$	1	1,67	4,50	7	10	30

Реальна величина висотного коефіцієнта кратності, крім висоти, залежить від характеру нерівностей поверхні землі, рослинного покриву, тиску, температури та вологості повітря, а також від енергетичного спектра гамма-випромінювання. Установлення характеру цих залежностей і практичний їх облік під час вимірювання є досить складною науково-технічною проблемою.

3.1.8.2. Контроль радіоактивного зараження особового складу, поверхонь різних об'єктів, води та продовольства

До 1964 року ступінь радіоактивного зараження шкірних покривів людей, обмундирування, спорядження, поверхонь різних об'єктів, води та продовольства бета-випромінюванням визначалась за відносним методом.

У цьому разі здійснювалось обстеження всього об'єкта за допомогою БД радіометра. Між обстежуваною поверхнею та БД приладу витримувалась відстань 0,5–1 см. За результатами вимірювань, виражених у розп/хв-см², за винятком гамма-фону, оцінювалося, чи допустима дана зараженість.

Таким чином, порівнювалася швидкість лічби від досліджуваної поверхні зі швидкістю лічби від зразкового препарату, питома активність якого відома і за якою градуувався прилад. Але відносний метод дає задовільні результати тільки в тому разі, коли умови градуювання приладу та вимірювань абсолютно однакові. Це значить, що середні енергії бета-випромінювання від зразкових препаратів і від обстежуваних об'єктів, а також їх геометричні розміри мають бути практично однаковими. БД випромінювання необхідно розташовувати на суворо визначеній відстані від зараженої поверхні.

Під час польових вимірювань створити такі умови практично неможливо, у результаті цього з'являються великі неконтрольовані помилки. Так, якщо ізотопний склад продуктів ЯВ безупинно змінюється, то не можна створити зразковий препарат, що дозволяє відградувати прилад для будь-якого випадку зараження. Тому у військах застосовувалися стронцієво-ітрієві препарати з максимальною енергією бета-випромінювання 2,18 MeV.

Але після градуювання приладів вимірювані значення питомої поверхневої активності можуть бути меншими від дійсних у кілька разів. Обумовлено це різним характером поглинання бета-випромінювання від препарату та від зараженого об'єкта в повітряному проміжку між джерелом і газорозрядним лічильником. У стінках лічильника та у фользі, що закриває його, бета-частинки з енергією меншою за 0,3–0,4 MeV відмежовуються повністю та не реєструються приладами, а їх внесок у загальне випромінювання може бути значним.

Виготовити ж прилади з таким детектором, що був би зручним для польових вимірювань і з однаковою ефективністю реєстрував бета-випромінювання будь-яких енергій, технічно неможливо. Пояснюється це тим, що БД має бути захищений від механічних ушкоджень і розташовувати його під час вимірювань необхідно на визначеній відстані (не меншій за 10–15 мм) від досліджуваної поверхні хоча б для того, щоб не заразити БД. Помилки ще більше зростають, якщо вимірювати радіоактивне зараження

об'єктів бета-випромінюванням за підвищеного гамма-фону, тобто на зараженій місцевості.

Під дією гамма-квантів у середині об'єкта виникають електрони емісії, що реєструються приладом як бета-частинки. Щільність потоку емісійних електронів пропорційна потужності дози гамма-фону. Уже за ПЕД близько 1 Р/год на місцевості, цей потік стає порівняним із допустимою питомою активністю продуктів ЯВ для шкірних покривів людини. Компенсувати якоюсь мірою вплив електронної емісії можна, якщо спочатку зробити вимірювання над продезактивованою ділянкою поверхні досліджуваного об'єкта з розміром близько 10 см², а потім над аналогічною зараженою. Різниця двох вимірювань і є ступенем радіоактивного зараження. Чим менше радіоактивних речовин було вилучено під час дезактивації, тим більшими будуть помилки.

Для польових вимірювань зараженості особового складу, озброєння, техніки та технічного майна в даний час прийнятий гамма-метод. У цій методиці оцінюють безпеку того чи іншого радіоактивного зараження за результатами вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання, створюваної радіоактивними продуктами ЯВ.

Для вимірювань необхідні величини зараження, що не призводять до ураження організму, виражені в одиницях вимірювання активності, у прийнятій геометрії вимірювань треба перерахувати у відповідні їм потужності експозиційної дози гамма-випромінювання. Ці розрахунки можуть бути зроблені, тому що відома стала потужності експозиційної дози (гамма-стала) продуктів ЯВ (табл. 3.3.).

Таблиця 3.3

Розрахункові значення гамма-сталої (Γ) для продуктів поділу урану-238 швидкими нейтронами з $E = 14 \text{ MeV}$

Вік	0,5 год	1 год	2 год	10 год	1 доба	5 діб	10 діб	30 діб
$\Gamma, \text{P}\cdot\text{см}^2/\text{г}\cdot\text{мКі}$	2,5	3,5	4	2,8	2,8	2,5	2,7	2,6

Під час вимірювань потужності експозиційної дози гамма-випромінювання якоюсь мірою автоматично враховується ізотопний склад продуктів ЯВ, тобто їхній вік до 30 діб, та утримування в них актинидів. Інакше кажучи, потужність експозиційної дози (ПЕД) гамма-випромінювання більш об'єктивно, ніж активність, характеризує безпеку радіоактивного зараження.

Пояснюється це тим, що потужність експозиційної дози гамма-випромінювання \mathcal{A} прямо пропорційна не тільки активності A , але й Γ – сталої потужності експозиційної дози продуктів ЯВ ($\mathcal{A} = A \cdot \Gamma$). У той же час

відомо, що числове значення сталої потужності експозиційної дози Γ у ряді випадків (зі збільшенням віку продуктів ЯВ до 20–30 діб) зростає, а активність A , що не призводить до ураження в організмі та на поверхні тіла людини, зменшується. У результаті цього потужність експозиційної дози гамма-випромінювання, яка відповідає активності, що не призводить до ураження організму, згодом, тобто зі збільшенням віку продуктів ЯВ, буде змінюватися в менше число разів.

Тому якщо характеризувати зараженість за створюваною потужністю експозиційної дози, вимірюваної в прийнятій геометрії, то вік продуктів ЯВ у ряді випадків враховується автоматично.

Поряд із тим, що гамма-метод забезпечує облік ізотопного складу продуктів ЯВ під час оцінювання небезпеки ураження ними, вона має цілу низку переваг перед методом вимірювання зараженості за бета-випромінюванням.

Гамма-метод, так само як метод вимірювання за бета-випромінюванням, є відносним, тобто для проведення вимірювань прилад теж необхідно попередньо градуювати. Однак градуювання здійснюється за гамма-випромінюванням, що має значно більшу проникаючу здатність, тому й геометрія градуювання та вимірів може бути різною.

Крім того, не має значення й енергія гамма-випромінювання джерела, використовуваного для градуювання, якщо сприймальний пристрій приладу має малий «хід із жорсткістю».

Таким чином, військові дозиметричні прилади забезпечують більш високу точність вимірювання ПЕД гамма-випромінювання, ніж точність вимірювання активності під час оцінювання зараженості за результатами вимірювань бета-випромінювання.

До переваг гамма-методу належить і те, що він дозволив перейти до вимірювання зараженості в **мР/год**, що в практиці польових вимірювань широко використовується для оцінювання рівнів зараженості місцевості.

Це дозволило під час польових вимірювань зараженості відмовитися від другої одиниці – одиниці вимірювання активності розп/хв·см² (см³, г); Кі/л (кг). Для цього необхідно було перерахувати зараженості, що не призводять до ураження організму, виражені в розп/хв·см², у величини \mathcal{A} , виражені в мР/год. Зв'язок між допустимою питомою зараженістю A , вираженою в розп/хв·см², і потужністю експозиційної дози гамма-випромінювання \mathcal{A} у мР/год, створюваної зараженими об'єктами великих розмірів, визначається за формулою (3.3) для зараженої місцевості:

$$\mathcal{A} = \frac{A}{2,22 \cdot 10^4} . \quad (3.3)$$

Під час перерахувань приймалася геометрія вимірювань така, як і для методики вимірювань за бета-випромінюванням. Останню умову необхідно було виконати для того, щоб не перенавчати особовий склад під час переходу з однієї методики на іншу, зберігши колишній порядок обстеження об'єкта.

Наявність у військовій дозиметрії для польових вимірювань двох одиниць розп/хв·см² і Р/год для оцінювання радіоактивних випромінювань було невиправдано, оскільки всі ці вимірювання мають однакову мету, а саме: визначити небезпеку впливу цих випромінювань на організм або небезпеку внутрішнього чи зовнішнього його опромінення. І в цьому й іншому випадках, для цієї мети найбільш важливою є енергетична характеристика випромінювань і відповідні їй одиниці Р/год, мР/год.

Загальні одиниці вимірювання рівнів зараженості місцевості (рівнів радіації) та зараженості ОБТ (особового складу), однакові способи градування вимірювача потужності дози та радіометра, під час вимірювання останніх за гамма-методом, спростило об'єднання цих приладів в один широкодіапазонний вимірювач потужності дози.

В умовах масованого застосування ядерної зброї будуть заражені значні території, тому контроль за радіоактивним зараженням у багатьох випадках буде здійснюватися в умовах існування фону гамма-випромінювання від місцевості. Для виключення впливу цього фону на результат вимірювання необхідно зробити два вимірювання.

Перше вимірювання здійснюється на висоті 1 м над поверхнею землі на вільному майданчику, відведеному для радіаційного контролю.

Це вимірювання дає величину потужності дози фонового випромінювання $X_{фон}$ за відсутності досліджуваного об'єкта (рис. 3.22). Останній до того ж має знаходитися на відстані 15–20 м від точки вимірювання.

Друге вимірювання проводиться на відстані 1–1,5 м від поверхні встановленого на майданчику об'єкта (рис. 3.24).

Це вимірювання дає сумарну величину потужності дози випромінювання від об'єкта і фону $X_{об+фон}$. Зараження об'єкта X визначається за формулою:

$$X = X_{об+фон} - \frac{X_{фон}}{K_{осл}}, \quad (3.4)$$

де $K_{осл}$ – кратність ослаблення фону корпусом об'єкта.

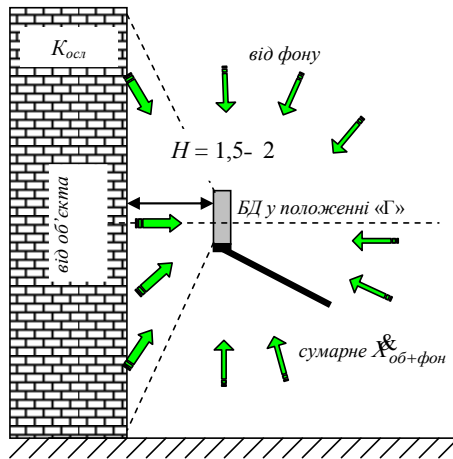


Рис. 3.24. Розташування блока детектування під час другого вимірювання

У загальному випадку $K_{осл}$ залежить від геометрії об'єкта, фізичних параметрів його матеріалу та енергетичного спектра гамма-випромінювання, тобто від віку продуктів ЯВ. Середнє значення цього коефіцієнта дорівнює 1,2 – для особового складу; 1,5 – для знярядь, автотранспорту і 2 – для бронетранспортерів, танків, ракетних установок тощо т.п.

Для дрібних об'єктів, таких як особиста зброя, казанки, протигазы, коефіцієнт береться таким, що дорівнює одиниці. Варто мати на увазі, що чим менший зовнішній гамма-фон, тим більш точні результати вимірювань.

У тих випадках, коли гамма-фон перевищує вимірювану величину більше ніж у 3 рази, для вимірювання радіоактивного зараження необхідно використовувати різного роду укриття, особливо підземні, які істотно знижують гамма-фон.

Під час вимірювань гамма-випромінювання за показниками приладу можна знайти ділянки з максимальним зараженням, визначити, чи вся поверхня заражена або тільки її частина. Таке ж визначення значно простіше зробити під час індикації бета-випромінювання, тому що проникаюча здатність його значно менша, ніж у гамма-квантів. Тому під час використання гамма-методу для вимірювання зараженості варто передбачити можливість індикації бета-випромінювання. Це враховано в широкодіапазонному вимірювачі потужності дози, у якого шкала вимірювального приладу відградуєвана тільки в одиницях вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання. У ньому БД має екран, в одному з двох положень якого можна визначити бета-випромінювання.

Можливість індикації бета-випромінювання дозволяє визначити, з якого боку заражена поверхня. Для того щоб визначити на якому боці брезентових тентів, кузовів автомашин, стінок тарних ящиків і кухонних ємностей, стін і перегородок споруд знаходяться радіоактивні продукти ЯВ, потрібно зробити два вимірювання.

Один – за зачиненого вікна блока детектування (екран у положенні «Г»), інший – за відчиненого (екран у положенні «Б+Г»). Якщо за відчиненого вікна блока детектування (БД) показання приладу помітно вищі, ніж за зачиненого, то обстежувана поверхня заражена. У цьому разі на детектор приладу діють і бета-частинки, і гамма-кванти.

Якщо заражений протилежний бік поверхні, то показання приладу у разі того чи іншого вимірювання будуть приблизно однаковими. У цьому випадку бета-частинки поглинаються обстежуваною поверхнею і приладом не реєструються.

3.2. Технічні засоби радіаційного спостереження та радіаційної розвідки

3.2.1. Індикатор-сигналізатор ДП-64

Індикатор-сигналізатор ДП-64 призначений для постійного радіаційного спостереження за радіаційною обстановкою. Індикатор-сигналізатор ДП-64 застосовується в приміщенні чергового частини або на стаціонарних командних пунктах частин, з'єднань усіх родів військ.

При цьому пульт сигналізації встановлюється всередині приміщення, а БД – зовні приміщення (на даху, стіні, дереві тощо) на висоті 1 м від поверхні даху, землі.

Прилад працює в режимі спостереження і під час досягнення порогового значення потужності експозиційної дози (ПЕД), в 0,2 Р/год, забезпечує переривчасту сигналізацію. Інерційність спрацювання сигналізації не перевищує 3 с. Живлення прилада здійснюється від мережі змінного струму частотою 50 Гц, напругою 127 або 220 В, а також від акумуляторів з напругою 6 В. Час готовності приладу до роботи після вмикання – 30 с. Потужність споживання від мережі не перевищує 3,5 Вт. У приладі передбачено можливість перевірки працездатності від внутрішнього бета-джерела.

До комплекту ДП-64 входять прилад, технічний опис та інструкція з експлуатації (в одній книзі), формуляр приладу, ЗІП. Індикатор-сигналізатор ДП-64 (рис. 3.25) складається з пульта сигналізації 1, блока детектування 5 (з контрольним джерелом бета-випромінювання типу Б-8), з'єднувального кабелю 8 довжиною 30 м.



Рис. 3.26. Блок детектування ДП-64:
1 – газорозрядний лічильник типу СБМ-20;
2 – бета-випромінювач

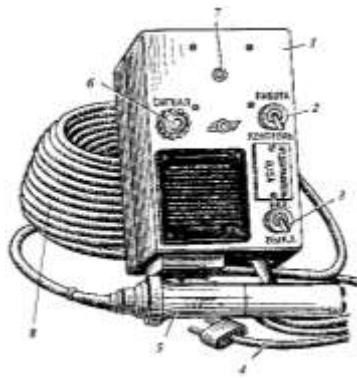


Рис. 3.25. Індикатор-сигналізатор ДП-64:
1 – пульт сигналізації; 2 – тумблер РАБОТА–КОНТРОЛЬ;
3 – тумблер ВКЛ.–ВЫКЛ.; 4 – кабель живлення; 5 – блок детектування; 6 – сигнальна лампа; 7 – динамік типу ДЕМ;
8 – з'єднувальний кабель

Пульт приладу складається з корпусу та кришки, яка кріпиться до нього шістьма гвинтами. На лицьовому боці корпусу зверху (в центрі) знаходиться 7 динамічна голівка ДЕМ-4 (рис. 3.25), ліворуч від якої розташовано тумблер 2 РАБОТА–КОНТРОЛЬ, кришку запобігача, тумблер ВКЛ.–ВЫКЛ 3. Ліворуч розташовано сигнальну лампу 6 і інструкцію з роботи з приладом.

На нижньому боці корпусу встановлена плата для приєднання до блока детектування та від'єднання кабелю живлення приладу, який закінчується вилкою мережі та двома наконечниками для підключення до акумулятора.

Блок детектування складається з циліндричного корпусу, герметизованого за допомогою гумового кільця і накидної гайки (рис. 3.26). Усередині блока детектування на спеціальному плато розташовано газорозрядний лічильник типу СБМ-20 1 і прикритий екраном бета-випромінювач 2 (стронцій-90), призначений для перевірки працездатності приладу.

Така конструкція приладу дозволяє йому залишатися працездатним в інтервалі температур від -5 до $+40$ °С з відносною вологістю повітря 90–95 % за температури $+35$ °С, а блок детектування працездатний в інтервалі температур від -40 до $+50$ °С в умовах відносної вологості 95–98 % за температури $+40$ °С. Прилад вібро- й ударостійкий, він може транспортуватися будь-яким видом транспорту.

Структурну схему приладу зображено на рис. 3.27. Принцип дії полягає у наступному. Під час положення тумблера РАБОТА імпульси надходять на

схему вимірювання, яка перетворює імпульси струму в постійну напругу, величина якої пропорційна частоті імпульсів струму, які надходять від газорозрядного лічильника, а значить, і прямопропорційна величині ПЕД, що впливає на лічильник. Ця напруга, у свою чергу, подається на вхід порогового пристрою, поріг спрацювання якого розраховано на величину напруги відповідної ПЕД, яка дорівнює 0,2 Р/год. Під час спрацювання порогового пристрою замикається коло живлення сигнальної лампи та звукового сигналу ДЕМ-4М. Порогова схема побудована таким чином, що під час збільшення ПЕД частота спрацювання порогового пристрою збільшується.

Під час перевірки працездатності приладу перемикач ставиться в положення КОНТРОЛЬ. За відсутності гамма-випромінювання лічильник опромінюється слабким потоком бета-частинок джерела стронцій-90. Генеруючі імпульси струму надходять на схему контролю, яка виконує ті ж функції, що і схема вимірювання. Поріг спрацювання схеми контролю є нижчим за поріг спрацювання схеми вимірювання у 7 разів, що обумовлює спрацювання цієї схеми під час опромінювання лічильника вмонтованим опромінювачем і виключає спрацювання схеми вимірювання від цього джерела.

Вихідна напруга зі схеми контролю надходить на схему порогового пристрою, викликає його спрацювання, тобто вмикання світлової та звукової сигналізації. Блок живлення забезпечує перетворення напруги, що подається на його вхід від мережі змінного струму 220 або 127 В, або від акумулятора 6 В, в напругу, необхідну для живлення газорозрядного лічильника та порогової схеми.

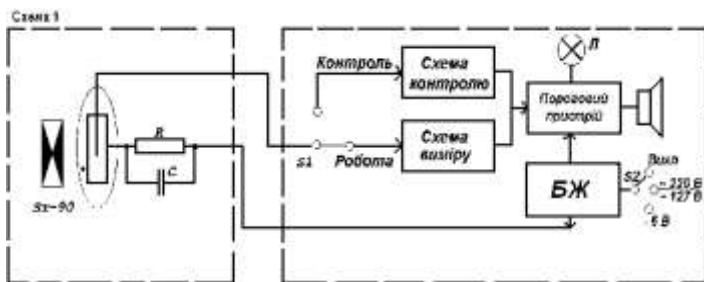


Рис. 3.27. Структурна схема ДП-64

Розглянемо будову і роботу складових частин приладу за електричною схемою. До складу електричної схеми входять (рис. 3.28):

- 1 – електрична схема блока детектування;
- 2 – електрична схема вимірального пульта.

До складу схеми блока детектування входять:

- газорозрядний лічильник В1, ввімкнений за токовою схемою;
- елементи схеми ввімкнення лічильника (резистор $R1$ і конденсатор $C1$).

До складу схеми вимірювального пульта входять:

- робочий інтегруючий ланцюг $R6, R7-C6$;
- контрольний інтегруючий ланцюг $R5-C5$;
- схема сигналізації, що складається з неонові лампи $Л1$, реле $P1$, контактів реле П, Я, Л, динаміка ДЕМ-4 (Зв);
- схема блока живлення, що складається із силового трансформатора $Тр1$, двохпівперіодного випрямляча на діодах $Д1, Д2$, П-образного RC - фільтра на конденсаторах $C2, C3$ і резисторі $R2$, резисторного роздільника напруги $R3-R4$;
- схема перетворювача напруги, що складається з двотактного перетворювача напруги на транзисторах $ПП1, ПП2$ і трансформатора $Тр2$.

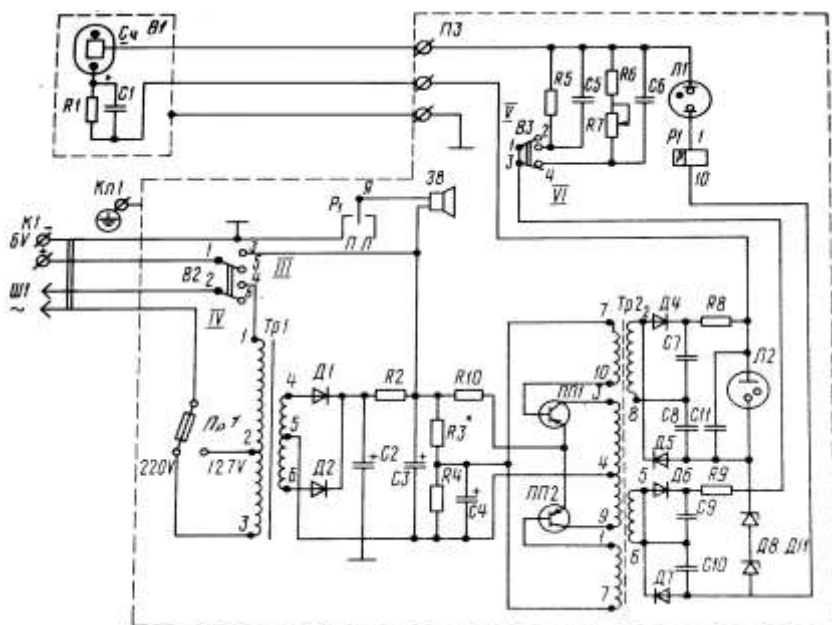


Рис. 3.28. Електрична схема приладу

Для одержання напруги живлення газорозрядного лічильника -390 В використовуються: двохпівперіодна схема випрямляча на діодах $Д4, Д5$; схема подвоєння напруги на конденсаторі $С7$ і $С8$; схема стабілізації напруги на ламповому стабілітроні $Л2$.

Для одержання напруги живлення схеми сигналізації – 50 В використовуються: двопівперіодна схема випрямляча на діодах *D6* і *D7*; схема подвоєння напруги на конденсаторах *C9* і *C10*; схема стабілізації напруги на кремнієвих стабілітронах *D8*, *D9*, *D10*, *D11*. Органами керування є перемикачі *B1* (220 – 127 В); *B2* (ВЫКЛ-ВКЛ); перемикач *B3* (РАБОТА-КОНТРОЛЬ).

Під час роботи приладу від мережі змінного струму тумблером *B1* вмикається обмотка 1-3 *Tr1* за напруги 220 В, або обмотка 1-2 за напруги 127 В. Напруга на ці обмотки подається через запобіжник *Pr-1* і контакти 2-4 тумблера *B2* у положенні «ВКЛ». На виході блока живлення (конденсатор *C3*) знімається випрямлена стабілізована напруга 6 В, що подається на вхід схеми перетворювача напруги (радіальник *R3-R4*) і електромагнітний динамік (Зв).

Під час роботи приладу від акумулятора напруга 6 В через тумблер *B2* (контакти 1-3) подається на радіальник *R3-R4* і на електромагнітний динамік (Дзв.). З виходу схеми перетворювача (анод неонові лампи *L2*) напруга плюс 390 В через ланцюг *R1-C1* у блоці детектування подається на газорозрядний лічильник. З іншого виходу перетворювача (діоди *D8-D11*) напругу 50 В через перемикач *B3* і резистори *R7*, *R6* у режимі «РАБОТА» або через резистор *R5* у режимі «КОНТРОЛЬ» при відповідному положенні тумблера *B3* прикладено до неонові лампи *L1*. Цієї напруги недостатньо для загоряння лампи. Електрична схема готова до роботи.

Робота електричної схеми в режимі «РАБОТА» відбувається у такий спосіб. Під час потрапляння в газорозрядний лічильник гамма-кванта в його робочому об'ємі виникає короткочасний газовий розряд і через лічильник проходить струм по ланцюгу: анод *L2* – ланцюг *R1*, *C1* – газорозрядний лічильник *C6* – контакти 4-3 перемикачі *B3* – катод *L2*. Після гасіння розряду в газорозрядному лічильнику ланцюг проходження струму переривається.

Таким чином, імпульс струму, проходячи через конденсатор *C6*, заряджає його до напруги визначеної величини. Після закінчення імпульсу струму конденсатор *C6* починає самостійно розряджатися через резистори *R6*, *R7*. Постійна розряду цього ланцюга $\tau_{роз}$ регулюється резистором *R7* і встановлюється так, щоб розряд конденсатора *C6* проходив досить повільно.

Наступні імпульси струму, що надходять на конденсатор *C6*, приводять до збільшення напруги на обкладках конденсатора, що, у свою чергу, приводить до збільшення струму розряду цього конденсатора через резистори *R6*, *R7*. За визначеної частоти надходження імпульсів струму встановлюється рівновага між струмом заряду і струмом розряду, що приводить до встановлення на обкладках конденсатора постійної напруги, прямопропорційної частоті імпульсів струму, що надходять з газорозрядного лічильника. За допомогою регульованого резистора *R7* параметри інтегруючої схеми встановлюються так, що за частоти проходження імпульсів струму з газорозрядного лічильника, яка відповідає ПЕД, що

впливає на газорозрядний лічильник, дорівнює 0,2 Р/год, на накопичувальному (інтегруючому) конденсаторі С6 встановлюється напруга, що дорівнює 35 В. Ця напруга сумується з напругою 50 В, що знімається зі стабілітронів Д8-Д11. Сумарна напруга, яка дорівнює 85 В, додається до електродів лампи Л1 (ТН-0,2). Ця лампа має початкову напругу запалювання не більш ніж 85 В.

Таким чином, неонova лампа засвічується, внутрішній опір її падає майже до нуля, при цьому створюється ланцюг розряду конденсатора С6: +С6 (верхня обкладка) – Л1 – обмотка реле Р1 – діоди Д11-Д8 – контакти 3-4 В3-С6 (нижня обкладка). Під час розряду конденсатора С6 зменшується напруга на його обкладках, тобто зменшується загальна напруга, прикладена до лампи Л1. За умови досягнення напруги на лампі Л1 величини порядку 65 В світіння лампи припиняється, внутрішній опір її різко зростає, ланцюг розряду конденсатора С6 розривається, процес сигналізації припиняється.

У разі подальшого надходження імпульсів струму з газорозрядного лічильника описані процеси повторюються. Одночасно зі світловою сигналізацією (спалах лампи Л1) спрацьовує і звукова сигналізація. Під час проходження струму розряду конденсатора С6 через обмотку реле Р1 спрацьовує і своїми контактами П-Я замикає ланцюг живлення електромагнітного динаміка (Дзв.). Через обмотку динаміка проходить струм по ланцюгу: + С3 (верхній вивід) – Дзв. – контакти Я, П реле Р1 – корпус – С3 (нижній вивід). При цьому з динаміка роздається звук (кляцання).

Після закінчення розряду накопичувального конденсатора С6 струм розряду через обмотку реле Р1 не проходить. Реле повертається у вихідний стан, розмикаються контакти Я-П, рветься ланцюг живлення динаміка, звуковий сигнал припиняється. Частота проходження світлового і звукового сигналів залежить від величини ПЕД гамма-випромінювання, що впливає на газорозрядний лічильник. Чим більша потужність експозиційної дози, тим частіше спрацьовує сигналізація, що дає можливість оцінювати рівень ПЕД (орієнтовно).

Аналогічно працює схема в режимі «КОНТРОЛЬ». У цьому випадку контактами 1-2 перемикачі В3 у ланцюг газорозрядного лічильника вмикається інтегруючий ланцюг Р5-С5, у якому постійна часу розряду $\tau_{роз}$ у 7 разів більша, ніж у робочому інтегруючому ланцюгу.

Тому навіть за малої частоти проходження імпульсів з лічильника, викликаних опроміненням лічильника контрольним радіоактивним препаратом, розміщеним у блоці детектування, на конденсаторі С5 устанавлюється напруга 35 В, що викликає спрацьовування схеми сигналізації.

Підготовка приладу до роботи і перевірка його працездатності виконується таким чином:

1. Тумблер ВЬКЛ-ВКЛ поставити в положення «ВЬКЛ», а тумблер КОНТРОЛЬ-РАБОТА у положення «РАБОТА».

2. Залежно від використовуваного джерела живлення, приєднати відповідні вихідні кінці кабеля живлення до джерела живлення. При цьому перемикач напруги мережі В2 має бути заздалегідь встановлений у необхідному положенні.

3. Тумблер ВКЛ-ВЬКЛ поставити в положення «ВКЛ» і прогріти прилад протягом 5 хвилин.

4. Тумблер КОНТРОЛЬ-РАБОТА поставити в положення «КОНТРОЛЬ». Увімкнення світлової та звукової сигналізації свідчить про працездатність приладу.

5. Тумблер КОНТРОЛЬ-РАБОТА поставити в положення «РАБОТА». Прилад готовий до роботи.

У такому стані прилад знаходиться в режимі спостереження і забезпечує виявлення іонізуючих випромінювань. Поява періодичних спалахів індикаторної лампи й одночасне спрацьовування звукової сигналізації вказує на те, що в місці установлення блока детектування ПЕД гамма-випромінювання перевищує величину, що дорівнює 0,2 Р/год. Після появи сигналу прилад вимикається. Надалі контроль за наявністю гамма-випромінювання здійснюється короткочасним увімкненням приладу. Під час роботи приладу в режимі спостереження контроль роботи проводиться один раз на добу.

3.2.2. Переносні прилади радіаційної розвідки та контролю радіоактивного зараження різних об'єктів

Радіаційна розвідка в пішому порядку проводиться за допомогою вимірювачів потужності доз гамма-випромінювання, що розташовуються на ремені на грудях розвідника. Сам розвідник, йдучи зараженою місцевістю, періодично зупиняється для зняття показань і стежить за тим, щоб БД приладу перебував приблизно на висоті 1 м над поверхнею землі.

У тих випадках, коли вимірювання проводиться на інших висотах, отримані результати обов'язково зводяться до 1 м. Застосовуючи цей спосіб розвідки, бажано проводити виправлення на додаткову систематичну похибку, обумовлену екрануванням гамма-випромінювання тілом людини. Ця похибка у середньому становить 20 %.

Таким чином, для обліку цієї похибки показання приладу необхідно помножити на постійний коефіцієнт 1,2. Екранування гамма-випромінювання тілом людини може бути практично виключено, якщо в процесі пішої розвідки використовувати БД із досить довгою ручкою (60-70 см).

Для зменшення інструментальної помилки вимірювань необхідно правильно орієнтувати БД у просторі.

До переваги пішої радіаційної розвідки можна віднести можливість обстеження важкодоступних для рухомих об'єктів ділянок місцевості таких,

як болота, чагарники, ліс, окопи, яри, різні споруди. Недоліками є низька оперативність, неможливість обстеження великих заражених площ, небезпека переопромінення розвідників.

3.2.2.1. Вимірювач потужності дози ДП-5В

Вимірювач потужності дози ДП-5В призначений для вимірювання рівня радіоактивного зараження місцевості і радіоактивного зараження поверхонь різних предметів за гамма-випромінюванням, а також виявлення наявності бета-випромінювання. Прилад знаходиться на озброєнні відділень радіаційної, хімічної та біологічної розвідки військ РХБ захисту, також позаштатних відділень, призначених для ведення РХБ розвідки та спостереження у роті (батареї), управління батальйону (дивізіону) родів військ і спеціальних військ.

ПЕД гамма-випромінювання вимірюється в мілірентгенах або у рентгенах на годину для тієї точки простору, в якій розміщено під час вимірювання блок детектування приладу. Діапазон вимірювання за гамма-випромінюванням знаходиться у межах від 0,05 мР/год до 200 Р/год у діапазоні енергії від 0,084 MeV до 1,25 MeV. Увесь діапазон розбито на 6 піддіапазонів.

Відлік показань проводиться за шкалою з наступним множенням на відповідний коефіцієнт піддіапазону, причому робочим є відрізок шкали, що обмежений безперервною лінією. Прилад має звукову індикацію на усіх піддіапазонах, крім першого. Основна та відносна похибка приладу під час вимірювання в нормальних умовах не перевищує $\pm 30\%$ від вимірюваної величини під час опромінювання радіоактивним джерелом кобальт-60.

Час встановлення показань приладу (час вимірювання), необхідний для одержання гарантованої точності відліку, не перевищує 45 с. Прилад працездатний в умовах: інтервал температур від -50 до $+50$ °C і відносна вологість повітря $65 \pm 15\%$; під час занурення блока детектування у воду на глибину до 0,5 метра.

До комплекту приладу входять (рис. 3.29): прилад 2, розміщений у футлярі (вимірювальний пульт, блок детектування з джерелом контролю, які з'єднуються за допомогою гнучкого кабелю довжиною 1,2 м); подовжувальна штанга довжиною 45–75 см 1; головні телефони 3; дільник напруги (з кабелем довжиною 10 м) 4 для підключення приладу до зовнішнього джерела постійного струму напругою 12 або 24 В; два розсувних ремня 7; комплект запасного майна (ЗІП) 5; комплект експлуатаційної документації 6 (технічний опис і інструкція з експлуатації та формуляр); укладальний ящик для зручності транспортування.



Рис.3.29. Комплект приладу ДП-5В

До складу приладу входять: вимірювальний пульт 1 (рис. 3.30), розташований у футлярі 14, який виготовлено зі шкірозамінника, блок детектування 8, подовжувальна штанга 12, головні телефони 13.

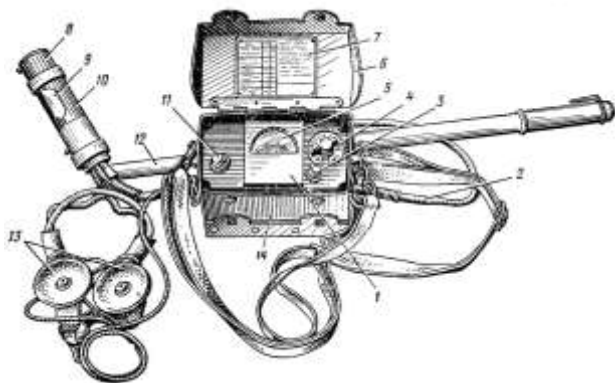
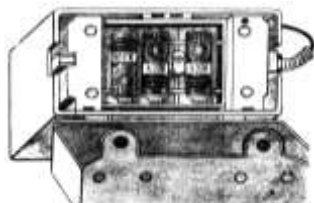


Рис. 3.30. Загальний вигляд приладу ДП-5В

Живлення приладу здійснюється від 3 елементів живлення А336, один з яких використовується тільки для підсвічування шкали мікроамперметра за умови роботи в темряві (рис. 3.31). Комплект живлення забезпечує безперервну роботу приладу без урахування підсвічування шкали в нормальних умовах протягом не менше ніж 70 годин під час використання свіжих елементів (термін зберігання не більше



1 місяця), що забезпечує струм споживання його не більше 20 мкА на початку розряду елементів. Дільник напруги дозволяє здійснювати живлення приладу від зовнішнього джерела живлення постійного струму 12 або 24 В залежно від положення двох рухомих пружинних контактів, що знаходяться на печатній платі дільника. Маса приладу з елементами живлення не перевищує 3,2 кг. Маса повного комплексу приладу в укладальному ящику не перевищує 8,2 кг.

Розглянемо будову і роботу складових частин приладу за структурною схемою, яка зображена на (рис. 3.32). До складу структурної схеми входять: в блоці детектування: газорозрядний лічильник гамма- і бета-випромінювання, підсилювач-нормалізатор; в пульті: розрядні кола, інтегруючий контур, вимірювальний прилад – мікроамперметр, блок живлення, джерело живлення (елементи А336); поза пультом: телефони, дільник напруги.



Рис. 3.32. Структурна схема приладу ДП-5В

Принцип роботи приладу. Під час подачі напруги від джерела живлення 3 В на блок живлення він виробляє постійну стабілізовану напругу 400 В, яка подається на газорозрядні лічильники, що знаходяться на блоці детектування. Газорозрядні лічильники під впливом іонізуючого випромінювання генерують імпульси напруги (струму), які надходять до підсилювача – нормалізатора, елементи якого (розрядні ланцюжки) знаходяться в пульті. Імпульси, що нормалізовані за амплітудою та тривалістю, надходять на дві адреси: 1-а – на головні телефони, де за частотою звукових сигналів (кляцання) визначають наявність іонізуючого випромінювання і орієнтовно його рівень; 2-а – на інтегруючий контур схеми вимірювача середньої частоти слідування імпульсів. Інтегруючий контур перетворює імпульси в усереднений струм, величина якого пропорційна частоті слідування імпульсів з блока детектування, а отже, величині потужності дози гамма-випромінювання, яке впливає на газорозрядні лічильники. Цей струм

реєструється вимірювальним приладом, шкала якого відградуйована в одиницях ПЕД гамма-випромінювання.

Електрична схема приладу наведена на (рис. 3.33). До складу електричної схеми входять:

1) **газорозрядні лічильники** *B1* (Си-БГ) і *B2* (СБМ-20) з навантажувальними резисторами *R1-R2* і *R3* відповідно. Лічильники ввімкнені за імпульсною схемою під час роботи на 2-6-му піддіапазонах.

Під час роботи на 1-му піддіапазоні лічильники працюють у струмовому режимі;

2) **підсилювач-нормалізатор** на тиратронах *VI* і *B2* типу ТХ4Б, що знаходяться в блоці детектування, і розрядних *R-C* ланцюжках (*R9-C4*, *R10-C5*, *R11-C7*) вимірювального пульта, які підключені до тиратронів перемикачем *S1-3*;

3) **вимірювач середньої частоти** імпульсів з дозуючим резистором, до складу якого входять такі елементи: дозуючий резистор *R8*, зарядний діод *D3*, інтегруючий конденсатор *C6*, розрядні резистори інтегруючого контуру *R14*, *R5*, *R13*, ввімкнені послідовно з мікроамперметром *P1*, регулювальні резистори *R12-R25*, що підключаються паралельно до вимірювального приладу *P1* перемикачем *S1-1* залежно від піддіапазону вимірювання. Ці резистори є шунтами вимірювального приладу і призначені для градуювання приладу на кожному піддіапазоні;

4) **блок живлення**, що складається з одноконтурного перетворювача напруги на транзисторі *V6* і трансформаторі *T1*, зібраного згідно зі схемою блокінг-генератора, однопівперіодичної схеми випрямлення на діоді *V7*, (П-образного фільтра напруги на резисторі) і конденсаторах *C10* і *C12*, схеми стабілізації напруги на газовому стабілітроні *V4* з резисторами навантаження *R16*, *R17*, схеми регулятора струму розряду джерел живлення (елементи А-336) на польовому транзисторі *V5*, схеми підсвічення шкали на лампах розжарювання *H1*, *H2*, що вмикають кнопкою **ОСВЕЩЕНИЕ** *S3*.

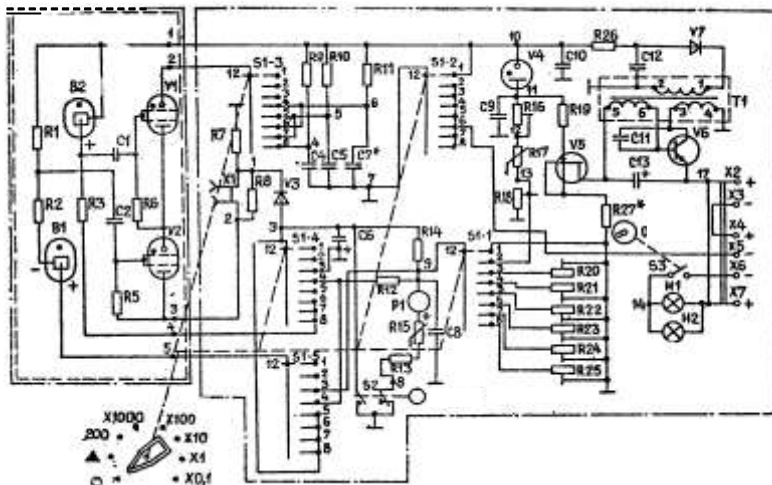


Рис. 3.33. Електрична схема приладу ДП-5В

Комутація електричних ланцюгів схеми залежно від діапазону роботи здійснюється перемикачем $S1$ під час живлення приладу від акумулятора з напругою 12 або 24 В. Замість сухих елементів вмикається дільник напруги.

Встановлюючи перемикач $S1$ ПОДДИАПАЗОНУ у положення «200», його платами $S1-1$ і $S1-5$ комутується вимірювальна схема, що складається з газорозрядного лічильника $B1$ (малої чутливості), що працює в струмовому режимі, й інтегруючої контуру, що складається з основного накопичувального конденсатора $C6$ і додаткового конденсатора $C8$, а також з паралельно до них приєднаних резисторів навантаження $R13$, $R15$, мікроамперметра $P1$ і додатково регульовального резистора $R20$ (рис. 3.34).

У вихідному стані за відсутності гамма-випромінювання газорозрядний лічильник $B1$ має нескінченно великий опір – через нього струм не йде. Конденсатори $C6$ і $C8$ розряджені. Під час опромінення лічильника $B1$ гамма-квантами внутрішній опір лічильника падає майже до нуля, і через нього починає надходити струм до ланцюга: +400 В (корпус), конденсатори $C6-C8$, лічильник $B1$ – резистори $R1$, $R2$, – 400 В. З припиненням газового розряду в лічильнику його внутрішній опір знову зростає до нескінченності.

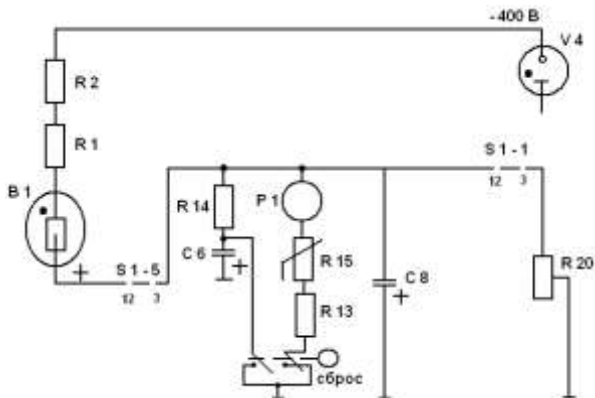


Рис. 3.34. Електрична схема приладу на піддіпазоні «200»

Таким чином, лічильник під час його опромінення генерує імпульси струму, що заряджають конденсатори $C6$ і $C8$. Одночасно ці конденсатори розряджаються через резистори $R13$, $R15$ і $P1$. Величина струму розряду вимірюється мікроамперметром $P1$. Під час постійного опромінення лічильника $B1$ струм заряду конденсаторів і струм розряду їх врівноважиться і стане величиною, пропорційною ПЕД гамма-випромінювання; яка діє на газорозрядний лічильник, тобто стрілка вимірювального приладу буде відхилятися на величину, пропорційну величині ПЕД гамма-випромінювання. Тому шкала вимірювального приладу відградуєвана в одиницях ПЕД – рентген за годину (Р/год). Для такого градування використовується регульовальний резистор (шунт) $R20$.

Для прискореного зняття показань приладу використовується кнопка СБРОС, під час натискання якої конденсатор $C6$ закорочується на корпус і швидко розряджається.

Під час роботи приладу на 2-6-му піддіпазонах газорозрядні лічильники вмикаються за імпульсною схемою роботи, працює нормалізатор імпульсів, комутується вимірювач середньої частоти проходження імпульсів. Роботу приладу в цьому режимі можна розглянути, наприклад, за спрощеною електричною схемою на піддіпазоні « $\times 0,1$ » (рис. 3.35).

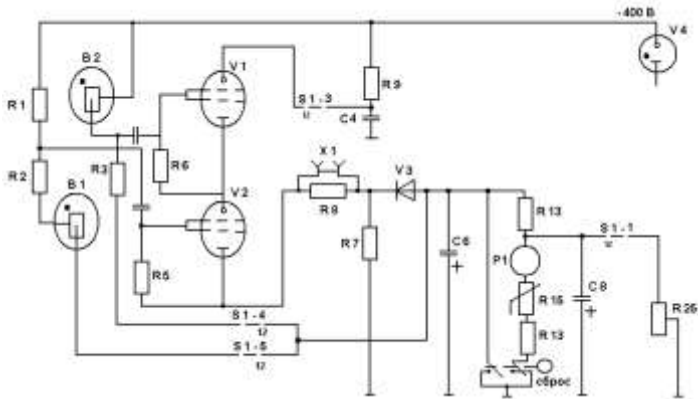


Рис. 3.35. Електрична схема приладу на піддіпазоні « $0,1$ »

Під час впливу іонізуючого випромінювання на газорозрядні лічильники $B1$ – чи $B2$, що розташовані в блоці детектування, у них виникає короткочасний розряд. На навантажувальних резисторах $R1$ і $R3$ з'являється імпульс напруги, що через перехідні конденсатори $C1$ і $C2$ та обмежувачий резистор $R6$ подається на вхід підсилювача-нормалізатора імпульсів (очікуючого релаксаційного генератора), який зібраний на двох тиратронах $V1, V2$.

Тиратрони $V1$ і $V2$ ввімкнені послідовно. За допомогою резисторів $R5$ і $R6$ у тиратронах на ділянках сітка-катод, для підвищення чутливості, підтримується підготовчий тихий розряд стабільності спрацювання та зменшення часу розвитку газового розряду всередині тиратронів. Анодна напруга, що знімається зі стабілітрона $V4$ надходить на тиратрони від конденсатора $C4$, який заряджається через резистор $R9$ до напруги 390 В. Оскільки тиратрони $V1$ і $V2$ ввімкнені послідовно, то прикладена до них напруга 390 В ділиться рівномірно між ними, тобто по 195 В. Цієї напруги недостатньо для запалювання тиратронів.

Таким чином, за рахунок прикладеної напруги до тиратронів і підготовчого розряду на ділянці сітка-катод через тиратрони у вихідному стані проходить невеликий струм, що називається струмом підготовки. Цей струм практично весь проходить через резистор $R7$ по ланцюгу: +390 В (корпус), $R7, R8, V1, V2, R9$, – 390 В. Через діод $V3$ цей струм не проходить, тому що внутрішній опір діода в провідному режимі на багато разів більший опору резистора $R7$. Завдяки цьому **запобігається** заряд накопичувального конденсатора $C6$ інтегруючого контуру струмом підготовки, що зменшує погрішності вимірюваної величини вимірювальним приладом.

Під час потрапляння іонізуючої частинки в газорозрядний лічильник, наприклад у *B2*, на його навантаженні з'являється імпульс напруги.

Цей імпульс негативної полярності через роздільний конденсатор *C1* надходить на підпалений електрод (сітку) тиратрона *V1* і підпалює його. У результаті цього внутрішній опір тиратрона різко зменшується, що призводить до різкого спадання напруги на цьому тиратроні. Тепер практично всю напругу з конденсатора *C4* прикладено до тиратрона *V2*. Ця напруга перевищує напругу запалювання тиратрона *V2*, і він запалюється.

Таким чином, обидва тиратрони, що ввімкнені послідовно, засвічуються. Внутрішній опір їх спадає майже до нуля, складається ланцюг розряду конденсатора *C4*: *+C4* (нижня обкладка), корпус, *C6, V3, R8, V2, V1 – C4* (верхня обкладка). При цьому накопичувальний конденсатор *C6* одержить деякий заряд *Q*, переданий йому конденсатором *C4*.

У процесі розряду конденсатора *C4* напруга на його обкладках спадає, відповідно спадає напруга, що прикладена до тиратронів. Під час досягнення величини напруги гасіння тиратрони гаснуть, їхній внутрішній опір різко зростає, розривається ланцюг розряду конденсатора *C4*. Тепер конденсатор *C4* починає заряджатися від джерела живлення 390 В через резистор *R9*. Постійна часу заряду цього конденсатора має бути такою, щоб він устиг зарядитися до повної напруги в проміжках між імпульсами, що надходять один за одним з газорозрядних лічильників. Під час надходження чергового імпульсу з газорозрядного лічильника описані процеси повторюються. Таким чином, величина ємності конденсатора *C4* визначає тривалість відкритого стану тиратронів *V1* і *V2*, а також мінімальний час закритого стану цих тиратронів, а значить, тривалість нормалізованого імпульсу на виході підсилювача-нормалізатора. Конденсатор *C4* і резистор *R9* одержали назву розрядний ланцюжок. Імпульси, що надходять на інтегруючий контур, перетворюються в усереднений струм, пропорційний частоті проходження імпульсів із блока детектування. Цей струм вимірюється вимірювальним приладом *P1*. Шкала вимірювального приладу відградуйована в мілірентгенах за годину (мР/год).

Під час роботи приладу на інших піддіапазонах перемикачем *S1-3* до тиратронів підключаються розрядні ланцюжки *C5, R10 (C7, R11)* відповідно до діапазону вимірювання, а паралельно до вимірювального приладу підключаються шунти *R21-R24*. Паралельно до резистора *R8* підключене гніздо головних телефонів для отримання звукової індикації за наявності іонізуючого випромінювання. Газорозрядний лічильник *B2* працює на піддіапазонах 4,5,6. Одночасно з ним працює і лічильник *B1*. За умови переопромінення, коли лічильник *B2* починає працювати в режимі «Зворотний хід», малочутливий лічильник *B1*, працюючи паралельно з *B2*, вивільнює дозову характеристику приладу і тим самим ліквідує можливість появи режиму «Зворотний хід».

На піддіапазонах 1, 2, 3 працює лічильник *В1*, що на піддіапазоні I включається в струмовий режим роботи. Як зазначалося раніше, у приладі передбачено можливість перевірки розряду сухих елементів. З цією метою частина струму, що проходить через стабілітрон *V4* (рис. 3.33.) по ланцюгу + 400 В (корпус), *R18*, *R17*, *R16*, *V4*, – 400 В (верхня обкладка С10), з резистора *R18* через перемикач *S1-1* (контакти 12-2 у положенні перемикача Δ) подається на вимірювальний прилад *P1* і вимірюється ним. Якщо стрілка вимірювального приладу встановлюється в межах чорного сектора верхньої шкали приладу, то це означає, що сухі елементи заряджені, блок живлення працює в заданому режимі та виробляє напругу живлення 400 В.

З метою економної витрати струму розряду сухих елементів використовується регулятор струму на польовому транзисторі *V5*. Під час зниження напруги сухих елементів живлення зменшується струм стабілітрона *V4*, а також зменшується замикаюча напруга на резисторі *R16*, що прикладається до затвора польового транзистора *V5*. У цьому випадку струм польового транзистора збільшується, що приводить до збільшення струму через дільник, у складі якого є стабілітрон *V4*, резистори *R16*, *R17*, *R18*.

Таким чином, під час зміни напруги джерела живлення забезпечується постійність напруги на аноді *V4* завдяки зміні струму стабілітрона в заданому секторі.

Підготовка приладу до роботи і перевірка працездатності:

1. Витягнути прилад з укладального ящика, до блока детектування приєднати штангу, відкрити кришку футляра і зробити зовнішній огляд.

Перемикач піддіапазонів перевести в положення «О» («Вимикання»), відкрити кришку відсіку живлення і, дотримуючись полярності, вставити сухі елементи (див. рис. 3.31).

2. Поставити ручку перемикача у положення « Δ », екран – у положення «Г». Стрілка приладу повинна встановитися у режимному секторі (рис. 3.36).

3. Перевірити працездатність за контрольним джерелом, закріпленим на поворотному екрані блока детектування. Для цього установити екран у положенні «К». Підключити телефон.

Установити ручку перемикача піддіапазонів послідовно на « $\times 1000$ », « $\times 100$ », « $\times 10$ », « $\times 1$ », « $\times 0,1$ ». Стрілка приладу повинна зашкалювати на 5-му і 6-му піддіапазонах, відхилятися на 4-му, а на 2-му і 3-му може не відхилятися.

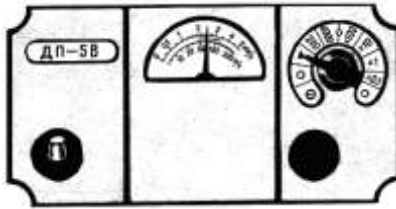


Рис. 3.36. Перевірка живлення за допомогою режимного сектора

4. Порівняти показання на 4-му піддіазоні з показаннями, записаними у формулярі (розділ 12) під час останньої перевірки (рис. 3.37).

2. ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ДАННЫЕ И ХАРАКТЕРИСТИКИ

2.1. Основные технические характеристики приведены в табл. 1.

Таблица 1

Поддиапазон	Поддиапазон 1				Поддиапазон 2				Поддиапазон 3					
	Единица измерения	Скорость и контроль по току	Показание прибора	Допустимое значение	Единица измерения	Скорость и контроль по току	Показание прибора	Допустимое значение	Единица измерения	Скорость и контроль по току	Показание прибора	Допустимое значение		
1	Р/ч	140	1/1	98—102	4	мР/ч	40	4/1	98—102	5	мР/ч	25	2/5	17,5—32,5
		50	5/1	35—65			10	1/1	7—13					
		25	2/1	17,5—32,5										
2	мР/ч	4000	4/1	2800—5200	3	мР/ч	4	3/7	2,8—3,2	6	мР/ч	2,5	2/3	1,7—3,2
		2500	2/4	1700—3200			1	1/1	0,7—1,3					
		1000	1/1	700—1300										
3	мР/ч	400	4/1	280—520	4	мР/ч	0,4	4/1	0,28—0,52	5	мР/ч	0,25	2/5	0,17—0,32
		250	2/1	175—325			0,1	1/1	0,07—0,13					
		100	1/1	70—130										

Показания прибора от контрольного источника на поддиапазоне $\times 10$ составляют 29 мР/ч $\pm 30\%$ от указанного значения.

2.2. Сведения о содержании драгоценных материалов приведены в приложении.

Представитель ОТК _____

(подпись)

Представитель заказчика _____

(подпись)

Рис. 3.37. Показания приладу на 4-му піддіазоні, записані у формулярі (29 мР/год)

5. Натиснути кнопку СБРОС, при цьому стрілка має встановитися на нульову поділку шкали.

6. Повернути екран у положення «Г», поставити ручку перемикача в положення «Д». Прилад готовий до роботи.

Підготовка приладу до роботи військовослужбовцем здійснюється відповідно до нормативу № 14 СП «Підготовка приладів РХБ розвідки і дозиметричного контролю до роботи та перевірка їх працездатності» становить: «5» – 2 хв 30 с; «4» – 2 хв 40 с; «3» – 3 хв.

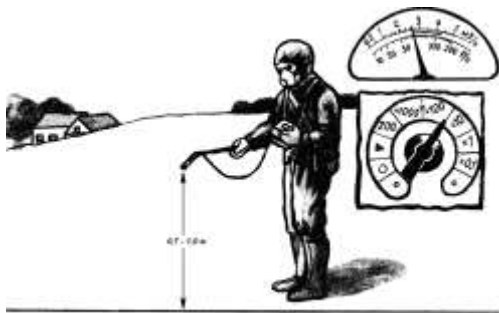


Рис.3.38. Вимірювання потужності дози до 5 Р/год

Вимірювання за допомогою приладу до 5 Р/год проводиться за верхньою шкалою при положеннях перемикача « $\times 1000$ », « $\times 100$ », « $\times 10$ », « $\times 1$ », « $\times 0,1$ » (рис. 3.38). У даному положенні перемикача і показанні стрілки приладу потужність дози складає 260 мР/год.

3.2.2.2. Вимірювач потужності дози ИМД-5

Вимірювач потужності дози ИМД-5 (рис. 3.39) призначений для вимірювання поглиненої дози гамма-випромінювання і виявлення бета-випромінювання. Прилад є подальшою модернізацією і удосконаленням вимірювача потужності дози (рентгенометра) ДП-5В.

Прилад забезпечує вимірювання потужності дози (поглиненої) гамма-випромінювання від 0,05 мРад/год до 200 Рад/год у діапазоні енергії від 0,084 МеВ (тулій 170) до 1,25 МеВ (кобальт-60). Прилад забезпечує індикацію щільності потоку бета-випромінювання в межах від 50 до 5000 бета-част/(хв·см²) з енергією 2,27 МеВ.



Рис. 3.39. Вимірювач потужності дози ИМД-5

Відлік показань проводиться за шкалою приладу з наступним множенням на відповідний коефіцієнт піддіапазону, причому робочою є ділянка шкали, окреслена суцільною лінією. Прилад забезпечує звукову індикацію

гамма- і бета-випромінювання головними телефонами на 2–6-му піддіапазонах.

Технічні й експлуатаційні характеристики практично співпадають з аналогічними характеристиками вимірювача потужності дози ДП-5В.

Деякі конструктивні вдосконалення дозволили збільшити занурення блока детектування на глибину до 1 метра, а також покращити ергономічні характеристики приладу, що підвищило якість операторської діяльності обслуговуючого персоналу.

Конструкція приладу, його структурна й електрична схеми майже повністю співпадають з конструкцією, структурною та електричною схемами ДП-5В. Невеликі зміни, пов'язані з заміною номіналу деяких резисторів і конденсаторів, пояснюються необхідністю градування приладу в одиницях потужності поглиненої дози гамма-випромінювання, тобто в рад/год.

Підготовка приладу до роботи, перевірка його працездатності, проведення вимірювання й індикація аналогічні тим діям, які проводяться із приладом ДП-5В.

3.2.2.3. Вимірювач потужності дози ИМД-1

Вимірювач потужності експозиційної дози гамма-випромінювання ИМД-1 призначений для вимірювання ПЕД гамма-випромінювання та виявлення бета-випромінювання в польових умовах.

Прилад використовується під час ведення радіаційної розвідки в зонах радіоактивного зараження та під час контролю за радіоактивним зараженням різних об'єктів озброєння, військової техніки, особового складу, продуктів харчування за гамма-випромінюванням.

Прилад знаходиться на озброєнні відділень радіаційної, хімічної та біологічної розвідки військ РХБ захисту.

Вимірювач має три варіанти виконання: ИМД-1А, ИМД-1Р, ИМД-1С. Прилад ИМД-1А використовується для вимірювання ПЕД у діапазоні від 0,01 до 999 Р/год, ИМД-1Р – в діапазоні від 0,01 мР/год до 999 Р/год, ИМД-1С – в діапазоні 0,01 мР/год до 999 Р/год. Основні метролого-технічні характеристики приладу наведені у таблиці 3.4.

Перші два варіанти приладу використовуються з метою радіаційної розвідки, третій – використовується стаціонарно в закритих приміщеннях (сховищах). У приладах ИМД-1Р та ИМД-1С увесь діапазон розбитий на 2 піддіапазони:

- 1) з межами вимірювання від 0,01 до 999 мР/год.
- 2) з межами вимірювання від 0,01 до 999 Р/год.

Початкова частина піддіапазону від 0,01 до 0,1 мР/год (Р/год) є індикаторною й основна похибка для цієї частини піддіапазону не нормується.

Для решти частини піддіапазону основна похибка вимірювання відносно вимірюваного значення не перевищує $\pm 25\%$ плюс одиниця молодшого розряду. Для всіх трьох модифікацій діапазон вимірювання в межах від 0,01 до 999 Р/год забезпечується блоком детектування, вмонтованим в блок вимірювання.

Для модифікацій приладів з індексами «Р» та «С» діапазон вимірювання від 0,01 до 999 мР/год забезпечується виносним блоком детектування.

Вимірювач забезпечує спрацювання звукової сигналізації, якщо ПЕД досягла 0,1 та 300 Р/год на піддіапазоні «R/h», і 0,1 та 300 мР/год на піддіапазоні «mR/h». Час встановлення робочого режиму вимірювача – не більше 1 хвилини. Інформація про вимірювання подається в дискретній формі у вигляді числа, яке висвітлюється на світловому табло.

Для орієнтування оператора про зміни вимірюваної ПЕД використовуються головні телефони, інтенсивність клацання в яких свідчить про зміну ПЕД з часом.

Таблиця 3.4

Основні метролого-технічні характеристики приладу

Найменування параметра	Величина параметра		
	ИМД-1А	ИМД-1Р	ИМД-1С
Тип приладу	переносний	переносний	стаціонарний
Діапазон вимірювання	від 0,01 до 999 Р/год	від 0,01 мР/год до 999 Р/год	
Пороги сигналізації	0,1 і 300 Р/год	0,1 і 300 мР/год 0,1 і 300 Р/год	
Час вимірювання та спрацювання сигналізації:	15 с у діапазоні 0,01 ÷ 9,99 Р/год; 1,5 с у діапазоні 10 ÷ 999 Р/год	60 с у діапазоні 0,01 ÷ 9,99 мР/год; 6 с у діапазоні 10 ÷ 999 мР/год; 15 с у діапазоні 0,01 ÷ 9,99 Р/год; 1,5 с у діапазоні 10 ÷ 999 Р/год	
Похибка вимірювання	$\pm 25\%$		
Електроживлення	елементи А-343 «Прима» із номінальною напругою 6 В, від бортової мережі або від		
	акумулятора з напругою 10,8 ÷ 30 В		від електромережі 220 В
Вага	приладу – 2,5 кг комплекту – 9,74 кг		

Живлення вимірювачів здійснюється: ИМД-1А та ИМД-1Р – від 4-х послідовно з'єднаних елементів типу А-343 «Прима» з номінальною напругою 6 В і від бортової мережі постійного струму або акумулятора з напругою від 10,8 до 30 В. ИМД-1С – від 4-х послідовно з'єднаних елементів типу А-343 «Прима» з номінальною напругою – 6 В, від бортової мережі або

акумуляторів з напругою від 10 В до 30 В, від мережі постійного струму з напругою 220 В та частотою 50 або 400 Гц.

У вимірювачі передбачено пристрій, який сигналізує про розряд елементів напруги до 4 В увімкненням на табло світлового індикатора.

Комплект приладу складається (рис. 3.40) із: ИМД-1-1 блока детектування 1; ИМД-1-2 блока живлення 2 (для забезпечення роботи приладу від бортової мережі); ИМД-1-3 пульта вимірювального 3; батарейного відсіку 4; ИМД-1-6 блока живлення 5 (для забезпечення роботи приладу ИМД-1С від електромережі); телефону головного 6; УУМ-08С приладу перехідного 7 (для забезпечення постійної роботи світлового табло); кабелю з'єднувального; штанги довжиною 30,5-72 см 8; тубуса 9 (для зняття показань із цифрового табло при яскравому сонячному світлі); джгута з перехідними колодками, які дозволяють розташовувати батарейний відсік у кишені військовослужбовця за температури від -50 до -20 °С 10; поясного та шийного ремня 11; металевого укладального ящика 12; технічної документації 13 («Технічний опис та інструкція з експлуатації», «Формуляр»).

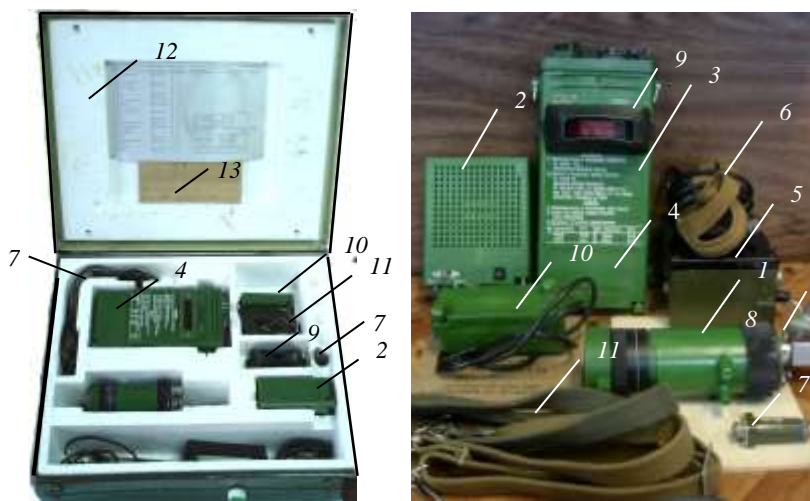


Рис. 3.40. Вимірювач потужності дози ИМД-1С:

Конструктивно вимірювальний пульт – це герметичний стакан прямокутної форми, виконаний із високотривкої пластмаси, стійкої до агресивних середовищ.

Герметизація пульта забезпечується гумовими прокладками, встановленими в місцях стикання корпусу в панелях.

На панелі пульта розташовано органи керування та роз'єми. Органами керування є: перемикач на 4 положення («ВЫКЛ»; «ПРОВЕРКА»; «R/h»; «mR/h»); кнопка «ОТСЧЁТ». Роз'єми призначені для підключення блока детектування ИМД-1-1 і головних телефонів. У середині пульта міститься вмонтований блок детектування й електронна схема вимірювання, розташована на 4-х печатних платах, які закріплені в спеціальних шасі. На корпусі пульта є спеціальне прямокутне вікно із світлофільтрами, призначене для забезпечення зчитування інформації із цифрового табло і світлового індикатора розряду елементів.

У нижній частині корпусу впресовані 2 металеві втулки з різьбою, призначені для підключення до пульта батарейного відсіку або блока живлення ИМД-1-2, які є одночасно і струмопровідними контактами.

Батарейний відсік розроблений у вигляді обойми, яка за формою є продовженням пульта вимірювального ИМД-1-3, елементи живлення розташовані в середині батарейного відсіку вертикально і послідовно електрично з'єднані. Живлення від батарейного відсіку на пульт передається за допомогою гвинтів, що не випадають і якими кріпиться батарейний відсік до пульта.

Під час роботи з вимірювачем у діапазоні температур від -50 до -20 °C використовуються перехідні колодки із шнуром, які дозволяють розташовувати батарейний відсік в кишені оператора окремо від пульта.

До складу вимірювача ИМД-1С входить також блок електричної мережі живлення ИМД-1-6, який являє собою негерметичний корпус прямокутної форми. На корпусі розташовані тумблер ВКЛ-ВЫКЛ, світловий індикатор вмикання, а також роз'єми входу і виходу. Блок детектування ИМД-1-1 являє собою герметичний циліндричний пенал, виконаний із високостійкої пластмаси, стійкої до агресивного середовища.

На зовнішньому боці стакана розташовуються поворотний екран, призначений для зміни умов вимірювання, а також виступи, призначені для забезпечення постійного зазора між корпусом. У торцевій частині корпусу розташовано роз'єми для приєднання блока детектування до пульта за допомогою багатожильного шнура і приладу для приєднання повздовжньої штанги. У середині корпусу блока детектування розташовано газорозрядний лічильник, геометричний центр якого позначений на корпусі відміткою «+», а також печатна плата з електричною схемою блока детектування. Конструкція блока детектування і вимірювального пульта допускає перебування їх у воді на глибині до 1 метра протягом декількох хвилин.

Принцип дії приладу базується на перетворенні ПЕД гамма-випромінювання в імпульси напруги, частота надходження яких пропорційна величині ПЕД з подальшою обробкою отриманої інформації у вимірювальному пульті і зображенням її на цифровому табло в одиницях виміру Р/год або мР/год. Під час досягнення ПЕД порогового значення в приладі

– блок живлення – батарейний відсік з 4-ма елементами типу А-343.

Крім того, схема пульта забезпечує світлову сигналізацію, надає інформацію про розряд елементів живлення, забезпечує проведення ряду перевірок вимірювача, які дозволяють оцінити його працездатність без застосування додаткового обладнання.

Для економії витрати енергії елементів живлення А-343 у приладі передбачено схему автоматичного вимкнення світлового табло після 4-х секунд його роботи. Для повторного зняття показань з табло його необхідно ввімкнути натисканням кнопки ОТСЧЕТ. За необхідності постійної роботи світлового табло до роз'єму на панелі пульта, що приєднує блок детектування, необхідно підключити перехідний пристрій УУМ-08С, який шунтує кнопку ОТСЧЕТ у ввімкненому стані.

Підготовка приладу до роботи і перевірка працездатності.

Для підготовки приладу до роботи необхідно виконати такі дії:

– витягти блок вимірювання з укладального ящика і зробити зовнішній огляд;

– підключити батарейний блок живлення, якщо прилад буде використовуватися в переносному варіанті (рис. 3.42), або блок живлення ИМД-1-2, якщо прилад використовується в транспортному засобі ;

– подати напругу живлення на пульт, для цього необхідно встановити перемикач на вимірювальному пульті в положення ПРОВЕРКА (рис. 3.43). У цьому випадку на цифровому табло висвічується число 102, молодший розряд буде погашений, кома повинна знаходитися між третім і четвертим (молодшим) розрядами. Вмикається переривчастий звуковий сигнал. Світловий індикатор СМЕНИТЬ БАТАРЕЮ має бути погашений. Якщо світловий індикатор світиться, то необхідно замінити комплект елементів А-343 під час використання батарейного блока живлення;

– натиснути і відпустити кнопку ОТСЧЕТ (рис. 3.44), при цьому: звуковий сигнал вмикається, на цифровому табло в молодшому розряді висвічується число нуль, старші розряди не світяться, кома знаходиться між другим і третім розрядами;

– для перевірки вбудованого БД зачекати 225 с, після закінчення яких на табло з'явиться число, відмінне від нуля. Якщо показання будуть дорівнювати 0,1 і більше, то вмикається переривчастий звуковий сигнал. Нулі



Рис. 3.42. Підключення батарейного БЖ

зліва від значущих цифр мають бути погашені. Перевести перемикач у положення ВЬКЛ. Цифрове табло гасне.

- підключити до пульта блок детектування ИМД-1-1 (рис. 3.45);
- перемикач на пульті поставити в положення ПРОВЕРКА. На цифровому табло висвічується цифра 102, вмикається звукова сигналізація;
- натиснути на кнопку ОТСЧЕТ. Звукова сигналізація вимикається, на світловому табло світиться цифра нуль;
- для перевірки виносного БД ИМД-1-1 необхідно зачекати 120 с, після закінчення яких на табло з'явиться число, відмінне від нуля. За нульових показань вимкнути вимірювач і всі операції повторити спочатку. Якщо показання будуть дорівнювати 0,1 і більше, вмикається звуковий сигнал. Перевести перемикач у положення ВЬКЛ. Цифрове табло гасне. Прилад готовий до роботи.



Рис. 3.43. Положення ПРОВЕРКА



Рис. 3.44. Перевірка вбулованого



Рис. 3.45. Підключення ИМД-

Час підготовки приладу до роботи військовослужбовцем визначається відповідно до нормативу № 14 СП «Підготовка приладів РХБ розвідки і дозиметричного контролю до роботи та перевірка їх працездатності» та складає: «5» – 6 хв 20 с; «4» – 6 хв 40 с; «3» – 7 хв.

Для проведення вимірювань необхідно:

- підготувати прилад до роботи і перевірити його працездатність;
- підключити телефони до вимірювального пульта;
- установити перемикач на пульті в положення R/h;
- через 1 хвилину натиснути кнопку ОТСЧЕТ і зафіксувати показання приладу на цифровому табло в Р/год;
- за відсутності показань на піддіпазоні «R/h» зробити вимірювання на піддіпазоні «mR/h», для цього необхідно:

- поставити поворотний екран на блоці детектування в положення γ ;
- встановити перемикач на пульті в положення mR/h;
- через дві хвилини натиснути кнопку ОТСЧЕТ і зафіксувати показання приладу на цифровому табло в мілірентгенах на годину.

Для виявлення бета-випромінювання необхідно:

- поворотний екран блока детектування поставити в положення γ ;
- встановити блок детектування на виступи над поверхнею, що вимірюється;
- виміряти гамма-випромінювання у піддіапазоні «mR/h» протягом 2 хвилин;
- перевести поворотний екран на блоці детектування в положення $\beta + \gamma$;
- зробити вимірювання у тих же умовах, що і вимірювання гамма-випромінювання протягом 1 хвилини;
- збільшення показань другого вимірювання в порівнянні з першим свідчить про наявність бета-випромінювання.

Під час проведення вимірювань в умовах сонячного світла необхідно користуватися тубусом, що входить у комплект поставки вимірювача.

У випадку спрацьовування в процесі вимірювання світлового індикатора розряду елементів живлення СМЕНИТЬ БАТАРЕИ необхідно вимкнути вимірювач і замінити комплект елементів живлення.

Під час проведення вимірювань об'єктів, віддалених від вимірювального пульта більше, ніж на 1,5 м, блок детектування до пульта необхідно підключати за допомогою багатожильного єднального кабелю довжиною до 20 м, що входить у комплект поставки вимірювача ИМД-1С.

Після закінчення роботи з вимірювачем необхідно перемикач на пульті перевести в положення ВЫКЛ, вимкнути джерела живлення, від'єднати джгути і кабелі, закрити роземи заглушками, помістити вимірювач в укладальний ящик.

3.2.2.4. Дозиметр-радіометр універсальній МКС-У

Дозиметр-радіометр універсальний МКС-У (рис. 3.46) призначений для вимірювання потужності еквівалентної дози, еквівалентної дози гамма- та рентгенівського випромінювань; вимірювання поверхневої щільності потоку бета-частинок. Прилад є подальшою модернізацією рентгенометра ДП-5В і може застосовуватись у військах як для ведення радіаційної розвідки місцевості, так і радіаційного контролю. Основні метролого-технічні характеристики дозиметра-радіометра універсального МКС-У наведені в табл. 3.5. Повний комплект поставки: пульт 1 із нероз'ємним комбінованим гамма-бета-блоком (КБД) 2; коротка телескопічна штанга 3; кабель для підзарядки 12 В, адаптер 220В-12В, телефони головні 4; касета з контрольним джерелом випромінювання 5; пакувальний чемодан; керівництво з

експлуатації; формуляр 6; комплект аварійного БД 7: (виносний гамма-детектор (ВД) з 30-метровим кабелем, 5-метрова телескопічна штанга з ручкою-кронштейном для намотування кабелю; чохол для телескопічної штанги); запасні частини; адаптер інфрачервоного порту обміну та програмне забезпечення.

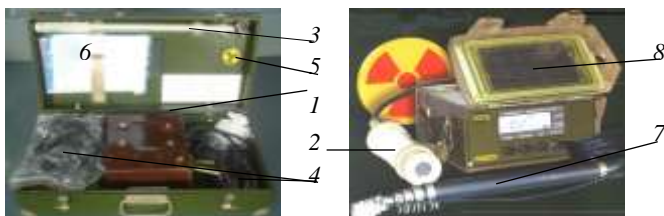


Рис. 3.46. Дозиметр-радіометр універсальний МКС-У

У приладі реалізовано можливість в умовах аварій на АЕС доставляти аварійний (виносний) детектор на відстань до 30 м за допомогою телескопічної штанги. Вимірювання широкого діапазону вимірювальних величин: потужності еквівалентної дози гамма- та рентгенівського випромінювань, дозволяє контролювати природний фон навколишнього середовища.

Розширений енергетичний діапазон вимірювання дає змогу однаково ефективно використовувати прилад як під час наслідків застосування ядерного вибуху, так і руйнувань об'єктів ядерної енергетики.

У приладі здійснюється автоматична установка інтервалів та діапазонів вимірювань в одиницях еквівалентної дози (Зв/год). Наявність аналогового індикатора інтенсивності випромінювання, підсвітки індикатора та органів керування в темряві, а також багаторівнева індикація розрядження джерела живлення роблять роботу з приладом більш зручною та ефективною.

Існує можливість запису результатів вимірювань до енергонезалежної пам'яті та їхнього перегляду, а також можливість передачі через інфрачервоний порт до 4096 результатів вимірювань у ЕОМ.

Підзарядка акумуляторної батареї здійснюється за допомогою вмонтованого зарядного пристрою від власної фото батареї 8 (рис. 3.46), автомобільного акумулятора 12 В або промислової мережі 220В/50Гц.

У приладі використовуються: газорозрядні гамма-детектори Гейгера-Мюллера без зворотного ходу лічильної характеристики, кремнієвий детектор бета-випромінювання, аварійний гамма-детектор типу «СЕЛДИ» (сцинтилятор-фотодіод), контрольне джерело ^{137}Cs , головні телефони.

Основні метролого-технічні характеристики приладу

Найменування параметра	Величина параметра
Діапазон вимірювання потужності еквівалентної дози	0,1 мкЗв/год – 100 Зв/год (10 мкР/год – 10 000 Р/год)
Діапазон вимірювання еквівалентної дози	1 мкЗв – 9 999 мЗв (100 мкР – 999,9 Р)
Допустимі відносні основні похибки вимірювання	± 15 %
Енергетичний діапазон вимірювань	0,05 – 3,0 МеВ
Діапазон вимірювань часу накопичення еквівалентної дози і точність вимірювання	1 хв – 99 год ± 1 хв за 48 год
Діапазон вимірювань поверхневої щільності потоку бета-частинок	10 – 200 000 1/(хв·см ²)
Енергетичний діапазон вимірювань	0,3–3,0 МеВ
Допустима відносна основна похибка вимірювання щільності потоку бета-частинок	± 15 %
Часові інтервали вимірювань	2 – 50 сек
Час безперервної роботи під час живлення від акумуляторної батареї	72 год
Діапазон робочих температур	від – 40 до +50 °С
Маса комплексу в упаковці	8,0 кг
Габарити комплексу в упаковці	490x255x130 мм

Структурна схема МКС-У, наведена на рис. 3.47, яка складається з пульта, фотобатарей (ФБ), виносного детектора гамма-випромінювання або блока детектування гамма-випромінювання високочутливого виносного БДБГ-08 (ВД), блока живлення (БЖ) і телефонів (Т).

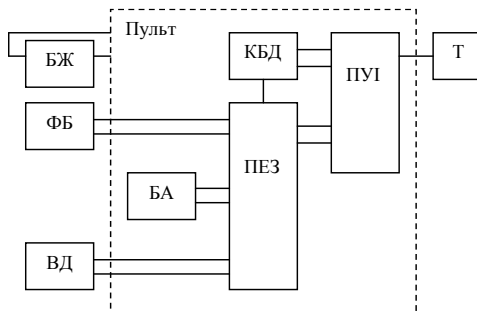


Рис. 3.47. Структурна схема приладу МКС-У

Пристрій енергозабезпечення (рис. 3.48) складається з лінійного стабілізатора напруги (ЛСН), формувача напруги імпульсного (ФНІ), перетворювача струм-частоти (ПСЧ), схеми вбудованого детектора дози (ВДД) з детектором (Д), пристрою обробки (ПО) і автоматичного зарядного пристрою (АЗП).

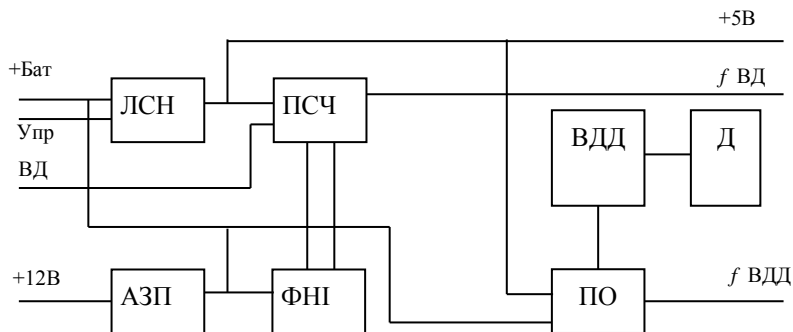


Рис. 3.48. Структурна схема ПЕЗ

Під час подачі на пристрій енергозабезпечення керуючого сигналу з пристрою керування та індикації активізується ЛСН, і з напруги, що направляєється на його вхід від акумуляторної батареї, він формує напругу +5 В для живлення вузлів приладу. Формувач напруги імпульсний (ФНІ) активізується тільки під час приєднання до пульта виносного детектора (ВД). ФНІ формує двополярне живлення для роботи схеми перетворювача струм-частоти (ПСЧ). ПСЧ перетворює струм, що надходить від виносного детектора (ВД), у послідовність імпульсів, частота повторення яких пропорційна вхідному струму.

У пристрої енергозабезпечення розміщено пристрої обробки (ПО) і схему вбудованого детектора дози оператора (ВДД) разом із детектором (Д), що функціонально реалізують вбудований блок детектування дози оператора. У ПО знаходиться стабілізатор +5 В для живлення ВДД і цифрова схема лінеаризації рахункової характеристики детектора (Д). У схему ВДД входить формувач анодної напруги для детектора (Д). Як детектор (Д) застосовується ГЛ типу СБМ-21. Вбудований блок детектування дози оператора працює постійно з моменту ввімкнення живлення приладу.

Автоматичний зарядний пристрій (АЗП) формує струм для зарядки акумуляторної батареї і напругу живлення приладу під час приєднання до його входу фотобатареї або зовнішнього джерела постійного струму з напругою +12 В (блок живлення, автомобільний акумулятор). АЗП

розроблений на базі лінійного стабілізатора з граничним пристроєм і генератора струму. Процес зарядки індукується за допомогою світлодіодів.

Комбінований блок детектування (рис. 3.49.) складається з БД гамма-випромінювання і БД бета-часток. БД гамма-випромінювання складається з формувача напруги (ФН1), пристрою детектування гамма-випромінювання (ПДГВ) із двома детекторами Д1 і Д2. ФН1 формує анодну напругу для детекторів. ПДГВ призначений для детектування гамма-випромінювання і лінеаризації рахункової характеристики детекторів. ПДГВ містить також стабілізатор напруги +5 В для живлення ФН1. Як детектори Д1 і Д2 застосовуються газорозрядні лічильники типу СБМ-20-1.

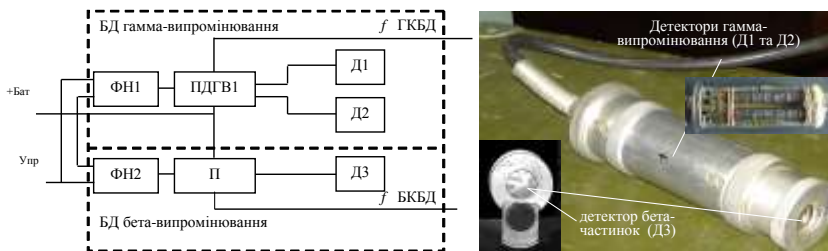


Рис. 3.49. Структурна схема КБД

Схема БД гамма-випромінювання активізується тільки за умови надходження з пристрою керування та індикації приладу керуючого сигналу.

Цей сигнал направляє на відповідний вхід стабілізатора і переводить його в активний стан. При цьому на його виході формується напруга +5 В, яка необхідна для живлення схем блока.

БД бета-частинок складається з формувача напруги (ФН2), підсилювача (П) і детектора бета-частинок (Д3). До складу ФН2 входять стабілізатор напруги +5 В та імпульсний формувач напруги детектора.

Підсилювач побудований за схемою імпульсного підсилювача з польовим транзистором на вході. Як детектор бета-частинок застосовується планарний кремнієвий детектор із площею робочої поверхні 1 см². Схема БД бета-частинок активізується аналогічно схемі БД гамма-випромінювання. У КБД під час роботи одного з БД другий завжди знаходиться в неактивному стані (режим мікроспоживання), що дає можливість заощаджувати енергоресурс приладу. Пристрій керуван-

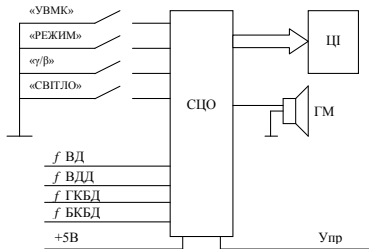


Рис. 3.50. Структурна схема ПУІ

ня та індикації (рис. 3.50) складається із схеми цифрової обробки (СЦО), цифрового індикатора (ЦІ), гучномовця (ГМ) і кнопок УВМК, РЕЖИМ, γ/β , СВІТЛО. СЦО розроблена із застосуванням мікроконтролера і спецпроцесора, реалізованого на програмованій логіці високого ступеня інтеграції. СЦО виконує функції обробки і передачі на ЦІ інформації, що містить результати вимірів кожного з вимірювальних каналів приладу, формування ознак відповідності і фізичних величин, керування режимами роботи за допомогою кнопок УВМК, РЕЖИМ, γ/β , СВІТЛО. У СЦО закладено алгоритм автоматичного вибору інтервалів і діапазонів вимірювання. У СЦО відбувається масштабування імпульсних потоків від вимірювальних каналів, при цьому коефіцієнти масштабування задаються у вигляді рівнобіжних двійкових кодів, що записуються в енергонезалежній пам'яті. СЦО здійснює керування підсвічуванням шкали індикатора, озвучування за допомогою гучномовця ГМ або телефонів зареєстрованих БД іонізуючих частинок або фотонів та ідентифікацію залученого БД. СЦО також здійснює запис результатів вимірювань в енергонезалежну пам'ять і передачу їх через інфрачервоний порт у ПЕОМ.

Фотобатарея становить собою ряд послідовно і паралельно з'єднаних кремнієвих фотоелементів, розташованих на зовнішній підкладці та розміщених у герметичному корпусі з прозорим вікном. Робота фотобатареї базується на генерації фотоструму у фотоелементах під дією падаючого на них сонячного світла. Послідовне з'єднання фотоелементів забезпечує необхідний рівень напруги на навантаженні, а паралельне – необхідну силу струму. Фотобатарея забезпечує за умови прямого сонячного світла струм не менше 75 мА за напруги 7,5 В, що дає можливість здійснювати підзарядку акумуляторної батареї і підживлювати прилад. Виносний детектор гамма-випромінювання сцинтиелектронного типу (детектор типу «СЕЛДИ») побудований на основі сцинтиляційного кристала CsI і напівпровідникового фотодіода. Між фотодіодом і сцинтилятором забезпечено оптичний контакт. Принцип дії детектора базується на генерації фотоструму фотодіодом унаслідок сцинтиляції у кристалі CsI при час його опромінення. Струм на виході детектора пропорційний інтенсивності й енергії гамма-випромінювання, що попадає в детектор. Виносний БД гамма-випромінювання високочутливий БДБГ-08 аналогічний за побудовою і принципом дії блока детектування гамма-випромінювання КБД.

Підготовка приладу до роботи:

1. Відкрити відсік живлення в пульті приладу і переконатися в наявності в касеті (рис. 3.51) п'яти акумуляторів і надійності контактів.

2. Вийняти блок детектування (КБД) з футляра пульта і приєднати до нього штангу, для чого необхідно вставити торцевий захват штанги в сполучне гніздо КБД, натиснути до упору і повернути до фіксації.

1. Приєднати до футляра пульта поясний і плечовий ремінь.

2. Увімкнути прилад, короткочасно нажавши кнопку УВМК. При цьому прилад має відразу працювати в режимі вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного іонізуючого випромінювання, про що будуть свідчити індикований символ « γ » і одиниці вимірювання « $\mu\text{Sv/h}$ » на цифровому індикаторі (рис. 3.52.), а також звукові сигнали під час реєстрації кожного гамма-кванта.

Після завершення інтервалу вимірювання на цифровому індикаторі повинен висвітлитися результат вимірювання гамма-фона. З касети з контрольним джерелом, що розташована на внутрішній стороні кришки укладальної шухляди, відкрити кришку. Піднести КБД місцем розташування метрологічної мітки «+» упритул до контрольного джерела і здійснити контрольне вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного іонізуючого випромінювання.

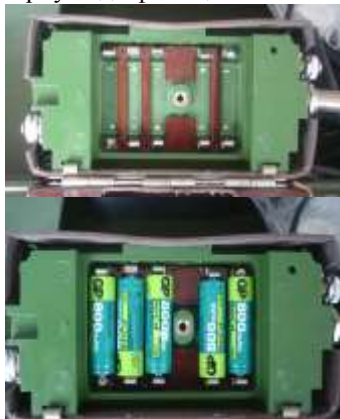


Рис. 3.51. Відсік живлення

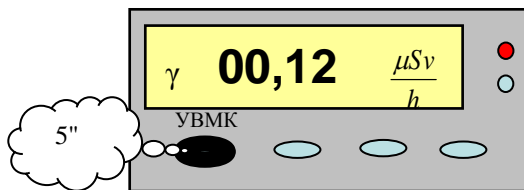


Рис. 3.52. Вимірювання гамма-фону

Отриманий результат (рис. 3.53). повинен відповідати значенню (рис. 3.54), яке визначено для цієї моделі приладу у керівництві з експлуатації.

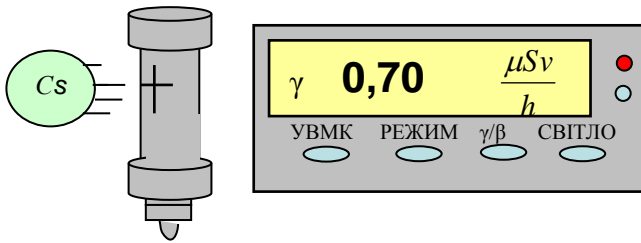


Рис. 3.53. Перевірка гамма-каналу

Наприклад: Контрольне значення параметра у таблиці 3.2 керівництва з експлуатації приладу МКС-У дорівнює $0,80 \pm 0,24$ мкЗв/год.

