

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ОДЕСЬКИЙ ДЕРЖАВНИЙ ЕКОЛОГІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ

Еколого-економічний факультет

Кафедра екологічного права і контролю

ДИПЛОМНА РОБОТА

рівень вищої освіти: «спеціаліст»

на тему: «Поводження з джерелами іонізуючого випромінювання в Україні»

Виконала студент _1 курсу_ групи ЕК-55
спеціальність: 101 «Екологія»
спеціалізація:
«Екологічний контроль та аудит»
Шарига Світлана Олегівна

Керівник:
Грудев Петро Христофорович

Консультант: к.геогр.н.
Бургаз Олексій Анатолійович

Рецензент:
Чернякова Оксана Іванівна

Одеса 2017

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ.....	5
ВСТУП.....	6
1 КОНСТРУКЦІЇ ТА ХАРАКТЕРИСТИКИ ДЖЕРЕЛ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ.....	9
1.1 Сфери застосування джерел іонізуючого випромінювання.....	9
1.2 Конструктивні особливості джерел іонізуючого випромінювання медичного і промислового призначення в Україні.....	12
1.3 Характеристики джерел іонізуючого випромінювання.....	19
1.4 Класифікація відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання як класу радіоактивних відходів.....	34
2 СТАДІЇ ПОВОДЖЕННЯ З ВІДПРАЦЬОВАНИМИ ДЖЕРЕЛАМИ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ.....	39
3 ТЕХНОЛОГІЇ ПОВОДЖЕННЯ З ВІДПРАЦЬОВАНИМИ ДЖЕРЕЛАМИ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ НА СПЕЦКОМБІНАТАХ ДЕРЖАВНОЇ КОРПОРАЦІЇ УКРДО «РАДОН».....	60
3.1 Загальна характеристика спецкомбінатів УкрДО «Радон».....	60
3.2 Характеристика технологічних процесів.....	64
3.3 Критерії прийому і зберігання ДІВ спецкомбінатами УкрДО «Радон».....	72
3.4 Оцінка впливу ПЗРВ ДМСК на навколишнє природне середовище.....	75
3.5 Аналіз практики поводження з відпрацьованими ДІВ у умовах перепрофілювання ДМСК «Радон».....	78
3.6 Перспективи створення умов централізованого зберігання відпрацьованих ДІВ та проблеми їх захоронення в глибоких геологічних формаціях.....	95
ВИСНОВКИ.....	99
СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ.....	106

ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ

АЕС – атомна електростанція;
БРВ – біологічні радіоактивні відходи;
ВАТ – відкрите акціонерне товариство;
ВДВП – відпрацьоване джерело великої потужності;
ВЯП – відпрацьоване ядерне паливо;
ГДД – гранично допустима доза;
ДГВ – джерело гамма випромінювання;
ДІВ – джерело іонізуючого випромінювання;
ДМСК – державні міжобласні спецкомбінати;
ДСНС – Державна служба з надзвичайних ситуацій;
ІВ – іонізуюче випромінювання;
КПВ – критерії прийому відходів;
КТЗ – комплекс тимчасового зберігання;
МАГАТЭ – Міжнародне агентство з атомної енергетики;
НВО – науково-виробниче об'єднання;
НДКАР ООН – Науковий комітет по дії атомної радіації;
НРБУ – норми радіаційної безпеки України;
ОСПУ – основні санітарні правила України;
ПЕД – потужність еквівалентної дози;
ПЗРВ – пункт захоронення радіоактивних відходів;
ПЗТЗ – пункт збору і тимчасового зберігання;
РАВ – радіоактивні відходи;
РІТЕГ – радіоізотопний термоелектричний генератор;
РРВ – рідкі радіоактивні відходи;
РЦО – регіональний центр обліку;
ТПК – транспортно-пакувальний комплекс;
ТРВ – тверді радіоактивні відходи;
ЦПЗ – центр з переробки і захоронення

ВСТУП

На теперішній день багато видів діяльності людини немислимі без використання джерел іонізуючого випромінювання. Область застосування джерел іонізуючих випромінювань дуже широка: це і промисловість, і медицина, і наукова діяльність, і транспорт, і проведення геолого-розвідувальних робіт, і навіть сільське господарство.

Джерела іонізуючого випромінювання застосовуються в таких приладах, як медичні гамма терапевтичні апарати, гамма-дефектоскопи, густиноміри, товщиноміри, нейтралізатори статичної електрики, радіоізотопні релейні прилади, вимірювачі зольності вугілля, сигналізатори обledenіння, дозиметрична апаратура з вбудованими джерелами і т.п.

За видами випромінювання виділяють джерела гамма-випромінювання, джерела заряджених частинок і джерела нейтронів. Всі вони в тій чи іншій мірі індукують іонізуюче випромінювання, яке прямо або побічно викликає іонізацію середовища, тобто утворення заряджених атомів або молекул - іонів.

Процеси іонізації впливають на навколишнє середовище і на всі без винятку живі організми, що знаходяться в ньому. Біологічна дія іонізуючого випромінювання залежить від величини дози і часу впливу випромінювання, від виду радіації, розміру поверхні і індивідуальних особливостей організму.

В даний час в Україні до 8 тис. підприємств і організацій, використовують близько 100 тис. джерел іонізуючого випромінювання (далі ДІВ).

Широке застосування джерел іонізуючого випромінювання в різних сферах господарської діяльності зумовило появу проблеми поводження з ними після відпрацювання ними свого робочого ресурсу.

Потенційна небезпека для здоров'я, населення, навколишнього природного середовища відпрацьованих ДІВ, можливість їх використання в злочинних цілях, визначає необхідність прийняття дій щодо подальшого

поводження з ними.

Стратегічним орієнтиром, що встановлює вимоги до подальшого поведіння з відпрацьованими ДІВ, є пріоритетність захисту населення і навколишнього природного середовища від впливу іонізуючого випромінювання, визначена Законом України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» від 8.02.1995 року (ст.5).

Радіаційна безпека визначається як комплекс заходів, спрямованих на обмеження опромінення персоналу, окремих осіб з населення і всього населення до найбільш низьких рівнів радіаційних доз, які досягаються засобами, прийнятними для суспільства; на попередження виникнення ранніх наслідків опромінення і обмеження проявів віддалених наслідків до прийнятного рівня.

Радіаційна безпека визначається також як система законодавчих засобів (в тому числі норм радіаційної безпеки), спрямована на обмеження можливого опромінення населення та персоналу в результаті використання джерел іонізуючого випромінювання [1].

Державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки здійснюється Державною інспекцією ядерного регулювання України.

Згідно з нормами і вимогами чинного законодавства джерела іонізуючого випромінювання, термін експлуатації яких закінчився, підлягають передачі спеціалізованим підприємствам із поведінки з РАВ.

Такими підприємствами в Україні є 6 державних міжобласних спеціалізованих комбінатів, що входять до складу Державної корпорації Українського державного об'єднання «Радон». Спецкомбінати призначені для проведення робіт зі збору, транспортування, переробки, зберігання та захоронення радіоактивних відходів, відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання.

Метою дипломної роботи є вивчення питань поведінки з джерелами іонізуючого випромінювання в Україні на прикладі відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання, розгляд і вивчення різних типів конструкцій і

характеристик цих джерел, стадій і технологій поводження з ними. Значна увага в представленій роботі приділена існуючим способам поводження з відпрацьованими джерелами іонізуючого випромінювання на спецкомбінатах УкрДО «Радон», розглянуті встановлені критерії, технологічні схеми і технічні можливості організації процесів прийому, транспортування і зберігання цих джерел, ступінь впливу сховищ спецкомбінатів на стан навколишнього природного середовища.

В ході роботи проаналізовано можливості забезпечення екологічно безпечної ізоляції відпрацьованих (особливо високоактивних) ДІВ, що зберігаються на спецпідприємствах тривалий час, а також перспективи впровадження нових технологічних рішень.

1 КОНСТРУКЦІЇ ТА ХАРАКТЕРИСТИКИ ДЖЕРЕЛ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ

У наш час в Україні існує до 8 тис. підприємств і організацій, які використовують близько 100 тис. джерел іонізуючого випромінювання. Найчастіше зустрічаються такі різновиди іонізуючих випромінювань, як рентгенівське і гамма-випромінювання, потоки альфа-частинок, електронів, нейтронів і протонів. Іонізуюче випромінювання (ІВ) прямо або побічно викликає іонізацію середовища, тобто утворення заряджених атомів або молекул - іонів. Джерелами ІВ можуть бути штучні радіоактивні речовини, різного роду ядерно-технічні установки, медичні препарати, численні контрольно-вимірювальні пристрої (дефектоскопія металів, контроль якості зварних з'єднань). Вони використовуються також в сільському господарстві, геологічній розвідці, при боротьбі зі статичною електрикою і ін.

Джерело іонізуючого випромінювання (ionizing radiation source) - об'єкт, що містить радіоактивний матеріал (радіонуклід), або технічний пристрій, що випускає або здатний в певних умовах випускати іонізуюче випромінювання. Призначений для отримання (генерації, індиціювання) потоку іонізуючих частинок з певними властивостями [2].

1.1 Сфери застосування джерел іонізуючого випромінювання

Джерела випромінювань застосовуються в таких приладах, як медичні гамма терапевтичні апарати, гамма-дефектоскопи, густиноміри, товщиноміри, нейтралізатори статичної електрики, радіоізотопні релейні прилади, вимірювачі зольності вугілля, сигналізатори обледеніння, дозиметрична апаратура з вбудованими джерелами і т.п.