Примітка: Контрольні значення від Cs-137 необхідно корегувати відповідно до періоду напіврозпаду радіонукліда.

5. Натиснути кнопку γ/β і спостерігати за переходом приладу в режим вимірювання щільності потоку бета-частинок (рис. 3.55.). При цьому на цифровому індикаторі повинен висвітлитися символ β і одиниці вимірювання $10^3/(\text{см}^2 \cdot \text{мін})$. Піднести КБД торцем упритул до контрольного джерела, попередньо відкривши вікно бета-детектора, і здійснити контрольне вимірювання щільності потоку бета-частинок. Отриманий результат повинен відповідати значенню, яке визначено для цієї моделі приладу у керівництві з експлуатації (рис. 3.54.)



Рис. 3.54. Таблиця 3.2 керівництва з експлуатації приладу МКС-У

Наприклад: Контрольне значення параметра $19,0 \pm 5,7 \times 10^3$ частинок/($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$). (рис. 3.54.).

Примітка: Контрольні значення від Cs-137 необхідно корегувати відповідно до періоду напіврозпаду радіонукліда.

При цьому кожна зареєстрована бета-частинка повинна супроводжуватися звуковим сигналом. Касету з контрольним джерелом закрити кришкою.

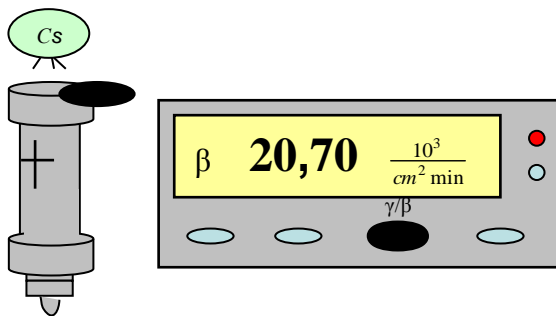


Рис. 3.55. Перевірка бета-каналу

6. Короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ і переконатися в переході приладу в режим індикації еквівалентної дози оператора. При цьому на цифровому індикаторі повинні висвітлитися символ γ і одиниці вимірювання mSv, а точка повинна розташовуватися після першого (зліва) розряду.

7. Короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ і переконатися в переході приладу в режим індикації часу нагромадження еквівалентної дози оператора. При цьому між двома парами розрядів на цифровому індикаторі повинна висвітлитися кома, що мерехтить з періодом 1 секунда. Щохвилини крайній (справа) розряд повинен змінюватися на одиницю.

8. Короткочасно натиснути кнопку СВІТЛО і переконатися, що ввімкнулося підсвічування шкали, що повинна вимкнутися через 8 с.

9. Короткочасним натисканням кнопки РЕЖИМ переключити прилад у режим вимірювання потужності фотонного іонізуючого випромінювання. Приєднати до пульта приладу виносний детектор гамма-випромінювання і спостерігати на цифровому індикаторі висвітлювання символу γ і одиниць вимірювання mSv/h.

10. У режимі вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного іонізуючого випромінювання до пульта приладу приєднати телефон. Переконатися в працездатності телефону за звуковою сигналізацією під час реєстрації гамма-квантів.

Порядок роботи з приладом:

Контроль розрядженості батареї акумуляторів. У процесі роботи приладу, незалежно від режиму його роботи, безперервно відбувається контроль розрядженості акумуляторної батареї. Результати цього контролю відображаються за допомогою символу елемента живлення, що розташований в правому нижньому куті рідкокристалічного індикатора.

Цей символ складається з чотирьох сегментів, які відповідають повній ємності батареї акумуляторів. У разі розрядження батареї приблизно на 25 %

її ємності починає мигати перший з чотирьох сегментів, у разі розряджені приблизно на 50 % – починають мигати три сегменти. У разі повного розрядження батареї акумуляторів мигають усі чотири сегменти символу елемента живлення.

Зарядження батареї акумуляторів. Зарядження батареї акумуляторів проводиться за допомогою вбудованого в пульт автоматичного зарядного пристрою (рис. 3.56).



Рис. 3.56. Зарядження батареї акумуляторів

Зовнішнім джерелом живлення для зарядження може бути блок живлення $\sim 220 \text{ В}/=12 \text{ В}$, автомобільний акумулятор (+12 В) або фотобатарея (у польових умовах за умови прямого сонячного світла). Для зарядження зовнішнє джерело живлення необхідно під'єднати до роз'єму на пульті приладу. Автомобільний акумулятор підєднується за допомогою кабелю живлення, що входить у склад приладу. Зарядження батареї акумуляторів від блока живлення або автомобільного акумулятора необхідно проводити за температури навколишнього середовища від + 5 до + 40 °С. Зарядження за температури, що не входить в цей діапазон, призведе до зростання часу зарядження та зменшення ресурсу акумуляторної батареї. Процес зарядження батареї акумуляторів виконується автоматично, стан цього процесу індукуюється світлодіодами ЗАРЯД та КІНЕЦЬ ЗАРЯДУ, що розміщені на панелі індикації приладу (рис. 3.56). Постійне світіння світло діоду ЗАРЯД інформує про нормальний процес зарядження. Переривчасте світіння цього світлодіоду інформує, що процес зарядження виконується за температури навколишнього повітря, яка вийшла за межі рекомендованого діапазону. Постійне світіння світлодіоду КІНЕЦЬ ЗАРЯДУ інформує про нормальне завершення зарядження, переривчасте – про некоректне. У разі некоректного завершення зарядження необхідно перевірити стан батареї акумуляторів та зовнішніх джерел живлення.

Вимірювання ПЕД фотонного ІВ. Після увімкнення прилад завжди переходить в режим вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання. Ознаками цього режиму на рідкокристалічному цифровому

індикаторі є символи γ і одиниці вимірювання $\mu\text{Sv/h}$, mSv/h або Sv/h (рис. 3.57).



Рис. 3.57. Вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання ($\mu\text{Sv/h}$) за допомогою комбінованого блока детектування (КБД)

Вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання можна проводити за допомогою комбінованого блока детектування (КБД) або виносного детектора (ВД). Доки до роз'єму на пульті дозиметра не буде приєднаний кабель ВД, дозиметр автоматично почне вимірювати ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання за допомогою ВД. Після з'єднання кабелю ВД від пульта дозиметра він знову почне вимірювати ПЕД за допомогою КБД.

Для вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання за допомогою КБД зорієнтувати КБД метрологічною міткою «+» у напрямку на обстежуваний об'єкт. При вимірюванні ПЕД за допомогою КБД кожний зареєстрований гамма-квант супроводжується коротким звуковим сигналом.

Результати вимірювання почнуть виводитись на цифровий індикатор з інтервалом 2 с відразу після початку вимірювання. Поки статистична похибка результатів вимірювання ПЕД більша ніж допустима відносна основна похибка, що зазначена у керівництві з експлуатації на прилад, цифрові розряди на рідкокристалічному індикаторі будуть мигати. Початкові результати можна використовувати для оперативної оцінки ПЕД вимірюваного випромінювання.

У процесі інтегрування статистична похибка вимірювань буде зменшуватись і, коли стане меншою ніж допустима відносна основна похибка, мигання цифрових розрядів рідкокристалічного індикатора буде припинено.

Якщо ПЕД вимірюваного випромінювання суттєво не змінюється, то похибка буде зменшуватись. Значна зміна (більше ніж у 10 разів) ПЕД вимірюваного випромінювання призведе до автоматичного перезапуску процесу інтегрування, що надасть можливість швидкої оцінки новою ПЕД. Процес інтегрування можна також перезапустити примусово коротким натисканням кнопки γ/β .

Результатом вимірювання ПЕД слід вважати кожне значення ПЕД отримане після припинення мигання цифрових розрядів рідкокристалічного індикатора.

Миттєве значення інтенсивності випромінювання можна оцінити за аналоговим індикатором, що знаходиться в правому верхньому полі рідкокристалічного індикатора. Аналоговий індикатор складається з двадцяти сегментів, що перекривають весь діапазон вимірювального каналу в псевдологарифмічному масштабі.

Дія вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання за допомогою ВД необхідно під'єднати кабель ВД до роз'єму на пульті приладу та розмістити ВД біля об'єкта, що обстежується. При вимірюванні ПЕД за допомогою ВД зареєстровані гамма-кванти не супроводжуються звуковими сигналами.

Результатом вимірювання ПЕД слід вважати середнє арифметичне з п'яти останніх вимірювань, отриманих через 15 с після початку вимірювання.

Аналогічно роботі з КБД, миттєве значення інтенсивності випромінювання можна оцінити за аналоговим індикатором.

Для запису результату вимірювання в енергонезалежну пам'ять необхідно короткочасно натиснути кнопку УВМК. Це викличе появу на рідкокристалічному індикаторі символу Р і трьох десяткових розрядів праворуч від нього, що визначають номер об'єкта, на якому відбувалося вимірювання. Номер об'єкта може бути заданий в діапазоні від 000 до 999.

Завдання номера об'єкта відбувається за допомогою кнопок γ/β і РЕЖИМ. Короткочасне натискання кнопки γ/β змінює на одиницю значення десяткового розряду, що мигає. Натискання кнопки γ/β і утримування її в такому стані призводить до автоматичної послідовної зміни значення десяткового розряду, що мигає. Відпускання кнопки γ/β припиняє цю зміну значень. Короткочасне натискання кнопки РЕЖИМ дозволяє почати зміну значення наступного десяткового розряду. Тепер цей розряд починає мигати.

Запис в енергонезалежну пам'ять результату вимірювання ПЕД та номера об'єкта відбувається після короткочасного натискання кнопки УВМК і супроводжується характерним миганням аналогового індикатора. Одночасно із записом цієї інформації, в енергонезалежну пам'ять автоматично записується час та дата проведення запису.

Інформація про час і дату береться з лічильника часу та дати приладу. Цей лічильник працює безперервно з моменту встановлення акумуляторів у відсік живлення приладу. Прив'язка цього лічильника до реального часу та дати відбувається під час обміну інформацією з персональним комп'ютером (ПК) через інфрачервоний порт.

Після запису прилад автоматично повернеться до режиму вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання.

Якщо протягом 16 с не буде зроблений запис, прилад автоматично повернеться в режим вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання.

Вимірювання щільності потоку бета-частинок. Для переходу з режиму вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання в режим вимірювання щільності потоку бета-частинок необхідно натиснути та утримувати в такому стані кнопку γ/β не менше 2 с. Кабель ВД обов'язково має бути від'єднаний від роз'єму на пульті приладу. Ознаками режиму вимірювання щільності потоку бета-частинок на рідкокристалічному цифровому індикаторі є символ β і одиниці вимірювання $10^3/(\text{cm}^2 \cdot \text{min})$.

Вимірювання щільності потоку бета-частинок можна проводити тільки за допомогою КБД. Для цього необхідно відкрити вікно бета-детектора КБД, зорієнтувати його торцем паралельно поверхні, що обстежується, і розташувати на мінімальній відстані. Кожна зареєстрована бета-частинка буде супроводжуватися коротким звуковим сигналом.

Результати вимірювання почнуть виводитись на цифровий індикатор з інтервалом 2 с відразу після початку вимірювання (рис. 3.58.).

Поки статистична похибка результатів вимірювання щільності потоку бета-частинок більша ніж допустима відносна основна похибка, цифрові розряди на рідкокристалічному індикаторі будуть мигати. Початкові результати можна використовувати для оперативної оцінки вимірюваної щільності потоку.



Рис. 3.58. Вимірювання щільності потоку бета-частинок

У процесі інтегрування статистична похибка вимірювань буде зменшуватись і, коли стане меншою ніж допустима відносна основна похибка, мигання цифрових розрядів рідкокристалічного індикатора буде припинено.

Якщо щільність вимірюваного потоку бета-частинок суттєво не змінюється, то процес інтегрування буде продовжуватись далі і, відповідно статистична похибка буде зменшуватись. Значна зміна (більше ніж у 10 разів) щільності вимірюваного потоку призведе до автоматичного перезапуску процесу інтегрування, що надасть можливість швидкої оцінки нової

щільності. Процес інтегрування можна також перезапусти примусово коротким натисканням кнопки γ/β .

Результатом вимірювання щільності потоку бета-частинок слід вважати кожне значення щільності, що отримане після припинення мигання цифрових розрядів рідкокристалічного індикатора.

Миттєве значення інтенсивності потоку бета-частинок (рис. 3.58.) можна також оцінити за аналоговим індикатором, що знаходиться в правому верхньому полі рідкокристалічного індикатора. Аналоговий індикатор складається з двадцяти сегментів, що перекривають весь діапазон вимірювального каналу в псевдологарифмічному масштабі.

У приладі реалізована можливість вимірювання та запам'ятовування сумарного значення власного гамма-фону детектора та гамма-фону об'єкта, що досліджується, для подальшого його віднімання від результатів вимірювання щільності потоку бета-частинок. Відразу після переходу приладу в режим вимірювання щільності потоку бета-частинок на рідкокристалічному індикаторі спостерігається мигаючий символ γ який свідчить про те, що значення гамма-фону у результатах вимірювання щільності потоку бета-частинок не враховано.

Для вимірювання гамма-фону необхідно закрити за допомогою фільтра вікно бета-детектора, розташувати його біля об'єкта, що досліджується, короткочасним натисканням кнопки γ/β перезапусти процес інтегрування та дочекатись, коли цифрові розряди на рідкокристалічному індикаторі припинять мигання. Цей процес тривалий і може сягати до 10 хв на рівнях, близьких до фонових. Після припинення мигання цифрових розрядів на рідкокристалічному індикаторі необхідно короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ для запам'ятовування виміряного гамма-фону. Про те, що гамма-фон запам'ятовано і віднімається від результатів вимірювання щільності потоку бета-частинок, свідчить відсутність символу γ та значення на рідкокристалічному індикаторі, що близькі до нульових. Після цього відкрити вікно бета-детектора.

Подальші вимірювання будуть відбуватися з автоматичним відніманням запам'ятованого гамма-фону.

Під час зміни об'єкта, що досліджується, перед вимірюванням щільності потоку бета-частинок від нього необхідно видалити з пам'яті попереднє значення гамма-фону та виконати нове вимірювання та запам'ятовування гамма-фону. Для цього необхідно:

- натиснути кнопку γ/β й утримувати її в натиснутому стані до появи на рідкокристалічному індикаторі символу γ і одиниць вимірювання $\mu\text{Sv/h}$. Це переключить прилад з режиму вимірювання щільності потоку бета-частинок у режим вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання;

- повторно натиснути кнопку γ/β й утримувати її в натиснутому стані до появи на рідкокристалічному індикаторі символу β , мигаючого символу γ

і одиниць вимірювання $10^3/(\text{cm}^2\cdot\text{min})$. Це переключить прилад з режиму вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання в режим вимірювання щільності потоку бета-частинок;

– виконати вимірювання та запам'ятовування гамма-фону за вищенаведеною методикою.

Запис результату вимірювання щільності потоку бета-частинок в енергонезалежну пам'ять буде заблоковано доти, поки не буде виміряно та запам'ятовано гамма-фон. Про це свідчить мигаючий символ γ на цифровому індикаторі. Після вимірювання та запам'ятовування гамма-фону блокування знімається і результат вимірювання можна записати до енергонезалежної пам'яті аналогічно до запису ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання.

Індикація вимірюваного значення ЕД фотонного ІВ. Вимірювання ЕД відбувається за допомогою вбудованого у пульт ВДД. Вимірювання починається відразу після умікання приладу і виконується незалежно від режиму його роботи. На момент увімкнення приладу значення ЕД буде рівне 0,000 мЗв. За умов рівня гамма-фону, що близький до нормального природного, зміна молодшого розряду шкали ЕД на рідкокристалічному індикаторі на одиницю відбудеться приблизно через 10 год. Виміряні значення ЕД автоматично запам'ятовуються в енергонезалежній пам'яті з інтервалом 5 хв.

У режим індикації вимірюваного значення ЕД фотонного іонізуючого випромінювання прилад можна перевести з будь-якого іншого режиму роботи короткочасними натисканнями кнопки РЕЖИМ. Цей режим є наступним після режиму вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання або щільності потоку бета-частинок. Ознаками режиму індикації вимірюваного значення ЕД на рідкокристалічному індикаторі є символ γ і одиниці вимірювання mSv.

Індикація часу накопичення ЕД фотонного ІВ. В режим індикації часу накопичення ЕД фотонного іонізуючого випромінювання прилад можна перевести з будь-якого іншого режиму роботи короткочасними натисканнями кнопки РЕЖИМ. Він є наступним після режиму індикації ЕД фотонного іонізуючого випромінювання. У цьому режимі на рідкокристалічному індикаторі відображається час в форматі: ГГ.ХХ, де ГГ – години, а ХХ – хвилини накопичення ЕД. Години та хвилини розділені точкою, що мигає з частотою 1 Гц.

Перегляд результатів вимірювань, записаних в енергонезалежну пам'ять. Якщо в енергонезалежній пам'яті є записані результати вимірювань ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання або щільності потоку бета-частинок, то прилад з будь-якого іншого режиму роботи можна перевести в режим перегляду результатів вимірювань короткочасними натисканнями кнопки РЕЖИМ.

Він є наступним після режиму індикації часу накопичення ЕД фотонного іонізуючого випромінювання. Якщо ж в енергонезалежній пам'яті не має записаних результатів вимірювань ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання або щільності потоку бета-частинок, то під час натискання кнопки РЕЖИМ прилад із режиму індикації часу накопичення ЕД відразу переходить у режим вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання.

Ознакою режиму перегляду результатів вимірювань на цифровому індикаторі є символ Arch, що чергується з викликаним із пам'яті результатом вимірювання. У цьому режимі на рідкокристалічному індикаторі може відображатись як результат вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання або щільності потоку бета-частинок, так і номер об'єкта, до якого це вимірювання відноситься. Короткочасними натисканнями кнопки γ/β можна відобразити на індикаторі або результат вимірювання, або номер об'єкта, до якого це вимірювання відноситься.

Короткочасне натискання кнопки УВМК дозволяє перейти до перегляду наступного результату вимірювання, або номера об'єкта.

Результати вимірювання ЕД фотонного іонізуючого випромінювання, що автоматично зберігаються в енергонезалежній пам'яті, можна переглянути лише за допомогою ПК. Для цього інформацію з енергонезалежної пам'яті необхідно передати у ПК через інфрачервоний порт.

Передача інформації з енергонезалежної пам'яті через інфрачервоний порт у ПК. Для передачі інформації з енергонезалежної пам'яті у ПК необхідно прилад в увімкненому стані розташувати навпроти вікна адаптера інфрачервоного порту таким чином, щоб вікно інфрачервоного порту дозиметра, яке знаходиться на передній стінці кожуха пульта, знаходилося на відстані не більше 30 см від вікна адаптера. На ПК, до якого підключений адаптер інфрачервоного порту, має бути запущено програмне забезпечення, яке приймає та оброблює інформацію від приладу.

Час передачі результатів вимірювання у ПК залежить від кількості записаних в енергонезалежну пам'ять результатів та становить від 5 до 45 с. Про закінчення процедури передачі свідчить звуковий сигнал і відповідне повідомлення на моніторі ПК.

Після коректного завершення передачі в ПК інформація з енергонезалежної пам'яті приладу стирається.

У процесі передачі інформації також відбувається програмування лічильника часу та дати приладу даними про реальні час та дату з ПК. Цей лічильник працює безперервно і незалежно від обраного режиму роботи дозиметра та його стану (увімкнений або вимкнений) з моменту встановлення акумуляторів у відсік живлення дозиметра.

Стирання інформації з енергонезалежної пам'яті дозиметра можливе в режимі вимірювання ПЕД фотонного іонізуючого випромінювання або

щільності потоку бета-частинок. Для стирання інформації з енергонезалежної пам'яті необхідно:

- натиснути і, утримуючи в натиснутому стані кнопку УВМК, короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ. Це викличе появу на цифровому індикаторі символу Arch;

- відпустити кнопку УВМК та повторно короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ. Це призведе до стирання інформації з енергонезалежної пам'яті, про що буде свідчити дворазове мигання символу Arch.

3.2.2.5. Вимірювач потужності дози ДБГ-06Т

Переносний вимірювач потужності дози ДБГ-06Т (рис. 3.59) призначений для вимірювання потужності еквівалентної дози навколишнього середовища або потужності експозиційної дози фотонного випромінювання на робочих місцях, у приміщеннях і на території об'єктів, що використовують радіоактивні речовини та інші джерела ІВ, в санітарно-захисній зоні.

Крім того, прилад може бути використаний для контролю за ефективністю біологічного захисту, радіаційних контейнерів і радіоактивних відходів.

Прилад застосовується для оперативного групового контролю за потужністю еквівалентної дози навколишнього середовища або потужністю експозиційної дози службою екологічної безпеки частини (з'єднання).

Прилад забезпечує вимірювання потужності дози в двох режимах роботи «ПОИСК» та «ИЗМЕРЕНИЕ». У режимі роботи «ИЗМЕРЕНИЕ» прилад забезпечує вимірювання потужності еквівалентної дози навколишнього середовища в діапазоні від 0,10 мкЗв/год до 99,99 мкЗв/год або потужності експозиційної дози в діапазоні від 0,010 до 9,999 мР/год, інтервалі енергій від 0,05 МеВ до 3МеВ.

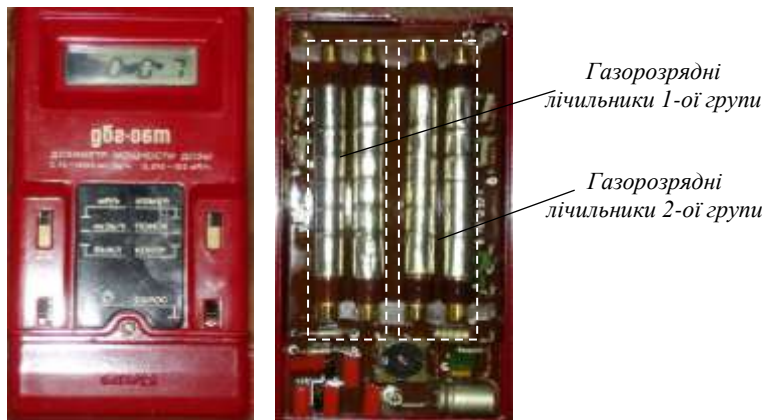


Рис. 3.59. Передня панель приладу та його блок детектування

У режимі роботи «ПОИСК» прилад забезпечує вимірювання потужності еквівалентної дози навколишнього середовища в діапазоні (від 1,0 до 999,9) мкЗв/год або потужності експозиційної дози від 0,10 до 99,99 мР/год. Межа основної похибки вимірювання в будь-якій точці діапазону, що допускається, при градуванні джерелом $Cs-137$ і нормальних умовах застосування становить $\pm 15\%$. Зміна чутливості приладу внаслідок зміни потужності експозиційної дози і залежно від енергії випромінювання, що реєструється в діапазоні 0,05-3 МеВ за умови нормального положення приладу, не відрізняється більше ніж на $\pm 25\%$ від значення, яке отримане від зразкового джерела ІВ $Cs-137$.

Анізотропія чутливості приладу із зміною кута падіння випромінювання до $\pm 60^\circ$ відносно напрямку максимальної чутливості не перевищує $\pm 50\%$ в діапазоні енергій випромінювання, що реєструється. Нормальне робоче положення приладу, що відповідає максимальній чутливості, – напрямком випромінювання, перпендикулярний площині розташування детекторів.

Гранично допустиме опромінювання приладу відповідає потужності дози 100 мЗв/год (10 Р/год), при цьому у будь-якому режимі роботи на шкалі цифрового індикатора відображається переповнювання (висвічується символ «П»). Час вимірювання в режимі роботи «ИЗМЕРЕНИЕ» не перевищує 40 с, в режимі роботи «ПОИСК» – 4 с. Час встановлення робочого режиму не більше 10 с. Маса приладу (без джерела живлення) не перевищує 0,6 кг.

Будову та принцип роботи приладу розглянемо на прикладі структурної схеми (рис. 3.60).

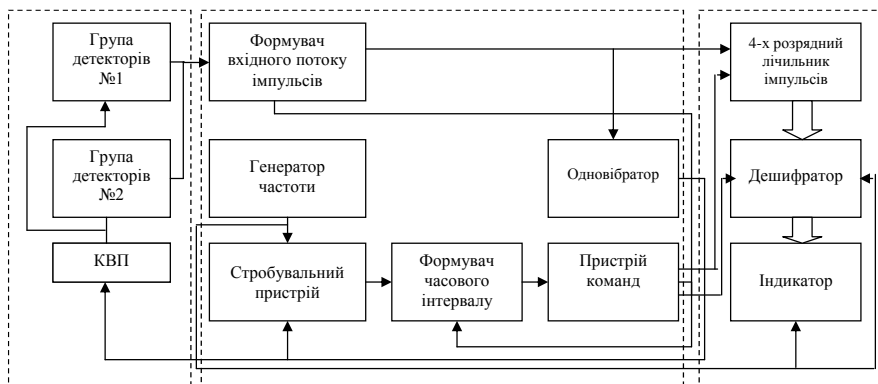


Рис. 3.60. Структурна схема ДБГ-06Т

Реєстрація рівнів потужності еквівалентної та експозиційної дози здійснюється двома роздільними групами газорозрядних лічильників

з різними коректувальними фільтрами. Кожна група містить два газорозрядні лічильники СБМ-20. У газорозрядних лічильниках СБМ-20 за дією гамма-квантів генеруються електричні імпульси струму, що надходять на формувач вхідного потоку імпульсів, вхідний каскад якого перетворить імпульси струму в імпульси напруги з амплітудою, яка необхідна для реєстрації подальшої розрахункової схеми. З виходу дільника частоти формувача імпульсного потоку імпульси надходять на чотирирозрядний лічильник.

Накопичена інформація за час вимірювання на лічильнику надходить через дешифратор, що перетворює подвійно-десяткову інформацію лічильника в сегментний позиційний код індикатора. Час вимірювання визначається частотою генератора, що регулюється, і коефіцієнтом поділу числа імпульсів – формувачем тимчасового інтервалу. Зміною (регулюванням) часу проводиться масштабування (перетворення) вхідної інформації з детекторів в абсолютну величину вихідного параметра (мкЗв/год, мР/год).

Одновібратор імпульсів виконує подвійну функцію: здійснює спільно із стробувальним пристроєм корекцію нелінійності розрахункової характеристики, що викликана прорахунками («мертвим» часом) детекторів і здійснює керування потужністю високовольтного перетворювача напруги (КВП) для живлення детекторів залежно від їхнього завантаження. Пристрій команд виробляє імпульси керування основними вузлами приладу в різних режимах роботи.

Підготовка до роботи

Увімкнути прилад, для чого необхідно встановити перемикач діапазону в одне з положень: мР/ч або мкЗв/ч, а перемикач режимів роботи в положення КОНТР.

Здійснити скидання показників натисненням кнопки СБРОС. На цифровому табло під час правильного функціонування розрахункових пристроїв приладу і придатності джерела живлення має стійко відобразитися число 0515 (без урахування ком). Прилад готовий до роботи.

Порядок роботи

Установити перемикач режимів роботи в положення ПОИСК, перемикач піддіапазонів вимірювання в положення мР/ч або мкЗв/ч.

Провести скидання показань натисненням кнопки СБРОС.

Визначити напрямок випромінювання за максимальними показниками на цифровому табло, зорієнтувавши прилад в просторі. Відлік показань проводиться безпосередньо в одиницях встановленого піддіапазону вимірювання.

У режимі роботи ПОИСК зміна інформації на цифровому табло здійснюється автоматично в такт з миганням коми в молодшому розряді.

Для підвищення точності вимірювання за рівнів потужності дози в межах до 99,99 мкЗв/год або до 9,999 мР/год визначення дійсного значення доцільно проводити в положенні ИЗМЕРЕНИЕ перемикача режиму роботи.

У режимі роботи ИЗМЕРЕНИЕ на цифровому табло відображаються нулі у всіх розрядах і мигає кома в молодшому розряді. Відлік показаний проводиться наприкінці циклу вимірювання у момент припинення мигання коми молодшого розряду. Показники на цифровому табло зберігаються до моменту натиснення кнопки СБРОС і запуску приладу на новий цикл вимірювання.

За рівнів потужності дози, що перевищують граничні значення, на цифровому табло відображається переповнювання – висвічується символ П і відсутнє мигання коми молодшого розряду.

Під час відображення переповнювання в режимі роботи ИЗМЕРЕНИЕ перемикач режимів роботи перевести в режим ПОИСК.

Під час роботи з приладом необхідно мати на увазі, що показання приладу, виражені в одиницях потужності еквівалентної дози і потужності експозиційної дози, як правило, практично співпадають і можуть відрізнитися лише за наявності спектру фотонного випромінювання з великим вкладом низькоенергетичного компонента.

3.2.2.6. Дозиметр-радіометр МКС-05

Дозиметр-радіометр МКС-05 «ТЕРРА» (рис. 3.61.) призначений для вимірювання еквівалентної дози та потужності еквівалентної дози гамма- та рентгенівського випромінювань (далі – фотонного ІВ), а також поверхневої щільності потоку бета-частинок.



Рис. 3.61. Дозиметр-радіометр МКС-05

У приладі програмуються значення порогових рівнів потужності еквівалентної дози та еквівалентної дози фотонного ІВ, також щільності потоку бета-частинок із дискретністю в одиницю програмованого розряду на всьому робочому діапазоні вимірювання. Прилад подає однотональний звуковий сигнал під час попадання гамма-кванта або бета-частинки в блок детектування та сигнал двох тональностей під час перевищення запрограмованого рівня потужності еквівалентної дози, еквівалентної дози або щільності потоку бета-частинок. МКС-05 забезпечує індикацію ознаки розряду джерела живлення. Значення потужності еквівалентної дози, еквівалентної дози, щільність потоку бета-частинок та порогових рівнів почергово виводяться на один цифровий індикатор з висвічуванням ознак відповідної інформації.

Основними технічними характеристиками приладу є: діапазон вимірювань потужності еквівалентної дози від 0,1 до 9999 мкЗв/год; діапазон вимірювань еквівалентної дози фотонного ІВ від 0,001 до 9999 мЗв; межі допустимої відносної похибки $\pm 15\%$; діапазон енергій фотонного ІВ, що реєструється, 0,05–3 МеВ; діапазон вимірювань щільності потоку бета-частинок $10\text{--}10^5$ част./(см²·хв).

Час установлення робочого режиму приладу не більше 1 хв. Живлення дозиметра здійснюється від двох гальванічних елементів типорозміру ААА-3 В (рис. 3.62.). Прилад забезпечує вимірювання за температури від – 20 до +50 °С. Прилад зберігає працездатність після впливу фотонного ІВ з потужністю еквівалентної дози до 1 Зв/год протягом 5 хвилин. Маса дозиметра – не більше 0,15 кг.

Прилад побудовано у вигляді моноблока, в якому розміщені детектор гамма- та бета-випромінювань (рис. 3.62.), друкована плата зі схемою формування анодної напруги, цифрової обробки, керування та індикації, також елементи живлення. Детектор гамма- та бета-випромінювань перетворює випромінювання в послідовність імпульсів напруги, кількість яких пропорційна інтенсивності реєстрованого випромінювання.



Рис. 3.62. Передня та задня панель приладу

Схема формування анодної напруги, цифрової обробки, керування та індикації здійснює:

– масштабування і лінеаризацію лічильної характеристики детектора;

– вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного ІВ та щільності потоку бета-частинок шляхом вимірювання середньої частоти імпульсів, що надходять з виходу детектора;

– вимірювання еквівалентної дози фотонного випромінювання шляхом вимірювання загальної кількості імпульсів, що надходять з виходу детектора;

– вимірювання часу накопичення еквівалентної дози та реального часу;

– формування та стабілізацію анодної напруги детектора;

– керування режимами роботи приладу;

– відображення результатів вимірювань.

За структурною схемою (див. рис. 3.63) прилад складається з батареї елементів живлення (БЕЖ), кнопок керування РЕЖИМ та ПОРІГ, схеми цифрової обробки та керування (СЦО), формувача анодної напруги для детектора ІВ (ЕНП), гучномовця (ГМ) та цифрового рідкокристалічного індикатора (ЦРІ). Кнопки РЕЖИМ та ПОРІГ (рис. 3.62) призначені для увімкнення приладу, задавання відповідного режиму роботи та програмування порогових рівнів спрацьовування звукової сигналізації.

Схема цифрової обробки та керування (СЦО) реалізована на базі PIC-процесора і необхідна для керування режимами роботи приладу, керування формувачем анодної напруги, цифрової обробки імпульсних послідовностей з детектора ІВ, формування сигналів, що керують цифровим рідкокристалічним індикатором, а також висвічування ознак режимів вимірювання.

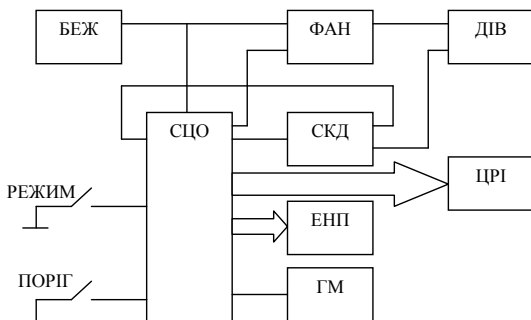


Рис. 3.63. Структурна схема приладу

Формувач анодної напруги (ФАН) побудований за схемою очікувального мультівібратора з трансформаторним помноженням напруги і призначений для формування анодної напруги + 400 В, необхідної для роботи детектора ІВ.

Схема керування детектором ІВ (СКД) розроблена на основі ряду комутуючих та нормуючих елементів і призначений для нормування

«мертвого часу» детектора. Енергонезалежна пам'ять (ЕНП) реалізована на основі EEPROM і призначена для запису каліброваних коефіцієнтів, що записуються під час калібрування приладу. Як гучномовець (ГМ) використовується п'єзоакустичний перетворювач, який використовується для озвучування кожного гамма-кванта або бета-частинки, також для звукової сигналізації під час закінчення інтервалів вимірювань та під час перевищення запрограмованих порогових рівнів потужності еквівалентної дози, еквівалентної дози або щільності потоку бета-частинок.

Детектором іонізуючих випромінювань (ДІВ) є газорозрядний лічильник Гейгера-Мюллера типу СБМ-20-1. Він призначений для детектування гамма-та бета-випромінювань, параметри яких вимірюються приладом.

Цифровий рідкокристалічний індикатор становить собою чотирирозрядний цифровий рідкокристалічний індикатор статичного типу і призначений для візуалізації результатів вимірювань у різних режимах роботи приладу.

Прилад МКС-05 працює таким чином. У вимкненому стані схема приладу знаходиться в мікроспоживчому режимі роботи (одиниці мкА), в якому підтримується лише процес відліку реального часу процесором. Під час короткочасного натискання кнопки РЕЖИМ процесор переходить в активний стан і видає сигнали керування для ФАН, який починає формувати напругу +400 В для роботи лічильника СБМ-20-1. Одночасно процесор вмикається в пріоритетний режим вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного іонізуючого випромінювання, про що він сигналізує миготливим світлодіодом навпроти відповідних мнемонічних позначень під ЦРІ. Оцінюючи інтенсивність імпульсного потоку з лічильника Гейгера-Мюллера, процесор автоматично задає інтервал та піддіапазон вимірювання. За допомогою СКД процесор з високою точністю нормує тривалість «мертвого часу» під час кожного спрацьовування лічильника, що дозволяє враховувати його у застосованому алгоритмі обробки імпульсного потоку для лінеаризації лічильної характеристики та розширення динамічного діапазону лічильника СБМ-20-1.

Послідовним короткочасним натисканням кнопки РЕЖИМ забезпечується вибір відповідних режимів роботи приладу. При цьому кожного разу процесор ініціює висвічування ознак відповідності інформації у вигляді миготливих світлодіодів навпроти відповідних мнемонічних позначень під ЦРІ або характерних ознак на самому ЦРІ. За допомогою натискання кнопки ПОРІГ у відповідному режимі вимірювання процесор переходить у режим програмування значень порогових рівнів спрацьовування звукової сигналізації. Під час кожного натискання кнопок ПОРІГ та РЕЖИМ вмикається підсвічування цифрової шкали приладу на час до 5 с. Вимикання приладу здійснюється за допомогою натискання та утримування в натисненому стані кнопки РЕЖИМ протягом 4 с.

Підготовка приладу до роботи

1. Відкрити відсік живлення приладу і переконатись у наявності у відсіку двох елементів живлення, в надійності контактів та відсутності виділення солей на елементах після довготривалого зберігання дозиметра.

2. У разі наявності ознаки РОЗР – розряду батареї на цифровому індикаторі, що висвічується під час увімкнення приладу незалежно від обраного режиму і з'являється періодично на 0,5 секунд з інтервалом 2 с, – елементи батареї підлягають заміні.

3. Увімкнути прилад, короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ. При цьому прилад повинен відразу працювати в режимі вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного ІВ, про що свідчитимуть світлодіод, який миготить навпроти відповідного мнемонічного позначення під цифровим індикатором, а також звукові сигнали під час реєстрації кожного гамма-кванта та після завершення інтервалу вимірювання. Після завершення інтервалу вимірювання на цифровому індикаторі повинен висвітитися результат вимірювання гамма-фону.

4. Короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ і переконатись у переході приладу в режим індикації еквівалентної дози оператора. При цьому під цифровим індикатором повинен миготіти другий світлодіод навпроти відповідного мнемонічного позначення.

5. Короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ і переконатись у переході приладу в режим вимірювання щільності потоку бета-частинок, про що свідчитимуть світлодіод, який миготить навпроти відповідного мнемонічного позначення під цифровим індикатором, а також звукові сигнали під час реєстрації кожних бета-частинок або гамма-кванта та після завершення інтервалу вимірювання. Після завершення інтервалу вимірювання на цифровому індикаторі повинен висвітитись результат вимірювання.

6. Короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ і переконатись у переході приладу в режим індикації часу накопичення еквівалентної дози оператором. Про це свідчитиме миготіння усіх розрядів цифрового індикатора та немигаюча точка посередині між двома парами розрядів. Щохвилини крайній справа розряд повинен змінюватись на одиницю.

7. Короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ і переконатись у переході приладу в режим індикації реального часу, про що свідчитиме точка між двома парами розрядів цифрового індикатора, яка повинна мигати з періодом 1 с.

8. Для вимкнення приладу необхідно натиснути та утримувати в натисненому стані протягом 4 с кнопку РЕЖИМ.

Порядок роботи з приладом:

Вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного іонізуючого випромінювання. Режим вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного ІВ вмикається пріоритетно з моменту увімкнення приладу. Ознакою цього режиму є світлодіод, який миготить навпроти відповідного мнемонічного позначення під цифровим індикатором. При цьому до завершення першого інтервалу вимірювання на рідкокристалічному цифровому індикаторі будуть висвічуватись нулі. Одиниці вимірювання виражені в мкЗв/год. Для вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного ІВ необхідно прилад орієнтувати метрологічною міткою «+» у напрямку до об'єкта, що обстежується.

Результатом вимірювань потужності еквівалентної дози можна вважати середнє арифметичне з п'яти останніх вимірів. Кожний зареєстрований гамма-квант та закінчення інтервалу вимірювання будуть супроводжуватись звуковими сигналами. Інтервали вимірювань від 1 до 64 с та піддіапазони будуть установлюватись автоматично залежно від інтенсивності випромінювання, що вимірюється.

Програмування порогових рівнів спрацьовування звукової сигналізації за потужністю еквівалентної дози здійснюється в режимі вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного ІВ. Для програмування необхідно натиснути та утримувати в натисненому стані кнопку ПОРІГ. При цьому має спостерігатись мигання молодшого розряду на цифровому рідкокристалічному індикаторі. Послідовним короткочасним натисканням та відпусканням кнопки ПОРІГ задають потрібне значення молодшого розряду. Перехід до програмування значення наступного розряду досягається короткочасним натисканням кнопки РЕЖИМ, при цьому буде спостерігатись миготіння цього розряду. Потрібне значення розряду виставляється послідовним короткочасним натисканням та відпусканням кнопки ПОРІГ.

За необхідності програмування наступних розрядів попередньої дії повторюються. Для фіксації значення порогового рівня після програмування значень усіх розрядів необхідно короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ. Про фіксацію запрограмованого рівня свідчитиме двократне вимкнення цифрового індикатора. Для перевірки значення зафіксованого порогового рівня потужності еквівалентної дози необхідно натиснути кнопку ПОРІГ та утримувати її в натисненому стані не довше 2 с після появи значення порогового рівня.

Під час утримання кнопки ПОРІГ довше 2 с починається миготіння молодшого розряду, що свідчитиме про можливість запрограмувати нове значення порогового рівня. Про перевищення запрограмованого порогового рівня потужності еквівалентної дози під час вимірювання свідчить двотональна звукова сигналізація. На момент увімкнення приладу у ньому

автоматично встановлюється значення порогового рівня з потужністю еквівалентної дози – 0,30 мкЗв/год.

Індикація вимірюваного значення ЕД фотонного іонізуючого випромінювання. Для увімкнення режиму індикації вимірюваного значення еквівалентної дози фотонного ІВ випромінювання необхідно короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ. Цей режим є наступним після режиму вимірювання потужності еквівалентної дози фотонного ІВ (який вмикається пріоритетно з моменту увімкнення приладу). Ознакою цього режиму є світлодіод, який миготить навпроти відповідного мнемонічного позначення під цифровим індикатором. Одиниці вимірювання ЕД фотонного ІВ виражені в мЗв. На початку роботи приладу точка на індикаторі буде знаходитись після першого зліва розряду. У міру зростання значення еквівалентної дози (ЕД) фотонного ІВ точка буде автоматично зміщуватись вправо, аж до повного заповнення шкали еквівалентної дози приладу. На момент увімкнення дозиметра у ньому автоматично встановлюється значення порогового рівня по ЕД – 0,01 мЗв.

Вимірювання та індикація щільності потоку бета-часток. Для вимірювання щільності потоку бета-часток необхідно короткочасно натиснути кнопку РЕЖИМ. Цей режим з наступним після режиму індикації вимірюваного значення ЕД фотонного ІВ. Ознакою цього режиму є світлодіод, який миготить навпроти відповідного мнемонічного позначення під цифровим індикатором. Одиниці, в яких здійснюється вимірювання, виражені в част/(см²·хв).

Для вимірювання щільності потоку бета-частинок необхідно прилад зорієнтувати вікном, що знаходиться навпроти детектора (далі за текстом – вікно детектора), паралельно до обстежуваної поверхні і розташувати на мінімальній відстані до неї.

Для врахування гамма-фону необхідно здійснювати два вимірювання: перше – з відкритим вікном детектора; друге – із закритим за допомогою кришки-фільтра вікном детектора. Результатом вимірювань при цьому буде різниця між першим та другим вимірюваннями. Результатом вимірювань щільності потоку бета-частинок вважати середнє арифметичне з 5 вимірювань.

Кожна зареєстрована бета-частинка, гамма-квант та закінчення інтервалу вимірювання будуть супроводжуватись звуковими сигналами. Інтервали вимірювань від 1 до 64 с та піддіпазони вимірювань будуть установлюватись автоматично, залежно від інтенсивності випромінювання, що вимірюється.

На момент увімкнення приладу у ньому автоматично встановлюється значення порогового рівня за щільністю потоку бета-частинок – $0,04 \cdot 10^3$ част/(см²·хв).

3.2.3. Вимірювання радіоактивного зараження особового складу, поверхонь різних об'єктів, води і продовольства за гамма-випромінюванням в польових умовах

Вимірювання радіоактивного зараження продуктами ядерних вибухів (ЯВ) особового складу, поверхонь різних об'єктів, води і продовольства за гамма-випромінюванням здійснюється в підрозділах за допомогою приладів ДП-5В, ИМД-5, ИМД-1Р, МКС-У. Підготовка приладів до роботи і перевірка їх працездатності перед вимірюваннями радіоактивного зараження за гамма-випромінюванням здійснюються в звичайному порядку відповідно до інструкцій з експлуатації цих приладів. Під час вимірювань зараження поверхонь брезентових тентів кузовів автомашин (рис. 3.64.), стін і перегородок споруд та інших прозорих для гамма-випромінювання об'єктів, для того щоб визначити, яка поверхня об'єкта заражена, необхідно зняти два показання приладу: при закритому вікні БД (екран у положенні Г) і при відкритому вікні БД (екран у положенні Б). Якщо при відкритому вікні БД показання приладу більші, ніж при закритому, то це говорить про те, що обстежувана поверхня заражена. Якщо ж показання приладу однакові, то обстежувана поверхня не заражена; у цьому випадку необхідно провести обстеження іншого боку об'єкта в описаному порядку.

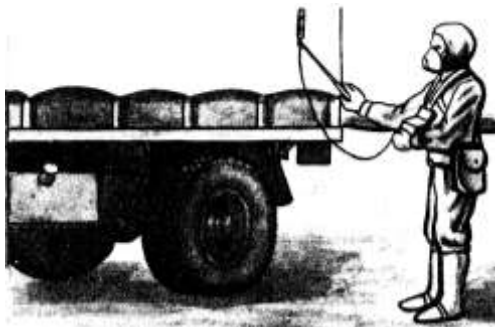


Рис. 3.64. Вимірювання зараження поверхонь брезентових тентів кузовів автомашин

Відкритим БД користуються також, коли необхідно більш точно визначити заражене місце на обстежуваній поверхні об'єкта. Під час розташування БД над цим місцем показання приладу будуть найбільшими.

Вимірювання величини радіоактивного зараження бойової техніки і технічного майна проводяться в місцях, розташованих на відстані 15–20 м від заражених об'єктів. При цьому в першу чергу проводиться контроль зараження тих місць об'єкта, з якими особовий склад безпосередньо стикається під час роботи.

Перед початком контролю зараження вимірювати рівень ПЕД в місці контролю (гамма-фон $X_{\phi}^{\&}$). Для цього необхідно:

- установити екран БД в положення Г;
- розташувати БД на висоті 70–100 см від землі;
- зробити відлік величини гамма-фону за шкалою приладу (рис. 3.38.).

Вимірювання потужності дози $X_{вим}^{\&}$ від обстежуваної поверхні бойової техніки або технічного майна проводити в такій послідовності:

- установити екран БД в положення Г;
- піднести БД до поверхні на відстань 1,0–1,5 см і обстежувати зараженість всього об'єкта;

– визначити місце максимального зараження за найбільшою частотою клацання у головних телефонах і за максимальними показаннями мікроамперметра, звертаючи особливу увагу на ті місця, що можуть бути найбільш сильно заражені (ходова частина машин, горизонтальні поверхні тощо);

– установити БД на висоті 1,0–1,5 см над місцем максимального зараження;

– зняти показання мікроамперметра ($X_{вим}^{\&}$);

– порівняти величину гамма-фона ($X_{\phi}^{\&}$) з вимірюваною потужністю дози ($X_{вим}^{\&}$) над обстежуваним об'єктом.

Після порівняння величини гамма-фона ($X_{\phi}^{\&}$) з вимірюваною потужністю дози над обстежуваним об'єктом ($X_{вим}^{\&}$) визначається величина зараженості цього об'єкта ($X_{оз}^{\&}$). За гамма-фону, який перевищує рівень потужності дози над обстежуваним об'єктом, величину зараження об'єкта визначати немає необхідності. Якщо під час вибіркового контролю зараження будуть такі ж самі результати і для інших об'єктів, що діяли в одному районі, подальший контроль робити не треба. Коли гамма-фон, менший потужності дози, вимірюваної над обстежуваним об'єктом, треба визначити величину зараження цього об'єкта. Для цього необхідно:

– величину гамма-фону ($X_{\phi}^{\&}$) розділити на 1,5 під час контролю зараження знаряддя, автотранспорту і т.п. або на 2 під час контролю зараження бронетранспортерів, танків, ракетних установок тощо (отриманий результат є гамма-фоном ($X_{\phi}^{\&}$) у місці розташування БД приладу під час вимірювання потужності дози над обстежуваним об'єктом ($X_{вим}^{\&}$) з урахуванням екрануючої дії цього об'єкта)

$X_{\phi}^{\text{в}} = \frac{X_{\phi}^{\text{в}}}{1,5}$ – для гармат, автотранспорту тощо;

$X_{\phi}^{\text{в}} = \frac{X_{\phi}^{\text{в}}}{2}$ – для бронетранспортерів, танків, ракетних установок;

– зробити обчислення, для чого від значення потужності дози, виміряної над зараженою поверхнею ($X_{\text{вгм}}^{\text{в}}$) необхідно відняти отриману величину гамма-фону ($X_{\phi}^{\text{в}}$), результат є величиною зараження об'єкта ($X_{\text{об}}^{\text{в}}$):

$$X_{\text{об}}^{\text{в}} = X_{\text{вгм}}^{\text{в}} - X_{\phi}^{\text{в}}.$$

Приклади:

1. $X_{\phi}^{\text{в}} = 0$. Під час контролю зараження автомашини $X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 100$ мР/год.

У цьому випадку $X_{\text{об}}^{\text{в}} = X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 100$ мР/год.

2. $X_{\phi}^{\text{в}} = 200$ мР/год. Під час контролю зараження артилерійського знаряддя $X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 150$ мР/год. У цьому випадку $X_{\phi}^{\text{в}} = 200$ мР/год більше $X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 150$ мР/год. Отже, величину зараження знаряддя визначати не треба.

3. $X_{\phi}^{\text{в}} = 300$ мР/рік. Під час контролю зараження танка $X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 300$ мР/год. У цьому випадку $X_{\phi}^{\text{в}} = X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 300$ мР/год. Отже, величину зараження визначати не слід.

4. $X_{\phi}^{\text{в}} = 200$ мР/год. Під час контролю зараження ракетної установки $X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 300$ мР/год. У цьому випадку

$$X_{\phi}^{\text{в}} = \frac{X_{\phi}^{\text{в}}}{2} = \frac{200}{2} = 100 \text{ мР/год};$$

$$X_{\text{об}}^{\text{в}} = X_{\text{вгм}}^{\text{в}} - X_{\phi}^{\text{в}} = 300 - 100 = 200 \text{ мР/год}.$$

5. $X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 200$ мР/год. Під час контролю зараження бронетранспортера $X_{\text{вгм}}^{\text{в}} = 1500$ мР/год. У цьому випадку:

$$X_{\phi}^{\text{в}} = \frac{X_{\phi}^{\text{в}}}{2} = \frac{200}{2} = 500 \text{ мР/год};$$

$$X_{\text{об}}^{\text{в}} = X_{\text{вгм}}^{\text{в}} - X_{\phi}^{\text{в}} = 1500 - 500 = 1000 \text{ мР/год}.$$

Під час вимірювання радіоактивного зараження продуктами ЯВ особового складу і поверхонь різних об'єктів необхідно прагнути до того, щоб зовнішній гамма-фон не перевищував допустимої величини зараження

більш ніж у три рази. Варто мати на увазі, що чим менше зовнішній гамма-фон, тим точніше результати вимірювань. У випадку, якщо зовнішній гамма-фон перевищує допустиму величину зараження більше ніж у три рази, для вимірювання радіоактивного зараження доцільно використовувати різні укриття, особливо підземні, які істотно знижують гамма-фон.

Перед початком контролю зараження варто виміряти гамма-фон ($X_{вим}$) у місці контролю відповідно до вказівок, які наводились раніше.

Контроль радіоактивного зараження особового складу і поверхонь різних об'єктів зводиться до вимірювання потужності дози на відстані 1,0–1,5 см від обстежуваної поверхні ($X_{вим}$). Вимірювання здійснюється у такій послідовності:

- установити екран БД у положення Г (рис. 3.65);
- піднести БД до поверхні на відстань 1,0–1,5 см і обстежувати зараженість всього об'єкта, при цьому щоб уникнути зараження БД приладу не слід торкатися ним до цього об'єкта; обстеження особового складу проводиться спочатку з боку грудей, потім – з боку спини;
- визначити місце максимального зараження за найбільшою частотою клацання головних телефонів або за максимальними показаннями приладу, звертаючи особливу увагу на відкриті ділянки тіла (обличчя, шию, руки під час обстеження людей), і ті місця поверхонь, з якими особовий склад безпосередньо стикається під час роботи;
- установити БД на висоті 1,0–1,5 см над місцем максимального зараження і зробити відлік показань за шкалою приладу ($X_{вим}$).

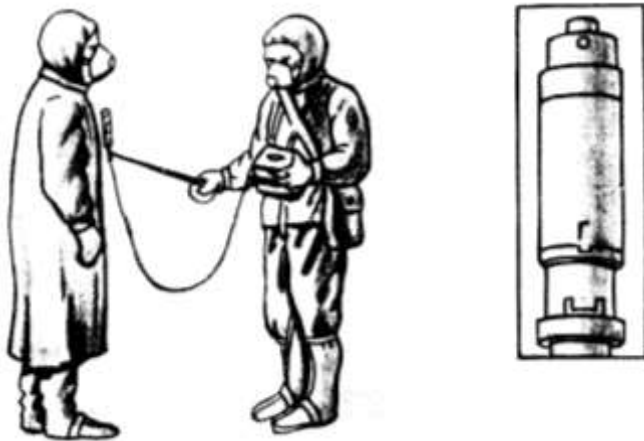


Рис. 3.65. Установлення екрану БД у положення Г

Зараженість особового складу і поверхонь різних об'єктів визначають з обліком гамма-фону ($X_{\phi}^{\text{к}}$) у місці вимірювання. За відсутності гамма-фону величина зараження об'єкта дорівнює потужності, дози, що вимірюється на відстані 1,0–1,5 см від нього ($X_{об}^{\text{к}} = X_{вим}^{\text{к}}$). Можна не враховувати гамма-фон ($X_{\phi}^{\text{к}}$), якщо значення його менше 10 % вимірюваної величини ($X_{вим}^{\text{к}}$).

За наявності гамма-фону для визначення радіоактивного зараження індивідуальної зброї, взуття, лицьових частин протигазів, обмундирування, білизни й індивідуальних засобів захисту в розгорнутому вигляді необхідно від значення вимірюваної потужності дози ($X_{вим}^{\text{к}}$) відняти величину гамма-фону ($X_{\phi}^{\text{к}}$):

$$X_{об}^{\text{к}} = X_{вим}^{\text{к}} - X_{\phi}^{\text{к}}.$$

Для визначення радіоактивного зараження особового складу, обмундирування, індивідуальних засобів захисту і натільної білизни, що знаходяться на людях, ($X_{об}^{\text{к}}$) від значення вимірюваної потужності дози ($X_{вим}^{\text{к}}$) необхідно відняти величину гамма-фону ($X_{\phi}^{\text{к}}$), попередньо розділивши її на 1,2:

$$X_{\phi}^{\text{к}} = \frac{X_{\phi}^{\text{к}}}{1,2};$$

$$X_{об}^{\text{к}} = X_{вим}^{\text{к}} - X_{\phi}^{\text{к}}$$

Приклади:

1. $X_{\phi}^{\text{к}} = 0$. Під час контролю зараження тіла людини $X_{вим}^{\text{к}} = 10$ мР/год.

У цьому випадку $X_{об}^{\text{к}} = X_{вим}^{\text{к}} = 10$ мР/год.

2. $X_{\phi}^{\text{к}} = 1$ мР/год. Під час контролю зараження захисного комбінезона $X_{вим}^{\text{к}} = 20$ мР/год. У цьому випадку $X_{об}^{\text{к}} = X_{вим}^{\text{к}} = 20$ мР/год, тому що гамма-фон за величиною менше 10 % від вимірюваної величини зараження, рівної 20 мР/год.

3. $X_{\phi}^{\text{к}} = 50$ мР/год. Під час контролю зараження особистої зброї $X_{вим}^{\text{к}} = 60$ мР/год. У цьому випадку $X_{об}^{\text{к}} = X_{вим}^{\text{к}} - X_{\phi}^{\text{к}} = 60 - 50 = 10$ мР/год.

4. $X_{\phi}^{\text{к}} = 60$ мР/год. Під час контролю зараження тіла людини $X_{вим}^{\text{к}} = 70$ мР/год. У цьому випадку $X_{об}^{\text{к}} = \frac{60}{1,2} = 50$ мР/год ;

$$X_{об}^{\text{к}} = X_{вим}^{\text{к}} - X_{\phi}^{\text{к}} = 70 - 50 = 20 \text{ мР/год.}$$

5. $X_{\phi}^{\mathcal{E}} = 60$ мР/год. Під час контролю зараження тіла людини

$$X_{\text{вим}}^{\mathcal{E}} = 50 \text{ мР/год. У цьому випадку } X_{\phi}^{\mathcal{E}} = \frac{60}{1,2} = 50 \text{ мР/год ;}$$

$$X_{\text{об}}^{\mathcal{E}} = X_{\text{вим}}^{\mathcal{E}} - X_{\phi}^{\mathcal{E}} = 50 - 50 = 0,$$

тобто тіло людини не заражене.

Для вимірювання радіоактивного зараження води варто брати дві проби: одну з поверхневого шару води, а також із дна разом із ґрунтом. Проби з верхніх шарів вододжерела необхідно брати будь-яким чистим посудом (банками, казанками, відрами тощо), а з дна джерела – за допомогою спеціального водозабірника. Найпростішим водозабірником може бути пляшка на мотузці з пробкою і прив'язаним до неї вантажем; до пробки також має бути прикріплена мотузка, для того щоб її можна було вийняти, коли пляшка знаходиться на дні. Перед тим, як узяти проби з дна, вода каламутиться. Проби рідких харчових продуктів (молока, сметани, олії, фруктових соків тощо), а також їжі у звареному вигляді варто брати після ретельного перемішування. Проби борошна, крупи, цукру, солі й інших продуктів, що знаходяться в упакуванні, варто брати від шару товщиною 1–2 см, що прилягає до упаковки. Для цього необхідно розрізати (розкрити) упакування, а потім відібрати продукт і ретельно перемішати. Кількість упакувань, що підлягають розкриттю, у кожному випадку встановлюється залежно від виду продовольства, розміру запасів, умов зберігання, але за всіх обставин не менше 5 упакувань, заражених або підозрілих на зараження, від усієї партії продовольства.

Перед початком вимірювань необхідно виміряти рівень ПЕД в місці контролю (гамма-фон $X_{\phi}^{\mathcal{E}}$). Величина гамма-фону не повинна перевищувати допустимої величини зараження більше ніж у три рази. У протилежному разі для вимірювань варто використовувати різні укриття й у першу чергу бліндажі та землянки.

Для вимірювання радіоактивного зараження рідких (сипучих) харчових продуктів, макаронних виробів, сухофруктів і їжі у звареному вигляді, води необхідно:

- установити казанок (відро) з досліджуванним продуктом у місці контролю;
- установити екран БД в положення Г;
- розташувати БД над серединою казанка паралельно довгим сторонам на відстані 0,5–1 см від поверхні досліджуваного продукту (під час контролю зараження води у відрі, БД розташовують над серединою відра);
- зняти показання приладу ($X_{\text{вим}}^{\mathcal{E}}$);

– відняти з отриманої величини ($X_{вкм}^{\&}$) значення гамма-фону ($X_{\phi}^{\&}$).

Результат обчислення буде дорівнювати величині зараження води (продукту) ($X_{об}^{\&}$).

Вимірювання радіоактивного зараження хліба здійснюється в такому порядку:

– розташувати буханець хліба на підготовленій поверхні в місці контролю;

– установити екран БД в положення Г;

– розташувати БД над серединою буханця уздовж довгої сторони на висоті 0,5–1 см;

– зняти показання мікроамперметра ($X_{вкм}^{\&}$), виждавши час, необхідний для встановлення стрілки приладу;

– відняти з отриманої величини ($X_{вкм}^{\&}$) значення гамма-фону ($X_{\phi}^{\&}$).

Результат буде дорівнювати величині зараження хліба ($X_{об}^{\&}$).

Для вимірювання радіоактивного зараження риби необхідно:

– укласти щільно одна до одної в місці контролю на підготовлену поверхню розміром 25×25 см приблизно 1 кг дрібної риби чи шматок великої риби такої ж ваги;

– установити екран БД в положення Г;

– розташувати БД над центром досліджуваної площі (ділянки) на висоті 0,5–1 см;

– зняти показання приладу, виждавши час, необхідний для встановлення показань приладу;

– відняти від отриманої величини ($X_{вкм}^{\&}$) значення гамма-фону ($X_{\phi}^{\&}$).

Результат обчислення буде дорівнювати величині зараження риби ($X_{об}^{\&}$).

Для вимірювання радіоактивного зараження м'яса необхідно:

– розташувати тушу барана, чи свині, півтушу великої рогатої худоби на підготовленій поверхні в місці контролю;

– піднести БД до поверхні м'яса на відстань 0,5–1 см і обстежувати зараженість усієї туші (півтуші);

– визначити місце максимального зараження за найбільшою частотою клацання у головних телефонах чи за максимальними показаннями мікроамперметра;

– установити БД на висоті 0,5–1 см над місцем максимального зараження;

– зняти показання мікроамперметра ($X_{вкм}^{\&}$);

– відняти від отриманої величини ($X_{вкм}^{\&}$) значення гамма-фону ($X_{\phi}^{\&}$).

Результат обчислення буде дорівнювати величині зараження м'яса ($X_{об}^{\&}$).

Оцінку придатності для вживання в їжу продовольства і води варто проводити відповідно до припустимих величин зараження з урахуванням віку уламків поділу, якими заражені досліджувані продукти харчування, вода.

У цьому випадку, якщо час, що пройшов з моменту вибуху ядерних боєприпасів (вік уламків поділу), відомо за даними розвідки, то варто керуватися допустимими величинами зараження, зазначеними у таблиці 1.21 дод. 8. За відсутності даних про вік уламків поділу його необхідно визначити за допомогою двократного вимірювання потужності дози (додаток 8). Наприклад, таким чином:

– через 12 годин після першого зробити повторне вимірювання радіоактивного зараження досліджуваного продукту харчування, води ($X_{об}^{\&}$);

– визначити відношення потужностей доз над досліджуваною поверхнею під час першого та другого вимірювання ($K = X_{об}^{\&} / X_{об}^{\&}$);

– оцінити вік уламків поділу за отриманим значенням коефіцієнта K :

$K \geq 1,6$ – вік уламків розподілу одна доба;

$K < 1,6$ – вік уламків розподілу більший ніж 10 діб.

Приклади:

1. $X_{ф}^{\&} = 0$. Під час контролю зараження води в казанку $X_{вим}^{\&} = 2$ мР/год.

У цьому разі $X_{об}^{\&} = X_{вим}^{\&} = 2$ мР/год.

2. $X_{ф}^{\&} = 4$ мР/год. Під час контролю зараження води у відрі

$X_{вим}^{\&} = 10$ мР/год. У цьому разі $X_{об}^{\&} = X_{вим}^{\&} - X_{ф}^{\&} = 10 - 4 = 6$ мР/год.

3. $X_{ф}^{\&} = 40$ мР/год. Під час контролю зараження туші барана

$X_{вим}^{\&} = 100$ мР/год. У цьому разі $X_{об}^{\&} = X_{вим}^{\&} - X_{ф}^{\&} = 100 - 40 = 60$ мР/год. Під час повторного вимірювання: $X_{ф}^{\&} = 20$ мР/год, $X_{вим}^{\&} = 50$ мР/год;

$$X_{об}^{\&} = X_{вим}^{\&} - X_{ф}^{\&} = 50 - 20 = 30 \text{ мР/год};$$

$$K = \frac{X_{об}^{\&}}{X_{об}^{\&}} = \frac{20}{10} = 2.$$

Таким чином, $K > 1,6$ і вік уламків поділу дорівнює 1 добі.

3.2.4. Бортові прилади радіаційної розвідки

Масштаби радіоактивного зараження місцевості після застосування ядерної зброї та аварій (руйнувань) АЕС примушують підрозділи РХБ захисту вести радіаційну розвідку не тільки в пішому порядку, а й на рухомих

об'єктах, з метою вимірювання рівнів ПЕД на маршрутах руху військ або в заданих районах.

Для виконання цих завдань і були розроблені прилади (ДП-3, ДП-3Б), що мають велику чутливість (діапазон вимірювання ПЕД – від 0,1 до 500 Р/год) і менший час вимірювання (час спрацювання становив 5 с). У таких приладах, як детектор ІВ використовувалися іонізаційні камери (ІК). Блоки детектування розташовуються цілком у середині наземного рухомого розвідувального об'єкта (автомобіля, бронетранспортера, танка). Маршрути руху, швидкість, періодичність зняття показань регламентуються, з урахуванням конкретної обстановки. Зведення вимірюваних у середині об'єкта значень потужностей доз гамма-випромінювання до значень на висоті 1 м над поверхнею землі об'єкта, тобто на відкритій місцевості, відбувалося шляхом множення результатів вимірювань на коефіцієнт ослаблення гамма-випромінювання корпусом машини. У перших зразках приладів це виконував сам оператор. На практиці звичайно використовують середні значення коефіцієнта, а саме: 2, 4, і 10 – відповідно до автомобілів, бронетранспортерів і танків.

До переваг радіаційної розвідки на рухомих об'єктах можна віднести більшу, ніж під час пішої розвідки, оперативність, можливість обстеження за порівняно короткий час досить великих ділянок місцевості, а також велика відносна захищеність персоналу від радіації. Недоліком цього способу розвідки є можливість появи великих похибок за рахунок відмінності прийнятого значення коефіцієнта ослаблення від дійсного.

3.2.4.1. Вимірювач потужності дози ИМД-21Б

Вимірювач потужності дози ИМД-21Б призначений для вимірювання потужності експозиційної дози (ПЕД) гамма-випромінювання під час ведення наземної радіаційної розвідки місцевості та видачі світлового сигналу про перевищення граничних значень ПЕД. Основні метролого-технічні характеристики приладу наведені в табл. 3.6.

Таблиця 3.6

Основні метролого-технічні характеристики приладу

Назва параметра	Величина параметра
Діапазон вимірювання	1–10000 Р/год
Пороги сигналізації	1; 5; 10; 50; 100 Р/год
Похибка вимірювання	± 20 %
Час вимірювання та спрацювання сигналізації	до 10 с
Електроживлення	для індексу «Б» – 24 або 12 В для індексу «С» – 220 В 50 Гц
Час установлення робочого режиму	5 хв
Вага приладу	4,5 кг

Прилад встановлюється:

– модифікація ИМД-21Б (ГО-93-6) – на зразках військової техніки підрозділів військ РХБ захисту та родів військ (УАЗ-469рхб, БРДМ-2рхб, РХМ, РХМ-4-01, РХМ-2С, КРПП, КШМ, рухомі зенітно-ракетні та радіотехнічні комплекси тощо);

– модифікація ИМД-21С (ГО-93-7) – на стаціонарних об'єктах (КП, заглиблені об'єкти ракетних військ і тилу).

За наявністю апаратури, що сполучена з автоматизованими системами управління військами (АСУВ), можуть застосовуватися:

– ИМД-21БА – для рухомих об'єктів;

– ИМД-21СА – стаціонарних об'єктів;

– ИМД-21СА-Р – стаціонарних об'єктів ракетних військ.

Автоматизовані модифікації приладу (А) дозволяють видавати інформацію про результати вимірювання ПЕД у телекодові канали зв'язку за сигналом зовнішнього запиту.

Крім вимірювання ПЕД, прилади забезпечують:

– автоматичне врахування кратності ослаблення гамма-випромінювання конструкцій об'єкта установки (автомобіль, танк, пункт управління і т.д.);

– використання в автоматичних системах виявлення радіаційної обстановки;

– п'ять порогів світлової сигналізації, за якими вимірюється ПЕД;

– видачу вимірюваної інформації в цифровій формі;

– вимірювання широкого діапазону ПЕД (4 порядку) без перемикання піддіапазонів.

Діапазон вимірювання ПЕД приладом становить 1–9999 Р/год. Пороги сигналізації про перевищення ПЕД відповідають 1, 5, 10, 50, 100 Р/год. Час вимірювання та спрацювання сигналізації не перевищує 10 с. Час установлення робочого режиму дорівнює 5 хв. Режим роботи – безперервний, цілодобовий. Основна похибка вимірювання дорівнює $\left(20 \pm \frac{30}{\mathcal{K}-1}\right)$ %, де \mathcal{K} –

значення виміряної величини.

Живлення приладу здійснюється від джерела постійного струму напругою 24 або 12 В. Споживана потужність – не більша ніж 35 В·А.

До складу вимірювача входять (рис. 3.66): БИО-05 блок вимірювання середньої частоти (вимірювальний пульта) 1; БДМГ-36 блок детектування 12 з джерелом контролю (для модифікації з індексом «С» блоків детектування – 2 шт.); БНН-201 блок живлення (для модифікації з індексом «С»), який перетворює змінну напругу 220 В на постійну напругу 12 В для живлення приладу. Крім того, до складу комплекту входять: комплект ЗІП; комплект технічної й експлуатаційної документації (формуляр, технічний опис та інструкція з експлуатації); комплект монтажних частин.

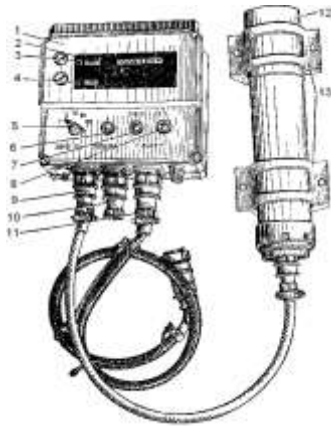


Рис. 3.66. Вимірювач потужності дози ИМД-21Б:

1 – блок вимірювання середньої частоти; 2 – індикаторне табло; 3 – сигнальна лампа ПОРОГ; 4 – індикатор увімкнення живлення приладу; 5 – перемикач ПОРОГ; 6 – кнопка ПРОВЕРКА; 7 – тумблер ТАБЛО; 8 – тумблер СЕТЬ; 9 – рознімання ланцюга блока детектування; 10 – заглушка множника показань; 11 – роз’єм ланцюга живлення; 12 – блок детектування; 13 – скоби для кріплення блока детектування

Стационарні модифікації приладу комплектуються з’єднувальними кабелями довжиною до 200 м для приєднання блоків детектування до вимірювального пульта. Блок детектування робить перетворення енергії іонізуючого випромінювання на імпульси напруги, частота проходження яких пропорційна вимірюваній ПЕД. Інформація з блока детектування надходить на вимірювальний пульт, де обробляється в каналах вимірювання та сигналізації і відображається у вигляді світлового сигналу й показань світлового табло. Показання цифрового табло пропорційні вимірюваній потужності експозиційної дози гамма-випромінювання.

Блок живлення БНН-201 перетворить напругу мережі змінного струму 220 В з частотою 50 чи 100 Гц на постійну напругу – 12 В, необхідну для роботи блока БИО-05. Блок детектування складається з корпусу з рознімачем і циліндричним кожухом, що мають герметичне з’єднання. На корпусі під кожухом знаходяться дві друковані схеми та детектор гамма-випромінювання (рис. 3.67). Як детектор використовується циліндрична іонізаційна камера 1 з об’ємом 200 см³. На зовнішньому електроді камери (аноді) є отвір, над яким закріплений бленкер 2 – радіоактивний препарат на поворотній платформі, призначений для контролю працездатності іонізаційної камери та вимірювальна схема приладу в цілому.



Рис. 3.67. Блок детектування БДМГ-36

Вимірювальний пульт БИО-05 складається з панелі та задньої кришки, що виготовляються з алюмінію і з'єднані між собою чотирма гвинтами, що не випадають. На зовнішній бік панелі виведені цифрове табло, лампа світлової індикації ввімкнення приладу, лампа сигналізації про перевищення граничного значення ПЕД гамма-випромінювання, перемикач установалення порога, кнопки ПРОВЕРКА, тумблер увімкнення табло, тумблер увімкнення живлення. У нижній частині панелі розміщені два запобіжники на 1 А і три роз'єми для підключення кабелю живлення, сполучного кабелю блока детектування з вимірювальним пультом, кодовки множника показань.

Блок детектування та пульт монтуються на об'єкті у встановлених місцях за допомогою кріпильних пристосувань.

Розглянемо будову та роботу складових частин приладу за структурною схемою. Принцип роботи ИМД-21 заснований на детектуванні гамма-випромінювання іонізаційною камерою, яка генерує імпульси напруги пропорційно ПЕД, що діє на блок детектування. Ці імпульси надходять по кабелю до вимірювального пульта. Вимірювальна схема обробляє імпульсну інформацію в каналах вимірювання і сигналізації та відображає її у вигляді світлового сигналу і показань на світловому табло.

Структурна схема приладу зображена на рис. 3.68. Схема складається з двох окремих блоків: блока детектування БДМГ-36 та блока вимірювання і відображення інформації БИО-05.



Рис. 3.68. Структурна схема приладу ИМД-21Б

Блок детектування містить у собі іонізаційну камеру, що працює в режимі «заряд-розряд», і підсилювач-формував імпульсів, що забезпечує роботу камери в цьому режимі. Схема підсилювача-формував перетворить струм іонізаційної камери в послідовність імпульсів, середня частота яких пропорційна величині струму камери, отже, і потужності експозиційної дози гамма-випромінювання, що впливає на іонізаційну камеру.

Бленкер із плутонієвим альфа-випромінювачем використовується для перевірки працездатності приладу в цілому. Перевірка здійснюється під час натискання кнопки ПРОВЕРКА, що знаходиться в блоці БІО-05.

Блок живлення ІК виробляє постійну напругу +750 В з постійного – 6,3 В, що надходить із блока, БІО-05. Ця напруга подається на іонізаційну камеру.

Блок БІО-05 призначений для вимірювання середньої частоти проходження імпульсів, що надходять із блока детектування та відображення результатів вимірювання на цифровому табло, а також для вироблення та подачі світлового сигналу про перевищення встановлених граничних значень ПЕД.

До складу блока входять:

1) лічильник імпульсів чотиридекадний, він підраховує імпульси у двійково-десятковому кодї. До складу лічильника входить запам'ятовуючий пристрій (ЗП), у якому у двійково-десятковому кодї переписується інформація, яка була зафіксована в лічильнику імпульсів за попередній цикл вимірювання;

2) дешифратор, що перетворює інформацію, записану в запам'ятовуючому пристрої лічильника з двійково-десяткового коду на десятковий;

3) цифрове табло, що призначене для реєстрації результатів вимірювання. Воно складено на чотирьох газорозрядних знакових індикаторах ІН-17 і реєструє величину ПЕД гамма-випромінювання від 1 до 9999 Р/год. Увімкнення та вимкнення табло здійснюється тумблером ТАБЛО в блоці БІО-05;

4) граничний сигнальний пристрій, призначений для подачі світлового сигналу про перевищення одного зі встановлених і граничних значень ПЕД (3, 5, 10, 50, 100 Р/год). Необхідний поріг сигналізації встановлюється за допомогою перемикача ПОРОГ Р/ч у блоці БІО-05;

5) керуючий пристрій (КП), який призначений для керування роботою вимірювальної схеми. Пристрій генерує імпульси, що задають, із періодом проходження 1 с, і синхронізуючі імпульси з частотою 20 кГц. Інтервал часу між двома сусідніми імпульсами визначає тривалість циклу вимірювання таким чином, що лічильник реєструє кількість імпульсів за 1 с, тобто середню частоту проходження імпульсів. На лічильник ці імпульси надходять через множник, який збільшує тривалість циклу вимірювання в 1, 2, 3, 4 рази, тобто робить його таким, що дорівнює 1, 2, 3, 4 секундам.

Це дозволяє автоматично враховувати кратність ослаблення гамма-випромінювання конструкційними елементами екрана, на якому встановлений вимірювач. Синхронізуючі імпульси використовуються для синхронізації роботи пристрою схеми вимірювання та відображення інформації з необхідною послідовністю;

6) блок живлення, що перетворює постійну напругу 12 (24) В на постійну стабілізовану напругу: 200 В для живлення індикаторів ІН-17; 5 В для живлення мікросхем; 6,3 В для живлення іонізаційної камери та бленкера.

Схема працює таким чином. У вихідному стані за відсутності дії гамма-випромінювання на іонізаційну камеру подається напруга 750 В (рис. 3.69), а підсилювач-формувавч знаходиться в режимі, очікування.

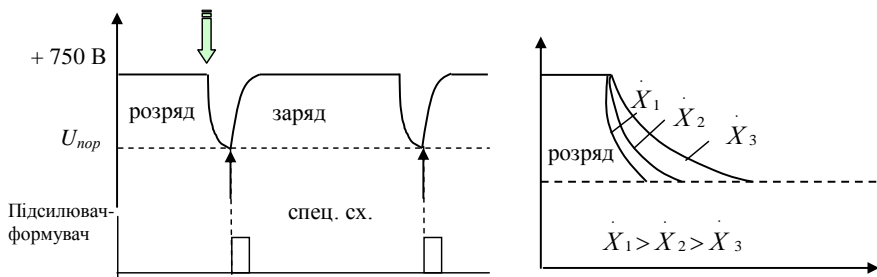


Рис. 3.69. Робота блока детектування БДМГ-36

Під час опромінення іонізаційної камери напруга на її електродах почне зменшуватися. Під час зменшення напруги до визначеної величини відбудеться спрацьовування підсилювача-формувавча. У цьому разі на його виході з'явиться імпульс напруги. Величина цього імпульсу така, що коли він подається на іонізаційну камеру, він заряджає її до вихідної напруги і приводить підсилювач-формувавч у вихідний стан, тобто в стан режиму очікування. Але цей же імпульс напруги за іншим каналом подається на лічильник імпульсів у блоці БІО-05 і реєструється ним. Таким чином, здійснюється режим «розряд-заряд» роботи іонізаційної камери. Кількість тактів «Розряд-заряд» за одиницю часу пропорційна ПЕД гамма-випромінювання.

Чутливість схеми підібрана таким чином, що ПЕД, яка дорівнює 1 Р/год, відповідає частоті імпульсів у 1 імп/с.

Таким чином, вимірювання ПЕД гамма-випромінювання в приладі зводиться до вимірювання середньої частоти надходження імпульсів із блока детектування.

Вимірювання середньої частоти імпульсів за допомогою лічильника відбувається протягом 1 с. У разі встановлення вимірювача на об'єкті

з кратністю ослаблення гамма-випромінювання в 2, 3 і 4 рази час лічби імпульсів збільшується відповідно до 2, 3, 4 секунд (рис. 3.70). Вимірювана в цьому разі частота імпульсів вимірювачем ИМД-21, що знаходиться в середині об'єкта, чисельно дорівнює величині ПЕД поза об'єктом. Середня частота імпульсів, зареєстрована лічильником на попередній цикл вимірювання, за командою керуючого пристрою у двійково-десятьковому коді переписується в ЗП, що містить чотири регістри пам'яті.

Ці регістри пам'яті за командою КП порозрядно, починаючи з молодшого розряду, підключаються до дешифратора. Дешифратор перетворює код запису чисел на десятковий код і керує роботою цифрового табло. У цьому разі інформація з регістрів пам'яті за сигналом КП порозрядно переписується до цифрового табло вже в десятковій системі запису чисел.

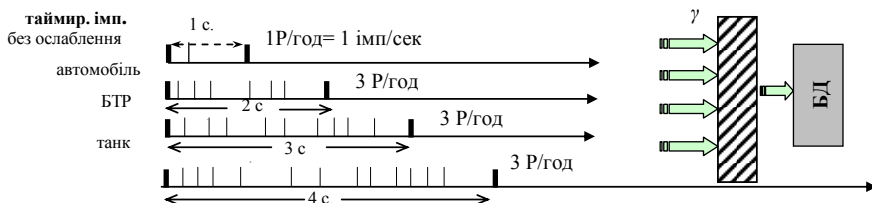


Рис. 3.70. Урахування кратності ослаблення гамма-випромінювання конструкцій об'єкта установки

Пороговий сигнальний пристрій спрацьовує в будь-якому разі, коли частота проходження імпульсів, зареєстрована лічильником, досягає граничної величини, що відповідає положенню перемикача «Порог Р/ч». Світловий сигнал про досягнення порога видається лампочкою ПОРОГ.

Для перевірки працездатності приладу кнопкою ПРОВЕРКА замикається ланцюг живлення поворотного пристрою бленкера, у цьому разі поворотна платформа з радіоактивним джерелом підходить під отвір у корпусі іонізаційної камери, альфа-частинки безперешкодно проникають у середину камери й іонізують повітря в її об'ємі, імітуючи вплив на камеру гамма-випромінювання.

Для збереження ресурсу роботи цифрових індикаторів *ИИ-17* у черговому режимі індикатори вимикаються тумблером ТАБЛЮ, що розриває ланцюг живлення 200 В. Під час спрацювання сигналу «Порог» для зняття показання ПЕД світлове табло засвічується тумблером ТАБЛЮ. Електрична схема блока детектування зображена на рис. 3.71.

У наведеній схемі відсутня схема блока живлення іонізаційної камери. До складу схеми підсилювача-формувача входять лампа *Л1*, транзистори *Т1*, *Т2* і трансформатор *Тр1*. Підсилювач-формувач являє собою

електрометричний каскад, складений на тріоді електрометричної лампи типу ЭМ-9 із резистором навантаження $R1$, емітерний повторювач на транзисторі $T1$, і ключ-формувавч на транзисторі $T2$ і трансформаторі $Tr1$. Електрометричний каскад робить попереднє посилення струму іонізаційної камери; емітерний повторювач погоджує великий вихідний опір лампового підсилювача з малим вхідним опором ключового каскаду; ключовий каскад здійснює остаточне посилення та формування вихідного імпульсу.

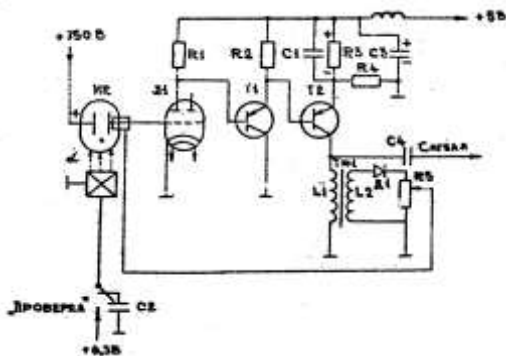


Рис. 3.71. Електрична схема блока детектування БДМГ-36

У схемі дросель $Др1$ і конденсатор $C3$ є індуктивно-ємнісним фільтром напруги живлення $+5$ В. Резистори $R1$, $R2$, $R3$, $R4$ і конденсатор $C1$ визначають вихідний режим роботи всіх каскадів схеми підсилювача-формувавча.

Під час подачі напруги живлення $+5$ В на схему після ряду перехідних процесів в елементах схеми і за відсутності іонізуючого випромінювання всі елементи схеми блока детектування перейдуть у таке положення:

- іонізаційна камера зарядиться до напруги 750 В;
- лампа $L1$ буде закрита негативним зміщенням (потенціалом) електрода іонізаційної камери;
- транзистор $T1$ буде закритий за рахунок подачі на базу та емітер однакових потенціалів, тобто на ділянці емітер-база напруга буде дорівнювати нулю;
- транзистор $T2$ теж буде закритий, тому що на його ділянку емітер-база подає замикаючу напругу з дільника $R3$ - $R4$.

Під впливом гамма-випромінювання іонізаційна камер починає розряджатися іонізаційним струмом. Це призводить до зменшення негативного потенціалу на електроді камери, що прикладений до сітки лампи $L1$. Під час досягнення цим потенціалом величини, яка дорівнює величині

потенціалу відмикання лампи, лампа відкриється. Через неї потече анодний струм, що на резисторі $R1$ спричиняє спадання напруги, мінус якого прикладений до бази транзистора $T1$. Транзистор відкривається та через нього починає текти струм, що на резисторі $R2$ спричиняє спадання напруги, мінус якого прикладений до бази транзистора. Транзистор відкривається й через нього потече струм до ланцюгів: $+5\text{ В} - Dp1 - R3 - T2 -$ обмотка $L1$ трансформатора $Tr1 -$ корпус. Цей струм в обмотці $L1$ створює ЕРС самоіндукції, а в обмотці $L2$ з'явиться ЕРС взаємоіндукції. У вторинну обмотку ввімкнений регулювальний резистор $R5$, через який і буде протікати струм вторинної обмотки $L2$. У результаті цього на резисторі відбувається спадання напруги. Частина цієї напруги через рухливий контакт подається на охоронне кільце іонізаційної камери та дозарядить камеру до вихідної напруги. Як тільки камера зарядиться до вихідної величини, лампа $L1$ закриється, у цьому разі позитивним потенціалом з $R1$ закриється транзистор $T1$, а позитивним потенціалом із $R2$ закриється транзистор $T2$ і його струм зменшиться до нуля. Це призведе до утворення ЕРС самоіндукції в обмотці $L1$, але з протилежним знаком, що, у свою чергу, викликає появу ЕРС взаємоіндукції в обмотці $L2$ теж з протилежним знаком. Але тому що діод $D1$ для цієї ЕРС увімкнений у зустрічному напрямку, то через резистор $R5$ струм текти не буде і вплив цієї ЕРС на перезаряд іонізаційної камери відсутній.

Схема розрахована таким чином, що за потужності дози гамма-випромінювання \mathcal{X} , що дорівнює 1 Р/год , відбудеться повний цикл «розряд - заряд» іонізаційної камери. Регулювання схеми, тобто її чутливості, виробляється резистором $R5$. Чим більша потужність дози гамма-випромінювання, що впливає на іонізаційну камеру, тим швидше відбувається цикл «розряд-заряд», а виходить, тим частіше за одиницю часу буде спрацьовувати схема підсилювача-формувача. Таким чином, між ПЕД і середньою частотою циклів «розряд-заряд» N існує пряма залежність, тобто $N = K \mathcal{X}$. Схема розрахована так, що за $K = 1$ і $\mathcal{X} = 1$ кількість циклів $N = 1$, а за $\mathcal{X} = 10$ $N = 10$, за $\mathcal{X} = 100$ $N = 100$ тощо.

У той же час імпульси, що виникають на обмотці $L2$, проходять через двокаскадний підсилювач, емітерний повторювач, розміщені в транзисторній збірці $\mathcal{E}1$ і роздільний конденсатор $C4$ на сполучному кабелі, надходять до пульту (БІО-05) для вимірювання їхньої частоти.

Параметри імпульсів будуть наступні:

- полярність – позитивна;
- форма – прямокутна;
- амплітуда $U_m = 2,2\text{--}4,8\text{ В}$;
- тривалість імпульсу $t_i = 1,5\text{--}20\text{ мкс}$.

Більш глибоко усвідомити роботу схеми БІО-05 можна, використовуючи розгорнуту структурну схему блока вимірювання та відображення (рис. 3.72).

До складу схеми входять: керуючий пристрій; лічильна схема; дешифратор; пристрій індикації; схема граничної сигналізації.

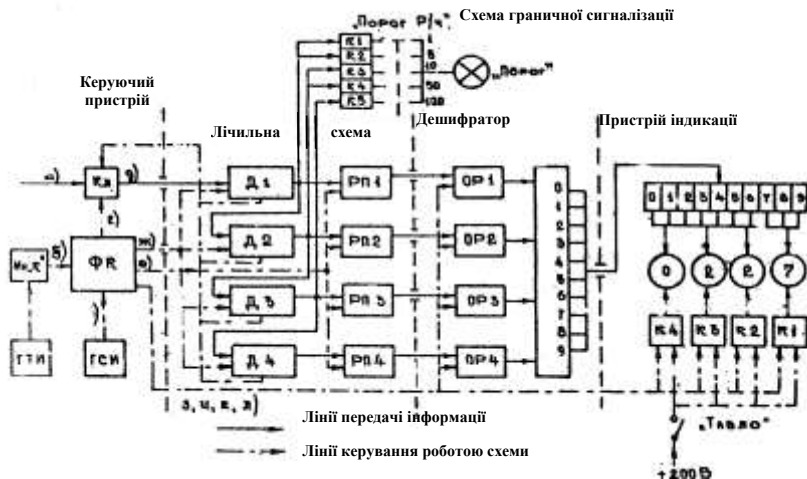


Рис. 3.72. Розгорнута структурна схема блока вимірювання та відображення БІО-05

Призначення кожного функціонального пристрою розглядалося вище. Керуючий пристрій містить у своєму складі: генератор, який таймирує імпульси (ГТІ), множник періоду проходження, що таймирує імпульси, (Мн. К), генератор синхронізуючих імпульсів (ГСІ), формувач команд (ФК), ключ (Кл). Лічильна схема являє собою чотирирозрядний двійково-десятковий лічильник, що складається з чотирьох декад Д1-Д4, яким відповідають чотири регістри пам'яті РП1-РП4. Дешифратор містить розподільник сигналу опитування регістрів ОП1-ОП4 і власне дешифратор.

Пристрій індикації містить у собі знакові газорозрядні індикатори ІН-17 (чотири лампи), катодні ключі К0-К9, анодні ключі К1-К4 відповідно до чотирьох розрядів зареєстрованого числа. Схема граничної індикації складається з п'яти ключів К1-К5, перемикача ПОРОГ Р/ч на п'ять положень і джерела світла ПОРОГ.

Підготовка приладу до роботи та перевірка працездатності

Під час підготовки приладу до роботи необхідно перевірити надійність кабельних з'єднань і відсутність механічних ушкоджень. Потім установити

тумблер СЕТЬ у положення ВЫКЛ, перемикач ПОРОГ Р/ч – у положення 1, тумблер ТАБЛО – у верхнє положення.

Під час встановлення приладу на рухомому об'єкті установити заглушку множника 10 (рис. 3.66) відповідно до коефіцієнта ослаблення випромінювання конструкцій об'єкта. Підключення приладу до мережі необхідно зробити, з урахуванням споживаної потужності приладу, але не менше ніж 30 Вт. Для ввімкнення приладу необхідно тумблер СЕТЬ установити у верхнє положення, у цьому разі на табло висвітлиться число 0000.

Після прогрівання протягом п'яти хвилин перевіряється працездатність вимірювача натисканням кнопки ПРОВЕРКА протягом не більше ніж 1 хв (рис. 3.73). У цьому разі на табло має з'явитися число, що відповідає запису в розділі 3 формуляра для встановленого БДМГ-36, і спалахнути сигнал ПОРОГ. Прилад до роботи готовий.



Рис. 3.73. Перевірка ИМД-21С

Час на підготовку приладу до роботи військовослужбовцем визначається відповідно до нормативу № 14 СП «Підготовка приладів РХБ розвідки й дозиметричного контролю до роботи та перевірка їх працездатності» та становить: «5» – 30 с; «4» – 40 с; «3» – 1 хв.

У ході ведення радіаційної розвідки, коли значення ПЕД гамма-випромінювання не перевищує граничної величини, необхідно перевести прилад у режим роботи сигналізації, установити тумблер ТАБЛО в нижнє положення. Це дозволяє збільшити термін служби цифрового табло. Після появи сигналу про перевищення граничного значення рівня радіації необхідно ввімкнути цифрове табло, установити тумблер ТАБЛО у верхнє положення та зробити відлік показань.

Наступним поколінням приладів даного класу є розроблений прилад радіаційної розвідки ДРГ-Т (рис. 3.47). Він призначений для використання в транспортних засобах спеціального призначення з метою безперервного контролювання і вимірювання потужності експозиційної дози (ПЕД) гамма- та рентгенівського випромінень, а також для забезпечення звукової і світлової сигналізації про небезпечний рівень цього випромінювання та подачі команд на увімкнення виконавчих механізмів засобів захисту.

Основні метролого-технічні характеристики приладу:

- діапазон вимірювань ПЕД гамма-випромінювання від $1 \cdot 10^{-5}$ до 1000 Р/год;
- діапазон енергій гамма-випромінювання, що реєструється від 0,66 до 1,25 МеВ;

- енергетична залежність показів приладу при вимірюванні гамма-випромінювання становить $\pm 25\%$ у діапазоні від 0,66 до 1,25 МеВ;
- прилад формує команди і сигнали за наявності (протягом не менше 3 с) в місці розташування приладу гамма-випромінювання з енергією гамма-квантів 0,66 МеВ, ПЕД якого перевищує пороговий рівень «Р» (ПЕД більша за 50 мР/год);
- прилад формує команди і сигнали за наявності (протягом не менше 0,1 с) в місці розташування приладу гамма-випромінювання з енергією гамма-квантів 0,66 МеВ, ПЕД якого перевищує пороговий рівень «А» (ПЕД більша за 14400 Р/год);
- живлення приладу здійснюється від бортової мережі постійного струму напругою від 9 до 28,5 В.



Рис. 3.74. Прилад радіаційної розвідки ДРГ-Т

Крім того прилад має можливість: врахування різних ступенів ослаблення гамма-випромінювання, видачі сигналів для відображення інформації на інформаційних табло транспортного засобу, видачі команд на спрацювання виконавчих механізмів захисту екіпажу транспортного засобу, видачі даних на бортовий комп'ютер.

3.2.4.2. Прилад радіаційної та хімічної розвідки ПРХР

Прилад устанолюється на бронеоб'єктах і призначається для ведення безперервного контролю за появою гамма-випромінювання ядерних вибухів та отруйних речовин типу зарин з метою захисту екіпажу.

Прилад забезпечує видачу світлових і звукових сигналів, а також команд на вмикання виконавчих механізмів засобів колективного захисту екіпажу під час досягнення контролюючими величинами порогових значень у таких випадках:

- з появою гамма-випромінювання проникаючої радіації ядерного вибуху з метою захисту екіпажу від ударної хвилі схема «А»;

– появою гамма-випромінювання радіоактивно зараженої місцевості з метою захисту екіпажу від радіоактивного пилу та аерозолів схема «Р»;

– появою в повітрі парів ОР типу зарин для захисту екіпажу від їх уражаючої дії схема «О».

Крім цього, прилад забезпечує вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання радіоактивно зараженої місцевості в середині бронеоб'єкта з метою контролю опромінення екіпажу.

Поріг і час спрацювання схем сигналізації та видачі команд такі:

– схема «А» спрацьовує за умови, якщо потужність експозиційної дози в місці розташування детектора дорівнює або більша за порогову. Величина відхилення порога спрацювання сигналізації в нормальних кліматичних умовах не перевищує 25–50 % від номінального значення. Час спрацювання сигналізації не більший за 0,1 с;

– поріг спрацювання схеми «Р» 0,05 Р/год у місці розташування детектора. Відхилення величини порогу спрацювання сигналізації в нормальних кліматичних умовах не перевищує 30 % від номінального значення. Час спрацювання сигналізації не більший за 10 с;

– схема «О» спрацьовує з появою ОР типу зарин у повітрі, поза об'єктом в концентраціях, що дорівнюють або перевищують порогові значення. Час спрацювання сигналізації не перевищує 40 с.

Світлові сигнали подаються лампочками 3-х кольорів: «А» – червоної, «Р» – зеленої та «О» – жовтої, які світяться з повним накалюванням. За відсутністю сигналів лампочки світяться з півнакалюванням, засвідчуючи свою справність.

Звукові сигнали подаються в слухавку переговорного пристрою тоном із частотою 600–1200 Гц переривчастими посланнями тривалістю 0,3–2 с з інтервалами 4–20 с.

Команди «А», «Р» та «О» видаються подаванням напруги бортової мережі 27 В на виконавчі механізми системи захисту екіпажу бронеоб'єкта.

Діапазон вимірювання потужності експозиційної дози вимірювача ПРХР – 0,2–150 Р/год. Похибка вимірювань 20 %.

Радіаційні частини апаратури працездатні в інтервалі температур: робочої – від -40 до +50 °С, граничної – від -50 до +65 °С, а також за відносної вологості до 90 %.

Хімічна частина приладу працездатна в такому ж інтервалі температур, що й радіаційні частини. Усі частини комплексу приладу вібростійкі та ударостійкі. У приладі передбачена можливість електричної перевірки працездатності схем. Готовність приладу до роботи: радіаційна частина – через 10, а хімічна частина – через 20 хвилин після вмикання.

Під час великої загазованості на стоянках і під час пересування бронеоб'єктів в колонах на зближених дистанціях допускається поява

фальшивого спрацювання схеми «О» від вихлопних газів двотактних двигунів.

За стійкістю до механічних впливів апаратура відповідає вимогам до апаратури військового застосування, призначеній для встановлення на рухомих броньованих об'єктах. Електричне живлення приладу здійснюється від бортової мережі постійного струму з напругою 27 В з допустимим відхиленням у межах 23–29,7 В. Споживаний струм не більший ніж 9 А. Загальна маса приладу не перевищує 28 кг. До комплексу приладу входять такі блоки (рис. 3.75):

- вимірювальний пульт (Б-1) (рис. 3.76);
- датчик (Б-2);
- блок живлення (Б-3);
- повітрязабірний пристрій (циклон, вхідна та вихідна трубки);
- ЗІП в укладці; кабелі й технічна документація.

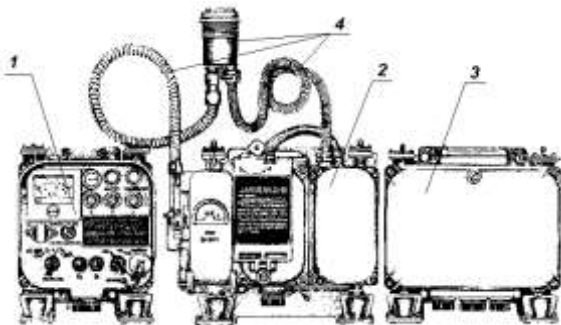


Рис. 3.75. Загальний вигляд ПРХР (без кабелів):

- 1 – вимірювальний пульт (Б-1); 2 – датчик (Б-2); 3 – блок живлення (Б-3);
4 – циклон (Ц) з трубками

Структурна схема наведена на рис. 3.77 як частина загальної схеми приладу.

Відповідно до рис. 3.77. принцип роботи схеми «А» може бути пояснений таким способом. Під час дії на ІК потужного потоку гамма-випромінювання в момент вибуху ядерних боєприпасів у ланцюзі камери з'являється невеликий за величиною іонізаційний струм. Цей струм підсилюється спочатку електрометричним підсилювачем постійного струму (ППС) на електронній лампі, а потім транзисторним ППС на трьох транзисторах. Загальний коефіцієнт підсилення лампового та транзисторного ППС підібраний так, що реле сигналізації РЗ, увімкнене на виході ППС, спрацьовує тоді, коли потужність дози гамма-випромінювання, що впливає на камеру, досягає граничного значення. Під час спрацювання реле

засвічується, з повним накаливанням, сигнальна лампочка (червона), подається переривчастий звуковий сигнал і живлення на виконавчі механізми системи захисту екіпажу броньоб'єкта (команда «А»).

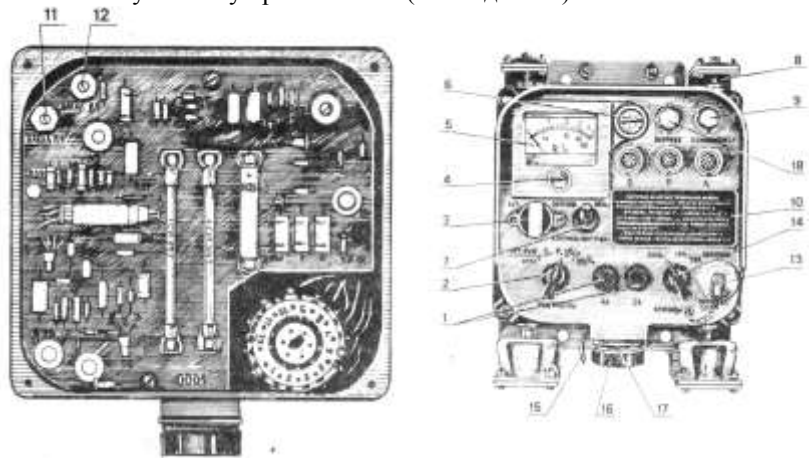


Рис. 3.76. Вимірювальний пульт приладу ПРХР (Б-1):

- 1 – тримачі запобіжників; 2 – перемикач РОД РАБОТ; 3 – ручка УСТ. НУЛЯ;
 4 – гвинт; 5 – мікроамперметр; 6 – патрон; 7 – тумблер ОБОГРЕВ ВКЛ.-КОНТРОЛЬ
 ОБОГРЕВА; 8 – скоба; 9 – сигнальна лампа КОМАНДИ ОТКЛ.; 10 – шильдик;
 11 – регулювання НАКАЛ Л9 (R27); 12 – регулювання НАКАЛ Л5 (R28);
 13 – заглушка; 14 – перемикач КОМАНДИ (B2); 15 – шина; 16 – заглушка кнопки
 КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА; 17 – вилка штепсельного роз'єму;
 18 – сигнальна лампа ОБОГРЕВ

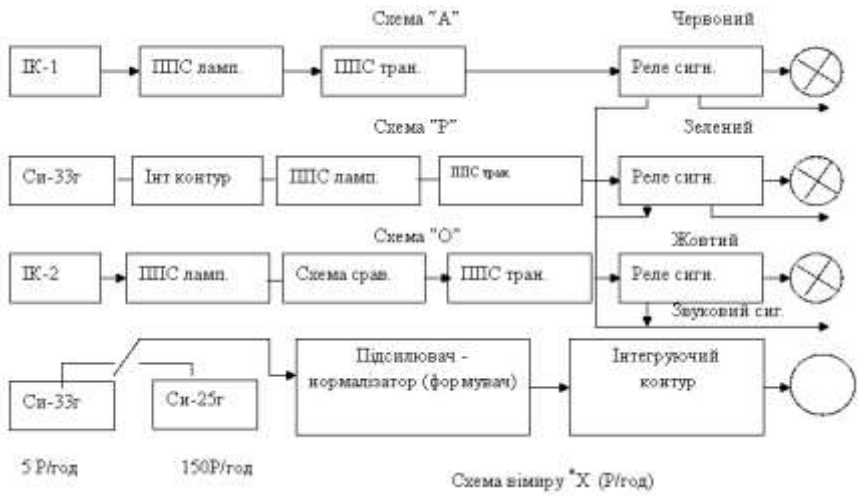


Рис. 3.77. Структурна схема каналів приладу ПРХР

Функціональна схема сигналізації та видачі команди «А» подана на рис. 3.78. Тут використовується гранична схема лампово-транзисторного ППС із гальванічними зв'язками з ІК. Основними елементами функціональної схеми є:

- іонізаційна камера ІК₁ об'ємом 15 см³ з опором навантаження *R4*;
- підсилювач постійного струму на електрометричній лампі *Л5* типу ЭМ7 з опором навантаження *R13* у ланцюзі анода та змінним опором зміщення *R28* у ланцюзі катода;
- трикаскадний підсилювач постійного струму на транзисторах *T2*, *T3* і *T5*.

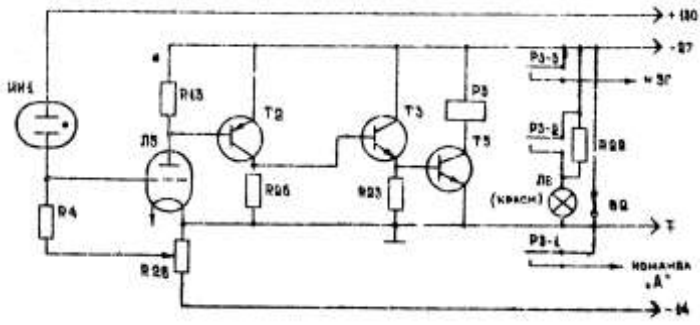


Рис. 3.78. Функціональна схема сигналізації та видачі команди «А»

Перший каскад посилення складений на транзисторі $T2$ 2Т203А за схемою з загальним емітером. Опір навантаження $R26$ ввімкнений у ланцюг колектора транзистора. Другий каскад виконаний на транзисторі $T3$ П307В за схемою з загальним колектором та опором навантаження $R23$, увімкненим у ланцюг емітера (емітерний повторювач). Як відомо, така схема має великий вихідний опір і малий вхідний, тому, крім посилення струму, він забезпечує узгодження першого каскаду посилення з третім.

Третій каскад складений на транзисторі $T5$ 2Т608А за схемою з загальним емітером. Як його навантаження використовується обмотка реле $P3$, увімкненого в ланцюг колектора транзистора. Це реле має три пари контактів $P3-1$, $P3-2$ і $P3-3$, що замикають ланцюги світлової та звукової сигналізації, а також ланцюг подачі команди «А».

Коли гамма-випромінювання на ІК не діє, схема встановлюється у вихідний стан. На IK_1 подається напруга 130 В. На анод лампи $L5$ і ділянки колектор-емітер транзисторів $T2$, $T3$ і $T5$ прикладається напруга бортової мережі 27 В. На сітку лампи $L5$ щодо катода подана негативна напруга зміщення з верхньої частини змінного опору $R23$, яким ця лампа закрита. Тому що струм в анодному ланцюзі лампи $L5$ не тече, то відсутнє падіння напруги на опорі її анодного навантаження $R13$, яким відкривається транзистор $T2$, тому транзистор $T2$ закритий. У свою чергу, через відсутність струму в ланцюзі емітер-колектор транзистора $T2$, немає спадання напруги на опорі $R26$, яким відкривається транзистор $T3$, тому транзистор $T3$ також закритий. Відсутність же спадання напруги на опорі $R23$, унаслідок закритого стану транзистора $T3$, призводить до того, що закрито транзистор $T5$.

Таким чином, у вихідному стані, коли гамма-випромінювання на камеру не діє, лампа $L5$ і всі транзистори ППС закриті, струм через обмотку реле $P3$ не тече і всі три пари його контактів $P3-1$, $P3-2$ і $P3-3$ розімкнуті. Унаслідок цього не подається напруга бортової мережі 27 В через контакти $P3-3$ на звуковий генератор і відсутній звуковий сигнал у телефонах переговорного пристрою. Лампочка $L8$ світлової сигналізації (червона) світиться з половиною нормального накалювання, тому що контакти $P3-2$ розімкнуті й послідовно з $L8$ увімкнений опір $R22$. Не подається також напруга 27 В через розімкнуті контакти $P3-1$ і перемикач $V2$ на виконавчі механізми системи захисту екіпажу (команда «А») і вони не спрацьовують.

Під час впливу потужного потоку гамма-випромінювання проникаючої радіації на іонізаційну камеру, через неї протікає електричний струм по ланцюгу: +130, IK_1 , $R4$, верхня частина $R28$, корпус. На опорі навантаження камери $R4$ в цьому разі створюється падіння напруги, що прикладається плюсом до сітки лампи $L5$, а мінусом – через $R28$ – до катода. Величина негативної напруги запирання $L5$ підібрана за допомогою змінного опору $R28$ так, що за потужності дози гамма-випромінювання, що дорівнює або більша від граничної, лампа відкривається. Виникає падіння напруги на опорі $R13$

відкриває транзистор $T2$. Струм відкритого транзистора $T2$ створює падіння напруги на опорі $R26$, яким відкривається транзистор $T3$. Струм відкритого транзистора $T3$ створює падіння напруги на опорі $R23$, яким відкривається транзистор $T5$. Колекторний струм транзистора $T5$, що з'являється, викликає спрацьовування реле $P3$, і його контакти $P3-3$, $P3-2$ і $P3-1$ замикається. Контакти $P3-3$ замикають ланцюг живлення звукового генератора, у результаті чого подається переривчастий звуковий сигнал у телефон переговорного пристрою. Контакти $P3-2$ замикають резистор $R22$, і лампочка $L8$ (червона) засвічується до повного накалювання. Контакти $P3-1$ замикають ланцюг живлення виконавчих механізмів системи захисту екіпажу (команда «А»), і вони спрацьовують.

У схемі передбачена можливість електричної перевірки її працездатності без впливу гамма-випромінювання за допомогою кнопки КОНТРОЛЬ ОРА (на схемі не показана). Під час натискання кнопки на сітку лампи $L5$ подається зменшена негативна напруга зсуву, за якого лампа $L5$, а також усі транзистори відкриваються і спрацьовує реле $P3$. Перевірка може проводитися або без виконавчих механізмів системи захисту екіпажу (перемикач $B2$ у вимкненому положенні), або разом із ним (перемикач $B2$ у ввімкненому положенні).

Відповідно до структурної схеми (рис. 3.77) принцип роботи схеми «Р» можна пояснити таким способом. Під час впливу на газорозрядний лічильник гамма-випромінювання радіоактивно зараженої місцевості в його ланцюзі виникає послідовність короткочасних імпульсів струму, що усереднюється інтегруючим контуром у практично постійний струм, пропорційний потужності дози випромінювання. Цей струм підсилюється спочатку ламповим електричним ППС, а потім транзисторним ППС на трьох транзисторах. Загальний коефіцієнт підсилення схеми обраний так, що реле сигналізації $P2$, увімкнене на виході ППС, спрацьовує тоді, коли потужність дози, що впливає на лічильник гамма-випромінювання, досягає граничного значення $0,05$ Р/год. Під час спрацьовування реле засвічується з повним накалюванням сигнальна лампочка (зелена), подається переривчастий звуковий сигнал і живлення на виконавчі механізми системи захисту екіпажу бронеоб'єкта (команда «Р»). Функціональна схема сигналізації та видачі команди «Р» наведена на рис. 3.79.

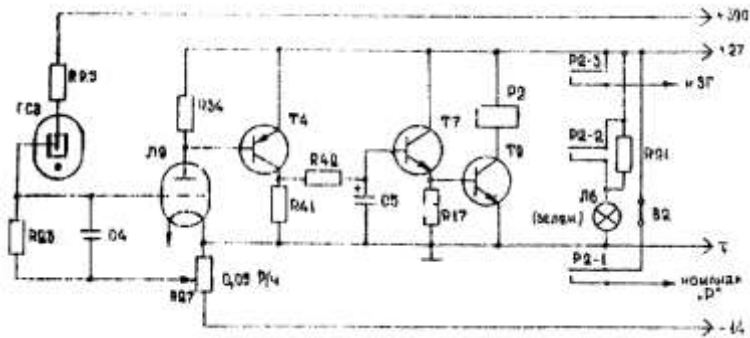


Рис. 3.79. Функціональна схема сигналізації та видачі команди «Р»

Тут, також як і в схемі «А», використовується гранична схема лампово-транзисторного ППС із гальванічними зв'язками з газорозрядним лічильником.

Основними елементами функціональної схеми є:

- газорозрядний лічильник ГЛ типу Си33Г;
- інтегруючий контур, що містить конденсатор $C4$ і резистор $R23$;
- підсилювач постійного струму на електрометричній лампі $Л9$ типу ЭМ7 з опором навантаження $R34$;
- трикаскадний підсилювач постійного струму на транзисторах $T4$, $T7$ і $T9$.

Його схема й типи транзисторів відповідно до аналогічної схеми й типів транзисторів схеми «А». Відмінністю є лише наявність ланцюжка $R42 - C5$, призначеного для затримки спрацьовування схеми «Р» від гамма-випромінювання проникаючої радіації в момент ядерного вибуху.

Як навантаження третього каскаду посилення використовується обмотка реле $P2$, увімкненого в ланцюг колектора транзистора $T9$. Це реле має три пари контактів $P2-1$, $P2-2$ і $P2-3$, що замикають, як і в схемі «А», ланцюги світлової і звукової сигналізації, а також ланцюги подачі команди «Р».

Коли гамма-випромінювання на газорозрядний лічильник не діє, схема встановлюється у вихідний стан. На газорозрядний лічильник ГЛ подається напруга 390 В. На анод лампи $Л9$ і ділянки емітер-колектор транзисторів $T4$, $T7$ і $T9$ прикладається напруга бортової мережі 27 В.

На сітку лампи $Л9$ щодо катода подається негативна напруга змінення з верхньої частини змінного опору $R27$, яким ця лампа закрита. Закритий стан лампи $Л9$ так само, як і в схемі «А», призводить до закритого стану транзисторів $T4$, $T7$ і $T9$. У зв'язку з цим струм через обмотку реле $P2$ не тече, і всі три пари його контактів $P2-1$, $P2-2$ і $P2-3$ розімкнуті. Унаслідок цього не

подається напруга бортової мережі 27 В на звуковий генератор і виконавчі механізми системи захисту екіпажу (команда «Р»). Лампочка світлової сигналізації «Р» (зелена) світиться з півнакалюванням, що свідчить про її справність.

Під час впливу гамма-випромінювання радіоактивно зараженої місцевості на газорозрядний лічильник ГЛ у його ланцюзі протікають імпульси струму, що заряджають конденсатор інтегруючого контуру $C4$. Напруга з пластин зарядженого конденсатора $C4$ прикладається плюсом до сітки $L9$, а мінусом через верхню частину опору $R27$ – до катода. Величина напруги запирання лампи $L9$ обрана за допомогою змінного опору $R27$ так, що лампа відкривається за потужності дози гамма-випромінювання рівної або більшої 0,05 Р/год. Відкривання лампи $L9$ викликає спрацьовування всієї схеми транзисторного ППС так само, як і в схемі «А», розглянутій раніше.

У цьому разі спрацьовує реле $P2$ і замикаються його контакти $P2-3$, $P2-2$ і $P2-1$. Контакти $P2-3$ замикають ланцюг живлення звукового генератора, у результаті чого подається переривчастий звуковий сигнал у телефони переговорного пристрою. Контакти $P2-2$ замикають резистор $R21$, і лампочка $L6$ (зелена) світиться з повним накалюванням. Контакти $P2-1$ замикають ланцюг живлення виконавчих механізмів системи захисту екіпажу (команда «Р»).

У схемі передбачена можливість електричної перевірки її працездатності без впливу гамма-випромінювання (кнопка КОНТРОЛЬ ОРА). Під час натискання кнопки виробляється подача на сітку лампи $L9$ негативної напруги меншої величини, чим у вихідному стані схеми, у результаті чого лампа $L9$ відкривається і спрацьовує вся схема. Перевірка може відбуватися як без виконавчих механізмів системи захисту екіпажу (перемикач $B2$ у вимкненому положенні), так і разом з ними (перемикач $B2$ у ввімкненому положенні).

Структурна схема вимірювача потужності дози ПРХР наведена на рис. 3.77. Відповідно до цієї схеми принцип роботи вимірювача можна пояснити таким чином. Під час дії гамма-випромінювання на один із газорозрядних лічильників у його ланцюзі виникають імпульси струму з частотою, пропорційною потужності дози гамма-випромінювання. Кожен імпульс лічильника викликає спрацьовування підсилювача-нормалізатора, вихідні імпульси якого містять заряд в імпульсі лічильника, нормалізований за тривалістю й амплітудою. Ці імпульси надходять в інтегруючий контур, де перетворюються в практично постійний струм, пропорційний потужності дози випромінювання. Цей струм вимірюється електровимірвальним приладом, шкала якого відградуєвана в одиницях вимірювання потужності експозиційної дози – рентген за годину.

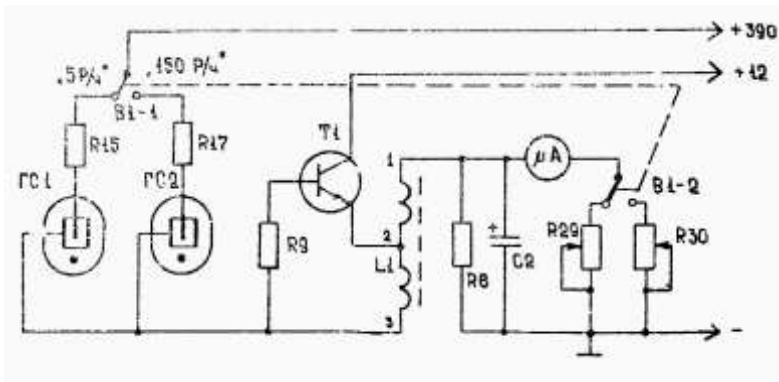


Рис. 3.80. Функціональна схема вимірювача потужності дози

Функціональна схема вимірювача потужності дози зображена на рис. 3.80. У ній використовується схема ВСЧ із підсилювачем-нормалізатором на транзисторі, що працює в режимі очікування. Основними елементами схеми є:

- газорозрядні лічильники ГЛ₁ і ГЛ₂ типів Си33Г і Си25М, що мають різну чутливість і використовуються відповідно на піддіапазонах «5 Р/год» і «150 Р/год». Як навантажувальні використовуються опори *R15* і *R17*;
- підсилювач-нормалізатор, складений на транзисторі Т1 ПЗ07В, з котушкою індуктивності *L1*, що складається з двох секцій 1-2 і 2-3, та опором у ланцюзі бази *R9*;
- інтегруючий контур, що містить у собі конденсатор *C2* і опір *R8*, до якого паралельно підключений мікроамперметр разом із змінними опороми *R29* або *R30* залежно від використовуваного піддіапазону;
- перемикач *B1*, що складається з двох секцій *B1-1* і *B1-2*.

Під час ввімкнення живлення вимірювача, коли гамма-випромінювання на лічильники не діє, а перемикач *B1* знаходиться в положенні 5 Р/ч, схема встановлюється в наступний вихідний стан. Постійна напруга 390 В прикладається плюсом через секцію *B1-1* і опір *R15* до анода лічильника ГЛ₁, а мінусом через опір *R8* і котушку індуктивності *L1* – до його катода. Частина напруги бортової мережі 12 В подається на транзистор *T1* плюсом до колектора, а мінусом через корпус, опір *R8*, секцію 1-2 котушки індуктивності *L1* – до емітера. Напруга на ділянці емітер-база транзистора *T1* практично дорівнює нулю, тому транзистор закритий. Конденсатор інтегруючого контуру *C2* не заряджений і струм мікроамперметра, підключеного разом з опором *R29* паралельно цьому конденсаторові, дорівнює нулю.

Під час впливу гамма-випромінювання на газорозрядний лічильник ГЛ₁ через нього протікає струм по ланцюгу: +390, R15, анод-катод лічильника, котушка L1, R8, корпус. При цьому на котушці індуктивності L1 виникає ЕРС самоіндукції, частина якої із секції 2-3 котушки подається на ділянку емітер-база транзистора T1 плюсом до бази, мінусом до емітера. Оскільки транзистор T1 має п-р-п структуру, то він відкривається цією напругою і через його ланцюг емітер-колектор починає протікати великий струм насичення, обумовлений, в основному, типом транзистора і режимом його роботи. Цей струм викликає збільшення ЕРС самоіндукції на котушці L1.

Необхідно зазначити, що імпульс лічильника тільки запускає підсилювач-нормалізатор, а подальші процеси в ньому, у тому числі час прихованого стану транзистора t_i і сила струму, що протікає через транзистор I_i , визначається параметрами транзистора й індуктивністю L1 і не залежать від параметрів імпульсу лічильника. Транзистор T1 якийсь час буде залишатися відкритим, тому що ЕРС на секції 2-3 котушки L1, що утримує транзистор у відкритому стані, пов'язана з її магнітним полем і миттєво змінитися не може. Енергія магнітного поля котушки витрачається на заряд її міжвиткової ємності і тому з часом ЕРС на котушці почне зменшуватися. Це приведе до зменшення колекторного струму транзистора і, як тільки він почне зменшуватися, відбудеться зміна знаків ЕРС самоіндукції на котушці індуктивності L1. Тоді ЕРС на секції 2-3 котушки L1, що змінила полярність, різко закрийє транзистор T1. Надалі процеси в схемі будуть повторюватися.

Заряд в імпульсі підсилювача-нормалізатора ($Q=J_i t_i$) у багато разів перевершує заряд в імпульсі лічильника q , чим забезпечується посилення по заряду $K_3 = \frac{Q}{q}$, а значить збільшення чутливості схеми вимірювання

потужності дози в K_3 раз, у порівнянні з простою струмовою схемою ввімкнення лічильника.

Крім посилення по заряду, підсилювач-нормалізатор здійснює також калібрування (нормалізацію) імпульсів, що забезпечується постійністю тривалості й амплітуди його імпульсу. Посилені і нормалізовані імпульси надходять в інтегруючий контур, де вони перетворюються в практично постійний струм, пропорційний потужності дози випромінювання. Напруга, що утвориться на інтегруючому контурі також пропорційна потужності дози, вимірюється вольтметром, функції якого виконує мікроамперметр разом із додатковими опорами R29 або R30 залежно від використовуваного піддіапазону. Ці опори використовуються також для регулювання показань приладу під час його градування.

Схема вимірювача під час його роботи на піддіпазоні 5 Р/год відрізняється тим, що використовується малочутливий лічильник ГЛ₂ типу

Си25Г з навантажувальним опором *R17* і додатковим опором *R30*. Процеси, що відбуваються в цьому випадку в схемі, аналогічні розглянутим.

Підготовка до роботи та перевірка працездатності приладу ПРХР

Під час підготовки до роботи необхідно обов'язково (і дуже ретельно) перевірити підключення приладу до джерела живлення для того, щоб під час роботи на прилад був поданий відповідний струм. Необхідно також звернути увагу перед роботою на комплектність приладу, наявність необхідного обладнання. Безпосередня підготовка приладу до роботи передбачає виконання таких операцій:

1. Установити перемикач РОД РАБОТЫ в положення ОТКЛ;

2. Перемикнути тумблер ОБОГРЕВ ВКЛ–КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА в положення ОБОГРЕВ ВКЛ і перемикач КОМАНДЫ в положення ОТКЛ (якщо при цьому лампочка ОБОГРЕВ світиться, то можлива причина – несправність схеми керування обігрівом і блок Б-3 підлягає ремонту);

3. Зробити зовнішній огляд блоків, з'єднувальних трубок, кабелів, шин, що з'єднують корпуси блоків (Б-1, Б-2 і Б-3) з амортизаційними скобами, амортизаторів, переконатися в їх справності і надійності з'єднання.

Перевірити перебування стрілки мікроамперметра на нульовій позначці шкали і у випадку відхилення стрілки від нульової позначки необхідно відгвинтити закруженим кінцем ключа, гвинт, викруткою установити стрілку мікроамперметра на нульову позначку, після чого гвинт надійно угвинтити на попереднє місце;

4. Повернути ручку УСТ.НУЛЯ проти годинникової стрілки до упору;

5. Зробити електричну перевірку працездатності схеми автоматичного керування температурою обігріву і справності нагрівальних елементів циклона і трубки обігріву. Для цього перемикнути тумблер ОБОГРЕВ ВКЛ–КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА в положення КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА. При цьому сигнальна лампочка ОБОГРЕВ повинна згаснути. Після цього відгвинтити заглушку і натиснути на кнопку КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА, ОРА. При цьому сигнальна лампочка ОБОГРЕВ і лампочка О повинні засвітитися повним накалюванням;

6. Зробити електричну перевірку працездатності схеми сигналізації О, Р, А без видачі команд:

а) установити перемикач КОМАНДЫ у положення ОТКЛ, при цьому сигнальна лампочка КОМАНДЫ–ОТКЛ засвітиться повним накалюванням;

б) переключити тумблер ОБОГРЕВ ВКЛ–КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА в положення ОБОГРЕВ ВКЛ;

в) перемикач РОД РАБОТЫ по черзі встановлювати в положення О, Р, А та натискати кнопку КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА, ОРА, при цьому повинні по

черзі засвічуватися повним накалюванням сигнальні лампочки О, Р, А й видаватися переривчаста звукова сигналізація;

7. Зробити електричну перевірку працездатності схем сигналізації О, Р, А з видачею команд на виконавчі механізми засобів захисту екіпажу об'єкта:

а) установити перемикач КОМАНДЫ у положення ОРА, при цьому сигнальна лампочка КОМАНДЫ–ОТКЛ почне світитися з півнакалюванням;

б) перемикач РОД РАБОТЫ по черзі встановити в положення О, Р, А і натискати кнопку КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА, ОРА, при цьому повинні по черзі засвічуватися повним накалюванням сигнальні лампочки О, Р, А, видаватися переривчаста звукова сигналізація і видаватися команди на виконавчі механізми засобів захисту екіпажу об'єкта.

Під час перевірки сигналізації О, Р, А без видачі і з видачею команд кнопку тримати в натиснутому стані до спрацьовування сигналізації, але не більше 20 с. Після закінчення видачі сигналізації світловод може видавати короткочасний звуковий сигнал, що сигналізує про припинення видачі команд.

Періодичність перевірки працездатності приладу спільно з виконавчими механізмами об'єкта визначається експлуатаційною документацією об'єкта, на якому установлений прилад ПРХР;

8. Після перевірки сигналізації заглушку кнопки КОНТРОЛЬ ОБОГРЕВА, ОРА навинтити на попереднє місце. Установити перемикач РОД РАБОТЫ в положення О, перемикач КОМАНДЫ – у положення РА.

Прилад готовий для визначення О, Р, А й видачі відповідних сигналізацій і команд Р, А. Установку перемикача КОМАНДЫ в положення ОРА робити за рішенням командира об'єкта. При цьому прилад готовий для визначення О, Р, А й видачі відповідної сигналізації і команд.

Вимірювання потужності дози усередині бронеоб'єкта варто робити таким чином. З появою сигналізації «Р» перемикач роду робіт установити в положення 5 Р/ч і робити відлік показань приладу за верхньою шкалою. Якщо стрілка на першому піддіапазоні зашкалює, поставити перемикач роду робіт 150 Р/ч і робити відлік за нижньою шкалою. За наявності сигналізації «Р» протягом тривалого часу, поріг спрацьовування якої дорівнює 0,05 Р/год, періодичний контроль потужності дози усередині об'єкта. Під час вимірювань потужності дози допускається коливання стрілки вимірювача на піддіапазоні 5 Р/ч у межах $\pm 0,2$ Р/год, а на піддіапазоні 150 Р/ч – у межах ± 5 Р/год.

Подальшою модернізацією приладу є розроблений прилад ПРХР-МЕ (рис. 3.81), який вимірює ПЕД гамма-випромінювання у діапазоні від 10 мкР/год до 1000 Р/год в енергетичному діапазоні від 0,66 до 1,25 МеВ та основною відносною похибкою ± 15 %.



Рис. 3.81. Прилад ПРХР-МЕ

3.2.4.3. Вимірювач потужності дози ИМД-31

Повітряна радіаційна розвідка місцевості (ППРМ) здійснюється для виявлення наземної радіаційної обстановки в обмежений термін. У порівнянні з наземними способами розвідки вона характеризується рядом переваг: більш високою оперативністю, незалежністю від стану доріг, можливістю ведення розвідки у важкодоступних районах і районах з високими рівнями ПЕД, високою маневреністю тощо.

Можливість ведення повітряної радіаційної розвідки місцевості обумовлена великою проникаючою здатністю гамма-випромінювання продуктів ядерного вибуху в повітрі. Приведення показань приладу до висоти 1 м над поверхнею землі здійснюється шляхом множення показань приладу на висотний коефіцієнт. Висотний коефіцієнт враховує ослаблення гамма-випромінювання, що виходить від поверхні землі, рослинністю, повітрям, а також корпусом літального апарата. Цей коефіцієнт залежить від висоти польоту, спектра гамма-випромінювання, температури, тиску, вологості, наявності пилу в повітрі та інших факторів.

До недоліків можна віднести низьку точність вимірювань, що пов'язано з необхідністю використання висотних коефіцієнтів.

Радіаційна розвідка повітряного простору організовується для забезпечення радіаційної безпеки льотних екіпажів і оцінки можливості аерофоторозвідки. З метою уникнення потрапляння літаків у радіоактивні хмари вони повинні обладнуватися дозиметричними приладами направленої дії, які мають високу чутливість, що дозволяє виявляти радіоактивні хмари на відстанях, що забезпечують його своєчасний обхід у польоті. На цей час усі перераховані вище завдання виконує прилад ИМД-31.

Військовий засіб повітряної радіаційної розвідки місцевості вимірювач потужності дози ИМД-31 призначено для визначення рівня ПЕД на місцевості в діапазоні від 0,1 до 3000 Р/год при висоті ведення розвідки

50–500 м і швидкості до 200 км/год. Він забезпечує автоматичне приведення результатів вимірювання до рівня ПЕД в діапазоні 3–3000 Р/год, які можуть зніматися візуально, виводитися на цифровий друк, задокументуватися в телекодові канали зв'язку на пункти прийому і оброблення інформації. Дані про рівень ПЕД від 0,1 до 3 Р/год можуть зніматися тільки візуально з цифрового табло. Час вимірювання інформації не більше 2 с. Під час попадання літального апарата в радіоактивну хмару з гамма-випромінюванням більше 50 мР/год прилад ИМД-31 забезпечує подачу сигналу «Шлейф».

Вимірювач ИМД-31 забезпечує корекцію вимірюваного значення потужності дози, приведеного до рівня 1 м над поверхнею землі за допомогою автоматичного множення цього значення на значення встановленого вручну коефіцієнта ПОВЕРХНОСТЬ, обраного з ряду: 0,4; 0,6; 0,8; 1; 1,2 залежно від виду устеляючої поверхні.

Прилад також автоматично робить облік залежності щільності повітря від висоти розташування місцевості над рівнем моря ВИСОТА, КМ, обраної вручну з ряду 0 м, 250 м, 500 м, 1000 м, 2000 м, 3000 м, 4000 м. Вимірювач має вмонтовану систему автоматичного контролю працездатності з можливістю її разового запуску. Час установлення робочого режиму вимірювача складає не більше 15 хв. Час безперервної роботи складає не більше 8 годин. Живлення вимірювача здійснюється від системи енергопостачання постійного струму напругою 27 В \pm 10 %. Споживана потужність не більше 200 Вт. Структурна схема вимірника ИМД-31-01 зображена на рис. 3.82.

У вимірювачі використовуються три блока детектування. Один із блоків детектування БДДГ-01С1 працює в парі з БДДГ-01С2, а інший БДДГ-01С1 у парі з першим БДДГ-01С1.

Перший БДДГ-01С1, а також БДДГ-01С2 призначені для проведення вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання на поверхні землі з висоти польоту.

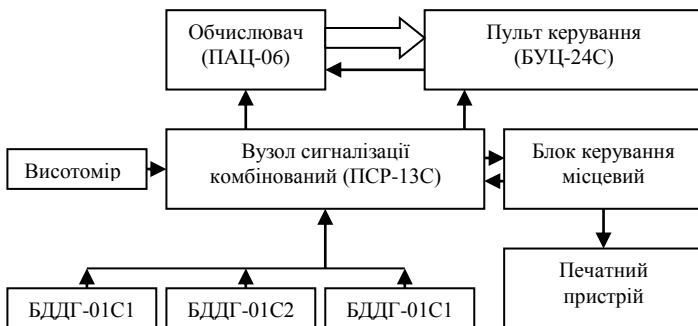


Рис. 3.82. Структурна схема ИМД-31

Інший БДДГ-01С1, що працює в парі з першим, однойменним БД, призначений для ресстрації вимірювачем наявності «Шлейфа». Структурна схема блока детектування зображена на рис. 3.83.

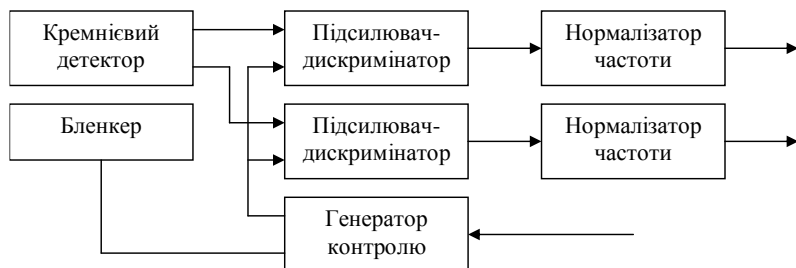


Рис. 3.83. Структурна схема блока детектування

Блок багатofункціональний БИ-13С (рис. 3.84), що складається: з блока електроніки БАК-01С; блока керування місцевого БУМ-66С; блока СЧ 38М і рами, приймає вимірювану інформацію одночасно з усіх БД, обчислює потужності експозиційної дози гамма-випромінювання відповідно до режимів вимірювача ИМД-31, передає результати вимірювань у пульт керування БУЦ-24С і в апаратуру передачі даних та забезпечує документування інформації.

Пульт керування БУЦ-24С (рис. 3.85): задає режим роботи вимірювача; приймає і видає результати вимірювань потужності експозиційної дози гамма-випромінювання в Р/год; відображає поточний час; вимикає транспоранти залежно від режимів роботи вимірювача.



Рис. 3.84. Блок багатofункціональний

Як приймачі гамма-випромінювання в БД використовуються кремнієві напівпровідникові детектори. Під час влучення гамма-квантів у детекторі виникають електричні імпульси, частота проходження яких пропорційна потужності експозиційної дози в місці встановлення детектора. Електричні імпульси з виходів детектора надходять у перетворювач-дискримінатор з формуванням імпульсів. Цей перетворювач виконує функції посилення, дискримінації і посилення

імпульсів за потужністю для їхньої передачі по кабелю. Для перевірки працездатності БД увімкнений бленкер і генератор контролю. Малопотужне джерело в бленкері призначене для перевірки БД у сукупності з детектором.

Під час роботи вимірювача електричні імпульси, частоти проходження яких прямо пропорційні обумовленим потужностям експозиційних доз гамма-випромінювання БД із виходів усіх вимірювальних каналів БД надходять у блок електроніки БАК-01С, зокрема в обчислювач ПАЦ-06С.

Блок електроніки приймає електричні імпульси, що надходять на нього з БД, і здійснює операції вимірювання частот їхнього проходження.

Робота обчислювача зводиться до вирішення завдань попередньої обробки інформації, що надходить із БД і радіовисотоміра, наступних обчислень результату вимірювання, реєстрації наявності шлейфа і перетворення інформації для передачі в АПД, однокристальною мікро-ЕОМ. Вузол перетворення комбінований ППМ-38С призначений для перетворення результатів вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання, поданих у вигляді двійково-десятькового послідовного коду, і тимчасової інформації, представлені в дійково-десятьковому паралельному коді, у код МТК-2 і формування сигналів для вузла керування цифродруком ПУМ-149С. Призначення керування органів пульта керування БУЦ-24С таке:

1. Перемикач ПОВЕРХНОСТЬ призначений для ручної установки коефіцієнтів, що враховують вид устеляючої поверхні згідно з табл. 3.7.

2. Перемикач ВИСОТА, КМ призначений для ручної установки коефіцієнтів, що враховують висоту розташування місцевості над рівнем моря згідно з табл. 3.8.




Рис. 3.85. Пульт керування ИМД-31

Таблиця 3.7

Коефіцієнти, що враховують види устеляючої поверхні

Положення	Гравірування	Рельєф	Коректуючий коефіцієнт
1		Гірські долини	0,4
2		Оранка, ліс листяний влітку, хвойний ліс	0,6
3		Степ	0,8
4		Сніжна цілина	1

5		Листяний ліс без листя взимку	1,2
---	--	----------------------------------	-----

Таблиця 3.8

Коефіцієнти, що враховують висоту розташування місцевості над рівнем моря

Висота місцевості, м	Положення перемикача	Коректуючий коефіцієнт
1	2	3
0	0	1
250	0,25	0,977
500	0,5	0,954
1000	1	0,907
2000	2	0,822
3000	3	0,742
4000	4	0,669

3. Перемикач РЕЖИМ призначений для перемикання роботи вимірювача і перевірки лампочок.

4. Кнопка ЧАС і кнопка МИН призначені для установки поточного часу.

5. Кнопка ТЕСТ призначена для проведення ручного запуску вбудованого тестового контролю.

Підготовка ИМД-31 до роботи

1. Перевірити початкове положення органів керування на пульті керування БУЦ-24С:


– перемикач ВИСОТА, КМ в положенні 0;

– перемикач ПОВЕРХНОСТЬ в положенні ;

– перемикач РЕЖИМ в положенні РАБОТА.

2. Увімкнути джерела живлення об'єкта згідно з керівництвом з технічної експлуатації об'єкта.

3. Перевірити напругу живлення за приладами бортової мережі. Спостерігати на пульті керування БУЦ-24С підсвічування гравіювання перемикачів лампами підсвічування.

4. Перевірити справність ламп транспарантів. Встановити перемикач РЕЖИМ в положення . Спостерігати на пульті керування БУЦ-24С одночасне ввімкнення транспарантів: НЕИСПР, ШЛЕЙФ, ИСПР, КОНТР..

5. Встановити перемикач РЕЖИМ в положення РАБОТА. Спостерігати ввімкнення транспарантів НЕИСПР, ШЛЕЙФ, ИСПР, КОНТР.

6. Переконайтеся через час (5 ± 1) хв у відсутності свічення транспарантів НЕИСПР, ШЛЕЙФ, ИСПР, КОНТР на пульті керування БУЦ-24С і світлодіодів 1, 2, 3, НЕИСПРАВНОСТЬ БД на блоці електроніки БАК-01С.

7. Спостерігати інформацію, що висвічується на табло, у вигляді 0000,0 Р/год, а на годинниках 00 годин (5 ± 1) хв.

8. Встановити поточний час на годинниках, послідовно натиснувши кнопки ЧАС і МИН. відповідно на пульті керування БУЦ-24С.

Тестовий контроль працездатності

1. Натиснути на пульті БУЦ-24С кнопку ТЕСТ.

2. Через час (2 ± 1) с: транспарант «НЕИСПР» на пульті керування не повинен висвічуватися. Світлодіоди 1, 2, 3, НЕИСПРАВНОСТЬ БД на блоці електроніки БАК-01С світитися не повинні, контрольне число на інформаційному табло повинне знаходитися в межах від 20 до 32 Р/год або від 1000 до 1300 Р/год.

3. Повинен висвітиться транспарант ИСПР на час (2 ± 1) с.

Перевірка вимірвача ИМД-31 в режимі «КОНТР»

1. Встановити на пульті керування БУЦ-24С перемикач РЕЖИМ в положення КОНТР.

2. Повинен висвітиться транспарант КОНТР.

3. Після закінчення перевірки через час (100 ± 2) с при справних блоках детектування можна спостерігати висвічення транспаранта ИСПР, відсутність свічення транспаранта НЕИСПР на пульті керування БУЦ-24С і відсутність висвічення світлодіодів 1, 2, 3, НЕИСПРАВНОСТЬ БД на блоці електроніки БАК-01С.

4. Встановити перемикач РЕЖИМ в положення РАБОТА.

5. Спостерігайте виключення транспарантів КОНТР і ИСПР.

Автоматичний контроль працездатності

1. Спостерігайте через кожні (2400 ± 5) с після ввімкнення живлення бортової мережі +27 В проходження автоматичного контролю працездатності. При справному вимірнику транспарант «НЕИСПР» світитися не повинен, світлодіоди 1, 2, 3, НЕИСПРАВНОСТЬ БД на блоці електроніки БАК-01С світитися не повинні, висвічуване контрольне число повинне відповідати значенню від 20 до 32 Р/год або від 1000 до 1300 Р/год.

2. Спостерігайте ввімкнення транспаранта ИСПР на час (2 ± 1) с.

3.2.4.4. Дозиметрична установка КДУ-6Б

Установка є автономною, корабельною системою, що здійснює збір дозиметричної інформації від БД і відображення інформації на пульті керування. Призначена для індикації потужності дози гамма-випромінювання; визначення орієнтованого напрямку на джерело гамма-випромінювання; видачі граничних значень рівнів гамма-випромінювання.

Установка забезпечує індикацію потужності експозиційної дози гамма-випромінювання в діапазонах від 10^{-4} до 10^{-1} Р/год для каналів 1 і 2 від 1 до 1000 Р/год для каналів 3 і 4. Основна похибка індикації не перевищує $\pm 50\%$. Установка забезпечує видачу світлового і звукового сигналів про перевищення заданого рівня гамма-випромінювання в діапазоні від $5 \cdot 10^{-4}$ до $5 \cdot 10^{-2}$ Р/год. Енергетичний діапазон установки складає від 0,1 до 3 МеВ. Час індикації і спрацьовування сигналізації не перевищує 100 с. Установка забезпечує перевірку працездатності каналів індикації і сигналізації за допомогою бленкерів і вбудованого генератора перевірки вручну оператором. Установка розрахована на роботу за довжини сполучних кабелів між пультом керування і БД до 200 м. Живлення установки здійснюється від мережі перемінного струму 220 В частотою 50 Гц.

Дозиметрична установка КДУ-6Б складається з пульта керування УУМ-09, 2-х блоків детектування БДМГ-03А, 2-х блоків детектування БДМГ-05, технічної документації і комплекту ЗІП (рис. 3.86).

Блоки детектування перетворюють рівні ІВ в імпульси напруги, середня частота проходження яких пропорційна контрольованому рівню випромінювання. З виходів БД інформація надходить на пульт керування, де обробляється в каналах індикації та сигналізації і відображається у вигляді індикаторів – стовпів лінійних газорозрядних (ЛГІ), що світяться, і світлових сигналів. Довжини стовпів ЛГІ пропорційні в лінійно-логічній шкалі величинам рівнів випромінювання, що впливають на БД. Увімкнення світлового сигналу дублюється звуковим сигналізатором.



Рис. 3.86. Дозиметрична установка КДУ-6Б

Крім робочого режиму, установка допускає роботу в режимі перевірки працездатності. Перевірка працездатності може проводитися як від вбудованого генератора, так і від бленкерів. Під час перевірки працездатності установки від вбудованого генератора імпульси перевірки через перемикач роду робіт подаються в канали індикації і сигналізації, де вони відображаються у вигляді стовпів ЛГП, що світяться, і світлового сигналу.

Під час перевірки працездатності установки від бленкерів на бленкер каналу, що перевіряється, подається напруга. Імпульси з БД подаються в канали індикації і сигналізації, де після оброблення інформація відображається на ЛГП і світловому табло сигналізації. Під час перевірки працездатності як від генератора, так і від бленкера почерговий вибір контрольованого каналу проводиться за допомогою перемикача КАНАЛЫ.

Пульт керування УУМ-09 призначений для оброблення і відображення інформації, що надходить від БД, а також для керування роботою і перевіркою працездатності установки (рис. 3.87).

Вузол аналогової індикації КЦХ-01А проводить перетворення за лінійно-логарифмічним законом середньої частоти проходження імпульсів у величину постійного струму.

Вузол сигналізації граничний ЦХХ-16А1 – сигналізація про перевищення встановленого граничного значення середньої частоти проходження імпульсів.

Генератор ГИС-07А – генерування імпульсів перевірки з частотою від 1 до 1000 імп/с, а також сигналів звукової частоти для узагальнення звукової сигналізації.

Пульт керування працює в такий спосіб. Статистична послідовність імпульсів від блоків детектування позитивної полярності тривалістю близько 5 мкс і амплітудою від 2,2 до 4,4 В надходить на входи каналів індикації вузлів КЦХ-01А і каналів сигналізації ЦХХ-16А1. У каналах індикації послідовність імпульсів перетворюється в постійний струм з лінійно-логарифмічною залежністю величини постійного струму від середньої частоти проходження імпульсів, що змінюється в межах від 1 до 1000 імп/с. Вихідний струм каналів індикації викликає лінійне переміщення стовпів ЛГП шкали яких відградувані в рентгенах за годину.

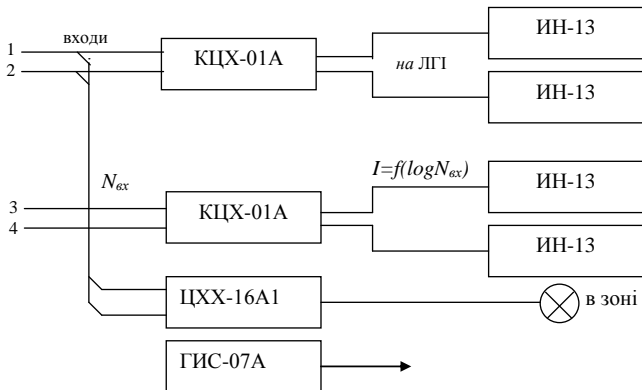


Рис. 3.87. Блок-схема пульта керування

У каналах сигналізації вузлів ЦХХ-16А1 послідовність імпульсів перетвориться в постійну напругу, величина якої пропорційна середній частоті проходження імпульсів і величині граничної вставки потенціометрів регулювання порогів спрацьовування. У разі перевищення величини напруги від визначеного рівня вмикається світловий індикатор – лампа СМН 10-55-2, а також звуковий сигналізатор – прилад ВП-1. Блоки детектування 1 і 3 каналів повинні встановлюватися з одного борту, а блоки детектування 2 і 4 каналів – з іншого борту. При цьому більш чутливий БД устатковується попереду.

Для орієнтованого визначення напрямку на зовнішнє джерело гамма-випромінювання блоки детектування БДМГ-05 і БДМГ-03А повинні розташовуватися на захисних екранах розміром 200x150x35 мм.

Підготовка до роботи і перевірка працездатності

Перевірка працездатності установки від бленкерів здійснюється у такій послідовності:

- установити перемикач роду робіт у положення БЛЕНКЕР;
- установити тумблер СЕТЬ на панелі пульта керування в положення СЕТЬ, при цьому повинна засвітитися лампа, що сигналізує про ввімкнення мережі;
- установити тумблер ЗВУК у положення ЗВУК;
- установити перемикач ИНДИКАЦИЯ у положення ИНДИКАЦИЯ, при цьому повинні засвітитися початкові ділянки лінійних індикаторів ЛГ1 (рис. 3.88) та засвітитися лампа освітлення шкали. Показання індикатора каналу 1 не менше ніж через 100 с після ввімкнення тумблера повинні відповідати даним, записаним у формулярі в межах основної похибки;



Рис.3.88. Органи керування пульта

– установити перемикач КАНАЛЫ послідовно в положення 2, 3, 4. При цьому показники індикаторів відповідних каналів не менше ніж через 100 с після установки перемикача в нове положення повинні відповідати даним, записаним у формулярі в межах основної похибки. Під час перевірки працездатності від бленкерів можливе ввімкнення світлової і звукової сигналізації.

Перевірити працездатність каналів сигналізації потрібно в такій послідовності:

- установити перемикач роду робіт у положення ГЕНЕРАТОР;
- установити перемикач ГЕНЕРАТОР у положення 1000;
- установити перемикач КАНАЛЫ послідовно в положення 1, 2. При цьому не більше ніж через 100 с після установки перемикача у відповідне положення повинна ввімкнутися звукова і світлова сигналізація.

Після закінчення перевірки працездатності блоків і вузлів установки КДУ-6Б установити перемикач роду роботи на пульті керування в положення

РАБОТА 1, тумблер ЗВУК – у положення ЗВУК, а перемикач ИНДИКАЦИЯ – у положення ВЫКЛ.

Робота з установкою

Установка КДУ-6Б працює автоматично, це означає, що установка може одночасно проводити індикацію рівнів іонізуючих випромінювань у 4 каналах і сигналізувати про перевищення граничних значень рівнів випромінювання. Рекомендується за нормальної радіаційної обстановки працювати в режимі сигналізації, установивши перемикач ИНДИКАЦИЯ у положення ВЫКЛ. Це дозволяє збільшити термін служби індикаторів і полегшити тепловий режим пульта керування. За наявності сигналу про перевищення граничного значення в якому-небудь каналі сигналізації необхідно установити перемикач ИНДИКАЦИЯ у положення ИНДИКАЦИЯ. Відлік показань проводити не менше ніж через 100 с після установки перемикача ИНДИКАЦИЯ у положення ИНДИКАЦИЯ.

Орієнтоване визначення напрямку на зовнішнє джерело гамма-випромінювання здійснюється шляхом порівняння показань індикаторів 1-го і 2-го каналів або 3-го і 4-го каналів. Явне перевищення показань одного каналу над показаннями іншого свідчить про розташування максимуму активності по відповідному борту. Рівність показань свідчить про розташування джерела прямо за курсом.

3.3. Технічні засоби контролю радіаційного опромінення

Вивчені раніше засоби радіаційного спостереження та розвідки дозволяють **прогнозувати** або **розрахувати** величини доз опромінення, які можуть бути одержані особовим складом, а засоби радіаційного контролю, або іншими словами, засоби контролю доз опромінення дають можливість визначити **безпосередньо величини доз** іонізуючого випромінювання, одержаних особовим складом під час роботи в умовах іонізуючого випромінювання, або зараження радіоактивними речовинами місцевості.

На основі одержаних даних можна провести оцінку боєздатності частин та підрозділів, а також визначити можливі наслідки у зміні стану здоров'я кожної окремої людини.

Можливість вимірювання дози того чи іншого виду випромінювання чи сумарної величини дози змішаного випромінювання залежить як від дозиметричних характеристик використовуваних детекторів випромінювань, так і від методів цих вимірювань, що повинні забезпечувати можливість інтерпретації отриманих результатів для конкретних цілей. Для того, щоб забезпечити вимірювання доз іонізуючих випромінювань з достатньою вірогідністю, технічні засоби контролю опромінення (вимірювачі дози) повинні мати визначені технічні й експлуатаційні характеристики.

Ці характеристики задаються тактико-технічними вимогами, що спираються на оперативнo-тактичну необхідність, науково-технічні передумови й економіку країни, а також можливістю вимірювання доз ІВ різних видів існуючими детекторами.

3.3.1. Вимірювання доз гамма-випромінювання

Як було викладено раніше, найбільш типовими випадками опромінення особового складу військ є такі:

- вплив ІВ на місцевості, зараженій продуктами ЯВ або продуктами, які виникли під час зруйнування (аварії) на АЕС;
- вплив проникаючої радіації ЯВ.

Крім того, частина особового складу може піддаватися впливу випромінювань під час проведення робіт з перевірки градування військових дозиметричних приладів.

Загальним для усіх випадків є те, що основним видом випромінювання, будуть гамма-випромінювання достатнього широкого енергетичного спектра. Однак, якщо під час проведення робіт з перевірки градування дозиметричних приладів має місце вплив тільки гамма-випромінювання, то в інших випадках гамма-випромінювання супроводжується супутнім бета-випромінюванням (заражена місцевість) або нейтронним випромінюванням (проникаюча радіація).

Необхідність диференціації цих випадків пояснюється тим, що практично всі сучасні детектори ІВ (іонізаційні, хімічні, люмінесцентні та інші), які використовуються для вимірювання доз гамма-випромінювання, мають чутливість до інших видів випромінювань, у тому числі до бета-випромінювання і нейтронів. Ця обставина значно ускладнює завдання вимірювання доз гамма-випромінювання за наявності супутніх випромінювань. Тому на практиці дуже важливо не тільки знати чутливість тих або інших вимірювачів дози до різних видів випромінювань, але чітко розмежовувати області їхнього застосування.

Вимірювання доз гамма-випромінювання від ізотопних джерел гамма-випромінювання, які використовуються у лабораторній, клінічній і виробничій практиці, будь-яких практичних труднощів не завдає. З цією метою можуть бути використані будь-які детектори ІВ і створені на їхній основі вимірювачі доз, якщо вони за своїми технічними і експлуатаційними характеристиками придатні для вирішення поставлених завдань.

Вимірювання доз гамма-випромінювання на фоні супутнього бета-випромінювання може бути надійно здійснене за допомогою ряду детекторів ІВ в тих випадках, коли детектор конструктивно має фільтр, що поглинає бета-випромінювання. Вибір матеріалу і товщини фільтра залежить від багатьох факторів і є досить складним, але здійсненним завданням. Прикладом успішного конструкторського рішення може бути хімічний

дозиметр ДП-70М (ДП-70МП), у якому роль фільтра виконує корпус зі сталі або пластмаси визначеної товщини.

Вимірювання доз гамма-випромінювання на фоні супутнього нейтронного випромінювання є більш складним завданням, тому що в цьому випадку чутливість до нейтронів визначається як атомним складом детектора, так і матеріалом корпусу.

Найбільш часто використовуються детектори ІВ (іонізаційний, хімічний) які мають дуже велику чутливість до нейтронів різних енергетичних груп.

Це робить неможливим вимірювання дози гамма-випромінювання за наявності супутнього нейтронного випромінювання без застосування спеціальних пристроїв або методів.

***Наприклад,** диференційні ІК, тобто камери, що мають різну чутливість до гамма-випромінювання і нейтронів за рахунок різного атомного складу, дозволяють здійснювати роздільне визначення доз гамма- і нейтронного випромінювань.*

Це можна забезпечити, якщо одна з камер виготовлена з тканиноеквівалентного матеріалу і наповнена тканиноеквівалентним газом, а інша – із графіту і наповнена CO_2 . Одна з камер буде мати більш високу чутливість до нейтронів, ніж інша, але обидві камери будуть мати приблизно рівну чутливість до гамма-випромінювання. Різниця показань таких камер, попередньо відградуйованих в однакових умовах, дозволяє визначити нейтронний компонент дози в змішаному гамма-нейтронному полі випромінювання.

Найбільш повно відповідають сучасним вимогам вимірювання доз гамма-випромінювання в змішаних гамма-нейтронних полях люмінесцентні детектори, а серед них радіофотолюмінесцентні. Ці детектори хоча і мають деяку чутливість до нейтронів, але вона не перевищує долі відсотка від чутливості до гамма-випромінювання, і тому істотно не впливає на результат вимірювання дози гамма-випромінювання.

Таким чином, надійне вимірювання доз гамма-випромінювання можливе практично в будь-яких випадках під час правильного використання існуючих детекторів ІВ.

3.3.2. Вимірювання доз змішаного гамма-нейтронного випромінювання

Для особового складу військ найбільш характерним джерелом змішаного гамма-нейтронного випромінювання є проникаюча радіація ЯВ. Залежно від калібру ядерних боєприпасів, його конструкції, а також умов розміщення особового складу на місцевості (відкритій, у траншеї, бліндажі, об'єктах бронетанкової техніки тощо) і відстані від центра вибуху, змінюється не тільки сумарна доза випромінювання і співвідношення між дозами гамма- і нейтронного випромінювання, але і спектр нейтронів. Оскільки для умов бойової діяльності військ заздалегідь передбачити всі ці особливості

практично неможливо, то цілком обґрунтовано приймається, що у всіх випадках на особовий склад буде впливати нейтронне випромінювання рівноважного спектра.

Як було викладено вище, переважна більшість детекторів ІВ, придатних для створення вимірювачів дози (дозиметрів), має визначену чутливість до різних видів випромінювання (гамма, нейтрони, бета) і тільки деякі з них мають вибірку чутливість до гамма-випромінювання. Ця обставина визначає методи вимірювання доз змішаного гамма-нейтронного випромінювання: вимірювання сумарної дози або вимірювання дози з компонентів (окремо дозу нейтронів і окремо дозу гамма-випромінювання). Кожний з цих методів має свої позитивні якості і недоліки, правильний облік яких дозволяє приймати найбільш оптимальний варіант рішення в кожному конкретному випадку залежно від призначення вимірювання.

Зовсім очевидно, що вимірювач дози, який реєструє сумарну дозу гамма-нейтронного випромінювання, конструктивно буде простішим, компактнішим, дешевішим. Однак отримана за допомогою такого приладу інформація про величину дози опромінення особового складу має невизначеність, тому що згідно з цією інформацією практично неможливо установити чи піддавався даний військовослужбовець (підрозділ) тільки впливу гамма-випромінювання на зараженій радіоактивними речовинами місцевості, чи тільки впливу проникаючої радіації ЯВ, або впливу випромінювань в обох випадках.

На перший погляд може здаватися, що не існує принципових відмінностей у наслідках опромінення особового складу в розглянутих випадках. Проте така відмінність є. Вона полягає не тільки в тому, що під час впливу проникаючої радіації ЯВ на особовий склад, крім гамма-випромінювання, може впливати нейтронний потік, але й у тому, що якщо вплив проникаючої радіації продовжується дуже короткий проміжок часу, то вплив випромінювань на зараженій радіоактивними речовинами місцевості може бути досить тривалим. Оскільки відомо, що за однієї і тієї ж величини дози зовнішнього опромінення найбільш небезпечними є випадки однократного впливу випромінювань. За цих обставин стає зрозумілим, що для більш надійної й об'єктивної оцінки ступеня ваги радіаційних уражень необхідна інформація не тільки про сумарну величину дози, але і про її компоненти.

Це дозволить більш правильно діагностувати ступінь ваги радіаційного ураження, а отже, вибрати найбільш оптимальний шлях лікування і зменшити час для повернення особового складу до строю.

У тих же випадках, коли інформація про дози опромінення особового складу військ призначена для оцінки ступеня боєздатності (працездатності) підрозділів чи частин у радіаційному відношенні і ця оцінка робиться в бойових порядках військ, де умови опромінення, як правило відомі, сумарне

значення дози гамма-нейтронного випромінювання є значно кращим. Така інформація є більш однозначною, не вимагає спеціальних знань і, найголовніше, цілком достатня для оцінки боєздатності в радіаційному відношенні.

Таким чином, вибір методу вимірювання доз змішаного гамма-нейтронного випромінювання визначається в основному тим, для якої мети буде використана інформація про дози опромінення особового складу військ, а отже, обидва зазначених методи можуть використовуватися у військовій дозиметрії ІВ.

3.3.3. Особливості вимірювання доз опромінення особового складу

За сучасними уявленнями контроль опромінення особового складу військ повинен забезпечувати вирішення низки завдань, з яких основними є:

– визначення ступеня боєздатності в радіаційному відношенні як окремих військовослужбовців, так і підрозділів (частин);

– сортування і первинна діагностика ступеня ваги радіаційних уражень окремих військовослужбовців на етапах медичної евакуації.

Необхідна для вирішення цих завдань інформація – величина дози випромінювання в принципі може бути отримана як прямими (використання вимірювачів дози), так і побічними (за даними прогнозування радіаційної обстановки або вимірювання потужності доз) методами. Дослідження можливостей цих методів показує, що прямий метод дозволяє одержувати інформацію про дози опромінення аж до окремого військовослужбовця, у той час як побічний метод може забезпечити одержання даних про середні величини доз опромінення або для якогось району (за результатами прогнозування), або для точки (маршруту) за результатами вимірювання потужності доз.

Очевидно, якщо для планування бойових дій розрахунки можливих доз опромінення особового складу можуть мати важливе значення, то для оцінки ступеня боєздатності, а тим більше діагностики ваги радіаційних уражень, такі дані в переважній більшості випадків мають занадто малу вірогідність.

По-перше, розрахункові дані із доз опромінення практично не можуть відноситися до конкретного військовослужбовця (підрозділу).

По-друге, об'єктивним критерієм під час вирішення зазначених вище завдань є ступінь радіаційного ураження людей, що певним чином залежить від величини дози випромінювання, виду випромінювання, просторово-тимчасового характеру опромінення і т.п., що може бути отримано тільки на підставі досить точної і своєчасної інформації.

У даний час усі ці питання знаходять ефективне застосування в тактико-технічних вимогах на вимірювачі дози, що залежно від бойового призначення поділяються на військові й індивідуальні.

Військові вимірювачі дози повинні забезпечити вирішення першого, а індивідуальні – другого із зазначених вище завдань. Основна відмінність під час вирішення цих завдань полягає в тому, що перші використовуються безпосередньо в бойових порядках військ за мінімальної витрати сил і засобів, а другі – у підрозділах медичної служби.

Необхідність виконання цих вимог значною мірою визначає як можливість використання того або іншого детектора ІВ під час створення вимірювача дози визначеного призначення, так і конструктивні рішення, що можуть бути при цьому доступні.

Наприклад, необхідність одержання інформації про дози опромінення для оцінки боєздатності особового складу у радіаційному відношенні висуває вимогу вимірювання доз безпосередньо в бойових порядках військ.

За умови мінімальної витрати сил і засобів ця вимога може бути забезпечена тільки під час використання вимірювачів дози з безпосереднім відліком показань. З усіх відомих у даний час детекторів ІВ цю вимогу найбільш повно задовольняють ІК. Найбільш вдалою розробкою, на підставі якої відбувалися подальші вдосконалення приладів цього напрямку, став дозиметр ДКП-50А з комплекту ДП-22В (див. рис 2.11). Цей приклад дає уявлення про те, яким чином на рішення технічного завдання впливають тактичні вимоги.

На основі обліку найбільш важливих тактичних вимог можна оцінити як існуючі детектори ІВ, так і перспективні, з погляду можливості їхнього використання під час створення вимірювачів дози.

У табл. 3.9. на основі узагальнення вітчизняних і закордонних матеріалів наведені основні технічні вимоги для військових та індивідуальних вимірювачів дози, при цьому не маємо на увазі ні конкретний детектор ІВ, ні визначене конструктивне рішення, які можуть бути покладені в основу створення відповідного вимірювача дози.

На основі цих вимог розроблені декілька вимірювачів доз, які знайшли широке застосування у військовій дозиметрії.

Таблиця 3.9

Основні технічні вимоги на військовий і індивідуальний вимірювач дози

Параметри	Технічні характеристики	
	військовий вимірювач дози	індивідуальний вимірювач дози
Спосіб вимірювання	безпосереднє у приладі (який прямо вказує)	допускається використання спеціального вимірювального пристрою
Вид реєстрованих випромінювань	гамма + нейтрони	гамма + нейтрони, бажано за компонентами

Діапазон вимірів, рад	від (10–50) до (500–600)	від (5–15) до (1000–3000)
Основна відносна похибка вимірів, %	від 15 до 25	від 5 до 15
Час зберігання інформації	не менше 10–30 діб	декілька років
Вага, г	до 50	до 50

3.3.4. Комплект дозиметрів ДК-0,2

Комплект дозиметрів ДК-0,2 призначений для вимірювання доз гамма-випромінювання в лабораторних умовах. До нього входять 10 індивідуальних дозиметрів і зарядний пристрій. За допомогою дозиметра ДК-0,2 вимірюються дози гамма-випромінювання від 10 до 200 мР за рівнів ПЕД, що не перевищують 6 Р/год.

Будова дозиметра ДК-0,2 відрізняється від дозиметра ДКП-50А тільки габаритами (рис. 2.11). Дозиметри ДК-0,2 заряджаються на пристрої ЗД-4, електрична схема якого становить собою перетворювач постійної напруги на транзисторі. Принцип роботи і правила експлуатації дозиметрів ДК-0,2 такий, як і дозиметрів ДКП-50А.

Опромінення особового складу контролюється щодня. Показання дозиметра заносяться в журнал обліку опромінення щодня.

Наприкінці робочого тижня підраховується тижнева доза: складаються щоденні дози і з результату віднімається тижневий саморозряд дозиметра. Дозиметри з тижневим саморозрядом більше 10 мР, а також з відносною похибкою більше 20 % використовувати не можна.

3.3.5. Комплект дозиметрів ИД-1

Комплект призначений для вимірювання поглиненої дози гамма- та змішаного гамма-нейтронного випромінювання, одержаний особовим складом, з метою оцінки боєздатності частин та підрозділів у радіаційному відношенні.

Комплект відноситься до загальновійськових вимірювачів доз, що видаються всім офіцерам, прапорщикам, а також сержантам і солдатам, які виконують бойові завдання у відриві від своїх підрозділів. Під час дії підрозділу в однакових умовах виконання бойового завдання на відділення (екіпаж, обслугу) видаються один-два вимірювача дози для здійснення військового радіаційного контролю опромінення особового складу. Конструктивно вимірювач дози ИД-1 виконаний для зручності користування у вигляді авторучки. Під час роботи в полі дії іонізуючого випромінювання ИД-1 носять у кишені одягу. Періодично дивлячись в окуляр вимірювача,

визначають за положенням зображення нитки на шкалі вимірювача величину дози гамма-нейтронного випромінювання, отриману під час роботи.

У комплект приладу (рис. 3.89) входять 10 вимірювачів дози іонізаційного типу ИД-1, зарядний пристрій ЗД-6, технічний опис та інструкція з експлуатації, формуляр. Комплект розміщений в укладальному ящику.

В ИД-1 використовується іонізаційний метод дозиметрії. Цей дозиметр забезпечує вимірювання поглиненої дози в діапазоні від 20 до 500 рад за потужності дози до 100 рад в секунду і енергіях гамма-квантів від 80 кеВ до 2,2 МеВ. Дозиметр прямопоказний, тому відлік доз проводиться за шкалою, розташованою всередині вимірювача і відградуваною в одиницях вимірювання поглиненої дози – радах. Основна відносна похибка вимірювання поглинених доз гамма-випромінювання не перевищує $\pm 20\%$ в діапазоні доз 50–500 рад під час дії гамма-випромінювання *Co-60*.

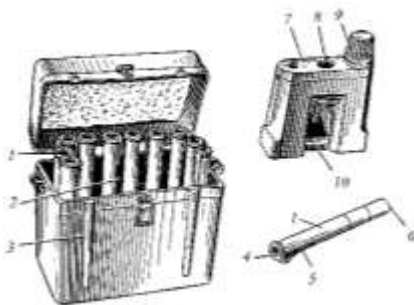


Рис. 3.89. Комплект вимірювачів дози ИД-1:

1 – вимірювач дози ИД-1; 2 – гніздо для зарядного пристрою; 3 – футляр; 4 – окуляр;
5 – тримач; 6 – захисна оправа; 7 – зарядний пристрій ЗД-6; 8 – зарядно-контактне гніздо; 9 – ручка зарядно-контактного вузла; 10 – поворотне дзеркало

Основні метролого-технічні характеристики комплекту наведені у табл. 3.10.

Таблиця 3.10.

Основні метролого-технічні характеристики комплекту

Найменування параметра	Величина параметра
Діапазон вимірювання	20–500 рад
Похибка вимірювання	$\pm 20\%$
Саморозряд дозиметра на добу	20 рад
Електроживлення	4 п'єзоелементи
Напруга з виходу ЗД-6	180–250 В

Температурний інтервал працездатності комплекту	від -40 до +50 °С
Вага	комплекту – 500 г дозиметра – 40 г
Час готовності до дії після ввімкнення	1–2 хвилини

Вимірювання поглинених доз нейтронного випромінювання проводиться на тепловій частині рівноважного спектра. Чутливість вимірювача до теплових нейтронів дорівнює $(3 \pm 20 \%) \cdot 10^6$ нейтр/см² рад. Саморозряд вимірювача дози ИД-1 не перевищує 1 поділки за 24 години і 2-х поділок за 150 годин в нормальних умовах. За температури +50 °С саморозряд складає 3 поділки за 24 години, а за температури -50°С – 1 поділку за 6 годин. Маса вимірювача ИД-1 – 40 г, маса зарядного пристрою ЗД-6 – 500 г.

Будова вимірювача ИД-1 подібна до будови пристрою вимірювача ДКП-50А. Але параметри основних елементів дозиметра (іонізаційної камери і додаткового конденсатора) відрізняються від аналогічних елементів ДКП-50А (рис. 2.11).

Так, іонізаційна камера ИД-1 зроблена з повітроеквівалентної струмопровідної пластмаси з добавками карбиду бора для реєстрації теплових нейтронів. Об'єм камери складає 1 см².

Додатковий конденсатор має електричну ємність 3000 пФ. Це забезпечує трохи менші габаритні розміри вимірювача ИД-1 порівняно з вимірювачем ДКП-50А. Крім того, торець вимірювача з боку діафрагми закривається заглушкою з трикутним вирізом.

Зарядний потенціал іонізаційної камери також дорівнює 180-250 В. Зарядний пристрій ЗД-6 (рис. 3.90) призначений для зарядження вимірювача ИД-1. Принцип роботи зарядного пристрою заснований на п'єзоелектричному ефекті без застосування хімічних джерел струму. До складу зарядного пристрою входять такі основні вузли і деталі:

- корпус зарядного пристрою 7;
- зарядно-контактний вузол для підключення дозиметра 3;
- перетворювач механічної енергії в електричну 5, що складається з чотирьох п'єзоелементів, з'єднаних паралельно, і механічного підсилювача, що складається з гвинтового, клинового і підйомних механізмів;
- розрядник 4 для обмеження вихідної напруги більшої за 275 В;
- ручка 2 механічного підсилювача, за допомогою якої регулюється вихідна напруга в межах від 180 до 275 В;
- тригранний **запильник** на ручці 1 для відгвинчування заглушки вимірювача;
- дзеркало 6 для освітлення шкали вимірювача під час його зарядження.

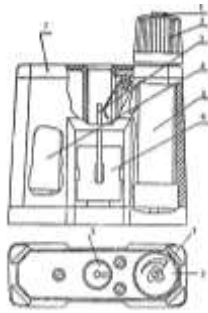


Рис. 3.90. Зарядний пристрій ЗД-6

Зарядний пристрій водонепроникний. Його спрацьовуваність забезпечує не менше 1000 циклів поворотів рукою від одного крайнього положення до іншого і назад. За один цикл забезпечується зарядження не менше 10 вимірювачів, **виряджених** не більше ніж на 30 % шкали. Наробіток на відмовлення комплекту складає не менше 5 000 годин, термін служби – не менше 15 років, технічний ресурс – не менше 10 000 годин.

Електрична (принципова) схема зарядного пристрою подана на рис. 3.91. До складу електричної схеми зарядного пристрою входять: чотири п'єзоелемента 1; розрядники 2; зарядно-контактне гніздо 3.

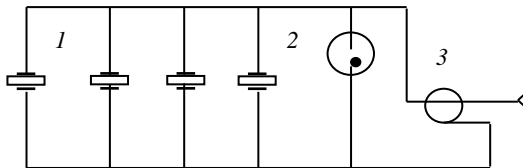


Рис. 3.91. Електрична схема зарядного пристрою ЗД-6



Рис. 3.92.
Використання
зарядного пристрою

Принцип роботи зарядного пристрою: під час обертання ручки механічного підсилювача за годинковою стрілкою підйомний механізм створює тиск на п'єзоелементи, що, деформуючи, створюють на торцях різницю потенціалів, прикладену таким чином, щоб на центральний стрижень зарядно-контактного гнізда (центральний електрод іонізаційної камери дозиметра) подавався «плюс», а на корпус (зовнішній електрод іонізаційної камери) – «мінус». Як п'єзокристали використовуються п'єзокераміка ЦТС-19 (цирконат-титонат свинцю), в

якій у сильному електричному полі виникає п'єзо ефект, що зберігається в ній і після припинення дії електричного поля. Для обмеження вихідної напруги більшої за 275 В паралельно п'єзоелементам підключений розрядник, у якому відбувається пробій повітряного середовища під час досягнення напруги 275 ± 25 В і напруга зарядно-контактного гнізда падає до нуля.

Зарядний пристрій може бути використаний для зарядження різних типів дозиметрів (ДКП-50А, ДК-0,2, тощо), що мають зовнішній діаметр 14 мм і зарядний потенціал від 180 до 250 В.

Для приведення вимірювача ИД-1 у робочий стан його необхідно зарядити в такому порядку:

- повернути ручку ЗД-6 за напрямком стрілки СБРОС до упору (проти годинникової стрілки (рис. 3.92);
- вставити вимірювач у зарядно-контактне гніздо зарядного пристрою;
- направити зарядний пристрій дзеркалом на джерело світла;
- вимагати максимального освітлення шкали вимірювача поворотом дзеркала;

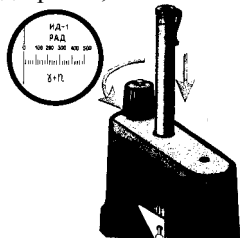


Рис. 3.93. Зарядження вимірювача ИД-1 за допомогою ЗД-6

- натиснути на дозиметр і, спостерігаючи в окуляр, повертати ручку зарядного пристрою за годинниковою стрілкою до тих пір, доки зображення нитки на шкалі вимірювача встановиться на «0», після чого вийняти вимірювач із зарядно-контактного гнізда (рис. 3.93);

- перевірити положення нитки на світло, за вертикального положення нитки її зображення має бути на рисці «0».

Час на підготовку приладу до роботи військовослужбовцем визначається відповідно до нормативу № 14 СП «Підготовка приладів РХБ розвідки й дозиметричного контролю до роботи та перевірка їх працездатності» та становить: «5» – 50 с; «4» – 1 хв; «3» – 1 хв 20 с.

Наступні вимірювачі заряджаються поступовим поворотом ручки за напрямком стрілки ЗАРЯД. Таким чином, від одного крайнього положення ручки до іншого можна зарядити до 10 вимірювачів, не обертаючи у вихідне положення ручку після зарядки кожного вимірювача.

Після зарядження останнього вимірювача необхідно вийняти останній вимірювач ИД-1 і ручку повернути проти годинникової стрілки до упору. Неприпустимо збільшення зусилля для повороту ручки в крайнє положення.

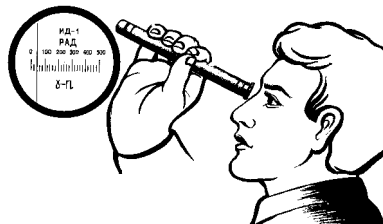


Рис. 3.94. Визначення величини дози гамма-нейтронного випромінювання

Вимірювач дози ИД-1 під час роботи в полі дії іонізуючого випромінювання носять у кишені одягу.

Періодично дивлячись в окуляр вимірювача, визначають за положенням зображення нитки на шкалі вимірювача величину дози гамма-нейтронного випромінювання, отриману під час роботи (рис. 3.94)

Для того щоб виключити вплив прогину нитки на показання дозиметра, відлік необхідно робити у вертикальному положенні зображення нитки.

3.3.6. Індивідуальний вимірювач дози ИД-11

Комплект призначений для індивідуального радіаційного контролю з метою первинної медичної діагностики ступеня важкості радіаційних уражень.

Знаходиться на забезпеченні медичних підрозділів і частин (медичний пункт частини, окремих медичних батальйон з'єднання, військово-польовий шпиталь об'єднання). Вимірювач забезпечує вимірювання поглиненої дози гамма- та змішаного гамма-нейтронного випромінювання, а також рентгенівського випромінювання. Основні метролого-технічні характеристики комплекту наведені у табл. 3.11.

Вимірювач дози забезпечує вимірювання поглиненої дози гамма- та змішаного гамма-нейтронного випромінювання в діапазоні від 10 до 1500 рад. Реєстрація нейтронної складової забезпечується тепловими нейтронами.

У комплекті використовуються радіофотолумінесцентний метод дозиметрії. Вимірювання дози відбувається за допомогою вимірювального пристрою ГО-32.

Таблиця 3.11

Основні метролого-технічні характеристики комплекту

Найменування параметра	Величина параметра
Діапазон виміру	10 –1500 рад
Похибка вимірювання дози	±15 %
Час опромінення	до 30 діб
Живлення ГО-32	від мережі 220 В (50 Гц) або від акумуляторів 12 В (24 В)
Час прогріву ГО-32	30 хв
Час зняття показань	не перевершує 30 с
Час безупинної роботи ГО-32	20 годин
Час збереження інформації	Не менш 12 місяців
Температурний інтервал працездатності комплекту	від –50 до +50 °С
Вага	комплекту – 18 кг дозиметра – 23 г.

До складу комплексу входять: комплект індивідуальних вимірювачів дози ИД-11 (рис. 3.95) (500 шт.); вимірювальний пристрій ГО-32 (рис. 3.96) в укладальному ящику; два кабелі живлення; технічний опис та інструкція з експлуатації, формуляр; комплект ЗП; **градуирований** (ГР) і переважувальний (ПР) детектори.

Дозиметр складається (рис. 3.95) з тримача 1, детектора 2, корпусу 3. Для зручності носіння вимірювача поверх одягу до корпусу кріпиться спеціальний шнурок 4. Тримач виготовлений із алюмінію та складається з голівки і скоби, з'єднаних між собою шпилькою з гайкою. Між голівкою та скобою знаходиться герметична прокладка. Під час установа тримача в корпус він кріпиться в ньому шляхом закріплення гайки спеціальним ключем, у цьому разі гумова прокладка розтискається, надійно фіксує тримач у корпусі та герметизує вимірювач.

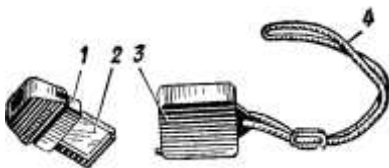


Рис. 3.95. Вимірювач дози ИД-11:

1 – тримач; 2 – детектор іонізуючого випромінювання; 3 – корпус; 4 – шнур

Детектор дозиметра являє собою **пластину алюмофосфатного скла**, активованого сріблом із **полірованими гранями**. В основу роботи детектора покладений радіофотолюмінесцентний метод реєстрації доз опромінення іонізуючим випромінюванням. Під впливом іонізуючого випромінювання в детекторі утворюються люмінесцентні центри, кількість яких пропорційна поглиненій дозі. Під час опромінення детектора ультрафіолетовим світлом центри починають світитися жовтогарячим світлом із інтенсивністю, пропорційною поглиненій дозі опромінення. Корпус вимірювача призначений для збереження детектора від зовнішніх ушкоджень, а також він відіграє роль комбінованого свинцево-алюмінієвого екрана для вирівнювання чутливості детектора до гамма-випромінювання з різною енергією фотонів.

Комплект забезпечує багатократне вимірювання однієї і тієї ж дози з похибкою не вищою за $\pm 15\%$. Відлік показань проводиться на цифровому табло ГО-32 (рис. 3.96). Час прогрівання ГО-32 – 30 хвилин; час безперервної роботи – 20 годин. Час вимірювання дози до 30 с. Комплект використовується в стаціонарних і польових умовах з відносною вологістю 90 % і температурному інтервалі від $-50\text{ }^{\circ}\text{C}$, до $+50\text{ }^{\circ}\text{C}$. Середній час безвідмовної роботи ГО-32 – 1000 годин, технічний ресурс – 10000 годин, термін служби комплексу – 10 років. Живлення ГО-32 – від мережі 220 В, 50 Гц і від

акумуляторів із напругою 12 В. Вага ИД-11 – 23 г, вимірювального пристрою 11 кг, вага комплекту в укладці – 18 кг.

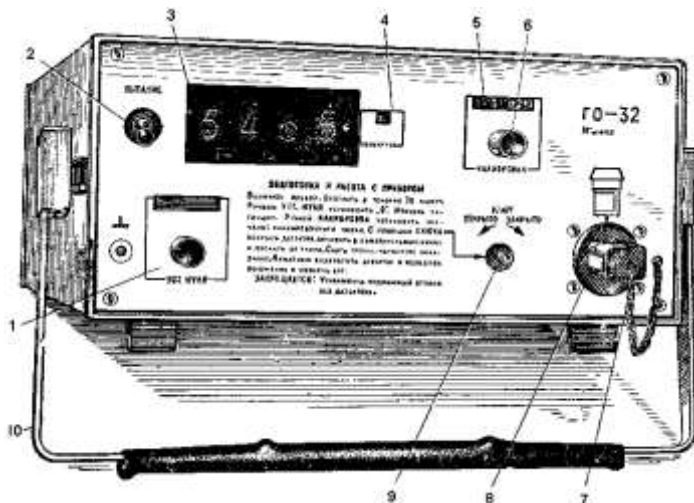


Рис. 3.96. Вимірювальний пристрій ГО-32:

- 1 – ручка УСТ. НУЛЯ;
- 2 – перемикач ПИТАНИЕ;
- 3 – індикаторне табло;
- 4 – індикація перевантаження;
- 5 – каліброване число;
- 6 – ручка калібрування;
- 7 – заглушка;
- 8 – гніздо для встановлення детектора;
- 9 – ключ для розкриття детектора;
- 10 – ручка для перенесення

В основу методу вимірювання інтенсивності жовтогарячої люмінесценції покладений принцип порівняння світлових потоків від контрольної пластини й опроміненого вимірювача дози. Особливістю контрольної пластини є стійкість до впливу іонізуючого випромінювання та стабільності в часі власного рівня люмінесценції.