Для радіонуклідних джерел розрізняють відкриті і закриті джерела випромінювання.

Відкрите джерело іонізуючого випромінювання (unsealed source) - при використанні якого можливе надходження радіоактивних речовин, що містяться в ньому, в навколишнє середовище.

Закрите джерело іонізуючого випромінювання (sealed source) - в якому радіоактивний матеріал укладений в оболонку (ампула або захисне покриття), що запобігає контакту персоналу з радіоактивним матеріалом та його надходженню в навколишнє середовище понад допустимих рівнів в умовах застосування і зносу, на які він розрахований [3].

За видами випромінювання виділяють джерела гамма-випромінювання, джерела заряджених частинок і джерела нейтронів. Для радіонуклідних джерел такий поділ не є абсолютним, тому що при ядерних реакціях, які індукують випромінювання, основний вид випромінювання джерела може супроводжуватися істотним внеском супутніх видів випромінювання.

До основних штучних джерел радіоактивних забруднювачів відносять:

- застосування радіонуклідів в народному господарстві (в різних галузях промисловості та сільському господарстві) і в побуті;
- уранова і радіохімічна промисловість, підприємства ядерної енергетики;
- застосування радіонуклідів в медицині.

Застосування радіонуклідів в народному господарстві і побуті є не віддільною частиною людини і її життя.

Про те, наскільки глибоко в побут людини увійшла радіація, свідчать такі чинники:

- для отримання стійкої фарби на банкноти застосовується вуглець-14;
- для отримання красивої жовтої емалі на кераміці або цінних прикрасах застосовують уран;
- для додання блиску штучним порцеляновим зубам широко використовують уран і цезій;
- уран і торій використовуються при виробництві оптичного скла, керамічного і скляного посуду;

- при виробництві люмінофорів використовуються радіоактивні матеріали

- солі радію використовують при виготовленні фарб, які мають властивість світитися, такі фарби наносять на циферблати і стрілки годинника, застосовують в прицільних пристроях, в театрі, рекламі тощо [2].

На даний момент вживаються заходи щодо заміни радію іншими речовинами, щоб значно знизити опромінення в різних показниках, компасах, прицілах, багатьох інших приладах, які світяться.

- підвищену радіоактивність мають фосфорні добрива, які містять, наприклад, радію і урану до 70 Бк (бекерель)/кг⁻¹ в Кольському апатиті і 400 Бк/кг⁻¹ в фосфориті, які часто є носіями радіоактивного забруднення ґрунтів і ґрунтових вод. Радіоактивними є також азотні і калієві мінеральні добрива.

У промисловості за допомогою радіонуклідів здійснюється контроль якості виробів за допомогою прикладу дефектоскопії, контроль технологічних процесів, визначення структури сплавів, розмірів деталей, перевірка зварних з'єднань і дефектів в відлитих деталях.

Радіоактивні джерела застосовують в вимірювальній техніці, каротажі свердловин, контролі подачі сировини і рівня заповнення ємностей, для калібрування і роботи контрольно-вимірювальних приладів.

Використання радіонуклідів в ролі так званих мічених атомів дозволило вивчити нові закономірності і зробити важливі відкриття в біології, хімії, металургії та інших галузях народного господарства.

Області використання ДІВ умовно поділяються на 5 груп [4]:

1. Радіаційно-технологічні установки (застосовуються в процесах обробки органічних і неорганічних матеріалів). За своїм призначенням вони поділяються на радіаційно-хімічні, радіаційно-біологічні та радіаційно-фізичні.

В основному, це потужні джерела на основі ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{90}Sr + ^{90}Y , ^{238}Pu з активністю до 10^{15} Бк.

2. Радіоізотопні прилади технологічного контролю. Радіоізотопні

прилади технологічного контролю є найбільш поширеним видом використання закритих радіоактивних ДІВ у промисловості, це в основному, радіоізотопні релейні прилади, густиноміри, вологоміри. У них використовується радіонуклідні джерела ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{147}Pm , ^{238}Pu , ^{241}Am з активністю від 10^8 до $2,44 \cdot 10^{11}$ Бк.

3. Системи контролю зовнішнього середовища. До цього типу приладів відносяться пожежозвіщувальні установки з радіоізотопними зв'язувачем диму РИД - 6М, АДИ і інші. У радіоізотопних зв'язувачах диму застосовуються ізомери плутонію активністю до $5,5 \cdot 10^7$ Бк.

4. Промислова дефектоскопія. Радиографічний метод контролю виробів знайшов широке застосування в різних галузях промисловості:

Газо- та нафтовидобутку, машинобудуванні, енергетиці, суднобудуванні і т.ін. У дефектоскопах використовуються в основному джерела з ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{170}Tm , ^{192}Ir . При цьому активність знаходиться в межах $4 \cdot 10^{10}$ до $4 \cdot 10^{13}$ Бк.

5. Пристрої променевої терапії.

1.2 Конструктивні особливості джерел іонізуючого випромінювання медичного і промислового призначення в Україні

У загальному вигляді закриті радіонуклідні джерела складаються з капсули (або іншої захисної оболонки) і розташованої всередині неї активної частини, в якій розподілений радіоактивний матеріал.

Капсула (корпус) - це елемент конструкції закритого радіонуклідного джерела, виконаний у вигляді оболонки, який забезпечує самостійно або спільно з іншими елементами конструкції джерела його герметичність в умовах, передбачених для його використання. У джерелах, в яких радіоактивний матеріал розподілений в тонкому поверхневому шарі, функції захисної оболонки може виконувати система, що складається з підкладки і

тонного герметизуючого покриття, нанесеного на радіоактивний шар.

Капсула джерела запобігає витоку і розсіювання радіоактивної речовини. Вона не повинна мати радіоактивного забруднення вище певного і забезпечує безпеку експлуатації рівня, установленого відповідною нормативно-технічною документацією.

У закритих джерелах іонізуючого випромінювання використовується понад 100 радіонуклідів. Різноманітність ядерно-фізичних характеристик (вид випромінювання, період напіврозпаду, енергія та інтенсивність випромінювання) дає можливість споживачам вибрати джерело з тих радіонуклідів і з такими параметрами, які найбільш повно відповідають вимогам практичного застосування. Найбільше застосування знайшли джерела α , β та фотонного випромінювання з радіонуклідами ^{60}Co , ^{192}Ir , ^{137}Cs , ^{90}Y , ^{147}Pm , ^{85}Kr , ^{241}Pu , ^{170}Tm , ^{55}Fe джерела з такими радіонуклідами, як ^7Be , ^{51}Cr , ^{37}Ar , ^{133}Xe , ^{235}U випускають порівняно нечасто[2].

Характеристики радіонуклідів, найбільш часто використовуваних в закритих джерелах α , β і фотонного випромінювання, представлені в табл.1.1.

Одна з найважливіших характеристик джерел - активність нукліда (або нуклідів).

Залежно від того, яким чином розподілений радіонуклід в активній частині джерела, а отже, і його активність, змінюються такі характеристики джерел, як питома, об'ємна і поверхнева активності радіонукліда, які визначають радіаційно-фізичні параметри і габарити джерел.

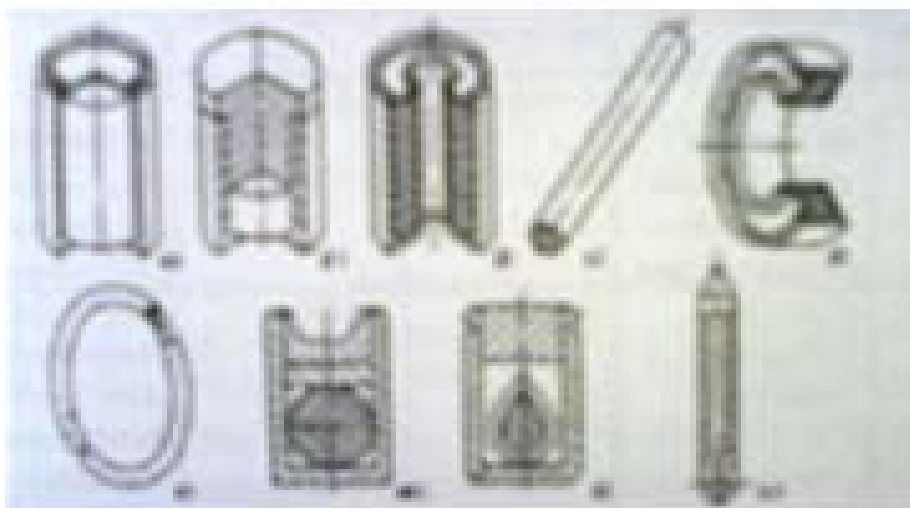
Питомі, об'ємні і поверхневі активності радіонуклідів, що виражаються відношенням активності радіонуклідів в зразку відповідно до його масі, обсягу або поверхні, є в багатьох випадках показниками якості радіонуклідних джерел і технології їх виготовлення, так як досягнення найвищих значень цих характеристик при адекватному поліпшенні радіаційно-фізичних параметрів і забезпечення надійної герметизації радіонуклідів відповідають сучасним вимогам розвитку радіаційної техніки і відображають рівень конструювання,

технології виготовлення і випробування закритих радіонуклідних джерел.