Висвітлення скляної пластини та вимірювання інтенсивності люмінесценції, яка пропорційна поглиненій дозі опромінення, здійснюється за допомогою фотометричного блока вимірювального пристрою.

Фотометричний пристрій виробляє напругу, пропорційну поглиненій дозі, отриманій вимірювачем. Ця напруга перетворюється в імпульсну напругу з частотою імпульсів, пропорційну поглиненій дозі. Ці імпульси рахуються декадними лічильниками й далі інформація видається у вигляді числа, що відповідає дозі іонізуючого випромінювання. Більш докладно принцип роботи вимірювального пристрою можна простежити за його структурною схемою (рис. 3.97).

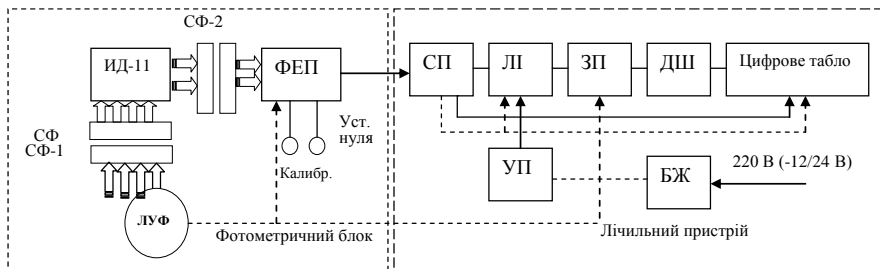


Рис. 3.97. Структурна схема ГО-32

Фотометричний блок призначений для перетворення світлової суми, яка міститься у вимірювачі дози (детекторі іонізуючого випромінювання), на електричну напругу, пропорційну величині **запасної** світлової суми, а значить, поглиненої дози іонізуючого випромінювання.

Таким чином, вимірюючи напругу на виході фотометричного блока, можна виміряти дозу, отриману вимірювачем ИД-11.

Фотометричний блок складається із завантажувального пристрою з рухомих стаканом із герметичним відсіком з фотоелектронним помножувачем ФЕП-84, лампою ультрафіолетового світла ЛУФ-4 і чотирьох світлофільтрів (СФ). У рухливому стакані є два гнізда для контрольної пластини та детектора, що опромінюється. Пластина та детектор опромінюється світлом ртутної газорозрядної лампи ЛУФ-4. Світлофільтри пропускають на детектори потік ультрафіолетового світла, під впливом якого починають люмінесцювати скляні пластини жовтогарячою частиною спектра. Цей світловий потік через бокові **грані** проходить другу пару світлофільтрів, що пропускають тільки жовтогаряче світлове випромінювання, і потрапляє на фотокатод ФЕП-84. Фотоелектронний помножувач перетворює світловий потік жовтогарячого світла в електричну напругу, пропорційну інтенсивності цього потоку.

Рухомий стакан фотометричного блока має два фіксованих положення. У першому (вихідному) положенні ультрафіолетове світло опромінює контрольну пластину, у цьому разі вимірюється світловий потік неопроміненої пластини. В іншому положенні опромінюється детектор, у цьому разі вимірюється сумарний світловий потік, викликаний світінням самого скла детектора, і запасної світлової суми детектора, що спричинено поглиненою дозою іонізуючого випромінювання.

Віднімаючи світловий потік скла із сумарного світлового потоку детектора за допомогою схеми калібрування, регулятор якого виведений на передню панель вимірювального пристрою, досягають того, що на схему перетворення надходить напруга, яка відповідає тільки поглиненій дозі.

Це дозволяє перед кожним вимірюванням здійснювати настроювання, а якщо потрібно, то й додаткове регулювання вимірювача, що підвищує вірогідність вимірювання.

Темновий струм ФЕП компенсується напругою протилежної полярності, що подається зі схеми компенсації, регулятор якого виведений на передню панель вимірювального пристрою УСТ. НУЛЯ. Напряга з виходу ФЕП надходить на вхід схеми перетворювача (СП), що здійснює перетворення цієї напруги на послідовність каліброваних імпульсів, частота яких пропорційна величині напруги на виході ФЕП. Ці імпульси надходять на лічильник імпульсів (ЛІ), що складається з чотирьох двійково-десяткових лічильників.

Далі за командою керуючого пристрою (КП) ця інформація надходить на запам'ятовуючий пристрій (ЗП), дешифратор (ДШ), що перетворює інформацію двійково-десятькового коду на десятковий. Ця інформація надходить на цифрове табло та висвічується у вигляді цифр чотирьох розрядів. Керування усіх вузлів лічильного пристрою здійснюється КП, що виробляє команди та керуючі імпульси за заданою програмою. Живлення всіх елементів і блоків вимірювального пристрою здійснюється від блока живлення (БЖ), вмонтованого в корпус ГО-32.

Для підготовки приладу ГО-32 до роботи та перевірки його працездатності необхідно:

1. Тумблер ПИТАНИЕ встановити в нижнє положення, ручки УСТ. НУЛЯ, КАЛИБРОВКА – у крайнє лівє положення. Підключити до вимірювального пристрою кабель живлення, що відповідає напрузі мережі 220 або 12, 24 В. Тумблер ПИТАНИЕ встановити у верхнє положення, при цьому повинен висвітитися один із покажчиків «←», «0», «+», а на табло з'являється цифрова індикація. Вимірювальний пристрій прогріти протягом 30 хв.

2. Обертанням ручки УСТ. НУЛЯ вимагати стійкого висвічування покажчика «0». Витягти заглушку з вимірювального каналу та обертанням ручки КАЛИБРОВКА встановити на табло каліброване число, зазначене на передній панелі пристрою (рис. 3.98).



Рис. 3.98. Калібрування вимірювального приладу

Вставити заглушку у вимірювальний канал, у цьому разі має висвітитися показчик «0». Витягти заглушку з вимірювального каналу, після чого на табло має з'явитися каліброване число, яке зазначене на передній панелі вимірювального пристрою, і висвітитися показчик «←». Операції встановлення нуля та калібрування повторюються до тих пір, доки вставлена заглушка, тоді буде висвічуватися показчик «0», а без заглушки буде ідентифікуватися на табло каліброване число, яке зазначене на передній панелі вимірювального пристрою.

3. Розкрити перевантажувальний детектор (ПР) за допомогою спеціального ключа, встановленого на передній панелі вимірювального пристрою (рис. 3.99), вставити його у вимірювальне гніздо, зафіксувати у вимірювальному каналі. На передній панелі пристрою має висвітитися показчик «ПЕРЕПОЛНЕНИЕ», а на табло – з'являться цифрові значення.

4. Витягти перевантажувальний детектор із вимірювального гнізда. На табло пристрою має висвітитися каліброване число.

Вставити детектор у корпус і закрити за допомогою спеціального ключа. Розкрити градувальний детектор (ГР), устави його у вимірювальне гніздо, зафіксувавши у вимірювальному каналі. Ручкою КАЛИБРОВКА встановити на табло показання, які зазначені у формулярі на прилад для градувального детектора. Час перебування градувального детектора у вимірювальному каналі не має перевищувати 30 с. Натисканням на детектор повернути рухомий стакан у вихідне положення, не витягаючи детектор із вимірювального гнізда.

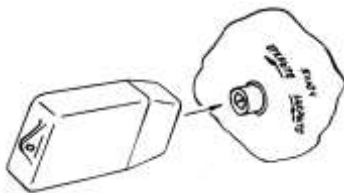


Рис. 3.99. Розкриття детектора

5. Записати четверте показання, отримане на цифровому табло приладу, яке буде уточненим каліброваним числом. Якщо отримане значення каліброваного числа відрізняється від встановленого на лицьовій панелі більше ніж на ± 3 одиниці, необхідно підтримувати в процесі роботи нове значення каліброваного числа.

Вимірювач дози ИД-11 видається військовослужбовцям в опломбованому корпусі, самовільне розкриття якого забороняється.

Для вимірювання дози необхідно розкрити детектор (дозиметр), вставити його у вимірювальне гніздо, зафіксувати у вимірювальному каналі, записати

третє або четверте показання, яке встановилося на табло вимірювального пристрою. Детектор не має знаходитися у вимірювальному гнізді більше ніж 20 с. Для визначення дози, накопиченої детектором із часу попереднього вимірювання, необхідно відняти від обмірюваної величини дозу попереднього вимірювання. Після проведення вимірювання дози витягти детектор із вимірювального гнізда, у цьому разі на табло має індичіюватися каліброване число, вставити детектор у корпус і закрити за допомогою ключа на передній панелі вимірювального пристрою.

Подальшою модернізацією приладів даного класу є розроблений дозиметр гамма-випромінювання індивідуальний ДКГ-21М (рис. 3.100).



Рис. 3.100. Прилад ДКГ-21М

Данна модель приладу використовується як для вимірювання потужності дози гамма-випромінювання так і для вимірювання індивідуальної еквівалентної дози гамма-випромінювання. Дозиметр використовується як електронний прямопоказуючий дозиметр для автоматизованої системи індивідуального дозиметричного контролю АСІДК-21, а також як автономний прилад.

Основні технічні характеристики:

- діапазон вимірювання потужності індивідуальної еквівалентної дози гамма-випромінювання 0,1–1 000 000 мкЗв/год в енергетичному діапазоні від 0,05 до 6 МеВ з похибкою $\pm 15\%$;
- діапазон вимірювання індивідуального еквівалента дози гамма-випромінювання 0,001–9 999 мЗв.

Запитання для самоконтролю

1. Класифікуйте військову дозиметричну апаратуру.
2. Визначте основний принцип будови та функціонування ВДА.
3. Які особливості будови блоків детектування ВДА?
4. Що являють собою вимірювальні схеми ВДА ?

5. У чому полягає принцип одержання високої напруги в блоках живлення ВДА?

6. Назвіть види похибок, що впливають на точність дозиметричних вимірювань.

7. Дайте характеристику методам вимірювання радіоактивного зараження, що використовуються у військах.

8. Назвіть завдання та цілі контролю радіаційного опромінювання у військах.

9. У чому особливості вимірювання доз змішаного гамма-нейтронного випромінювання?

10. Класифікуйте вимірювачі дози накопичувального типу.

11. Яка роль електроскопа в прямопоказних дозиметрах?

12. Визначити особливості вимірювання радіоактивного зараження місцевості приладами радіаційної розвідки різними способами (у пішому порядку, бортовими та авіаційними приладами).

13. Дайте характеристику модифікацій приладу ИМД-21. МТХ, склад, будова приладу та принцип дії за структурною схемою.

14. Порівняйте МТХ переносних приладів радіаційної розвідки місцевості.

15. Визначити порядок контролю за радіоактивним зараженням особового складу, поверхнями різних об'єктів, водою та продовольством за допомогою ДП-5В.

16. Дайте характеристику модифікацій приладу ИМД-1. МТХ, склад, будова приладу та принцип дії за структурною схемою.

ВІЙСЬКОВИЙ РАДІОМЕТРИЧНИЙ КОНТРОЛЬ

Основна мета дозиметричних вимірювань – кількісна оцінка впливу ІВ на об'єкт, що знаходиться в полі випромінювання. У більшості випадків вимірювання фізичних величин, що характеризують перенесення енергії ІВ, дозволяє однозначно визначити вплив радіації на досліджуваний об'єкт.

Однак у деяких випадках, наприклад під час визначення біологічних ефектів у живих організмах під час впливу ІВ, цих даних буває недостатньо й необхідні додаткові відомості про розподіл поглиненої енергії у середині організму, про вид та енергію частинок тощо. Зокрема, в умовах радіоактивного зараження особовий склад може зазнавати як зовнішнього, так і внутрішнього опромінення. Оцінка внутрішнього опромінення та накопичення радіоактивних речовин у тілі людини звичайно здійснюється за результатами вимірювання питомої (об'ємної) активності аерозолів і газів, що знаходяться у повітрі, яке вдихається, активності радіоактивних ізотопів у харчових продуктах і воді, за аналізом активності виділень з організму та вимірювання активності тіла або окремих органів людини (щитовидної залози, зубів тощо). Усі ці вимірювання проводять радіометричною апаратурою.

Радіометрія (від *radio...i...etria*) – звичайно сукупність методів вимірювань активності (кількість розпадів за одиницю часу) нуклідів у радіоактивних джерелах [2]. У широкому розумінні – методи вимірювання енергій будь-якого випромінювання.

Об'єктом вимірювання в радіометрії часто є не макрооб'єкти, а елементарні частинки, кванти тощо. Це визначає специфіку методів радіометричних гамма-вимірювань, які використовуються у технічних засобах.

Завдання, що виникають під час створення радіометричної апаратури для вимірювання ІВ, містить у собі не тільки реєстрацію струму в ланцюзі детектора або кількість імпульсів, що надходять. Крім вимірювання потоку частинок або квантів, активності радіонуклідів тощо у багатьох випадках необхідна більш повна інформація про випромінювання. Більшість подібних завдань вирішуються вимірюванням параметрів імпульсів, що надходять від детектора. Вимірювані дискретні сигнали, крім таких параметрів, як кількість або середня частота, характеризуються амплітудою, геометричною формою та часом появи.

Вимірювання цих характеристик імпульсів дозволяє встановити основні параметри ІВ: енергію, вид частинок, тимчасову кореляцію, просторові характеристики. Це завдання вирішують пристрої, що складають самостійний клас приладобудування, – спектрометрична апаратура.

На сучасному етапі розвитку системи військової дозиметрії необхідною умовою достовірного і своєчасного забезпечення командира та штабу кількісними характеристиками радіаційної небезпеки є **встановлення енергетичних характеристик гамма-випромінювання** (рис. 4.1, 4.2) за допомогою польових спектрометрів.

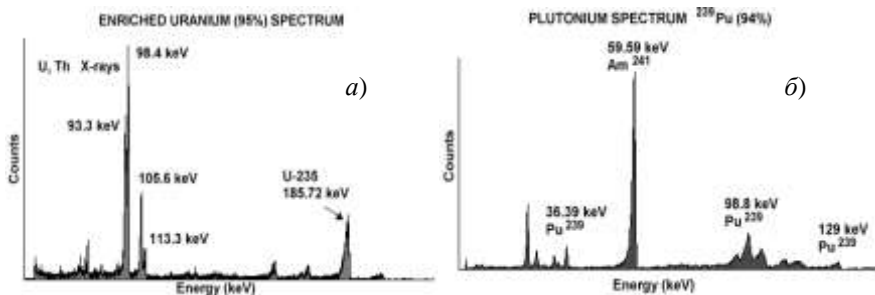


Рис. 4.1. Енергетичний спектр гамма-квантів виміряний CZT детектором від:
 а) збройного урану; б) збройного плутонію

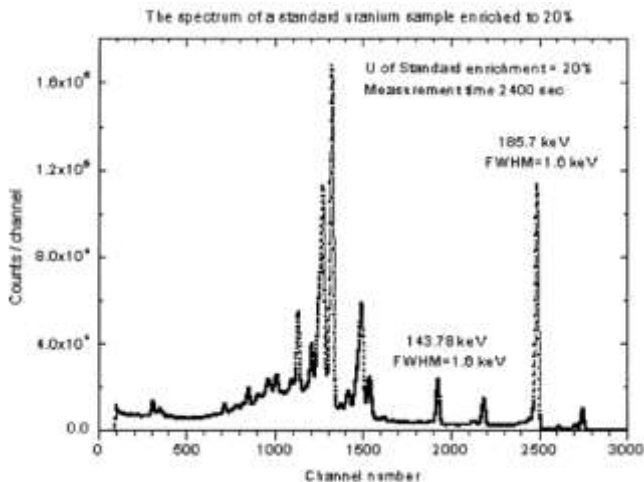


Рис. 4.2. Спектр зразка урану, збагаченого ураном-235 до 20 %

Це дозволить військам РХБ захисту оперативно оцінювати рівні забрудненості та склад радіонуклідів різного походження.

4.1. Основи військового радіометричного аналізу

Аналіз наслідків впливу Чорнобильської катастрофи на Збройні Сили покаже суттєву відмінність енергетичних характеристик радіоактивного випромінювання суміші аварійного викиду АЕС від випромінювання продуктів поділу пального ядерного боєприпасу, а також велику частку радіоактивних речовин низької активності в суміші аварійного викиду АЕС.

У цих умовах, якщо помилки, що виникають під час вимірювання радіоактивного зараження предметів (бойової техніки, споруд, обмундирування та інших предметів) військовими приладами типу ДП-5В, ИМД-5, ИМД-1 (похибка вимірювання становить 25–30 %), не впливають суттєво на бойову здатність військ, то помилки, які виникають під час контролю за зараженістю радіоактивними речовинами продуктів харчування, фуражу, води, готової їжі, можуть призвести до серйозних ускладнень у здоров'ї та бездатності особового складу. А це може суттєво впливати на бойову діяльність військ, їх боєготовність. Точні вимірювання їжі, продуктів харчування, води, можуть бути проведені в спеціальній радіометричній лабораторії, яка оснащена спеціальними радіометричними приладами, обладнанням для приготування препаратів із проб матеріалів, забруднених радіоактивними речовинами.

Основними завданнями радіометричного контролю є:

- вимірювання активності радіоактивних препаратів;
- визначення віку радіоактивних речовин після їх утворення.

Етапи радіометричного контролю наведені на рис. 4.3.

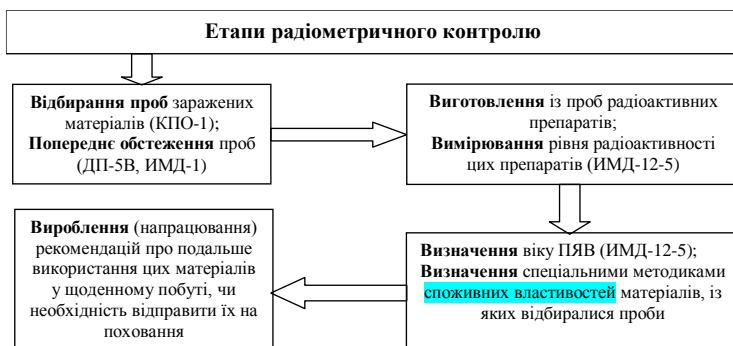


Рис. 4.3. Етапи радіометричного контролю

Проби для аналізу доставляються в лабораторію особовим складом підрозділів радіаційної, хімічної, біологічної розвідки або представниками різних служб – продовольчої, речової, паливо-мастильних матеріалів тощо.

Проби, доставлені в лабораторію, реєструються в журналі реєстрації проб (дод. 3), після чого вони проходять попереднє обстеження на наявність поверхневої зараженості радіоактивними речовинами.

За наявністю зараженості така проба підлягає аналізу. З цією метою виписується направлення на аналіз за спеціальною формою (дод. 4). Після цього із проб готуються радіоактивні препарати за відповідними методиками.

Підготовлені препарати підлягають вимірюванню за допомогою радіометричних установок. Одержані дані вимірювань заносяться до робочого зошита реєстрації результатів аналізу проб на радіоактивну зараженість (дод. 5). Дані аналізу реєструються в журналі реєстрації результатів аналізу проб і висновків за ними (дод. 6). На запитання постачальників проб або за рішенням старших начальників видається офіційний висновок щодо аналізів проб (дод. 7).

4.1.1. Контроль проб, які визначені для аналізу

Продукти вибуху ядерного боєприпасу є складною сумішню радіоактивних ізотопів із широким енергетичним спектром бета-випромінювань. Склад продуктів вибуху непостійний у часі та залежить від виду вибуху. Крім того, радіоактивні речовини розподілені за масою проби нерівномірно, тому доставлені в лабораторію проби контролюються на радіоактивність, а потім із них готують радіоактивні препарати.

Контроль проводиться вимірювачами потужності доз ДП-5В або ИМД-1, а також можна використовувати радіометричну установку ИМД-12.

Перед початком контролю лаборант ретельно перемішує рідину, роздрібнює та перемішує сухі проби. Після цього проводить контроль проби на радіоактивну зараженість.

У попередньому обстеженні проб за допомогою радіометра ДП-5В проводяться наступні дії:

1. Прилад готується до роботи згідно з інструкцією з експлуатації.

2. Екран блока детектування виставляється в положення «Г» і блок підноситься до проби, яку досліджують на 1–1,5 см (ставиться на упор) і знімаються показання приладу.

3. Потім екран блока детектування ставиться в положення «Б» і підноситься блок детектування до обстежуваної проби на 1–1,5 см і знову знімаються показання приладів.

Збільшення показань приладу на одному і тому ж піддіпазоні під час іншого вимірювання свідчить про наявність бета-зараженості проби, про це оператор записує в картку даної проби.

Під час використання приладу ИМД-1 дії лаборанта проводяться у тій же послідовності, лише враховуючи конструкцію приладу. У цьому разі екран блока детектування виставляється в положення «γ», на пульті перемикач установлюється в положення «мР/год» блок детектування встановлюється над

пробою на висоті 1–1,5 см (виставляється на упори) і вимірювання проводиться 2 хвилини. Після зняття показань з цифрового табло приладу, екран блока детектування виставляється в положення « $\beta + \gamma$ » і за аналогічних умов першого вимірювання проводяться замірювання протягом 1 хвилини. Збільшення підвищення показників другого вимірювання порівняно з першим свідчить про наявність бета-зараженості проби, про що лаборант записує в картку даної проби.

4.1.2. Методи підготовки радіоактивних препаратів із радіоактивних проб

Із доставлених у лабораторію проб готуються радіоактивні препарати, які необхідні для радіометричних вимірювань. У військовій радіометрії використовуються так звані товстошарові та тонкошарові препарати, залежно від товщини шару відібраного продукту, що наноситься на підкладку. Препарат вважається товстошаровим, якщо його товщина перевищує три шари половинного ослаблення. Товстошарові препарати мають товщину шару для дослідження на бета-зараженість від 7 до 10 мм, на альфа-зараженість – від 0,7 до 1 мм. Препарати готуються в спеціальних ванночках із алюмінію певних розмірів.

Методом розтирання (роздрібнювання) готуються препарати із проб сипких матеріалів і продуктів харчування: круп, цукру, солі, овочів, фуражу тощо у цьому разі проба засипається в ступку і за допомогою товчача ретельно роздрібнюється та перемішується. Такі матеріали, як капуста, зелень, сіно, трава роздрібнюються ножем або ножицями. Із приготовленої маси береться проба 0,5 г. Проба рівномірно й тонким шаром наноситься на поверхню ванночки для товстошарового препарату. До того ж заповнення ванночки проводиться в поліетиленовій мисці, а транспортування – у кюветі. Дно миски та кювети вистилаються фільтрованим папером.

Методом зрізання готуються проби із м'яса, сала, риби, хліба та інших твердих продуктів. Із проби вирізаються або висікаються два циліндричних препарати: один із поверхневого шару, другий – із внутрішнього об'єму проби (м'якушки хліба, тушки м'яса, риби). Поверхневі проби закладаються активним боком ззовні. Ванночки препаратів нумеруються, щоб виключити помилки у визначенні належності проби під час аналізу на всіх робочих місцях.

Препарати із заражених альфа-активними речовинами проб готуються **методом спалювання**. Це можливо зробити тільки в радіометричних лабораторіях (стаціонарних або пересувних), які мають необхідне обладнання (наприклад витяжні шафи).

Альфа-препарати готують із тих же матеріалів, що й бета-препарати, їх готують із усіх доставлених у лабораторію проб, але альфа-препарати тільки із 3–5 % проб. Цей відсоток збільшується, якщо проби доставлені

безпосередньо з осередку ураження або з районів, які знаходяться поблизу місця ядерного вибуху. Тверді матеріали попередньо зважуються і спалюються в муфельних печах до одержання попелу сірого або білого кольору. Потім попіл зважується.

Рідкі проби спалюються в середовищі **активного** березового вугілля, змоченого етиловим спиртом. Проба 0,5 г вугілля кладеться в муфель, який підігрівається на електричній пічці. У спалену масу додається по 2 мл рідини для випарювання. Загальна кількість рідини не повинна перевищувати 10–20 мл. Після випарювання рідини вугілля роздрібнюється і із половини утвореної маси готується препарат. Альфа-препарати готуються в циліндричних ванночках діаметром 80 мм і висотою бортика 2,5 мм.

Більш докладно методика підготовки препаратів до вимірювання викладається в «**Методичних вказівках щодо проведення радіометричного аналізу продуктів, води та фуражу**», які додаються до радіометричних приладів та установок, якими обладнані радіометричні лабораторії.

Методика аналізу під час використання товстошарових препаратів має певні переваги: висока чутливість; простота приготування препаратів (не треба важити продукти, які використовуються на приготування проби).

Недоліками товстошарових препаратів є те, що для їх приготування потрібно багато зараженого продукту, що підвищує гамма-фон у приміщені лабораторії; необхідно ретельно перемішувати матеріали проби, щоб уникнути нерівномірного її нанесення в об'єм спеціальної ванночки.

4.1.3. Методи вимірювання радіоактивного зараження в радіометричній лабораторії

Труднощі визначення зараженості обумовлені тим, що під час вимірювань доводиться мати справу з дуже складною сумішшю радіоактивних ізотопів, енергетичний спектр бета-випромінювання широкий, непостійний у часі й залежить від виду ядерних боєприпасів та ЯВ. У той же час методи повинні бути досить досконалими і точними. Вони повинні забезпечувати разом із якісними кількісними показниками вимірювання зараженості основних видів продовольства, води та фуражу радіоактивними продуктами будь-якого віку. Варто врахувати й ту обставину, що проби води, продовольства та фуражу різко відрізняються один від одного за своїм хімічним складом і фізичними властивостями. Для вимірювання активності проби розміщують у спеціальних ванночках, що зроблені з тонкого алюмінію, у вигляді товстошарових і тонкошарових препаратів.

Поза залежністю від виду використовуваного препарату в основу вимірювання його активності a покладена пропорційна залежність між частотою проходження імпульсів напруги, що знімається з виходу детектора випромінювань, і активністю препарату. Вони пов'язані між собою співвідношенням:

$$N = \eta a \text{ I/сек}, \quad (4.1)$$

де η – повна ефективність лічби, імп/розн.

Вираз для питомої активності препарату A має вигляд:

$$A = \frac{a}{G} = \frac{a}{S d} \text{ мкКи/г}, \quad (4.2)$$

де a – активність препарату, мкКи;

G – маса препарату, м;

S – площа препарату, см²;

d – товщина препарату, г/см².

Підставляючи значення a з формули (4.1) у цей вираз, одержуємо

$$A = \frac{N}{\eta S d} \text{ мкКи/г}. \quad (4.3)$$

З цього виразу видно, що для визначення питомої активності A , тобто радіоактивного зараження того чи іншого продукту харчування, крім розмірів препарату і швидкості лічби імпульсів, необхідно знати ефективність лічби. Повна ефективність лічби η визначається як добуток поправкових множників:

– імовірність розпаду ізотопу (коефіцієнт r , що враховує співвідношення між кількістю бета-частинок і кількістю розпадів), який під час вимірювання питомої активності препаратів приймається таким, що дорівнює одиниці. Пояснюється це тим, що основне розходження між кількістю бета-частинок і кількістю розпадів обумовлюється наявністю конверсійних електронів. Ці електрони, як правило, мають більш низьку енергію, ніж бета-частинки. Тому основним джерелом конверсійних електронів у товстошаровому препараті є його поверхневий шар. Відносний внесок конверсійних електронів, що вилітають з поверхневого шару препарату до загальної кількості бета-частинок дуже малий, що дозволяє знехтувати поправкою на схему розпаду;

– поправка на саморозсіювання (коефіцієнт k_{cp} , що враховує розсіювання власного випромінювання в товщині препарату). Ця поправка враховує кутовий розподіл бета-частинок, що вилітають із препарату, і залежить від товщини препарату й тілесного кута, у якому реєструються бета-частинки. Таким чином, k_{cp} є функцією тілесного кута і в заданій геометрії вимірювань має визначене значення;

– поправка на самопоглинання (коефіцієнт k_{en} , що враховує поглинання власного випромінювання в товщині препарату);

– поправка на поглинання (коефіцієнт k_n , що враховує поглинання випромінювань у вікні детектора та шарі повітря між препаратом і детектором);

– поправка на зворотнє розсіювання (коефіцієнт q відбиття випромінювання від підкладки, на якій розташований препарат). Під час вимірювання питомої активності товстошарових препаратів його приймають таким, що дорівнює одиниці, тому що розсіяне випромінювання, яке має нижчу енергію, ніж основне, майже цілком поглинається в товщині препарату;

– поправка на ефективність ε (відношення кількості частинок, що викликали імпульси, до загальної кількості частинок, що потрапили в детектор за одиницю часу). Практично дорівнює одиниці;

– поправка на тілесний кут (коефіцієнт ω , що враховує частку випромінювань препарату, що впливають на детектор). Ця поправка визначає відношення кількості частинок, що потрапляють у робочий об'єм датчика, до їх загальної кількості, що випускаються препаратом у кути, що дорівнює 4π .

Ця поправка залежить від форми й розмірів препарату та детектора, а також від відстані між ними.

За $r = 1$, $q = 1$ і $\varepsilon = 1$ вираз для ефективності лічби набере вигляд:

$$\eta = \omega k_{cp} \frac{d_{\phi}}{d \ln \frac{N}{N_{\phi}}} \left\{ 2,3 \left[\left(\frac{N}{N_{\phi}} \right)^{\frac{d_{ef\phi}}{d_{\phi}}} - 0,565 \right] \right\}^{-1}, \quad (4.4)$$

де d_{ϕ} – товщина фільтра, г/см²;

$d_{ef\phi}$ – ефективна товщина поглинач, г/см²;

N і N_{ϕ} – швидкості лічби від препаратів без фільтра і з фільтром.

Підставляючи значення η з цього виразу в (4.3) одержуємо вираз для питомої активності в наступному вигляді:

$$A = \frac{2,3N \left[\left(\frac{N}{N_{\phi}} \right)^{\frac{d_{ef\phi}}{d_{\phi}}} - 0,565 \right] \ln \frac{N}{N_{\phi}}}{S \omega k_{cp} d_{\phi}}. \quad (4.5)$$

введемо позначення

$$\kappa = \frac{2,3 \left[\left(\frac{N}{N_{\phi}} \right)^{\frac{d_{ef\phi}}{d_{\phi}}} - 0,565 \right] \ln \frac{N}{N_{\phi}}}{S \omega k_{cp} d_{\phi}} \quad (4.6)$$

і запишемо вираз (4.5) у вигляді $A = k N$.

Цей вираз свідчить про важливий висновок, який полягає в тому, що під час вимірювань радіоактивного зараження продовольства методом товстого шару частота проходження імпульсів N пропорційна не активності препарату a , а безпосередньо його питомій активності A , що виключає необхідність зважування цього препарату.

В усіх наведених вище формулах під N і N_{ϕ} варто розуміти швидкості лічби від препаратів без фільтра і з фільтром, тобто у вимірюванні значення N і N_{ϕ} повинні бути введені поправки на розрізнявальний час і фон. Розрізнявальним часом, t_p , називається мінімальний інтервал часу між двома частинками, що потрапляють у детектор, за якого вони реєструються окремо.

Допустимо, що протягом 1 хв детектором від досліджуваного препарату було зареєстровано $N_{вим}$ імпульсів. Очевидно, за цей час детектор був нечутливим протягом часу, що дорівнює $N_{вим}t_p$. Відповідно час чутливості детектора був меншим за 1 хв і дорівнював $1 - N_{вим}t_p$. Отже, вираз для числа частинок N , що потрапили в лічильник за 1 хв, можна записати у вигляді:

$$N = \frac{N_{вим}}{1 - N_{вим} t_p}. \quad (4.7)$$

Відповідно вираз для поправки на розрізнявальний час, буде мати вигляд:

$$p = \frac{N}{N_{вим}} = \frac{N_{вим}}{1 - N_{вим} t_p}. \quad (4.8)$$

Усі ці міркування слушні не тільки для детектора, але й для всього лічильного пристрою, який використовується для реєстрації імпульсів. Тому під розрізнявальним часом, t_p варто розуміти розрізнявальний час усієї лічильної установки.

Після введення поправки на розрізнявальний час, що, як правило, вводить за швидкості лічби 12000 імп/хв і вищих, з отриманого значення швидкості лічби варто відняти швидкість лічби від $N_{фон}$, тобто швидкість лічби, вимірювану за відсутності досліджуваного препарату.

Наявність фону обумовлена космічними променями, радіоактивними забрудненнями. Якщо через $N_{вим}$ позначити швидкість лічби (імп/хв) за наявності препарату невідомої активності a , а через $N_{фон}$ – швидкість лічби фону, то питома активність A визначається з такого виразу

$$N = N_{вим} p - N_{фон}, \quad (4.9)$$

де p – розрізнявальний час детектора іонізуючих випромінювань або якого-небудь іншого блока лічильної установки.

Залежно від того, як визначаються всі ці коефіцієнти, розрізняють абсолютний і відносний методи вимірювання.

За абсолютного методу для заданих умов вимірювань усі поправкові коефіцієнти, що визначають ефективність лічби, розраховуються.

За відносного методу питома активність товстошарового препарату визначається шляхом порівняння швидкості лічби від нього N зі швидкістю лічби від зразкового товстошарового препарату $N_{обр}$ із відомою питомою активністю $A_{обр}$.

$$A_{np} = \frac{N}{N_{обр}} A_{обр}. \quad (4.10)$$

Під час відносних вимірювань зникають ті систематичні похибки, величина яких пропорційна значенню тих або інших поправок.

Похибка вимірювань істотно зменшиться тільки тоді, коли умови вимірювань будуть практично однаковими, тобто відношення поправок буде близькою до одиниці. Отже, відносні вимірювання доцільно проводити за якомога більш схожих умов.

Таким чином, відносні вимірювання мають сенс за наявності зразкових препаратів із енергетичними характеристиками бета-випромінювання практично такими ж, як і у вимірюваного препарату. Ці характеристики мають залишатися однаковими протягом усіх вимірювань.

Зразковий препарат для відносних вимірювань активності продуктів ЯВ наперед підбирати не можна.

Пояснюється це тим, що під час вимірювання активності продуктів різного віку та від різних видів вибуху їхні енергетичні характеристики бета-випромінювання будуть різними. До того ж перед вимірюваннями неможливо знати ці характеристики. Зразковий препарат може бути виготовлений тільки з продуктів ЯВ, активність яких вимірюється в даний момент. Такі препарати доцільно готувати з проб продовольства, води, фуражу, заражених продуктами ЯВ.

Якщо відомо, що продовольство, вода, фураж або всі разом зазнали зараження радіоактивними продуктами того самого ЯВ, то з однієї проби готується товстошаровий зразковий препарат і його активність вимірюється абсолютним методом. З інших проб готуються також товстошарові препарати, активність яких вимірюється відносним методом за співвідношенням (4. 10).

Відносні вимірювання в розглянутому випадку дозволяють підвищити продуктивність радіометричної лабораторії, тому що для визначення активності досліджуваних препаратів після вимірювання зразкового потрібно усього по одному вимірюванню швидкості лічби. Визначення активності

товстошарового препарату абсолютним методом передбачає для кожного препарату додаткове вимірювання швидкості лічби з фільтром N_{ϕ} .

Таким чином, під час відносних вимірювань немає потреби в проведенні найбільш тривалого вимірювання швидкості лічби від препарату з фільтром, тому що $N_{\phi} < N$.

Товстошаровий препарат, заражений радіоактивними продуктами ЯВ, має інтенсивне гамма-випромінювання, тому необхідно визначати фон лічильника, викликаний цими гамма-квантами.

Для наближеного визначення гамма-фона варто відсікти бета-випромінювання препарату за допомогою поглинача (фільтра) та вимірювати швидкість лічби $N_{фон+\gamma}$, обумовлену зовнішнім фоном і гамма-випромінюванням препарату (рис. 4.4). Товщина поглинача (фільтра) вибирається більшою від максимального пробігу бета-випромінювання. Для продуктів ЯВ ця товщина приблизно дорівнює $0,8-1,3 \text{ г/см}^2$. Оскільки в радіметричній лабораторії передбачається велика кількість вимірювань препаратів із малою питомою активністю, то варто враховувати, що зовнішній фон впливає на тривалість та якість цих вимірювань.

Зменшити цей вплив можна помістивши детектори ІВ у свинцевий захист (рис. 4.4). До того ж навряд чи варто прагнути робити свинцеві будиночки, що дозволяють робити вимірювання за потужностей доз зовнішнього гамма-випромінювання, яке дорівнює десятком та навіть одному Р/год.

Це, по-перше, це призведе до надзвичайно великої ваги захисту, і, по-друге, такі рівні радіації небезпечні для особового складу лабораторії. З погляду безпеки особового складу доцільно забезпечити вимірювання зараженості за потужності дози на місцевості не вищої за $30-50 \text{ мР/год}$. Розрахунки показують, що в цьому разі можливі вимірювання питомої активності більшої за $10^3 \text{ розп/хв}\cdot\text{г}$, якщо свинцевий будиночок ослабляє гамма-випромінювання з енергією $0,5-0,6 \text{ MeV}$ у 100 разів.

Вага будиночка в цьому разі не буде перевищувати 60 кг . У тих випадках, коли рівні радіації на місцевості більші від зазначених величин, необхідно вимірювання питомої активності робити в захисних приміщеннях (бліндажах, землянках).

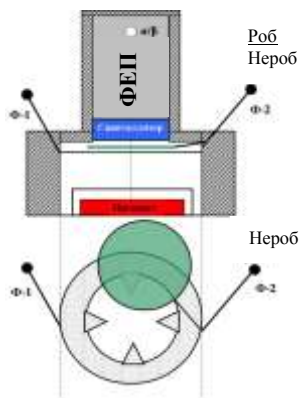


Рис. 4.4. Конструкція свинцевого будиночка

4.1.4. Визначення терміну «вимірювання» активності препаратів

Величина мінімальної та максимальної активності препаратів, яка достовірно вимірюється за допомогою приладу, визначається технічними можливостями приладу та величиною фону, які вказані в технічній документації (фон у мР/год).

Тривалість вимірювання активності препарату залежить від величини фону, швидкості лічби імпульсів від препарату та необхідної точності вимірювання швидкості лічби імпульсів.

У табл. 4.1. та 4.2. наведена рекомендована тривалість вимірювання, яка забезпечує статистичну похибку реєстрації швидкості лічби (N_{np}) не більшу за $\pm 5\%$ та $\pm 10\%$, відповідно.

Таблиця 4.1

Тривалість вимірювання (с) швидкості лічби імпульсів від препарату (N_{np}) залежно від швидкості лічби фону (N_{cp}) за $\delta = \pm 5\%$.

Φ , імп/сек	Препарат, імп/сек			
	Менша ніж 100	100–1000	1000–10000	Більша ніж 10000
Менша ніж 2,5	100	10	1	1
2,6–7	1000	10	1	1
7–20	–	10	1	1
20–70	–	100	1	1
70–90	–	1000	1	1
90–240	–	–	1	1
240–730	–	–	10	1
730–910	–	–	100	1
910–970	–	–	1000	1
970–7300	–	–	–	1
7300–9100	–	–	–	10

Таблиця 4.2

Тривалість вимірювання (с) швидкості лічби імпульсів від препарату (N_{np}) залежно від швидкості лічби фону (N_{cp}) при $\delta = \pm 10\%$

Φ , імп/сек	Препарат, імп/сек			
	менша ніж 100	100–1000	1000–10000	більша ніж 10000
1	2	3	4	5
Менша ніж 0,1	10	1	1	1
0,1–0,5	100	10	1	1
0,5–6,0	1000	10	1	1
6,0–8,5	–	10	1	1
8,5–60	–	100	1	1

1	2	3	4	5
60–85	–	1000	1	1
85–95	–	–	1	1
95–580	–	–	1	1
580–860	–	–	10	1
860–960	–	–	100	1
960–985	–	–	1000	1
985–8600	–	–	–	1
8600–9560	–	–	–	1

4.1.5. Визначення віку радіоактивних продуктів ядерного вибуху

Відомо, що активність продуктів ЯВ без знання їхнього віку цілком не визначає уражаючої дії цих продуктів. Якщо на пробах води, продовольства та фуражу, які надходять до радіометричної лабораторії, немає дати вибуху, то необхідно визначити вік радіоактивних продуктів якими вони заражені. Вік продуктів вибуху необхідно знати також для співставлення вимірюваних ступенів зараження різних об'єктів із допустимими величинами, оскільки останнє залежить не тільки від типу об'єкта, а й від часу, що пройшов після вибуху. Знання віку необхідно для розрахунку доз опромінення особового складу, що знаходиться на зараженій місцевості, за будь-який інтервал часу. Дози опромінення за однаковий інтервал часу будуть більшими для продуктів із меншим віком. Найбільш простим і прийнятним для військової практики є два способи визначення віку продуктів ЯВ. Перший ґрунтується на законі радіоактивного розпаду уламків поділу, другий – на зміні в часі коефіцієнта поглинання бета-випромінювання алюмінієвим фільтром. Однак можливе визначення віку продуктів ядерного вибуху за енергетичним спектром гамма-випромінювання.

4.1.5.1. Визначення віку за спадом активності

Починаючи з першої години після утворення уламків, загальна швидкість їхнього радіоактивного розпаду може бути охарактеризована простим співвідношенням:

$$\frac{A_2}{A_1} = \left(\frac{t_1}{t_2} \right)^n, \quad (4.11)$$

де t_1 і t_2 – два різних моменти часу після поділу з інтервалом $\Delta t = t_2 - t_1$ між ними;

A_1 і A_2 – величини активності, що відповідають моментам часу t_1 і t_2 після вибуху;

n – показник степеня.

Для продуктів вибуху ядерних боєприпасів (поділу урану-235 або плутонію-239) показник степеня n доцільно брати таким, щоб дорівнював 1,2 впродовж тривалого часу. Коли в продуктах ядерного вибуху наявна велика кількість непутнію-239 і урану-237, тобто під час термоядерного вибуху показник степеня n впродовж часу до трьох тижнів може бути прийнятий 1,3, до трьох місяців – 1,5.

Таким чином, для радіоактивних продуктів ядерного вибуху можна записати закон радіоактивного розпаду з показником $n = 1,2$.

$$\frac{A_2}{A_1} = \left(\frac{t_1}{t_2} \right)^{1,2}. \quad (4.12)$$

З цього виразу визначимо t_2 , тобто вік продуктів ядерного вибуху. Після підстановки у вираз (4.12) значення $t_1 = t_2 - \Delta t$, а також логарифмування отриманого виразу одержимо

$$t_2 = \frac{A_1^{0,83}}{A_1^{0,83} - A_2^{0,83}} \Delta t. \quad (4.13)$$

Отже, для визначення віку продуктів ядерного вибуху в умовах радіометричної лабораторії необхідно провести два вимірювання активності A_1 і A_2 препарату, виготовленого з досліджуваної проби через інтервал часу Δt . З падінням активності уламків поділу в часі зменшується й потужність експозиційної дози гамма-випромінювання. Ця зміна потужності експозиційної дози виражається математично так само, як і зменшення активності у виразі (4.11), тобто:

$$\frac{X_2}{X_1} = \left(\frac{t_1}{t_2} \right)^n, \quad (4.14)$$

де X_2 і X_1 – потужності експозиційних доз, що відповідають двом різним моментам часу після вибуху t_2 і t_1 , причому $t_2 = t_1 + \Delta t$, тобто Δt – інтервал між цими моментами. Розбіжність виразів полягає в тому, що показники степеня різні величини й останній змінюється в широких межах. З великим наближенням його також можна прийняти 1,2. У цьому разі вік продуктів ядерного вибуху, за час, що минув з моменту вибуху, t_2 визначається за формулою:

$$t_2 = \frac{X_1^{0,83}}{X_1^{0,83} - X_2^{0,83}} \Delta t. \quad (4.15)$$

Таким чином, вік продуктів ядерного вибуху в польових умовах може бути визначений за двома вимірюваннями потужності експозиційної дози військовим дозиметричним приладом через інтервал часу Δt . Необхідний інтервал часу між двома вимірюваннями активності або потужності експозиційної дози Δt невеликий тільки для ЯВ невеликого віку. Чим більший вік цих продуктів, тим через більший відрізок часу Δt будуть помітними зміни вимірюваних величин. Тому залежно від віку радіоактивних продуктів вибуху друге вимірювання може бути зроблене іноді через кілька годин (дод. 8). У результаті тривалість радіометричного аналізу в лабораторії, а також оперативність вирішення інших завдань, пов'язаних із використанням віку, непостійні й залежать від величини цього віку. Необхідно особливо зазначити, що величина показника степеня 1,2 не є універсальною, тобто вона залежить від багатьох факторів, що важко враховуються, вносить відповідну методичну похибку у визначення віку продуктів ЯВ.

4.1.5.2. Визначення віку за поглинанням бета-випромінювання алюмінієвим фільтром

За цю методикою визначається вік в умовах тільки радіометричної лабораторії. Поглинання бета-випромінювання алюмінієвим фільтром визначається енергетичним спектром бета-частинок. Енергетичний спектр бета-частинок продуктів поділу для різних моментів часу після вибуху не буде залишатися однаковим, оскільки ізотопний склад цих продуктів безупинно змінюється.

Використовуючи ці дані, можна розрахувати кількість бета-частинок, що пройшли через алюмінієвий фільтр визначеної товщини, стосовно загальної кількості бета-частинок, що випускаються уламками поділу, для будь-якого моменту часу після вибуху ядерних боєприпасів. Відношення загальної кількості бета-частинок до кількості бета-частинок, що пройшли через цей поглинач, може бути використано для визначення віку. Для умов радіометричної лабораторії відношення загальної кількості бета-частинок до кількості бета-частинок, що пройшли через фільтр, може бути замінено відношенням відповідних швидкостей лічби. Це можливо тому, що значення швидкостей лічби імпульсів від досліджуваної проби без фільтра N і з фільтром N_ϕ пропорційні кількості бета-частинок, що потрапили в чуттєвий об'єм лічильника, тому що умови вимірювань і в тому, і в іншому випадках однакові. Ослаблення бета-випромінювання під час проходження його через середовище, яке поглинає, характеризується експонентним законом. Заміняючи кількість бета-частинок відповідними швидкостями лічби, одержуємо:

$$K_{осл} = \frac{N}{N_\phi} = e^{\mu_m d_m}, \quad (4.16)$$

де μ_m – масовий коефіцієнт ослаблення, що є відносною зміною щільності потоку бета-частинок у шарі з одиничною масовою товщиною;

d_m – товщина шару речовини.

Якщо відомі масовий коефіцієнт ослаблення і спектр бета-частинок продуктів поділу різного віку, то за формулою (4.16) можна розрахувати коефіцієнт ослаблення бета-випромінювання, що наданий у табл. 4.3.

Таблиця 4.3

Коефіцієнт ослаблення бета-випромінювання

Вік ПЯВ (доба)	2	3	6	8	10	13,3	18,5	26,5	29,5	45	60
$K_{осл}$	10	11	27	20,8	21,4	15	13,3	12,5	11,1	10	6,4

З таблиці 4.3 видно, що коефіцієнт $K_{осл}$ досягає найбільшого значення на шосту добу. Значенню $K_{осл}$ відповідають два значення віку радіоактивних продуктів вибуху. Зазначена неоднозначність визначення віку може бути усунута повторним вимірюванням коефіцієнта $K_{осл}$ через деякий проміжок часу. Збільшення $K_{осл}$ під час повторного вимірювання свідчить про те, що вік радіоактивних продуктів вибуху менше шести діб, а зменшення $K_{осл}$ – що вимірюваний вік більше шести діб.

4.1.5.3. Гамма-спектрометричний метод визначення віку

Спектром називається розподіл якої-небудь характеристики поля іонізуючих випромінювань за параметром, що характеризує це поле. Часто таким параметром є енергія. Знайдений енергетичний спектр гамма-випромінювання дозволяє, наприклад, визначати склад продуктів розподілу, а також проводити контроль внутрішнього опромінення особового складу.

В основу гамма-спектрометричного методу визначення віку продуктів ядерного вибуху в умовах радіометричної лабораторії покладена закономірність зміни в часі співвідношення між щільністю потоку гамма-квантів різних енергій у вимірюваній суміші радіоактивних ізотопів.

На основі даних ізотопного складу й активності, здійснюються розрахунки **лінійних** спектрів гамма-випромінювань суміші продуктів поділу різного віку. Розрахункові спектри продуктів поділу, що є основним компонентом суміші радіоактивних ізотопів ядерного вибуху, наведені на (рис. 4.5, 4.6, 4.7).

Вони побудовані в двох діапазонах енергій від 0 до 400 кеВ і від 400 кеВ до 2000 кеВ. У цих діапазонах спектри уламків радіоактивних продуктів зручно досліджувати експериментально.

На рис. 4.5, 4.6, 4.7 видно, що співвідношення між щільністю потоку гамма-квантів з енергіями до 400 кеВ, 450–550 кеВ, 650–800 кеВ 1590 кеВ відбуваються значні зміни в часі. На цих же рисунках зображено, які ізотопи впливають на зміну цього співвідношення.

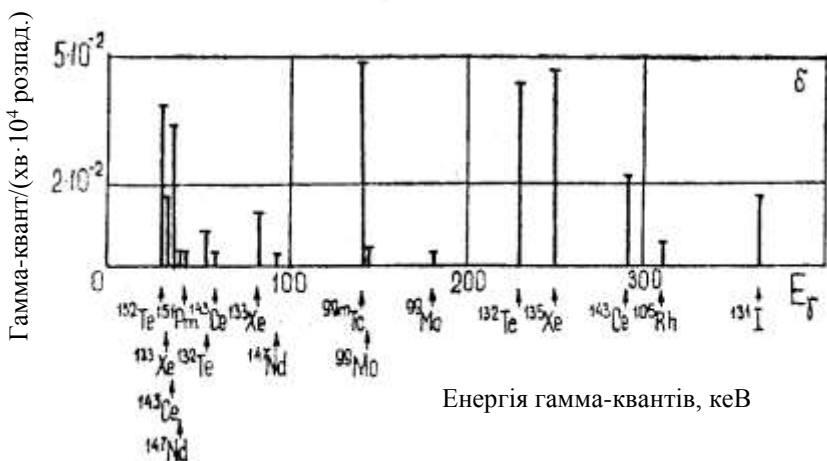
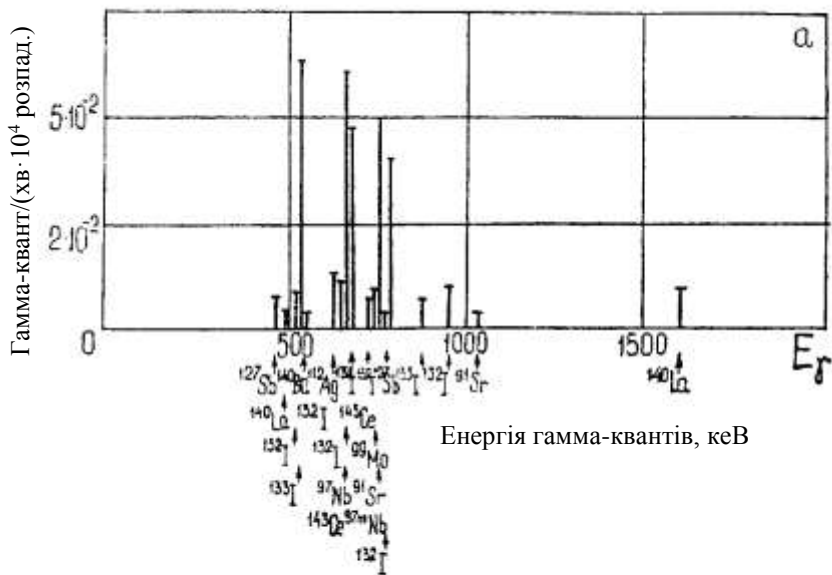


Рис. 4.5. **Лінійний** спектр гамма-випромінювання продуктів розпаду віком 2 доби у діапазоні енергії 400–2000 кеВ (а) і 0–400 кеВ (б)

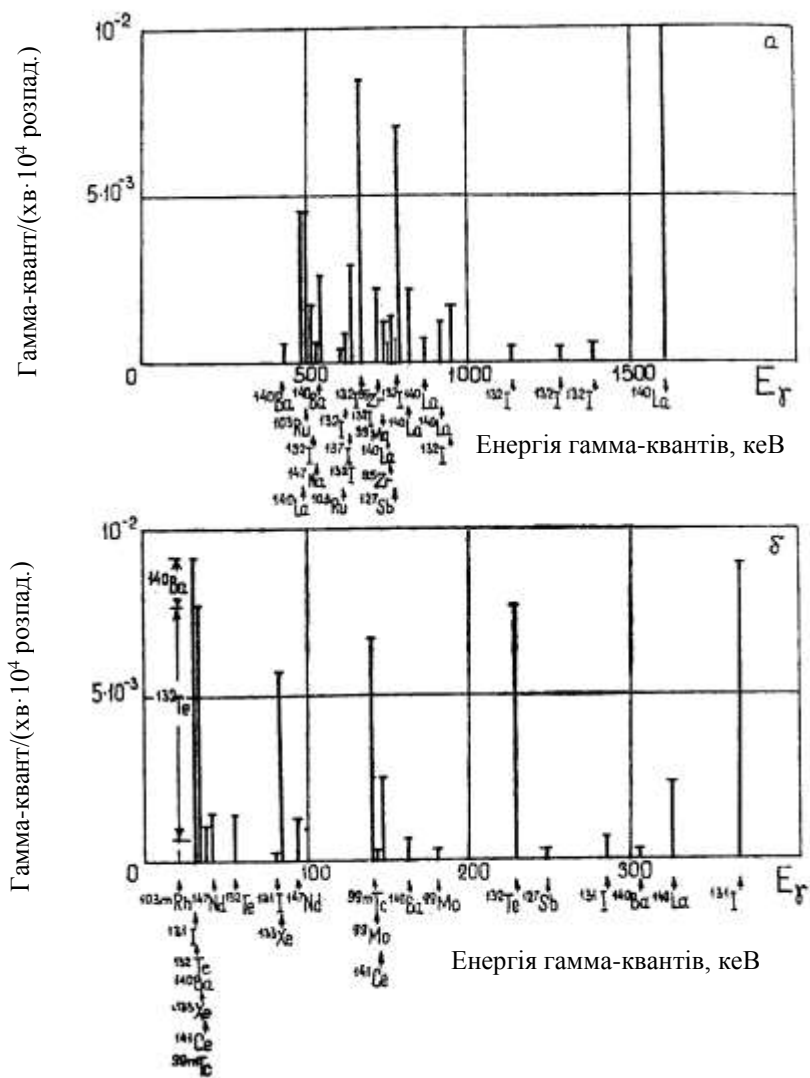


Рис. 4.6. **Лінійчастий** спектр гамма-випромінювання продуктіврозпаду віком 10 діб у діапазоні енергій 400–2000 кеВ (а) і 0–400 кеВ (б)

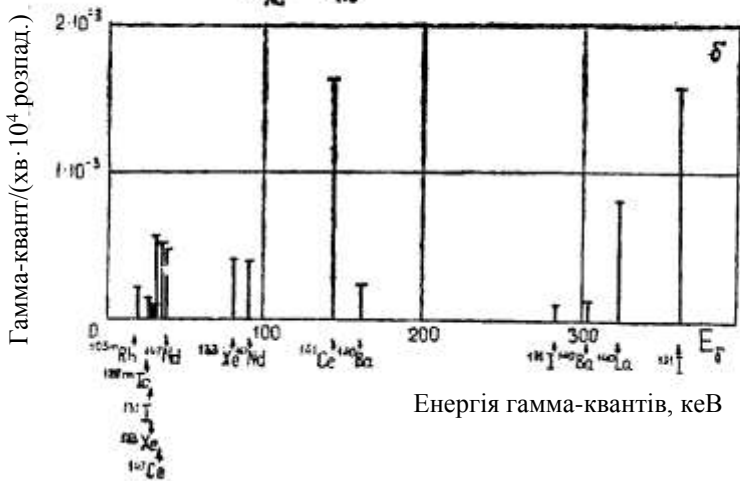
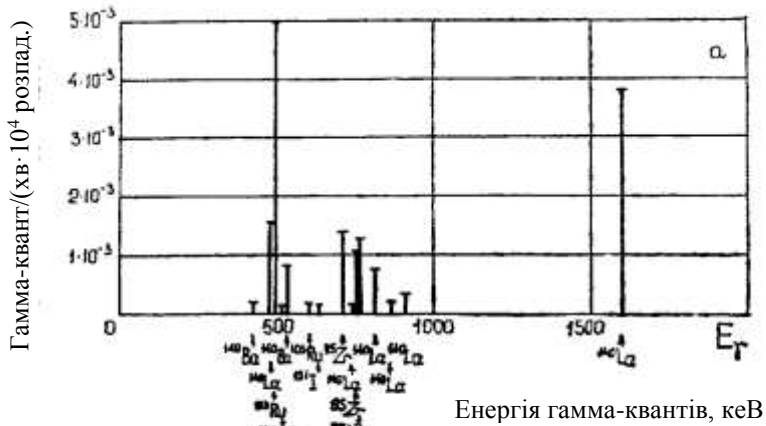


Рис. 4.7. Лінійчатий спектр гамма-випромінювання продуктів розпаду віком 10 діб у діапазоні енергій 400–2000 кеВ (а) і 0–400 кеВ (б)

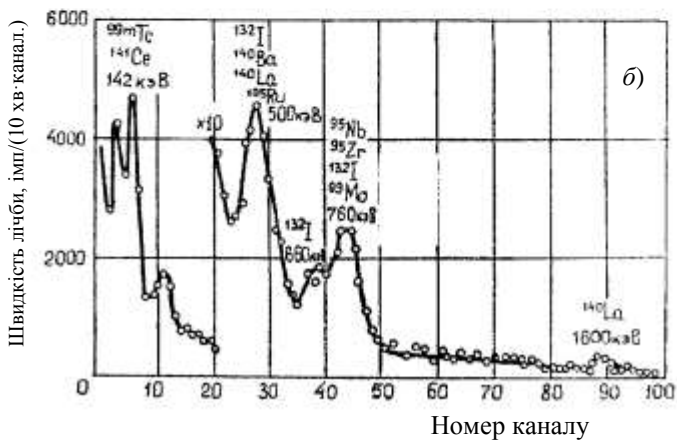
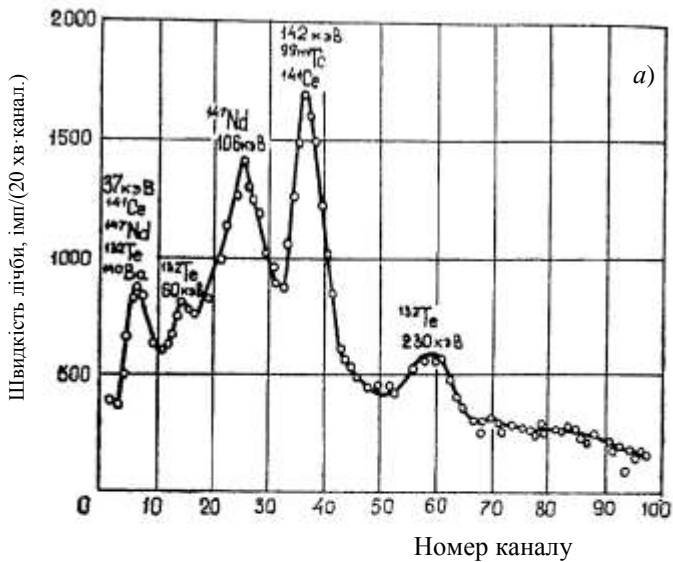


Рис. 4.8. Гамма-спектри проб віком близько 10 дібу двох діапазонах енергій

У спектрах продуктів термоядерних вибухів з'являються гамма-кванти ізотопів, що утворюються в результаті впливу на речовину заряду нейтронів

вибуху і на його конструктивні елементи. Це уран-237, нептуній-239, кобальт-60, вольфрам-187 та ін., про вміст яких у суміші радіоактивних ізотопів більш докладно написано в першій частині підручника.

Оцінка віку продуктів вибуху може розраховуватися за співвідношенням між швидкостями лічби на фотоплівках у спектрі гамма-випромінювання, отриманому на гамма-спектрометрі. Цей спектр відразу дає відповідь як про ізотопний склад основних гамма-випромінювачів та їх відносний внесок, так і про сумарний склад гамма-активності досліджуваної проби.

На рис. 4.7. зображений гамма-спектр продуктів ЯВ у двох енергетичних діапазонах.

Під час оцінювання віку продуктів ЯВ шляхом порівняння теоретично розрахованих лінійчастих спектрів зі спектрограмами, отриманими експериментально, необхідно враховувати ряд обставин.

По-перше, використання розрахованих спектрів можливе лише під час розгляду продуктів одиночного вибуху або серії вибухів, тривалість якого мала в порівнянні з віком продуктів.

По-друге, експериментальні спектри відрізняються від теоретичних того ж віку функціонуванням, тобто відсутністю за різних причин ряду ізотопів в уламках продуктів і внеском ізотопів наведеної активності.

4.2. Технічні засоби військового радіометричного контролю

Перш ніж розглядати основні принципи функціонування технічних засобів військового радіометричного контролю, необхідно визначити вимоги, які ставляться до цього класу приладів.

Незалежно від того, чи призначений радіометричний прилад для визначення поверхневої активності потоку частинок і квантів або питомої активності ізотопу, вимірювання фактично зводиться до визначення кількості частинок, зареєстрованих датчиком у заданий проміжок часу з наступною інтерпретацією отриманих результатів.

Конструктивна відмінність радіометричної апаратури від дозиметричної полягає в тому, що джерело ІВ (проба землі, води, продуктів) і лічильник (детектор) поміщають у свинцевий будиночок, що захищає ці елементи від зовнішнього радіоактивного фону, що дозволяє вловити незначні випромінювання від вимірюваних об'єктів і зафіксувати величину питомої активності навіть дуже низькоактивних радіоактивних препаратів. Унаслідок цього підвищується чутливість і діапазон (межі) вимірювань приладу.

Тому основне питання проектування радіометричної апаратури – це забезпечення необхідної точності вимірювання. Нижній поріг реєстрованих величин визначається не тільки чутливістю детектора, але і рівнем його власних шумів і фону, що є також дуже важливим параметром радіометричних датчиків, особливо для апаратури, призначеної для вимірювання гранично малих активностей.

Через те, що в більшості випадків під час вимірювання невідомий енергетичний спектр випромінювання, необхідно прагнути забезпечити незалежність чутливості приладу від енергії реєстрованих частинок.

Аналогічні справи і з полярною спрямованістю чутливості БД, тут також під час реєстрації гамма-випромінювання варто мати по можливості постійну чутливість в усіх напрямках, а при реєстрації заряджених частинок – постійну по площі вхідного вікна або чутливої поверхні датчика.

З вимірювальних параметрів БД радіометричної апаратури, крім зазначених, і часового дозволу важливе значення в деяких випадках має вибірковість, тобто здатність реєстрації одного виду випромінювання на фоні іншого, а також визначення сумарної щільності потоків декількох видів ІВ.

Хоча існує велика кількість схем розпаду ізотопів, універсальних методів визначення активності, що були б ефективними для всіх можливих випадків, нема, але є найбільш поширені способи.

Розглянемо основні особливості датчиків апаратури такого призначення.

Вимірювання активності ізотопів складається з визначення кількості частинок, що виникають у процесі розпаду і вилітають із препарату в багатьох напрямках. Тому найбільш точним і простим є метод, у якому досліджувана речовина вводиться всередину чутливого об'єму датчика (реєстрації в геометрії 4π). Для проведення таких вимірювань у БД використовують 4π -газорозрядні лічильники. Вимірювання активності здійснюють також і за допомогою датчиків із геометрією, близькою до 2π , тобто які мають плоске вхідне вікно. Інтерпретація результатів вимірювань у цьому випадку складніша, тому що необхідно враховувати ефективний тілесний кут, розсіювання в повітрі. Зазвичай це роблять за допомогою калібрування датчика за препаратами з відомим складом досліджуваної речовини.

За електричними і експлуатаційно-конструкторськими параметрами вимоги до БД мало відрізняються від вимог, що висуваються до датчиків дозиметричної апаратури.

4.2.1. Вимірювач потужності дози універсальний ИМД-12

Вимірювач потужності дози універсальний ИМД-12 призначений для вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання, а також для вимірювання зовнішнього бета-випромінювання з одиниці поверхні та питомої альфа- та бета-активності продовольства, води та фуражу.

Прилад знаходиться на озброєнні підрозділів та частин РХБ розвідки, у складі автомобільної лабораторії АЛ-4М і використовується для радіометричних вимірювань у польових умовах. Основні метролого-технічні характеристики приладу наведені в табл. 4.4. За його допомогою проводяться такі вимірювання, а саме:

– потужності експозиційної дози гамма-випромінювання в діапазоні від 10 мкР/год до 999 Р/год у діапазоні енергій гамма-квантів від 0,03 до 3,0 МеВ;
 – поверхневої бета-активності у діапазоні від 1000 до 10000000 бета-част/см²·хв.

– питомої бета-активності у діапазоні від 0,000001 до 0,001 Кі/кг.

– питомої альфа-активності у діапазоні від 0,0001 до 0,1 Кі/кг.

Вимірювач працездатний за температури від –50 до +65 °С. Конструкція пультів та блоків детектування вібро- та ударостійка, волого- та пилозахиснена. Прилад може входити в комплектацію транспортних засобів типу АЛ-4М. Вага комплекту приладу – 88 кг.

Таблиця 4.4

Основні метролого-технічні характеристики приладу

Найменування параметра	Величина параметра		
	ИМД-12-2 (3)	ИМД-12-4	ИМД-12-5
Тип каналу	гамма	бета	альфа
Тип детектора	Си-38Г, СБМ-20, (СБМ-19)	ФЕП-148 з пластм. сцин.	ФЕП-110 з пластм. сцин.
Діапазон вимірювання	10 мкР/год ÷ 999 Р/год	$5 \cdot 10^3 \div 5 \cdot 10^6$ б част/см ² ·хв	$\beta: 10^{-6} \div 10^{-3}$ Кі/кг $\alpha: 10^{-4} \div 10^{-1}$ Кі/кг
Час готовності після ввімкнення	6 хв	15 хв	
Час вимірювання	не більше 15 с	5 ÷ 1000 с	
Похибка вимірювання	± 25 %, ± 50 % (α)		
Електроживлення	– 6 елементів А-346 с напругою від 6 до 9 В; – бортова мережа від 10,8 до 30 В; – 220 В (50 Гц) (400 Гц).		
Температурний інтервал	від –50 до +50 °С		
Вага комплекту	88 кг		

До комплекту приладу входять (рис. 4.9): 1 – пульт вимірювальний ИМД-12-1 призначений для лічби імпульсів, що надходять з блока детектування і подання одержаної інформації в цифровій формі; 2 – блок детектування ИМД-12-2 із контрольним джерелом призначений для вимірювання потужності дози гамма-випромінювання в діапазоні мР/год та Р/год; 3 – блок детектування ИМД-12-3 призначений для вимірювання потужності дози гамма-випромінювання в діапазоні мкР/год; 4 – блок детектування ИМД-12-4 призначений для вимірювання поверхневої активності бета-випромінювання; 5 – блок детектування ИМД-12-5 призначений для вимірювання як питомої бета-активності, так і питомої

альфа-активності; 6 – блок живлення ИМД-12-6; 7 – блок живлення для сухих елементів; блок живлення ИМД-12-7 для бортової мережі; набір з'єднувальних кабелів; 8 – тубус; 9 – джерела іонізуючого випромінювання (α , β) для перевірки працездатності; розсувні ремені; 10 – подовжувальна штанга; фільтри; ЗП; комплект експлуатаційної документації.



Рис. 4.9. Комплект приладу ИМД-12

Вимірювальний пульт ИМД-12-1 (рис. 4.10) виконаний із пластмаси підвищеної міцності у вигляді герметичного ящика прямокутної форми. На лицьовому боці пульта розташовані: табло індикації, органи керування (кнопки, таблиця норм зараженості за гамма-випромінюванням), а також коротка інструкція експлуатації приладу. Кнопка ВКЛ розташована на верхній частині пульта. На задній панелі пульта кріпиться батарейний блок живлення, у якому розміщуються 6 елементів А-343. Цей блок може бути замінений бортовим блоком живлення ИМД-12-7. Для перенесення пульта є два ремені, один – шийний, другий поясний, за допомогою яких пульт закріплюється на грудях оператора в горизонтальному положенні. Час встановлення робочого режиму після вмикання вимірювача ИМД-12-1 під час роботи з блоками ИМД-12-2, ИМД-12-3 не більше 6 хвилин, під час роботи з блоками ИМД-12-4, ИМД-12-5 – не більше 15 хв. Час вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання не більше 15 с. Час вимірювання альфа- та бета-випромінювань коливається в діапазоні від 5 до 1000 с.

Блоки детектування ИМД-12-2, ИМД-12-3, ИМД-12-4 – це тонкостінні циліндри, усередині яких на спеціальних платах розміщені лічильники імпульсів і електронні схеми (див. рис. 4.14, 4.15, 4.16, 4.18). Ці плати кріпляться за допомогою спеціальної рамки до корпусу блока детектування, у основі якого розміщується штепсельне рознімання для приєднання з'єднувального кабелю з пультом, а також спеціальний фланець для приєднання подовжувальної штанги.

Корпус блока і тонкостінний циліндр з'єднуються за допомогою накидної гайки і герметизуються гумовими прокладками. На зовнішній поверхні блока детектування нанесені риси, що визначають положення лічильника в блоці, та табличка з позначенням блока детектування.

Крім того, на блоках детектування (БД) нанесені знаки радіоактивності, установлені спеціальні гумові опори, на які ставляться блоки детектування під час вимірювання зараженості різних поверхонь.

Блок ИМД-12-5 має відмінну від інших блоків детектування конструкцію. Конструктивно цей блок складається з трьох основних частин: вузла ввімкнення ФЕП, основи та корпусу. Основа і корпус являють собою порожні литі оболонки з алюмінієвого сплаву, внутрішня порожнина яких залита свинцем. Товщина свинцю змінюється від 30 мм (у місці

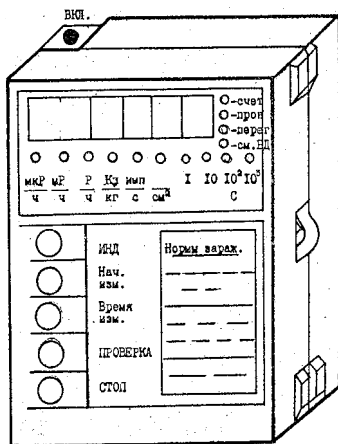


Рис. 4.10. Пульт вимірювальний ИМД-12-1



Рис. 4.12. Фільтри
ИМД-12-5

розташування детектора і пробни) до 10 мм (у місці розташування модуля ввімкнення ФЕП).

В основі (рис. 4.11) розміщується касета 1, що по напрямних 2 висувається назовні для завантаження в неї проб у спеціальних чашках. Проріз, через який висувається касета, під час вимірювань проб закривається відкидною криш-



Рис. 4.11. Основа
ИМД-12-5

кою – дверима 3.

До основи за допомогою болтів кріпиться корпус, в якому розміщений ФЕП з вузлом ввімкнення. На бічну стінку корпусу виведені штепсельне розпізнавання і тумблер для перемикавання режиму живлення ФЕП при бета- і альфа-вимірах. Також під спеціальною заглибленою розташовані осі резисторів для настроювання чутливості блока детектування. Як детектор альфа- і бета-випромінювання використовується полістирольна скінтіляційна плівка товщиною 25 мкм, наклеєна на металеве кільце діаметром 80 мм і товщиною 1 мм. Детектор установлюється скінтіляційною плівкою у бік ФЕП.

У корпусі на поворотних осях закріплені два фільтри, що вводяться в проміжок між пробною і робочим вікном з детектором. Осі фільтрів виведені назовні та закінчуються ручками, під час повороту яких на 60° у положення РАБОЧЕЕ вводяться під детектор відповідні фільтри. Фільтр 2 (1, рис. 4.12) являє собою рамку з алюмінієвого сплаву товщиною 2,3 мм і діаметром 76 мм, на яку наклеєна алюмінієва фольга. Фільтр 1 аналогічний фільтру 2. Рамка фільтра 2 перекрита чотирма виступами. Для запобігання засвічування ФЕП передбачене блокування від висування касети назовні, що полягає в тому, що доки робоче вікно з детектором не перекрите фільтром 2, висунути касету не можна.

Принцип роботи ИМД-12. З увімкненням БД на вимірювальному пульті автоматично вмикається програма функціонування відповідно до даного блока детектування. Електричні імпульси з БД, що викликані тим чи іншим видом іонізуючого випромінювання, надходять на вимірювальний пункт, де відбувається лічення імпульсів дискретним вимірювачем середньої частоти проходження імпульсів. Заміряну кількість імпульсів вузол автоматики, який працює за програмою, перетворює в одиниці вимірювання іонізуючих випромінювань: в імп/с; мкР/год; мР/год; Р/год.; бета част/см²-хв; Кі/кг (рис. 4.10).

Одержана інформація виводиться на цифровий індикатор і висвітлюється у вигляді числа. Час вимірювання встановлюється оператором залежно від програми вимірювання. Програми вимірювання автоматично враховують всі

необхідні поправки, які мають місце під час радіометричних вимірювань. Структурна схема вимірювального пульта ИМД-12 надана на (рис. 4.13).

До складу вимірювального пульта входять: таймер, що призначений для вироблення заданих проміжків часу; рахункові декади, які призначені для лічення імпульсів, що надходять із блоків детектування; вузол автоматики, який виробляє задані програми роботи вимірювача; оперативна пам'ять, куди потрапляє інформація з лічильних декад; дешифратор, що перетворює інформацію з двійково-десятькового коду в десятковий; цифрові індикатори, що подають кінцеву інформацію в цифровому вигляді.

Під час вимірювання бета- і альфа-зараженості (блоки детектування ИМД-12-4 і ИМД-12-5) вимірювальний пульт працює в режимі вимірювання кількості імпульсів за час експозиції 1 с, 10 с, 100 с, 1000 с, що виробляє таймер і встановлюється вручну оператором. Робота вимірювача у цьому випадку відбувається за двома етапами. На першому етапі вимірювальний пульт підсумовує бета- (альфа-) випромінювання і фонове випромінювання ($N_{\text{еф}} + N_{\text{фон}}$). У цей момент на табло вимірювача висвічується індикація ($\beta + \gamma$). На другому етапі вимірювальний пульт автоматично віднімає з результатів попереднього вимірювання імпульси фона ($N_{\text{еф}} + N_{\text{фон}} - N_{\text{фон}}$). У цьому випадку на табло висвічується індикація (β) або (α).

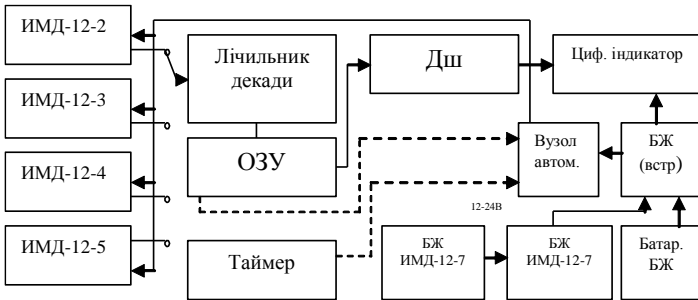


Рис. 4.13. Структурна схема приладу ИМД-12

Таким чином, результатом другого вимірювання є величина бета- (альфа-) випромінювання. Під час вимірювання потужності дози гамма-випромінювання (блоки детектування ИМД-12-2 і ИМД-12-3) вузол автоматики переводить вимірювальний пульт у режим цифрового вимірювача швидкості лічби, що робить безперервним вимірювання кількості вхідних імпульсів, що впливають один за одним за інтервал часу T . Результати вимірювання заносяться в оперативну пам'ять і далі виводяться на цифрове табло. Після закінчення часу T ці показання стираються і замінюються новими. Час вимірювання T встановлюється автоматично в межах від 1 до

10 с. Нормування результатів вимірювання здійснюється за допомогою переключення коми, визначеної вузлом автоматики.

У приладі передбачений режим перевірки, що дає можливість робити перевірку працездатності окремо від вимірювального пульта, а також перевірку його працездатності разом із блоком детектування ИМД-12-2 у діапазоні Р/год.

У першому випадку на вхід вимірювального пульта подаються імпульси від генератора таймера, а вимірювальний пульт працює як лічильник імпульсів за фіксований час від 1 до 1000 с, що вибирається оператором. Таким способом перевіряється робота схеми вимірювального пульта.

Під час ввімкнення блока детектування ИМД-12-2 у діапазоні Р/год у положенні натиснутої кнопки ПРОВЕРКА вимірювальний пульт працює як лічильник імпульсів і робить набір інформації, що надходить із блока детектування за фіксований час (200 ± 100) с. При цьому блок детектування реєструє випромінювання від контрольного бета-джерела, що розташоване у блоці детектування та призначене для перевірки працездатності лічильника СИ-38Г.

У всіх інших випадках робота вимірювального пульта разом із блоками детектування перевіряється від контрольних джерел і фонового випромінювання. Перевірка працездатності вимірювача ИМД-12 здійснюється такими способами:

- під час використання блока детектування ИМД-12-2 за допомогою бета-випромінювача, вмонтованого в блок детектування;
- під час використання блока детектування ИМД-12-3 – від гамма-фона навколишнього середовища;
- під час використання блоків детектування ИМД-12-4 та ИМД-12-5 – переносними бета- та альфа-джерелами, які розміщуються в ЗІП;
- під час перевірки блока ИМД-12-1 без блока детектування – від вмонтованого в схему пульта контрольного генератора електричних імпульсів.

У момент набору інформації під час перепоповнення старшого розряду лічильний вхід вимірювального пульта блокується, і на табло висвічується індикація ПЕРЕПОЛНЕНИЕ. Для індикації розряду батарей у вимірювальному пульті застосована схема, за якою напруга батарей зменшується за величиною, тому подальша робота з приладом буде неможливою. У цей момент на пульті висвітлиться індикація СМЕНА БАТ.

Для зручності роботи вимірювача ИМД-12 у його комплекті передбачений перехідний пристрій, що дозволяє робити:

- дистанційний запуск вимірювача ИМД-12 у режимі лічильного приладу;
- дистанційне ввімкнення світлодіодних індикаторів на табло вимірювального пульта ИМД-12-1;

– дистанційний запуск перерахункових приладів від вимірювача ИМД-12.

Перехідний пристрій вмикається між вимірювальним пультом ИМД-12 і блоком детектування. Структурна схема (блок-схема) блока детектування ИМД-12-2 зображена на рис. 4.13.

До складу блока детектування ИМД-12-2 входять: газорозрядний лічильник СБМ-20 для роботи в діапазоні від 0,05 до 90 мР/год; газорозрядний лічильник СИ-38Г для роботи в діапазоні від 0,1 до 999 Р/год; високовольний перетворювач живлення лічильника (А1); електронна схема керування й узгодження блока детектування з вимірювальним пультом (А2).

Перехід з діапазону мР/ч на діапазон Р/ч здійснюється за допомогою спеціального перемикача, виконаного на магнітокерованих контактах (герконах). Геркони розташовані в торцевій частині блока детектування. Для **вирівнювання** чутливості лічильників від енергії гамма-випромінювання поверх пенала, у якому розташовані лічильники, намотаний дріт з олов'яно-свинцевого сплаву діаметром 1 мм. На пеналі лічильника СИ-38Г розміщене бета-джерело, призначене для перевірки працездатності лічильника. З виходу блока детектування надходять імпульси напруги позитивної полярності тривалістю від 0,5 до 2 мкс і амплітудою від 4 до 9 В, з частотою, пропорційної потужності дози гамма-випромінювання, що впливає на газорозрядний лічильник.

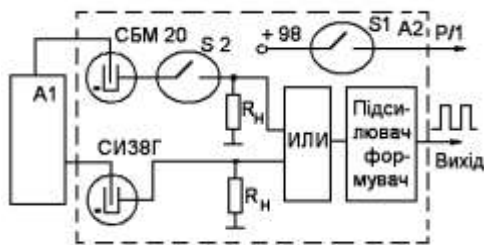


Рис. 4.14. Блок-схема БД ИМД-12-2:
А1 – перетворювач; А2 – вузол комбінований

Структурна (блок-схема) блока детектування ИМД-12-3 зображена на рис. 4.15.

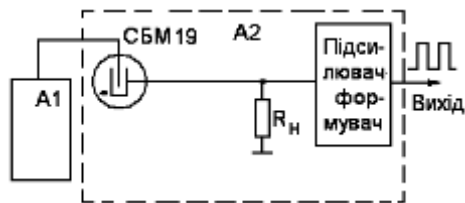


Рис. 4.15. Блок-схема БД ИМД-12-3:
 А1 – перетворювач; А2 – вузол комбінований

До складу блока детектування ИМД-12-3 входять: газорозрядний лічильник СБМ-19 для роботи в діапазоні від 10 до 3000 мкР/год; високовольтний перетворювач живлення лічильника (А1); електронна схема керування й узгодження блока детектування з вимірювальним пультом (А2).

Для **компенсації** енергетичної залежності чутливості лічильника поверх пенала, у якому розташований лічильник, як фільтр намотаний дріт зі свинцево-олов'яного сплаву діаметром 1 мм. З виходу блока детектування надходять імпульси позитивної полярності з амплітудою не менше 7,5 В (за напруги живлення +9 В) і тривалістю від 2 до 5 мкс. Структурна схема (блок-схема) блока детектування ИМД-12-4 зображена на рис. 4.16.



Рис. 4.17. Фільтр ИМД-12-4

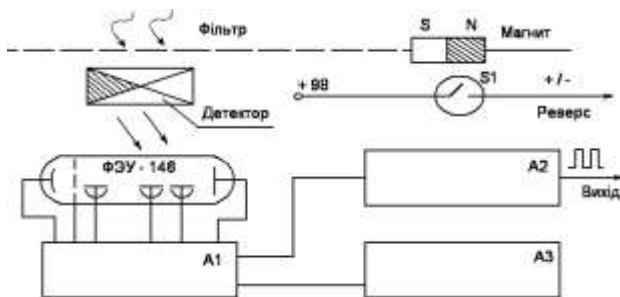


Рис. 4.16. Блок-схема БД ИМД-12-4:
 А1 – вузол увімкнення ФЕП; А2 – підсилювач-формувач;
 А3 – перетворювач, вузол комбінований

До складу блока детектування ИМД-12-4 входять (рис. 4.17): детектор, який використовується як пластмасовий скінтілятор товщиною 25 мкм, що забезпечує вимірювання щільності потоку бета-частинок у діапазоні від $5 \cdot 10^3$ до $5 \cdot 10^6$ бета- част/(хв·см²) з енергією в інтервалі від 0,16 до 2,5 МеВ; фотоелектронний помножувач ФЕП-148, що перетворює скінтіляції

(спалахи світла) в електричні імпульси; вузол ввімкнення ФЕП (А1); підсилювач-формував імпульсів ФЕП (А2); перетворювач напруги (А3) для живлення вузла ввімкнення ФЕП; фільтр із магнітом і магнітокеруючим контактом (S1), призначеним для фільтрації бета-випромінювання. Пристосування для фільтрації бета-випромінювання являє собою металевий стакан *I*, у якому закріплені фільтр і магнітофільтр з подвійною пластиною, одна частина якої – алюмінієва фольга товщиною 60 мкм, інша – решітка з дроту, що перекриває близько 30 % площі фільтра.

Під час роботи пристосування накладається на блок детектування 2 і фіксується на ньому. При цьому відбувається спрацьовування магнітокерувального контакту (S1), і на пульті керування з'являється сигнал $\beta/(\text{см}^2\cdot\text{мин})$. Конструкція блока детектування і пристосування передбачає їх постійну взаємну орієнтацію і збереження незмінної відстані від детектора до досліджуваної поверхні під час роботи з фільтром і без нього. З виходу блока детектування надходять імпульси позитивної полярності амплітудою від 6,5 до 7,5 В та тривалістю від 1 до 2 мкс.

Структурно-функціональна схема (блок-схема) блока детектування ИМД-12-5 зображена на рис. 4.18. Блок детектування призначений для вимірювання питомої бета-активності води, харчових продуктів і фуражу в діапазоні від 10^{-6} до 10^{-3} Ки/кг в інтервалі енергії бета-випромінювання від 0,16 до 2,5 МеВ і питомої альфа-активності води, харчових продуктів і фуражу в діапазоні від 10^{-4} до 10^{-1} Ки/кг.

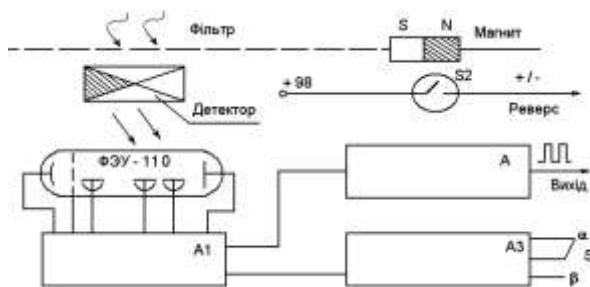


Рис. 4.18. Блок-схема БД ИМД-12-5:

А1 – вузол ввімкнення ФЕП; А2 – підсилювач-формував;
А3 – перетворювач, вузол комбінований

До складу блока детектування ИМД-12-5 входять: сцинтилятор; фотоелектронний помножувач ФЕП-110; вузол ввімкнення ФЕП (А1); підсилювач-формував імпульсів ФЕП (А2); перетворювач напруги (А3) для живлення вузла ввімкнення ФЕП.

У перетворювачі перемикачі (S1) змінюється напруга живлення ФЕП в залежності від вимірювання альфа- чи бета-випромінювання; фільтр із магнітом і магнітокерувальним контактом (S2) виконує ту ж функцію, що й у блоці ИМД-12-4. З виходу блока детектування надходять імпульси позитивної полярності з амплітудою від 6,5 до 7,5 В і тривалістю 1-2 мкс.

Проведення перевірки працездатності приладу:

1. Проведіть зовнішній огляд вимірювача, звертаючи увагу на відсутність механічних ушкоджень і зараженості. Блоки вимірювача повинні бути опломбовані. Установіть шість елементів А343 у батарейну касету вимірювального пульта, дотримуючись полярності їх ввімкнення.



Рис. 4.19. Перевірка ИМД-12-1

2. Натисніть кнопку ВКЛ на боковій верхній пульта. Натисніть кнопку СТОП. При цьому на табло пульта повинні висвітлитися світлодіоди «Iс» і «Имп/с».

3. Натисніть кнопку ПРОВЕР. На табло пульта повинен висвітлитися світлодіод ПРОВЕР. Натисніть кнопку НАЧ. ИЗМ. Через 1 с на цифровому табло мають

з'явитися показання, що висвічуються протягом 4 с, після чого індикатори гаснуть. Показання мають бути в межах від 57000 до 63000 (рис. 4.19.).

4. Ввімкніть пульт кнопкою ВКЛ, і підключіть до пульта за допомогою з'єднального кабелю відповідний БД (дивись формуляр на стор. 8 табл. 3 для вибору заводського номера БД), за яким має проводитись вимірювання (рис. 4.20).

4. ВИМІРЮВАЧ

Таблиця 3

№ строки	Обозначение	Назначение	Идентификационный номер	Состояние прибора, год	Дата	Заводской номер	Состояние прибора	Срок службы
1	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
2	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
3	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
4	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
5	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
6	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
7	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
8	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
9	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
10	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
11	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
12	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
13	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
14	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
15	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1
16	ИМД-12-1, 143-01	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1	ИМД-12-1

Рис. 4.20. Приклад вибору заводського номера БД

Перевірте блок детектування ИМД-12-2 разом з вимірювальним пультом у такій послідовності:

1. Підєднайте БД до вимірювального пульта за допомогою з'єднального кабелю. Встановіть перемикач діапазонів БД у положення МР/ч, з'єднавши ризику на кришці БД із відповідною рисою на корпусі.

2. Ввімкніть пульт, натиснувши кнопку ВКЛ. На боковій поверхні пульта.

3. Натисніть кнопку СТОП. При цьому повинні засвітитися світлодіоди МР/ч і СЧЁТ.

4. Через 2 хв натисніть кнопку ИНД і зафіксуйте показання вимірювача, що відповідають потужності експозиційної дози фонового випромінювання.

5. Встановіть перемикач діапазонів БД у положення Р/ч. Повинен згаснути світлодіод МР/ч і засвітитися Р/ч.

6. Натисніть кнопку ПРОВЕР. Має засвітитися світлодіод ПРОВЕР.

7. Натисніть кнопку ИНД і тримайте її натиснутою до зміни показань вимірювача. Через (200 ± 100) с після натискання кнопки ПРОВЕР. Має відбутися зміна показань на цифровому табло. Нові показання, що обумовлені наявністю всередині БД джерела випромінювання, мають бути відмінними від нуля.

8. Приведіть вимірювач у робочий стан, натиснувши кнопку ПРОВЕР. Має згаснути світлодіод ПРОВЕР.

Перевірте блок детектування ИМД-12-3 разом з вимірювальним пультом у такій послідовності:

1. Підєднайте БД ИМД-12-3 (згідно з заводським номером формуляра) до вимірювального пульта.

2. Увімкніть вимірювальний пульт. Натисніть кнопку СТОП. Мають засвітитися світлодіоди мкР/ч і СЧЁТ.

3. Через 2 хв натисніть кнопку ИНД і зафіксуйте показання, що відповідають потужності експозиційної дози фонового випромінювання. Показання мають бути відмінними від нуля.

Перевірте блок детектування ИМД-12-4 разом з вимірювальним пультом у такій послідовності:

1. Підєднайте блок детектування ИМД-12-4 до вимірювального пульта.

2. Натисніть кнопку ВКЛ. На боковій поверхні вимірювального пульта.



Рис. 4.21. Вимірювання без фільтра ($\beta+\gamma$): 1 – торець БД;

3. Натисніть кнопку СТОП. На табло мають висвітлитися світлодіоди «1с» і «имп/с».

4. Піднесіть упритул до торця БД 1, контрольне джерело 2 з комплекту приладу, так щоб штирі блока детектування ИМД-12-4 входили у відповідні пази джерела (рис. 4.21.). Номер джерела має збігатися з формуляром (рис. 4.22).

Таблиця 1

Обозначение и заводской номер источника	Блок детектирования	Единица измерения	Показание измерителя
ИПБ.180.635 № 0181	ИМД-12-4	$\frac{\beta\text{-част.}}{\text{см}^2 \cdot \text{мин}}$	$250 \cdot 10^{-3}$
ИПБ.180.636 № 0181	ИМД-12-5 измерение β	$\frac{\text{Кл}}{\text{кг}}$	$650 \cdot 10^{-6}$
ИПБ.180.648 № 0181	ИМД-12-5 измерение α	$\frac{\text{Кл}}{\text{кг}}$	$529 \cdot 10^{-6}$

Рис. 4.22. Приклад вибору джерела за номером у формулярі

5. Натисніть кнопку ВРЕМЯ ИЗМ., встановіть час вимірювання 10 с.

6. Натисніть кнопку НАЧ. ИЗМ. На табло має висвітлитися світлодіод «СЧЁТ». Через 10 с на цифровому табло мають з'явитися показання, що світаються протягом 4 с, а потім гаснуть.

7. Зніміть контрольне джерело з БД, установіть на блок детектування фільтр 1 (див. рис. 4.17). Після установки фільтра має згаснути світлодіод «имп/с» і засвітитися світлодіод « $\beta/\text{см}^2\cdot\text{мин}$ ».

8. Піднесіть до БД контрольне джерело і повторіть операції, що виконувалися за відсутності фільтра.

9. Запишіть виміри. Обмірювана величина не повинна відрізнятися від значення, зазначеного в табл.1 формуляра, більш ніж на $\pm 20\%$.

Перевірте блок детектування ИМД-12-5 разом з вимірювальним пультом у такій послідовності:

1. Переключіть тумблер на БД у положення « β ». Підімкніть БД ИМД-12-5 до пульта.

2. Встановіть ручки ФИЛЬТР-1 і ФИЛЬТР-2 блока детектування у положення РАБОЧЕЕ, відкрийте дверцята БД, висуньте касету з блока й установіть у неї контрольне джерело бета-випромінювання з комплекту приладу (порівнюючи його номер з табл.1 формуляра див. рис. 4.22). Вставте касету з джерелом у БД і закрийте дверцята блока.

3. Встановіть ручку ФИЛЬТР-2 у положення НЕРАБОЧЕЕ.
4. Ввімкніть вимірювальний пульт, натиснувши кнопку ВКЛ. Натисніть кнопку СТОП. На табло пульта мають засвітитися світлодіоди «1с» і «имп/с».
5. Натискаючи кнопку ВРЕМЯ ИЗМ., встановіть час вимірювання 10 с.
6. Натисніть кнопку НАЧ. ИЗМ. На табло має засвітитися світлодіод СЧЁТ і через 10 с на цифровому табло повинна з'явитися інформація, що висвічується протягом 4 с, після чого цифрові індикатори згасають (рис. 4.23.). Для повторного виклику цифрової індикації натисніть кнопку ИНД.



Рис. 4.23. Перше вимірювання ($\beta+\gamma$) 3496,5 імп/с



Рис. 4.25. Перевірка α -питомої активності:

1 – контрольне джерело;
2 – тумблер



Рис. 4.24. Друге вимірювання (β) 603,3 Ки/кг

7. Встановіть ручку ФІЛЬТР-1 у положення НЕРАБОЧЕЕ, а ручку ФІЛЬТР-2 – у РАБОЧЕЕ положення. При цьому має засвітитися світлодіод «Ки/кг» і згаснути світлодіод «имп/с». Натисніть кнопку НАЧ. ИЗМ. і через 10 с визначте показання вимірювача від контрольного джерела бета-випромінювання в Ки/кг, помноживши число, яке висвітилося на цифровому табло, на коефіцієнт 10^{-6} (рис. 4.24.).

Отримана величина не повинна відрізнятись від значення, зазначеного в табл. 1 формуляра більш, ніж на $\pm 20\%$.

8. Встановіть контрольне джерело 1 (рис. 4.25) альфа-випромінювання, номер джерела якого має збігатися з номером, зазначеним в табл. 1 формуляра. Закрийте дверцята. Переключіть тумблер 2 на БД в положення «а».

9. Встановіть ручки ФІЛЬТР-1 і ФІЛЬТР-2 у НЕРАБОЧЕЕ положення. Ввімкніть вимірювальний пульт, натиснувши кнопку ВКЛ. Натисніть кнопку СТОП. На табло пульта мають засвітитися світлодіоди «1с» і «имп/с».

10. Натискаючи кнопку ВРЕМЯ ИЗМ., встановіть час вимірювання 10 с. Натисніть кнопку НАЧ. ИЗМ. На табло має засвітитися світлодіод «СЧЁТ» і через 10 с на цифровому табло має з'явитися інформація, що висвічується протягом 4 с, після чого цифрові індикатори згасають. Для повторного виклику цифрової індикації натисніть кнопку ИНД.

11. Установіть ручку ФІЛЬТР-2 у РАБОЧЕЕ положення. На табло повинен згаснути світлодіод «имп/с» і засвітитися світлодіод «Ки/кг».

12. Натисніть кнопку НАЧ. ИЗМ. і через 10 с визначить показання вимірювача від контрольного джерела альфа-випромінювання в Ки/кг, помноживши число, яке висвітилось на цифровому табло, на коефіцієнт 10^{-5} .

Отримана величина не повинна відрізнятись від значення, зазначеного в формулярі більш ніж на $\pm 40\%$.

4.2.2. Попереднє обстеження проб

Аналітичні вимірювання проводяться радіометром ИМД-12 з урахуванням його конструктивних особливостей. У цьому випадку використовують блок детектування ИМД-12-2, який під'єднується до пульта. Вимірювання спочатку проводяться на піддіапазоні Р/год, а якщо показання приладу близькі до нуля, то вимірювання необхідно провести на піддіапазоні мР/год. Якщо і в цьому випадку показання приладу близькі до нуля, необхідно до пульта під'єднати блок детектування ИМД-12-3 і провести необхідні дії згідно до інструкції з експлуатації. Результати вимірювання необхідно занести в картку проби.

Також можливе попереднє обстеження проб, що проводиться за допомогою блока детектування ИМД-12-4. У цьому випадку на табло вимірювального пульта світяться світлодіоди «имп/с» та «1с».

Блок детектування ИМД-12-4 підноситься до поверхні проби таким чином, щоб три штирі на одному з кінців блока детектування торкались вимірюваної поверхні. Натиснути на вимірювальному пульті НАЧ. ИЗМ. і через 1 секунду на цифровому табло пульта з'являться показання. Якщо показання на цифровому табло будуть менше 1000, то час вимірювання необхідно збільшити до 10 с, 100 с, 1000 с за допомогою кнопки ВРЕМЯ ИЗМ. і повторити вимірювання.

Встановити на блок детектування фільтр, який входить у комплект приладу, при цьому засвітиться світлодіод «част/см²-мин». Піднести блок детектування на попереднє місце. Натиснути кнопку НАЧ. ИЗМ. і через встановлений заздалегідь час на цифровому табло пульта з'являться показання. Ці показання необхідно помножити на 1000. Одержаний результат зареєструвати в робочому зошиті.

4.2.3. Вимірювання питомої бета-активності препаратів

У першу чергу вимірюється фон ($N_{фон}$). Для цього встановимо перемикач на блоці детектування ИМД-12-5 в положення «β». Далі вимірювання проводити в такому порядку:

1. На блоці детектування ИМД-12-5 перемикач роду робіт встановити в положення «β».
2. На блоці детектування ИМД-12-5 ручки ФИЛЬТР-1 та ФИЛЬТР-2 встановити в робоче положення.
3. Відкрити дверцята блока детектування, висунути підставку для ванночки і поставити ванночку в заглиблення касети, засунути касету із ванночкою і закрити дверці.

4. Встановити ручку ФІЛЬТР-2 в положення НЕРАБОЧЕЕ, на табло пульта спалахне світлодіод «1с» та «имп/с».

5. Кнопкою ВРЕМЯ ИЗМ. встановити час вимірювання 100 с.

6. Заміряти фон, для чого натиснути кнопку НАЧ. ИЗМ., при цьому спалахне світлодіод «СЧЕТ», і через 100 с зняти показання з табло. Час лічення визначається автоматично, світлове табло світиться 4 с. Для повторного виведення показань необхідно натиснути кнопку ИНД.

7. Одержану величину N_{ϕ} в імп/с записати в робочий зошит. Вимірювання N_{ϕ} проводити кожні 2 години.

8. Знову встановити ручку ФІЛЬТР-2 в положення РАБОЧЕЕ, відкрити дверці блока детектування, висунути касету і вийняти чисту ванночку.

9. На звільнене місце в касеті помістити ванночку з препаратом, засунути касету і закрити дверці.

10. Встановити ручку ФІЛЬТР-2 в положення НЕРАБОЧЕ, ручку ФІЛЬТР-1 – в РАБОЧЕ положення. За допомогою кнопки ВРЕМЯ ИЗМ. встановити час вимірювання 1 с.

11. Натиснути кнопку НАЧ. ИЗМ., при цьому спалахне світлодіод «СЧЕТ». Через 1 с світлодіод згасне, а на цифровому табло пульта з'являться показання числа зареєстрованих імпульсів, на основі яких має бути збільшено час вимірювання. Новий час вимірювання вибирається із табл. 4.1. або табл. 4.2. з урахуванням фону. Потім повторити вимірювання.

12. Після вимірювання ручку ФІЛЬТР-1 встановити в положення НЕРАБОЧЕЕ, а ручку ФІЛЬТР-2 – в положення РАБОЧЕЕ, при цьому спалахне світлодіод «Ки/кг», і загасне світлодіод «имп/с».

13. Натиснути кнопку НАЧ. ИЗМ. при цьому загориться світлодіод «СЧЕТ». Після закінчення вимірювання сигнал СЧЕТ згасне, і на цифровому табло з'являться результати вимірювання. Одержані показання множаться на 10^{-6} . Одержану величину питомої бета-активності в Кі/кг записати в робочий зошит.

14. Відкрити дверцята блока детектування, висунути касету і вийняти ванночку із пробою.

Приклади:

1. Перед вимірюванням визначили фон $N_{\text{фон}}=3.5$ імп/с. Швидкість лічення імпульсів від препарату, заміряна згідно з п.11 за 1 с – 100 імп/с. Величина 100 менше 1000. Для $\delta=\pm 5\%$, згідно з табл. 4.1. за таких величин $N_{\text{пр}}$ та $N_{\text{фон}}$ необхідно встановити час вимірювання 10 с.

2. $N_{\text{фон}} = 25,2$ імп/с, а $N_{\text{пр}} = 100$ імп/с, під час вимірювання згідно з п. 11 за 1 с. Згідно з табл. 4.2. при такому співвідношенні $N_{\text{пр}}$ та $N_{\text{фон}}$ необхідно встановити час вимірювання 100 с.

3. $N_{\text{фон}} = 612$ імп/с, а $N_{\text{пр}} = 1000$ імп/с, під час вимірювання згідно з п. 11 за 1 с. Згідно з табл. 4.3. за такого співвідношення $N_{\text{пр}}$ та $N_{\text{фон}}$ необхідно встановити час вимірювання 1000 с.

4.2.4. Вимірювання питомої альфа-активності препаратів

Вимірювання питомої альфа-активності проб проводиться ручкою ФІЛЬТР-1 встановленою в положення РОБОЧЕЕ.

1. Установити перемикач на блоці детектування ИМД-12-5 в положення «а».

2. Заміряти фон за методикою, описаною в п. 4.2.3. Величину $N_{фон}$ записати в робочий зошит. Вимірювання фону необхідно проводити кожні 2 години.

3. Далі, установити альфа-препарат і визначити швидкість лічення імпульсів від препарату $N_{пр}$ за методикою, описаною в п.4.2.3

4. Встановити ручку ФІЛЬТР-2 в положення РАБОЧЕЕ, при цьому загасне світлодіод «имп/с» і засвітиться світлодіод «Ки/кг».

5. Натиснути кнопку НАЧ. ИЗМ, і через встановлений час на табло пульта з'являться показання. Помножити одержані показання на 10^{-5} . Одержану величину питомої альфа-активності в Ки/кг записати в робочий зошит.

4.2.5. Визначення віку продуктів ядерного вибуху (ПЯВ)

Для визначення віку ПЯВ необхідно із проб, які надійшли на аналіз, приготувати тонкошаровий препарат в ванночках, які призначені для приготування альфа-препаратів, шляхом нанесення на дно стаканчика шару проби, товщиною не більше 1 мм.

Визначення віку ПЯВ проводиться шляхом нанесення дворазового вирахування коефіцієнта K_6 за результатами вимірювання швидкостей лічення без фільтру $N_{пр}$ і з алюмінієвим фільтром $N_{фон}$ товщиною 1 мм (260 мг/см²):

$$K_6 = \frac{N_{пр}}{N_{фон}}, \quad (4.17)$$

де $N_{пр}$, $N_{фон}$ – швидкості лічення в імп/с від препарату без фільтру і з фільтром з урахуванням фону.

Друге вимірювання цих швидкостей лічення імпульсів проводиться через інтервал часу не менше 6 годин (K_6). Перед проведенням вимірювань встановити перемикач на блоці детектування ИМД-12-5 в положення «б». Вимірювання проводити ручками ФІЛЬТР-1 та ФІЛЬТР-2, які встановлені в положення НЕРАБОЧЕЕ. Алюмінієвий фільтр товщиною 1 мм встановлюється зверху на стаканчик з пробою.

Тривалість вимірювання препарату наведена в табл. 4.5 і забезпечує статичну похибку вимірювання не більше $\pm 3\%$.

**Тривалість вимірювання (с) швидкості лічення імпульсів
від тонкошарового препарату**

$N_{фон.}$, імпл/с	$N_{пр.}$, імпл/с			
	Менше 100	100 – 1000	1000 – 10000	Більше 10000
1	2	3	4	5
Менше 0,5	100	10	1	1
0,5 – 0,1	100	100	1	1
0,1 – 5,5	1000	100	1	1
5,5 – 10	–	100	1	1
10 – 55	–	100	10	1
55 – 85	–	1000	10	1
85 – 550	–	–	10	1
550 – 855	–	–	100	1

Продовження табл. 4.5

1	2	3	4	5
855 – 950	–	–	1000	1
950 – 5500	–	–	–	1
5500 – 8550	–	–	–	10

Вік продуктів поділу визначається за допомогою табл. 4.6. за вирахуваними величинам K'_e та K''_e Одержаний результат необхідно записати в робочий зошит.

Таблиця 4.6

**Вік продуктів ядерного вибуху залежно
від значення коефіцієнтів K'_e і K''_e**

K'_e	K''_e	Вік ПЯВ
10 і більше	Більше K'_e на 6 % і більше	До 30 діб
менше 10	Дорівнює або менше K'_e на 6 % і більше	Більше 30 діб

Приклад:

Швидкість лічення імпульсів від препарату (кількість імпульсів за 1 с без фільтрів блока детектування) 137 імпл/с, а фон – 0,4 імпл/с. Згідно з табл. 4.5 вимірювання слід проводити, установивши час вимірювання 100 с. У результаті вимірювання одержали: $N_{пр}=138,35$ імпл/сек; $N_{ф} = 7,43$ імпл/сек.

Тоді: $N_{пр}=138,35 - 0,4 = 137,95$ імпл/сек

$N_{фон} = 7,43 - 0,4 = 7,03$ імпл/сек

$$K'_e = N_{np}/N_{фон} = 137/7,03 = 20$$

Під час повторного вимірювання через 6 годин, одержали наступні результати:

$$N_{np} = 120,22 \text{ імн/сек}; N_{фон} = 5,47 \text{ імн/сек};$$

$$K''_e = 120,22/5,47 = 22;$$

$$\frac{K''_e - K'_e}{K'_e} 100 \% = \frac{(22 - 20)}{20} 100 \% = 10 \% .$$

Коефіцієнт K''_e збільшується відносно K'_e на 10 %. Отже, вік ПЯВ в дослідженій пробі, згідно з табл. 4.6, до 30 діб.

Запитання для самоконтролю

1. Визначити завдання та цілі військового радіометричного аналізу.
2. Для чого необхідно здійснювати попереднє обстеження проб?
3. Які методи виготовлення радіоактивних препаратів із радіоактивних проб Ви знаєте та в чому вони полягають?
4. У чому полягають абсолютний та відносний методи вимірювання активності препаратів, які досліджують.
5. З якої метою необхідно визначити вік продуктів ЯВ та які способи для цього існують у військовій дозиметрії ?
6. Визначити відмінності будови приладів військового радіометричного аналізу від дозиметричних приладів.
7. Призначення та склад каналів приладу ИМД-12.
8. Які детектори ІВ використовуються у каналах вимірювання ИМД-12, та як контролюється їх працездатність?
9. Який діапазон вимірювання ПЕД гамма-випромінювання ИМД-12-2, ИМД-12-3?
10. У чому полягає вимірювання поверхневої та питомої активності за допомогою алюмінієвого фільтру?

4.3. Прилади Радіаційної розвідки та контролю іноземних армій

Розвинені індустріальні країни, приділяють значну увагу удосконаленню засобів захисту військ від зброї масової ураження (ЗМУ).

Технічні засоби радіаційної розвідки і контролю (РР і К) іноземних армій засновані на загальноприйнятих методах виявлення і вимірювання характеристик іонізуючих випромінювань.

За допомогою технічних засобів радіаційної розвідки і контролю виконується весь комплекс завдань щодо забезпечення радіаційної безпеки військ. У зв'язку з цим, особливе значення надається, зокрема, розробці сучасних засобів (РР і К), що функціонують у масштабі часу, близькому до реального. Прилади і спеціальна апаратура для здійснення заходів радіаційної

розвідки та контролю удосконалюються за кордоном переважно за такими напрямками: універсализація за функціональними можливостями, забезпечення подання результатів вимірювань у зручній для сприйняття формі, обладнання мікропроцесорною технікою з метою забезпечення накопичення інформації про здійснені вимірювання та її зчитування електронно-обчислювальною технікою, мініатюризація.

Засіб радіаційного контролю збройних сил країн НАТО

Збройні сили країн НАТО оснащені принципово новою дозиметричною системою SOR, що призначена для контролю доз опромінення військовослужбовців у ході бойових дій із застосуванням як ядерної зброї (радіологічної зброї та зброї зі збідненим ураном) так і під час виконання завдань на місцевості, зараженої радіоактивними речовинами після руйнування об'єктів ядерної енергетики. Система може вимірювати широкий діапазон енергій від високоенергетичного до низькоенергетичного гамма-, нейтронного випромінювання.

Вона здатна вимірювати еквівалентну дозу фотонного випромінювання (гамма-рентгенівського випромінювання з енергій: 50 кеВ – 6 МеВ) у діапазоні від 0,001 мкЗв до 10 Зв, а також потужності еквівалентної дози (ПЕД). Її принципова відмінність від систем, що були розроблені раніше, це можливість дистанційного контролю індивідуальної дози, що отримана в масштабі часу, близькому до реального. Система SOR розроблена фірмою «МГП інструментс». До її склад входять індивідуальні дозиметри двох типів: SOR/T тактичного рівня (рис. 4.26) та SOR/R (рис. 4.27), а також вимірювальний пристрій, що зчитує інформацію з дозиметрів (рис. 4.29) – трьох типів і калібрований набір. Всі елементи системи виконані з урахуванням підвищеної стійкості до уражаючих факторів ядерного вибуху, мають протидарний та водонепроникний корпус.

Маса кожного дозиметра, що оснащений пристроєм для прийому та передачі – 55 г, габаритні розміри 80×48×9 мм. Один з них – SOR/T (рис. 4.26) – забезпечує вимірювання дози гамма- і нейтронного випромінювання при ядерному вибуху, а інший – SOR/R (рис. 4.27) – тільки дози, що одержані від зараження радіоактивними речовинами після руйнування об'єктів ядерної енергетики.



Рис. 4.26. Дозиметр SOR/T



Рис. 4.27. Дозиметр SOR/R

Крім того, у кожному дозиметрі є режим автоматичного самотестування. Розміри та вага роблять цей прилад ідеальним для спорядження на полі бою (рис. 4.28).



Рис. 4.28. Екіпіровка дозиметра

Вимірювальний пристрій (рис. 4.29) дозволяє здійснювати дистанційний (на відстані до 1 км) збір і наступне оброблення інформації, яка знімається з дозиметрів. З їхньою допомогою командир підрозділу може контролювати дозу опромінення, що отримана кожним підлеглим.

Вимірювальний пристрій здатний: автоматично записувати значення вимірюваних дозиметром 750 значень; визначати та записувати у вбудовану базу даних місцезнаходження 250 дозиметрів. Вимірювальний пристрій має комп'ютерне програмне забезпечення для керування дозиметрами, людьми й групами людей та послідовний інтерфейс для обміну даними.



Рис. 4.29. Прилад для зняття інформації з дозиметра

За допомогою панелі керування вимірювального пристрою можливо не тільки знімати показання (користувач, доза, потужність дози) але і відповідати на сигнал тривоги (коли перевищений поріг дози або потужності дози). Передбачається можливість задавати граничні значення дози, у разі перевищення якої спрацьовує світлова і звукова сигналізація.

У системі передбачене використання трьох типів пристроїв: переносного, транспортабельного і стаціонарного. Вони відрізняються масою (від 2 до 4,9 кг), розмірами і кількістю функцій. Зокрема, переносний вимірювальний пристрій, який має мінімальну кількість функцій, забезпечує одночасний набір і оброблення даних з 250 дозиметрів, стаціонарний дозволяє визначати місцезнаходження кожного військовослужбовця.

Найбільше поширення в армії США знайшли переносні рентгенометри IM-174/PD, IM-174A/PD і IM-174B/PD. Їхні характеристики наведені в таблиці 4.7. [38].

Таблиця 4.7

Технічні характеристики американських переносних рентгенометрів

Характеристики	Марка рентгенометрів		
	IM-174/PD	IM-174F/PD	IM-174D/PD
Тип детектора	Іонізаційна камера		
Діапазон вимірювання, рад/год	1–500		

Похибка, %	± 25	± 15	± 15
Діапазон температур, °С	від -55 до + 75	від -45 до + 65	від -45 до + 65
Джерело живлення (батарея); напруга, В	10,8/1,35	1,3/5,4	1,5
Розмір, см	16,5×10,5×10,8	17,1×11,4×12,1	17,1×11,4×12,1
Маса, кг	1,7	1,9	1,76

Перший зразок був створений більше ніж 20 років тому і в даний час використовується з навчальною метою. Два інших є поліпшеними модифікаціями ІМ-174/PD. Повідомляється, що, наприклад, у підрозділах механізованої дивізії є близько 500 таких приладів, що дозволяють контролювати значну частину території в зоні її відповідальності.

Дозиметричний контроль ступеня зараженості радіоактивними речовинами поверхні різних об'єктів, бойової техніки, обмундирування, шкірних покривів, продуктів харчування і води здійснюється радіометрами AN/PDR-27. У підрозділах американських військ знаходяться вісім модифікацій цього приладу. Діапазон вимірювання від 0,05 до 500 мрад/год, похибка ±20 %.

В армії США використовується альфа-радіометр AN/PDR-60. Він застосовується також у військових радіометричних лабораторіях під час роботи з джерелами альфа-випромінювання. У радіометрі (вага 3 кг) є два детектори сцинтиляційного типу на основі сірчастого цинку і йодистого натрію, активованих відповідно сріблом і талієм.

За повідомленнями іноземного друку командування армії приділяє велику увагу розробці нових і удосконаленню існуючих приладів радіаційної розвідки. У даний час проходять іспит дослідні зразки широкодіапазонних рентгенометрів-радіометрів AN/VDR-1, призначених для застосування на транспортних засобах. Діапазон вимірювання від 0,1мкЗв/год до 9,99 Зв, похибка ± 20 %, габарити 17,2×11,1×8,3 см, вага 2,5 кг. Прилад планується використовувати для ведення радіаційної розвідки, оцінки ступеня радіоактивного зараження бойової техніки, устаткування, обмундирування, шкірних покривів, їжі, води і для контрольних вимірювань під час проведення дезактивації. Розроблені два варіанти приладу: бортовий (живлення від бортової мережі постійного струму), переносний (від двох батарей типу ВА-30).

Продовжується робота зі створення мініатюрного рентгенометра MMRD з цифровою індикацією. Діапазон вимірювань: потужностей доз мрад/год, доз гамма-випромінювання 0,001–1000 рад, нейтронного випромінювання до 1000 рад, похибка ±20 %. Джерело живлення має напругу 3В, габарити 7,6×5,1×2,5 см, вагу 225 г.

Національною радіологічною лабораторією США для потреб збройних сил був розроблений радіаційний детектор NukAlert's 24/7 (рис. 4.30) з метою

безперервного моніторингу і негайного попередження військовослужбовців про високі рівні випромінювань. У детекторі датчиком ІВ є сцинтилятор з фоторезистором *Cds*.



Рис. 4.30. Радіаційний детектор NukAlert's 24/7

Детектор дозволяє виявляти гамма-рентгенівське випромінювання в діапазоні енергій від 40 keV до 2 MeV з видачею звукових сигналів 10 рівнів. За кількістю зареєстрованих сигналів за певний час можна робити висновок про приблизні потужності експозиційної дози гамма-рентгенівського випромінювання (від 100 мР/год до 50 Р/год).

У даний час проводяться випробування зразків повітряної радіаційної розвідки AN-ADR-6. Цій розробці американські фахівці надають великого значення, оскільки, як вони вважають, бортовий прилад дозволить у короткий термін виявляти фактичну радіаційну обстановку в місцях дислокації військ, на маршрутах пересування і ділянках, не застосовуючи наземних засобів. Прилад призначений для ведення радіаційної розвідки з висот від 30 до 300 м. Його планується встановлювати на вертольотах і військових літаках армійської авіації. Діапазон вимірювання 0,03–300 рад/год (1–1000 рад/год на висоті 1 м).

У даний час у сухопутних військах Великобританії для радіаційної розвідки і контролю радіоактивного зараження різних поверхонь існують два переносних прилади. Перший – це вимірювач потужності дози гамма-бета-випромінювання NIS501, який працює в діапазоні 0,1–1000 Р/год, має логарифмічну шкалу вимірювання. Як датчик використовується іонізаційна камера. Для виміру потужності дози бета-випромінювання вона поміщена в циліндричну сталеву склянку з віконцями, що закриваються. За наявності

радіоактивного випромінювання прилад дає показання через 3 с після ввімкнення.

Другий – це портативний вимірювач потужності дози PDRM82 призначений для вимірювання рівнів радіації в діапазоні 0–3000 мГр/год.

Рухомі радіаційні дозори оснащуються рентгенометром № 2, який призначений для вимірювання рівнів гамма-радіації на місцевості в діапазоні 0–300 Р/год. Він має три шкали вимірювання (білу, блакитну і червону), що відповідають піддіапазнам 0–3, 0–30 і 0–300 Р/год. Живлення рентгенометра здійснюється від двох джерел напругою по 1,5 В.

Компанія Siemens Power Generation – Radiation Monitoring поставляє британській армії нове покоління приладів радіаційної розвідки та контролю (системи дозиметричного контролю) (рис. 4.31). Дані системи мають діапазон детектування починаючи з природного фону і закінчуючи дуже небезпечним рівнем радіації. У багатьох приладах використовуються вбудовані новітні електронні розробки, що мають цифровий інтерфейс для зв'язку із сучасними системами управління.

Одним із таких приладів є бортовий багатофункціональний прилад радіаційної розвідки та контролю ANV-S2-2 (S2-7). Прилад ANV-S2-2 (S2-7) може бути легко закріплений на будь-яких рухомих об'єктах (рис. 4.31).



Рис. 4.31. Прилад ANV-S2-2

Блок контролю і дисплей приладу (рис. 4.32) може бути вміщений у стандартний корпус VCS і нові детектори можуть використовувати кабель SIRS.



Рис. 4.32. Блок контролю і дисплей приладу

Детектори побудовані за тими ж стандартами, що й ті, які використовуються на існуючому устаткуванні SIRS, але мають кращі характеристики що до рівня радіаційного фону. Прилад ANV-S2 може також використовуватися для моніторингу в будівлях, по периметру аеропорту і суднобудівної верфі, а також для використання в бункерах і сховищах.

Прилад ANV-S7 може містити до семи детекторів для використання на кораблях розміром з корвет і більше. Прилад ANV-S2 розроблений для використання на маленьких суднах і підводних човнах (рис. 4.33).

Для кораблів, де використовується більше семи детекторів, кількість блоків контролю й індикації може бути збільшена. Ті ж самі передові технології можуть бути встановлені для використання, як на броньованій, так і легкоброньованій техніці. Дизайн невеликих систем може бути зроблений на замовлення, щоб задовольняти різноманітним конфігураціям. Компактний блок індикації може бути встановлений для використання командиром, у той час як блок контролю може бути встановлений віддалено в середині машини, де більше вільного місця. Система може бути з'єднана з командною системою, якщо це потрібно, для передачі рівня радіації за командою.



Рис. 4.33. Прилад ANV-S7

Детектор може вимірювати в діапазоні від природного фону до рівня радіації під час ядерного вибуху, а також стійкий до електромагнітного імпульсу, вібрації й удару.

Німецька модульна система SVG2 є новим поколінням приладів радіаційної розвідки і контролю, яка відповідає вимогам ядерної загрози.

Система SVG2 замінила застарілу систему SV500, яка з 70-х рр. XX ст. використовувалася Бундесфером та іншими країнами НАТО.



Рис. 4.34. Система SVG2

Система SVG2 складається з вимірювального пульта, блоків детектування і додаткового устаткування, що дозволяє проводити як радіаційну розвідку місцевості, так і контроль радіоактивного зараження різних поверхонь (радіометричний контроль). Конфігурація системи може змінюватися (адаптуватися) для вирішення різних завдань (рис. 4.34).

Так, для використання на машинах розвідки система SVG2 містить два зовнішні блоки детектування, з'єднані між собою комутувальним пристроєм (рис. 4.35).



Рис. 4.35. Бортова система SVG2

Вимірювальний пульт має аналогово-цифровий дисплей і автоматично обробляє інформацію з блоків детектування. Така конфігурація системи дозволяє вимірювати потужність дози гамма випромінювання з енергією 70 кеВ–3МеВ в діапазоні від 1 мкЗв/год до 20 Зв/год. При цьому система автоматично контролює дози опромінювання, одержані екіпажем.

Під час аналізу радіоактивних проб система SVG2 дозволяє одночасно досліджувати альфа, бета, гамма-нейтронне випромінювання, що для контролю наприклад питної води і харчових продуктів, є особливо цінним.

Збройни сили Німеччини отримали також мобільну дозиметричну систему детектування іонізуючого випромінювання NBR, яка дозволяє відрізнити природне та штучне гамма-випромінювання. Система має можливість швидкого детектування ІВ на відкритій місцевості за допомогою вертольоту або машини розвідки з виданням результатів вимірювання в режимі реального часу у систему GPS (рис. 4.36).



Рис. 4.36. Дозиметрична система NBR

При цьому на електронній карті місцевості за слідом радіаційної розвідки відображаються кольорові доріжки рівнів потужності дози (рис. 4.37).

Системою можливо керувати і за допомогою пульта дистанційного керування з базової станції.

Базовим приладом радіаційної розвідки та контролю збройних сил Франції є радіометричний комплект ДОМ ДОР 309 ЛЛР призначений для ведення радіаційної розвідки і вимірювання сумарної дози опромінювання військовослужбовців у ході бойових дій із застосуванням ядерної зброї і при виконання завдань на місцевості, що заражена радіоактивними речовинами. Основні його переваги – універсальність, широкий діапазон величин, що вимірюються і портативність. Комплект був розроблений фірмою «МГП інструменте».

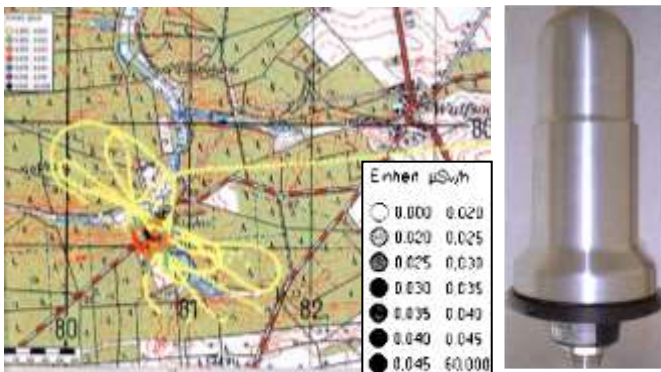


Рис. 4.37. Відображення кольорови доріжок рівнів потужності дози

Крім радіометра (рис. 4.38) він складається з повітряного пробовідбірника і багатофункціонального набору блоків детектування для вимірювання параметрів рентгенівського, гамма-, бета-/гамма- і альфа-випромінювань, які підмикаються до роз'єму ДОМ ДОР 309 ЛЛР (на передній панелі). Під час виготовлення всіх елементів комплекту були враховані вимоги підвищеної стійкості до уражаючих факторів ядерного вибуху. Вони мають протиударний та водонепроникний корпус.

Маса радіометра 580 г, розміри 171×91×45 мм. Він забезпечує вимірювання потужності поглиненої дози гамма-випромінювання в діапазоні від 0,1 мк Гр/год до 10 Гр/год, а сумарної дози, що була одержана на зараженій місцевості протягом заданого часу, – від 1 мкГр до 1 Гр. Час безперервної автономної роботи не менше 70 год. Передбачено можливість задавати граничні значення дози, у разі перевищення якої спрацює світлова і звукова сигналізація, а також вмикається режим автоматичного самотестування радіометра.



Рис. 4.38. Радиометр ДОМ ДОР 309 ЛЛР

Блок детектування для індикації рентгенівського випромінювання може реєструвати кванти з енергією 10–30 кеВ. Прилад має чутливість, що дозволяє, наприклад, у випадку аварії, що відбулася під час збереження ядерних боєприпасів, знайти на відстані до 30 см ділянки зараження плутонієм-239 з поверхневою активністю 185 кБк/м².

За допомогою високочутливого блока гамма-детектування ТГС можливо швидко визначити місцезнаходження локальних джерел радіоактивного випромінювання з енергією квантів 0,05–5 МеВ на великій площі зараження.

Блоки альфа-детектування здатні виявляти альфа-випромінювання з енергією часток 2–6 МеВ, причому БД типу «крейз» розроблений для дуже тонкої локалізації джерела забруднення.

Продуктивність повітряного пробовідбірника 650–1050 л/хв. При цьому час відбору проб складає до 3 хв. Радиометричний комплект надходить на озброєння підрозділів РХБ розвідки сухопутних військ і військово-повітряних сил Франції. Він може бути використаний як бортовим приладом у складі спеціальних машин, так і у переносному варіанті.

Засоби радіаційної розвідки і контролю збройних сил Швейцарії

Базовим приладом радіаційної розвідки збройних сил Швейцарії є переносний вимірювач потужності дози 6150AD6/E (рис. 4.39).

Прилад призначений для вимірювання потужності дози фотонного (гамма- і рентгенівського) випромінювання від 0,1 мкЗв/год до 1000 мЗв/год в

енергетичному діапазоні енергій 45 кеВ – 3 МеВ. Особливістю даного приладу є:

- аналоговий (1, рис. 4.39) (діапазон: 1 мкЗв/год – 1000 мЗв/год) і цифровий 2 (діапазон: 0,1 мкЗв/год – 999 мЗв/год) дисплеї;
- автоматичне перемикання діапазонів вимірювань;
- 5 порогів потужності доз.



Рис. 4.39. Вимірювач потужності дози 6150AD6/E

Прилад також дозволяє визначати дозу гамма випромінювання, отриману оператором: 0,01 мкЗв–9,99 Зв. Живлення приладу складає 9 В. Прилад має як власний вмонтований блок детектування 3 так і можливість підімкнення зовнішніх блоків детектування 4.

Під час приєднання зовнішнього блока детектування (БД) вмонтований блок автоматично відмикається. Вид вимірювань, що відповідає підімкненому БД, автоматично відображається на панелі дисплея. Отримані результати вимірювань можуть автоматично передаватися через послідовний інтерфейс по радіоканалу.

Вбудований блок детектування (гамма-рентгенівського випромінювання) дозволяє робити вимірювання енергії в діапазоні: 60 кеВ – 1,3 МеВ. Аналоговий діапазон складає: 0,1 мкЗв/год – 10 мЗв/год, цифровий: 0,01 мкЗв/год – 9,99 мЗв/год.

Зовнішні блоки детектування (гамма-рентгенівського, альфа- і бета-випромінювання) разом із вимірювальним пристроєм RA 04 дозволяють вимірювати в аналоговій формі від 0,1 част/см²·хв до 10³ част/см²·хв, у цифровій формі від 0,01 част/см²·хв до 9,99·10³ част/см²·хв.

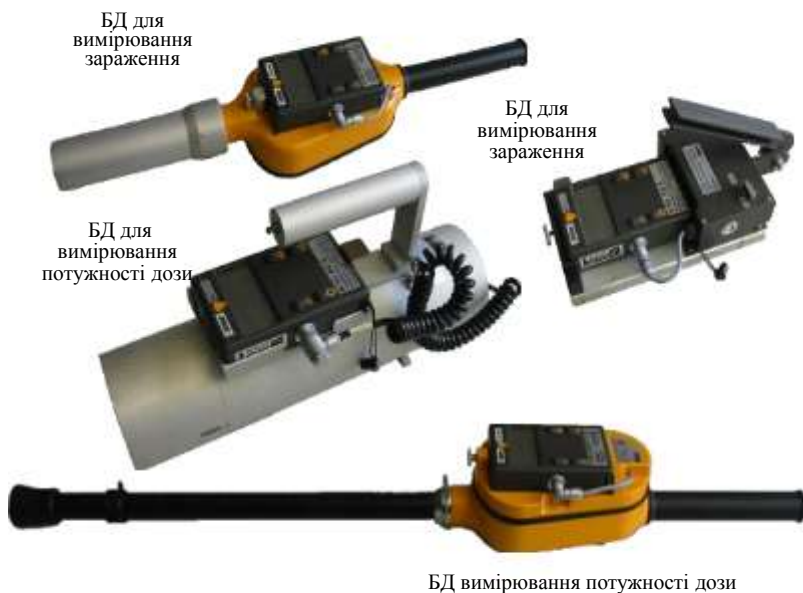


Рис. 4.40. Допоміжні блоки детектування військ РХБз

Сучасні зразки технічних засобів радіаційної розвідки та контролю Російської Федерації

У даний час одним з основних напрямків технічного переоснащення військ РХБ захисту Російської Федерації є створення технічних засобів і методів радіаційного контролю. Особлива увага при цьому надається новітнім методам детектування випромінювання, розробці принципово нових алгоритмів щодо оброблення інформації, застосування сучасної елементної бази.

Накопичений науковий і практичний досвід дозволяє Росії створювати високонадійні ефективні прилади й інтелектуальні системи радіаційної розвідки і контролю. У складі таких технічних засобів: мобільні комплекси радіаційної розвідки повітряного (вертольоти Ми-8Т) і наземного базування, стаціонарні і роботизовані комплекси, переносні прилади. Основні зразки засобів РР і К надані в даному розділі.

У 2000 році в збройних силах Російської Федерації був взятий на озброєння унікальний у своєму роді спеціалізований комплекс радіаційної

розвідки і пошуку джерел випромінювання (КРПД). Він призначений для ведення радіаційної розвідки в районах, які піддаються радіаційному зараженню, визначення в них радіаційної обстановки з побудовою карт полів доз, енергетичного спектра (діапазон 50 кеВ – 2 МеВ) та ідентифікації нуклідного складу радіоактивних аномалій, пошуку і визначення місця розташування локальних джерел гамма- і нейтронного випромінювання як з борта літальних апаратів (робочий діапазон висот виміру 50–300 м), так і з наземних транспортних засобів. До складу КРПД входять: повітряний комплекс радіаційної розвідки, наземний комплекс радіаційної розвідки (рис. 4.41), наземний обчислювальний комплекс. Комплекс передає інформацію з результатами розвідки і пошуку в реальному масштабі часу на наземний обчислювальний комплекс з автоматичним нанесенням на електронну карту полів доз радіоактивного випромінювання місцевості і координат місцезнаходження локальних джерел гамма- і нейтронного випромінювання та величин їхньої активності. Передбачені різні варіанти топоприв'язування у тому числі через супутник.



Рис. 4.41. Комплекс радіаційної розвідки і пошуку джерел випромінювання

Основні тактико-технічні характеристики КРПД: діапазон вимірювання потужності експозиційної дози $1 \cdot 10^{-5}$ – 10^3 Р/год, швидкість ведення повітряної радіаційної розвідки 50–250 км/год, ширина смуги виявлення під час ведення повітряної радіаційної розвідки 500 м, під час ведення наземної радіаційної розвідки 400 м.

Під час ліквідації наслідків аварії на Чорнобильській АЕС позитивно зарекомендували себе робототехнічний комплекс «Клин-1» (на базі інженерної машини розгородження ИМР-2) для радіаційної розвідки місцевості та проведення аварійно-відновлювальних робіт і два легкі спеціалізовані транспортні роботи СТР-1, які керуються дистанційно, і були призначені для розчищення завалів на даху 3-го енергоблока. Тому для військ РХБ захисту був розроблений роботизований комплекс автоматизованого пошуку локальних джерел іонізуючого випромінювання, який спроможний працювати у сильних радіаційних полях – до 10000 рад/год (рис. 4.42).



Рис. 4.42. Рухомий робототехнічний комплекс

Комплекс рухомий робототехнічний (КРР) призначений для ведення візуальної і радіаційної розвідки та контролю місцевості, позначення зараженої зони, гамма-пошуку, відбору і контейнерування високоактивних фрагментів у зонах з високими рівнями радіації і небезпечних предметів, транспортування контейнерів з небезпечним вантажем до місця утилізації.

Комплекс КРР складається з рухомих засобів на базі кузова-фургона К-5350 на шасі автомобіля КамАЗ-43114, причепа ГКБ-8384, мобільного робототехнічного комплексу на базі спостережних електромеханізмів МРК-45, мобільного робототехнічного комплексу на базі спостережних електромеханізмів МРК-46. Узятий на постачання в 2002 році. Основні тактико-технічні характеристики КРР: діапазон вимірювання потужності дози 0,01–100 Гр/год; максимальна інтегральна доза опромінення МРК-45 і МРК-46 за умови збереження їхньої працездатності 1000 Гр. Для експрес-оцінки у польових умовах і лабораторної оцінки радіонуклідного складу з метою ідентифікації окремих радіонуклідів, вимірювання їх активності, потужності експозиційної дози гамма-випромінювання, а також віку ядерних речовин був розроблений польовий бета-гамма-спектрометр (ПГС). ПГС являє собою портативний переносний прилад, до складу якого входять: блок детектування, мікро-ЕОМ, пристрій живлення, пристрій індикації, інтерфейс для зв'язку з **ІВМ- сумісними комп'ютерами**. Ними оснащуються військові радіометричні лабораторії і підрозділи ліквідації наслідків аварій на радіаційно небезпечних об'єктах. Модернізуються і машини розвідки (РХМ-4), які є на озброєнні. Замість приладу ИМД-21БА встановлюється вимірювач потужності дози ИМД-23 підвищеної інформативності «Автоспуск», що дозволяє у два-три рази збільшити площу розвідки місцевості, яка заражена радіоактивними речовинами.

Прилад ИМД-23 призначений для визначення сумарної поглиненої дози безперервного гамма-випромінювання та імпульсного гамма-нейтронного випромінювання, визначення усередненої потужності поглиненої дози гамма-випромінювання, на площі радіусом 150–200 м і приведена до висоти 1 м, визначення збільшення або зменшення потужності поглиненої дози з

виданням сигналу в систему радіостанції Р-147. Крім того, на показання вимірювача ИМД-23 не впливає забруднення радіоактивними речовинами корпусу машини РХБ розвідки. Вимірювач ИМД-23 (рис. 4.43) складається з пульта керування 1 трьох блоків детектування 2, блока обробки і збору інформації 3, комплекту ЗІП. Взятий на постачання в 2000 році.



Рис. 4.43. Вимірювач потужності дози ИМД-23

Основні тактико-технічні характеристики ИМД-23: діапазон вимірювання потужності поглиненої дози гамма-випромінювання 10^{-4} –30 Гр/год; діапазон вимірювання поглиненої дози імпульсного гамма-нейтронного випромінювання 10^{-2} –20 Гр; наявність виходу в телекодівні канали зв'язку АСУВ; основна похибка вимірювання поглиненої дози $\pm 15\%$; напруга живлення 27 В.

У 1993 році взятий на постачання у війська РХБ захисту прилад ИМД-2, що є подальшою модернізацією приладу ИМД-1. Вимірювач потужності дози ИМД-2 призначений для вимірювання потужності дози гамма-випромінювання під час ведення радіаційної розвідки (спостереження) і контролю радіаційної обстановки в інтересах екіпажів (розрахунків) рухомих об'єктів озброєння, військової техніки. Вимірювач ИМД-2 виготовляється в трьох варіантах: ИМД-2С – стаціонарний (рис. 4.44), ИМД-2Б – бортовий (рис. 4.45), ИМД-2Н – переносний (рис. 4.46).



Рис. 4.44. Вимірювач потужності дози ИМД-2С

Вимірювач ИМД-2 складається з вимірювального пульта, каркаса кріплення пульта, вузла живлення, батарейного футляра, ремня. Лічильника і

логарифмування кількості зареєстрованих імпульсів від детектування ведеться лічильником-логарифмометром. Результати логарифмування після закінчення часу вимірювання записуються в регістр-дешифратор, а з нього – на індикацію.



Рис. 4.45. Вимірювач потужності дози ИМД-2Б

Основні тактико-технічні характеристики ИМД-2: діапазон вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання $1 \cdot 10^{-5}$ – 10^3 Р/год; час установлення робочого режиму 1 хв; основна похибка ± 30 %.



Рис. 4.46. Вимірювач потужності дози ИМД-2Н

Проведена подальша модернізація приладу ИМД-31. Комплекс авіаційно-вимірювальний ИМД-32 (рис. 4.47) призначений для ведення повітряної радіаційної розвідки місцевості, атмосфери та видання інформації про рівні радіації, координати і час в апаратурі передачі даних під час розміщення на вертольотах (літаках) РХБ розвідки.

Комплекс ИМД-32 складається з шести блоків детектування, пульта керування, блока електроніки, термодрукувального пристрою, комплекту ЗІП, монтажних частин, тренажера.



Рис. 4.47. Комплекс авіаційно-вимірювальний ИМД-32

За допомогою ИМД-32 можна робити прийом інформації від радіовисотоміру і навігаційного устаткування, прийом і реєстрацію інформації від приладів хімічної і біологічної розвідки, її адресну передачу і документування. ИМД-32 устанавлюється на літаках та вертольотах. Взятий на постачання в 1999 році.

Основні тактико-технічні характеристики ИМД-32: діапазон вимірювання потужності поглиненої дози гамма-випромінювання на висоті 1 м від поверхні землі $1 \cdot 10^{-5}$ – $1 \cdot 10^3$ Рад/год; діапазон вимірювання потужності поглиненої дози гамма-випромінювання на борту літального апарата $1 \cdot 10^{-2}$ – 10^3 Рад/год; час вимірювання (в діапазоні 0,8–3000 Рад/год) 2–20 сек; висота польоту 50–500 м; маса 75,2 кг.

Замість приладу радіометричного контролю ИМД-12 у війська Російської федерації з 1996 року надходить його модернізований варіант ИМД-13.

Вимірювач іонізуючих випромінювань універсальний ИМД-13 (рис. 4.48) призначений для вимірювання потужності дози випромінювання на місцевості під час ведення радіаційної розвідки в пішому порядку, контролю ступеня радіоактивного зараження об'єктів військової техніки, продовольства, води і фуражу за гамма-випромінюванням, для вимірювання альфа- і бета-зараження різних поверхонь, а також для вимірювання зараження радіоактивними речовинами проб у військових радіометричних і хімічних лабораторіях.

До складу ИМД-13 входять: пульт вимірювальний, сім блоків детектування, пристосування для альфа-активних проб, два блоки живлення, комплект ЗІП. Взятий на постачання в 1996 році.

Основні тактико-технічні характеристики ИМД-13: діапазон вимірювання потужності експозиційної дози гамма-випромінювання 10^{-5} – $9,99 \cdot 10^2$ Рад/год; діапазон вимірювання щільності потоку бета-

випромінювання $10-9,99 \cdot 10^6$ част/см²·хв, альфа-випромінювання $10-9,99 \cdot 10^3$ част/см²·хв; діапазон вимірювання питомої активності бета-випромінювання $10^{-8}-9,99 \cdot 10^{-4}$ Кі/кг, альфа-випромінювання $10^{-6}-9,99 \cdot 10^{-3}$ Кі/кг; межа припустимої похибки ± 25 %; ресурс 10000 год.; маса 81,2 кг; напруга живлення від бортової мережі 10,8–39 В, від мережі перемінного струму 176–242 В.



Рис. 4.48. Вимірювач іонізуючих випромінювань універсальний ИМД-13

З'явилися також принципово нові засоби вимірювання величини поглинених доз гамма- і гамма-нейтронного випромінювання, одержаних особовим складом. У першу чергу необхідно відзначити індивідуальний хімічний гамма-нейтронний дозиметр Д-13.

Детектор Д-13 і пристрої УИ-12М та УИ-13 призначені:

- для реєстрації та вимірювання поглиненої дози гамма- і змішаного гамма-нейтронного випромінювання проникаючої радіації ядерних вибухів, зараженої місцевості, а також під час аварій ядерних енергетичних установок і пристроїв;

- для ранньої діагностики ступеня тяжкості гострих променевих уражень особового складу, медичного сортування поранених на етапах медичної евакуації та визначення необхідного обсягу лікувально-профілактичних заходів;

- для оцінювання боєздатності особового складу за радіаційним фактором, визначення порядку подальшого використання військових частин (підрозділів) і планування використання особового складу.

Комплект Д-13 (рис. 4.49) складається з корпусу з кришкою й ампули з робочим розчином; комплекту вимірювального пристрою УИ-12М (футляра, контрольної ампули, комплекту ЗІП) та блока живлення УИ-13 (футляра, комплекту ЗІП). УИ-13 з'єднується з друкувальним пристроєм, і ЕОМ. Д-13 забезпечує накопичення інформації під час добового опромінення. Взятий на постачання в 1994 році.

Основні тактико-технічні характеристики Д-13:

– діапазон вимірювань поглиненої дози гамма-нейтронного випромінювання з пристроєм УИ-12М 0,5–50 Гр, із пристроєм УИ-13 0,5–25 Гр;

– допустима межа основної похибки вимірювання $\pm 30\%$;

– термін зберігання вимірювань дози 90 діб.



Рис. 4.49. Індивідуальний хімічний гамма-нейтронний дозиметр Д-13

Необхідно також відзначити впровадження радіофотолумінесцентного методу дозиметрії в приладі ИД-14. Індивідуальний радіофотолумінесцентний вимірювач поглиненої дози гамма-випромінювання ИД-14 із пристроєм для обпалювання радіофотолумінесцентного скла УО-14 призначений для ранньої діагностики ступеня тяжкості гострих променевих уражень, медичного сортування поранених (уражених) і визначення необхідного обсягу лікувально-профілактичних заходів, а також для контролю за опроміненням особового складу, який залучається до робіт щодо ліквідації наслідків радіаційних аварій і працює з джерелами гамма-випромінювання.



Рис. 4.50. Комплект ИД-14

Дозиметр ИД-14, пристрої УИ-14 і УО-14 (рис. 4.50) використовуються комплексно. Вимірювальний пристрій УИ-14 для роботи під'єднується до персонального ЕОМ.

Вимірювач дози ИД-14 після використання за призначенням розбирається та розміщується в пристрої для обпалювання УО-14, що повертає йому початкові властивості. Вироби постачаються з комплектом запасних частин і приладь. Узятий на постачання у 2002 році.

Основні тактико-технічні характеристики:

– діапазон вимірювання поглиненої дози гамма-випромінювання 0,00005–50 Гр;

– діапазон енергій гамма-випромінювання, що реєструється 0,8–1МеВ; похибка в умовах застосування $\pm 30\%$;

- час одного вимірювання ≤ 2 хв;
- час підготовки до роботи ≤ 30 хв; маса дозиметра 25 г;
- маса пристрою вимірювального (УИ-14) 18 кг.

4.4. Градування військової дозиметричної апаратури та особливості її зберігання

Вимірювальні можливості ВДА визначаються не тільки діапазоном вимірювання, але й точністю останніх. Результати вимірювань можливо використовувати лише тоді, коли поряд із числом, яке характеризує величину, що підлягає вимірюванню, відома й похибка вимірювання. Невід'ємним елементом системи заходів із підтримання справного стану ВДА є перевірка та відновлення градування.

Градуванням ВДА називається приведення показань приладів у відповідність з дійсним, точним значенням вимірювальної величини. Здійснюється це у зв'язку з тим, що точність показань ВДА, яка знаходиться в експлуатації або зберігається на складах, із часом зменшується.

Це пояснюється зміною величин опору резисторів, характеристик напівпровідникових елементів, забрудненням ізоляторів, тобто погіршенням параметрів і номінальних величин деяких деталей у зв'язку з тривалою експлуатацією в умовах впливу різних кліматичних факторів. Крім того, зниження точності вимірювання може спостерігатися після ремонту ВДА, частково після зміни ГЛ, електронних компонентів та інших елементів схем. Погіршення точності вимірювань також є наслідком недотримання правил утримання, зберігання та експлуатації приладів.

Якщо похибка перевищує встановлені межі, градування відновлюється за допомогою спеціальних регулювань «Чутливість», які передбачені конструкцією даного приладу.

Розрізняють перевірку градування та відновлення градування ВДА. Перевірка градування приладів здійснюється під час періодичного технічного обслуговування, як правило, 1 раз на 2 роки (табл. 4.11) Відновлення градування – заключна операція середнього та капітального ремонту.

Перевіркою та відновленням градування ВДА займаються стаціонарні та рухомі майстерні на гамма-установках, які мають свідоцтво про обов'язкову перевірку. Свідоцтво видається на атестовану гамма-установку; до неї додаються градувальні таблиці (табл. 4.8), за допомогою яких визначаються відстані від джерела до центра детектора БД приладу, які відповідають визначеним (контрольним) потужностям дози.

Методика перевірки градування ВДА цілком склалася. Вона здійснюється в полі точкового джерела у двох-трьох точках шкали на кожному піддіапазоні вимірювань. Прилад регулюється так, щоб різниця між

дійсним значенням вимірювальної величини та показаннями не перевершувала допустимого значення.

Таблиця 4.8

**Градувальна таблиця
(Додаток до свідоцтва № ___)**

Роки	Місяць	Рівні потужності дози в опорних і контрольних точках																					
		Р/год								мР/год													
		20	10	3,5	3	2	1,5	1	0,75	0,5	0,35	0,3	0,1	30	20	10	5	4	3,5	2	0,3	0,25	0,1
20__ р.	Січень – березень	Відстань від центра ДІВ до центра детектора в сантиметрах																					
	Квітень – червень																						
	Липень – вересень																						
	Жовтень – грудень																						
Джерело ІВ: Cs-137		$A = 400$ мКі										$A = 10$ мКі					$A = 0,1$ мКі						

У кращому разі прилад показує точне значення, яке відповідає дійсному значенню вимірюваної величини. Але й під час виконання цієї умови в показання приладу привнесена похибка. Джерелом її є неточність визначення характеристик поля ІВ. Основною характеристикою поля є потужність дози, яку можливо визначити двома методами: розрахунками за відомою активністю зразкового джерела або вимірюванням зразковим приладом.

Розрахунки потужностей доз за активністю зразкового джерела застосовуються для стаціонарних умов градування. Розрахунком значно заважає та обставина, що на характеристики поля випромінювання впливають розсіяне та відбите випромінювання, яке створюється стінами градувального приміщення та обладнанням. Використання коліметрів, які

обмежують пучок ІВ, саме по собі вносить невизначеність у характеристики поля. Тому потужність дози в точках градування надійніше визначати зразковим приладом. Величина похибки градування ВДА звичайно становить 10–30 %.

Перевірка градування ВДА здійснюється у двох точках кожного піддіапазону. Такі точки встановлюються двох типів: опорні та контрольні (Р/год або мР/год). Опорні точки шкали відповідають звичайно 70–80 % від верхньої межі піддіапазону приладу що перевіряється, у цих точках у разі потреби регулюються показання приладу. Регуляторами відновлення градування приладу в опорних точках служать звичайно змінні резистори – шунти до реєстратора (мікроамперметра), їх називають регуляторами чутливості. Контрольні точки шкали відповідають приблизно 25–40 % від верхньої межі піддіапазону приладу, що перевіряється, у цих точках перевіряється похибка показань приладу без використання органів регулювання. Після встановлення необхідних показань положення регуляторів фіксується затяжною гайкою або зафарбовується.

Джерело гамма-випромінювання має вибиратися з такими характеристиками, щоб, по-перше, воно забезпечувало створення поля з потужністю доз, які необхідні для перевірки всіх типів ВДА на всіх піддіапазонах, та, по-друге, щоб енергія фотонів його випромінювання була близькою до середньої енергії фотонів, які випромінюються продуктами ЯВ (продуктами під час аварії на РНО).

Діапазон потужностей доз, які вимірюються сучасними військовими дозиметричними приладами, знаходиться в межах від 0,01 мР/год до 999 Р/год. Враховуючи, що повірка приладів здійснюється не за крайніми точками, а за точками, які знаходяться в середній частині діапазону (шкали), діапазон необхідних потужностей доз може бути звужений до 0,25 мР/год знизу та до 500 Р/год згори.

Найбільш придатним ізотопом для джерел випромінювання, які використовуються у військових градувальних установках, є цезій-137. Він має енергію фотонів випромінювання (0,661 МеВ) достатньо близьку до середньої енергії фотонів випромінювання продуктів ЯВ та великий період піврозпаду (26,6 років).

Джерело ІВ, яке раніше використовувалось, ізоотоп кобальт-60 має перевагу перед ізоотопом цезій-137 тільки за вартістю, поступаючись йому у всьому іншому (середня енергія фотонів випромінювання ізоотопу кобальт-60 – 1,25 МеВ, а період піврозпаду – 5,3 роки, що потребує більш потужного захисту та більш частої заміни джерела). Активність джерела вибирається, виходячи з потреби отримання поля випромінювання з потужністю дози, яка відповідає верхній межі діапазону (300 Р/год) на відстані приблизно 25 см від джерела. Враховуючи, що гамма-стала потужності дози цезію-137

$\Gamma = 3,1 \text{ Р} \cdot \text{см}^2/\text{год} \cdot \text{мКи}$, можливо оцінити необхідну активність джерела за виразом (див. 1.6б):

$$A = \frac{\mathcal{X}^2}{\Gamma} = \frac{300 \cdot 625}{3,1} \approx 6,10^4 \text{ мКи} = 60 \text{ Ки}$$

Відстань розраховують орієнтовно, виходячи з дійсної активності джерела, за формулою:

$$R = \sqrt{\frac{iA100}{\mathcal{X}}},$$

де R – відстань від джерела до заданої точки, см;

i – іонізаційна гамма-стала 8,4;

A – дійсна активність випромінювача, г·екв радію;

\mathcal{X} – потужність дози, Р/год.

Вірна активність A джерела визначається за формулою (1.47) або за виразом:

$$A = A_0 K,$$

де A_0 – початкова активність джерела (указана в паспорті на дане джерело), г·екв радію;

K – поправковий коефіцієнт (див. табл. 4.9), який залежить від часу, що пройшов із дня вимірювання A_0 . Дата виміру початкової активності A_0 також указана в паспорті на ДІВ.

Для визначення відстані від радіоактивного джерела до точки із заданою потужністю дози \mathcal{X} , Р/год можна користуватись спрощеною формулою:

$$R = \frac{c}{\sqrt{\mathcal{X}}},$$

де $c = \sqrt{iA}$ визначається за допомогою графіка (рис. 4.51) за знайденою дійсною активністю A джерела, $\sqrt{\mathcal{X}}$ можна визначити за табл. 4.10.

Таблиця 4.9

Поправковий коефіцієнт K для визначення дійсної активності джерела з цезієм-137 (Cs-137 з періодом піврозпаду 26,6 років)

Кількість років	Поправковий коефіцієнт K	Кількість років	Поправковий коефіцієнт K	Кількість років	Поправковий коефіцієнт K
1	2	3	4	5	6
1,0	0,974	10,0	0,769	19,0	0,609
1,5	0,960	10,5	0,760	19,5	0,599

1	2	3	4	5	6
2,0	0,950	11,0	0,748	20,0	0,592
2,5	0,937	11,5	0,740	20,5	0,584
3,0	0,925	12,0	0,730	21,0	0,577
3,5	0,913	12,5	0,721	21,5	0,569
4,0	0,898	13,0	0,710	22,0	0,560
4,5	0,886	13,5	0,702	22,5	0,555
5,0	0,873	14,0	0,693	23,0	0,546
5,5	0,863	14,5	0,684	23,5	0,540
6,0	0,852	15,0	0,678	24,0	0,534
6,5	0,844	15,5	0,666	24,5	0,526
7,0	0,832	16,0	0,658	25,0	0,519
7,5	0,822	16,5	0,649	25,5	0,513
8,0	0,815	17,0	0,640	26,0	0,506
8,5	0,803	17,5	0,632	26,5	0,500
9,0	0,789	18,0	0,624		
9,5	0,781	18,5	0,615		

Приклад. У паспорті вказано, що цезієве джерело Cs-137 має початкову активність $A_0 = 2,4$ г екв радіо, виміряну 20.01.2009 р. Потрібно визначити дійсну активність джерела на 20.07.2011 р. З моменту вимірювання активності пройшло 2,5 роки. За табл. 4.9 знаходимо, що для 2,5 років $K = 0,937$.

Таким чином, дійсна активність джерела буде

$$A = A_0 K = 2,4 \cdot 0,937 = 2,25 \text{ г екв радіо.}$$

Таблиця 4.10

Корені квадратні для визначення значення \sqrt{X} залежно від X

X	\sqrt{X}	X	\sqrt{X}
0,10	0,316	1,4	1,18
0,15	0,338	1,5	1,22
0,30	0,548	3,0	1,73
0,35	0,592	3,5	1,87
0,50	0,708	5,0	2,24
0,75	0,867	10,0	3,16
1,00	1,000	15,0	3,87
		20,0	4,48
		25,0	5,00
		30,0	5,48

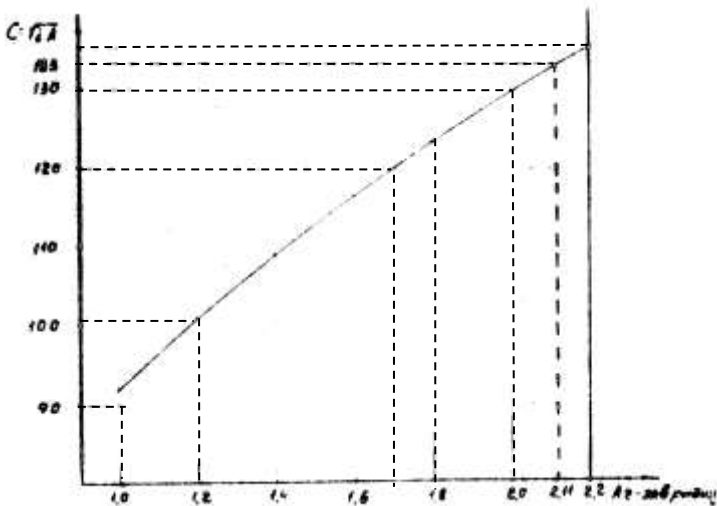


Рис. 4.51. Графік визначення коефіцієнта $R = \frac{c}{\sqrt{X}}$

Приклад. Візьмемо джерело з початковою активністю $A = 2,2$ г екв радію, виміряною 10.07.2007 р. На 10.01.2000 р. за табл. 4.9 $K = 0,960$; звідси

$$A = A_0 K = 2,2 \cdot 0,960 = 2,11 \text{ г-екв радію.}$$

Далі, користуючись формулою $R = \frac{c}{\sqrt{X}}$, визначаємо відстань для

$$X = 20 \text{ Р/год.}$$

Для активності 2,1 г екв радію визначаємо за графіком (див. рис. 4.51) коефіцієнт $c = 133$.

$$\text{З табл. 4.10 знаходимо } \sqrt{X} = \sqrt{20} = 4,48;$$

$$\text{звідси орієнтовно } R = \frac{133}{4,48} \approx 30 \text{ см.}$$

Таким чином, методика перевірки та відновлення градування ВДА полягає в наступному:

1. За градувальною таблицею для даного строку градування і обраної потужності дози X визначають відстань R від гамма-джерела до детектора приладу.

2. Установивши детектор БД приладу на визначеній відстані R , здійснюють вимірювання X_i та порівнюють це значення з величиною X (опорної або контрольної точки) із градуувальної таблиці.

3. Визначення похибок. Вид похибки, яка визначається під час перевірки градуування, залежить від конструктивних особливостей приладу. Розрізняють абсолютну похибку

$$\Delta_a = X - X_i / P/\text{год},$$

де X – потужність дози в контрольній або опорній точках, за якими здійснювалось визначення відстані R ; X_i – вимірювана приладом потужність дози під час встановлення його на відстань R (см) від джерела.

Відносна похибка – це відношення абсолютної похибки до вимірюваної величини (у відсотках):

$$\Delta_o = \frac{\Delta_a}{X} 100 \quad (4.18)$$

Зведена похибка – це відношення абсолютної похибки до повного значення шкали піддіапазону приладу, що перевіряється X_{\max} (у відсотках):

$$\Delta_n = \frac{\Delta_a}{X_{\max}} 100 \quad (4.19)$$

Приклад. Дозиметричний прилад градуується на піддіапазоні $2 P/\text{год}$ в опорній точці $X=1,5 P/\text{год}$. Під час градуування прилад показує $1,4 P/\text{год}$. Розв'язання:

Абсолютна похибка: $\Delta_a = 1,5 - 1,4 = 0,1 P/\text{год}$.

Відносна похибка: $\Delta_o = 0,1/1,5 \cdot 100 = 6,7 \%$.

Зведена похибка: $\Delta_n = 0,1/2 \cdot 100 = 5 \%$. Максимально допустима зведена похибка вимірювання приладу: $\Delta_n = \pm 10 \%$.

Отже, похибка, приладу який контролюється, не перевищує встановлених норм із технічних умов.

4. Якщо в окремих точках, в яких перевіряється прилад, похибка перевищує допустиму, то проводять відновлення градуування.

Для цього прилад встановлюється на відстань R , яка відповідає опорній точці X_i та коригувальними регулюваннями даного піддіапазону покази приладу приводяться у відповідність з потужністю дози X (тобто $X_i = X$); потім, не змінюючи положення регулятора, перевіряють показання приладу

в контрольній точці. Ці покази не мають виходити за межі допустимої похибки, вказаної в ТУ № 3927 для кожного приладу.

Таблиця 4.11

Терміни проведення градування приладів радіаційної розвідки та контролю

Найменування приладів	Терміни градування приладів, що знаходяться в експлуатації та на зберіганні		
	під час використання (короткочасного зберігання)	під час використання в умовах впливу іонізуючих випромінювань	під час тривалого зберігання
ДП-64	1 раз на 2 роки	1 раз на рік	1 раз на 5 років
ДП-5В	1 раз на 2 роки	1 раз на рік	1 раз на 5 років
ПРХР	1 раз на 2 роки	1 раз на рік	1 раз на 5 років
ИМД-1	1 раз на 2 роки	1 раз на рік	1 раз на 3 роки
ИМД-12	1 раз на 2 роки	1 раз на рік	1 раз на 3 роки
ИМД-21	1 раз на 2 роки	1 раз на рік	1 раз на 3 роки
ИД-1	1 раз на рік	1 раз на 6 міс.	1 раз на 5 років
ИД-0,2 (ДК-0,2)	1 раз на рік	1 раз на 6 міс.	1 раз на 5 років
ИУ (ГО-32-1)	1 раз на 3 роки	1 раз на 3 роки	1 раз на 5 років

Примітка:

1. Зазначені прилади, крім того, підлягають градуванню під час кожного середнього та капітального ремонту.

2. Градування приладів здійснюється на штатних засобах градування за тими потужностями експозиційних доз, що ними забезпечуються.

Зберігання дозиметричного майна

До дозиметричного майна належать прилади, джерела їх живлення, ДІВ для градування і перевірки працездатності приладів, гамма-установки для градування приладів та ремонтні комплекти. Це майно може зберігатися на центральних складах і базах, складах частин і в підрозділах.

На короткочасне зберігання ставляться прилади, експлуатація яких планується в найближчі 3 місяці. На довготривале зберігання ставляться прилади, експлуатація яких не планується в найближчі 12 місяців. Зберіганню підлягають тільки технічно справні та повністю укомплектовані прилади.

На складах ВДА зберігається в опалюваних сховищах у заводській упаковці в штабелях. На складах з'єднань і частин допускається, крім того, зберігати прилади в укладальних ящиках на стелажах.

За відсутності опалюваних сховищ допускається тимчасове (до одного року) зберігання ВДА в неопалюваних сховищах, але в цьому разі прилади обов'язково мають бути законсервовані методом «чохол». Найбільш сприятливі умови для зберігання ВДА: температура $+ 20 \pm 10$ °C і відносна вологість повітря 45–70 %; різкі коливання температури протягом доби недопустимі. У сховищах мають бути термометр і психрометр. Особи, які відповідають за зберігання ВДА, двічі на день повинні вимірювати температуру та вологість і результати вимірювань заносити у графіки. Забороняється зберігати прилади разом із агресивними хімічними речовинами, а також ставити укладальні ящики один на інший або на підлогу.

На центральних складах прилади старих зразків утримуються без контрольних препаратів. Вилучені з комплекту контрольні гамма-препарати розміщуються окремо в спеціальних сховищах в опечатаних свинцевих контейнерах. Під час зберігання великої кількості приладів із контрольними бета-препаратами рівень потужності дози в сховищах на висоті 1 м від підлоги не має перевищувати 5 мР/год. **Вимірювачі дози типу ИД-1 зберігати в зарядженому стані відповідно до вимог експлуатаційної документації.**

У військових частинах ВДА поділяється на три групи:

- довготривалого зберігання;
- поточного забезпечення;
- навчальні.

Прилади довготривалого зберігання утримуються на складі частини та враховуються окремо від приладів поточного забезпечення. Прилади поточного забезпечення видаються зі складу частини до підрозділів за розпорядженням командира частини. Навчальні прилади, а також макети та стенди, які використовуються в класах (лабораторіях) як посібники, закріплюються за відповідними особами цього приміщення.

У підрозділах прилади зберігаються в шафах, які замикаються. Шафи обладнуються полицями та розділяються на вертикальні відсіки. Нижня полиця має бути на висоті не меншій за 0,2 м від підлоги.

У польових умовах прилади мають зберігатися в укладальних ящиках у сховищах розміром приблизно 3×6 м, які обладнуються полицями (або в окопах глибиною не меншою ніж 1,5 м, де прилади встановлюються на дерев'яні настили або підкладки). Ставити укладальні ящики або прилади на землю – забороняється.

Бортові засоби радіаційної розвідки взимку під час перерв в експлуатації машин більших за один місяць знімаються та після консервації розміщуються в обладнаних опалюваних сховищах. Під час бойової обстановки для пересувних ремонтних хімічних майстерень (ПРХМ) обладнується укриття котлованного типу.

Елементи та батареї до приладів зберігаються в сухих прохолодних приміщеннях за відносної вологості не більшої за 70 % та температури не нижчої від – 10 та не більшої від + 25 °С. Якщо прилади зберігаються більше ніж за 10 діб, джерела живлення вимикаються та вилучаються з них. У деяких випадках за рішенням командира частини джерела живлення можуть не вимикатися, їх придатність перевіряється один раз на тиждень. На складах елементи враховуються за строком виготовлення та зберігаються окремо за типами: холодостійкі, не холодостійкі, універсальні. Елементи та батареї зберігаються у вертикальному положенні як в упаковальних ящиках, так і поза ними. Особливості зберігання ДІВ будуть розглянуті в розділі 5.

Технічне обслуговування ВДА

Дозиметричні прилади, які знаходяться на озброєнні підрозділів та частин ЗС України, мають бути постійно готові до використання.

Прилади, які знаходяться в експлуатації, закріплюються за окремими військовослужбовцями, які повинні добре знати принцип дії приладів, будову, правила використання та зберігання.

Прилади, які надходять до військової частини, приймає комісія, призначена командиром частини. Комісія перевіряє кількість, комплектність, стан приладів і потім передає їх на склад частини. У технічному формулярі приладу в розділі «Для службових відміток» робиться запис: «Прилад надійшов до військової частини «___» _____ 20__р.

Запис підтверджується підписом начальника служби РХБ захисту та екологічної безпеки або осіб, які відповідають у частині за експлуатацію та збереження озброєння та майна. Зі складу частини прилади отримують старшини підрозділів. Під час отримання приладів зі складу перевіряється їх комплектність і працездатність. Про закріплення приладу за військовослужбовцями старшина підрозділу робить запис у технічному формулярі в розділі «Для службових відміток»: «Відповідальний за експлуатацію та утримання приладу (звання, прізвище)». Навчальні прилади закріплюються поряд із приладами поточного забезпечення. На обкладинці технічного формуляра навчального приладу робиться відмітка «Навчальний», а укладальний ящик (футляр, сумка) маркується буквою «Н» білого кольору розміром 40 × 60 мм.

Експлуатації підлягають тільки справні прилади. Якщо виявлені несправності, які належать до поточного ремонту, їх усуває під час технічного обслуговування та особа, за якою закріплений прилад. Якщо

несправність у приладі не може бути усунута у військових умовах, прилад направляють до ремонтної майстерні. Це рішення приймає комісія, яка проводить технічну перевірку, або начальник служби РХБз та екологічної безпеки. У технічному формулярі робляться записи про технічний стан, закріплення приладу, час його роботи за кожний квартал, проведення технічних оглядів і перевірок, ремонту, консервації та градування. Заповнюється формуляр чітко за графами чорнилом. На кожний прилад у підрозділах запроваджується «Листок повсякденного обліку роботи приладу» (табл. 4.12).

Таблиця 4.12

Листок повсякденного обліку роботи приладу

Тип приладу _____, № _____, рік виготовлення 20__ р.

Дата	Час роботи приладу, хв	Дата	Час роботи приладу, хв	Дата	Час роботи приладу, хв

Усього за _____ 20__ р. _____ хв _____ год

Листок заповнюється щодобово після роботи особою, за якою закріплений прилад, та вкладається в технічний формуляр. Наприкінці кварталу за даними листка заносять у формуляр сумарний час роботи приладу. Після використання листок замінюється новим.

Для підтримання технічної справності та забезпечення безвідмовної роботи приладів здійснюється повсякденне та періодичне технічне обслуговування (ТО).

Повсякденне технічне обслуговування здійснюється безпосередньо в підрозділах після занять або інших робіт із приладами особами, за якими вони закріплені.

Періодичне технічне обслуговування – включає усі заходи повсякденного ТО та контрольно-перевірочні роботи. У це обслуговування входять також ремонтно-профілактичні роботи та перевірка градування приладів. Періодичне технічне обслуговування планується в масштабі частини, для його здійснення залучаються ремонтні майстерні. У військах воно проводиться, як правило, два рази на рік. Перед ТО всі дозиметричні прилади, які перебували на зараженій місцевості, дезактивуються дво-трикратним протиранням зовнішніх поверхонь ганчіркою, злегка змоченою дезактивуючим розчином або бензином.

Повсякденне технічне обслуговування передбачає зовнішній огляд, перевірку комплектності та працездатності приладу. За технічним станом прилади поділяються на п'ять категорій:

■ 1-а категорія – нові прилади, не були в експлуатації та відповідають вимогам основних технічних даних;

– 2-а категорія – прилади, які знаходяться на складах і в експлуатації, справні або потребують поточного ремонту;

– 3-а категорія – прилади, які потребують середнього ремонту;

– 4-а категорія – прилади, які потребують капітального ремонту;

– 5-а категорія – прилади, відновлення яких неможливе або недоцільне.

У зв'язку з цим ремонт ВДА поділяється на три види: поточний, середній і капітальний. Вид ремонту, необхідний для відновлення приладу, визначається за його технічним станом, характером несправностей та обсягом робіт щодо їх усунення.

Поточний ремонт (усунення зовнішніх механічних пошкоджень без розкриття та розбирання схеми приладу, чищення, видалення корозії, пофарбування) здійснюється в підрозділах особовим складом, за яким закріплені прилади.

Середній ремонт (заміна несправних деталей, усунення пошкоджень у монтажі, регулювання та градування приладу) здійснюється в майстернях частин і підрозділах військ РХБз, а також у ремонтних органах видів ЗС України, центральних складах і базах – спеціально підготовленими майстрами та техніками.

Під час **капітального ремонту** прилад повністю розбирається, замінюються вузли монтажу з подальшим електричним регулюванням. Такий ремонт здійснюється в майстернях центральних складів, баз, а також на заводах виробників.

Як керівний документ для вказаних ремонтних органів видані «Технічні умови на середній і капітальний ремонт дозиметричних приладів» (ТУ № 3927) та керівництва з середнього ремонту для кожного приладу.

У них передбачена технологія ремонту, обсяг і послідовність контрольно-перевірних іспитів відновленої апаратури.

ЕКСПЛУАТАЦІЯ ДЖЕРЕЛ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ

Збільшення кількості використання у військах джерел іонізуючих випромінювань (ДІВ) підвищило актуальність питань радіаційної безпеки у Збройних Силах та інших військових формуваннях України. **Забезпечення радіаційної безпеки (РБ) є одним із заходів РХБ захисту** та здійснюється з метою захисту особового складу військ від уражаючого впливу іонізуючих випромінювань, а зовнішнього середовища – від забруднення радіоактивними речовинами (РР) під час робіт з ДІВ.

Відповідальність за забезпечення РБ особового складу несе командир частини. Безпосереднє керівництво забезпеченням РБ покладається на начальника служби РХБ захисту та екологічної безпеки (РХБЗ та ЕБ), а за відсутності, на осіб, призначених відповідальними за РБ наказом відповідного командира. Вирішення завдань забезпечення РБ начальник служби РХБЗ та ЕБ організовує та здійснює у взаємодії з медичною службою.

5.1. Експлуатація джерел іонізуючого випромінювання, які використовуються у військах РХБ захисту

У військових частинах, на складах озброєння РХБ захисту, базаз зберігання та ремонту озброєння РХБ захисту до робіт із ДІВ належать такі (дод. 19, 20):

- роботи на засобах перевірки, споряджених джерелами гамма-випромінювання, у тому числі роботи з атестації засобів перевірки військових дозиметричних приладів;

- роботи, що виконуються в місцях зберігання джерел гамма-випромінювання;

- роботи з безпосередньої підготовки та відправлення джерел гамма-випромінювання, призначених для засобів перевірки військових дозиметричних приладів;

- роботи, пов'язані з транспортуванням автомобільним транспортом військової частини джерел гамма-випромінювання в складі засобів перевірки або окремо;

- роботи з атестації контрольних радіоізотопних градувальників джерел світла з використанням спеціальних реєструючих приладів;

- роботи, що виконуються зі збирання, утримування, підготовки до здавання на захоронення радіоактивних відходів;

- роботи, пов'язані з прийняттям від підприємств промисловості партій радіоізотопних градувальних джерел світла та їх розсиланням.

Примітка. До робіт з джерелами іонізуючого випромінювання не належать роботи, пов'язані з транспортуванням, зберіганням, використанням, технічним обслуговуванням і ремонтом військових дозиметричних приладів, що мають у своєму складі вмантовані контрольні джерела випромінювання.

В окремих установах і військово-навчальних закладах, крім указаних робіт, можуть виконуватися й інші роботи з РР у відкритому вигляді та із закритими ДІВ, які не входять до складу виробів озброєння військ та засобів захисту. Вказані роботи чинними методичними рекомендаціями не регламентуються. У разі встановлення факту крадіжки (втрати) ДІВ у військовій частині негайно вживаються заходи щодо їх розшуку (дод. 16).

Про факт крадіжки (втрати) доповідається вищому командуванню, інформується постачальний орган та орган управління медичної служби.

У разі крадіжки (втрати) ДІВ за межами військової частини інформується місцеві органи Міністерства внутрішніх справ України.

Особи, які допустили незаконні дії з ДІВ, притягуються до відповідальності.

До незаконних дій із ДІВ належать:

- незаконне придбання, зберігання, використання, передавання або руйнування ДІВ, які знаходяться у виробі чи поза ним;
- крадіжка джерел іонізуючих випромінювань;
- порушення правил зберігання, використання, обліку, транспортування ДІВ та інших правил поведінки з ними.

Військові частини, на обліку яких стоять засоби перевірки військових дозиметричних приладів із джерелами гамма-випромінювань, які не входять до складу приладів і сигналізаторів, зобов'язані встановленим порядком отримати дозвіл на право зберігання ДІВ і проведення робіт із ними.

Перевірку військових дозиметричних приладів (інакше кажучи, перевірка градування) проводиться спеціальними або зразковими засобами вимірювання (або зразковим ДІВ). До них належать зразкові джерела альфа- і бета-випромінювань, зразкові джерела гамма-випромінювань і зразкові нейтронні джерела. Розглянемо їх основні характеристики та властивості.

5.1.1. Зразкові джерела іонізуючих випромінювань

Зразкові джерела альфа- та бета-випромінювань являють собою металеві підкладки, на яких тонким шаром нанесена РР, закрита захисним покриттям для запобігання можливості забруднення. Як захисне покриття для джерел альфа-випромінювання використовують тонкі окиснювальні плівки, а для джерел бета-випромінювань використовують фольгу товщиною $0,05 \pm 0,006$ мм. У джерелах альфа-випромінювання товщина радіоактивного шару разом із захисним покриттям не перевищує $0,2 \text{ мг/см}^2$.

У джерел бета-випромінювання товщина фільтрувального паперу, на який нанесений радіоактивний нуклід, становить $7,5 \pm 0,3$ мг/см². Джерело має площу активної поверхні 4, 10, 40, 100, 160 см². Неактивні поля по периметру джерел шириною 15 мм дозволяють брати їх пінцетом, не торкаючись активної поверхні. Поглиблення в підкладці 0,5 мм захищає активну поверхню від механічних пошкоджень. Геометричні розміри джерел наведені в табл. 5.1.

Таблиця 5.1

Геометричні розміри альфа- та бета-джерел

Діаметр підкладки джерел, мм	Діаметр активного джерела, мм	Площа активної поверхні, см ²
35	12	1
52	22	4
66	36	10
101	71	40
143	113	100
135×185	105×155	160

Підкладка зразкових джерел альфа-вимірювання виготовлена з нержавіючої сталі, джерел бета-випромінювання – із алюмінію. Товщина підкладки, з урахування поглиблення, $1,5 \pm 0,2$ мм. Як радіоактивний нуклід для джерела альфа-випромінювання використовується плутоній-239, уран-234, уран природний.

Енергія альфа-частинок змінюється від 4,13 до 5,15 МеВ. Для джерел бета-випромінювання використовується стронцій-90, який знаходиться в рівновазі з ітрієм-90. Максимальна енергія спектра бета-частинок стронцію-90 становить 0,61 МеВ, ітрію-90 – 2,1 МеВ. Період піврозпаду стронцію-90 складає 28,5 років.

Основні характеристики зразкових джерел альфа- і бета-випромінювань такі:

- активність нукліда в джерелі, розп/с ;
- зовнішнє випромінювання, яке вимірюється кількістю частинок, що вилітають з активної поверхні за 1 секунду в кут 2 π.

На неробочій поверхні джерел гравіюють заводський номер, рік виробництва та маркування відповідно до площі активної поверхні джерела й номінального значення зовнішнього випромінювання. Умовні позначення під час маркування джерел наведені в табл. 5.2.

Для визначення залежності чутливості дозиметричних приладів від енергії бета-частинок використовують джерела талію-204, кобальту-60 та вуглецю-14, що випромінюють бета-частинки з максимальною енергією відповідно 0,78, 0,31, 0,16 МеВ.

Маркування джерел альфа- та бета-випромінювань

Маркування площі активної поверхні		Маркування нукліда		Маркування значення величини зовнішнього випромінювання	
площа активної поверхні, см ²	маркування	нуклід	маркування	номінальне значення зовнішнього випромінювання в куті 2л, част/с	маркування
1	1	Плутоній-239	П9	1,2	12
4	2	Уран природний	У8	2	2
10	3	Уран-234	У4	3	3
40	4	Стронцій-90	С0 (Б8)	5	5
		Ітрій-90			
100	5			8	8
160	6			1,2·10 ¹	121
				3·10 ¹	31
				8·10 ¹	81

Приклад: маркування джерела альфа-випромінювань з нуклідом уран-234 із значенням величини зовнішнього випромінювання $3 \cdot 10^2$ част/с в куті 2л на підкладці активної поверхні 100 см² – 5У4-32.

Для перевірки дозиметричних приладів використовують закриті радіоактивні джерела гамма-випромінювання із нуклідів, кобальту-60 і цезію-137 з енергією випромінювання 1,17, 1,33 МеВ для кобальту-60 та 0,661 для цезію-137. Під час перевірки дозиметричних приладів для кобальту-60 звичайно приймають значення середньої енергії, що дорівнює 1,25 МеВ.

Перелік джерел, які атестують як зразкові та застосовують для перевірки, наведений у табл. 5.3.

У джерел, що випускаються промисловістю, можливі відхилення активності та відповідно потужності експозиційної дози гамма-випромінювання від значень, указаних в таблиці, у межах ± 60 %. Джерела гамма-випромінювання із Со-60 маркуються літерами КМ та двома цифрами. Цифри означають номінальне значення потужності експозиційної дози гамма-випромінювання на відстані 1 м в Р/с. Перша цифра означає число, яке множиться на 10 у відповідному степені зі знаком мінус. Друга цифра є показником степеня.

Наприклад, маркування КМ 6–5 означає: джерело гамма-випромінювання із нукліду кобальт-60 з потужністю експозиційної дози гамма-випромінювання, яка створюється на відстані 1 м, дорівнює $6 \cdot 10^{-5}$ Р/с.

Таблиця 5.3

Номінальне значення потужності експозиційної дози на відстані 1 м від джерел гамма-випромінювання із Со-60, призначених для атестації як зразкові

Тип джерела (маркування)	Номінальне значення потужності експозиційної дози, Р/с	Тип джерела (маркування)	Номінальне значення потужності експозиційної дози, Р/с
КМ 3–7	$3 \cdot 10^{-7}$	КМ 6–5	$6 \cdot 10^{-5}$
КМ 2–6	$2 \cdot 10^{-6}$	КМ 1–4	$1 \cdot 10^{-4}$
КМ 2–6	$3 \cdot 10^{-6}$	КМ 2–4	$2 \cdot 10^{-4}$
КМ 6–6	$6 \cdot 10^{-6}$	КМ 8–4	$3 \cdot 10^{-4}$
КМ 1–5	$1 \cdot 10^{-5}$	КМ 6–4	$6 \cdot 10^{-4}$
КМ 2–5	$2 \cdot 10^{-5}$	КМ 2–3	$2 \cdot 10^{-3}$
КМ 3–5	$3 \cdot 10^{-5}$	КМ 3–3	$3 \cdot 10^{-3}$

На боковій частині оболонки джерела наноситься порядковий номер. Використовуючи зразкове джерело, його розташовують поверхню із номером у бік вимірювального детектора або прилада, який перевіряють.