Таблиця 1.1 - Характеристика основних радіонуклідних джерел іонізуючого випромінювання

Ізотоп	Період напіврозпаду	Виконання	Вид випромінювання	Енергія випромінювання, МэВ	Застосування
Ra	1600 років	Ампули, фольги, голки, диски, підкладки, аплікатори	Альфа	7,7	Технологічні і інформаційні системи, медичні установки
Am	432,1 роки	Ампули, капсули, кульки	Альфа	5,486	Прилади технологічного контролю і інформаційні системи
Sr + Y	28,7 роки і 64,26 год	Капсули, кульки, стрижні, диски, підкладки	Бета	2,274	Променева терапія
Co	5,273 роки	Капсули, кульки, стрижні, диски, дріт	Гамма	1,332	Променева терапія Стерилізація
Cs	30,18 роки	Капсули, підкладки, диски	Гамма	0,662	Послуги з дефектоскопії, медицина, промислове виробництво
Ir	74,08 діб	Капсули, стрижні	Гамма	0,317	Дефектоскопія

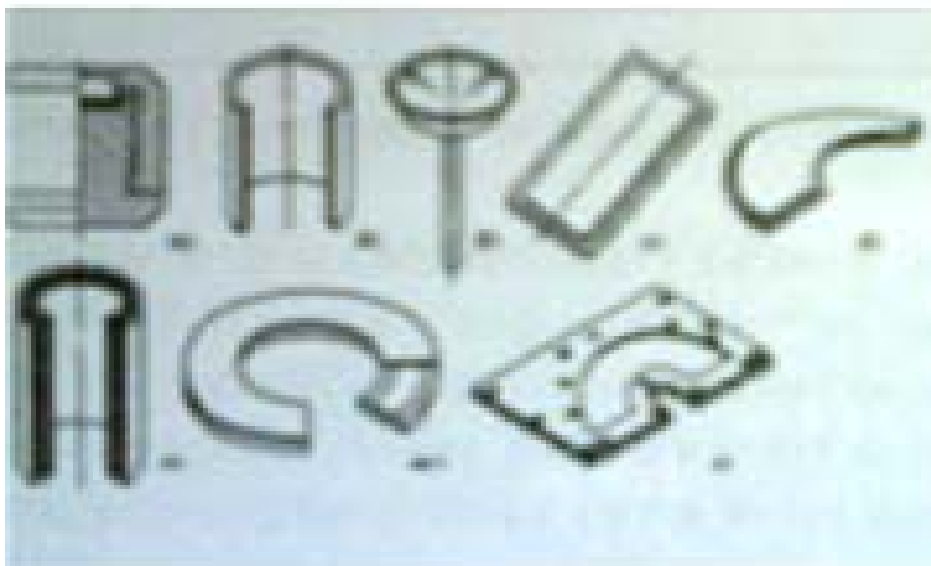
Активна частина джерела може мати в залежності від виду використовуваного радіонукліда і призначення найрізноманітнішу форму об'ємні активні частинки у вигляді циліндрів, дисків, гранул, пластин, дротів (рис.1.1) характерні для джерел β і γ - випромінювань, якщо внаслідок відносно слабкого самопоглинання випромінювання в радіоактивному матеріалі допустимо виготовлення активної частини значної товщини [5].



а – ^{60}Co ; б – ^{153}Gd ; в – ^{124}Sb ; г – ^{60}Co ; д – ^{241}Am ; е – ^{241}Am , ^{109}Cd , ^{57}Co ,
ж – ^{137}Cs ; з – ^{169}Yb ; и – ^{60}Co .

Рис. 1.1 - Схеми радіонуклідних джерел з об'ємною активною частиною

У разі джерел α -випромінювання, а також у багатьох типів джерел β -випромінювання і у низькоенергетичних джерел фотонного випромінювання (таких, в яких джерела з радіоактивний матеріал фіксується в активної частини у вигляді тонкого радіоактивного шару, розташованого на поверхні підкладки), джерела відносяться до категорії поверхневих джерел (рис. 1.2).



- а – джерело β-випромінювання з $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y} + ^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr} + ^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$;
 б – джерело α-випромін. з ізотопами Pu;
 в – джерело α-випромін. з $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$;
 г – джерело α-випромін з ізотопами Pu; д – джерело β-випромін. з ^{147}Pm ;
 е – джерело β-випромінювання з $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$;
 ж – джерело рентгенівського випромінювання з ^{55}Fe ;
 з – джерело з $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y} + ^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$.

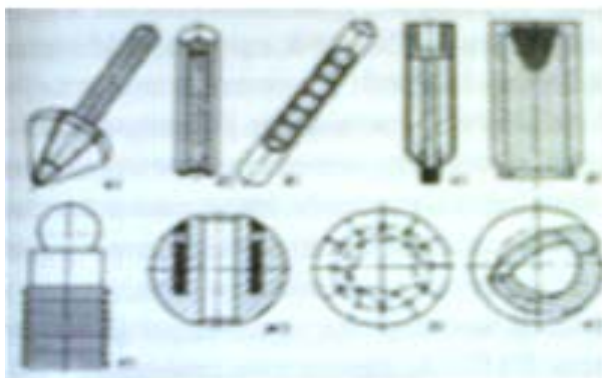
Рис. 1.2 - Схеми поверхневих радіонуклідних джерел

У джерелах точкового типу активна частина має розміри, що нехтувано малі в порівнянні з розмірами детектора іонізуючого випромінювання і відстанню між джерелом і детектором. Зазвичай до точкових джерел відносяться джерела, найбільший розмір активної частини яких менше 5 мм.

Різноманітність конструкцій капсул джерел залежить не тільки від виду використовуваного радіонукліда, а й від його активності, області застосування джерел, їх габаритів, вимог до радіаційно-фізичними параметрів, умов експлуатації. Джерела можуть мати форму стрижнів, дисків, пластин, кілець, сфер, дроту, голок і інші конфігурації, можуть володіти зігнутою робочою поверхнею [5].

Навіть при виготовленні активної частини джерел у вигляді елементів

однієї форми капсули джерел можуть бути сконструйовані самим різним чином. Наприклад, з активною частиною, виконаною з радіоактивних сфер, застосовують джерела в формі циліндра, конуса, сфери, причому джерела можуть бути точковими, з бічною або торцевої робочою поверхнею (рис. 1.3).



а, в – джерело фотонного випромінювання з ^{241}Am ;
 б – точкове джерело β -випромін. з $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$;
 г – джерело з широким тілесним кутом виходу випромінювання;
 д – джерело β -випромін з $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$; е – джерело β -випромін з ^{85}Kr ;
 ж – джерело γ -випромін з ^{60}Co ; з – джерело β - або γ -випромінювання;
 и – джерело γ -випромінювання з ^{137}Cs .

Рис.1.3 - Різноманітність конструкцій капсул ДІВ

Різноманіття необхідних форм і габаритів джерел, видів та активностей радіонуклідів призводить до необхідності розробки великої кількості типів джерел і методів їх виготовлення. При цьому в багатьох типів джерел передбачаються пристосування для них кріплення в радіаційних установках або для їх переміщення, вони забезпечені хвостовиками з різьбленням або отворами, гніздами з різьбленням по внутрішній поверхні, гнучкими тросами (рис 1.4).

Джерела, що випускаються, групуються відповідно до класифікатора промислової і сільськогосподарської продукції шляхом присвоєння кожному типу джерел відповідного коду, що складається з позначення класу продукції,

підкласу, групи, підгрупи, і типу.

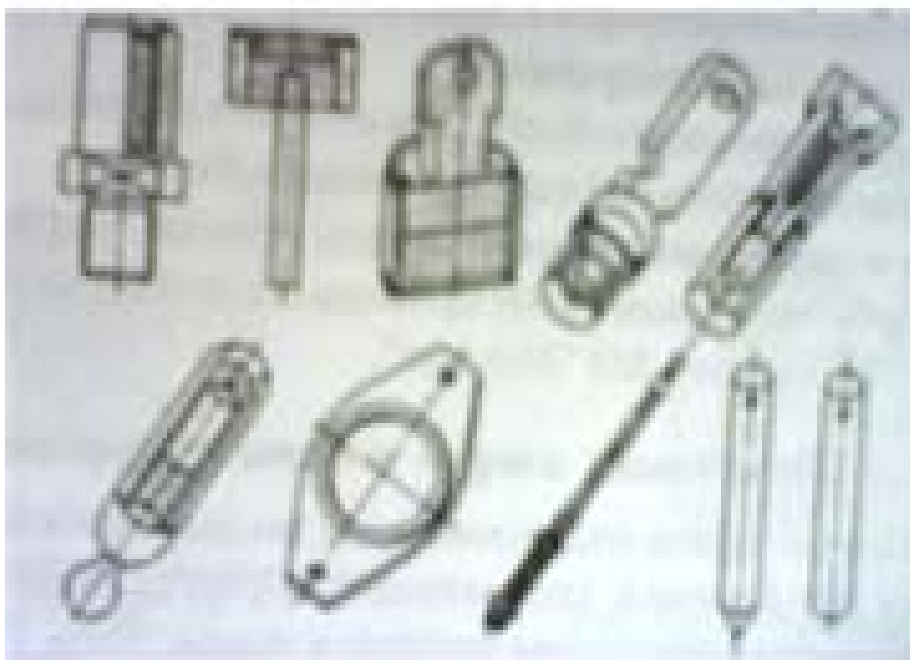


Рис.1.4 - Схема радіонуклідних джерел

Джерела входять в клас «Атомна техніка», що позначається кодом 700000, в підклас «Ізотопна продукція» - 701500-701900. Джерела α -випромінювання включені в підгрупи 701500-701599, джерела β -випромінювання - в підгрупи 701600-701699, джерела рентгенівського і γ - випромінювання - в підгрупи 701700-701799.