Перелік джерел із цезію-137, атестованих як зразкові джерела гамма-випромінювання, наведений у табл. 5.4.

Таблиця 5.4

Номінальне значення потужності експозиційної дози на відстані 1 м від джерел гамма-випромінювання із цезію-137, призначених для атестації як зразкові

Тип джерела (маркування): тип 1	Номінальне значення потужності експозиційної дози, Р/с	Тип джерела (маркування): тип 2	Номінальне значення потужності експозиційної дози, Р/с
Ц 2–8	$2 \cdot 10^{-8}$	Ц 2–5	$2 \cdot 10^{-5}$
Ц 1–7	$1 \cdot 10^{-7}$	Ц 4–5	$4 \cdot 10^{-5}$
Ц 2–7	$2 \cdot 10^{-7}$	Ц 6–5	$6 \cdot 10^{-5}$
Ц 4–7	$4 \cdot 10^{-7}$	Ц 1–4	$1 \cdot 10^{-4}$
Ц 1–6	$1 \cdot 10^{-6}$	Ц 2–4	$2 \cdot 10^{-4}$
Ц 2–6	$2 \cdot 10^{-6}$	Ц 3–4	$3 \cdot 10^{-4}$
Ц 1–5	$1 \cdot 10^{-5}$	Ц 5–4	$5 \cdot 10^{-4}$

У джерел, що випускає промисловість, можливі відхилення активності та відповідно і потужності експозиційної дози гамма-випромінювання від

значень, указаних в табл. 5.4, у межах $\pm 20\%$. Джерела випромінювання із цезію-137 маркуються літерою Ц з двома цифрами.

Цифри, як і у разі джерел із кобальту-60, означають потужність експозиційної дози гамма-випромінювання в рентгенах за секунду на відстані 1 м.

Наприклад, маркування Ц 1-5 означає: джерело гамма-випромінювання із нукліда цезію-137 з потужністю експозиційної дози випромінювання, яка створюється на відстані 1 м, дорівнює $1 \cdot 10^{-5}$ Р/с.

На бокову частину зовнішньої оболонки джерела наносять порядковий номер. Розташування джерела з цезію-137 під час перевірки таке ж, як і для джерел із кобальту-60.

1. ОБЩЕЕ СВЕДЕНИЕ ОБ ИСТОЧНИКЕ		3. КОМПЛЕКТНОСТЬ	
Паспорт № 2992		3.1 В комплект поставки входит	
на источник гамма-излучения закрытый с радионуклидом цезий-137 (далее источник) типа ГС17.012 II		Инструкция	1
№ 501		Паспорт на источник	1
Код ОКП 78 1718 2009		3.2 Дополнительно в комплект входит	
Дата выпуска: 15.01.86		Классификация в соответствии с ГОСТ 5481 № 2992	
2. ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ДАННЫЕ И ХАРАКТЕРИСТИКИ		Инструкция по эксплуатации источника «ОПБ-86»	
Классификация конструкции в соответствии с ГОСТ 5481		Трансформатор радиометрической установки «ОПБ-86»	
		4. СВИДЕТЕЛЬСТВО О ПРИМЕНЕНИИ	
1. Рабочая мощность: 100		4.1 Источник соответствует ТУ 92.017.02 и требованиям главы 242 Инструкции.	
2. Исправление активной массы радионуклида при дозе облучения в подрабатной, экранированной камере в рабочем состоянии на расстоянии 1 м от нее при номинальной мощности эквивалентного источника гамма-излучения составляет не менее 0,01 мР/с для: 2,00 · 10 ⁻⁹		5. ГАРАНТИИ ИЗГОТОВИТЕЛЯ	
3. Допускается замена стальной оболочки радиоизлучающей активной массой радионуклида эквивалентной активной массой из металла, при активности ≤ 0,20 Ц.		5.1 Гарантируется надежность, соответствие техническим условиям производства ТУ 92.017.02, качество комплектующих радиометрической установки на срок эксплуатации не менее 10 лет (с момента выпуска) при соблюдении правил эксплуатации, хранения и транспортировки.	
4. Масса и вид материала оболочки: алюминий 01,86		Гарантируется срок эксплуатации (с момента выпуска) источника — 20 лет в действующем состоянии.	
5. Активность радионуклида цезия 137 в момент выпуска: 4,2 · 10 ¹³		6. УСЛОВИЯ ХРАНЕНИЯ И УКАЗАНИЕ ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ	
6. Содержание цезия 137 в источнике на дату выпуска: 0,90		6.1 Хранение источника должно осуществляться в соответствии с требованиями ГОСТ 24660-81.	
7. Наружная оболочка источника, мм: диаметр 40,6 ± 0,2; высота 10,5 ± 1,0		6.2 Допускается хранение источника в герметичной упаковке из стали в течение 10 лет с момента выпуска при соблюдении требований главы 242 Инструкции.	
8. Материал наружной оболочки: сталь марки 12Х18Н10Т по ГОСТ 3462-71		6.3 Источник должен находиться в герметичной упаковке в течение всего срока эксплуатации. Для хранения радионуклида в источнике при необходимости допускается для хранения радионуклида использовать для хранения радионуклида стальной контейнер марки 100 по ГОСТ 19745-74.	
9. Упаковка источника: тип, материал, мм, кг: диаметр 40,6; высота 10,5			
10. Прочность на изгиб: металл			
11. Угловая радиационная нагрузка на 1 м: 0,01			
12. Угловая радиационная нагрузка на 1 м: 0,01			

Рис. 5.1. Паспорт на джерело гамма-випромінювання

Використовуючи зразкові джерела гамма-випромінювання, за відповідними формулами необхідно враховувати природний розпад або оцінювати активність джерела.

Кожному джерелу гамма-випромінювання з *Co-60* і *Cs-137*, що випускаються промисловістю, надається паспорт (рис. 5.1), де обов'язково вказуються маркування, номер джерела, розмір, дата виготовлення, гарантійний термін, потужність експозиційної дози гамма-випромінювання, яка створюється джерелом на відстані 1 м, або активність нукліда в джерелі,

похибка та дата вимірювання. Зразкові джерела відповідного розряду одержують свідоцтво, де обов'язково вказують метод вимірювання та зразкову міру, за допомогою якої проводили атестацію. Указують і дату атестації. Зразкові джерела гамма-випромінювання атестують один раз на два роки.

Нерідко в паспортах і каталогах для порівняльної оцінки джерел наводиться і значення гамма-еквівалента в г-екв. Ра.

Більшість джерел гамма-випромінювання, які застосовуються у військовій дозиметрії, – штучні радіонукліди. Джерела виготовляються в герметичній упаковці і, залежно від призначення та потужності експозиційної дози, випускаються як в одинарній, так і подвійній оболонці з нержавіючої сталі.

***Наприклад,** гамма-джерело з Co-60 являє собою опромінені нейтронами циліндри з металевого кобальту, а із Cs-137 – циліндричні ампули, заповнені порошком склосплаву на основі цезію-137 або гранулами катіоніту, насиченого цим радіонуклідом.*

У джерелах нейтронів використовується випромінювання, яке виникає в процесі ядерної реакції. Прикладом реакцій, які спричиняють створення нейтронів, можуть бути реакції типу (α, n) , (γ, n) , (p, n) , (d, n) тощо. Можливими джерелами нейтронного випромінювання можуть бути трансуранові елементи зі спонтанним поділом ядер.

У наш час промисловість випускає плутоній-альфа-берилієві джерела з нуклідами плутоній-239, плутоній-238 і берилій-9, призначені для атестації як зразкові. Поряд з ними можна застосовувати також зразкові полоній- α -берилієві джерела, радій-альфа-берилієві та радій-гамма-берилієві джерела.

Основний параметр зразкових джерел – повний потік нейтронів у кути 4π , який визначає кількість нейтронів, що випромінюються за межі оболонки за секунду. Джерело виготовляється у вигляді циліндрів, діаметр яких приблизно дорівнює висоті; центр активної суміші збігається з геометричним центром джерела. У цьому разі анізотропія (відхилення від рівномірності потоку нейтронів) не перевищує $\pm 2\%$. Значення повного потоку нейтронів у кути 4π і розміри джерела наводяться в паспорті.

Із плутоній-альфа-берилієвих джерел найбільшого поширення набули джерела з нуклідом плутонію-239. Вони маркуються літерами ИБН (джерело швидких нейтронів) і числами від 13 до 27. Діапазон номінальних значень потоку нейтронів у кути 4π і розміри джерел типу ИБН наведені в табл. 5.5.

Джерело являє собою герметичну ампулу з нержавіючої сталі, заповнену сплавом інтерметалічної сполуки плутоній-берилій, товщина стінки оболонки не перевищує 4 мм. Допустиме відхилення фактичного значення повного потоку нейтронів від номінального значення в момент виготовлення джерела не перевищує $\pm 25\%$.

Гарантований термін експлуатації плутоній-альфа-берилієвих джерел становить 5 років. Термін повторної атестації вказується у свідоцтві про атестацію. Він не повинен перевищувати 3-х років.

Таблиця 5.5

Характеристика плутоній-альфа-берилієвих джерел нейтронів, призначених для атестації як зразкові

Маркування джерел	Номінальне значення потоку нейтронів у куті 4л, нейтр/с	Зовнішні розміри, мм	
		діаметр	висота
ИБН-13	$1 \cdot 10^3$	10	13
ИБН-14	$2 \cdot 10^3$	10	13
ИБН-15	$5 \cdot 10^3$	10	13
ИБН-16	$1 \cdot 10^4$	10	13
ИБН-17	$2 \cdot 10^4$	12	16
ИБН-18	$5 \cdot 10^4$	12	16
ИБН-19	$1 \cdot 10^3$	15	18
ИБН-20	$2 \cdot 10^5$	15	18
ИБН-21	$5 \cdot 10^5$	18	22
ИБН-22	$1 \cdot 10^6$	21	25
ИБН-23	$2 \cdot 10^6$	24	30
ИБН-24	$5 \cdot 10^6$	29	33
ИБН-25	$7 \cdot 10^7$	35	39
ИБН-26	$2 \cdot 10^7$	42	46
ИБН-27	$5 \cdot 10^7$	54	58
ИБН-8-1	$5 \cdot 10^5$	10	13
ИБН-8-2	$1 \cdot 10^6$	12	16
ИБН-8-3	$2 \cdot 10^6$	15	18
ИБН-8-4	$5 \cdot 10^6$	15	20
ИБН-8-5	$1 \cdot 10^7$	18	22
ИБН-8-6	$2 \cdot 10^7$	21	25
ИБН-8-8	$5 \cdot 10^7$	24	30

Основна перевага цього типу джерел перед іншими ізотопними джерелами – це стабільність у часі (тривалість) нейтронного випромінювання та низький рівень супроводжуючого гамма-випромінювання.

Плутоній-гамма-берилієві джерела з використанням плутонію-238 мають розміри приблизно в півтора рази менші, ніж розміри джерел з нуклідом плутонію-239. За того ж повного потоку нейтронів. Їх маркують ИБН-8 і цифрами від 1 до 8 (джерело ИБН-8-7 не призначене для атестації як зразкове).

Зразкові джерела нейтронів спонтанного поділу з каліфорнію-252 мають розміри: діаметр – 8 мм, висота – 10 мм, повний потік нейтронів до 10^7 нейтр/с. Радій-альфа-берилієві джерела нейтронів являють собою суміш бромистого радію з порошком берилію, розміщену в подвійній оболонці

загальною товщиною до 3 мм. Вони маркуються літерами РБА із двозначними та тризначними числами. Перше число за двозначного маркування треба множити на десять у відповідному степені; друге число – показник цього степеня. За тризначного маркування перші дві цифри означають число 2,5, а остання – показник степеня.

Наприклад, маркування РБА-16 означає, що повний потік нейтронів становить $2,5 \cdot 10^6$ нейтр/с. Значення повних потоків нейтронів джерела типу РБА змінюється в межах від 10^4 (РБА-14) до 10^7 нейтр/с (РБА-17).

Полоній-альфа-берилієві джерела нейтронів набули значного поширення за нейтронних вимірювань. Це обумовлено тим, що повний потік нейтронів інших типів джерел, які виробляються промисловістю, не перевищує 10^7 нейтр/с. Крім того, великий габарит плутоній-альфа-берилієвих джерел із повним потоком більше ніж 10^6 нейтр/с не дозволяє застосовувати їх у шарових джерелах теплових нейтронів.

Діапазон повного потоку нейтронів полоній-альфа-берилієвих джерел, що випускаються у наш час, становить 10^6 – $5 \cdot 10^8$ нейтр/с. Як джерело проміжних нейтронів використовують радій-альфа-берилієві джерела з вмістом 200 мг радію. Вони являють собою спресовану сіль бромистого радію, поміщену в запаяну скляну ампулу. Ця ампула міститься у сферичній берилієвій оболонці діаметром 400 мм із порожниною діаметром 8 мм; повний потік нейтронів джерела становить біля 10^5 нейтр/с.

Як джерело теплових нейтронів під час перевірки використовують уповільнювачі різної конфігурації, у яких розміщують ізотопні джерела швидких нейтронів.

5.1.2. **Радіаційна обстановка під час використання у військах різних джерел іонізуючих випромінювань**

Для навчання особового складу підрозділів військ РХБ захисту практичних навичок роботи з дозиметричними приладами, дій в умовах радіоактивного зараження та виконання цих навчальних завдань існує радіоактивний пил комплексу імітації радіоактивного зараження ЗМЧ-П.

Радіоактивний пил (РП) призначений для зараження радіоактивними речовинами озброєння, військової техніки, спорядження та інших об'єктів під час навчання особового складу проведенню контролю за радіоактивним зараженням та навчання способів дезактивації об'єктів, які заражені радіоактивними речовинами.

Радіоактивний пил готується в спеціалізованих установках шляхом опромінення нейтронним потоком чистого тризаміщеного фосфату кальцію, попередньо подрібненого до пилоподібного стану та поміщеного в спеціальні контейнери (ампули) по 8–10 г в кожному.

Чотири ампули, які містять РП, укладаються в алюмінієвий контейнер (рис. 5.2). У свою чергу, чотири алюмінієвих контейнери поміщають

у транспортний тарний ящик, який викладений із середини шаром свинцю товщиною 15 мм і закривається свинцевою кришкою.

Вісім ампул містять у собі близько 80 г РП загальною активністю 0,3–0,4 Ки (на сьому добу після активації) із періодом напіврозпаду 14,3 діб.

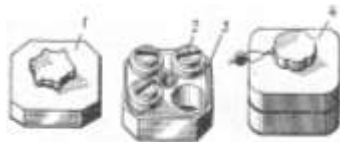


Рис. 5.2. Контейнер навчального комплексу ЗМЧ-П для збереження РП:
1 – кришка з гвинтом; 2 – ампула для збереження РП; 3 – основа контейнера;
4 – контейнер у складанні

Радіоактивний пил з віком більше 3 міс. з дня відмітки у паспорті дати вимірювань питомої активності підлягає захороненню як радіоактивні відходи.

У засобах перевірки військових дозиметричних приладів (градувальне обладнання СО-6, комплект стендів КИС-РД) використовуються джерела гамма-випромінювання різної активності (дод. 9), що забезпечують в нормальних умовах утворення в місцях розміщення детекторів приладів потужностей експозиційних доз до 30–800 Р/год (рис. 5.3, 5.4).

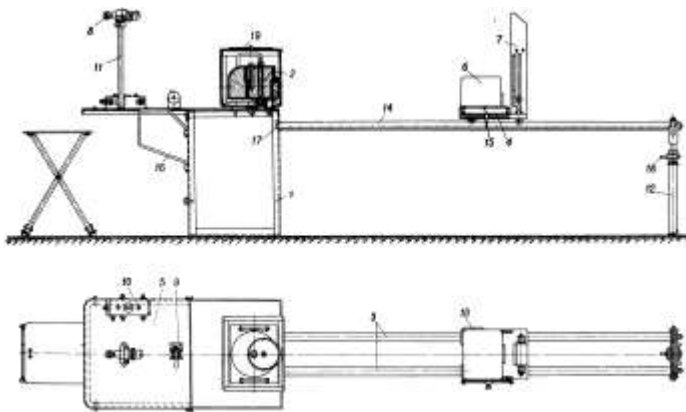


Рис. 5.3. Градувальне обладнання в розгорнутому вигляді:

- 1 – підставка для контейнера; 2 – великий контейнер; 3 – напрямні лінійки;
4 – візок; 5 – стіл відкидний; 6 – прилад, який перевіряється; 7 – перископ; 8 – труба зорова; 9 – лебідка; 10 – розмножувач лінійки; 11 – штатив; 12 – стійка; 13 – гніздо спеціальне; 14 – металева лінійка; 15 – покажчик; 16 – кронштейн; 17 – палець; 18 – штурвал; 19 – кришка контейнера знімна

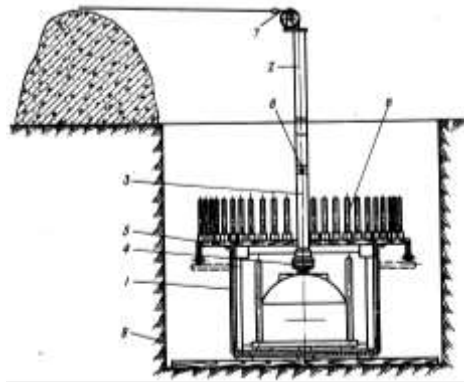


Рис. 5.4. Стіл індивідуальних дозиметрів:

1 – ящик; 2 – труба верхня; 3 – труба нижня; 4 – гайка накидна; 5 – стіл індивідуальних дозиметрів; 6 – дозиметри; 7 – трос для підняття джерела; 8 – обмежник; 9 – брезент

Засоби перевірки використовуються в польових і стаціонарних умовах. Градувальне обладнання СО-6 входить до складу пересувних ремонтних хімічних майстерень і може бути використане в стаціонарних умовах.

У деяких військових частинах на основі цього обладнання (із використанням ДІВ, що входять до нього) змонтовані різноманітні пристрої для перевірки приладів щодо гамма-випромінювання.

Комплект стндів КИС-РД використовується тільки в стаціонарних ремонтно-градувальних майстернях деяких хімічних баз і складів, побудованих за типовим проектом В-20-05.

Гамма-стенд СПГ-04 (із малою та великою камерами опромінення) може бути використаний як на рухомих об'єктах, так і в стаціонарних умовах.

У табл. 5.6 надана характеристика джерел гамма-випромінювання типу ГИК та ИГИ-Ц, що використовуються в складі градувального обладнання комплексу стаціонарного випробувального стенда (КИС-РД) і пересувною ремонтною хімічною майстернею (ПРХМ) відповідно.

Основними частинами градувального обладнання є: великий контейнер в укладці з цезієвим джерелом і малий контейнер в укладці з двома цезієвими джерелами.

Джерела гамма-випромінювання типу ГИК із радіонуклідом кобальтом-60 являють собою циліндри з металевого кобальту, опромінені нейтронами та поміщені в герметичні одинарні або подвійні ампули з нержавіючої сталі.

Джерела гамма-випромінювання типу ИГИ-Ц являють собою герметичні циліндрові одинарні або подвійні ампули з нержавіючої сталі, заповнені порошком радіонукліда цезій-137.

Характеристика джерел гамма-випромінювання типу ГИК та ИГИ-Ц

Тип джерела	Габаритні розміри, мм		Розміри активної частини, мм		Потужність експозиційної дози гамма-випромінювання на відстані 1 м від робочої поверхні, А/кг (Р/с)	Активність, розп/с (Ки), не більша ніж	Примітка
	діаметр	висота	діаметр	висота			
ГИК-2-8	6	7	4,5	4,5	$51,6 \cdot 10^{-11}$ ($2 \cdot 10^{-6}$)	$3,4 \cdot 10^{-8}$ ($9,2 \cdot 10^{-3}$)	Одинарна ампула, робоча поверхня – дно
ГИК-2-14	6	7	4,5	4,5	$15,5 \cdot 10^{-9}$ ($6 \cdot 10^{-5}$)	$1,02 \cdot 10^{10}$ ($2,74 \cdot 10^{-1}$)	
ГИК-2-18	6	7	4,5	4,5	$77,5 \cdot 10^{-8}$ ($3 \cdot 10^{-3}$)	$5,11 \cdot 10^{11}$ (13,8)	
ГИК-5-2	11	16,5	8	10	$6,2 \cdot 10^{-6}$ ($2,4 \cdot 10^{-2}$)	$3,16 \cdot 10^{12}$ (85,3)	Подвійна ампула, робоча поверхня – дно
ИГИ-Ц-3-5 (ГС ₅ 7.012.5)	6	10	5	7	$5,95 \cdot 10^{-11}$ ($2,3 \cdot 10^{-7}$)	$1,28 \cdot 10^8$ ($3,48 \cdot 10^{-3}$)	Одинарна ампула, робоча поверхня – дно
ИГИ-Ц-3-10 (ГС ₅ 7.012.11)	6	10	5	7	$2,1 \cdot 10^{-9}$ ($8,2 \cdot 10^{-6}$)	$4,5 \cdot 10^9$ ($1,23 \cdot 10^{-1}$)	
ИГИ-Ц-4-6 (ГС ₅ 7.021.6)	8	12	6	6,5	$1,19 \cdot 10^{-7}$ ($4,6 \cdot 10^{-4}$)	$2,44 \cdot 10^{11}$ (6,6)	Подвійна ампула, робоча поверхня – дно

У табл. 5.7 надана характеристика джерел іонізуючих випромінювань типу Б-8 і ИГИ-Ц-3, що використовуються для перевірки працездатності вийськових дозиметричних приладів (рис. 3.26).

Джерело бета-випромінювача Б-8 є підкладкою зі сплавів алюмінію, на один бік якої нанесений і зафіксований препарат із радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90, покритий захисною плівкою.

Гамма-джерело ИГИ-Ц-3 має конструкцію, аналогічну розглянутим вище джерелам типу ИГИ-Ц.

Характеристика джерел іонізуючих випромінювань Б-8 і ИГИ-Ц-3

Тип джерела	Габаритні розміри, мм			Розміри активної частини, мм		Потужність експозиційної дози гамма-випромінювання на відстані 1 м від робочої поверхні, А/кг (Р/с)	Активність, розп/с (Кі), не більша ніж	Примітка
	довжина	ширина	висота	діаметр	висота			
Б-8	25	12,5	2,7	8	–	$9,5 \cdot 10^{-14}$ ($3,68 \cdot 10^{-10}$)	$20 \cdot 10^4$ ($5,44 \cdot 10^6$)	Одинарна ампула, робоча поверхня – дно
ИГИ-Ц-3	Діаметр 6	–	10	5	7	$1,5 \cdot 10^{-10}$ ($5,8 \cdot 10^{-7}$)	$3,2 \cdot 10^8$ ($8,6 \cdot 10^2$)	

Для контролю за працездатністю детектора та вимірювальної схеми приладу в цілому використовується плутонієвий альфа-радіоактивний препарат на поворотній платформі типу Т «бленкер» (рис. 5.5).



Рис. 5.5. Бленкер приладу ИМД-21Б

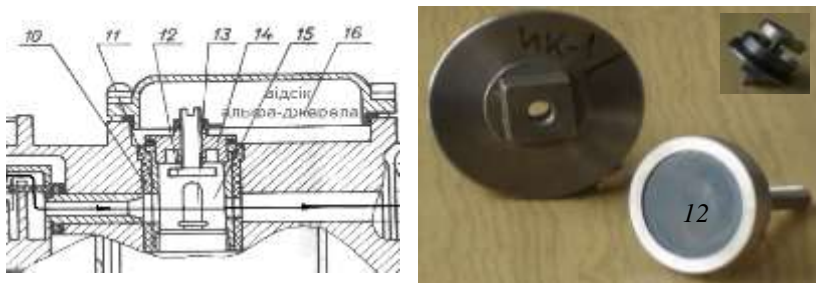


Рис. 5.6. Датчик приладу ПРХР (розріз) із джерелом типу АИП-РИГ:
 10 – втулка; 11 – стакан; 12 – альфа-джерело; 13 – електрод; 14 – пробка;
 15 – іонізаційна камера; 16 – відсік альфа-джерела

Частина джерел іонізуючих випромінювань, що використовуються у військах, безпосередньо вмонтована в зразки озброєння та військової техніки.

Так, наприклад, джерело альфа-випромінювання АИП-РИГ використовується в приладі радіаційної та хімічної розвідки (ПРХР) для іонізації повітря в іонізаційній камері приладу (рис. 5.6). АИП-РИГ є емальованою металеву підкладкою, на яку нанесений і зафіксований методом упікання в емаль радіонуклід плутоній-239, покритий захисним шаром.

Основним елементом радіоізотопного джерела світла (РГДС ЕТ) в автоматичному сигналізаторі виявлення аерозолів спеціальних домішок АСП, призначеним для налаштування чутливості сигналізатора, є джерело бета випромінювання типу БИС-М-2 (БИС-МНА-1), який є герметичною ампулою зі сплавів алюмінію, у середині якої поміщений і зафіксований препарат із радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90 (рис. 5.7).

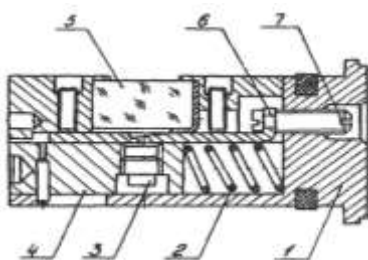


Рис. 5.7. Радіоізотопне градуйоване джерело:

1 – корпус; 2 – пружина; 3 – джерело БИС-МНА-1; 4 – засувка; 5 – пластмасовий елемент; 6 – гвинт

Для контролю обмерзання літальних апаратів використовується джерело бета-випромінювання БИС-4АН. Воно є основним елементом радіоізотопного сигналізатора обмерзання (РІО) і є герметичною циліндричною ампулою з нержавіючої сталі, усередині якої розташований і зафіксований препарат з радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90.

Для забезпечення початкової іонізації в розрядниках ємнісних агрегатів запалення, призначених для займання паливоповітряної суміші в камерах згорання реактивних двигунів літаків, використовується джерело бета-випромінювання типу НИ-5. Воно є заготовкою з формованого нікелевого дроту, на який по всій довжині електролітичним способом нанесений препарат із радіонуклідом нікель-63.

Характеристика джерел іонізуючих випромінювань АИП-РИГ, БИС-М-2 (БИС-МНА-1), БИС-4АН і НИ-5, що використовуються у військах у складі

зразків озброєння та військової техніки як вмонтовані джерела, надана в табл. 5.8.

Таблиця 5.8

Характеристика джерел іонізуючих випромінювань

Тип джерела	Габаритні розміри, мм			Діаметр (розмір) робочої поверхні, мм	Потужність експозиційної дози гамма-випромінювання на відстані 0,5 м, А/кг, (Р/с)	Активність, розп/с (Ки), не більш	Примітка
	діаметр	довжина	висота				
АИП-РИГ	22	–	30	18	$1,45 \cdot 10^{-12}$ ($0,56 \cdot 10^{-8}$)	$3,7 \cdot 10^7$ ($1 \cdot 10^{-3}$)	Потік енергії альфа-випромінювання $18 \cdot 10^{-7}$ Вт
БИС-М-2	6	–	7,5	2,5	$1,8 \cdot 10^{10}$ ($0,7 \cdot 10^{-7}$)	$18,5 \cdot 10^7$ ($5 \cdot 10^{-3}$)	
БИС-4АН	10	–	12	2,9–3,3	$3,87 \cdot 10^{-11}$ ($1,5 \cdot 10^{-7}$)	$92,5 \cdot 10^7$ ($2,5 \cdot 10^{-2}$)	
НИ-5	1	11	–	По всій довжині	–	$18,5 \cdot 10^5$ ($0,5 \cdot 10^{-4}$)	

Джерела іонізуючих випромінювань, що використовуються у військах у складі озброєння та військової техніки, як зазначено вище, є закритими та в умовах нормальної експлуатації становлять небезпеку для обслуговуючого персоналу лише через дію зовнішнього гамма-випромінювання.

Потужності експозиційної дози гамма-випромінювання від розглянутих джерел іонізуючих випромінювань наведені раніше (див. табл.1.22).

З табл. 1.22 видно, що вмонтовані в прилади або в їх комплектувальні вироби контрольні ДІВ, які призначаються для перевірки працездатності приладів перед використанням або перевірки їх чутливості під час ремонту, а також чергового технічного обслуговування, є закритими ДІВ.

Указані джерела випромінювання мають невисоку активність, у складі приладів надійно екрануються (не мають виходу альфа і бета-частинок за межі приладу) і під час використання відповідно до вимог експлуатаційних документів на прилади не потребують додаткових вимог щодо забезпечення радіаційної безпеки.

Однак під час окремого (поза приладами) зберігання цих джерел недбале поводження з ними або їх використання не за прямим призначенням в окремих випадках може призвести до перевищення дозових меж і допустимих рівнів, тому у військових частинах звертається увага на правильне зберігання та використання радіоізотопних градувальних джерел

світла, контрольних джерел випромінювання, не допускається випадків їх безконтрольного використання.

Частина ДІВ створює значні потужності експозиційної дози гамма-випромінювання. Їх зниження в місцях роботи особового складу досягається конструкцією градувальної камери КИС-РД і використанням транспортних і захисних контейнерів, захисних чохлах. Захист обслуговуючого (експлуатуючого), ці джерела особового складу, крім того, досягається здійсненням певного комплексу заходів забезпечення радіаційної безпеки.

У разі аварій (руйнувань оболонок ампул) цих джерел можливі значні забруднення радіоактивними речовинами озброєння, військової техніки, приміщень і території.

Як бачимо, використання у військах джерел іонізуючих випромінювань пов'язане з певним ступенем радіаційної небезпеки. У зв'язку з цим їх використання у військах регламентується нормами та правилами радіаційної безпеки і забезпечується здійсненням комплексу спеціальних заходів.

5.1.2.1. Норми радіаційної безпеки під час роботи з джерелами іонізуючого випромінювання

Радіаційна безпека (РБ) – це стан радіаційно-ядерних об'єктів і навколишнього середовища, що забезпечує неперевищення основних дозових лімітів, виключення будь-якого невиннованого опромінення й зменшення доз опромінення персоналу та населення нижче встановлених дозових лімітів настільки, наскільки це може бути досягнуто й економічно обгрунтовано.

Як було вказано раніше (п. 1.2.1.3) ліміт дози (*ЛД*) – основний радіаційно-гігієнічний норматив, метою якого є обмеження опромінення осіб категорії А (особи, які постійно чи тимчасово працюють безпосередньо з джерелами іонізуючих випромінювань), категорії Б (особи, які безпосередньо не виконують роботи під впливом джерел іонізуючих випромінювань, але у зв'язку з розташуванням робочих місць у приміщеннях і на промислових майданчиках об'єктів із радіаційно-ядерними технологіями можуть отримати додаткове опромінювання) і категорії В (усе населення). Крім того, НРБУ-97 встановлює ліміт ефективної дози та ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення. Для осіб категорій А і Б ліміт дози встановлюється в термінах індивідуальної річної ефективної та еквівалентних доз зовнішнього опромінення (*ЛДЕ*), а для осіб категорії В вводиться ліміт річної ефективної та еквівалентної доз для критичних груп. Встановлений ліміт дози наведений у табл. 1.14. Значення допустимого радіоактивного забруднення робочих поверхонь, шкіри, спецодягу, засобів індивідуального захисту особового складу наведені в табл. 1.15.

У табл. 1.14 основні ліміти дози (граничні дозові межі) та допустимі рівні виражені в одиницях еквівалентної дози. Військові частини, крім нових зразків МКС-У та МКС-05, як правило, мають засоби вимірювань поглиненої

або експозиційної дози, а також потужності експозиційної дози. Співвідношення еквівалентної та поглиненої дози визначається виразом:

$$H = DK, \quad (5.1)$$

де H – еквівалентна доза, бер;

D – поглинена доза, рад;

K – коефіцієнт якості випромінювання, середнє значення якого для гамма- і бета-випромінювання 1.

Тому для гамма- і бета-випромінювання чисельно 1 бер = 1 рад.

Коефіцієнт переходу від експозиційної до поглиненої дози приймається таким що дорівнює 0,96 (для цезію-137 – 0,964; для кобальту-60 – 0,967). Тоді співвідношення експозиційної, поглиненої та еквівалентної доз буде таким:

$$1 \text{ P} = 0,96 \text{ рад} = 0,96 \text{ бер};$$

$$1 \text{ бер} = 1 \text{ рад} = 1,04 \text{ P}.$$

Для зручності проведення радіаційного контролю за існуючих умов роботи з джерелами іонізуючих випромінювань у військових частинах дозволяється встановлювати в мР/год допустимі та контрольні рівні гамма-випромінювання, а вимірювання цих рівнів проводити штатними вимірювачами потужностей доз ДП-5В, ИМД-1-Р(С) тощо.

У військовій практиці контроль за індивідуальними дозами опромінення здійснюється, як правило, із використанням вимірювачів поглиненої чи експозиційної дози (ИД-0,2; ДК-0,2; ИД-1). Під час використання цих вимірювачів доз допускається в журналах обліку реєструвати індивідуальні дози опромінення в мілірадах (мрад) або мілірентгенах (мР).

Однак у картках обліку доз опромінення (картках обліку індивідуальних доз опромінення) індивідуальну дозу опромінення щорічно враховують, як правило, у берах, після перерахунку згідно з виразом (5.1).

Співвідношення між одиницями систем вимірювань СІ й позасистемними одиницями (СГС) активності та характеристик поля випромінювання, а також необхідні терміни та визначення наведені в табл. 1.1.

Отже, під час роботи з радіоактивними речовинами та іонізуючим випромінюванням необхідно створити такі умови праці, за яких впливи від внутрішніх і зовнішніх іонізуючих **опромінювань** мають бути мінімальними, навіть якщо встановлені ліміти доз і допустимі рівні забруднення.

Одноразове зовнішнє опромінювання в дозі понад 5 річних ЛДЕ або одноразове потрапляння в організм радіоактивних речовин у кількостях, що перевищують більше ніж у 5 разів їх гранично допустиме річне надходження, має розглядатися як потенційно небезпечне. Після такої дії той, хто працює, прямує на медичне обстеження.

Доза, отримана в разі запланованого опромінення, сама по собі не може бути причиною усунення даної особи від її звичайної роботи, зокрема з джерелами іонізуючих випромінювань. Продовження звичайної роботи дозволяється тільки за відсутності медичних протипоказань.

5.1.2.2. Захист під час роботи з закритими джерелами іонізуючого випромінювання

У процесі роботи з РР у закритому вигляді, тобто коли конструкція джерела виключає потрапляння РР у навколишнє середовище, персонал може знаходитися під впливом тільки зовнішнього опромінення.

Під час роботи з закритими джерелами на людину впливає ІВ тільки впродовж того відрізка часу, коли вона перебуває поблизу ДІВ. Захист від зовнішнього опромінення здійснюється шляхом створення стаціонарних або пересувних захисних засобів, які знижують рівень опромінення до регламентованих меж.

До стаціонарних захисних засобів належать: захисні стіни, перекриття підлоги та стелі, двері та дверні прорізи, оглядові вікна тощо; до пересувних – ширми різного типу, екрани, тубуси та діафрагми рентгенівських, гамма- та інших установок, що обмежують пучок променів, контейнери для транспортування РР. Застосування тих або інших захисних пристроїв і способів захисту залежить від призначення ДІВ та умов їхньої експлуатації.

Спеціальні заходи захисту варто передбачати тільки тоді, коли потужність дози на відстані 0,1 м від джерела перевищує 10 мЗв/год (0,1 мбер/год). У цьому разі всі ДІВ у неробочому стані мають перебувати в захисних пристроях. Передбачаються також системи дистанційного переміщення джерел із стану зберігання до робочого положення.

Пробіг альфа-частинок, що випромінюють РР, дуже малий, тому немає потреби в захисті від зовнішнього опромінення альфа-частинками. Досить перебувати на відстані 9–10 см від радіоактивної речовини, і жодна альфа-частинка не потрапить на тіло працівника. Одяг, гумові рукавички повністю захищають від зовнішнього опромінення альфа-частинками.

Для захисту від зовнішнього опромінення бета-частинками необхідно проводити операції з РР за спеціальними екранами (ширмами) або в спеціальних захисних шафах.

Товщина захисних екранів має бути більша за максимальний пробіг бета-частинки. Зберігати бета-активні радіонукліди необхідно в посудинах або контейнерах із відповідною товщиною стінки. Як захисні матеріали використовуються звичайно плексиглас, алюміній і скло. Товщину захисту (г/см^2) можна визначити за такою формулою:

$$d = 0,54E_{\text{max}} - 0,16, \quad (5.2)$$

де E_{max} – максимальна енергія бета-спектра даного радіонукліда, МеВ.

Максимальна енергія бета-частинок, що випромінюються відомими на цей час радіонуклідами, не перевищує 3 МеВ. Для таких бета-частинок товщина захисного екрана становить 1,5 см води, 0,66 см алюмінію, 0,19 см заліза.

У процесі розрахунку товщини пристрою від гамма-випромінювання необхідно враховувати спектральний склад випромінювання, потужності ДІВ, а також відстань, на якій перебуває обслуговуючий персонал, і час перебування його в середовищі впливу випромінювання.

Для забезпечення розрахунків у ряді керівництв надаються різні номограми й таблиці, що дозволяють безпосередньо визначати товщину захисту для рентгенівського й гамма-випромінювання різного спектрального складу та різних умов роботи, що забезпечують зниження рівня випромінювання до регламентованих значень.

Як захист від гамма-випромінювання можливо використовувати будь-яку речовину. Однак у процесі вибору захисного матеріалу необхідно керуватися його основними властивостями, а також вимогами до геометричних розмірів і маси.

Система захисту гамма-установок різного призначення формується за тим же принципом і складається з місцевого захисту того, хто опромінюється, щоб уникнути зайвого опромінення, і стаціонарного захисту для запобігання переопроміненню працівників, що обслуговують установку й перебувають у сусідніх приміщеннях.

Місцевий захист складається з захисного кожуха (рис. 5.8), у якому міститься ДІВ. Конструкція кожуха передбачає випуск пучка променів тільки в потрібному напрямку та має діафрагму, яка захищає й формує поле опромінення і тубуса, який захищає від розсіяного випромінювання, що виникає на краях вихідного вікна та в діафрагмі.



Рис. 5.8. Джерело гамма-випромінювання (ГС 7.012.6) приладу РАП-1 та його місцевий захист

В установках, де ДІВ є радіонукліди, захисний кожух має забезпечувати також зниження рівня випромінювання до регламентованих меж із вимкненою установкою (джерело в стані зберігання), щоб забезпечити доступ у приміщення, де розташована установка, для проведення там необхідних налагоджувальних і ремонтних робіт.

Згідно з ОСПУ-2005 у процесі знаходження ДІВ у стані зберігання захисний кожух має забезпечувати таке ослаблення гамма-випромінювання, щоб на відстані 1 м від установки потужність дози випромінювання не перевищувала допустиму потужність дози для персоналу.

Стационарні захисні засоби складаються з захисних стін і перекриттів, захисних дверей у приміщення, де розташована установка, або лабіринтового входу (рис. 5.9) та оглядового вікна.

Захист розраховують, виходячи з активності джерела та відстані до місця знаходження персоналу й працівників сусідніх приміщень.

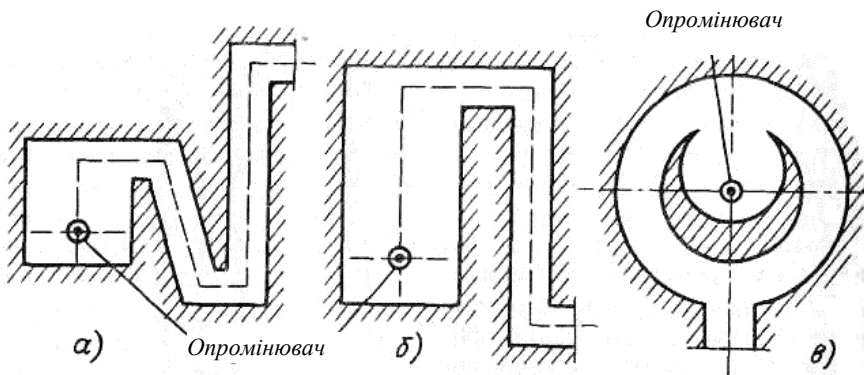


Рис. 5.9. Можливі схеми лабіринтів:

а – багатоколінний складний; *б* – багатоколінний прямокутний; *в* – кільцевий

Під час проектування захисту приміщень, у яких розміщуються ДІВ, варто враховувати напрямок випромінювання пучка променів і тільки в цих напрямках проектувати захист від прямого випромінювання, а в інших досить передбачати захист від розсіяного випромінювання.

Оскільки проникаюча здатність гамма-випромінювання значно більша від проникаючої здатності альфа- і бета-частинок, товщина захисних засобів може досягати кілька десятків і навіть сотень сантиметрів. Тому під час проектування стационарного захисту варто враховувати призначення сусідніх приміщень, час перебування в них працівників у годинах на тиждень, а також їх приналежність до тієї або іншої категорії осіб, що опромінюються. До того ж захист має проектуватися з коефіцієнтом запасу, який дорівнює 2.

Таким чином, проектна потужність еквівалентної дози за захистом $H_{\text{екв}}$ (мЗв/год) розраховується за формулою:

$$H_{\text{екв}} = \frac{H}{2t}, \quad (5.3)$$

де H – ліміт ефективної дози, що дорівнює 20 мЗв на рік для категорії А, або ліміт ефективної дози для категорії Б, що дорівнює 2 мЗв на рік;

t – тривалість роботи персоналу в приміщенні за захистом на рік, у годинах.

Під час вимірювань $H_{\text{екв}}$ у позасистемних одиницях (мбер/год) формула набуває вигляду:

$$H_{\text{екв}} = 500 \frac{H}{t}, \quad (5.4)$$

де H – 2 бер на рік або 0,2 бер на рік відповідно для категорії А та Б.

У табл. 5.9 наведені значення проектної потужності дози за захистом із різним часом перебування в ньому персоналу.

Таблиця 5.9

Допустима потужність дози опромінювання персоналу

Категорія осіб, яких опромінують, і тип приміщення	$H_{\text{пр}}$	
	мкЗв/год	мбер/год
Приміщення постійного перебування персоналу (категорія А) – стандартна тривалість опромінення 1700 годин на рік	14,5	1,4
Приміщення, у яких персонал (категорія А) перебуває не більше від половини робочого часу	29	2,9
Приміщення та територія санітарно-захисної зони, де постійно можуть перебувати особи, що належать до категорії Б (стандартна тривалість опромінення 2000 годин на рік)	1,2	0,12
Будь-які приміщення (у тому числі й житлові) та територія в межах зони спостереження (стандартна тривалість опромінення 8000 годин на рік)	0,3	0,03

У приміщеннях і на території в межах зони, що спостерігається, потужність еквівалентної дози, що спроектована, регламентується такою, що дорівнює $3 \cdot 10^{-4}$ мЗв/год (0,03 мбер/год).

У деяких випадках умови роботи з джерелами гамма-випромінювання можуть бути такими, коли неможливо створити стаціонарний захист (під час

перезарядження установок, добування радіоактивного препарату з контейнера, градування приладу тощо).

Для запобігання опроміненню персоналу необхідно застосовувати захист відстанню та часом. Це означає, що всі маніпуляції з відкритими джерелами гамма-випромінювання необхідно робити за допомогою довгих захоплювачів або утримувачів. Відомо, що для джерел незначних лінійних розмірів доза випромінювання зменшується обернено пропорційно квадрату відстані.

Крім того, ту або іншу операцію варто проводити тільки за той проміжок часу, протягом якого доза, що отримана працівником, не перевищує встановленої величини. Такі роботи необхідно проводити під контролем дозиметриста. До того ж у приміщенні не повинні перебувати сторонні особи, а зону, де доза перевищує гранично допустиму за час роботи, необхідно відгородити.

Розрахунок захисту від нейтронів проводиться за відповідними формулами та номограмами. Як захисні матеріали варто використовувати речовини з малим атомним номером, наприклад: воду, поліетилен тощо.

Практично не буває чистих потоків нейтронів. Як відомо, джерелами нейтронів є ядерні реактори, прискорювачі, радій-берилієві препарати. У цих джерелах, крім нейтронів, утворюються потужні потоки гамма-випромінювання. Тому в процесі проектування захисту від нейтронів необхідно завжди одночасно передбачати захист від гамма-випромінювання.

Таким чином, у процесі роботи з закритими джерелами випромінювання основними вимогами до забезпечення безпечних умов праці є: спорудження захисних засобів, що забезпечують зниження дози зовнішніх потоків випромінювання на робочих місцях і в сусідніх приміщеннях до допустимих рівнів; використання захисту часом і відстанню. Це необхідно для того, щоб за час проведення тієї або іншої операції не відбулося переопромінення персоналу й певної обмеженої частини населення.

5.1.3. Приміщення для роботи із закритими джерелами іонізуючого випромінювання

Будівництво приміщень (сховищ), призначених для використання або зберігання закритих джерел іонізуючого випромінювання, має погоджуватися із санітарно-епідеміологічними установами, що здійснюють санітарний нагляд.

Приміщення для перевірки військових дозиметричних приладів із використанням обладнання СО-6 розміщуються, як правило, на рівні нижніх позначок виробничих будівель (підвалу, напівпідвалу, першого поверху).

Розміщення цих приміщень у житлових будівлях (казармах), у дитячих садках, лікувальних та оздоровчих установах, а також поблизу них не допускається.

Приміщення, у якому розгортається обладнання СО-6 для перевірки військових дозиметричних приладів, повинно бути окремим і мати:

- площу не меншу ніж 24 м²;
- нішу для тимчасового утримування великого контейнера з джерелом іонізуючого випромінювання;
- бетонне (або цегляне) зміцнення стін (стелі та підлоги за потреби) для ослаблення гамма-випромінювання в робочому стані джерел іонізуючого випромінювання;
- загальнозамінну вентиляцію.

Обладнання СО-6 для перевірки військових дозиметричних приладів у стаціонарних умовах встановлюється на дерев'яних підставках висотою 20 см по поздовжній осевій лінії приміщення. Відстань від осевої лінії пучка гамма-випромінювання до стін і стелі має бути не меншою ніж 1,5 м.

Розгорнуте в приміщенні обладнання СО-6 обладнується додатковим, захисним обладнанням, що обмежує доступ (вхід) особового складу в прямий пучок гамма-випромінювання в робочому стані джерел іонізуючого випромінювання максимальної активності та сигналізують про робочий стан і вихідне положення джерел іонізуючого випромінювання.

Варіант розміщення обладнання СО-6 показаний у дод. 11. Схема розміщення градувального обладнання та межа небезпечної зони обладнання в наметі під час розгортання ПРХМ-Д наведена на рис. 5.10.

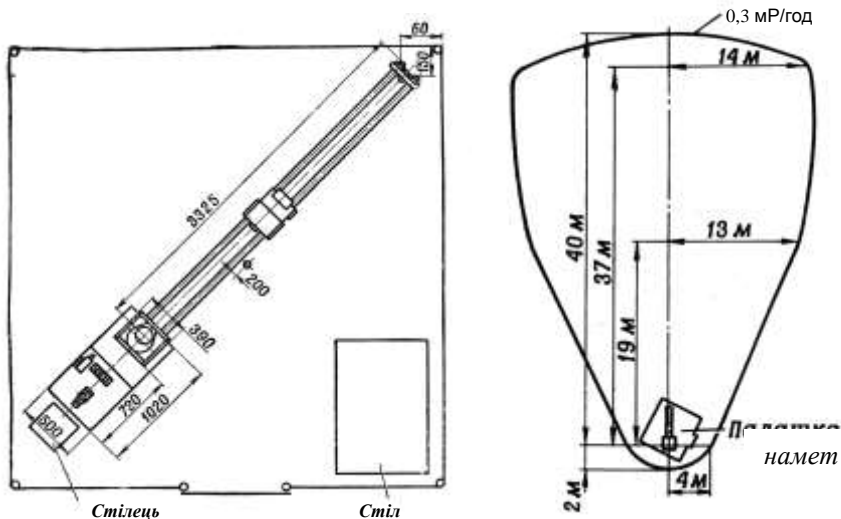


Рис. 5.10. Схема розміщення градувального обладнання та межа небезпечної зони обладнання в наметі

Приміщення для перевірки військових дозиметричних приладів з використанням гамма-стенда СПГ-04-02 повинно мати площу не меншу ніж 20 м² та загальнозамінну вентиляцію. Спеціальні вимоги щодо розміщення стенда в приміщенні та обладнання цього приміщення не висуваються. Навколо приміщень, призначених для перевірки військових дозиметричних приладів із використанням обладнання СО-6, КИС-РД, гамма-стенда СПГ-04-02, що задовільняють вимогам, вказаним вище, санітарно-захисна зона не встановлюється.

Приміщення (сховища) для закритих ДІВ розміщуються на рівні нижніх позначок (підвалу, напівпідвалу, першого поверху) окремої будівлі (або ізольованого крила будівлі), що знаходиться, як правило, на території, що охороняється, і не ближче ніж 50 м від місця роботи та постійного перебування особового складу.

Приміщення (сховища) для закритих ДІВ захищаються від потрапляння до них ґрунтових, дощових і стічних вод і забезпечуються загальнозамінною вентиляцією.

У сховищах (приміщеннях) для закритих ДІВ, нижче від рівня нижніх позначок будівель, розміщуються прилади, що мають окремі секції, для зберігання (утримання) контейнерів із джерелами гамма-випромінювання (колодязі, ніші).

Розміри приміщень (сховищ), кількість колодязів (ніш) і секцій у них визначаються розрахунковою кількістю ДІВ, що підлягають зберігання (утримання).

Колодязі (ніші) рекомендується закривати бетонними плитами, що знижують рівень гамма-випромінювання. Для утримання контрольних джерел альфа- і бета-випромінювання приміщення (сховища) забезпечуються сейфами або металевими шафами.

Приміщення (сховища) для закритих ДІВ обладнуються підйомно-транспортними засобами, необхідними для проведення робіт. У приміщеннях (сховищах) для закритих ДІВ (у тому числі тимчасових) потужності експозиційних доз поза колодязями та нішами мають не перевищувати допустимих значень (див. табл. 5.9):

- 14,5 мкЗв/год – на робочих місцях;
- 29 мкЗв/год – на робочих місцях із перебуванням особового складу менше від половини робочого часу за умови, що зниження рівня гамма-випромінювання пов'язане з істотними труднощами (зниженням продуктивності праці, невиправданими матеріальними затратами);
- 1,2 мкЗв/год – на зовнішніх поверхнях приміщень (сховищ) або вздовж периметра огородження.

Усі приміщення (сховища), призначені для роботи з закритими ДІВ (для зберігання ДІВ), повинні мати знаки радіаційної небезпеки за формою та

місцями розміщення, що відповідає вимогам основних правил роботи з РР та ДІВ (рис. 5.11).

Знак радіаційної небезпеки є попереджувальним і призначений для залучення уваги до об'єктів потенційної або дійсної небезпеки шкідливої дії на людей іонізуючого випромінювання.

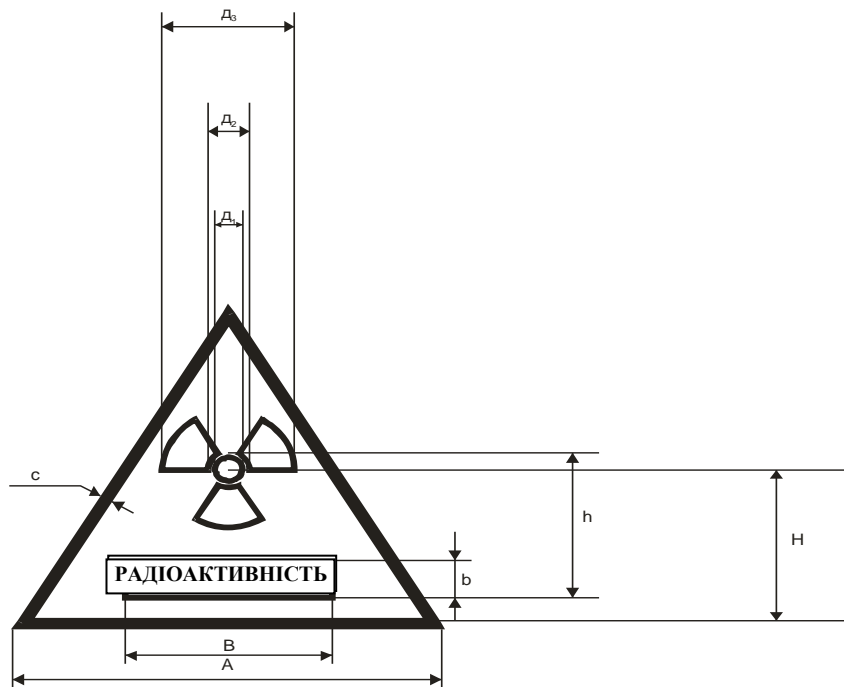


Рис. 5.11. Знак радіаційної небезпеки

Знак радіаційної небезпеки повинен мати форму та розміри (табл. 5.10), що відповідають вимогам ГОСТу 17925-72. Внутрішнє коло, три пелюстки та края рівностороннього трикутника повинні бути червоного кольору; фон – жовтого; додаткові написи – чорного. Допускається чорне забарвлення внутрішнього кола, трьох пелюсток та країв трикутника під час нанесення знака на об'єкти, забарвлені в кольори, схожі з червоним і жовтим, а також для маркування транспортних пакувальних комплектів.

У вказаному на рисунку місці за потреби необхідно розмішувати текст, що роз'яснює або додатково застерігає про небезпеку, наприклад: «I клас робіт», «II клас робіт», «III клас робіт», «Гамма-випромінювання!».

«Нейтронне джерело», «Радіоактивність!» тощо. Допускається нанесення вертикальних червоних смуг, якими позначають транспортні категорії.

Таблиця 5.10

Розміри знака радіаційної небезпеки

Типовий розмір	A	H	B	b	h	C	Д ₁	Д ₂	Д ₃	Відстань від місця спостереження, м
3	50	20	30	6	15	2,5	3	5	15	1,5–2,5
5	100	40	50	12	30	5,0	6	9	30	5,0–10,0
6	160	60	100	20	50	7,0	10	15	50	10–15
7	280	120	150	50	100	7,0	16	24	80	15–20
8	360	160	220	60	130	9,0	24	36	120	20–40
9	560	200	360	70	170	14,0	34	51	170	40–50

З метою додаткового обмеження доступу особового складу до ДІВ приміщення (сховища) огорожуються, у їх вікна встановлюються металеві ґрати, а двері оббиваються металевим листом, надійно зачиняються та опечатуються (рис. 5.12).



Рис. 5.12. Сховище для зберігання джерел іонізуючого випромінювання

Охоронна сигналізація цих приміщень (сховищ) виводиться до чергового по частині та начальника варті.

У військових частинах приміщення (сховища) для ДІВ використовуються, в основному, для зберігання обмеженої кількості джерел гамма-випромінювання в контейнерах градувального обладнання СО-6 із комплектів ПРХМ, а також тимчасового утримання контейнерів КЦ-3-2 з джерелами іонізуючого випромінювання, новими або тими, що були у вжитку.

Приміщення (сховища) для закритих джерел іонізуючого випромінювання призначаються:

– для зберігання джерел гамма-випромінювання в контейнерах градувального обладнання СО-6 (зі складу ПРХМ);

– для зберігання джерел гамма-випромінювання, що надійшли окремо від засобів перевірки;

– для тимчасового зберігання контейнерів КЦ-3-2 з джерелами іонізуючого випромінювання, що були у вжитку та непридатні для подальшого використання;

– для тимчасового зберігання контейнерів КТС-КИС-РД із двома джерелами іонізуючого випромінювання та контейнерів (тари) із двома джерелами іонізуючого випромінювання, що були у вжитку та непридатні для подальшого використання в обладнанні КИС-РД;

– для зберігання РГІС-ЕТ і контрольних джерел альфа- і бета-випромінювання, що надійшли окремо від приладів і сигналізаторів АСП;

– для тимчасового зберігання РГІС-ЕТ і контрольних джерел альфа- і бета-випромінювання, що були у вжитку та непридатні для подальшого використання (що надійшли після розбирання списаних приладів і сигналізаторів АСП).

Для тимчасового зберігання джерел гамма-випромінювання з засобів перевірки, РГІС–ЕТ сигналізаторів АСП, контрольних джерел альфа- і бета-випромінювання, що були у вжитку та непридатні для подальшого використання, в приміщеннях (сховищах) виділяються окремі колодязі (ніші), окремі секції сейфів і металевих шаф.

У приміщеннях (сховищах) для ДІВ не допускається утримання будь-яких виробів чи матеріальних засобів, що не мають відношення до джерел іонізуючого випромінювання, та роботи з ними.

Забороняється зберігання з ДІВ небезпечних речовин і матеріалів (вибухонебезпечних, пожежонебезпечних та інших), які в аварійній ситуації можуть спричинити руйнування радіаційних упаковок (контейнерів).

На базах і складах у сховищах (приміщеннях) для закритих джерел іонізуючого випромінювання допускається тимчасове утримання закритих джерел іонізуючого випромінювання, не вказаних у дод. 9 і 10.

До того ж загальна активність джерел іонізуючого випромінювання не має перевищувати значень, що вказані в санітарному паспорті конкретного

приміщення (сховища), а потужності експозиційних доз – встановлених контрольних рівнів.

5.1.4. Особливості організації робіт з закритими джерелами іонізуючого випромінювання

Приміщення (сховища) для закритих ДІВ, побудовані за типовим (індивідуальним) проектом, до початку експлуатації приймаються комісією за участю представника санітарно-епідеміологічної установи, що здійснює санітарний нагляд.

Комісія встановлює відповідність цих приміщень (сховищ) проекту та вимогам чинних норм і правил, наявність у них умов забезпечення РБ, зберігання та вирішує питання про можливість їх експлуатації та отримання військовою частиною ДІВ. Про результати приймання комісія оформляє акт, у якому для конкретного приміщення (сховища) указуються вид і максимальна (сумарна) активність закритих ДІВ, із якими дозволяється проведення робіт, а також характер цих робіт та обмежувальні умови (за потреби).

Орган управління медичної служби на основі акту приймання приміщення (сховища) оформляє військовій частині санітарний паспорт на право роботи з ДІВ.

Санітарний паспорт є формою дозволу державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України на виконання робіт з ДІВ і засвідчує виконання вимог санітарного законодавства щодо забезпечення протирадіаційного захисту персоналу в робочих приміщеннях і на робочих місцях, а також захисту населення від діяльності з ДІВ. Форма та вказівки щодо заповнення санітарного паспорта наведені в дод. 23.

Розглянемо деякі положення, які необхідно враховувати посадовим особам частини для своєчасного та правильного оформлення санітарного паспорта військового об'єкта.

Будь-яка військова частина, база зберігання або ВВНЗ, які мають намір здійснювати будь-яку з дій, зазначених у розд. 5, направляють до територіальної установи державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України заявку, в якій повинні міститися такі відомості:

- для юридичної особи – назву підприємства, установи або організації, місцезнаходження, П.І.Б. керівника, організаційно-правова форма господарювання, ідентифікаційний код, банківські реквізити;

- для фізичної особи – П.І.Б., паспортні дані, дані реєстрації, місце проживання, ідентифікаційний номер фізичної особи, вид діяльності, на проведення якої подається заявка, місце проведення діяльності, види та характеристики джерел випромінювання в межах діяльності, що заявляється.

На основі отриманої заявки установа державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України ухвалює рішення про обсяг здійснення

запобіжного та поточного санітарного нагляду за практичною діяльністю, відносно якої була направлена заявка, і повідомляють про це заявнику. Термін розгляду заявки – 2 тижні.

Санітарно-гігієнічна експертиза проектів будівництва, модернізації об'єктів, що використовують у своїй діяльності ДІВ, здійснюють поведження з РАВ, самих ДІВ тощо, проводиться відповідно до встановленого порядку та у визначені терміни (наказ МОЗ України від 09.10.2000 «Про затвердження Тимчасового порядку проведення державної санітарно-гігієнічної експертизи», зареєстрований Міністерством юстиції України 10.01.2000).

У разі прийняття установою державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України позитивного рішення про необхідність здійснення та обсяг запобіжного або поточного санітарного нагляду заявник подає до установи державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України заявку про розгляд питання щодо видачі санітарного паспорта. До заявки додаються документи відповідно до дод. 23.

Термін розгляду документації, необхідної для видачі санітарного паспорта, – 2 місяці. Після закінчення цього терміну заявник отримує санітарний паспорт або мотивовану відмову щодо його отримання.

Військова частина, яка подає заявку на видачу санітарного паспорта, повинна надати установам державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України документацію, необхідну для обґрунтування заявки, за переліком, визначеним у дод. 24.

До отримання санітарного паспорта:

- утриматись від здійснення будь-якого виду діяльності з ДІВ;
- здійснити оцінку характеру, величини та ймовірності опромінення від ДІВ, що планується для використання, та вживати всіх необхідних заходів для забезпечення захисту та безпеки як професіоналів, так і населення.

Військова частина, яка відповідає за будь-яке джерело випромінювання, що призначене для використання, включає до заявки на отримання санітарного паспорта:

- підтвердження про кваліфікацію в галузі радіаційного захисту осіб, які займаються з ДІВ;
- підтвердження того, що використовувати дозволені джерела будуть тільки особи, зазначені в заяві.

Під час розгляду заявки про видачу санітарного паспорта на здійснення діяльності з ДІВ установа державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України може попередньо прийняти рішення про проведення державної санітарно-епідеміологічної експертизи поданих документів або об'єктів відповідно до встановленого порядку (наказ МОЗ України від 09.10.2000 № 247 (z0004-01) «Про затвердження Тимчасового порядку проведення державної санітарно-гігієнічної експертизи», зареєстрований Міністерством юстиції України 10.01.2001 за № 4/5195).

Санітарний паспорт видає установа державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України, що має радіологічний відділ чи підрозділ, який здійснює санітарний нагляд у галузі радіаційної безпеки.

Перед оформленням санітарного паспорта військова частина в цілому, а також окремі її приміщення, де плануються роботи з джерелами іонізуючого випромінювання, у тому числі сховища джерел, мають бути прийняті комісією (далі-Комісія), до складу якої повинні входити представники державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України.

Комісія встановлює:

– відповідність прийнятого об'єкта проєктові, вимогам санітарних норм і правил;

– забезпечення необхідних і достатніх умов радіаційної безпеки персоналу та населенню як під час нормальної експлуатації джерел, так і в разі проєктної аварії;

– можливість прийняття позитивного рішення щодо видачі дозволу на введення в експлуатацію об'єкта та/або отримання джерела.

Комісія складає акт прийняття підприємства в експлуатацію, у якому для кожного приміщення, ділянки, території вказуються характеристики джерел і види робіт із ними, у тому числі:

– під час роботи з відкритими джерелами: радіонуклід, сполуки, їх агрегатний стан, активність на робочому місці, річне надходження, клас робіт, дозволених у даному приміщенні, на ділянці, території;

– під час роботи з закритими джерелами: радіонуклід, вид джерела, максимальна активність джерела, допустима кількість джерел на робочому місці та їхня сумарна активність;

– під час роботи з пристроями, що генерують іонізуюче випромінювання: тип пристрою, вид, енергія та інтенсивність іонізуючого випромінювання, що генерується, та/або прискорювальна напруга, сила струму, потужність, максимально допустима кількість пристроїв, що одночасно працюють і кількість пристроїв, розміщених в одному приміщенні, на ділянці, території;

– під час інших робіт із джерелами (робота з ядерними реакторами, генераторами радіонуклідів, радіоактивними відходами та з іншими джерелами випромінювання зі змішаними або не суворо визначеними радіаційними характеристиками) – вид джерела, його радіаційні характеристики: нуклідний склад, потужність, вид, енергія та інтенсивність випромінювання.

Для всіх робіт зазначаються їхній характер, умови обмеження, а також засоби забезпечення протирадіаційного захисту персоналу та населення, фізичного захисту джерела.

Термін дії санітарного паспорта зазначається в ньому й не може перевищувати п'яти років. Установа державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України, що видала санітарний паспорт, здійснює санітарний

нагляд і контроль за дотриманням умов санітарного паспорта, переліку дозволених у ньому робіт.

Санітарний огляд здійснюється з метою перевірки дотримання санітарного законодавства, у результаті чого складається відповідний акт санітарного обстеження, на підставі якого приймається рішення про можливість продовження робіт із джерелом у рамках, передбачених санітарним паспортом, а за потреби – із внесенням відповідних змін і доповнень до санітарного паспорта.

Військова частина, яка отримала санітарний паспорт, несе відповідальність згідно з чинним законодавством за підготовку та здійснення технічних та організаційних заходів, необхідних для забезпечення встановлених санітарним законодавством вимог і регламентів радіаційної безпеки, у зв'язку з функціонуванням того джерела, для якого отриманий санітарний паспорт.

Військова частина, яка отримала санітарний паспорт, зобов'язана повідомляти установу державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України про свій намір внести зміни до будь-якої практичної діяльності, включаючи зміну типів джерел, зазначених у санітарному паспорті, у всіх випадках, навіть коли передбачається, що ці зміни не змінюють рівень радіаційного захисту та безпеки. Внесення подібних змін дозволяється тільки після відповідного письмового дозволу установи державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України.

Після закінчення терміну дії санітарного паспорта роботи з ДІВ мають бути припинені, за винятком діяльності щодо підтримки радіаційної безпеки.

За потреби продовження робіт із ДІВ і після закінчення терміну дії санітарного паспорта військова частина повинна не менше ніж за 6 місяців до кінця цього терміну направити повідомлення та подати відповідні документи до установи державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України для прийняття рішення про:

- продовження терміну дії наявного санітарного паспорта, якщо ДІВ та умови проведення робіт із ними залишилися попередніми;
- видачу нового санітарного паспорта, якщо умови проведення робіт із ДІВ змінилися.

Роботи з ДІВ дозволяються тільки в приміщеннях, зазначених у санітарному паспорті військової частини. Проведення робіт, не пов'язаних із застосуванням ДІВ, у цих приміщеннях допускається тільки тоді, коли вони є частиною єдиного технологічного процесу та передбачені в санітарному паспорті. На дверях кожного такого приміщення має бути вказане його призначення, клас здійснюваних у ньому робіт із відкритими радіоактивними речовинами та знак радіаційної небезпеки.

Санітарним паспортом може бути передбачена можливість роботи з ДІВ поза приміщеннями, для яких виданий санітарний паспорт.

У разі порушення вимог Правил установа державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України може призупинити роботу з ДІВ на підприємстві та анулювати санітарний паспорт до закінчення терміну його дії.

В окремих випадках, а також після завершення терміну дії санітарного паспорта у військовій частині призначається внутрішня перевірочна комісія, до складу якої входять:

- представник медичної служби частини;
- особа, відповідальна за радіаційну безпеку у військовій частині (начальник служби РХБЗ та ЕБ);
- особа, відповідальна за прийняття, облік і зберігання ДІВ.

У приміщеннях (сховищах) для закритих джерел іонізуючого випромінювання дозволяється проведення робіт тільки з ДІВ, указаними в санітарному паспорті, якщо їх загальна активність не перевищує значень, указаних у цьому паспорті.

Пересувні ремонтні хімічні майстерні, укомплектовані обладнанням СО-6 (чи іншим засобом перевірки військових дозиметричних приладів), експлуатуються відповідно до вимог їх експлуатаційних документів, враховуючи забезпечення радіаційної безпеки.

Санітарні паспорти на право експлуатації засобів перевірки військових дозиметричних приладів у складі ПРХМ можуть не оформлятися.

На базах і складах приміщення для перевірки військових дозиметричних приладів щодо гамма-випромінювання, що мають санітарні паспорти, крім того мають бути зареєстрованими як нештатні пункти вимірювальної техніки відповідно до вимог Методичних вказівок щодо перевірки військових дозиметричних приладів і сигналізаторів.

У військовій частині для кожного приміщення (сховища), у якому виконуються роботи з ДІВ, розробляються:

- інструкції щодо забезпечення радіаційної безпеки;
- інструкції щодо ліквідації наслідків аварії (пожежі).

Вказані інструкції погоджуються із санітарно-епідеміологічною установою, що здійснює санітарний нагляд, і затверджуються командиром військової частини.

Ці інструкції мають регламентувати дії особового складу щодо забезпечення радіаційної безпеки в приміщеннях (сховищах), у яких проводяться роботи з закритими ДІВ, як в умовах нормальної діяльності, так і в аварійних ситуаціях і під час ліквідації наслідків аварії (пожежі) з джерелами іонізуючого випромінювання.

Основні положення інструкцій, що визначають порядок проведення робіт, вивішуються на видному місці в приміщенні або на робочих місцях.

Розроблення інструкцій, як правило, покладається на особу, відповідальну за радіаційну безпеку у військовій частині (начальника служби РХБЗ та ЕБ).

У розробленні інструкцій беруть участь:

- представник медичної служби військової частини;
- начальник ремонтного підрозділу, у якому експлуатуються засоби перевірки військових дозиметричних приладів;
- особа, відповідальна за радіаційну безпеку у військовій частині (начальник служби РХБЗ та ЕБ) джерел іонізуючого випромінювання.

Рекомендації для розроблення інструкцій у військових частинах наведені в дод. 12,13,14,18.

Аварії з закритими ДІВ (радіаційні аварії) розглядаються як пригоди, у результаті яких раптово втрачений контроль над джерелами іонізуючого випромінювання, що призвело або може призвести до необґрунтованого опромінення особового складу (або окремих осіб із населення) і притягування додаткових сил і засобів для ліквідації її наслідків.

Неправильні дії особового складу або відмови обладнання, які не призвели до різкого погіршення радіаційної обстановки та втрати контролю над ДІВ, не розглядаються як аварії з джерелами іонізуючого випромінювання та усуваються особовим складом негайно після виявлення.

У цих випадках дії особового складу регламентуються вимогами експлуатаційних документів обладнання та Інструкцією щодо забезпечення радіаційної безпеки в конкретному приміщенні (сховищі).

У разі встановлення у військовій частині факту крадіжки (втрати) джерел іонізуючого випромінювання начальник ремонтного підрозділу (відповідальний за прийняття, облік і зберігання ДІВ) негайно доповідає про те, що сталося, за командою. Командуванням військової частини негайно організовується пошук викрадених (утрачених) джерел іонізуючого випромінювання та ведеться безперервно до їх виявлення або прийняття рішення про припинення пошуку.

Документи, які необхідні для розслідування випадків втрат джерел іонізуючого випромінювання та вживання заходів щодо запобігання, ураженням особового складу, наведені в дод. 16.

Для проведення пошуку викрадених або втрачених джерел іонізуючого випромінювання військовими частинами формуються пошукові групи, які оснащені засобами вимірювань, як правило, вимірювачами потужності дози МКС-05, МКС-У (ДП-5В).

У разі потреби до пошукових робіт можуть притягуватися спеціалісти санітарно-епідеміологічних установ.

Перед початком пошукових робіт проводиться інструктаж особового складу, уточнюються маршрути пошукових груп, передбачені місця знаходження ДІВ і заходи радіаційної безпеки під час проведення пошукових робіт.

Під час виявлення викрадених або втрачених ДІВ дії особового складу порівнюються до дій в аварійних та інших непередбачених випадках із джерелами іонізуючого випромінювання.

Рішення про припинення пошуку викрадених або втрачених джерел іонізуючого випромінювання військовими пошуковими групами приймається вищим командуванням (органом управління) за погодженням з органами управління медичної служби.

У разі потреби про припинення пошуку ДІВ військовими пошуковими групами інформуються місцеві органи МВС України.

Рішення про припинення пошуку викрадених або втрачених джерел іонізуючого випромінювання приймаються в таких випадках:

- місцезнаходження всіх викрадених або втрачених джерел іонізуючого випромінювання встановлено та вживаються заходи для їх повернення до місць постійного утримання або їх утилізації;

- пошук викрадених або втрачених джерел іонізуючого випромінювання військовими пошуковими групами не дав позитивних результатів.

Допуск особового складу до робіт із закритими джерелами іонізуючого випромінювання оформляється за наказом командира військової частини, що віддається на основі акта комісії з перевірки знань особовим складом техніки безпеки проведення робіт і чинних інструкцій.

Знання комісією перевіряються перед допуском особового складу до робіт із джерелами іонізуючого випромінювання, а надалі – не рідше одного разу на рік.

До робіт із закритими джерелами іонізуючого випромінювання допускається особовий склад:

- що не має медичних протипоказань (огляд військово-лікарською комісією проводиться перед призначенням на посаду (прийняттям на роботу) і надалі не рідше 1 разу на 2 роки);

- пройшов спеціальне навчання та має посвідчення (довідку) на право перевірки військових дозиметричних приладів і сигналізаторів (для осіб, задіяних для перевірки військових дозиметричних приладів для вимірювання параметрів гамма-випромінювання);

- вивчив основи радіаційної безпеки.

Інструктажі особового складу, постійно або тимчасово працюючого з джерелами іонізуючого випромінювання, проводяться до початку робіт і періодично, не рідше 1 разу на півріччя, про що робиться запис у журнали інструктажу.

5.1.5. Робота з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді

Радіоактивні речовини використовуються також у відкритому вигляді.

У цьому випадку, крім зовнішнього опромінення, можливе попадання радіоактивних речовин усередину організму.

Тому під час роботи з РР у відкритому вигляді поряд з організацією захисту від зовнішнього опромінення необхідно передбачати комплекс заходів, щодо запобігання радіоактивному забрудненню повітря і поверхонь робочих та суміжних приміщень, одягу та шкіряних покривів, а також об'єктів зовнішнього середовища.

Площа приміщень для роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді повинна встановлюватися з розрахунку на те, що на одного працюючого повинно бути не менше 10 кв. м.

Для цього роботи з РР необхідно зосереджувати в одній частині будинку й зменшувати до мінімуму переходи через ці приміщення. Обробка й обладнання приміщень повинні забезпечувати їхню легку дезактивацію.

Крім того, ОСПУ-2005 висуває ряд вимог до системи вентиляції, організації робочих місць і технологічних режимів, до системи збору й видалення радіоактивних відходів, дотримання заходів особистої гігієни і т. ін., що дозволяє виключити можливість попадання радіоактивних речовин у середину організму і завдяки цьому забезпечити безпечні умови праці. Ці вимоги залежать від характеру проведених робіт з тими або іншими радіонуклідами, їхньої активності, а також від групи радіаційної небезпеки, до якої належить даний радіонуклід. РР як потенційні джерела внутрішнього опромінення за ступенем радіаційної небезпеки поділяються на чотири групи: А, Б, В, Г (табл. 5.11).

Таблиця 5.11

Активності радіонуклідів на робочому місці, що визначають клас робіт

Група радіаційної небезпеки	Активність на робочому місці, мкКі		
	для I класу	для II класу	для III класу
А	Більше 10^4	Від 10 до 10^4	Від $0,1$ до 10
Б	Більше 10^5	Від 100 до 10^5	Від 1 до 100
В	Більше 10^6	Від 10^3 до 10^6	Від 10 до 10^3
Г	Більше 10^7	Від 10^4 до 10^7	Від 10^2 до 10^4

До групи А належать радіонукліди з мінімально значущою активністю (МЗА), яка дорівнює $3,7 \cdot 10^3$ Бк ($0,1$ мкКі); до груп Б, В, Г – радіонукліди, для яких МЗА дорівнює $3,7 \cdot 10^4$; $3,7 \cdot 10^5$ та $3,7 \cdot 10^6$ Бк (1 , 10 та 100 мкКі) відповідно.

Залежно від групи радіаційної небезпеки радіонукліда та його активності на робочому місці (згідно з ОСПУ-2005) роботи з РР поділяються на три класи. Для кожного класу робіт висуваються відповідні вимоги щодо обробки приміщень та виконання інших санітарно-гігієнічних заходів.

Роботи з відкритими джерелами з активністю нижче МЗА, а також з будь-якою кількістю радіоактивних розчинів об'ємною активністю, що не

перевищує припустимої концентрації групи Б для води, можна проводити в приміщеннях, до яких спеціальні вимоги не висуваються.

Роботи 3-го класу можна виконувати в тих же приміщеннях, у яких проводяться роботи зі стабільними ізотопами. Роботу з летючими, газоподібними, порошкоподібними РР доцільно проводити у витяжних шафах звичайного типу.

Для робіт 2-го класу необхідно передбачити спеціально обладнані ізольовані приміщення, а роботу із РР проводити в захисних боксах (камерах) або в спеціальних витяжних шафах. На передній стінці таких захисних камер знаходяться гумові рукавички або захвати різних типів, що дозволяють проводити необхідні операції з РР.

Захисні камери й витяжні шафи обладнані спеціальною вентиляцією. Щоб виключити надходження повітря в лабораторні приміщення у камерах і шафах створюється розрідження повітря. У процесі роботи 2-го класу необхідно систематично проводити радіаційний контроль рівнів гамма-випромінювання в лабораторіях та індивідуальний контроль забруднення повітря і поверхонь.

У приміщеннях, де проводяться роботи 2-го класу, необхідно мати санітарний пропускник або душову, на виході з яких повинен здійснюватися контроль рівня забруднення рук і тіла.

Роботи 1-го класу проводяться в окремому будинку або в приміщеннях, розташованих в окремій частині будинку та ізольованих одне від одного.

Ці приміщення мають спеціальне планування, що забезпечує відокремлення апаратури для вимірювань від установок, які є джерелами забруднення повітряного середовища, поверхонь, а також місць постійного перебування людей. Найбільш раціонально використовувати тризонне планування.

У першій зоні розташовуються камери, бокси, приміщення, що не обслуговуються, де розміщені технологічне обладнання й комунікації, які є основним джерелом радіоактивного забруднення.

До другої зони належать приміщення, що обслуговуються періодично, в яких можливо проводити ремонт обладнання та інші роботи, що пов'язані з відкриттям технологічного обладнання, а також вузли завантаження-вивантаження радіоактивних матеріалів, приміщення тимчасового зберігання радіоактивних відходів.

До третьої зони належать приміщення, що призначені для постійного перебування персоналу: операторські, пульти керування та ін. Між другою й третьою зонами обладнуються санпропускники обов'язкового типу.

У всіх приміщеннях передбачається спеціальна вентиляція з фільтрами на виході для очищення повітря. У першій і другій зонах створюється розрідження повітря відносно третьої зони, щоб запобігти надходженню повітря з першої й другої зон, де імовірність забруднення більша, ніж у третій.

У процесі роботи з відкритими РР, коли можлива поява в приміщеннях радіоактивних аерозолів, персонал, який обслуговує, обов'язково забезпечується респіраторами для захисту органів дихання від РР.

Переходячи із приміщень для робіт менш високого класу в приміщення для робіт найбільш високого класу необхідно контролювати рівень радіоактивного забруднення засобів індивідуального захисту (ЗІЗ) і рук.

Переходячи із другої в третю зону в саншлюзі необхідно знімати додаткові ЗІЗ (пластикові халати, фартухи, додаткове взуття). При цьому додатковим ЗІЗ необхідно робити дезактивацію в саншлюзі або в інших спеціально відведених місцях.

Разом з тим повинен проводитися систематичний контроль рівня забруднення основного спецодягу.

Правильна організація роботи, систематичний радіаційний контроль і вчасно вжиті заходи з дезактивації, а також виконання правил особистої гігієни – необхідна умова забезпечення РБЗ, що дозволяє виключити шкідливий вплив РР на організм людини.

Вентиляція, пилогазоочищення і опалювання

Вентиляційні і повітроочисні пристрої під час роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді повинні забезпечити захист від забруднення повітряного середовища робочих приміщень і атмосферного повітря, а також спрямованість потоків повітря з приміщень з меншим можливим забрудненням в приміщення з великим можливим забрудненням.

У будівлях, де для робіт з радіоактивними речовинами відводиться тільки частина загальної площі, необхідно враховувати роздільні системи вентиляції для приміщень, в яких ведуться роботи з радіоактивними речовинами, і для приміщень, не пов'язаних із застосуванням радіоактивних речовин.

Забруднене повітря, що видаляється з укриттів, боксів, камер, шаф і іншого обладнання, повинне піддаватися перед викидом в атмосферу очищенню на вискоєфективних фільтрах. Слід уникати розбавлення цього повітря до його очищення.

У військовій частині, де проводяться роботи I і II класів, слід передбачати викидні труби, висота яких повинна забезпечувати зниження концентрації радіоактивних речовин в атмосферному повітрі до контрольного рівня.

Дозволяється видаляти вентиляційне повітря без очищення, якщо концентрація радіоактивних речовин на викиді не перевищує допустимої концентрації для повітря робочих приміщень. При цьому рівні зовнішнього і внутрішнього опроміювання особового складу, безпосередньо не працюючого з джерелами іонізуючих випромінювань, не повинні перевищувати встановленого для них річного ліміту дози.

Забороняється використання систем рециркуляції повітря без очищення від радіоактивних і токсичних речовин, аерація приміщень для робіт I і II класів.

Розрахункова швидкість руху повітря в робочих отворах витяжних шаф і укріттів повинна прийматися рівною 1,5 м/с.

За кількості шаф більше трьох, визначаючи витрати повітря, що видаляється, враховується тільки половина площі всіх робочих отворів.

У герметичних камерах і боксах при закритих отворах повинно забезпечуватися розрахункове розрідження не менше 20 мм водяного стовпа. Камери і бокси повинні обладнуватися приладами контролю розрідження.

Повітроводи витяжної вентиляції і фільтри розраховуються на можливість забезпечення швидкості руху повітря 1 м/с в отворах боксів і камер, що періодично відкриваються. За спеціальними технологічними вимогами і за наявності тепловологовиділень в боксах і камерах необхідна кратність обміну визначається розрахунком.

Під час експлуатації допускається тимчасове зниження величини розрідження в камерах і боксах в межах експлуатаційної характеристики фільтрів до 10 мм водяного стовпа; допускається також тимчасове зниження швидкості повітря в **витягах** витяжних шаф, що відкриваються, до 0,5 м/с за умови збереження чистоти повітряного середовища робочих приміщень у межах допустимої концентрації.

За кількості камер або боксів більше трьох загальна витрата повітря, що видаляється, визначається кількістю отворів, що одночасно відкриваються під час експлуатації, за технологічним регламентом з коефіцієнтом запасу 1,5 з урахуванням можливої нещільності всієї системи.

Вентилятори, які обслуговують витяжні шафи, бокси і камери, слід розташовувати в спеціальних окремих приміщеннях. У приміщеннях для робіт I класу витяжна камера повинна входити до складу приміщень II зони.

Вентиляційні системи, обслуговуючі приміщення для робіт I класу, повинні мати резервні агрегати продуктивністю не менше 1/3 повної розрахункової. Пускачі двигунів і сигнальні лампи розміщуються в приміщеннях III зони. Пускачі двигунів вентиляторів повинні мати світлову сигналізацію.

Для робіт з летючими радіоактивними речовинами повинна бути передбачена система витяжної вентиляції сховищ, робочих приміщень і боксів. Система повинна мати резервний витяжний агрегат продуктивністю не менше 1/3 повної розрахункової.

У приміщеннях для робіт I і II класів при зональному розташуванні **обладнання обов'язковий пристрій** засобів підключення шлангів і пересувних вентиляційних установок до систем витяжної вентиляції для можливості проведення зварювальних робіт у зоні розміщення обладнання і в ремонтно-транспортній зоні.

Основними вимоги під час вибору пристроїв систем і установок пилогазоочищення під час роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді:

а) максимально можливе зменшення кількості одиниць пилогазоочисного обладнання;

б) механізація й автоматизація процесів обслуговування, ремонту і заміни пилогазоочисного обладнання, а в необхідних випадках – дистанційне виробництво цих робіт;

в) автоматична сигналізація про розрідження і опір очисних апаратів і фільтрів;

г) наявність системи контролю за ефективністю роботи очисних апаратів і фільтрів, а у разі багатоступінчатої системи – як всього пилогазоочищення, так і окремих частин і ступенів;

д) надійна ізоляція пилогазоочисного обладнання як джерела іонізуючих випромінювань, безпека огляду і обслуговування.

Термін служби апаратів і фільтрів повинен визначатися у разі втрати пропускної спроможності для повітря або у разі радіаційної небезпеки, що виникає в результаті накопичення радіоактивних речовин.

Для того щоб максимально знизити забруднення систем магістральних повітроводів, фільтри і апарати необхідно встановлювати за можливістю безпосередньо у боксах, камерах, шафах, укриттях.

Під час розміщення пилогазоочисного обладнання в окремих приміщеннях (частинах будівель, окремих будівлях) до останніх повинні висуватися ті ж вимоги, що і до основних промислових приміщень. У разі розміщення пилогазоочисного обладнання на горищі воно повинно бути обладнано як технічний поверх.

Приміщення пилогазоочисного обладнання повинні бути ізольовані і не поєднуватися за повітрям з основними виробничими приміщеннями і зонами.

Вхід у приміщення пилогазоочисного обладнання бажано мати окремий.

У комплексі приміщень пилогазоочисного обладнання обов'язкова наявність ізольованих приміщень або герметичних вентиляваних ділянок для проведення ремонту, розбирання, тимчасового зберігання фільтрів, апаратів та їх елементів, а також для зберігання засобів прибирання і дезактивації.

Під час централізованого розміщення пилогазоочисного обладнання на ділянках для робіт I класу в основу планування комплексу пилогазоочищення повинен бути покладений принцип зональності.

Для робіт I класу в приміщеннях I і II зон необхідно передбачити систему подання повітря до шлангових індивідуальних засобів захисту (пневмокостюмів, пневмошоломів, шлангових протигазів). Для подання повітря до шлангових засобів захисту слід встановлювати окрему пневмолінію або окремі вентилятори, що забезпечують в точці приєднання

шланга костюма тиск 500 мм водяного стовпа при поданні 15 куб. м повітря за 1 годину на один костюм.

Розвідні мережі живлення шлангових засобів захисту необхідно виконувати з корозійностійких матеріалів. Місця приєднання шлангів повинні бути забезпечені кульовими або пружинними автоматичними клапанами.

Водопостачання і каналізація

Військові частини, в яких проводяться роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді, повинні мати водопровід, гаряче водопостачання і каналізацію. Як виняток допускається відсутність вище зазначених елементів для невеликих польових лабораторій, які ведуть роботи III класу і розташовані поза населеними пунктами або в населених пунктах, що не мають централізованого водопостачання.

У військових частинах, де щодня утворюються рідкі радіоактивні відходи об'ємом понад 200 літрів з концентрацією, що перевищує в 10 разів допустимі концентрації радіонуклідів у воді, слід влаштовувати спеціальну каналізацію з очисними спорудами.

Система спеціальної каналізації повинна передбачати дезактивацію стічних вод і, де це можливо, повторне використання їх для технологічних цілей. Очисні споруди слід розташовувати в спеціальному приміщенні на території військової частини.

Приймачі для радіоактивних розчинів (раковини, зливи, трапи і фасонні частини) системи спеціальної каналізації повинні бути виготовлені з корозійностійких матеріалів або мати корозійностійкі покриття внутрішніх і зовнішніх поверхонь, що легко дезактивуються. Конструкція приймачів повинна унеможливити розбризкування розчинів.

Крани для води, яка подається до раковин, повинні мати змішувачі і відкриватися за допомогою педального або ліктьового пристрою.

Перед ремонтом і очищенням каналізаційних систем, призначених для видалення і знешкодження рідких радіоактивних відходів, щоб уникнути переопромінення особового складу, перевіряються рівні гамма-випромінювання в оглядових колодязях та інших місцях, де намічено проведення вказаних робіт. Ці роботи проводяться з використанням індивідуальних засобів захисту.

Розміщення та зміст санітарних пропускників і санітарних шлюзів

У військовій частині, в якій проводяться роботи I класу, має бути обладнаний санпропускник. У військовій частині, в якій проводяться роботи II класу, мають бути обладнані санпропускник або духова і приміщення

з шафами окремо для обмундирування військовослужбовців (особистого одягу робочих і службовців) та спецодягу.

Санпропускник розміщується або в тій же будівлі, де проводяться роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді, або в будівлі, що окремо стоїть. У останньому випадку будівлі з'єднуються між собою закритою галереєю.

До складу санпропускника входять: гардероб для обмундирування військовослужбовців і особистого одягу робочих і службовців, гардероб для спецодягу, комора спецодягу, забрудненого радіоактивними речовинами, комора чистого спецодягу, приміщення для індивідуальних засобів захисту, душові, приміщення для радіометричного контролю шкірних покривів і спецодягу.