Вид радіонукліда закодований в останніх двох цифрах позначення підгрупи, наприклад джерелам з радіонуклідами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ присвоєно код 701 625 [2].

Подальша градація ведеться до позначення типу джерела. Зокрема, джерело бета випромінювання з радіонуклідами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ типу БИС-3, що представляє собою дріт з активною частиною у вигляді гранули на одному з її кінців, має код 7016251077 [5].

В основу класифікації джерел за міжнародним стандартом ISO 2919-80 покладена їх стійкість до зовнішніх чинників різного ступеня жорсткості: температури, тиску, удару, вібрації, проколу.

ГОСТ 27212-87 (з доповненням 1991 р.) дає таке визначення: «Призначений термін служби - термін служби, встановлений виробником або постачальником для даного типу джерела з урахуванням його конструкції, технічних характеристик, результатів типових випробувань і досвіду експлуатації в рекомендованих умовах (включаючи зберігання і транспортування), при досягненні якого застосування закритого джерела за призначенням повинно бути припинено»[2].

Джерела іонізуючого випромінювання входять до переліку продукції, що підлягає обов'язковій сертифікації в Україні.

1.3 Характеристики джерел іонізуючого випромінювання

Джерела іонізуючого випромінювання поділяють на джерела α - і β -випромінювань, джерела α - випромінювання, джерела β - випромінювання, джерела γ -випромінювання, джерела швидких нейтронів.

Джерела альфа- і бета-випромінювань є металеві підкладки з поглибленням, де нанесено і зафіксовано радіоактивний препарат з відповідним радіонуклідом: ^{239}Pu , ^{238}Pu - для джерел альфа-випромінювання і $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ - для джерел бета-випромінювання.

Підкладки для джерел альфа-випромінювання виготовляються з нержавіючої сталі (марки Х18Н10Т по ГОСТ 5632-61), а для джерел бета-випромінювання - з алюмінію (ГОСТ 11069-64) або його сплавів (ГОСТ 4784-65). Товщина підкладки 1 мм, поглиблення 0,5 мм. Розміри підкладок змінюються в межах від 35 до 135 мм.

Радіоактивний препарат має захисне покриття: для джерел альфа-випромінювання - у вигляді окисної плівки металів, для джерел бета-випромінювання - у вигляді алюмінієвої фольги товщиною в середньому 0,05 мм. Джерела можуть експлуатуватися при нормальному атмосферному тиску в повітряних середовищах, що мають забруднення хімічними речовинами в межах, що відповідають ГДР для повітря виробничих приміщень по ГОСТ

19445-74 в інтервалі температур від -50 до $+50$ $^{\circ}\text{C}$ і відносній вологості до 98% при температурі 25 ± 5 $^{\circ}\text{C}$. Призначений термін служби - близько 5 років [5].

Основні конструктивні типи джерел наведені на (рис. 1.5-1.8).

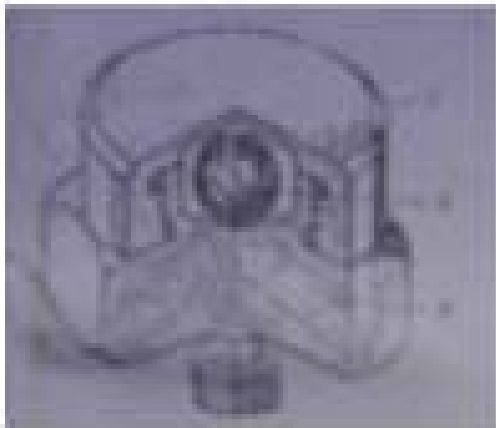


Рис.1.5 - Джерела β -випромінювання БИС-1, БИС-2 з ізотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$

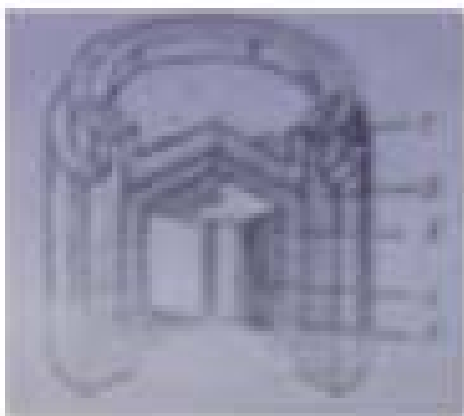


Рис.1.6 - Джерела рентгенівського випромінювання ИРИС-1 - ИРИС-3 з ізотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$

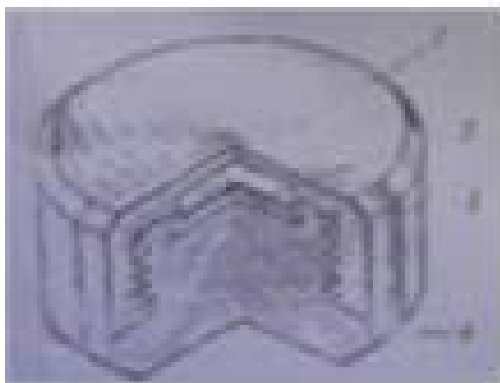


Рис.1.7 - Джерела β -випромінювання БИС -10 - БИС-50 з ізотопами

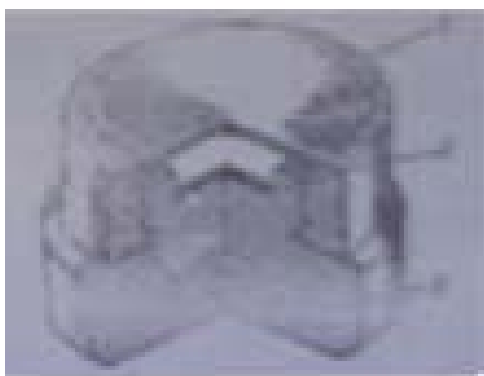


Рис.1.8 - Джерела β -випромінювання БИС-М-1 - БИС-М-4 з ізотопами



Джерела рентгенівського випромінювання типу ИРИС-3 (рис.1.6) з ізотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ являють собою ампули з нержавіючої сталі, заповнені препаратом з ізотопом $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ з вмістом домішок ізотопів ^{89}Sr – 4%, $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ – 0,2 % та інших < 1% активності ізотопу ^{90}Sr і окісли Bi, Si, B, Sr та інш., з діаметром циліндру 14+/-0,2 мм та висотою 17,5 +/-0,5 мм.

Радіоізотопне джерело тепла $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ типу РИТ-90-230-95 виконаний у вигляді капсули, маса джерела 4,74 кг, початкова активність від $28 \cdot 10^{14}$ Бк до $31 \cdot 10^{14}$ Бк. Джерело входить до складу радіоізотопного термоелектричного

генератора (РИТЕГ) " β -М", маса РИТЕГ 550 кг, висота 655 мм, діаметр 600 мм (табл. 1.2).

Таблиця 1.2 - Характеристики джерел бета-випромінювання БИС

Тип джерела	Габаритні розміри, мм		Діаметр робочої поверхні, мм	Іонізаційний ток, А	Активність расп./с (мКи), не більше
	Діам.	Висота			
БИС-1	12,7 $\pm$ 0,5	19,0 $\pm$ 1,0	5,5 $\pm$ 0,2	(4,2 $\pm$ 1,8) $\times$ 10 ⁻⁹	92,5 $\times$ 10 ⁷ (25)
БИС-10	22,0 $\pm$ 1,0	10,0 $\pm$ 0,5	10,0 $\pm$ 0,5	(1,2 $\pm$ 0,6) $\times$ 10 ⁻⁹ - (3,3 $\pm$ 1,6) $\times$ 10 ⁻⁷	11,1 $\times$ 10 ⁷ (3,0) – 44,4 $\times$ 10 ⁹ (1200,0)
БИС-20	36,0 $\pm$ 1,0	15,0 $\pm$ 0,5	20,0 $\pm$ 0,5	(1,2 $\pm$ 0,6) $\times$ 10 ⁻⁹ – (1,6 $\pm$ 0,8) $\times$ 10 ⁻⁶	11,1 $\times$ 10 ⁻⁷ (3,0) – 22,2 $\times$ 10 ¹⁰ (6000,0)
БИС-50	70,0 $\pm$ 1,0	16,0 $\pm$ 0,5	50,0 $\pm$ 1,0	(1,2 $\pm$ 0,6) $\times$ 10 ⁻⁹ (1,6 $\pm$ 0,8) $\times$ 10 ⁻⁶	11,1 $\times$ 10 ⁷ (3,0) – 22,2 $\times$ 10 ¹⁰ (6000,0)

Джерела альфа- випромінювання. α -випромінювання - це корпускулярне іонізуюче випромінювання, що являє собою потік альфа-частинок (ядер атомів гелію) з енергією до 10 MeV, початкова швидкість близько 20 тис. км/с. Ці частки випускаються при розпаді радіонуклідів з великим атомним номером, в основному це трансуранові елементи з атомними номерами більше 92. Їх іонізуюча здатність величезна, а проникаюча здатність незначна. Довжина пробігу в повітрі становить 3-11 см (приблизно дорівнює енергії частинок в MeV), у рідких і твердих середовищах - соті частки міліметра. Шар речовини з поверхневою щільністю 0,01 г/см² повністю поглинає випромінювання з енергією до 10 MeV. Зовнішнє α -випромінювання поглинається в роговому шарі шкіри людини [5].

У радіонуклідних джерел α -випромінювання використовується альфа-розпад нестабільних ядер як природних ізотопів, так і важких штучних ізотопів. Основний діапазон енергій α -частинок при розпаді від 4 до 8 MeV. Енергетичне розподіл випромінювання дискретний і представлений альфа-

частками декількох груп енергій. Вихід α -частинок з максимальною енергією зазвичай максимальний, ширина енергетичних ліній випромінювання дуже мала.

Для виготовлення радіонуклідних α -джерел (табл. 1.3) використовуються ізотопи з максимальним виходом α -частинок і з мінімальним супутнім гамма-випромінюванням. Виготовляються джерела в тонкошаровому варіанті на металевих підкладках.

Таблиця 1.3 - Радіонуклідні джерела альфа-частинок

Ізотоп	Назва	Період напіврозпаду	Енергії частин, MeV	Вихід/100 Бк
^{210}Po	Полоній-210	138 діб	5.3	100
^{226}Ra	Радій-226	1620 років	4.78	95,5
^{238}Pu	Плутоній-238	86.4 роки	5.49	72, 28
^{239}Pu	Плутоній-239	24410 лет	5.15	72,17
^{242}Cm	Кюрій-242	163 доби	6.11	74,26
^{244}Cm	Кюрій-244	17.4 роки	5.80	77,23
^{252}Cf	Каліфорній-252	2.55 роки	6.11	85,15

Практично чисті альфа- випромінювачі (наприклад, полоній-210) є чудовими джерелами енергії. Питома потужність випромінювача на базі Po-210 становить понад 1200 Ватт на кубічний сантиметр. Полоній-210 послужив в якості обігрівача «Місяцехід-2», підтримуючи температурні умови, необхідні для роботи апаратури. Як джерело енергії полоній-210 широко задіяний в якості джерел живлення віддалених маяків. Застосовується він також для видалення статичної електрики на текстильних фабриках, іонізації повітря для кращого горіння палива в мартенівських печах, і навіть для видалення пилу з фотоплівок.

Випускаються і низькоактивні джерела, використовувані в якості еталонів випромінювання для калібрування радіометрів, дозиметрів та іншої вимірювальної апаратури. Зразкові джерела альфа- випромінювання

виготовляються на базі ізоотопів уран-234 і 238, плутоній-239.

Джерела бета- випромінювань. β -випромінювання (beta radiation) - корпускулярне іонізуюче випромінювання, потік електронів або позитронів, що виникає при бета-розпаді атомних ядер з викидом з ядра електрона або позитрона зі швидкістю, близькою до швидкості світла.

β -розпад радіонуклідів супроводжується випромінюванням нейтрино, при цьому поділ енергії розпаду між електроном і нейтрино має випадковий характер. Це призводить до того, що енергетичний розподіл випромінюваних бета-частинок є безперервним від 0 до певної для кожного ізоотопу максимальної енергії $E_{\max}$, мода розподілу зміщена в область низьких енергій, а середнє значення енергії частинок порядку $(0,25-0,45) E_{\max}$.

Джерела β -випромінювання (дискові і точкові) виготовляються в тонкошаровому варіанті на спеціальних підкладках, від матеріалу яких істотно залежить коефіцієнт відбиття β -частинок від підкладки (збільшується зі збільшенням атомного номера матеріалу, і може досягати десятків відсотків для важких металів). Товщина активного шару і наявність на активному шарі захисного покриття залежить від призначення джерела і енергії випромінювання. При спектрометричних вимірах поглинання енергії частинок в активному шарі і захисному покритті не повинно перевищувати 2-3%. Діапазон активності джерел від 0,3 до 20 гБк.

Потужні джерела виготовляються у вигляді герметичних капсул з титану або неіржавіючої сталі, які мають спеціальне вихідне вікно для β -випромінювання. Так, ізоотопна установка «СІРІУС-3200» на суміші ізоотопів Sr-Y з активністю 3200 Кі (Кюрі) забезпечує вихідну щільність потоку електронів до $108 \text{ електрон} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ [2].

У таблиці 1.4 наведені найбільш поширені радіонуклідні джерела β -частинок.

Таблиця 1.4 - Радіонуклідні джерела β -частинок

Ізотоп	Назва	Період напіврозпаду	Максимальна енергія, кеВ
3H	Тритій	12.6 років	18.6
35S	Сірка-35	87.2 діб	167
90Sr $\Rightarrow$	Стронцій-90,	28 років	540
$\Rightarrow$ 90Y	Іттрій-90	64.2 години	2270
147Pm	Прометій-147	2.6 років	220
204Tl	Таллій-204	3.9 років	77

Джерела γ -випромінювання. γ -випромінювання (gamma radiation) - короткохвильове електромагнітне випромінювання з довжиною хвилі менше 0,1 нм, що виникає при розпаді радіоактивних ядер, переході ядер із збудженого стану в основний, при взаємодії швидких заряджених частинок з речовиною, анігіляції електронно-позитронних пар і при інших перетвореннях елементарних частинок.

Радіонуклідні джерела γ - квантів - природні та штучні β - активні ізотопи, дешеві та зручні в експлуатації. При β -розпаді нуклідів ядро - продукт розпаду, утворюється у збудженому стані. Перехід порушеної ядра в основний стан відбувається з випусканням одного або декількох наступних один за одним γ - квантів, що знімають енергію збудження.

Радіонуклідні джерела є герметичні ампули з нержавіючої сталі або алюмінію, заповнені активним ізотопом. Енергія γ - квантів радіонуклідних джерел не перевищує 3 МеВ [5].

Джерела γ -випромінювання з ^{60}Co являють собою опромінені нейтронами циліндри з металевого кобальту (марок К-0 або К-1 по ГОСТ 123-67), поміщені в герметичні одинарні (рис. 1.9-1.11), рідше в подвійні (рис. 1.12), капсули з нержавіючої сталі (марки Х18Н10Т по ГОСТ 5632-61), а з ^{137}Cs – в циліндричні одинарні або подвійні капсули (рис. 1.13-1.17) з нержавіючої сталі (марки Х18Р10Т по ГОСТ 5632-61), заповнені порошком

^{137}Cs у вигляді гранул на основі цеоліту або у вигляді склоплава на основі цеоліту, насиченого ^{137}Cs . Призначений термін служби від трьох до десяти років.

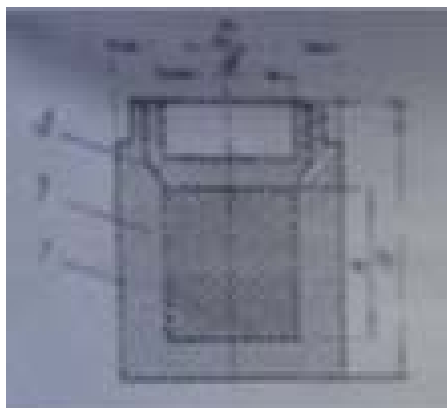


Рис. 1.9 - Джерело γ -випромінювання з ^{60}Co типу ГИК-1

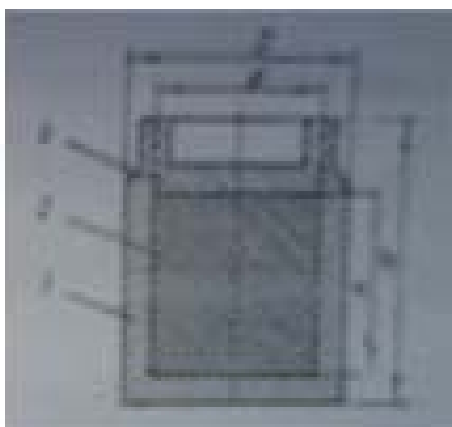


Рис. 1.10 - Джерело γ -випромінювання з ^{60}Co типу ГИК-2



Рис. 1.11 - Джерело γ -випромін. ГИК-1-1 – ГИК-1-5 з ізотопом ^{60}Co

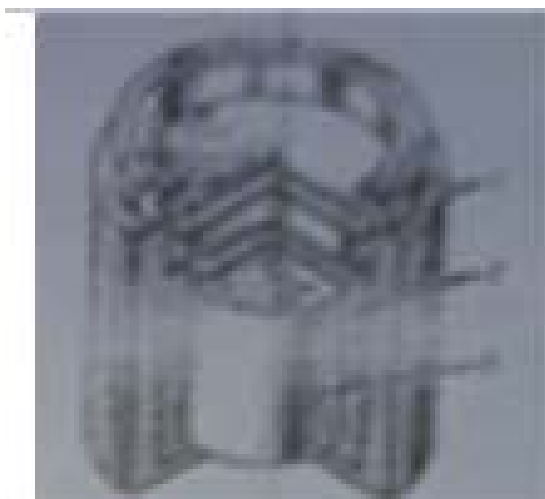


Рис. 1.12 - Джерела γ -випромінювання ГИК-4-1 – ГИК-6-3, ГИК-7-1 – ГИК-7а-4, ГИК-8-1 – ГИК-10-3, ГИК-13-1, ГИК-14-1, ГИК-11-1 – ГИК-12а-4, з ізоотопом ^{60}Co

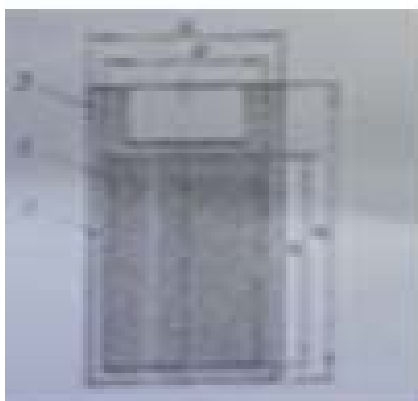


Рис. 1.13 - Джерела γ -випромінювання з ^{137}Cs типу ГС7.012



Рис. 1.14 - Джерела γ -випромінювання з ^{137}Cs типу ГС7.021

Джерела ^{60}Co діаметром і висотою 4 мм - в одинарній капсулі діаметром $6 \pm 0,2$ мм і висотою $6,5 \pm 0,5$ мм. Джерела ^{137}Cs діаметром 4,5 і висотою від 1,6 до 6,5 мм - в одинарній ампулі діаметром $6 \pm 0,2$ мм і висотою близько 10 мм, а джерела діаметром 5 і висотою 5,5 мм - в подвійній ампулі діаметром $8 \pm 0,2$ мм і висотою близько 12 мм.