Планування санпропускника повинно повністю забезпечувати проходження особового складу як в приміщення, де проводяться роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді, так і назад. Потоки не повинні перетинатися. Стационарні саншлюзи розміщуються між II і III зонами робочих приміщень. Залежно від об'єму і характеру робіт при саншлюзах передбачаються:

а) місця для переодягання, зберігання (у шафах і на стелажах) і попередньої дезактивації індивідуальних засобів захисту;

б) пристрій для попереднього безпосереднього очищення підшвуртця;

в) пункт попереднього обмивання пневмокостюмів безпосередньо на людині;

г) пункт радіаційного контролю;

д) умивальники;

е) роздягальня спецодягу, забрудненого радіоактивними речовинами, обладнана лавою і контейнером для спецодягу.

Залежно від характеру і обсягу роботи площа, розміщення і склад окремих елементів саншлюза можуть мінятися. Окрім стационарних саншлюзів можливе використання переносних саншлюзів, що встановлюються безпосередньо біля входу в приміщення, де проводяться ремонтні роботи.

Підлоги, стіни та стелі санпропускників і саншлюзів повинні мати вологостійку обробку, **слабкосорбуючі радіоактивні речовини і допускаючи легке очищення і дезактивацію**. У гардеробах для спецодягу, душових, коморах для забрудненого спецодягу, пунктах радіаційного контролю панелі стін на висоту не менше 2 м покриваються слабкосорбувальними матеріалами, що легко миються, стійкими до кислих і лужних розчинів, решта частин стін і стель – масляною фарбою.

У решті приміщень санпропускників і саншлюзів стіни і стелі покриваються масляною фарбою. Підлоги в душових і убиральнях повинні покриватися слабкосорбуючими матеріалами.

Умивальники мають бути забезпечені кранами, що допускають відкриття ліктем або натиском ноги. Промивання унітазів повинно здійснюватися педальним спуском води.

Кількість місць для зберігання обмундирування військовослужбовців (особистого одягу робочих і службовців) і спецодягу в гардеробах визначається кількістю штатного особового складу, що працює з радіоактивними речовинами.

У гардеробі для спецодягу слід передбачати площу для переодягання з розрахунку 0,3 кв. м на одну людину.

Поверхня шафок має бути покрита матеріалами, які слабо сорбують хімічні і радіоактивні речовини та добре піддаються дезактивації.

У коморі спецодягу, забрудненого радіоактивними речовинами, слід передбачити можливість сортування спеціального одягу перед відправленням його в пральню. Місце сортування повинно обладнатися місцевими вентиляційними відсмоктувачами. Забруднений спецодяг повинен поступати в комору в затареному вигляді.

Приміщення для зберігання і видачі індивідуальних засобів захисту має розміщуватися між гардеробом для спецодягу і робочими приміщеннями.

Площа приміщення визначається штатною кількістю особового складу, що працює з радіоактивними речовинами, за нормою 0,2 м² на людину.

Кабіни душових мають бути обладнані пристроями для розміщення мийних засобів.

Перед душовими з боку гардероба для спецодягу повинні встановлюватися умивальники з підведенням гарячої і холодної води для попереднього оброблення рук. Кількість умивальників необхідно приймати з розрахунку 1 умивальник на 12–15 чоловік. Умивальники мають бути обладнані фонтанчиками для споліскування рота.

При душових належить влаштувати приміщення для обтирання тіла. Площа обтиральних приміщень встановлюється 0,4 кв. м на душовий ріжок, але не менше 4 кв.м. Обтиральні повинні мати місця для зберігання рушників.

Пункти радіаційного контролю забруднення рук і тіла розміщуються між душовою і гардеробом для обмундирування військовослужбовців (особистого одягу робочих і службовців).

Вибір типів приладів для радіаційного контролю визначається видами контрольованих випромінювань і характером контролю. Кількість приладів, що встановлюється в санпропускниках і саншлюзах, розраховується виходячи з часу, необхідного для радіаційного контролю найбільшою кількістю приладів, що одночасно працюють (час не має перевищувати 20 хвилин).

У санпропускниках військових частин, в яких проводяться роботи І класу, необхідно щодня після закінчення робіт проводити примусовий контроль радіоактивного забруднення шкірних покривів.

5.1.6. Експлуатація джерел іонізуючого випромінювання

Отримування джерел іонізуючого випромінювання

Джерела гамма-випромінювання обладнання СО-6 (радіонуклід цезій-137) поставляються в складі виробу в двох робочих контейнерах (рис. 5.13, 5.14), в яких вони зберігаються, транспортуються та використовуються під час перевірки військових дозиметричних приладів.

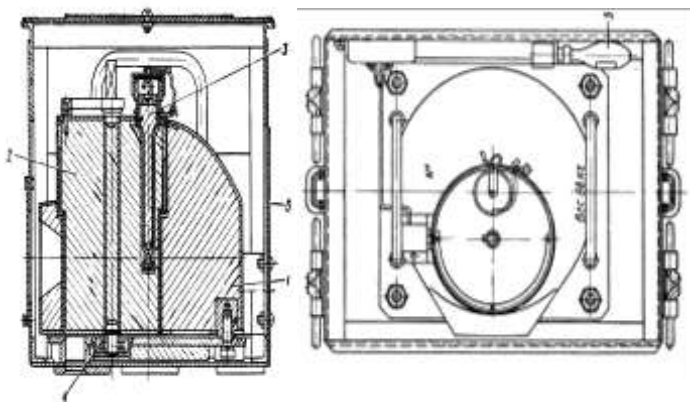


Рис. 5.13. Великий контейнер:

1 – корпус контейнера; 2 – склянка поворотна; 3 – патрон радіоактивного джерела;
4 – підшипник для упору; 5 – ручка; 6 – етикетка

У разі зниження активності (коли не забезпечується утворення необхідних потужностей експозиційних доз) ці джерела іонізуючого випромінювання змінюються на аналогічні, що поставляються в контейнерах КЦ-3-2.

Джерела гамма-випромінювання гамма-стенда СПГ-04 (радіонуклід цезій-137) доставляються в складі виробу, як правило, в перевантажувальному контейнері. В окремих випадках допускається поставка ДІВ безпосередньо в гамма-стенді. Джерела гамма-випромінювання обладнання КИС-РД (радіонуклід кобальт-60) поставляються окремо від обладнання в спеціальному транспортному контейнері.

Автоматичний сигналізатор для виявлення аерозолів спеціальних сумішей АСП налаштовується за допомогою радіоізотопного градууювального джерела світла (РГІС ЕТ), до складу якого входить джерело бета-

випромінювання БИС-МНА-І. Робочі РГИС ЕТ (з джерелами іонізуючого випромінювання БИС-МНА-І) поставляються в складі сигналізатора АСП та можуть поставлятися окремо. Контрольні (зразкові) РГИС ЕТ (з ДІВ БИС-МНА-І) поставляються базам зберігання та ремонту озброєння РХБ захисту та складам озброєння РХБ захисту в складі спеціальних реєструючих приладів (ПРС), призначених для перевірки (атестації) РГИС ЕТ.

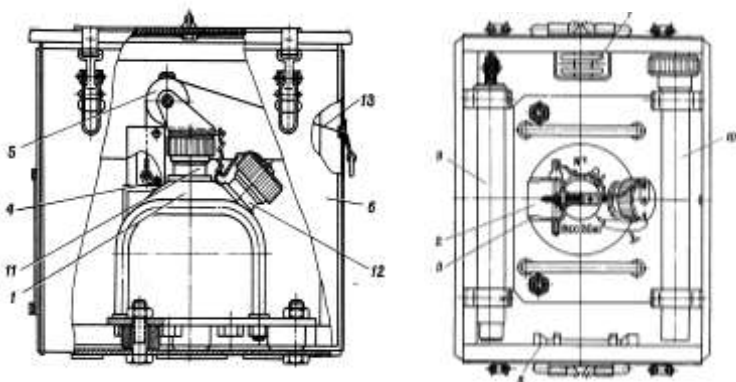


Рис. 5.14. Малий контейнер:

*1 – малий контейнер в укладці; 8 – підставка джерела 0,0001 г екв радію;
11 – патрон джерела 0,015 г екв радію; 12 – патрон джерела 0,0001 г екв радію*

Контрольні ДІВ до військових дозиметричних приладів (альфа-, бета- та гамма-випромінювання) в промисловості, практично, не заявляються та окремо від приладів не поставляються. Тому питання окремої їх поставки військовим частинам в дійсних методичних рекомендаціях не розглядаються (за виключенням РГИС ЕТ з ДІВ БИС-МНА-І).

Для заміни в засобах перевірки військових дозиметричних приладів джерел гамма-випромінювання, які не забезпечують утворення необхідних потужностей експозиційних доз, базам РХБ захисту та складам, ВВНЗ та іншим установам, що мають дозвіл на право роботи з ДІВ (санітарні паспорти), відповідно до нарядів поставляються нові джерела іонізуючого випромінювання.

Передача (доставка) закритих ДІВ (нових або тих, що були у вжитку) зі складів РХБ захисту військовим частинам, з однієї військової частини в іншу, з військових частин хімічному складу здійснюється тільки за нарядом, узгодженим з органом управління медичної служби, яке видавало санітарний паспорт. Під час поставлення ДІВ автомобільним транспортом зі складу військової частині або військової частини на склад використовуються, як правило, сили та засоби військової частини. Окремим військовим частинам

радіоактивні речовини та ДІВ можуть поставлятися через територіальні відділення ВО «Ізотоп». У випадках, коли придбання джерел іонізуючого випромінювання здійснюється за рахунок засобів центру, оформлені та узгоджені з органом управління медичної служби, що видає санітарний паспорт, замовлення-заявки на ізотопну продукцію поставляються в військову частину за 18 місяців до планованого року поставки.

Центральним базам зберігання озброєння та ремонту озброєння військ РХБ захисту, що задіяні у виробництві засобів перевірки військових дозиметричних приладів по гамма-випромінюванню та масовому ремонту військових дозиметричних приладів, дозволяється самостійно заявляти та отримувати через територіальні відділення ВО «Ізотоп» джерела гамма-випромінювання та контрольні джерела альфа- і бета-випромінювання в межах номенклатур, вказаних в дод. 9.

Облік джерел іонізуючого випромінювання

Рухомі ремонтні майстерні, засоби перевірки військових дозиметричних приладів, джерела гамма-випромінювання в контейнерах, контрольні джерела альфа- і бета-випромінювань та РГІС ЕТ з джерелами БИС-МНА-І, що надійшли до військової частини (на склад, базу) обліковуються в установленому порядку за формами Керівництва з обліку озброєння, техніки, майна та інших матеріальних засобів у ЗС України.

Джерела іонізуючого випромінювання додатково обліковуються в прибутково-витратному журналі. При цьому кожний вид (джерела гамма-випромінювання в складі засобів перевірки чи окремих контейнерах, контрольні джерела випромінювань та РГІС ЕТ, що надійшли окремо від приладів та сигналізаторів) обліковується на окремих сторінках прибутково-витратного журналу за належністю, паспортами, активністю та іншими даними.

Відповідає за ведення прибутково-витратного журналу, як правило, відповідальний за приймання, облік та зберігання ДІВ у військовій частині. Прибутково-витратний журнал зберігається у військовій частині постійно.

Військові дозиметричні прилади та сигналізатори АСП, що мають у своєму складі контрольні ДІВ, обліковуються як інші матеріальні засоби за формами, передбаченими Керівництвом з обліку озброєння, техніки, майна та інших матеріальних засобів у ЗС України.

Джерела іонізуючого випромінювання, що були у вжитку та непридатні для подальшого використання, обліковуються:

– на складах озброєння РХБ захисту та базах зберігання та ремонту озброєння РХБ захисту – в журналі обліку радіоактивних відходів, форма якого з прикладами заповнення наведена в дод. 15;

– у військових частинах – в прибутково-витратному журналі, в якому на окремій сторінці відкривається розділ з назвою: «Джерела іонізуючого

випромінювання, що були у вжитку та непридатні для подальшого використання».

Військові частини про надходження ДІВ в десятиденний термін сповіщають довольчий орган та санітарно-епідеміологічну установу, що здійснює санітарний нагляд.

Наявність ДІВ систематично контролюється посадовими особами військової частини. Наявність джерел іонізуючого випромінювання поточного забезпечення перевіряється не рідше одного разу на місяць, а інші – не рідше одного разу на квартал. Порядок перевірки джерел іонізуючого випромінювання визначається командиром військової частини.

Інвентаризація джерел гамма-випромінювання, призначених для засобів перевірки військових дозиметричних приладів або тих, що входять до їх складу (в тому числі непридатні для подальшого використання), а також контрольних джерел альфа-, бета- і гамма-випромінювання, що не входять до складу військових дозиметричних приладів та сигналізаторів АСП, проводиться не рідше одного разу на півріччя комісією, призначеною наказом командира військової частини.

Перевірка фактичної наявності ДІВ членами комісії проводиться за обов'язкової присутності відповідального за приймання, облік та зберігання (начальника ремонтного підрозділу). Одночасно проводиться перевірка дотримання правил отримання, обліку, зберігання та використання ДІВ.

Результати інвентаризації оформлюються актом, який має бути конкретним та базуватися тільки на документально підтверджених даних.

У загальному випадку в акті інвентаризації вказуються:

- наявність та якісний стан ДІВ;
- порядок та умови їх зберігання;
- причини утворення нестач або надлишків;
- виявлені недоліки в обліку та заходи, що необхідно провести для їх усунення;
- позитивні сторони в обліку та зберіганні ДІВ.

До акту інвентаризації (загальному чи окремому) додаються:

- матеріали, що підтверджують наявність або нестачу ДІВ;
- пояснювальні посадових осіб;
- довідки та інші документи, що пояснюють окремі його положення;
- висновки.

Зі змістом акту інвентаризації комісія знайомить посадових осіб військової частини в частині, що їх стосується. Акт інвентаризації затверджується командиром військової частини.

Зберігання джерел іонізуючого випромінювання

Джерела іонізуючого випромінювання, що не використовуються військовими частинами за прямим призначенням, повинні утримуватися в сховищах (приміщеннях), що відповідають вимогам дійсних методичних рекомендацій та мають оформлені санітарні паспорти.

У сховищах (приміщеннях) джерела іонізуючого випромінювання розміщуються роздільно за належністю:

- контейнери з джерелами іонізуючого випромінювання зі складу обладнання СО-6;
- контейнери з джерелами іонізуючого випромінювання, що надійшли окремо від засобів перевірки військових дозиметричних приладів;
- контейнери з джерелами іонізуючого випромінювання, непридатні для подальшого використання;
- контрольні джерела випромінювання.

Сховище (приміщення) повинно мати карту-схему розміщення ДІВ, відпрацьовану особою, відповідальною за приймання, облік та зберігання джерел іонізуючого випромінювання. У карті-схемі вказується місце зберігання контейнерів з конкретними (за призначенням) джерелами гамма-випромінювання та упаковок з контрольними джерелами випромінювання (за типами).

Великий та малий контейнери з джерелами іонізуючого випромінювання обладнання СО-6 зберігаються тільки в колодязях (нішах), на кожному контейнері (або на закріпленій на контейнері бірці) має бути нанесений яскравою фарбою чіткий напис, вказуючий на належність контейнера до конкретної ПРХМ (тип майстерні та її заводський номер). Розміри та колір напису не регламентуються.

Контейнери з джерелами іонізуючого випромінювання (обладнання КИС-РД, КТС-КИС-РД, КЦ-3-2) також зберігаються в колодязях та нішах сховищ (приміщень).

Контрольні джерела альфа- та гамма-випромінювання, що надійшли окремо від військових дозиметричних приладів та РГІС ЕТ сигналізаторів АСП, зберігаються в сейфах та металевих шафах, розміщених поза колодязями (нішами). Стіни сейфів та шаф, за необхідності, посилюються свинцевими (металевими) листами для пониження рівня гальмівного гамма-випромінювання.

Непридатні для подальшого використання РГІС ЕТ та контрольні джерела альфа та бета-випромінювань зберігаються в окремих секціях сейфів та шаф (окремо від нових та придатних до подальшого використання джерел іонізуючого випромінювання).

Одночасне зберігання в сховищах (приміщеннях) джерел іонізуючого випромінювання за сумарною активністю та кількістю вище значень, вказаних в санітарному паспорті, не допускається.

У кожному сховищі (приміщенні) для джерел іонізуючого випромінювання організовується контроль за радіаційною обстановкою.

На робочих місцях та в інших точках сховища (приміщення) встановлюються контрольні рівні потужності експозиційної дози, які в наступному (не рідше одного разу на місяць та у разі надходження джерел іонізуючого випромінювання) вимірюються в цих місцях (контрольних точках).

Отримання під час вимірювання потужностей експозиційних доз значень вище встановлених контрольних рівнів розглядається як порушення правил роботи з ДІВ.

Контрольні джерела випромінювань, що входять до складу військових дозиметричних приладів та сигналізаторів АСП, зберігаються разом з цими приладами. Під час зберігання приладів на загальних складах вони, як правило, зосереджуються в одному місці (приміщенні).

Транспортування джерел іонізуючого випромінювання

Транспортування джерел гамма-випромінювання всередині сховищ та на території військових частин проводиться тільки в контейнерах, а контрольних джерел альфа та бета-випромінювань – в тарі, що послаблює їх зовнішнє випромінювання до допустимих рівнів.

Пересувні ремонтні хімічні майстерні чи інші рухомі об'єкти із засобами перевірки військових дозиметричних приладів, укомплектовані джерелами гамма-випромінювання, окремі засоби перевірки військових дозиметричних приладів з джерелами іонізуючого випромінювання, окремі джерела іонізуючого випромінювання в контейнерах для транспортування автомобільним та залізничним (водним, повітряним) транспортом повинні оформлюватися як радіаційний вантаж. Також оформлюється транспортування контрольних джерел випромінювання, що поставляються окремо від приладів та сигналізаторів АСП.

Контрольні джерела випромінювання, що входять до складу військових дозиметричних приладів та сигналізаторів АСП, транспортуються разом з приладами звичайним порядком.

Транспортування джерел іонізуючого випромінювання всіма видами транспорту здійснюється відповідно до вимог Правил безпеки під час транспортування радіоактивних речовин. При цьому військова частина-вантажовідправник зобов'язана сповістити військову частину-вантажодоержувача поштою або телеграфом (за терміном доставки не більше однієї доби тільки телеграфом) про відправлений на її адресу радіаційний вантаж, такі дані:

– найменування ДІВ;

- кількість та масу контейнерів з ДІВ;
- вид транспорту.

Військова частина-вантажоодержувач зобов'язана наглядати за надходженням на її адресу радіаційного вантажу та у випадку неприбуття його у встановлений термін висувати вимоги до транспортних організацій щодо розшуку та доставки радіаційного вантажу за призначенням.

Військова частина-вантажоодержувач не може відмовитися від отримання радіаційного вантажу. У разі пошкодження радіаційних упаковок (контейнерів) вантажоодержувач, не перевіряючи наявності джерел іонізуючого випромінювання, оформлює акт приймання у встановленому порядку.

Під час транспортування ПРХМ контейнери з джерелами іонізуючого випромінювання зі складу обладнання СО-6 розміщуються в місцях, передбачених експлуатаційними документами конкретної майстерні ПРХМ.

Розміщення контейнерів з джерелами іонізуючого випромінювання в інших місцях не допускається.

Радіаційні упаковки (контейнери), залежно від потужності експозиційної дози на їх поверхні та на відстані 1 м від неї, відносяться до визначеної транспортної категорії (мають визначений транспортний індекс). Транспортні категорії наведені в табл. 5.11.

Таблиця 5.11

Транспортні категорії радіаційних упаковок

Транспортна категорія радіаційних упаковок	Гранично допустима ПЕД, мР/год		Транспортний індекс
	у будь-якій точці зовнішньої бокової поверхні радіаційної упаковки	на відстані 1 м від будь-якої точки поверхні	
I	0,5	не враховується	–
II	50,0	1,0	1
III	200,0	10,0	10
IV	1000,0	50,0	50

Контейнери КЦ-3-2 та обладнання СО-6 з джерелами гамма-випромінювання відносяться до транспортних категорій, вказаних в табл. 5.12.

На автомобілях, спеціально не обладнаних для перевезення радіаційних вантажів, допускається транспортування радіаційних упаковок I, II та III транспортних категорій в кількості, за якої потужність експозиційної дози в будь-якій точці зовнішньої бокової поверхні кузова (причепи, напівпричепи) не перевищує 50 мР/год, а в кабіні водія – 2 мР/год.

При цьому радіаційні упаковки (контейнери) розміщуються на максимально можливому віддаленні від кабіни водія. Кріплення радіаційних

упаковок повинно виключати їх переміщення під час руху, на поворотах та під час гальмування.

Таблиця 5.12

Транспортні категорії контейнерів КЦ-3-2 та обладнання СО-6

Тип контейнера	ПЕД у будь-якій точці зовн. поверхні контейнера, мР/год, не більше	ПЕД на відстані 1 м від будь-якої точки поверхні контейнера, мР/год, не більше	Транспорт на категорія	Транспортний індекс
КЦ-3-2 з ДІВ	23,0	0,4	II	1
Обладнання СО-6: – великий контейнер	26,0	0,5	II	1
– малий контейнер	37,0	1,5	III	10

Перевезення особового складу (в тому числі й виділеного для супроводу вантажу) в кузові автомобіля, завантаженого радіаційними упаковками, забороняється.

Допускається перевезення радіаційних упаковок (контейнерів) I, I та III транспортних категорій в багажнику легкових автомашин без пасажирів у разі виконання викладених вимог.

Радіаційні упаковки I, I та III транспортних категорій під час транспортування на всьому маршруті слідування допускається не відокремлювати від інших перевозимих вантажів.

Не допускається одночасне транспортування радіаційних упаковок з іншими небезпечними вантажами (вибуховими речовинами, речовинами, здатними до утворення вибухових сумішей, стиснутими та зрідженими газами, самозаймистими речовинами, з речовинами, що займаються від впливу води, легкозаймистими речовинами, їдкими речовинами), які в аварійній ситуації можуть порушити цілісність радіаційних упаковок.

Під час руху автомобіля, завантаженого радіаційними упаковками, водієм та особовим складом, виділеними для супроводу вантажу, дотримується встановлена для небезпечних вантажів швидкість руху, періодично, але не рідше ніж через дві години, перевіряється правильність розміщення радіаційних упаковок в кузові автомобіля та у разі послаблення кріплення негайно приймаються відповідні заходи.

У військах РХБ захисту автотранспортом військових частин, як правило, транспортуються джерела гамма-випромінювання в контейнерах засобів

перевірки (або транспортних), що відносяться до I, II чи III транспортних категорій, за умови виконання викладених умов.

Контрольні джерела альфа і бета-випромінювань та радіоізотопні градувальні джерела світла для транспортування автотранспортом військової частини розміщуються в дерев'яному ящику, один з розмірів якого не повинен бути менше 10 см. Внутрішні поверхні ящика вистеляються листовим свинцем (металевим листом), понижуючим **гальмівне** гамма-випромінювання від розміщених в ньому контрольних джерел випромінювання до вимог II транспортної категорії (транспортний індекс - I).

Всередині ящика контрольні джерела альфа- і бета-випромінювання розміщуються в пеналах чи коробках, а РГІС ЕТ з джерелами БИС-МНА-I – в захисних кожухах. Загальна маса ящика з ДІВ – не менше 5 кг та не більше 30 кг.

Кожна радіаційна упаковка (контейнер з джерелами гамма-випромінювання, ящик з контрольними джерелами випромінювання) на протилежних бокових поверхнях (на видних місцях) повинна мати знаки радіаційної небезпеки та етикетку транспортної категорії.

Радіаційні упаковки (контейнери з джерелами гамма-випромінювання, ящики з контрольними джерелами випромінювання) не повинні мати радіоактивного забруднення.

Для транспортування радіаційних вантажів автотранспортом у військовій частині проводяться такі заходи:

- розробляється Інструкція щодо заходів радіаційної безпеки під час транспортування ДІВ, що узгоджується з органом управління медичної служби та затверджується командиром військової частини;

- на кожний випадок транспортування наказом командира військової частини призначається відповідальний за транспортування та збереженість радіаційного вантажу (джерел іонізуючого випромінювання), якому видається письмове завдання на перевезення, затверджене командиром військової частини;

- особовим складом вивчається Інструкція щодо заходів радіаційної безпеки під час транспортування в частині, що стосується конкретно перевозимого вантажу;

- перед кожним виїздом проводиться перевірка знань правил безпеки та інструктаж особового складу, виділеного для перевезення радіаційного вантажу (джерел іонізуючого випромінювання), з записом у журналі інструктажу;

- радіаційні упаковки перевіряються на радіоактивну забрудненість.

Під час транспортування обладнання СО-6 в складі ПРХМ або гамма-стенда СПГ-04 в складі рухомого об'єкта Інструкція щодо заходів радіаційної безпеки під час транспортування ДІВ не розробляється та письмове завдання відповідальному за перевезення не видається. Відповідальним за

транспортування та збереженість радіаційного вантажу (джерел іонізуючого випромінювання) в цьому випадку є начальник ПРХМ.

Під час транспортування радіаційного вантажу (джерел іонізуючого випромінювання) не допускається:

- перевантаження на маршруті руху радіаційних упаковок (контейнерів з джерелами іонізуючого випромінювання) на інший автомобіль;
- відхилення автомобіля від заданого маршруту (маршрут руху записується в шляховий листок водія);
- стоянка автомобіля в місцях постійного перебування людей;
- перевезення особового складу в кузові автомобіля, в якому розміщений радіаційний вантаж (контейнери з джерелами іонізуючого випромінювання).

Використання джерел іонізуючого випромінювання

Джерела гамма-випромінювання використовуються для створення визначених потужностей експозиційної дози в засобах перевірки військових дозиметричних приладів, що пройшли первинну або періодичну атестацію (що мають свідоцтво про перевірку).

Первинна атестація обладнання СО-6 та гамма-стенда СПГ-04-02 проводиться підприємствами-виробниками під час їх випуску, а обладнання КИС-РД – після проведення пуско-налагоджувальних робіт та спорядження обладнання джерелами гамма-випромінювання.

Періодична атестація засобів перевірки військових дозиметричних приладів проводиться **окружними** (центральною) майстернями (базами) виміральної техніки не рідше одного разу на 2 роки.

Використання для перевірки військових дозиметричних приладів не атестованого обладнання (стенда) не допускається.

Використання джерел гамма-випромінювання в засобах перевірки військових дозиметричних приладів для створення визначених потужностей експозиційної дози регламентується експлуатаційними документами на конкретний засіб перевірки та конкретний прилад, що перевіряється.

Використання джерел гамма-випромінювання в умовах, не передбачених експлуатаційними документами конкретного засобу перевірки військових дозиметричних приладів, забороняється.

Градувальне обладнання СО-6 в складі ПРХМ для перевірки військових дозиметричних приладів розгортається в палатці, віддаленій від місця постійного перебування особового складу не менше ніж на 30–40 м.

Обладнання в палатці встановлюється так, щоб в робочому положенні ДІВ пучок гамма-випромінювання був направлений у бік, протилежний місцю перебування особового складу.

Під час розгортання обладнання СО-6 встановлюється та знаками КЗО-2 позначається зона суворого режиму, тобто ділянка місцевості з рівнями

радіації на межі не більше 0,3 мР/год у разі знаходження джерела максимальної активності на позиції опромінення.

Розгортання ПРХМ для перевірки військових дозиметричних приладів за місцем дислокації військової частини визначається командиром військової частини та узгоджується з санітарно-епідеміологічною установою, що здійснює санітарний нагляд.

Під час виїзду ПРХМ місце розгортання обладнання СО-6 визначається командуванням військової частини, в інтересах якої проводиться перевірка військових дозиметричних приладів по гамма-випромінюванню.

Під час використання гамма-стенда СПГ-04 на рухомому об'єкті до місця проведення перевірки військових дозиметричних приладів спеціальні вимоги не висуваються. Однак місце проведення робіт визначається командуванням військової частини, в якій проводиться перевірка військових дозиметричних приладів.

Під час використання засобів перевірки військових дозиметричних приладів джерела гамма-випромінювання постійно знаходяться у вихідному положенні та переводяться на визначені позиції опромінення тільки для створення визначених потужностей експозиційних доз та на час, необхідний для зняття достовірних показань приладу, який перевіряється.

У разі виникнення на засобах перевірки військових дозиметричних приладів (або контейнерів з ДІВ) непередбачених обставин (відмов механізмів повороту, підйому, переміщення джерел іонізуючого випромінювання, відключення електроенергії) особовим складом, в першу чергу, вживаються всі необхідні заходи щодо переміщення ДІВ у вихідне положення.

Тільки у вихідному положенні джерел іонізуючого випромінювання допускається проведення відновлювальних робіт або робіт з технічного обслуговування засобів перевірки військових дозиметричних приладів (або контейнерів).

Джерела гамма-випромінювання, що використовуються в засобах перевірки військових дозиметричних приладів, з проходженням часу втрачають свою початкову активність (не забезпечують перевірку військових дозиметричних приладів за заданими потужностями експозиційних доз) та під час чергової атестації майстернями виміральної техніки визнаються непридатними до використання на даному засобі перевірки військових дозиметричних приладів. Такі джерела іонізуючого випромінювання в засобах перевірки військових дозиметричних приладів замінюються новими.

Заміна джерел гамма-випромінювання в контейнерах обладнання СО-6 ПРХМ організовується, як правило, на складах та базах.

Заміна ДІВ проводиться з використанням перевантажувального контейнера або іншого дистанційного інструменту.

Робоче місце для заміни джерел іонізуючого випромінювання в обладнанні СО-6 оснащується двома перевантажувальними контейнерами та бетонним блоком для розміщення в ньому перевантажувального контейнера з джерелом іонізуючого випромінювання (товщина захисного шару бетону – не менше 45 см).

Під час заміни джерел іонізуючого випромінювання контейнери обладнання СО-6 та КЦ-3-2 розміщуються на робочому місці в безпосередній близькості один від одного.

На робочому місці по заміні джерел іонізуючого випромінювання в обладнанні СО-6 встановлюються контрольні рівні потужностей експозиційних доз (як правило, на відстані 0,5 м від поверхонь контейнерів), що не перевищують допустимі рівні, розраховані із значень обмежено допустимої дози.

Під час заміни джерел гамма-випромінювання в обладнанні СО-6 рекомендується:

- роботи виконувати в складі не менше 2 чол.;
- обсяг робіт із заміни джерел іонізуючого випромінювання в обладнанні СО-6 не більше 6 к-тів;
- тривалість роботи не більше 1 год.

Під час виконання робіт щодо заміни джерел іонізуючого випромінювання перевищення встановлених контрольних рівнів потужності експозиційної дози, обсягу та тривалості робіт не допускається.

Перед роботами щодо заміни ДІВ проводиться інструктаж особового складу та старшому виконавцю (бригадиру) видається наряд-допуск, де вказується:

- характер та місце проведення робіт;
- заходи радіаційної безпеки;
- дозиметричне забезпечення;
- терміни проведення робіт;
- індивідуальна доза, яку дозволяється отримати за цей час.

За необхідності вказуються й інші дані. Наряд-допуск видається посадовою особою, в безпосередній відповідальності якої знаходиться особовий склад, що виконує роботи з заміни джерел іонізуючого випромінювання.

Після заміни джерела гамма-випромінювання, що були у вжитку та непридатні до подальшого використання, на складах та базах розглядаються як радіоактивні відходи, тимчасово зберігаються в контейнерах КЦ-3-2 і в них же здаються на захоронення.

Після списання в установленому порядку обладнання СО-6 джерела гамма-випромінювання можуть здаватися на захоронення у великому та маленькому контейнерах цього обладнання.

Спорядження гамма-стенда СПГ-04-02 джерелами іонізуючого випромінювання, а також їх освіжування здійснюється з використанням перевантажувального контейнера відповідно до вимог експлуатаційних документів на стенд та контейнер.

Спорядження магазину джерел іонізуючого випромінювання (або їх освіжування) в обладнанні КИС-РД здійснюється з використанням спеціального транспортного контейнера КИС-РД за експлуатаційними документами на обладнання та контейнер.

Рекомендується заміну (освіжування) джерел іонізуючого випромінювання в обладнанні КИС-РД проводити в присутності спеціалістів майстерні вимірювальної техніки, що прибули для атестації КИС-РД.

Після заміни (освіжування) двох джерел максимальної активності (ГИК-5-2 і ГИК-2-18), непридатних для подальшого використання, вони із обойм спеціального контейнера КИС-РД перетарюються в контейнер транспортний спеціальний КТС-КИС-РД, призначений для здавання джерел іонізуючого випромінювання на захоронення. Непридатні для використання два джерела (ГИК-2-14 і ГИК-2-8) мінімальної активності перетарюються із транспортного контейнера КИС-РД у будь-яку прийнятну тару (контейнер ЧС-1, КТ-05, КЦ-3), що забезпечує радіаційну безпеку під час транспортування.

Для розміщення джерел іонізуючого випромінювання ГИК-2-14 і ГИК-2-18 у вказаних контейнерах допускається їх вийняття з обойми.

Радіоізотопні градувальні джерела світла (РГИС ЕТ) та інші контрольні джерела випромінювання, що стоять на окремому обліку, використовуються тільки для заміни аналогічних джерел іонізуючого випромінювання в сигналізаторах АСП та приладах.

Непридатні для подальшого використання РГИС ЕТ та інші контрольні джерела випромінювання обліковуються як вживані джерела іонізуючого випромінювання та здаються на склади у встановленому порядку.

У разі втрати паспорта на джерело гамма-випромінювання оформляється його дублікат.

Текстова частина заповнюється з паспорта на аналогічне джерело гамма-випромінювання. Тип джерела, номер джерела, дата випуску джерела та основні радіаційні характеристики джерела заносяться в дублікат на основі даних прибутково-витратного журналу обліку.

Під час оформлення на першій сторінці дублікату паспорта в правому верхньому куті пишеться «Дублікат», а на останній сторінці нижче тексту робиться запис: «Дублікат оформлений військовою частиною 00000 замість втраченого. Командир військової частини _____, підпис та прізвище». Підпис скріплюється гербовою печаткою військової частини.

Оформлення дубліката паспорта на джерело гамма-випромінювання покладається на особу, відповідальну за радіаційну безпеку в військовій частині (начальника служби РХБ захисту та екологічної безпеки).

У випадку, коли відновити будь-які дані щодо джерела гамма-випромінювання неможливо, проводиться вимірювання потужностей експозиційної дози на відстані 1 м від джерела приладом типу ДП-5В. Показання приладу в Р/год (або мР/год) заносять в дублікат паспорта.

Вживані джерела іонізуючого випромінювання, які непридатні для подальшого використання

Під час розукомплектування списаних дозиметричних приладів та інших технічних засобів, які мають вбудовані ДІВ, останні повинні вилучатися з приладів, враховуватися в прибутково-витратних журналах обліку радіоактивних речовин та зберігатися як тверді радіоактивні відходи з наступною передачею їх на захоронення.

На складах вживані та непридатні до подальшого використання ДІВ розглядаються як радіоактивні відходи і обліковуються в журналі обліку радіоактивних відходів.

Рідкі відходи вважаються радіоактивними, якщо вміст в них радіоактивних речовин перевищує допустимі концентрації радіонуклідів, встановлені для води. Тверді відходи вважаються радіоактивними в таких випадках:

а) якщо питома активність відходів більше $2 \cdot 10^{-6}$ Кі/кг для бета-активних речовин, більше $1 \cdot 10^{-7}$ г экв. радіо/кг для гамма-активних речовин, більше $2 \cdot 10^{-7}$ Кі/кг для альфа-активних речовин (для радіонуклідів трансураничних елементів більше $1 \cdot 10^{-8}$ Кі/кг);

б) якщо рівні забруднення поверхонь перевищують 5 альфа-част/(см²·хв) або 50 бета-част/(см²·хв), визначуваних на площі 100 см².

Наказом начальника складу (бази) відповідальність за прийом, збір, облік та тимчасове зберігання радіоактивних відходів покладається на особу, яка відповідає за прийом, облік та зберігання ДІВ.

Радіоактивні відходи підготовлюються і здаються на захоронення в єдиному порядку, який для військових частин повинен визначити:

– зосередження радіоактивних відходів на складах озброєння РХБ захисту;

– порядок здавання військовими частинами складам ДІВ, вживаних та непридатних для подальшого використання;

– фінансування здавання на захоронення радіоактивних відходів;

– порядок здавання радіоактивних відходів складами спецкомбінатам або пунктам захоронення радіоактивних відходів.

Радіоактивні відходи підготовлюються та здаються на захоронення в таких радіаційних упаковках:

– в контейнерах КЦ-3-2 – відпрацьовані джерела іонізуючого випромінювання обладнання СО-6;

– в перевантажувальному контейнері – відпрацьовані джерела іонізуючого випромінювання стенда СПГ-04;

– в контейнері КТС-КИС-РД – відпрацьовані джерела іонізуючого випромінювання ГИК-5-2 і ГИК-2-8;

– в упаковках (ящиках), що відповідають вимогам другої транспортної категорії – непридатні для подальшого використання контрольні джерела випромінювання в пеналах або коробках і РГИС ЕТ з джерелом БИС-МНА-І в пеналах (допускається розміщення РГИС ЕТ без захисних кожухів).

Допускається за узгодженням із спецкомбінатами чи пунктами захоронення радіоактивних відходів здавання на захоронення ДІВ, вживаних та непридатних до подальшого використання, в інших радіаційних упаковках (бетонні блоки).

Військовими частинами ДІВ, вживані та непридатні до подальшого використання, передаються (направляються) складу (базі) в порядку, викладеному у даних Методичних рекомендаціях. При цьому до кожного джерела гамма-випромінювання обов'язково додається технічний паспорт чи його дублікат.

Ті, що направляються з військ з нарядами ДІВ, вживані та непридатні для подальшого використання, приймаються складами (базами) на тимчасове зберігання і для подальшого здавання їх на захоронення.

За наявності пошкоджень радіаційних упаковок (контейнерів) та відсутності паспортів на джерела гамма-випромінювання складом (базою) в установленому порядку оформлюється акт, який направляється (передається) органу управління, що видав наряд на відправлення ДІВ, і військовій частині-постачальнику вживаних джерел іонізуючого випромінювання. У цьому випадку військова частина-постачальник вживаних ДІВ у місячний термін зобов'язана усунути недоліки та передати складу (базі) відсутні паспорти на джерела гамма-випромінювання.

Складами (базами) під час підготовки вживаних ДІВ та непридатних до подальшого використання, до здавання на захоронення як радіоактивні відходи, оформлюється паспорт на партію радіоактивних відходів, форма якого з прикладами заповнення наведена в дод. 15.

У паспорт на партію радіоактивних відходів (вживаних джерел іонізуючого випромінювання) відомості заносяться, як правило, для кожної радіаційної упаковки (контейнера) з ДІВ.

Допускається в паспорт заносити одним рядком відомості на партію контрольних джерел випромінювання, що розміщується в одній радіаційній упаковці. Під час оформлення паспорта на партію радіоактивних відходів для кожної радіаційної упаковки (контейнера), що здається на захоронення, вказуються:

- найменування джерел іонізуючого випромінювання;
- радіонуклідний склад;
- активність одного джерела іонізуючого випромінювання;
- кількість джерел іонізуючого випромінювання;
- сумарна активність (за паспортними даними).

За відсутності паспортів на ДІВ відомості в паспорт на партію радіоактивних відходів заносяться на основі технічних даних, вказаних в дод. 9.

Перший екземпляр паспорта на партію радіоактивних відходів передається спецкомбінатам чи пунктам захоронення радіоактивних відходів разом з радіоактивними відходами, другий – залишається в справах військової частини.

Передавання військовими частинами складам (базам) як радіоактивні відходи ДІВ, не вказані в дод. 4, не допускається.

Транспортування вживаних ДІВ в упаковках (контейнерах) може здійснюватися автотранспортом військової частини (складу, бази) у разі виконання вимог, викладених в дійсних Методичних рекомендаціях.

Під час транспортування вживаних джерел іонізуючого випромінювання автотранспортом військової частини потужність експозиційної дози на відстані 1 м від поверхні радіаційної упаковки не повинна перевищувати допустимих значень. При цьому не повинно бути радіаційного забруднення цих радіаційних упаковок.

Довідкові дані – допустимі значення радіоактивного забруднення поверхонь радіаційних упаковок з вживаними джерелами іонізуючого випромінювання, які здаються на захоронення як радіоактивні відходи, не більше, част/(см²·хв):

- альфа-активні нукліди – 10;
- бета-активні нукліди – 100;
- бета-активні нукліди (стронцій-90 + ітрій-90) – 20.

Захоронення вживаних ДІВ здійснюється спецкомбінатами або пунктами захоронення радіоактивних відходів. Принципова схема поводження з радіоактивними відходами наведена на рис. 5.15.

В окремих випадках захоронення вказаних ДІВ здійснюється військовими частинами, що мають на це дозвіл органа управління медичної служби.

Здавання на захоронення як радіоактивні відходи ДІВ, вживаних та непридатних до подальшого використання, здійснюється складами (базами) на договірних умовах із спецкомбінатами чи пунктами захоронення радіоактивних відходів. У договорі вказуються (обумовлюються):

- обов'язки сторін;
- порядок доставки радіоактивних відходів (спецтранспортом або пунктом захоронення радіоактивних відходів, автотранспортом військової частини);

- вартість захоронення;
- гарантії оплати;
- інші необхідні умови.

Транспортування вживаних ДІВ (радіоактивних відходів) зі складів (баз) до місць захоронення здійснюється, як правило, спецтранспортом спецкомбінату чи пунктів захоронення радіоактивних відходів, призначеним для регулярних перевезень радіаційних вантажів. У цих випадках документи на перевезення радіоактивних відходів оформлюються спецкомбінатами чи пунктами захоронення радіоактивних відходів за заявками військових частин, узгодженими з санітарно-епідеміологічним закладом, що здійснює санітарний нагляд.

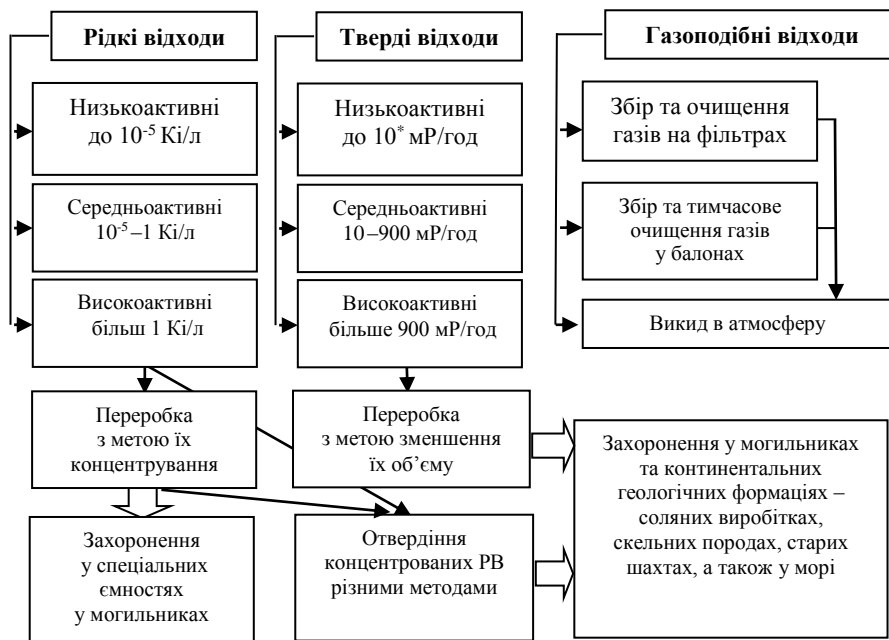


Рис. 5.15. Принципова схема поводження з радіоактивними відходами

Примітка: Потужність дози вимірюється в притул на повністю завантаженому контейнері об'ємом 1 м³.

Перед транспортуванням указаних ДІВ представник спецкомбінату або пункту захоронення радіоактивних відходів (усі графи паспорта мають бути правильно та повністю заповнені, засвідчені підписом особи, відповідальної за здавання радіоактивних відходів, ствержені печаткою військової частини)

і перевіряє відповідність кількості упаковок у партії та їх маркування даним паспортом.

Упаковки, не вказані в паспорті, відправці на спецкомбінати або пункти захоронення радіоактивних відходів не підлягають. Контроль за упаковками з радіоактивними відходами представником спецкомбінату чи пункту захоронення радіоактивних відходів проводиться за такими параметрами:

- маса упаковок та їх зовнішні розміри;
- маркування упаковок;
- механічна міцність упаковок;
- потужність експозиційної дози на поверхні упаковок і на відстані 1 м від них;

– наявність вантажопідйомних елементів та елементів для кріплення.

Представник спецкомбінату чи пунктів захоронення радіоактивних відходів може вимагати розкриття 10 % упаковок для контролю та перевірки відповідності їх вмісту паспортним даним. За невідповідності результатів перевірки супровідним документам упаковки з радіоактивними відходами до перевезення не приймаються. Допускається доставка на спецкомбінат або пункт захоронення радіоактивних відходів автомобільним транспортом складу (бази) ДІВ уживаних і непридатних до подальшого використання, у радіаційних упаковках, якщо про це вказано в договорі (додатковій угоді) зі спецкомбінатом або пунктом захоронення радіоактивних відходів.

Здавання на захоронення як радіоактивних відходів вживаних ДІВ планується. Військові частини за 16 місяців до запланованого року подають донесення про потребу в коштах, необхідних для здавання на захоронення вживаних ДІВ. Донесення рекомендується подавати додатком до форми **3/хім**. Табеля термінових донесень. Потреба в коштах обґрунтовується.

В обґрунтуванні має бути вказано:

- кількість радіаційних упаковок із джерелами гамма-випромінювання;
- кількість радіаційних упаковок із контрольними джерелами випромінювання;
- вартість захоронення однієї радіаційної упаковки, грн;
- вид транспорту для доставки радіаційного вантажу до місця захоронення, його належність і вартість доставки вантажу;
- пункт захоронення та відстань до нього, км.

Під час доставки радіаційного вантажу автотранспортом спеціалізованого підприємства промисловості вказується вартість 1 км пробігу спеціальної машини. Виділені на захоронення радіоактивних відходів ресурси (грошові засоби) розподіляються згідно з поданим донесенням та перераховуються за цільовим призначенням.

Використання цих засобів на інші потреби не допускається. Правильність використання коштів, що виділені на захоронення

радіоактивних відходів, перевіряється під час документальних ревізій та інспектування військ.

5.1.7. Утримання та дезактивація робочих місць і обладнання

Забруднення радіоактивними речовинами поверхонь робочих приміщень, де проводяться роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді, а також обладнання, що знаходиться в цих приміщеннях, не повинно перевищувати допустимих рівнів, наведених у табл. 5.13.

Таблиця 5.13

Числові значення допустимих рівнів забруднення поверхонь робочих приміщень, обладнання та транспортних засобів

Об'єкт забруднення	Допустимі рівні забруднення, част/(см ² ·хв)		
	альфа-активними нуклідами		бета-активними нуклідами
	окремими	іншими	
Поверхні робочих приміщень постійного перебування особового складу, що безпосередньо працює з джерелами випромінювань, і поверхні обладнання, що знаходиться в цих приміщеннях	5	20	2000
Поверхні робочих приміщень періодичного перебування особового складу, безпосередньо працюючого з джерелами випромінювань, і поверхні обладнання, що знаходиться в цих приміщеннях	50	200	8000
Зовнішня поверхня захисних контейнерів та охоронної тари пакувальних комплектів радіоактивних речовин, що знаходяться в робочих приміщеннях або межах санітарно-захисної зони	10	10	100

Забруднення внутрішніх поверхонь камер, боксів і витяжних шаф, а також поверхонь обладнання, розміщеного в камерах, боксах і витяжних шафах, не нормується. До того ж забруднені предмети та поверхні не повинні призводити до забруднення повітря робочих приміщень вище від встановленого контрольного рівня концентрації.

Інструмент, посуд та інші предмети, що виносяться з укриттів (боксів, шаф тощо) або з I і II зон за зонального планування в інші приміщення, повинні попередньо піддаватися дезактивації на місці для зниження забруднення до значень контрольних рівнів, установлених для цих приміщень, або поміщатися в контейнери, пакуватися в плівковій або іншій герметичній тарі.

У всіх приміщеннях для постійного перебування особового складу, в яких ведуться роботи з застосуванням радіоактивних речовин у відкритому вигляді, має проводитися щоденне прибирання вологим способом. Періодично, не рідше одного разу на місяць, має проводитися повне прибирання з миттям стін, підлоги, дверей і зовнішніх поверхонь. Сухе прибирання приміщень, за винятком вакуумного, забороняється.

Прибиральний інвентар закріплюється за приміщенням для робіт кожного класу та зберігається в спеціально відведених місцях.

У приміщеннях для постійного перебування особового складу має бути передбачений незменшуваний запас засобів для дезактивації, і мийних розчинів, які підбираються, з урахуванням радіонуклідів і сполук, з якими проводиться робота, а також характеру поверхонь, що підлягають дезактивації.

Після закінчення робіт кожен, хто працює, повинен прибрати своє робоче місце і, за потреби, дезактивувати робочий посуд та інструмент.

Проведення цих операцій може здійснюватися спеціально виділеним особовим складом.

Необхідно контролювати ефективність дезактивації. Обладнання, інструменти, покриття, що є джерелами додаткового опромінення особового складу, які не піддаються очищенню до допустимого рівня та непридатні з цієї причини для подальшого використання, підлягають заміні та розглядаються як радіоактивні відходи.

У разі розливання радіоактивного розчину необхідно зібрати його та видалити, а в разі розсипання радіоактивного порошку необхідно вимкнути вентиляційні установки, здатні призвести до поширення радіоактивного забруднення, і потім ужити заходів до збирання та видалення його.

Під час роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді мають бути передбачені засоби ліквідації аварійних забруднень (спеціальні розчини, інвентар для прибирання приміщень, індивідуальні засоби захисту тощо).

Для їх зберігання в кожній військовій частині мають бути виділені приміщення або місце.

Забруднення радіоактивними речовинами спецодягу, індивідуальних засобів захисту та шкірних покривів особового складу, що працює з радіоактивними речовинами, не має перевищувати допустимих рівнів, наведених у табл. 5.14.

Забруднення обмундирування військовослужбовців (особистого одягу і взуття робочих і службовців) не допускається. Забруднене радіоактивними речовинами обмундирування, особистий одяг і взуття підлягають дезактивації під контролем особи, відповідальної за радіаційну безпеку, або представника служби радіаційної безпеки військової частини, а у разі неможливості дезактивації – захороненню як радіоактивні відходи.

**Числові значення допустимих рівнів забруднення
індивідуальних засобів захисту та шкірних покривів**

Об'єкт забруднення	Допустимі рівні забруднення, част/(см ² ·хв)		
	альфа-активними нуклідами		бета- активними нуклідами
	окремими	іншими	
Шкірні покриви, рушники, спецбілизна, внутрішня поверхня лицьових частин	1	1	100
Спецодяг, внутрішня поверхня індивідуальних засобів захисту, окрім лицьових частин індивідуальних засобів захисту	5	20	800
Зовнішні поверхні спецвзуття та ЗІЗ, які використовуються в робочих приміщеннях: – постійного перебування особового складу, який безпосередньо працює з радіоактивними речовинами; – періодичного перебування особового складу, який безпосередньо працює з радіоактивними речовинами	5	20	2000
	50	200	8000

Особовий склад, який працює з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді або відвідує ділянки робіт із застосуванням радіоактивних речовин у відкритому вигляді, має бути забезпечений спецодягом, спецвзуттям і ЗІЗ залежно від характеру робіт.

Забезпечення військовослужбовців спецодягом і спецвзуттям здійснюється відповідно до Положення про речове забезпечення Радянської Армії та Військово-Морського Флоту на мирний час¹. Забезпечення робітників і службовців спецодягом, спецвзуттям та індивідуальними засобами захисту здійснюється за Нормами безкоштовної видачі робітникам і службовцям Радянської Армії та Військово-Морського Флоту спецодягу, спецвзуття, санітарно-гігієнічного одягу і взуття та запобіжних пристосувань².

Під час робіт в умовах можливого забруднення повітря приміщень радіоактивними аерозолями необхідно застосовувати спеціальні засоби захисту органів дихання фільтрувального або ізолювального типу.

Під час робіт, коли можливе забруднення повітря приміщення радіоактивними газами або парами (ліквідація аварій, ремонтні роботи тощо)

¹ Уведене в дію наказом Міністра оборони СРСР 1979 року № 125.

² Уведене в дію наказом Міністра оборони СРСР 1967 року № 10.

або коли застосування фільтрувальних засобів, не забезпечує радіаційну безпеку, необхідно застосовувати ізолювальні захисні засоби (пневмокостюми, пневмошоломи, а в окремих випадках – кисневі ізолюючі прилади).

Переходячи з приміщень для робіт вищого класу до приміщень для робіт нижчого класу, необхідно контролювати рівні радіоактивного забруднення індивідуальних засобів захисту, спецодягу, спецвзуття та рук.

Під час переходу з II до III зони необхідно знімати індивідуальні засоби захисту, які використовувалися в II зоні.

Виходячи з приміщень, де проводяться роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді, слід перевірити чистоту індивідуальних засобів захисту, спецодягу, спецвзуття, зняти їх і в разі виявлення радіоактивного забруднення шкірних покривів вимитися під душем.

Спецодяг і спецбілизна особового складу, що працює з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді, у разі забруднення вищого за допустимі рівні, мають піддаватися дезактивації та пранню в спеціально виділеному приміщенні або прямувати на дезактивацію в спецпральні військових частин не рідше одного разу на тиждень.

Індивідуальні засоби захисту (плівкові, гумові) мають, як правило, після кожного використання піддаватися попередній дезактивації в санітарному шлюзі або в іншому спеціально відведеному місці; у спецпральні вони відправляються в тому разі, якщо після попередньої дезактивації їх забруднення перевищує допустимий рівень.

У приміщеннях для робіт із радіоактивними речовинами у відкритому вигляді забороняється:

- перебування особового складу без необхідних ЗІЗ;
- зберігання харчових продуктів, тютюнових виробів та інших предметів, що не мають відношення до роботи;
- їжа, паління, користування косметичними речами.

Для їжі та окремо для паління плануються спеціальні приміщення, повністю ізольовані від приміщень, де проводяться роботи з застосуванням радіоактивних речовин у відкритому вигляді. Ці приміщення обладнуються умивальниками з підведенням холодної та гарячої води, у них встановлюються радіометричні прилади для визначення ступеня забруднення рук радіоактивними речовинами.

5.1.8. Дії особового складу з запобігання аварії (пожежі) та іншим непередбачуваним випадкам з джерелами іонізуючого випромінювання

З метою запобігання аварійним ситуаціям та іншим непередбачуваним випадкам із ДІВ особовим складом виконуються заходи запобіжного

(профілактичного) характеру, для джерел іонізуючого випромінювання, указаних у дод. 9 і 10, до яких належать:

- бездоганне виконання особовим складом вимог інструкції щодо експлуатації конкретного засобу перевірки військових дозиметричних приладів, спорядженого джерелами гамма-випромінювання, під час його транспортування, зберігання, використання та технічного обслуговування;

- своєчасне та якісне обслуговування засобів перевірки військових дозиметричних приладів, особливо пристроїв і механізмів, що забезпечують переведення ДІВ із вихідного положення на позицію опромінення (робочий стан) і назад, а також механізмів, що забезпечують аварійне скидання (переведення) ДІВ із робочого стану у вихідне положення;

- утримання (зберігання) радіаційних упаковок із ДІВ тільки в місцях, передбачених для цього;

- систематичний контроль радіаційної обстановки в приміщеннях (сховищах), у яких проводяться роботи з ДІВ;

- заходи, що забезпечують збереження ДІВ та запобігають доступу до них сторонніх осіб;

- спеціальна підготовка особового складу.

У разі виникнення на засобах перевірки військових дозиметричних приладів непередбачених обставин із ДІВ (відмова механізмів повороту, підйому, переміщення джерел іонізуючого випромінювання) особовий склад діє згідно з вимогами експлуатаційних документів. За неможливості перемістити ДІВ у вихідне положення вживаються заходи щодо обмеження доступу особового складу до них (ділянки, потужність експозиційної дози на межі яких дорівнює 0,3 мР/год, позначаються, а для послаблення випромінювання використовуються підручні засоби).

Під час усунення несправностей обладнання (контейнерів), споряджених джерелами гамма-випромінювання, а також у разі виникнення інших непередбачуваних обставин або аварійних ситуацій із ДІВ контроль доз опромінення особового складу здійснюється з використанням вимірювачів доз ИД-0,2 (ДК-0,2), ДКП-50А.

У разі небезпеки виникнення пожежі або загрози стихійного лиха (повені, урагану) особовий склад зобов'язаний припинити роботи з ДІВ та вжити всіх необхідних заходів для мінімізації можливих потужних механічних і температурних дій безпосередньо на радіаційні упаковки з ДІВ або щодо їх евакуації з можливого осередку аварії.

Найбільш несприятливими в забезпеченні радіаційного захисту є такі непередбачувані обставини та аварійні ситуації:

- випадання патронів із джерелами гамма-випромінювання з захисних контейнерів (обладнання СО-6);

- випадання обойм із джерелами гамма-випромінювання з утримувача під час його переведення на позицію опромінення (гамма-стенд СПГ-04-02);

– механічні руйнування радіаційних упаковок (захисних контейнерів, пристроїв) із випаданням із них патронів (обойм) із джерелами гамма-випромінювання внаслідок сильної механічної дії;

– пошкодження радіаційних упаковок (захисних контейнерів, пристроїв) з втратою ними захисних властивостей внаслідок механічних і потужних теплових дій (під час пожежі);

– втрати (крадіжки) джерел іонізуючого випромінювання.

Випадання патронів із джерелами гамма-випромінювання (максимальної та середньої активності) із захисних контейнерів обладнання СО-6 найбільш імовірно під час заміни ДІВ, коли дії особового складу необережні та неухважні. У цих випадках установа патронів із ДІВ у контейнер здійснюється без гаяння часу з використанням дистанційних захоплювачів (пінцетів).

У разі випадання обойми з джерелом гамма-випромінювання з утримувача радіаційна обстановка навколо стенда СПГ-04-02 різко не змінюється.

Однак, залежно від активності ДІВ, його розміщення в магазині стенда потребує уважності та особливої обережності. Спочатку, з використанням дистанційного захоплювача (пінцету), обойма з ДІВ розміщується в перевантажувальному контейнері, а згодом проводиться спорядження гамма-стенда. Роботи виконуються відповідно до вимог експлуатаційних документів.

Спорядження (переспорядження) обойм із джерелами гамма-випромінювання в обладнанні КИС-РД (у стенді СПГ-04-02) забезпечується конструкцією спеціального контейнера КИС-РД (перевантажувального контейнера СПГ-04-02), що виключає випадання обойм із джерелами іонізуючого випромінювання за межі захисту. Спеціальний контейнер КИС-РД забезпечує й аварійне скидання обойм із джерелами іонізуючого випромінювання (ГИК-5-2, ГИК-2-18) у контейнер КТС-КИС-РД.

Роботи зі спорядження (переспорядження) обладнання КИС-РД та стенда СПГ-04-02 проводяться відповідно до вимог експлуатаційних документів силами не менше ніж 2 чоловік.

Механічні руйнування радіаційних упаковок із випаданням із них патронів (обойм) із ДІВ імовірноше всього можуть відбутися під час аварії (дорожньо-транспортної пригоди) автотранспорту військової частини, яким перевозився радіаційний вантаж. У цих випадках відповідальний за перевезення (начальник ПРХМ) зобов'язаний обмежити доступ сторонніх осіб до радіаційного вантажу та доповісти у військову частину:

– місце та час аварії;

– стан радіаційних упаковок (за візуальною оцінкою);

– радіаційну обстановку на місці аварії.

Порядок дій особового складу, що супроводжує радіаційний вантаж, регламентується Інструкцією щодо заходів радіаційної безпеки під час транспортування закритих ДІВ, а під час транспортування ПРХМ – вимогами експлуатаційних документів. Пошкодження радіаційних упаковок із втратою ними захисних властивостей внаслідок механічних і потужних теплових дій можливі під час пожежі в приміщеннях (сховищах), де проводяться роботи з ДІВ (зберігаються джерела іонізуючого випромінювання).

У разі аварії (пожежі) начальник ремонтного підрозділу (відповідальний за приймання, облік і зберігання ДІВ) негайно доповідає про подію за командою. Подальші дії особового складу регламентуються Інструкцією з ліквідації наслідків аварії (пожежі). До того ж загальне керівництво роботами з ліквідації наслідків аварії (пожежі), як правило, покладається на відповідального за радіаційну безпеку у військовій частині (начальника служби РХБ захисту та екологічної безпеки), а безпосереднє виконання робіт – на начальників підрозділів та особовий склад, що постійно або тимчасово працює безпосередньо з джерелами іонізуючого випромінювання.

Під час проведення робіт із ліквідації наслідків аварії (пожежі) допускається заплановане підвищення опромінення особового складу, який безпосередньо працює з джерелами іонізуючого випромінювання. Заплановане підвищення опромінення обмежується такими умовами: допускається зовнішнє опромінення вище від річної гранично допустимої дози в два рази за календарний рік у кожному окремому випадку або в п'ять разів за календарний рік одноразово протягом всієї трудової діяльності.

Допуск особового складу до робіт із планованим підвищеним опроміненням оформлюється наказом командира військової частини, який доводиться до безпосередніх виконавців робіт.

У разі аварії або інших непередбачуваних випадках із джерелами гамма-випромінювання оцінювання радіаційної небезпеки на різних відстанях від джерел іонізуючого випромінювання рекомендується здійснювати з використанням такого виразу:

$$X_1 R_1^2 = X_2 R_2^2, \quad (5.4)$$

де R_1 і R_2 – відстань від джерела гамма-випромінювання, см ($R_1 = 100$ см);

X_1 і X_2 – потужності експозиційних доз, Р/год (X_1 на відстані 100 см від джерела гамма-випромінювання, за паспортом), тобто під час збільшення відстані від ДІВ вдвічі потужність експозиційної дози зменшується вчетверо та навпаки.

5.1.9. Радіаційний контроль

У військових частинах, де проводяться роботи з закритими ДІВ (зберігаються закриті джерела іонізуючого випромінювання),

перерахованими в дод. 9 і 10, організовується й здійснюється радіаційний контроль (РК), що включає:

- контроль за радіаційною обстановкою в приміщеннях (сховищах), в яких проводяться роботи з закритими ДІВ та навколо них;
- індивідуальний контроль за опроміненням особового складу, який постійно або тимчасово працює безпосередньо з ДІВ.

Радіаційний контроль у військових частинах (підрозділах) здійснюється під керівництвом осіб, відповідальних за радіаційну безпеку у військовій частині (начальника служби РХБ захисту та екологічної безпеки), і безпосередньо виконується особою, яка постійно або тимчасово працює безпосередньо з ДІВ.

Контроль за радіаційною обстановкою полягає в періодичному (не рідше одного разу на місяць) вимірюванні потужності експозиційної дози у визначених контрольних точках приміщення (сховища) та порівнянні їх із раніше встановленими для цих точок контрольними рівнями потужності експозиційної дози.

Контрольні точки приміщення (сховища) та встановлені для них контрольні рівні потужності експозиційної дози заносяться в картограму, відпрацьовану для кожного приміщення (сховища), де ведуться роботи з ДІВ.

Допускається оформлення контрольних рівнів потужності експозиційної дози у вигляді таблиць, у яких передбачаються такі графи:

- номер за порядком;
- контрольні точки;
- назва контрольного рівня;
- величина контрольного рівня;
- сумарна тривалість дії радіаційного фактора;
- можливі дози зовнішнього опромінення;
- відношення можливих доз опромінення до гранично допустимої дози.

У разі, коли вимірювані потужності експозиційної дози в контрольних точках приміщення (сховища) перевищують установлені для них контрольні рівні потужності експозиційної дози, необхідно виявити та усунути причину, що викликала ці перевищення.

Встановлені контрольні рівні потужності експозиційної дози, як правило, не мають перевищувати допустимі рівні потужності експозиційної дози.

В окремих випадках допускається встановлення контрольних рівнів (наприклад, у сховищах) вище допустимих рівнів потужності експозиційної дози за умови не перевищення основних дозових меж.

Контрольні рівні потужності експозиційної дози для приміщення (сховища), де ведуться роботи з закритими ДІВ (зберігаються закриті джерела іонізуючого випромінювання), установлюються командуванням військової частини та узгоджуються із санітарно-епідеміологічною установою, що здійснює санітарний нагляд.

Контроль за радіаційною обстановкою здійснюється з використанням вимірювача потужності дози ДП-5В (МКС-У, МКС-05), що пройшов чергову перевірку на точність показань (не рідше одного разу на рік).

Індивідуальний контроль за опроміненням особового складу, який постійно або тимчасово працює безпосередньо з ДІВ, полягає у вимірюванні експозиційних (поглинених) доз гамма-випромінювання та їх реєстрації.

Вимірювання доз гамма-випромінювання здійснюється з використанням вимірювачів доз ИД-0,2 (ДК-0,2), МКС-05, що пройшли чергову перевірку на точність показань та закріплені за конкретною особою, яка постійно або тимчасово працює безпосередньо з ДІВ.

Перевірка вимірювачів доз проводиться відповідно до вимог їх експлуатаційних документів і Методичних вказівок щодо перевірки військових дозиметричних приладів і сигналізаторів (не рідше одного разу на шість місяців).

Індивідуальний радіаційний контроль є обов'язковим для особового складу, який за умовами роботи може отримати за рік більше ніж 0,3 річного ліміту допустимої дози.

Для особового складу, який за умовами роботи не може отримати за рік дозу більше ніж 0,3 річного ліміту допустимої дози, проведення індивідуального контролю за опроміненням з використанням вимірювачів доз не є обов'язковим. **У цьому разі зберігається за контроль потужністю експозиційної дози та оцінка опромінення особового складу за цими даними.**

У разі нормальної радіаційної обстановки індивідуальні дози опромінення контролюються особовим складом у процесі роботи, а остаточно визначаються та реєструються відразу після закінчення робіт.

Результати всіх видів радіаційного контролю реєструються в журналах, що мають такі графи:

- номер за порядком;
- дата проведення вимірювань;
- місце проведення вимірювань;
- об'єкт дослідження;
- засіб вимірювання;
- одиниця вимірювання;
- військове звання, прізвище, ім'я та по батькові, підпис особи, яка проводила вимірювання.

Допускається результати індивідуального контролю опромінення особового складу реєструвати в журналі обліку індивідуальних доз опромінення. Журнали зберігаються у військовій частині 5 років.

Об'єм, характер та періодичність проведення радіаційного контролю, а також кількість і форми журналів обліку залежно від конкретних умов, як правило, визначаються особою, відповідальною за радіаційну безпеку у військовій частині, узгоджуються з санітарно-епідеміологічною установою,

що здійснює санітарний нагляд, та затверджуються командиром військової частини.

5.2. Організація забезпечення радіаційної безпеки

5.2.1. Обов'язки посадових осіб з питань радіаційної безпеки

На командирів з'єднань покладається:

- загальне керівництво забезпеченням радіаційної безпеки (РБ), збором і видаленням радіоактивних відходів;
- організація навчання підлеглого особового складу щодо РБ під час дій в умовах складної радіаційної обстановки у разі аварій і несправностей;
- планування й організація підготовки сил і засобів для ліквідації наслідків можливих аварій і несправностей під час роботи з ДІВ та керівництво ліквідацією наслідків;
- проведення необхідних заходів щодо захисту зовнішнього середовища від радіоактивних забруднень, організація контролю щодо забезпечення РБ, справності й своєчасності перевірки технічних засобів забезпечення РБ, постановки питань про будівництво інженерно-технічних споруд для забезпечення РБ.

На командирів військових частин покладається:

- керівництво забезпеченням РБ під час робіт з ДІВ;
- призначення наказом по військовій частині особи, відповідальної за РБ, осіб, відповідальних за перевезення, прийом, облік і зберігання ДІВ, комісій щодо інвентаризації ДІВ та перевірки знань особовим складом правил безпеки роботи з ДІВ і визначення пілг за роботу в умовах впливу ІВ;
- забезпечення умов одержання, транспортування, зберігання, витрати й списання ДІВ, за яких виключається їх втрата або безконтрольне використання;
- організація допуску особового складу до робіт в умовах впливу ДІВ;
- установлення контрольних рівнів дози опромінення для особового складу, що безпосередньо працює з ДІВ;
- установлення обсягу, характеру й періодичності РК, організація систематичного контролю за радіаційною обстановкою (РО) та опроміненням особового складу під час робіт з ДІВ;
- організація повсякденного контролю за виконанням особовим складом режиму, правил і норм РБ, створення безпечних умов праці особового складу під час робіт з ДІВ, надання йому відповідних пілг;
- проведення інструктажу з питань РО безпосередньо підлеглого особового складу, заборона допуску до роботи особового складу, що не пройшов інструктаж з питань РБ;

– проведення необхідних заходів щодо захисту зовнішнього середовища від радіоактивних забруднень, керівництво збиранням і видаленням радіоактивних відходів;

– організація контролю справності та своєчасності перевірки технічних засобів забезпечення РБ;

– організація контролю опромінення підлеглого особового складу під час дій у складній РО;

– підготовка сил і засобів для ліквідації наслідків можливих аварій і несправностей під час роботи з ДІВ з метою нормалізації РО;

– особисте керівництво силами та засобами під час ліквідації наслідків аварій і несправностей під час робіт з ДІВ;

– повідомлення органа постачання й начальника медичної служби вищої організації про одержання ДІВ (у десятиденний термін);

– негайна доповідь вищому командуванню й органу медичної служби щодо оформлення санітарного паспорта, про всі випадки опромінення особового складу в дозах, що перевищують річні ліміти ефективної дози, а також про забруднення РР об'єктів зовнішнього середовища за межами частини та втрату ДІВ.

На начальника служби РХБЗ та ЕБ з'єднання, військової частини, відповідального за радіаційну безпеку покладається:

– керівництво і контроль за підготовкою особового складу з питань РБ;

– контроль за готовністю підрозділів військ РХБ захисту до забезпечення РБ;

– організація контролю за РО, за рівнем радіоактивного забруднення зовнішнього середовища, озброєння, технічних засобів і транспорту під час роботи з РР у відкритому вигляді, контроль доз опромінення особового складу;

– контроль за дотриманням особовим складом правил і вимог режиму РБ;

– керівництво підготовкою щодо відправлення й транспортування ДІВ, дезактивацією забрудненого озброєння, техніки, транспорту;

– розробка керівних документів, інструкцій, що регламентують забезпечення РБ у з'єднанні (частині), плану проведення контролю за станом і своєчасністю перевірки установок і вимірювальних приладів, що використовуються під час забезпечення РБ.

Начальник служби РХБЗ та ЕБ зобов'язаний:

– знати розміщення спеціально обладнаних майданчиків навчального центру, де дозволені роботи з навчальним радіоактивним пилом (РП);

– особисто керувати роботами щодо зменшення зараження об'єктів від РП, організувати індивідуальний контроль опромінення і зараження особового складу, захисних засобів й позначення показниками ділянок місцевості, заражених РП, за допомогою комплексу знаків огороження;

– вчасно подавати ДІВ та прилади загального застосування на атестацію.

Начальник служби РХБЗ та ЕБ (відповідальний за РБ) уповноважений:

- контролювати всі роботи з застосуванням ДІВ;
- усувати від роботи з ДІВ осіб, які порушують правила РБ;
- здійснювати контроль за правильністю надання особовому складу пільг за роботу в умовах впливу ІВ;
- припиняти роботи у випадку небезпеки для здоров'я осіб, що працюють, з обов'язковою доповіддю про це відповідному командирові.

5.2.2. Перевірка стану забезпечення радіаційної безпеки у військах

Елементи перевірки:

1. Організація забезпечення РБ (стан роботи зі здійсненням вимог керівних документів із забезпечення РБ).

1.1. Наявність, якість розробки, правильність оформлення та ведення документації з питань забезпечення РБ:

- інструкції з забезпечення РБ та ліквідації наслідків аварій з ДІВ;
- організаційні накази: про призначення осіб, відповідальних за РБ, та осіб відповідальних за прийом, облік та зберігання ДІВ, про призначення комісій з інвентаризації ДІВ, щодо визначення пільг за роботу в умовах впливу ІВ та перевірку знання особовим складом правил безпеки роботи з ДІВ;

- акти комісій;
- поточна документація: прибутково-витратний журнал ДІВ, журнал інструктажу особового складу, який допущений до робіт з ДІВ, журнал контролю рівнів випромінювань у місцях роботи з ДІВ, журнал обліку доз опромінювання, картки обліку індивідуальних доз опромінювання;

– санітарні паспорта на зберігання ДІВ, приміщення РГМ та на інші приміщення, які призначені для робіт з ДІВ, на проведення робіт з комплектами забруднення ЗМЧ з навчальною РП.

1.2. Організація допуску особового складу до робіт з ДІВ, наявність:

- висновків ВЛК про придатність до робіт з ДІВ;
- актів комісій про перевірку знань особовим складом правил робіт з ДІВ та наказів відповідних командирів та начальників про допуск до робіт з ДІВ;

– правильність проведення інструктажів щодо правил РБ.

1.3. Організація та підтримка режиму РБ, контролю за виконанням правил та вимог РБ під час роботи з ДІВ:

- правильність зберігання та використання ДІВ;
- відповідність облікованих даних за кількістю ДІВ, їх фактичною наявністю;

– правильність встановлення контрольних рівнів випромінювання на робочих місцях;

– організація та здійснення: видачі ДІВ для роботи, контролю за радіаційною обстановкою та індивідуальним опромінюванням особового складу, який працює з ДІВ, збирання та тимчасового зберігання радіоактивних відходів, транспортування ДІВ;

– наявність випадків порушення правил та вимог РБ та прийняття щодо них заходів.

2. Підготовка з питань РБ посадових осіб (осіб, які відповідають за РБ) та особового складу, який має дозвіл для робіт з ДІВ (основні вимоги до підготовки).

2.1. Посадові особи (особи, які відповідають за РБ):

– знання своїх обов'язків із забезпечення РБ;

– знання вимог керівних документів з РБ;

– вміння оцінювати радіаційну обстановку, визначення допустимого перебування в умовах впливу ДІВ та дози опромінювання;

– знання технічних можливостей засобів забезпечення РБ та вміння їх практично використовувати.

2.2. Особовий склад, який має дозвіл до робіт з ДІВ:

– знання правил робіт з ДІВ;

– знання інструкцій із забезпечення РБ та ліквідації наслідків аварій з ДІВ;

– знання ТТХ засобів забезпечення РБ та правил їх експлуатації;

– вміння практично використовувати засоби забезпечення РБ.

3. Стан технічних засобів забезпечення РБ:

– приладів радіаційного контролю (РК) (вимірювачі потужності дози та дозиметри – перевіряються – 100 %);

– захисне обладнання та пристрої (дистанційний інструмент, захисні екрани, контейнери для ДІВ та радіоактивних відходів);

– пристрої сигналізації про приведення ІВ у робочий стан, аварійні викиди джерел, блокування дверей камери опромінювання градууювального обладнання або стендів – перевіряються сховища з ДІВ, РГМ та ПРХМ.

Основні недоліки, за наявності хоча б одного з них технічні засоби забезпечення РБ враховуються несправними:

– прилади РК: потребують ремонту та доукомплектування деталями, без яких їх використання неможливе, потребують перевірки на точність вимірювань, не ведеться формуляр (паспорт), відсутні або використовуються непридатні джерела живлення.

– захисне обладнання та пристрої: не спрацьовує захват дистанційного інструменту, розбитий захисний екран, не закриваються або не відкриваються кришки контейнерів;

– не працює сигналізація про приведення джерел у робочий стан, пристрої аварійного викиду джерел живлення або блокування дверей камери опромінення градууювального обладнання або стендів.

4. Радіаційна обстановка на об'єктах з ДІВ перевіряється шляхом прямих вимірювань радіаційних факторів у місцях роботи з ДІВ. За необхідності проводиться перевірка правильності встановлених контрольних рівнів, а також радіоактивного забруднення об'єктів зовнішнього середовища, житлових приміщень, джерел водопостачання.

Запитання для самоконтролю

1. Визначити радіаційну обстановку під час використання у військах різних ДІВ.
2. Які заходи входять у експлуатацію ДІВ.
3. Дати визначення радіаційної безпеки.

ДОДАТКИ

Додаток 1

Характеристики деяких радіоактивних ізотопів

Ізотопи	Період піврозпаду	Характер випромінювання	Енергія (МеВ)		Гамма-стала
			частинок	квантів	
1	2	3	4	5	6
$^{16}_7N$	7 с	β^+, γ	10,4 (28 %) 4,39 (54 %) 3,38 (18 %)	7,12 6,13	15,3
$^{17}_7N$	4,14 с	β^-, γ	3,7 (В) 1,0		
$^{19}_8O$	29,4 с	β^-, γ	4,5 (30 %) 2,9 (70 %)	1,366 0,200,0,112	
$^{24}_{11}Na$	14,9 год	β^-, γ	1,39	2,75 (100 %)	18,55
$^{27}_{12}Mg$	9,5 хв	β^-, γ	1,75 (58 %) 1,59 (42 %)	1,015; 1,35 0,834	
$^{32}_{17}Cl$	37,3 хв	β^-, γ	4,81 (53,4 %) 2,77 (15,8 %) 1,91 (85 %)	1,52 1,26 0,246	
$^{41}_{18}Ar$	1,8 год	β, γ	2,48 (0,88 %) 1,199 (99,1)	1,29 (99,1 %)	6,58
$^{45}_{20}Ca$	163 діб	β^-	0,25		
$^{59}_{26}Fe$	45 діб	β^-, γ	1,56 (0,3 %) 0,462 (53,9 %) 0,271 (45,8 %)	1,289 (43 %) 1,100 (56,7 %) 0,195 (2,8 %)	6,25
$^{60}_{27}Co$	5,27 років	β^-, γ	0,309	1,25 (100 %) 1,17 (99 %)	13
$^{65}_{28}Ni$	2,6 год	β^-, γ	210 (57 %) 1,01 (14 %)	1,45 (15 %) 1,09 (29 %)	

1	2	3	4	5	6
			0,60 (29 %)	0,36 (15 %)	
${}_{36}^{87}Kr$	78 хв	β^{-}, γ	3,8 (65 %) 1,3 (25 %)	2,57; 2,05 0,847; 0,403	
${}_{36}^{88}Kr$	2,77 років	β^{-}, γ	2,8 (20 %) 0,9 (12 %) 0,52 (68 %)	2,40; 2,19 1,55; 0,845	
${}_{38}^{90}Sr$	28 років	β^{-}	0,541	-	
${}_{53}^{13}J$	8,08 діб	β^{-}, γ	0,608 (87,2 %) 0,335 (9,3 %)	0,72 (3 %) 0,637 (9 %) 0,364 (78,4 %)	2,15
${}_{53}^{133}J$	20,8 год	β^{-}, γ	1,3 (91 %) 0,4 (9 %)	1,4 (1 %) 0,85 (5 %) 0,53 (94 %)	3,8
${}_{54}^{135}Xe$	9,22 год	β^{-}, γ	0,91	0,25; 0,61	1,34
${}_{54}^{138}Xe$	17 хв	β^{-}, γ	2,4	2,01; 1,78 0,51; 0,42	
${}_{55}^{137}Cs$	27 років	β^{-}, γ	1,17 (8 %) 0,51 (92 %)	0,661	3,10
${}_{84}^{210}Po$	138 діб	α, γ	5,3	0,8 (1,2–10 ³ %)	
${}_{88}^{226}Ra$	1590 років	α, γ	4,779 (94,3 %) 4,595 (5,7 %)	0,188 (5,7 %)	8,4 (з фільтром)

Універсальні таблиці розрахунку товщини залежно від кратності **послаблення** та енергії γ -квантів.
Товщина захисту з свинцю d_{PL} , см ($\rho = 11,34$ г/см³)

Кратність послаблення k	Енергія γ -випромінювання (MeV)														
	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
10	2,6	3,05	3,5	3,8	4,5	5,1	5,6	5,9	6,1	6,4	6,5	6,4	5,5	4,9	4,2
20	3,25	3,85	4,4	4,9	5,8	6,6	7,2	7,6	7,8	8,1	8,3	8,2	7,1	6,3	5,6
30	3,65	4,3	4,95	5,5	6,5	7,3	8,0	8,5	8,8	9,1	9,3	9,2	8,0	7,2	6,3
40	3,8	4,5	5,2	5,8	6,85	7,8	8,6	9,1	9,4	9,8	10,0	9,9	8,7	7,8	6,8
50	3,95	4,6	5,3	6,0	7,2	8,2	9,0	9,6	10,0	10,4	10,6	10,5	9,2	8,3	7,3
60	4,2	4,59	5,6	6,3	7,5	8,6	9,5	10,1	10,4	10,8	11,0	10,9	9,7	8,7	7,7
80	4,5	5,3	6,0	6,7	8,0	9,2	10,1	10,7	11,1	11,5	11,7	11,6	10,4	9,4	8,2
100	4,7	5,5	6,3	7,0	8,45	9,65	10,6	11,3	11,7	12,0	12,2	12,1	10,9	9,9	8,7
$2 \cdot 10^2$	5,3	6,3	7,2	8,0	9,65	11,1	12,2	12,9	13,4	13,8	14,0	13,8	12,6	11,4	10,2
$5 \cdot 10^2$	6,1	7,2	8,2	9,2	11,3	12,9	14,2	15,0	15,4	15,9	16,3	16,1	14,9	13,3	11,9
10^3	6,95	8,1	9,2	10,2	12,3	14,1	15,5	16,5	17,0	17,7	18,0	17,8	16,5	15,1	13,3
$2 \cdot 10^3$	7,6	8,8	10,0	11,1	13,5	15,4	16,8	17,9	18,5	19,3	19,7	19,5	18,1	16,6	14,8
$5 \cdot 10^3$	8,5	9,9	11,2	12,4	14,9	17,0	18,6	19,8	20,5	21,5	21,8	21,7	20,3	18,5	16,6
10^4	9,1	10,6	12,0	13,3	16,1	18,3	20,1	21,3	22,1	23,1	23,5	23,4	22,0	20,1	18,0
$2 \cdot 10^4$	9,7	11,3	12,8	14,2	17,2	19,5	21,4	22,7	23,5	24,6	25,1	25,0	23,6	21,7	19,5
$5 \cdot 10^4$	10,5	12,3	14,0	15,6	18,8	21,4	23,3	24,7	25,5	26,7	27,3	27,2	25,8	23,7	21,5
10^5	11,1	13,0	14,8	16,5	20,1	22,7	24,7	26,2	27,0	28,3	28,9	28,9	27,5	25,3	22,9
$2 \cdot 10^5$	11,6	13,6	16,5	18,5	22,3	25,4	26,1	29,5	30,4	29,9	32,7	30,5	29,2	26,9	24,3
10^6	13,1	15,3	17,5	19,5	23,5	26,8	29,2	31,0	32,0	32,0	34,3	32,5	31,4	28,9	26,3

Товщина захисту з бетону d_b , см ($\rho = 2,3 \text{ г/см}^3$)

Кратність послаблення k	Енергія γ -випромінювання (МеВ)														
	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
10	27,6	28,4	29,1	29,9	31,9	34,0	35,9	37,7	39,0	42,0	43,4	47,5	51,6	52,8	54,0
20	33,6	35,0	36,2	37,0	39,9	42,5	44,8	47,0	48,6	52,3	54,0	58,7	64,6	65,7	69,3
30	36,4	37,8	39,2	40,5	43,7	46,5	49,3	51,6	53,5	57,9	59,9	65,7	71,6	72,8	78,1
40	37,9	39,6	41,3	42,8	45,3	49,8	52,8	55,2	57,3	61,8	64,0	69,8	77,5	79,2	84,5
50	39,4	41,2	42,8	44,6	48,5	52,1	55,2	58,1	60,1	64,8	66,9	72,8	81,6	83,9	89,8
60	40,5	42,5	44,1	45,8	50,1	54,0	57,5	60,5	62,7	67,6	69,8	74,0	85,1	88,0	93,9
80	43,0	44,8	46,5	48,1	52,4	56,4	59,9	63,4	65,7	71,4	74,0	81,0	90,4	93,9	100,4
100	45,3	47,2	48,8	50,5	54,5	58,3	62,2	65,7	68,6	74,7	77,5	84,5	95,1	98,0	105,1
$2 \cdot 10^2$	50,5	52,6	54,6	56,4	60,8	65,3	69,7	74,0	77,2	84,6	88,6	95,7	108,0	112,1	120,9
$5 \cdot 10^2$	57,3	58,8	62,5	64,6	69,8	74,8	79,8	84,5	88,5	97,1	101,0	110,4	124,4	129,7	139,7
10^3	32,5	65,3	67,8	70,4	76,1	81,7	87,6	92,7	97,0	106,6	110,9	120,9	137,9	143,2	155,0
$2 \cdot 10^3$	67,4	70,4	73,2	75,7	82,2	88,5	94,6	100,4	104,0	115,6	120,9	132,1	150,3	156,1	168,5
$5 \cdot 10^3$	74,0	77,0	80,2	82,8	90,2	97,4	104,2	110,9	115,5	127,3	132,7	146,8	166,7	173,8	186,7
10^4	79,1	82,9	86,2	89,2	97,2	104,5	111,5	118,6	124,7	134,4	143,2	156,7	179,0	187,8	201,3
$2 \cdot 10^4$	83,1	87,3	91,1	94,5	102,7	110,8	118,6	126,2	131,7	146,1	152,6	167,3	190,8	201,9	216,0
$5 \cdot 10^4$	88,7	93,4	97,9	102,1	111,5	120,4	128,4	136,2	142,0	159,1	164,9	181,4	206,6	218,4	233,6
10^5	93,5	98,1	102,5	106,8	116,9	126,6	135,7	144,4	150,7	166,6	173,8	191,4	218,4	231,3	248,9
$2 \cdot 10^5$	97,7	102,8	108,0	112,7	125,1	135,6	145,1	153,8	160,2	171,9	177,3	201,9	231,3	245,4	263,0
$5 \cdot 10^5$	103,9	109,5	114,8	119,7	133,8	142,5	152,6	162,0	169,2	187,6	196,0	214,8	247,1	261,8	281,2
10^6	109,2	114,1	119,5	124,4	140,2	149,8	160,6	171,4	178,6	193,0	205,4	225,4	260,6	274,7	295,8

Товщина захисту з заліза d_z , см ($\rho = 7,89$ г/см³)

Кратність послаблення k	Енергія γ -випромінювання (MeV)														
	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
10	7,3	7,7	8,1	8,5	9,3	10,0	10,6	11,0	11,4	11,9	12,2	12,6	13,2	12,4	11,4
20	8,8	9,4	9,8	10,3	11,3	12,2	13,0	13,6	14,1	14,9	15,3	15,9	16,6	16,0	15,0
30	9,8	10,4	10,9	11,4	12,6	13,6	14,4	15,1	15,6	16,6	17,0	17,7	18,8	18,0	17,0
40	10,5	11,1	11,7	12,2	13,3	14,4	15,3	16,1	16,6	17,6	18,2	19,1	20,4	19,4	18,4
50	11,0	11,6	12,2	12,7	13,9	15,1	16,1	16,9	17,5	18,6	19,1	20,0	21,5	20,6	19,6
60	11,4	12,1	12,7	13,214	14,5	15,7	16,7	17,6	18,2	19,4	19,9	21,0	22,4	21,4	20,6
80	12,0	12,7	13,4	14,0	15,5	16,3	17,8	18,7	19,4	20,6	21,2	22,2	24,0	23,0	22,0
100	12,5	13,2	13,9	14,5	16,1	17,3	18,5	19,5	20,2	21,5	22,1	23,3	25,0	24,0	23,1
2·10 ²	14,0	14,8	15,6	16,3	18,0	19,6	20,8	22,0	22,8	24,3	25,0	26,6	28,4	27,4	26,6
5·10 ²	16,0	17,0	17,9	18,7	20,6	22,3	23,7	25,0	25,9	27,9	28,8	30,6	32,7	32,0	31,2
10 ³	17,5	18,6	19,6	20,5	22,6	24,4	26,1	27,5	28,6	30,7	31,7	33,7	36,0	35,4	34,6
2·10 ³	19,0	20,2	21,2	22,2	24,5	26,5	28,3	30,0	31,2	33,5	34,6	36,8	39,2	38,7	37,9
5·10 ³	20,7	22,0	23,2	24,3	27,0	29,4	31,4	33,3	34,3	36,9	38,2	40,7	43,2	43,0	42,2
10 ⁴	22,3	23,6	24,9	26,0	28,8	31,3	33,6	35,5	36,9	39,6	40,9	43,7	46,5	46,3	45,2
2·10 ⁴	23,4	24,8	26,3	27,6	30,6	33,2	35,6	37,8	39,2	42,0	43,4	46,5	50,8	49,6	48,6
5·10 ⁴	25,2	26,9	28,4	29,9	33,0	35,9	38,4	40,8	42,3	45,7	47,2	59,4	55,0	54,0	53,0
10 ⁵	26,7	28,4	30,0	31,5	34,9	38,0	40,7	43,2	44,7	48,3	50,0	53,4	58,3	57,2	56,1
2·10 ⁵	28,1	29,9	31,6	33,3	36,8	40,1	43,0	45,4	47,1	50,9	52,6	56,4	61,8	60,8	59,8
5·10 ⁵	29,9	31,8	33,6	35,4	39,1	42,5	45,5	48,3	49,9	54,5	56,1	60,2	66,0	65,0	64,0
10 ⁶	31,2	33,3	35,2	37,0	41,1	44,7	47,8	50,6	52,3	56,8	58,8	63,3	69,0	68,3	67,0
2·10 ⁶	32,7	34,8	36,8	38,7	42,9	46,6	49,9	52,8	54,7	59,1	61,4	66,2	72,3	71,2	70,3
2·10 ⁶	34,6	36,7	38,8	40,9	45,5	49,4	52,7	55,7	57,7	62,6	64,9	70,3	76,5	75,5	74,5
10 ⁷	35,8	38,1	40,2	42,4	47,1	51,3	54,8	57,9	60,1	65,1	67,5	73,1	79,4	78,8	78,0

ЖУРНАЛ РЕЄСТРАЦІЇ ПРОБ

№ з/п реєстрації та направлення	Час надходження проби, дата, час	Вихід та кількість проби	Хто доставив пробу (звання, прізвище)	Місце та час взяття проби (в/ч, р-н, селище, місто)	З якою метою надійшла проба
1	2	3	4	5	6

Направлення на аналіз №

Час надходження проби (дата, час, хвилини).....