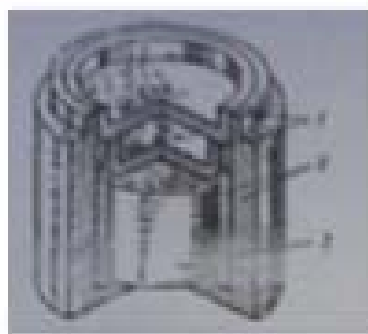


Рис. 1.15 - Джерело γ -випромін. ИГИ-Ц-4 – ИГИ-Ц-14, ГИД-Ц-1 з ізотопом ^{137}Cs

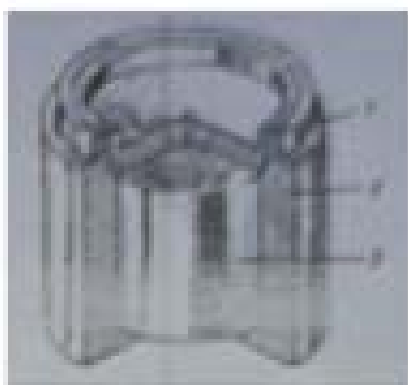


Рис.1.16 - Джерело γ -випромін. ГИД-Ц-2 – ГИД-Ц-6 з ізотопом ^{137}Cs



Рис. 1.17 - Джерела γ -випромін. ИГИ-Ц-1, ИГИ-Ц-2 з ізотопом ^{137}Cs

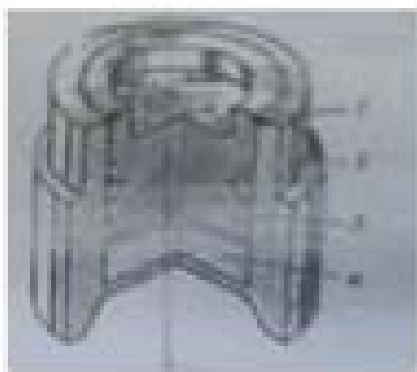


Рис.1.18 - Джерела γ -випромінювання ИГИА з ізотопом ^{241}Am

Атестованою характеристикою є потужність експозиційної дози. Похибка атестації для джерел I розряду становить 3-4%, для джерел II розряду - 5-8% при довірчій ймовірності 0,95. Характеристики джерел гамма-випромінювання ДВК і ИГИ представлені в таблиці 1.5.

Джерела гамма-випромінювання ИГИА з ізотопом ^{241}Am являють собою герметичні ампули (рис. 1.18) з нержавіючої сталі, заповнені препаратом ^{241}Am . Залежно від типу джерела діаметр змінюється в межах $6,0 \pm 0,2$ - $20,0 \pm 0,2$ мм при висоті $6,0 \pm 0,5$ мм [2]. Характеристики джерел гамма-випромінювання ИГИА представлені в таблиці 1.6.

Таблиця 1.5 - Характеристики джерел гамма-випромінювання ГИК та ИГИ

Тип джерела	Габаритні розміри, мм		Розміри активної частини, мм не більше		Потужність експозиційної дози γ -випромінювання на відстані 1 м від робочої поверхні, А/кг [Р/с]	Активність, розп./с (Ки), не більше	Робоча поверхня, діаметр
	Діам.	Висот.	Діам.	висота			
ГИК-1-2	6,0 $\pm$ 0,2	7,0-0,8	3,5	3,5	(1,5 $\pm$ 0,3) $\times$ 10-8[5,8 $\times$ 10-5 $\pm$ 11,6 $\times$ 10-6]	ГИК-1-2	6,0 $\pm$ 0,2
ГИК-7-1	11,0 $\pm$ 0,2	81,0-1,0+0,5	8,0	75,0	1,2 $\times$ 10-5 $\pm$ 2,4 $\times$ 10-6[4,7 $\times$ 10-2 $\pm$ 9,4 $\times$ 10-3]	ГИК-7-1	11,0 $\pm$ 0,2
ГИК-7-3	11,0 $\pm$ 0,2	81,0-1,0+0,5	8,0	75,0	(9,0 $\pm$ 1,8) $\times$ 10-5[3,5 $\times$ 10-1 $\pm$ 7,0 $\times$ 10-2]	ГИК-7-3	11,0 $\pm$ 0,2
ГИК-7-4	11,0 $\pm$ 0,2	81,0-1,0+0,5	8,0	75,0	1,8 $\times$ 10-4 $\pm$ 3,6 $\times$ 10-5[(7,0 $\pm$ 1,4) $\times$ 10-1]	ГИК-7-4	11,0 $\pm$ 0,2
ИГИ-Ц-3	6,0 $\pm$ 0,2	10,0-1,0	5,0	7,0		ИГИ-Ц-3	6,0 $\pm$ 0,2
ИГИ-Ц-4	8,0 $\pm$ 0,2	12,0-1,0	6,0	6,5		ИГИ-Ц-4	8,0 $\pm$ 0,2

Таблиця 1.6 - Характеристики джерел гамма-випромінювання ИГИА

Тип джерела	Габаритні розміри, мм		Діаметр робочої поверхні, мм	Потік γ -квантів з енергією – 60 кеВ в тілесний кут 10^{-4} ср, квант/с	Потужність експозиційної дози γ -випромінювання на відстані 1 м від роб. поверх,	Активність, розп./с (Ки), не більше
	Діам.	Висот.				
ИГИА-1	6,0 $\pm$ 0,2	6,0 $\pm$ 0,5	4,0 $\pm$ 0,5	от 8,6 $\pm$ 2,56 до 3,60 $\times$ 103 $\pm$ 1,08 $\times$ 103		ИГИА-1
ИГИА-2	8,0 $\pm$ 0,2	6,0 $\pm$ 0,5	6,0 $\pm$ 0,5	8,00 $\times$ 103 $\pm$ 2,40 $\times$ 103		ИГИА-2
ИГИА-3	10,0 $\pm$ 0,2	6,0 $\pm$ 0,5	8,0 $\pm$ 0,5	1,40 $\times$ 104 $\pm$ 0,42 $\times$ 104		ИГИА-3
ИГИА-4	12,0 $\pm$ 0,2	6,0 $\pm$ 0,5	10,0 $\pm$ 0,5	от 6,70 $\times$ 103 $\pm$ 2,01 $\times$ 103 до 2,20 $\times$ 104 $\pm$ 0,66 $\times$ 104		ИГИА-4
ИГИА-5	20,0 $\pm$ 0,2	6,0 $\pm$ 0,5	18,0 $\pm$ 0,5	от 2,30 $\times$ 104 $\pm$ 0,69 $\times$ 104 до 7,00 $\times$ 104 $\pm$ 2,10 $\times$ 104		ИГИА-5

Загальна характеристика радіонуклідних джерел гамма-випромінювання представлена в таблиці 1.7.

Таблиця 1.7 - Радіонуклідні джерела гамма-випромінювання

Ізотоп	Назва	Період напіврозпаду	Енергія ліній випромінювання, кэВ	Вихід квантів в % на Бк
24Na	Натрій-24	14,9 години	1380; 2760	110
59Fe	Залізо-59	45 діб	1100; 1290	56; 44
60Co	Кобальт-60	5.27 роки	1170; 1330	110
65Zn	Цинк-65	245 діб	1120	45.5
75Se	Селен-75	127 діб	120; 136; 265; (280; 400)	15; 54; 56; 36
85Sr	Стронцій-85	64 доби	513	100
113Sn	Олово-113	119 діб	393	69.4
124Sb	Сурьма-124	60.8 діб	610; 640-1450; 1690; 2080	100; 35; 50; 6.5
131I	Йод-131	8.1 діб	360; 630-720	78; 12
137Cs	Цезій-137	26.6 років	661	92
141Ce	Церій-141	32.5 діб	145	67
192Ir	Іридій-192	74 доби	296-316	1.36
222Rn	Радон-222	3.82 доби	241-2452	2.00

В даний час потужні джерела γ -випромінювання знайшли застосування в медицині (радіотерапія, стерилізація інструментів і матеріалів), в геології і гірської промисловості (плотнометри, рудосортування), в радіаційній хімії (радіаційно-хімічна модифікація матеріалів, синтез полімерів), і в багатьох інших галузях промислового виробництва і будівництва (дефектоскопія, массометрія, товщинометрія матеріалів і багато іншого).

В радіологічних відділеннях онкологічних диспансерів експлуатуються закриті радіонуклідні джерела з сумарною активністю до $5 \cdot 10^{14}$ Бк.

Переносні γ - дефектоскопи типу "Гаммарид" і "Стапель-5М" на основі іридію-192 мають джерела з активністю від 85 до 120 Бк.