Місце взяття проби (звідки надійшла)

З якою метою надійшла проба.....

***Примітка:** Номер направлення на аналіз повинен мати той же номер, що і проба за порядком реєстрації*

РОБОЧИЙ ЗОШИТ

реєстрації аналізу проб на радіоактивну зараженість

Перелік досліджуваних показників	Номер препаратів та дані їх аналізу
<p>Номер проби Час надходження проби Час проведення аналізу Вид проби</p> <p>З якою метою надійшла проба</p> <p>Місце взяття проби Фон, імп/с Маса проби і золи, г Об'єм рідини, мл Маса вугілля, кг Вид виявленого зараження: а) поверхнєве β-зараження проби, $\times 10^3 - \beta$ частинок/см³·хв б) питома – β активність, $\times 10^{-5}$ Кі/кг в) питома – α активність, $\times 10^{-6}$ Кі/кг</p> <p>Дані для визначення віку ПЯВ:</p> <p>Перше вимірювання (через 6 год): Препарат з фоном N_{ϕ}, імп/с Препарат без фона $N_{\phi 0}$, імп/с K'_e K''_e</p> <p>Вік ПЯВ</p> <p>Висновок</p>	

ЖУРНАЛ**реєстрації результатів аналізу проб і висновки (заключення) за ними**

Номер реєстрації та направлення	З якою метою надійшла проба та її вигляд	Час проведення аналізу	Вид виявленого зараження	Ступінь зараження (рівень)	Метод визначення зараження	Вид ПЯВ	Прізвище того, хто проводив аналіз	Кому і коли виданий висновок
1	2	3	4	5	6	7	8	9

ЗАКЛЮЧЕННЯ АНАЛІЗУ ПРОБИ

Реєстраційний номер проби _____

Вид проби _____

Місце взяття проби _____

З якою метою надійшла проба _____

Час проведення аналізу _____

Вид виявленого зараження _____

Ступінь зараження на _____

(час, дата)

Вік ПЯВ _____

Начальник лабораторії

(в/звання, підпис, прізвище)

“ ___ ” _____ 20__ р.

**Вік ПЯВ залежно від відношення потужностей
експозиційних доз гамма-випромінювання, години**

Відношення по- тужностей екс- позиційних доз гамма- випромі- нювання під час другого і першого вимірювань ($\frac{X_2}{X_1}$)	Час між вимірами, год							
	1	2	3	4	5	6	9	12
0,95	24	48	72	96	120	144	236	288
0,90	12	24	36	48	60	72	108	144
0,85	8	16	24	32	40	48	72	96
0,80	6	12	18	24	30	36	54	72
0,70	4	8	12	16	20	24	36	48
0,65	3,5	7	10	14	16	20	30	40
0,60	3	6	9	12	14	18	27	36
0,55	2,5	5	8	10	12	16	23	32
0,50	2,3	4,5	7	9	11	14	21	28
0,45	2	4	6	8	10	12	18	24

**Засоби перевірки військових дозиметричних приладів та джерела
гамма-випромінювання, що входять до їх складу
(основні технічні характеристики)**

1. Градувальне обладнання СО-6

Призначене для перевірки ВДП по гамма-випромінюванню в умовах ПРХМ (може бути використане і в стаціонарних умовах).

Загальна маса обладнання, кг, не більше – 250

Забезпечує утворення ПЕД в місцях розташування детекторів приладів, Р/год, макс. – до 30

Кількість джерел гамма-випромінювання з радіонуклідом цезію-137, шт – 3

Джерела гамма-випромінювання в складі обладнання СО-6 поставляються, зберігаються та використовуються в контейнерах:

Контейнер великий в ящику (406×447×281 мм) – для ДІВ п. 1.

Контейнер малий в ящику (406×301×264 мм) – для ДІВ п. 2 і п. 3.

Контейнер КЦ-3-2

Призначений для утримання та транспортування трьох ДІВ обладнання СО-6, що поставляються окремо, а також для здавання на захоронення аналогічних джерел, непридатних до подальшого використання.

Габарити, мм:

Діаметр – 206.

Висота – 225.

Ширина по ручках – 310.

Контейнер з ДІВ розміщується в ящику (350×302×220 мм).

Маса контейнера, кг – 53.

Маса контейнера в ящику, кг – 58.

Допускається транспортування та утримання ДІВ в контейнерах без ящика для упаковки.

2. Комплект стендів КИС-РД

Призначений для перевірки ВДП по гамма-випромінюванню в складі стаціонарної ремонтно-градувальної майстерні, побудованої за типовим проектом В-20-05.

Загальна маса комплекту, кг – не визначається.

Забезпечує утворення ПЕД в місцях розташування детекторів приладів, Р/год, макс. – до 150

Кількість джерел гамма-випромінювання з радіонуклідом кобальт, шт. – 4

Джерела гамма-випромінювання запресовані в спеціальні сталеві обойми та транспортуються в спеціальному контейнері КИС-РД. Будова контейнерів забезпечує скид обойм з джерелами в магазин джерел обладнання КИС-РД або в контейнер КТС-КИС-РД.

Під час використання обладнання КИС-РД обойми з джерелами постійно утримуються в магазині джерел.

Контейнер КТС-КИС-РД

Призначений для завантаження в нього, утримання, транспортування та здавання на захоронення в ньому двох обойм з джерелами ГИК-5-2 і ГИК-2-8, непридатних до подальшого використання.

Загальна маса контейнера – 630 кг.

Габарити: діаметр – 378 мм, висота – 523 мм.

Кількість каналів для розміщення обойм з ДІВ – 2 шт.

**Контрольні джерела випромінювання,
що входять до складу військових дозиметричних приладів
і сигналізаторів АСП**

Назва ВДА	Назва та тип ДІВ
Вимірювач універсальний ИМД-12	1. Джерело бета-випромінювання з радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90 типу «Т» для приладу «Бленкер» (контрольний). 2. Джерело альфа-випромінювання з радіонуклідами плутоній-239 типу П9 (П9-104). 3. Джерело бета-випромінювання з радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90, типу 1С0-534. 4. Джерело бета-випромінювання з радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90 типу 1С0-325
Вимірювач потужності дози ИМД-21	Джерело альфа-випромінювання з ізотопом плутонію типу «Т» для приладу «Бленкер» (контрольний) ¹
Прилад радіаційної та хімічної розвідки ПРХР	Джерело альфа-випромінювання з ізотопом плутонію типу АИП-РИГ (контрольний) ²
Автоматичний сигналізатор для виявлення спеціальних сумішей АСП	Джерело бета-випромінювання з радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90 типу БИС-МНА-1 (контрольний) ³
Рентгенометр авіаційний напівавтоматичний РАП-1	Джерело гамма-випромінювання з радіонуклідами цезій-137 типу ГС 7.012.6. (контрольний) ⁴
Вимірювач потужності дози ДП-5В	Джерело радіонуклідне бета-випромінювання з радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90 типу Б-8 (контрольний)
Вимірювач потужності дози ИМД-1Р(С)	Джерело бета-випромінювання з радіонуклідами стронцій-90+ітрій-90 типу «Т» для «Бленкер» (контрольний)
Індикатор- сигналізатор ДП-64	Джерело радіонуклідне бета-випромінювання з радіонуклідами стронцій-90 + ітрій-90 типу Б-8 (контрольний) ⁵

Примітки : 1. Див. рис. 5.5;

2. Див. рис. 5.6;

3. Див. рис. 5.7;

4. Див. рис. 5.8.

5. Див. рис. 3.26;

Розміщення градувального обладнання СО-6 (варіант)

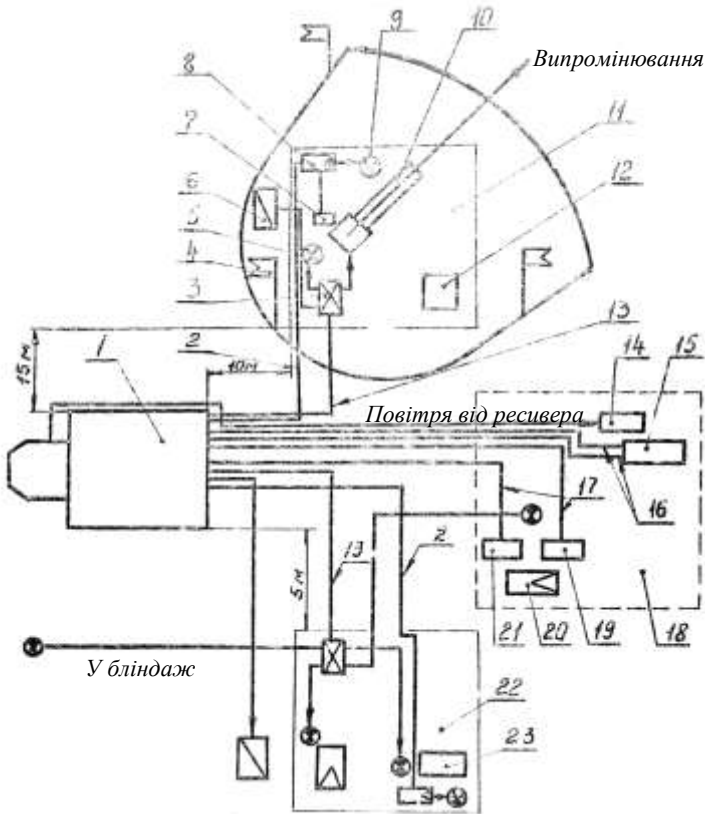


Рис. 1. Схема розгортання ПРХМ-Д:

1 – кузов К-131; 2 – кабель № 5; 3 – розмножувач лінійки; 4 – знак КЗО-2; 5 – лампа переносна; 6 – опалювальний пристрій; 7 – пульт споживання; 8 – розмножувач на 220 В; 9 – світильник РН-60 на 220 В; 10 – градувальне обладнання; 11 – намети для градування пристроїв РХР; 12 – стіл складний; 13 – кабель № 4; 14 – комплект для фарбувальних робіт; 15 – зварювальний пост; 16 – кабель зварювального агрегату; 17 – кабель № 6; 18 – майданчик для ремонту спец. машин; 19 – електросвердло; 20 – верстак складний; 21 – електроточило; 22 – намет для ремонту засобів захисту; 23 – стіл хімічного майстра

**Рекомендації для розроблення
інструкції щодо забезпечення радіаційної безпеки
під час робіт із закритими джерелами
іонізуючих випромінювань у військовій частині**

Інструкція повинна мати необхідні дані інформаційного характеру та матеріал, що регламентує дії особового складу щодо забезпечення радіаційної безпеки в конкретних умовах військової частини.

У загальному випадку в інструкції викладаються:

1) відомості про об'єкти військової частини (приміщення, сховища, ПРХМ), у яких ведуться роботи з закритими джерелами іонізуючого випромінювання (призначення, розміщення, виробничі майданчики);

2) відомості про розміщення закритих джерел іонізуючого випромінювання, дозволених санітарним паспортом для зберігання в сховищі, та про розміщення засобів перевірки військових дозиметричних приладів у приміщенні (за потреби додатком до Інструкції додаються схеми розміщення джерел іонізуючого випромінювання);

3) відомості про основні радіаційні дані джерел іонізуючого випромінювання, що дозволені санітарним паспортом для зберігання в сховищі, та джерел гамма-випромінювання, що входять до складу засобів перевірки військових дозиметричних приладів поточного забезпечення;

4) порядок допуску особового складу до робіт із закритими джерелами іонізуючого випромінювання. Кількість особового складу, що допускається встановленим порядком до робіт із джерелами іонізуючого випромінювання по підрозділах військової частини;

5) установлений у військовій частині порядок:

- виконання робіт у сховищі щодо приймання, обліку та видачі джерел іонізуючого випромінювання;

- видачі на робочі місця джерел іонізуючого випромінювання;

- транспортування джерел іонізуючого випромінювання в сховище і на території військової частини;

- збирання радіоактивних відходів та їх тимчасового утримання;

- перевірки наявності джерел іонізуючого випромінювання посадовими особами військової частини з зазначенням термінів перевірки. Інвентаризацію джерел іонізуючого випромінювання проводити один раз на півріччя;

6) установлений у військовій частині порядок радіаційного контролю.

Хто конкретно, у які терміни та якими засобами здійснює контроль за радіаційною обстановкою в приміщеннях (сховищах), в яких ведуться роботи з джерелами іонізуючого випромінювання. Допускається до інструкції додавати картограму зі встановленими контрольними рівнями потужності еквівалентної дози для цих приміщень. Хто конкретно здійснює

індивідуальний контроль за опроміненням особового складу та якими засобами. Порядок видачі вимірювачів доз особовому складу, зняття показань та реєстрації доз опромінення. Дії особового складу щодо пониження опромінення;

7) безпосередня відповідальність за забезпеченням радіаційної безпеки під час робіт із джерелами іонізуючого випромінювання покладається на начальника ремонтного підрозділу, в якому експлуатуються засоби перевірки військових дозиметричних приладів або на відповідального за приймання, облік і зберігання джерел іонізуючого випромінювання.

В Інструкції можуть викладатися й інші матеріали, що конкретизують дії особового складу в умовах військової частини. Інструкція узгоджується з санітарно-епідеміологічною установою, що здійснює санітарний нагляд.

**Рекомендації для розроблення
інструкції щодо ліквідації наслідків аварії (пожежі)
із джерелами іонізуючих випромінювань у військовій частині**

Інструкція повинна мати необхідні дані інформаційного характеру та матеріал, що регламентує дії особового складу щодо ліквідації наслідків аварії (пожежі) із джерелами іонізуючого випромінювання.

До того ж слід враховувати, що в засобах перевірки військових дозиметричних приладів використовуються джерела гамма-випромінювання, здатні за певних умов різко ускладнювати радіаційну обстановку в місцях їх утримання.

Активна частина цих джерел іонізуючого випромінювання під час виробництва розміщується в сталеві герметичні ампули. Для використання в засобах перевірки ці ампули з радіонуклідами цезій-137 і кобальт-60 поміщаються в міцні сталеві обойми або алюмінієву оболонку патрона.

В умовах експлуатації джерела іонізуючого випромінювання утримуються в контейнерах або приладах, що забезпечують зниження рівнів гамма-випромінювання до меж, передбачених нормативно-технічними документами. Тому ці джерела залишаються, як правило, закритими навіть за найнесприятливіших умов аварії (пожежі) і мають розглядатися як джерела зовнішнього гамма-випромінювання.

Контрольні закриті джерела альфа- і бета-випромінювань не можуть різко забруднити радіаційну обстановку навіть при найнесприятливіших умов через їх незначну активність. Однак їх активні частини не мають достатньо міцного захисту, тому потужні механічні та теплові дії на них потрібно вважати небажаними.

У загальному випадку в інструкції викладаються:

1. Відомості про наявні у військовій частині об'єкти (приміщення, сховища, ПРХМ), в яких утримуються радіаційні упаковки (контейнери, прилади) із закритими джерелами іонізуючого випромінювання (їх призначення, розміщення, виробнича площа).

2. Відомості про розміщення закритих джерел іонізуючого випромінювання в приміщеннях (сховищах). Схеми розміщення допускається додавати до Інструкції.

3. Відомості про основні радіаційні дані джерел іонізуючого випромінювання, що утримуються в приміщеннях (сховищах) військової частини.

4. Прогноз можливих аварійних ситуацій і радіаційної обстановки.

Для військових частин рекомендується розглядати різке погіршення радіаційної обстановки в місцях утримання конкретних закритих джерел іонізуючого випромінювання внаслідок: потужних механічних дій на

радіаційні упаковки, що спричинили викид (випадання) із них обоєм із джерелами іонізуючого випромінювання, і потужних теплових дій на радіаційні упаковки, що призвели до різкого зниження їх захисних властивостей. Для цих випадків вкрай важливе значення мають заходи профілактичного характеру, спрямовані на запобігання запалюванню у приміщеннях (сховищах). Під час прогнозування радіаційної обстановки для конкретних приміщень (сховищ) вказуються можливі рівні радіації на місці аварії (пожежі). В окремих випадках не потрібно виключати можливість руйнування обоєм та ампул із джерелами іонізуючого випромінювання, за яких виникають умови можливого радіоактивного забруднення навколишнього середовища.

5. Порядок і зміст доповіді про аварію (пожежу) із закритими джерелами іонізуючого випромінювання.

У разі виникнення аварійних ситуацій особовий склад вживає всіх необхідних заходів запобіжного характеру. У разі встановлення факту аварії (пожежі) із закритими джерелами іонізуючого випромінювання начальник ремонтного підрозділу доповідає по команді:

- дату та час аварії (пожежі);
- обстановку, за якої виникла аварія (пожежа);
- передбачені причини аварії (пожежі);
- передбачену радіаційну обстановку на місці аварії (пожежі);
- вжиті заходи;
- потребу в додаткових силах і засобах, необхідних для ліквідації наслідків аварії (пожежі).

Відповідальний за радіаційну безпеку у військовій частині (начальник служби РХБЗ та ЕБ) за вказівкою командира військової частини доповідає про аварію (пожежу) з джерелами іонізуючого випромінювання органу управління та органу управління медичної служби, який видав санітарний паспорт.

6. Первинні заходи щодо забезпечення радіаційної безпеки особового складу.

У разі виникнення аварії з джерелами іонізуючого випромінювання начальник ремонтного підрозділу зобов'язаний:

- вивести особовий склад з аварійної зони;
- з'ясувати, із якими конкретно джерелами іонізуючого випромінювання відбулася аварія та встановити її причини;
- визначити рівні радіації;
- визначити тривалість перебування особового складу в зоні опромінення.

Відповідальний за радіаційну безпеку у військовій частині, прибувши до місця аварії, зобов'язаний:

- уточнити радіаційну обстановку;

- вжити заходів щодо локалізації джерел іонізуючого випромінювання;
- оцінити отримані особовим складом дози опромінення та необхідність надання йому медичної допомоги;
- підготувати та представити командирю військової частини на затвердження пропозиції із залучення до ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання додаткових сил і засобів.

7. Порядок ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання.

Під час ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання відповідальний за радіаційну безпеку у військовій частині зобов'язаний організувати з особовим складом такі заходи:

- позначення знаками місце знаходження аварійних контейнерів;
- проведення радіаційної розвідки;
- підготовку пропозицій щодо запланованого підвищеного опромінення особового складу та розрахунок допустимого часу роботи в осередку аварії;
- витягування за допомогою дистанційного інструменту аварійних об'єктів із джерелами іонізуючого випромінювання та їх розміщення в спеціальних контейнерах;
- проведення контрольного радіаційного обстеження в осередку аварії;
- у разі виявлення радіоактивного забруднення проведення дезактивації забрудненої ділянки та обладнання, збирання та передачу встановленим порядком.

Залежно від конкретних умов військової частини можуть передбачатися й інші роботи.

Безпосереднім керівником робіт із ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання, як правило, є начальник ремонтного підрозділу.

8. Поведінка особового складу під час ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання.

Під час проведення робіт з ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання особовий склад зобов'язаний виконати такі вимоги:

- перед початком робіт отримувати вимірювачі доз та одягати призначений для роботи в осередку аварії одяг і засоби захисту;
- входити в осередок аварії для роботи в умовах опромінення та виходити з нього тільки за командою керівника робіт, а також виконувати всі його команди під час знаходження в осередку аварії;
- не допускати самовільних переміщень в осередку аварії;
- під час роботи з джерелами іонізуючого випромінювання використовувати дистанційний інструмент;

– виходячи з осередку аварії, пройти контроль за радіоактивним забрудненням.

9. Радіаційний контроль під час проведення заходів щодо ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання.

Обсяг, характер і періодичність проведення радіаційного контролю, залежно від виду аварії, конкретних умов та особливостей проведення робіт, визначаються керівником робіт із ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання, узгоджуються з органами медичної служби та затверджуються командиром військової частини.

10. Відповідальність посадових осіб військової частини за проведення заходів щодо запобігання та ліквідації наслідків аварії (пожежі).

В Інструкції можуть викладатися й інші питання, що конкретизують дії особового складу з ліквідації наслідків аварії з джерелами іонізуючого випромінювання.

Інструкція узгоджується з санітарно-епідеміологічною установою, що здійснює санітарний нагляд, з органами пожежного нагляду та затверджується командиром військової частини.

Рекомендації щодо розроблення інструкції щодо заходів радіаційної безпеки під час транспортування закритих джерел іонізуючих випромінювань автотранспортом військової частини

Інструкція розробляється для особового складу, зайнятого транспортуванням закритих джерел іонізуючого випромінювання автотранспортом військової частини. Інструкція має відповідати вимогам БПТРВ-97.

В інструкції щодо конкретних умов військової частини викладаються:

1. Відомості про транспортні засоби, що виділені для транспортування джерел іонізуючого випромінювання.

2. Відомості про радіаційні упаковки з джерелами іонізуючого випромінювання та основні радіаційні дані джерел іонізуючого випромінювання, що утримуються в них.

3. Допустиму до перевезення в одному автомобілі кількість радіаційних упаковок із джерелами іонізуючого випромінювання.

4. Порядок розміщення та закріплення радіаційних упаковок із джерелами іонізуючого випромінювання в автомобілі.

5. Допустимі рівні радіації на зовнішніх поверхнях автомобіля та в місцях розташування особового складу, що супроводжує радіаційний вантаж.

6. Радіаційний контроль під час транспортування джерел іонізуючого випромінювання в автомобілі.

7. Порядок дій особового складу, що супроводжує радіаційний вантаж, під час аварій і дорожньо-транспортних пригод.

8. Обов'язки особового складу, що супроводжує радіаційний вантаж.

9. Порядок проведення інструктажу особового складу, що супроводжує радіаційний вантаж.

За потреби в інструкції викладаються й інші питання щодо конкретних умов радіаційного вантажу, що перевозиться.

Інструкція узгоджується з органами управління медичної служби та затверджується командиром військової частини.

ПАСПОРТ № _____
на партію радіоактивних відходів, що здаються на захоронення
від військової частини _____
“ _____ ” _____ 20__ р

Вид відходів				рідкі	Вид тари	Номер тари	Кислотність середовища	Радіонуклідний склад	Вид випромінювання	Питома активність, Бк, не більша ніж	Кількість відходів	Сумарна активність, Бк, не більша ніж
тверді												
найменування ДІВ	номер ДІАВ	номер паспорта	дата видачі паспорта									

**ВІДПОВІДАЛЬНИЙ ЗА ЗДАВАННЯ
РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ
ВІДПОВІДАЛЬНИЙ ЗА ПРИЙМАННЯ
РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ**

дата, підпис

Пояснення до форми:

1. Відомості до паспорта заносяться окремо на кожну упаковку.
2. Підпис відповідального за здавання радіоактивних відходів стверджується гербовою печаткою військової частини

В К А З І В К И

з розслідування випадків втрат джерел іонізуючого випромінювання та проведення заходів щодо запобігання пов'язаним з ними ураженням особового складу

1. Втрата джерел іонізуючого випромінювання розглядається як радіаційна аварія та характеризується втратою контролю над джерелом, у результаті чого можливе необгрунтоване опромінення людей і радіоактивне забруднення навколишнього середовища.

2. Втрата джерел іонізуючого випромінювання може відбутися в результаті порушення правил отримання, обліку, видачі, перевезення, зберігання, експлуатації, захоронення або в разі крадіжки джерела випромінювання. У разі виявлення втрати джерел іонізуючого випромінювання негайно вживаються всі необхідні заходи. Про факт втрати доповідається вищому командуванню та органу управління медичної служби. У разі втрати джерел іонізуючого випромінювання за межами військової частини, крім того, інформуються органи МВС України.

3. З метою пошуку джерела та виключення повторних втрат за кожним фактом втрати джерел іонізуючого випромінювання має бути проведене адміністративне розслідування. Розслідування призначається та проводиться командуванням військової частини. В особливо небезпечних випадках, а також у разі загрози масового опромінення людей до розслідування можуть залучатися відповідні медичні спеціалісти.

4. Спеціалісти медичної служби, що беруть участь у розслідуванні втрати джерел іонізуючого випромінювання та ліквідації її наслідків, мають керуватися документами, перелік яких наведений у [43], та даними вказівками.

5. Першочерговим завданням спеціалістів медичної служби на початковому етапі роботи є участь в розробленні плану розслідування випадків втрати джерел іонізуючого випромінювання та ліквідації її наслідків. План розробляється на основі розгляду й аналізу документації та обставин втрати.

6. Заходи щодо розслідування випадків втрати джерел іонізуючого випромінювання для ліквідації її наслідків мають бути спрямовані на вирішення таких завдань:

- оцінювання ступеня небезпеки наслідків втрати джерел іонізуючого випромінювання для особового складу та населення;
- виявлення найбільш імовірних шляхів втрати джерел іонізуючого випромінювання;
- визначення найбільш ефективного методу виявлення втрачених джерел іонізуючого випромінювання;

– визначення способів ліквідації наслідків втрати джерел іонізуючого випромінювання.

7. Оцінка ступеня небезпеки випадків втрати джерел іонізуючого випромінювання для особового складу та населення зводиться до визначення можливих доз зовнішнього опромінення, а також рівнів і масштаби забруднення навколишнього середовища радіоактивними речовинами в разі розгерметизації джерел іонізуючого випромінювання.

На першому етапі (до виявлення втраченого джерела) дози опромінення, рівні та масштаби забруднення прогнозуються розрахунковим методом, виходячи з перебування людей у передбачуваному місці втрати, на основі паспортних даних на джерело.

На другому етапі, після виявлення втрачених джерел іонізуючого випромінювання, оцінка ступеня небезпеки дається на основі даних радіаційного контролю.

8. Визначення шляхів і методів виявлення втраченого джерела проводиться на основі аналізу документації на джерело іонізуючого випромінювання, матеріалів опитування осіб, що працювали з джерелом, та інших осіб, що мають які-небудь дані про обставини втрати, і на основі даних радіаційного контролю в місцях зберігання, експлуатації, ремонту та на шляхах транспортування джерела випромінювання.

У ході розслідування встановлюється:

- фізико-технічна характеристика джерел;
- особливості технологічного процесу та специфіка умов праці;
- наявність і стан блокування, аварійної сигналізації, приладів радіаційного контролю, їх стан і правильність використання;
- показання приладів контролю в момент втрати.

9. Особливе значення під час розслідування випадків втрати джерел іонізуючого випромінювання займає організація радіаційного контролю.

Для пошуку втрачених джерел іонізуючого випромінювання використовуються дозиметричні прилади з якомога низьким порогом чутливості.

Як індивідуальний дозиметр для членів пошукових груп може бути рекомендований індивідуальний дозиметр ДКС-04.

10. У разі втрати джерела гамма- або нейтронного випромінювання проводиться вимірювання рівнів випромінювання на робочих місцях, у службових приміщеннях, їдальнях, туалетах, роздягальнях, складських та інших місцях громадського користування. Пошук альфа- і бета-випромінювачів проводиться переносними приладами (типу РУП-1, КРАБ) на відстані 1 см від відкритих поверхонь тих же об'єктів. У разі втрати джерел іонізуючого випромінювання або можливості розгерметизації джерела, крім того, застосовується метод мазків.

11. Одним із шляхів пошуку втрачених джерел іонізуючого випромінювання є опитування та медичне обстеження персоналу й окремих осіб із населення, можливий контакт яких із джерелами іонізуючого випромінювання може призвести до розвитку одного з клінічних варіантів променевого ураження.

12. Запобігання можливості подальшої дії іонізуючих випромінювань на людей і потрапляння радіоактивних речовин до навколишнього середовища в разі розгерметизації джерел іонізуючого випромінювання досягається віддаленням людей із місця знаходження джерел і зони, забрудненої радіоактивними речовинами, за потреби – огороженням небезпечної зони та встановленням на її межі поста для проведення радіаційного контролю.

13. У ході ліквідації наслідків втрати джерел іонізуючого випромінювання головним є своєчасне виявлення осіб, які могли бути опроміненими. Усі ці особи підлягають направленню на медичне обстеження.

Під час забруднення радіоактивними речовинами проводиться санітарна обробка людей, дезактивація приміщень, обладнання, техніки, одягу та інших об'єктів, а також захоронення радіоактивних відходів встановленим порядком.

14. У разі пошуку та видалення джерела мають виконуватися заходи радіаційного захисту працівників. Під час вирішення питання про способи видалення виявленого джерела іонізуючого випромінювання, необхідно визначити найбільш сприятливі в радіаційному відношенні підходи до джерела. За допомогою дистанційного інструменту джерело переноситься в захисний контейнер та доставляється до спеціально виділеного приміщення для ідентифікації його з втраченим.

15. Роботи з ліквідації наслідків втрати джерел іонізуючого випромінювання можуть бути зупинені тільки після вичерпного проведення заходів, викладених у дійсних вказівках, і погоджені з установою, що здійснює санітарний нагляд за даною військовою частиною. Комісією у справі розслідування випадків втрати джерел іонізуючого випромінювання та ліквідації її наслідків складається акт. Акт затверджується командиром, що призначив комісію.

16. Про результати розслідування та пошуку втрачених джерел іонізуючого випромінювання командир військової частини доповідає вищому командуванню та органу управління медичної служби.

П Е Р Е Л І К

документів, якими необхідно користуватися під час розслідування втрати джерел іонізуючого випромінювання

1. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97), затверджені наказом МОЗ України від 14.07.97 р. № 208.
2. Норми радіаційної безпеки України (доповнення). Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000), затверджені постановою Головного державного санітарного лікаря України від 12.07.2000 № 16.
3. ДСП 6.074.120-01 «Основні санітарні правила протирадіаційного захисту України», затверджені наказом Головного державного санітарного лікаря України від 29.11.2002 № 433.
4. Закон України «Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання» від 14. 01.98 № 15.
5. Закон України «Про фізичний захист джерел іонізуючого випромінювання» від 19.10.2000 № 2064.
6. Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційної безпеки» від 08.02.95 № 39.
7. Закон України «Про цивільну відповідальність за ядерну шкоду та її фінансове забезпечення» від 12.03.2001 № 2893 – III.
8. Постанова КМУ № 1332 від 29.11.97 «Про основні засади організації перевезення радіоактивних металів територією України».

Документація для вивчення під час розслідування втрати джерел іонізуючого випромінювання

1. Технічна документація на техніку, прилади, апаратуру, що має в своєму складі джерела іонізуючого випромінювання.
2. Санітарний паспорт на зберігання джерел іонізуючого випромінювання і проведення робіт з ними.
3. Акт про приймання в експлуатацію радіоактивно-випромінювальних приладів.
4. Журнал проведення профілактичних оглядів радіоактивно-випромінювальних приладів.
5. Інструкція щодо забезпечення радіаційної безпеки.
6. Інструкція щодо ліквідації наслідків аварії.
7. Накази командування про допуск особового складу до роботи з джерелами іонізуючого випромінювання.
8. Журнал інструктажу із заходів безпеки робіт.
9. Посадові інструкції осіб, що працюють з джерелами іонізуючого випромінювання.

10. Прибутково-витратний журнал обліку радіоактивних речовин, приладів, апаратів та установок, укомплектованих радіоактивними джерелами.

11. Вимоги на видачу радіоактивних речовин із місць зберігання.

12. Акти інвентаризації радіоактивних речовин, приладів, апаратів та установок.

13. Акти про видатки та списання радіоактивних речовин.

14. Паспорти на партію радіоактивних відходів, що здаються на захоронення.

15. Журнал обліку радіоактивних відходів.

16. Санітарний паспорт на автомобіль для перевезення радіоактивних відходів.

17. Інструкція щодо заходів радіаційної безпеки під час транспортування радіоактивних речовин, приладів, апаратів, установок і рухомих об'єктів техніки, до складу яких входять радіоактивні джерела.

18. Журнал радіаційного контролю.

19. Документ обліку індивідуальних доз опромінення.

20. Акти приймання об'єкта до експлуатації та дослідження об'єкта внутрішньоперевірною комісією.

С Х Е М А

акта розслідування випадків втрати джерел іонізуючого випромінювання та ліквідації наслідків втрати

1. Час і місце роботи, підгрунтя для роботи.

2. Характеристика втраченого джерела іонізуючого випромінювання та технології його використання.

3. Опис обставин втрати джерел іонізуючого випромінювання та оцінка можливої радіаційної небезпеки його втрати.

4. Сили й засоби, що використані для пошуку джерел іонізуючого випромінювання та ліквідації наслідків втрати. Вживання заходів щодо пошуку та ліквідації наслідків.

5. Радіаційна обстановка в місцях можливого або фактичного знаходження втрачених джерел іонізуючого випромінювання. Дози опромінення осіб, що мають контакт із втраченими джерелами іонізуючого випромінювання.

6. Список потерпілих із даними про дози опромінення, клінічних, лабораторних та інших обстежень, оцінка їх працездатності. Вжиті заходи щодо медичної допомоги постраждалим.

7. Оцінка дій посадових осіб, які винні у втраті джерел іонізуючого випромінювання.

8. Пропозиції щодо запобігання випадків втрати джерел іонізуючого випромінювання в частині.

**Тимчасові допустимі рівні (ТДР) вмісту радіонуклідів
цезію і стронцію-90 в харчових продуктах і питній воді,
встановлені у зв'язку з аварією на ЧАЕС**

№ з/п	Назва продукту	Питома активність (Кі/кг, Кі/л)
ТДР для радіонуклідів цезію		
1	Вода питна	$5 \cdot 10^{-10}$
2	Молоко, кисломолочні продукти, сметана, сир, масло вершкове	$1,0 \cdot 10^{-8}$
3	Молоко згущене та концентроване	$3,0 \cdot 10^{-8}$
4	Молоко сухе	$5,0 \cdot 10^{-8}$
5	М'ясо, птиця, риба, яйце	$2,0 \cdot 10^{-8}$
6	Жири рослинні та тваринні, маргарин	$5,0 \cdot 10^{-9}$
7	Овочі, столова зелень, фрукти та ягоди, консервовані продукти з овочів і фруктів, мед	$1,6 \cdot 10^{-8}$
8	Хліб і хлібопродукти, крупи, мука, цукор	$1,0 \cdot 10^{-8}$
9	Гриби	$4,0 \cdot 10^{-8}$
10	Сухофрукти	$8,0 \cdot 10^{-8}$
11	Сушені гриби, чай	$2,0 \cdot 10^{-7}$
12	Спеціалізовані продукти дитячого харчування	$5,0 \cdot 10^{-9}$
13	Лікарські рослини	$2,0 \cdot 10^{-7}$
ТДР для стронцію-90		
1	Вода питна	$1,0 \cdot 10^{10}$
2	Молоко натуральне та молокопродукти	$1,0 \cdot 10^{-9}$
3	Молоко сухе	$5,0 \cdot 10^{-9}$
4	Молоко згущене	$3,0 \cdot 10^{-9}$
5	Картопля	$1,0 \cdot 10^{-9}$
6	Хліб і хлібопродукти, крупи, мука, цукор	$1,0 \cdot 10^{-9}$
7	Спеціалізовані продукти дитячого харчування	$1,0 \cdot 10^{10}$

Інструкція
щодо перевірки дотримання заходів безпеки
в місцях зберігання боєприпасів з елементами збідненого урану

Перевірка дотримання заходів безпеки в місцях зберігання боєприпасів з елементами збідненого урану проводиться згідно з рішенням Міністра оборони України від 11 січня 2001 року та розпорядженням начальника Генерального штабу від 15 січня 2001 року № 2 «Про організацію медичного та радіаційного обстеження українського контингенту миротворчих сил і військовослужбовців, які проходили службу в миротворчих силах у колишній Югославії, та дотримання заходів безпеки в місцях зберігання боєприпасів з елементами збідненого урану».

Метою заходу є запобігання виникненню захворювань, пов'язаних з умовами проходження військової служби, серед військовослужбовців і працівників Збройних Сил України, які обслуговують склади, де зберігаються боєприпаси з елементами збідненого урану.

Керівні документи, за якими проводиться перевірка:

- Наказ Міністра оборони від 8 грудня 1983 р. № 285.
- Керівництво для арсеналів, баз та складів зберігання боєприпасів 1980 р.
- Керівництво щодо зберігання озброєння хімічних військ і засобів захисту у військових частинах, на базах та складах 1987.
- Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97).
- Міжнародні основні норми безпеки для захисту від іонізуючих випромінювань і безпеки джерел випромінювання (МАГАТЕ, 1994,1996, 1997, Серія «Безпека»).
- Нормативно-технічний документ «Критерії для прийняття рішення про заходи захисту населення на випадок аварії ядерного реактора» (1990).
- Наказ Мінекобезпеки України від 11.03.98 р. № 38 «Про затвердження порядку проведення державної інвентаризації радіоактивних відходів».
- Інструкції, інші нормативні та технічні документи з експлуатації та зберігання виробів, у складі яких є джерела іонізуючого випромінювання (далі – ДІВ).

Перевірка проводиться методом обстеження умов праці військовослужбовців та працівників Збройних Сил України в місцях зберігання боєприпасів з елементами збідненого урану та дотримання заходів безпеки.

У ході роботи комісії перевіряються:

- наявність керівних документів Міністерства оборони України та необхідних наказів по військовій частині;

- наявність державних нормативних документів із питань радіаційної безпеки;
- наявність технічної та експлуатаційної документації на виробі, у складі яких є ДІВ;
- організація допуску особового складу до виконання робіт із ДІВ та виробами, у складі яких є ДІВ;
- організація радіаційного та дозиметричного контролю;
- організація заходів запобігання радіаційним надзвичайним ситуаціям та підготовленість військової частини до ліквідації наслідків радіаційних надзвичайних ситуацій;
- організація радіаційної безпеки в повсякденній діяльності.

Перевірка допуску особового складу до роботи

Допуск особового складу до роботи з закритими ДІВ оформлюється наказом командира військової частини, що видається на підставі акта комісії з перевірки знань техніки безпеки проведення робіт у особового складу, наявності **особової** медичної книжки з висновком військово-лікарської комісії (далі – ВЛК) згідно з вимогами наказу Міністра оборони України від 04.01.94 № 2 та чинних інструкцій. Комісія перевіряє знання перед допуском особового складу до роботи з ДІВ, а в подальшому – 1 раз на 2 роки.

До роботи з ДІВ та виробами, у складі яких є ДІВ, допускається особовий склад:

- який має оформлену особову медичну книжку з висновком ВЛК про відсутність медичних протипоказань для роботи з ДІВ та виробами, у складі яких є ДІВ (обстеження ВЛК проводиться перед призначенням на посаду, прийманням на роботу та в подальшому – 1 раз на 2 роки);
- пройшов спеціальне навчання (склав заліки з питань виконання робіт у межах функціональних обов'язків) і має дозвіл на роботи з ДІВ;
- вивчив основи радіаційної безпеки, основні правила роботи з ДІВ, інструкцію щодо забезпечення радіаційної безпеки, інструкцію щодо запобігання аварії (пожежі) та ліквідації їх наслідків.

Інструктаж особового складу, який постійно або тимчасово працює з ДІВ, проводиться на початку робіт і періодично, 1 раз на півроку, про що робиться запис у журналі інструктажу.

У військових частинах, де ведуться роботи з виробами, у складі яких є ДІВ, командир військової частини призначає (за наказом):

- відповідального за радіаційну безпеку;
- відповідального за приймання, облік і зберігання ДІВ (у тому числі ДІВ, які були використані та непридатні для подальшого використання).

Призначення відповідальних осіб не знімає відповідальності з безпосередніх виконавців і керівників робіт за правильну експлуатацію виробів, у складі яких є ДІВ.

Перевірка радіаційного та дозиметричного контролю

У військових частинах, де проводяться роботи з ДІВ (або зберігаються ДІВ), організовується та здійснюється радіаційний дозиметричний контроль, який містить у собі:

- контроль за радіаційною обстановкою у приміщеннях (сховищах), у яких проводяться роботи з ДІВ і навколо них;
- індивідуальний контроль за опроміненням особового складу, який постійно або тимчасово працює безпосередньо з ДІВ.

За нормальної радіаційної обстановки, залежно від характеру робіт, індивідуальні дози опромінення визначаються (знімаються показання вимірювачів доз) і реєструються не рідше одного разу на добу (як правило, після закінчення робіт). Допускається визначати та реєструвати індивідуальну дозу опромінення не рідше одного разу на тиждень.

З погіршенням радіаційної обстановки індивідуальні дози опромінення контролюються особовим складом у процесі роботи, але остаточно визначаються та реєструються відразу після закінчення робіт.

Результати всіх видів радіаційного контролю реєструються в журналі, який має такі графи: порядковий номер, дата проведення вимірювань, місце проведення вимірювань, об'єкт дослідження, засіб вимірювання, одиниця виміру, військове звання, прізвище та ініціали особи, яка проводить виміри, його підпис. Результати індивідуального контролю опромінення особового складу допускається реєструвати в журналі обліку індивідуальних доз опромінення. Журнали зберігаються у військовій частині 5 років.

Обсяг, характер і періодичність радіаційного контролю, а також кількість і форма журналів обліку, залежно від конкретних умов, як правило, визначаються особою, яка відповідає за радіаційну безпеку у військовій частині, узгоджуються із санітарно-епідеміологічними установами, які здійснюють санітарний нагляд, і затверджуються командиром військової частини.

Під час проведення індивідуального контролю за опроміненням особового складу у військовій частині ведеться облік річної дози, а також сумарний облік дози опромінення за весь період роботи особового складу з ДІВ. Дані річних індивідуальних доз опромінення (у січні кожного року за минулий рік) заносяться до картки обліку доз опромінення.

У військовій частині для кожного сховища (приміщення), у якому здійснюється робота з ДІВ та виробами, у складі яких є ДІВ, розробляються та оформлюються:

- санітарний паспорт сховища для ДІВ;
- інструкція щодо правил дотримання радіаційної безпеки;
- інструкція щодо ліквідації наслідків аварій (пожеж).

Зазначені інструкції та паспорт узгоджуються з санітарно-епідеміологічною установою, що здійснює санітарний нагляд, і затверджуються командиром військової частини. Інструкції мають регламентувати дії особового складу з забезпечення радіаційної безпеки в приміщеннях (сховищах), у яких проводиться робота ДІВ та з виробами в складі яких є ДІВ, як в умовах нормальної діяльності, так і під час аварійних ситуацій і ліквідації наслідків аварій (пожеж) з ДІВ.

Основні положення інструкцій, які визначають порядок проведення робіт, мають бути вивішені на видному місці в приміщенні або на робочих місцях.

Перевірка організації заходів щодо запобігання радіаційним надзвичайним ситуаціям і підготовленість до ліквідації наслідків радіаційних надзвичайних ситуацій

Заходи щодо запобігання радіаційним надзвичайним ситуаціям і підготовленість до ліквідації наслідків радіаційних надзвичайних ситуацій регламентуються, у першу чергу, технічною та експлуатаційною документацією виробів, у складі яких є ДІВ.

Основні випадки надзвичайних ситуацій враховуються інструкцією щодо ліквідації наслідків аварії (пожежі). У загальному випадку в інструкції викладаються:

- відомості про наявні у військовій частині об'єкти (приміщення, сховища, виробы, у складі яких є ДІВ), у яких утримуються радіаційні упаковки (контейнери, засоби тощо) із ДІВ (призначення, розміщення, виробнича площа);

- відомості про розміщення ДІВ у приміщеннях (сховищах). Схеми розміщення закритих ДІВ допускається додавати до інструкції;

- відомості про основні радіаційні дані ДІВ, які утримуються в приміщеннях (сховищах) військової частини;

- прогноз можливих аварійних ситуацій і радіаційної обстановки;

- порядок дій у разі виникнення радіаційних надзвичайних ситуацій.

Перевірка організації радіаційної безпеки в повсякденній діяльності

Організація радіаційної безпеки в повсякденній діяльності регламентується, у першу чергу, технічною та експлуатаційною документацією виробів, у складі яких є ДІВ. Основні положення, які забезпечують радіаційну безпеку, містяться в інструкції щодо забезпечення радіаційної безпеки під час робіт із ДІВ і виробами, у складі яких є ДІВ.

У загальному випадку інструкція викладає:

– відомості про об'єкти (приміщення, сховища, виробни, у складі яких є ДІВ), військової частини, у яких проводяться роботи з ДІВ і виробами, у складі яких є ДІВ (призначення, розміщення, виробничі площі тощо);

– відомості про розміщення ДІВ і виробів, у складі яких є ДІВ, що дозволені до утримання і сховищі санітарним паспортом;

– засоби перевірки радіаційного стану в приміщенні та на території військової частини;

– за потреби до інструкції додаються схеми розміщення ДІВ і виробів, у складі яких є ДІВ;

– відомості про основні радіаційні дані ДІВ і виробни, у складі яких є ДІВ, які дозволено утримати в сховищах санітарним паспортом;

– порядок допуску особового складу до робіт із закритими ДІВ;

– кількість особового складу по підрозділах військ, що має допуск до робіт із ДІВ;

– установлений у військовій частині порядок виконання робіт, приймання, обліку та видачі виробів, у складі яких є ДІВ;

– порядок транспортування виробів, у складі яких є ДІВ, до сховища та на території військової частини;

– порядок перевірки наявності виробів, у складі яких є ДІВ, посадовими особами військової частини із зазначенням термінів перевірки (рекомендується ДІВ і виробни, у складі яких є ДІВ, перевіряти не рідше одного разу на місяць, решту – не рідше одного разу на три місяці).

– порядок радіаційного контролю, який встановлено у військовій частині;

– хто конкретно, у які терміни та якими засобами здійснює контроль за радіаційною обстановкою в приміщеннях (сховищах), у яких ведуться роботи з ДІВ і виробами, у складі яких є ДІВ;

– допускається додавати до інструкції картограму з встановленими контрольними рівнями потужності експозиційної дози (далі – ПЕД) для цих приміщень (сховищ);

– хто конкретно здійснює індивідуальний контроль за опроміненням особового складу та якими засобами;

– порядок видачі приладів для вимірювання доз особовому складу, знімання показань і реєстрацій доз опромінення;

– дії особового складу щодо зниження опромінення.

Безпосередня відповідальність за забезпеченням радіаційної безпеки під час робіт із ДІВ і виробами, у складі яких є ДІВ, покладається, як правило, на начальника підрозділу, у якому експлуатуються зазначені об'єкти, або на відповідального за приймання, облік і зберігання ДІВ і виробів, у складі яких є ДІВ (по сховищу). Перевіряється додержання умов і технологій експлуатації та зберігання виробів, у складі яких є ДІВ. В інструкції можуть бути викладені інші матеріали, які конкретизують дії особового складу в умовах

військової частини. Інструкція узгоджується із санітарно-епідеміологічними установами, які здійснюють санітарний нагляд.

Заступник начальника військ РХБ захисту
Збройних Сил України (з екологічної безпеки)
полковник

І.Г. Мазор

ПЕРЕЛІК

видів робіт з радіоактивними речовинами та іншими джерелами іонізуючих випромінювань, виконання яких дає право військовослужбовцям на додаткову відпустку, відпустку у зв'язку з особливими умовами служби і скорочений робочий день

№ з/п	Найменування видів робіт (виробництв), професій	Тривалість відпустки (у добі)		
		додатково офіцерам, прапорщикам, мічманам, військовослужбовцям надстрокової служби і військовослужбовцям-жінкам, що поступили в добровільному порядку на дійсну військову службу на посади солдатів, матросів, сержантів і старшин	у зв'язку з особливими умовами служби військовослужбовцям строкової служби	Тривалість скороченого робочого дня (у годинах) при шестиденному робочому тижні
1	2	3	4	5
	Застосування радіоактивних речовин як джерела гамма-випромінювання			
1	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на установках по гамма-дефектоскопії: а) на переносних установках б) на стаціонарних установках	9 6	18 12	6 6
2	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на зарядці і випробуванні промислових і медичних гамма-установок і апаратів	9	18	6
3	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на зборі, транспортуванні, складуванні, зберіганні і захороненні гамма-активних речовин в кількостях понад 100 міліграм-еквівалентів радію	9	18	6
4	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на гамма-терапії і експериментальному гамма-опроміненні:			

1	2	3	4	5
	а) у палатах з обслуговування хворих з накладеними радіоактивними препаратами б) з гамма-препаратами в) з гамма-препаратами в радіоманіпуляційних кабінетах і лабораторіях	9 9 12	18 18 24	5 5 4
5	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на промислових установках рентгенодефектографії	6	12	6
6	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на установках рентгеноспектрального, рентгеноструктурного аналізу промислової рентгенографії і контролю растрів рентгенівських ґрат	9	18	5
7	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на рентгенотерапії, експериментальному рентгеноопроміненні і на променевої терапії із застосуванням бета-аплікаторів	6	12	6
8	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на рентгенодіагностиці, флюорографії, на ротатійній рентгенотерапевтичній установці з візуальним контролем	9	18	5
9	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті дослідженням, випробуванням, ремонтом і наладкою (з виконанням дрібних ремонтних робіт безпосередньо на місці) рентгенівських трубок і рентгеноапаратів з трубками	6	12	6
10	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на електронографах і електронних мікроскопах напругою понад 30 кВт	6	12	6
	Фізика і дозиметрія рентгенівських і гамма-променів			
11	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті експериментальним дослідженням, дозиметричними вимірюваннями і контролем за радіаційною безпекою	9	18	6
12	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті з джерелами на градуванні дозиметричної і радіометричної апаратури	9	18	6
13	Військовослужбовці, постійно зайняті експлуатаційними, ремонтними й експериментальними роботами на атомних реакторах: а) потужністю понад 2000 кВт за постійної роботи в зоні іонізуючих випромінювань б) потужністю менше 2000 кВт	12 9	24 18	6 6

1	2	3	4	5
14	Військовослужбовці надводних кораблів з ядерними енергетичними установками, безпосередньо зайняті обслуговуванням ядерних енергетичних установок	12	24	–
15	Військовослужбовці підводних човнів з ядерними енергетичними установками	24	24	–
16	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті з нейтронними джерелами (радій-берилієві, полоній-берилієві тощо)	9	18	6
17	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на циклотронах, бетатронах, лінійних прискорювачах та інших прискорювальних установках	9	18	6
18	Військовослужбовці, постійно зайняті на роботах з відкритими радіоактивними ізотопами (виготовлення, переробка, зберігання, розфасування, дослідження, застосування та інші види робіт):			
	а) з активністю на робочому місці, відповідною III класу робіт	6	12	6
	б) з активністю на робочому місці, відповідною II класу робіт	9	18	6
	в) з активністю на робочому місці, відповідною I класу робіт	12	24	6
19	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті приготуванням і обслуговуванням природних і штучних радонових ванн	6	12	6

ПЕРЕЛІК

видів робіт з радіоактивними речовинами, виконання яких дає право військовослужбовцям на безкоштовне отримання лікувально- профілактичного харчування

№ з/п	Найменування видів робіт, професій
1	2
1	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на видобутку і переробці (включаючи вантажні роботи і зберігання) уранових і торієвих руд, отриманні і переробці урану, торію, тритію, радію, торію-228, радію-228, актинію-228, полонію, трансуранових елементів, продуктів ділення урану і торію на підприємствах і дослідних установах
2	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на промислових енергетичних, транспортних і дослідно-промислових ядерних реакторах
3	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті приготуванням нейтронних джерел (радій-берилієві, полоній-берилієві інші нейтронні джерела на основі радіоактивних речовин особливо високої радіотоксичності), за активності на робочому місці понад 1 мілікюрі
4	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті у виробництві радіоактивних світлосполук постійної дії із застосуванням радію, торію-228, радію-228, актинію-228, полонію у відкритому вигляді
5	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті отриманням еманції радію за активності джерела на робочому місці понад 1 мілікюрі
6	Військовослужбовці, безпосередньо зайняті на лабораторних та інших роботах із застосуванням у відкритому вигляді в кількості понад 1 мілікюрі на робочому місці радію, торію-228, радію-228, актинію-228, полонію, плутонію, урану-233–235, стронцію-90, цезію-137, церію-144, неподіленої суміші продуктів розщеплення урану, трансуранових елементів

ВКАЗІВКИ

про порядок надання додаткової відпустки, відпустки у зв'язку з особливими умовами служби і скороченого робочого дня військовослужбовцям, що працюють з радіоактивними речовинами та іншими джерелами іонізуючих випромінювань

1. Додаткова відпустка офіцерам, прапорщикам, мічманам, військовослужбовцям надстрокової служби і військовослужбовцям-жінкам, що поступили в добровільному порядку на дійсну військову службу на посади солдатів, матросів, сержантів і старшин, відпустка у зв'язку з особливими умовами служби військовослужбовцям строкової служби і скорочений робочий день надається відповідно до Переліку (додаток № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285).

З наказу МО СРСР 1987 року № 307:

У вказівках (Додаток № 4 до наказу МО СРСР 1983 г № 285) статтю 2 викласти в такій редакції:

Для визначення розміру додаткової відпустки і тривалості скороченого робочого дня у військовій частині створюється постійна комісія у складі заступника командира частини, начальника медслужби, особи, відповідальної за радіаційну безпеку, інших осіб за розсуду командира частини.

Комісія щорічно встановлює для кожного військовослужбовця, що постійно працює з радіоактивними речовинами й іншими джерелами іонізуючих випромінювань, тривалість робочого дня на поточний рік.

Результати роботи комісії оформлюються протоколом, який підписується всіма членами комісії і затверджується командиром військової частини.

3. Скорочений робочий день надається військовослужбовцям тільки в ті дні, коли вони зайняті:

а) не менше половини скороченого робочого дня на роботах, передбачених пунктами 1-12 і 16-19 додатку № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285;

б) протягом всього скороченого робочого дня на роботах, передбачених пунктом 13 додатку № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285.

4. Повна додаткова відпустка надається офіцерам, прапорщикам, мічманам, військовослужбовцям надстрокової служби і військовослужбовцям-жінкам, що поступили в добровільному порядку на дійсну військову службу на посади солдатів, матросів, сержантів і старшин, якщо вони протягом року фактично були зайняті 11 місяців на роботах, передбачених додатком № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року

№ 285. При цьому в рахунок часу, що дає право на отримання повної додаткової відпустки, також включається:

- а) час хвороби;
- б) час виконання державних і громадянських обов'язків;
- в) час додаткової відпустки, що надається;
- г) час для проїзду до місця проведення чергової відпустки і назад.

5. Офіцерам, прапорщикам, мічманам, військовослужбовцям служби за контрактом і військовослужбовцям-жінкам, що поступили в добровільному порядку на дійсну військову службу на посади солдатів, матросів, сержантів і старшин, які протягом минулого року були зайняті на роботах, узгоджених додатком № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285, менше 11 місяців, додаткова відпустка надається пропорційно часу, що пропрацював.

6. Повна відпустка у зв'язку з особливими умовами служби надається військовослужбовцям строкової служби, якщо вони до моменту її надання фактично були зайняті не менше 11 місяців на роботах, передбачених додатком № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285. При цьому в рахунок часу, що дає право на отримання повної відпустки у зв'язку з особливими умовами служби, також включається:

- а) час хвороби;
- б) час виконання державних і громадських обов'язків.

7. Військовослужбовцям строкової служби, які були зайняті на роботах, передбачених додатком № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285, менше 11 місяців, відпустка у зв'язку з особливими умовами служби надається пропорційно часу, що був відпрацьований.

8. У рахунок часу, що дає право на додаткову відпустку і відпустку у зв'язку з особливими умовами служби, зараховуються тільки ті дні, в які військовослужбовці зайняті:

а) не менше половини скороченого робочого дня на роботах, передбачених пунктами 1-12 і 16-19 додатку № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285;

б) протягом усього скороченого робочого дня на роботах, передбачених пунктом 13 додатку № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285;

в) на роботах, передбачених пунктами 14 і 15 додатку № 2 до наказу Міністра оборони СРСР 1983 року № 285.

З наказу МО СРСР 1987 року № 307 статтю 9 викласти в такій редакції:

9. Офіцерам, прапорщикам, мічманам, військовослужбовцям надстрокової служби і військовослужбовцям-жінкам, що поступили в добровільному порядку на дійсну військову службу на посади солдатів, матросів, сержантів і старшин, що виконують роботи з радіоактивними речовинами і іншими джерелами іонізуючих випромінювань, додаткова відпустка надається понад тривалість їх чергової відпустки.

Додаткова відпустка надається за минулий рік одночасно з черговою відпусткою або роздільно.

Військовослужбовцям, що тимчасово залучаються до робіт з радіоактивними речовинами та іншими джерелами іонізуючих випромінювань, додаткова відпустка може надаватися в поточному році.

10. Відпустка у зв'язку з особливими умовами служби військовослужбовцям строкової служби надається з використанням при військовій частині один раз за весь період служби (на другому році) за терміну служби два роки і двічі (на другому і третьому роках) – за терміну служби три роки. Командири військових частин повинні забезпечити організований відпочинок військовослужбовців строкової служби з проведенням комплексу оздоровчих заходів.

Військовослужбовцям строкової служби, яким надається відпустка на інших підставах з виїздом за межі військової частини, вирішується поєднання цієї відпустки з відпусткою у зв'язку з особливими умовами служби.

11. Під час виконання робіт з радіоактивними речовинами та іншими джерелами іонізуючих випромінювань в інших військових частинах додаткова відпустка і відпустка у зв'язку з особливими умовами служби надається військовослужбовцям за місцем постійної служби ні підставі даних, отриманих з військових частин, де проводилися ці роботи.

Промислові джерела іонізуючого випромінювання
Високоактивні ($\geq 3,710,0$ Бк) джерела гамма-випромінювання

Тип	Радіонуклід	Активність джерела, Бк	Габарити (d x висота), мм
ГИК-1-3	Кобальт-60	$1,1 \cdot 10^{11}$	6×7
ГИК-2-3	—	$6,2 \cdot 10^{10}$	6×7
ГИК-2-4	—	$1,6 \cdot 10^{11}$	6×7
ГИК-2-5	—	$3,1 \cdot 10^{11}$	6×7
ГИК-2-6	—	$1,6 \cdot 10^{12}$	6×7
ГИК-2-16	—	$5,3 \cdot 10^{10}$	6×7
ГИК-2-17	—	$1,1 \cdot 10^{11}$	6×7
ГИК-2-18	—	$5,3 \cdot 10^{11}$	6×7
ГИК-3-1	—	$1,6 \cdot 10^{11}$	6×11,5
ГИК-4-1	—	$6,4 \cdot 10^{11}$	11×12
ГИК-4-2	—	$5,1 \cdot 10^{12}$	11×12
ГИК-5-1	—	$1,6 \cdot 10^{12}$	11×16,5
ГИК-5-2	—	$3,2 \cdot 10^{12}$	11×16,5
ГИК-5-3	—	$6,3 \cdot 10^{12}$	11×16,5
ГИК-5-4	—	$1,6 \cdot 10^{13}$	11×16,5
ГИК-6-1	—	$1,2 \cdot 10^{13}$	26×27
ГИК-6-2	—	$7,4 \cdot 10^{13}$	26×27
ГИК-6-3	—	$1,1 \cdot 10^{14}$	26×27
ГИК-7-1	—	$6,2 \cdot 10^{12}$	11×81
ГИК-7-2	Кобальт-60	$2 \cdot 10^{13}$	11×81
ГИК-7-3	—	$4,5 \cdot 10^{13}$	11×81
ГИК-7-4	—	$3 \cdot 10^{13}$	11×81
ГИК-7а-1	—	$2 \cdot 10^{13}$	12,8×86
ГИК-7а-2	—	$4,9 \cdot 10^{13}$	12,8×86
ГИК-7а-3	—	$6 \cdot 10^{13}$	12,8×86
ГИК-7а-4	—	$1 \cdot 10^{14}$	12,8×86
ГИК-8-1	—	$7,3 \cdot 10^{13}$	23×22,5
ГИК-8-2	—	$1,2 \cdot 10^{14}$	23×22,5
ГИК-8-3	—	$1,6 \cdot 10^{14}$	23×22,5
ГИК-8-4	—	$1,9 \cdot 10^{14}$	23×22,5
ГИК-9-1	—	$1,6 \cdot 10^{14}$	23×33
ГИК-9-2	—	$1,6 \cdot 10^{14}$	23×33
ГИК-9-3	—	$2,5 \cdot 10^{14}$	23×33
ГИК-9-4	—	$3,2 \cdot 10^{14}$	23×33
ГИК-12а-4	—	$5 \cdot 10^{14}$	11×99
ИГИ-Се-4-1	Селен-75	$7,8 \cdot 10^{10}$	12,5×12,5
ИГИ-Се-4-3	—	$1,6 \cdot 10^{11}$	12,5×12,5
ИГИ-Се-5-1	—	$3,1 \cdot 10^{11}$	16,5×16,5
ИГИ-Се-5-2	—	$4,7 \cdot 10^{11}$	16,5×16,5

Продовження додатка 22

1	2	3	4
---	---	---	---

ИГИ-Се-5-3	—	$6,3 \cdot 10^{11}$	16,5×16,5
ИГИ-Су-7	Сурма-124	$13 \cdot 10^{10}$	6,7×55
ИГИ-Су-8	—	$2,4 \cdot 10^{12}$	10×95
ИГИ-Це-3-1	Цезій-134	$1,5 \cdot 10^{11}$	12×10
ИГИ-Ц-4-4	Цезій-137	$6,1 \cdot 10^{10}$	8×12
ИГИ-Ц-4-5	Цезій-137	$1,2 \cdot 10^{11}$	8×12
ИГИ-Ц-4-6	—	$2,4 \cdot 10^{11}$	8×12
ГИД-Ц-2	—	$2,6 \cdot 10^{11}$	8×12
ГИД-Ц-3	—	$4,2 \cdot 10^{11}$	10×13
ГИД-Ц-4	—	$2,6 \cdot 10^{12}$	14×19
ИГИ-Ц-5-1	—	$2,6 \cdot 10^{11}$	16×18
ИГИ-Ц-5-2	—	$1,2 \cdot 10^{12}$	16×18
ИГИ-Ц-6	—	$2,5 \cdot 10^{11}$	16×24
ГИД-Ц-5	—	$1,3 \cdot 10^{11}$	22×26
ИГИ-Ц-8-1	—	$3 \cdot 10^{13}$	35×48
ИГИ-Ц-8-2	—	$6 \cdot 10^{13}$	35×48
ИГИ-Ц-9-1	—	$8 \cdot 10^{13}$	38×49
ИГИ-Ц-9-2	—	$1,2 \cdot 10^{14}$	38×48
ИГИ-Ц-14-1	—	$1,1 \cdot 10^{11}$	11,5×84
ИГИ-Ц-14-2	—	$6,4 \cdot 10^{12}$	11,5×84
ИГИ-Ц-14-3	—	$2,7 \cdot 10^{11}$	11,5×84
ИГИ-Ц-7-1	—	$7 \cdot 10^{11}$	19×31
ИГИ-Ц-7-2	—	$1,2 \cdot 10^{13}$	19×31
ГИД-Ц-6	—	$2,7 \cdot 10^{13}$	27×31
ИГИ-Ц-10	—	$8,5 \cdot 10^{10}$	11×16,5
ГИД-Ц-1	—	$5 \cdot 10^{12}$	6×10
ИЖ-Ц-11	—	$5 \cdot 10^{12}$	15×25
ИГИ-Ц-13	—	$3,7 \cdot 10^{11}$	20×83,5
ИГИ-Ц-12	—	$2 \cdot 10^{13}$	15×81,5
Фотон-Ц2Н/1	—	$7,22 \cdot 10^{12}$	18×23,5
Фотон-Ц2Н/2-1	—	$4,22 \cdot 10^{12}$	15×21
Фотон-Ц2Н/2-3	—	$1,41 \cdot 10^{11}$	15×21
ИГИ-Цр-1	Церій-144 + розеодим-144	$4(8) \cdot 10^{11}$	8×12
ИГИ-Е-1-2	—	$9,6 \cdot 10^{10}$	7,5×8
ИГИ-Е-1-3	—	$1,9 \cdot 10^{11}$	7,5×8
ИГМ-Ту-0-2	Тулій-170	$4,6 \cdot 10^{10}$	4,5×5
ИГИ-Ту-0-3	—	$9,1 \cdot 10^{10}$	4,5×5
ИГИ-Ту-0-4	—	$2,3 \cdot 10^{11}$	4,5×5
ИГИ-Ту-1-1	—	$4,6 \cdot 10^{11}$	7,5×8
ИГИ-Ту-1-2	—	$2,3 \cdot 10^{12}$	7,5×8
ИГИ-Ту-3-1	—	$1,2 \cdot 10^{13}$	12×10

Закінчення додатка 22

1	2	3	4
---	---	---	---

ИГИ-Ир-0-3	Іридій-192	$6,6 \cdot 10^{10}$	4,5×5
ИГИ-Ир-0-4	—	$2,7 \cdot 10^{11}$	4,5×5
ИГИ-Ир-0-5	—	$6,6 \cdot 10^{11}$	4,5×5
ИГИ-Ир-1-1	—	$1,4 \cdot 10^{11}$	7,5×8
ГИИД-0	—	$5,7 \cdot 10^{10}$	2,8×4,5
ГИИД-1	—	$8,4 \cdot 10^{10}$	4×5
ГИИД-2	—	$2,8 \cdot 10^{11}$	4×5
ГИИД-3	—	$8,5 \cdot 10^{11}$	4×5
ГИИД-4	—	$1,4 \cdot 10^{12}$	4×5
ГИИД-5	—	$2,8 \cdot 10^{12}$	5×6
ГИИД-6	—	$8,5 \cdot 10^{12}$	6×7
ГИИД-7	—	$1,4 \cdot 10^{11}$	8×9
ИГИА-5-1	Америцій-241	$7,1 \cdot 10^{10}$	20×6

(повне найменування закладу державної санітарно-епідеміологічної служби, місцезнаходження, телефон, E-mail)

**ДОЗВІЛ ДЕРЖАВНОЇ САНИТАРНО-ЕПІДЕМІОЛОГІЧНОЇ СЛУЖБИ
МОЗ УКРАЇНИ НА ПРОВЕДЕННЯ РОБІТ З ДЖЕРЕЛАМИ
ІОНІЗУЮЧИХ ВИПРОМІНЮВАНЬ В УСТАНОВАХ УКРАЇНИ**

САНИТАРНИЙ ПАСПОРТ №
(рекомендована форма)

1. Установа _____

(повне і скорочене найменування, місцезнаходження, телефон, E-mail)

2. Підрозділ установи (об'єкт), який одержує паспорт _____

(найменування, підпорядкованість у структурі установи, місцезнаходження, телефон, E-mail)

3. Посадова особа, відповідальна за радіаційну безпеку в установі (на об'єкті) _____

(П.І.Б., посада, номер і дата наказу по установі про відповідальність, телефон, E-mail)

4. Дозволяються роботи з джерелами:

Вид і характеристика джерела	Вид і характер робіт	Місце проведення робіт	Обмежувальні умови
1	2	3	4
I. Роботи з відкритими джерелами			
II. Роботи із закритими джерелами			
III. Роботи з пристроями, що генерують ІВ			
IV. Інші роботи з джерелами			

5. Санітарний паспорт виданий на підставі _____

(акта приймання в експлуатацію чи акта обстеження та інших

документів із зазначенням номерів і дат, органів нагляду)

6. Санітарний паспорт дійсний до «__» _____ року.

Головний державний санітарний лікар

_____ (П.І.Б.) _____

М.П.

Дата видачі Санітарного паспорта «__» _____ року.

Виконавець:

Виконаний у _____ примірниках

Вручено:

(П.І.Б., посада, найменування закладу державної санітарно-епідеміологічної служби, телефон, E-mail)

№ примірника	Установі	Дата	Відмітка про вручення (підпис)

Санітарний паспорт продовжений до «__» _____ року.

Головний державний санітарний лікар

_____ (П.І.Б.) _____

М.П.

ВКАЗІВКИ ЩОДО ЗАПОВНЕННЯ САНІТАРНОГО ПАСПОРТА

1. Санітарний паспорт заповнюється санітарним лікарем з радіаційної гігієни і має містити всі необхідні дані про дозволені роботи з ДІВ, що заносяться в таблицю: кількісну і якісну характеристику ДІВ (граф 1), види та характер робіт з ними (граф 2), місце їх здійснення (граф 3) і деякі обмежувальні умови, за якими санітарний лікар вважає за потрібне домовитися про дозвіл на ці роботи (граф 4).

Санітарний паспорт є дозвільним документом на всі роботи з ДІВ, у тому числі роботи із зберігання ДІВ, перевезення радіоізотопних джерел, збирання, перевезення зі захоронення радіоактивних відходів, видається закладами державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України.

2. Обов'язково наводиться заголовок і номер розділу для дозволеної групи робіт з ДІВ. Під заголовком розділу IV наводяться ті роботи з ДІВ, які не можуть бути віднесені до розділів I-III: роботи з генераторами радіонуклідів, ядерними реакторами, радіоактивними відходами та іншими ДІВ із змішаною чи не суворо визначеною радіаційною характеристикою.

3. Кожному різновиду ДІВ (чи декільком різновидам з однаковими радіаційними характеристиками) надається порядковий номер усередині розділу, і до цього номера необхідно відносити всі дані в графах 2– 4, надаючи записам у цих графах порядкові номери та використовуючи їх для співвіднесення записів у наступній графі у відносно до попередньої.

4. Обов'язкові дані, які наводяться у графі 1:

– у розділі I: радіонуклід, речовина, його агрегатний стан, максимально допустима одноразова активність на робочому місці, річне споживання;

– у розділі II: нуклід, різновид джерела (для установок, апаратів, приладів – тип, марка, рік випуску; для нестандартних ДІВ – виготовлювач, дані про погодження випуску із закладами державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України), максимальна активність джерела, максимально допустима одноразова кількість джерел на робочому місці та їх сумарна активність на робочому місці, річне споживання (для короткоживучих нуклідів);

– у розділі III: різновид джерела (для установок, апаратів, приладів – ті самі відомості, що й у розділі II), різновид, енергія та інтенсивність випромінювання (та/або прискорююча напруга, сила струму, потужність тощо), максимально допустима кількість одночасно працюючих ДІВ, кількість ДІВ, розміщених в одному місці;

– у розділі IV: залежно від різновиду і характеру ДІВ – ті самі відомості, що і до I-III розділів (для генераторів радіонуклідів – дані про материнський нуклід і продуктивність за дочірніми продуктами), для робіт з перевезення

радіоізотопних джерел і радіоактивних відходів спецавтотранспортом – кількість спеціальних автомашин.

Обов'язкові дані, що наводяться у графі 2:

– зазначити різновид і характер робіт (стаціонарні, нестаціонарні, дослідницькі, виробничі тощо).

Обов'язкові дані, що наводяться у графі 3:

– чітко позначити місце робіт: будинок, поверх, цех, ділянка, кімната, ділянка території (в установі чи за її межами).

Обов'язкові дані, що наводяться у графі 4:

– у розділі I і у розділі IV під час робіт з відкритими ДІВ: вид робіт, які дозволені у даних приміщеннях;

– у всіх розділах: будь-які необхідні обмежувальні умови – дозвіл чи заборона проводити у даному місці інші роботи, не пов'язані з застосуванням ДІВ (персоналом категорії А чи іншими працівниками), виключення чи зменшення дії шкідливих нерадіаційних факторів тощо.

ПЕРЕЛІК ДОКУМЕНТІВ, НЕОБХІДНИХ ДЛЯ ОФОРМЛЕННЯ САНІТАРНОГО ПАСПОРТА

До територіальних закладів державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України необхідно подати Звіт про відповідність до вимог санітарного законодавства (для підприємств I та II категорій), а також такі документи:

1. Про відповідність приміщень, призначених для роботи з джерелами іонізуючих випромінювань, до вимог Правил:

- акт державної санітарно-епідеміологічної експертизи проекту;
- акт приймання нових чи реконструйованих підприємств;
- акт перевірки дотримання санітарного законодавства на діючих підприємствах (у тому числі акти обстеження спеціалізованими організаціями системи спецвентиляції, спецканалізації, пило-газоочищення для роботи з відкритими джерелами).

2. Про наявність необхідної для роботи апаратури та обладнання:

- технічний паспорт (сертифікат або свідоцтво) на ДІВ;
- метрологічні свідоцтва на апаратуру;
- акт інвентаризації фактичної наявності ДІВ на момент одержання санітарного паспорта;
- договір на технічне обслуговування чи документи, що підтверджують можливість самостійно проводити техобслуговування установки на підприємстві.

3. Висновок про проходження персоналом медогляду або медична довідка про відсутність медичних протипоказань у персоналу для роботи з джерелами іонізуючих випромінювань.

4. Положення про підприємство (підрозділи підприємства), діяльність якого пов'язана з ДІВ. У Положенні визначаються завдання підприємства, подаються перелік нормативних документів, схема генерального плану і посадові інструкції персоналу.

5. Акт обстеження пожежною інспекцією (для підприємств, які вводяться в експлуатацію знову).

6) Договір підприємства зі спецкомбінатом на збирання і захоронення радіоактивних відходів.

7) Договір підприємства зі спецпральнею на прання спецодягу.

8) Оцінка характеру опромінення і заходів, що застосовуються адміністрацією підприємства для забезпечення протирадіаційного захисту персоналу і населення за нормальних умов експлуатації джерела, а також у разі радіаційних аварій:

- інструкція з радіаційної безпеки під час проведення робіт із джерелами іонізуючих випромінювань;
- положення про роботу служби радіаційної безпеки з визначенням посадової особи, яка відповідальна за радіаційну безпеку в установі;
- накази про призначення відповідального за радіаційну безпеку, облік і зберігання джерел, передавання на захоронення радіоактивних відходів, за організацію і проведення радіаційного контролю, про допускання осіб з персоналу категорії А до робіт із джерелами іонізуючих випромінювань;
- контрольні рівні радіаційної безпеки;
- копії документів, що підтверджують рівень знань персоналом норм і правил з радіаційної безпеки, необхідний для роботи з джерелами;
- копії протоколів перевірки знань персоналу "Інструкцій з радіаційної безпеки під час проведення робіт з джерелами іонізуючих випромінювань"; плани аварійних заходів.



УКРАЇНА
ДЕРЖАВНА САНІТАРНО – ЕПІДЕМІОЛОГІЧНА СЛУЖБА
МІНІСТЕРСТВО ОБОРОНИ
ВІЙСЬКОВА ЧАСТИНА А4510

61050 м. Харків, майдан Фейсрбаха, 12, тел. 732-87-03

“29” листопада 2009 р. № 583
 на № _____ від “___” _____ 200__ р.

ДОЗВІЛ ДЕРЖАВНОЇ САНІТАРНО-ЕПІДЕМІОЛОГІЧНОЇ СЛУЖБИ
 МО УКРАЇНИ НА ПРОВЕДЕННЯ РОБІТ З ДЖЕРЕЛАМИ
 ІОНІЗУЮЧИХ ВИПРОМІНЮВАНЬ В УСТАНОВАХ УКРАЇНИ

САНІТАРНИЙ ПАСПОРТ № 2 - ВУ

1. Установа Факультет військової підготовки НТУ "ХП", м. Харків, вул. Полтавський шлях, 192, 61034

2. Підрозділ установи (об'єкт), який одержує паспорт сховище збереження закритих джерел іонізуючого випромінювання факультету військової підготовки НТУ "ХП"

3. Посадова особа, відповідальна за радіаційну безпеку в установі (на об'єкті) начальник служби екологічної безпеки підполковник Гайдар С.П. (наказ начальника ФВП НТУ "ХП" від 03.03.2009 року № 138)

4. Дозволяються роботи з джерелами:

Вид і характеристика джерела	Вид і характер робіт	Місце проведення робіт	Обмежувальні умови
II. Роботи із закритими джерелами			
32 (тридцять два) джерела випромінювання (РГіС-ЕТ) загальною активністю $592 \cdot 10^7$ Бк	Зберігання	Сховище ДІВ	
39 (тридцять дев'ять) джерел випромінювання (Стронцій-90+ітрій-90) загальною активністю $65,4 \cdot 10^5$ Бк	Зберігання	Сховище ДІВ	
6 (шість) джерел випромінювання (цезій-137) загальною активністю $0,05 \cdot 10^{11}$ Бк	Зберігання	Сховище ДІВ	

5. Санітарний паспорт виданий на підставі наданих документів, в т.ч. акту обстеження сховища закритих ДІВ фахівцями військової частини А4510 від 22.05.2009 року, протоколу дозиметричних вимірювань, проведених фахівцями військової частини А4510 (протокол від 22.05.2009 року) та інших документів згідно переліку.

(акта приймання в експлуатацію чи акта обстеження та інших документів із зазначенням номерів і дат, органів нагляд.)

6. Санітарний паспорт дійсний до "01" червня 2014 року.



Головний санітарний лікар регіону
Командир військової частини А4510
М.П.

С.П.ЗАПОРОЖЕЦЬ

Дата видачі Санітарного паспорта "29" травня 2009 року.

Виконавець:

Виконаний у 2 примірниках

Вручено:

Лікар з гігієни праці
сан-гіг.відділення
в/ч А4510

прац.ЗСУ Малиш О.О.
тел. 732-87-03
(П.І.Б., посада,
найменування закладу
державної санітарно-
епідеміологічної служби,
телефон, E-mail)

№ примірника	Установі	Дата	Відмітка
			про вручення (підпис)
1	А4510	29.05.09	
2	А4510	29.05.09	

Санітарний паспорт продовжений до "___" _____ року.

Головний державний санітарний лікар

(П.І.Б.)

М.П.

ПРЕДМЕТНИЙ ПОКАЖЧИК

- Активність радіонукліда 37, 430
Активність радіонукліда в джерелі 38
Альфа-випромінювання 22, 75
Атомний коефіцієнт ослаблення 16, 35
Бета-випромінювання 25, 69, 75
Біологічний ефект опромінення 44
Блок детектування 173, 206, 264
Визначення віку продуктів ядерного вибуху 336
Вимір іонізуючого випромінювання 85
Вимірювач потужності дози 167, 272
Вимірювачі заряду 173
Вимірювачі постійного струму 173, 178
Вимірювачі середньої частоти 173, 182
Відкрите джерело 18
Відносна погрішність 390
Вольт-амперна характеристика 95
Газорозрядний лічильник 115, 139, 184
Гамма-кванти 32, 34, 48, 57
Гамма-випромінювання 32, 36, 75
Гамма-поле радіоактивно зараженої місцевості 54
Гамма-стала 48, 210
Гасіння розряду 122
Градуванням військової дозиметричної апаратури 384
Детектор 85, 171
Джерело іонізуючого випромінювання 17, 75, 387
Діаграми кутового розподілу випромінювання 37, 42
Дозиметри 166
Дозовий фактор накопичення 78, 205
Допустима потужність дози 416
Допустимі рівні 65
Допустимі ступені зараженості 70, 73
Еквівалентна доза 44, 63, 412
Експозиційна доза фотонного випромінювання 42
Емульсія 85
Енергетичний спектр 149, 326
Ефективна еквівалентна доза 62
Ефективність ГЛ 132
Закрите джерело 17
Зіверт 45
Ізотопи 21
Індикатори-сигналізатори 166
Інструментальні і методичні похибки 201
Інтегруючий контур 183
Іонізаційна камера 92
Іонізація 12
Іонізуюче випромінювання 12
Конверсійна ефективність 152
Критична група 65
Критичний орган 61
Лінійна передача енергії 44
Лінійний коефіцієнт ослаблення 15, 35, 78
Лінійно-логіарифмічна характеристика 178
Лічильна характеристика 131
Лічильники імпульсів 174
Масовий коефіцієнт ослаблення 15, 35
Мертвий час 129
Навантажувальна характеристика 97, 134
Нейтронне випромінювання 29

Об'ємна активність 38
Паспорт на джерела у-випромінювання 401
Період піврозпаду 39
Питома активність 38
Плоске джерело випромінювання 52
Поверхнева активність 39
Повна іонізація 17
Поглинена доза випромінювання 41, 412
Постійна часу висвітлювання 153
Потужність дози 37
Приведена похибка 390
Прилади радіаційного контролю 170
Прилади радіаційної розвідки 168
Прилади радіометричного контролю 170
Продукти ядерного вибуху 69
Променева хвороба 67
Рад 41
Радіаційна безпека 411
Радіаційна стійкість 193
Радіаційний контроль 463
Радіація 12
Радіоактивний ізотоп 71
Радіоактивні відходи 17, 454
Радіоактивні речовини 430
Радіоактивність 22
Радіометрична апаратура 167
Радіометрія 325
Радіопротектори 72
Рекомбінація 12
Рентген 42
Рівень радіації 204
Рівні радіації 19
Річні дози 61
Санітарний паспорт 423, 517
Спектр гамма-випромінювання 32
Спектральна характеристика 153, 157
Спектр 339
Ступень боєздатності 68
Сцинтилятор 153, 154
Сцинтиляція 151
Сцинтиляційний детектор 155
Темновий струм 158
Технічне обслуговування 394
Товстошарові препарати 329, 363
Точкове джерело випромінювання 46
Тригер 186
Ударна іонізація 118
Фази розвитку променевих ушкоджень 59
Фотоелектронний помножувач 154
Чутливість 98, 133
Шар половинного ослаблення 16, 76
Ядерний вибух 18, 54
Ядерному реакторі 18
Ядро атома 20

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Основы дозиметрии и войсковые дозиметрические приборы. Учебник – М.: Воениздат, 1970.
2. Аглинцев К. К. Дозиметрия ионизирующих излучений. Радиометрия и Рентгенометрия: Монография. – М.: Государственное издание технико-теоретической литературы, 1950.
3. Моисеев А. А., Иванов В. И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
4. Дубовицкий В. А., Еременко В. Г., Третьяков И. С. Теоретические основы дозиметрии: Уч. пособие. – Харків: ХВУ, 1996.
5. Беденко Л. Б., Григорьев О. М., Каракуркчі Д. А., Мальований С.В., Чернявський І. Ю. Основи вимірювання іонізуючих випромінювань: Навчальний посібник. – Харків: ХІТВ, 2007.
6. Дозиметрия ионизирующих излучений ядерного взрыва: Учебник / Под ред. Шестерякова. – М.: ВАХЗ, 1976.
7. Еременко В. Г. Основи дозиметрії та радіаційної безпеки. – Харьков: ХІТВ, 2006.
8. Довідник офіцера військ РХБ захисту: Довідник /За заг. ред. А. І. Баталова. – Харків: ХІТВ, 2005.
9. Максимов М. Т., Оджагов Г. О. Радиоактивные загрязнения и их измерение: Учеб. пособие. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
10. Смоленцев В. В. Сабченко И. В. Сборник задач по курсу «Теоретические основы дозиметрии». – Севостополь: ВМФ, 1976.
11. Военный энциклопедический словарь под редакцией С.Ф. Ахромеева. Издание второе. – М.: Военное издательство, 1986.
12. Защита от оружия массового поражения: под редакцией В. В. Мясникова. 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Воениздат, 1989.
13. Барабанов С. А. Залевский П. И., Пономаренко П. А. Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие. – М.: ВМФ, 1973.
14. Голубев Б. П. и др. Дозиметрия и радиационная безопасность на АЭС: Учебник. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
15. Радиационная безопасность и защита АЭС. Сборник статей. Вып. 10 / Под общей ред. Егорова. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
16. Радиация. Дозы, эффекты, риск: Пер. с англ. – М.: Мир, 1988.
17. Усманов С. М. Радиация: Справочные материалы. – М.: Гуманит. изд. центр ВЛАДОС, 2001.
18. Сивинцев Ю. В. Радиация и человек. – М.: Знание, 1987.
19. **Рекомендации** по оценке последствий воздействия на личный состав войск, формирований гражданской обороны и населения радиационных

факторов ядерного взрыва: Директива заместителя МО СССР № Д-16 от 20 апреля 1971.

20. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97): Затв наказом МОЗ України від 14.07.97 № 208.

21. Закон України «Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання» від 14. 01.98 № 15.

22. Постанова КМУ від 29.11.97 № 1332 «Про основні засади організації перевезення радіоактивних матеріалів територією України».

23. Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційної безпеки» від 08.02.95 № 39.

24. Виноградов Ю. А. Ионизирующая радиация: обнаружение, контроль, защита. – М.: СОЛОН-Р, 2002.

25. Сидоренко В. В., Кузнєцов Ю. А., Оводенко А. А. Детекторы ионизирующих излучений на судах : Справочник. – Л., Судостроение, 1984.

26. Савченко И. В. Детекторы ионизирующих излучений: Учеб. пособие. – Баку : КВВМКУ, 1968.

27. Матвеев В. В., Хазанов Б.И. Приборы для измерения ИИ. Основы теории и проектирования. Уч. пособие. – М.: Атомиздат, 1972.

28. Еньшин Б. Ф. Элементы и узлы электронных схем технических средств радиационного контроля: Учеб. пособие. – Севастополь: СВВМИУ, 1992.

29. Щербаков В. И. Войсковые средства дозиметрии. Ч 2: Учеб. пособие. – М.: ВАХЗ, 1983.

30. Еременко В. Г. Технические средства радиационной разведки и контроля. ХВУ, Х., 1999.

31. Чернявський І. Ю., Єременко В. Г., Петров С. І. Аналітичні засоби радіаційної розвідки та контролю: Навч посіб. – Х.: ХІТВ, 2005.

32. Чернявський І. Ю. Військова дозиметрія: Навч посіб. – Х.: ХІТВ, 2005.

33. Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ИИ: Методическое руководство под общей ред. В. И. Гришмановского. – М.: Атомиздат, 1980. Т 1. Организация и методы контроля.

34. Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ИИ: Методическое руководство под общей ред. В. И. Гришмановского. – М.: Атомиздат, 1981. Т 2. Индивидуальный контроль. Радиометрия.

35. Сергеев В. Л. Система радиационной разведки местности: Уч. пособие. – Баку.: КВВМУ, 1982.

36. Котвец Г.И., Коптелов Е.И. Методы качественной и количественной расшифровки гамма-спектров радиоизотопов: Учеб. пособие. – М.: МО СССР, 1974.

37. Методики определения активности продуктов ядерных взрывов в воде и продовольствии. – М.: Военное издательство, 1982.

38. Петров С. І. та ін. Засоби радіаційної, хімічної, біологічної розвідки та контролю іноземних держав: Довідник. – Х.: ХІТВ, 2006.

39. Матикін В. Б., Баталов А. В., Кальченко О. І. Ремонтні засоби військ РХБ захисту: Навч посіб. – Х.: ХІТВ, 2006.

40. Белоусов Н. А. Надёжность и диагностика систем радиационного контроля. Уч. пособие. – М.: МО СССР, 1978.

41. Шамилов Д. Р. Основы метрологии ионизирующих излучений: Учеб. пособие. – Севастополь: СВВМИУ, 1993.

42. Наказ Міністра оборони СРСР від 8. 12. 1983 «Про Основні санітарні правила роботи з радіоактивними речовинами і іншими джерелами іонізуючих випромінювань і пільгах військовослужбовцям, працюючим з джерелами іонізуючих випромінювань» № 285.

43. Експлуатація джерел іонізуючого випромінювання, які використовуються у військах РХБ захисту : Метод рекомен./ І. Ю. Чернявський. – Х.: ФВП НТУ, 2009.

Навчальне видання

Чернявський Ігор Юрійович
Марущенко Володимир Васильович
Мартинюк Іван Миколайович

ВІЙСЬКОВА ДОЗИМЕТРІЯ

Підручник

Редактор – С. А. Попова
Технічний редактор – О. Г. Доценко

Комп'ютерна обробка та верстка І.Ю. Чернявського

Підписано до друку 2011 р.

Формат 60x84/16	Папір офсетний	Друк – ризографія
Друк. арк. Замовлення №	Гарнітура Таймс Тираж 200 прим.	Умовн. друк. арк. Безкоштовно

Гвардійський орден Червоної Зірки
факультет військової підготовки імені Верховної Ради України
Національного технічного університету
«Харківський політехнічний інститут»

Друкарня Гвардійського орден Червоної Зірки
факультету військової підготовки імені Верховної Ради України
Національного технічного університету «Харківський політехнічний
інститут»

61034, м. Харків–34, вул. Полтавський шлях, 192
тел. 372–61–67, додатковий 3-48