Джерела швидких нейтронів. Плутоній-берилієві джерела швидких нейтронів (рис. 1.19 і 1.20) представляють собою герметичні подвійні оболонки з нержавіючої сталі (марки Х18Н10Т по ГОСТ 5632-61), заповнені сплавом інтерметалічного з'єднання плутонію з берилієм. Джерела можуть

експлуатуватися в водно-повітряних середовищах, корозійно не діючих на нержавіючу сталь в інтервалі температур від -70 до $+250$ $^{\circ}\text{C}$ і при вібраційній трясці в діапазоні частот від 30 до 60 Гц з прискоренням 3g. Призначений термін служби до 5 років. Залежно від типу джерела зовнішні розміри змінюються: від 10 до 54 мм і висота від 13 до 58 мм відповідно [5].

Плутоній-берилієві джерела швидких нейтронів ИБН-1 - ИБН-12 з ізотопами плутонію і ИБН-8-1 - ИБН-8-9 з радіонуклідом ^{238}Pu відносяться до "речовини особливого виду" (сертифікати №SU/084/S і №SU/085/S відповідно).



Рис.1.19 - Джерела ИБН-1



Рис.1.20 - Джерела ИБН-8-1

1.4 Класифікація відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання як класу радіоактивних відходів

В силу ряду властивостей відпрацьовані ДІВ, що утворюються в результаті їх численного і різнобічного застосування в промисловості, медицині, наукових дослідженнях та інших сферах господарської діяльності, являють собою радіоактивні відходи (РАВ).

Відповідно до Закону України "Про поводження з радіоактивними відходами" від 30.06.1995 року [6] до радіоактивних відходів відносяться не підлягаючі до подальшого використання матеріальні об'єкти і субстанції, активність радіонуклідів в них або радіоактивні забруднення яких перевищують рівні, встановлені діючими нормами і правилами.

Відповідно до загальних принципів класифікації РАО розрізняють в залежності від їх агрегатного стану (рідкі, тверді, газоподібні), фізичних і хімічних характеристик, таких, наприклад, як концентрації і періоди напіврозпаду складових їх радіонуклідів і т.ін.

РАВ можуть утворюватися:

- в газоподібній формі, наприклад, вентиляційні викиди установок, де обробляються радіоактивні матеріали;
- в рідкій формі, наприклад, розчини сцинтиляційних лічильників з дослідницьких установок;
- у твердій формі (елементи промислових, медичних дослідницьких установок і радіофармацевтичних лабораторій).

Ступінь радіаційної небезпеки відпрацьованих ДІВ визначається інтенсивністю іонізуючого випромінювання і необхідної кратністю ослаблення іонізуючого випромінювання.

Вплив фізичних характеристик РАВ визначає їх поділ на: низькоактивні, середньоактивні, високоактивні (табл. 1.9) [3].

Таблиця 1.8 – Класифікація РАВ за питомою (об'ємною) активністю складових їх радіонуклідів

РАВ	Питома (об'ємна) активність, Бк/кг (Бк/л)		
Категорія відходів	Бета-, гамма випромінюючі нукліди	Альфа випромінюючі нукліди (виключаючи трансуранові)	Трансуранові радіонукліди
Низькоактивні	менше 10^6	менше 10^5	менше 10^4
Середньоактивні	від 10^6 до 10^{10}	від 10^5 до 10^{10}	від 10^4 до 10^8
Високоактивні	більше 10^{10}	більше 10^9	більше 10^8

Одним з критеріїв класифікації РАВ є тепловиділення. У низькоактивних РАВ тепловиділення надзвичайно мале. У середньоактивних воно істотно, але активного відведення тепла не потрібно. У високоактивних РАВ тепловиділення настільки велике, що вони вимагають активного охолодження.

Для всіх відпрацьованих ДІВ як класу РАВ встановлена їх класифікація за:

- а) ступенем радіаційної небезпеки;
- б) рівнем звільнення від регулюючого контролю;
- в) необхідною кратністю ослаблення іонізуючого випромінювання.

а). Ступінь радіаційної небезпеки відпрацьованих ДІВ визначається інтенсивністю іонізуючого випромінювання. В Основних санітарних правилах (ОСПУ) [7] введена класифікація РАВ за критерієм потужності поглиненої дози в повітрі на відстані 0,1 м від поверхні об'єкту.

Для точкового ізотропного джерела γ -випромінювання потужність поглиненої дози в повітрі (Р) визначається з виразу 1.1 [8]:

$$P = \Gamma_{\text{си}} * A * R^{-2} , \quad (1.1)$$

де Р - потужність поглиненої дози на відстані К від джерела, аГр/с;

$\Gamma_{\text{сн}}$ - гамма-постійна для конкретного нукліда, $\text{аГр} \cdot \text{м}^2 \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{Бк}^{-1}$;

A - активність джерела, Бк;

R - відстань від джерела, м.

Для відпрацьованих ДІВ з радіонуклідом ^{137}Cs значення будуть в 3,97 рази більше (обернено пропорційно відношенню гамма-постійних).

Таким чином, до категорії високоактивних ДІВ відносяться відпрацьовані закриті джерела іонізуючого випромінювання з активністю:

^{60}Co - $A > 3,3 \cdot 10^8$ (8,9 мКі)

^{137}Cs - $A > 1,30 \cdot 10^9$ (35,0 мКі)

В даний час в Україні протягом значного періоду (10 років і більше) зберігається близько 1 тисячі відпрацьованих високоактивних ДІВ, до яких також відносяться вироблені, в період до 1990 року високоактивні джерела, призначені для використання в терапевтичних, вимірювальних і діагностичних установках і пристроях, термоелектричних генераторах.

Згідно з Постановою Кабінету Міністрів України від 3 серпня 2006 року № 1092 "Про затвердження Державної програми забезпечення безпечного зберігання відпрацьованих високоактивних джерел іонізуючого випромінювання" розроблена відповідна Державна Програма. Дія цієї Програми поширюється на відпрацьовані джерела, які згідно з паспортними даними відносяться до першої категорії за класифікацією МАГАТЕ [5].

За рівнем вилучення ^{60}Co і ^{137}Cs відносяться до третьої групи РАВ і для них повне звільнення настає при зниженні питомої активності до величини 10 кБк/кг.

Конструкція і геометричні розміри джерел, які використовуються в промисловості, медицині, наукових дослідженнях, досить різноманітні, і тому досягнення «рівня вилучення» також буде змінюватися в значних межах.

Час досягнення повного звільнення від регулюючого контролю для деяких типів джерел, використовуваних в Україні, визначно в таблиці 1.9 [5].

Таблиця 1.9 - Час досягнення «рівня вилучення» для ряду ДІВ

№ п/п	Тип джерела	Геометричні розміри, мм		Нуклід	Початкова активність, Бк	Час досягнення «рівня вилучення», років
		діаметр	висота			
1	ГИК-1	6,0	7,0	^{60}Co	$7,4 \cdot 10^{10}$	170
2	ГИК-2	6,0	7,0	^{60}Co	$4,53 \cdot 10^{12}$	192
3	ГИК-7	11,0	81,0	^{60}Co	$8,9 \cdot 10^{13}$	196
4	ИГИ-Ц-3	6,0	10,0	^{137}Cs	$4,5 \cdot 10^4$	828
5	Тип II	8,0	12,0	^{137}Cs	$1,89 \cdot 10^{11}$	957
6	ИГИ-Ц-12	15,0	81,5	^{137}Cs	$2,26 \cdot 10^{13}$	1027

Як впливає з отриманих значень, зниження активності до безпечного рівня змінюється в значних межах, і це необхідно враховувати при кондиціонуванні відпрацьованих джерел для довгострокового зберігання або захоронення.

ПЕД від точкового джерела визначається виразом (1.2). Для відпрацьованих ДІВ з радіонуклідом ^{60}Co він матиме такий вигляд:

$$H = 3,32 \cdot 10^{-7} \cdot A \cdot R^{-2}, \quad (1.2)$$

Потужність еквівалентної дози 0,5 мЗв/год на відстані 1 м створює джерело ^{60}Co активністю $1,5 \cdot 10^9$ Бк (40,5 мКи) і джерело ^{137}Cs активністю $6,0 \cdot 10^9$ Бк (162,2 мКи).

Реальна практика поводження з радіоактивними відходами показує, що більшість прийнятих на довготривале зберігання відпрацьованих ДІВ мають одиничну активність від десятих одиниць до десятків сотень Кюрі. Зберігання таких відходів вимагає не тільки надійної ізоляції від зовнішнього середовища,

а й істотного ослаблення іонізуючого випромінювання, що має забезпечуватися конструкціями контейнерів, транспортних пакувальних комплектів і сховищ.

2 СТАДІЇ ПОВОДЖЕННЯ З ВІДПРАЦЬОВАНИМИ ДЖЕРЕЛАМИ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ

Потенційна небезпека для здоров'я, населення, навколишнього природного середовища відпрацьованих ДІВ, можливість їх використання в злочинних цілях, визначає необхідність прийняття дій щодо подальшого поводження з ними.

Стратегічним орієнтиром, що встановлює вимоги до подальшого поводження з відпрацьованими ДІВ, є пріоритетність захисту населення і навколишнього природного середовища від впливу іонізуючого випромінювання, визначена Законом України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» від 8.02.1995 року (ст.5) [9].

Поводження з відпрацьованими ДІВ, як з класом радіоактивних відходів, передбачає комплекс заходів по їх зберіганню, транспортуванню, захороненню, переробці, які забезпечують захист здоров'я людини і охорони навколишнього середовища зараз і в майбутньому.

У загальних рисах основні етапи поводження з РАВ представлені на рис. 2.1 [2].

З метою підготовки РАВ до транспортування, зберігання та захоронення, вони піддаються кондиціонуванню і переробці, виходячи з умов розміщення їх у відповідних сховищах. Для підвищення рівня безпеки при зберіганні, перевезенні або похованні радіоактивних відходів, як правило, прагнуть створити додаткові бар'єри, що запобігають виходу радіоактивних матеріалів у навколишнє середовище при виникненні будь-яких несприятливих подій. У деяких випадках зберігання може здійснюватися головним чином з технічних міркувань, наприклад, зберігання високоактивних РАВ до їх захоронення в геологічних формаціях з метою зменшення тепловиділення.



Рис. 2.1 – Основні етапи поводження з радіоактивними відходами

Зберігання РАВ передбачає їх утримання таким чином, щоб:

- забезпечувалися ізоляція РАВ, охорона і моніторинг навколишнього середовища;
- по можливості полегшувалися дії на наступних етапах (якщо вони передбачені).

Попередня обробка відходів є первинною стадією поводження з РАВ. Вона включає збір, регулювання хімічного складу і дезактивацію і до неї може відноситись період проміжного зберігання. Ця стадія дуже важлива, так як у багатьох випадках в ході попередньої обробки представляється найкраща можливість для розділення потоків відходів.

Обробка РАВ включає операції, мета яких полягає в підвищенні безпеки або економічності за допомогою зміни характеристик радіоактивних відходів. Основні концепції обробки: зменшення обсягу, видалення радіонуклідів і зміна складу (наприклад, спалювання горючих відходів або ущільнення сухих твердих РАВ; випарювання, фільтрація або іонний обмін потоків рідких відходів). Поховання головним чином полягає в тому, що РАВ поміщаються в установку для захоронення при відповідному забезпеченні безпеки без наміру їх вилучення і без забезпечення довгострокового спостереження за сховищем і технічного обслуговування. Безпека в основному досягається за допомогою

концентрації і утримання, що передбачає ізоляцію належним чином концентрованих РАВ в установці для поховання [5].

В даний час в світі розроблено і впроваджено ряд технологій з поводження з РАВ різного ступеня активності.

Для більшої стабільності і довговічності цемент виготовляють з летючого попелу, або пічного шлаку і портландцементу (на відміну від звичайного цементу, який складається з портландцементу, гравію і піску).

Довготривале зберігання РАВ вимагає консервації відходів в формі, яка не вступатиме в реакції і не руйнуватиметься протягом довгого часу. Одним із способів досягнення подібного стану є вітрифікація (або осклування). Так, в Селлафілді (Великобританія) високоактивні РАВ змішують з цукром і потім кальцинують. Кальцинування передбачає проходження відходів через нагріту обертову трубу і ставить за мету випаровування води і деазотування продуктів поділу, щоб підвищити стабільність одержуваної склоподібної маси.

В отриману речовину, що знаходиться в індукційній печі, постійно додають подрібнене скло. В результаті виходить нова субстанція, в якій при затвердінні відходи зв'язуються зі скляною матрицею. Ця речовина в розплавленому стані вливається в циліндри з легованої сталі. Охолоджуючись, рідина твердне, перетворюючись в скло, яке є вкрай стійким до впливу води (за даними Міжнародного технологічного суспільства, потрібно близько мільйона років, щоб 10% такого скла розчинилося у воді) [2].

Після заповнення циліндр заварюють, потім миють. Після обстеження на предмет зовнішнього забруднення сталеві циліндри відправляють в підземні сховища. Такий стан відходів залишається незмінним протягом багатьох тисяч років.

Скло всередині циліндра має гладку чорну поверхню. Робота проробляється з використанням камер для роботи з високоактивними речовинами. Цукор додається для запобігання утворенню летючої речовини RuO_4 , що містить радіоактивний рутеній. Кількість продуктів поділу в склі (зазвичай застосовують фосфатне скло) має бути обмежена, так як деякі

елементи (паладій, метали платинової групи і телур) прагнуть утворити металеві фази окремо від скла.

Одним з варіантів поводження з високоактивними РАВ є операції з трансмутації радіоактивних ізотопів. Так, існують розробки реакторів, які споживають як паливо РАВ, перетворюючи їх на менш шкідливі відходи, зокрема, інтегральний ядерний реактор на швидких нейтронах, що не виробляє трансуранових відходів, а, по суті, що споживає їх. Існують також теоретичні дослідження, присвячені використанню термоядерних реакторів в якості «актіноїдних печей». В такому комбінованому реакторі швидкі нейтрони термоядерної реакції ділять важкі елементи (з виробленням енергії) або поглинаються довгоживучими ізотопами з утворенням короткоживучих.

Ще одним застосуванням ізотопів, що містяться в РАВ, є їх повторне використання. Уже зараз цезій-137, стронцій-90, технецій-99 і деякі інші ізотопи використовуються для опромінення харчових продуктів і забезпечують роботу радіоізотопних термоелектричних генераторів.

Одним з варіантів пов'язаних з похованням високоактивних РАВ є їх захоронення в глибоких геологічних формаціях (на глибинах до декількох кілометрів в твердих геологічних породах).

Викладене вище повною мірою стосується і відпрацьованих ДІВ.

Поводження з відпрацьованими ДІВ передбачає ряд стадій:

- 1). Оголошення джерела відпрацьованим.
- 2). Аналіз характеристик джерел.
- 3). Збір і сортування ДІВ.
- 4). Вибір варіантів поводження з джерелами.
- 5). Процес передачі іншому користувачеві.
- 6). Повернення початкового постачальника.
- 7). Зберігання відпрацьованих джерел.
- 8). Кондиціонування відпрацьованих закритих джерел.
- 9). Транспортування відпрацьованих ДІВ.

10). Централізоване зберігання та захоронення кондиційованих закритих джерел.

Звичайна практика поставки закритих джерел включає пряме їх отримання користувачами (підприємства, установи та організації, які виконують роботи, пов'язані з експлуатацією ДІВ) без будь-яких зобов'язань з боку виробників/постачальників брати назад відпрацьовані або непридатні джерела. В результаті відповідальність за поводження з такими відпрацьованими джерелами повністю лежить на користувачеві.

Користувачем повинен бути зроблений цілий ряд дій щодо поводження з джерелом, яке може розглядатися як потенційно відпрацьоване. У загальному вигляді ці дії представлені на рис. 2.2 [5].

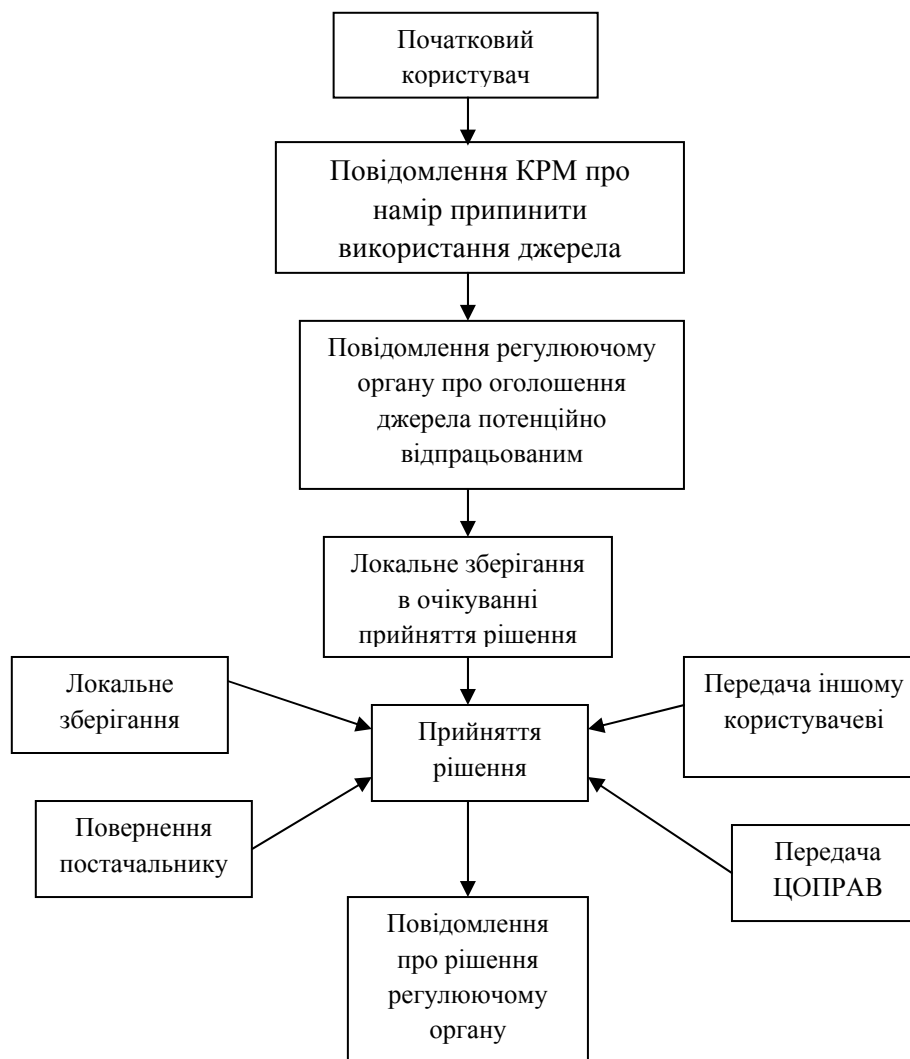


Рис. 2.2 – Алгоритм прийняття рішення по відпрацьованому джерелу

У тому випадку, коли виробники/постачальники економічно зв'язані з процесами відновлення і попитом на джерела різного типу, їм легше приймати правильні рішення. Виходячи з цього, а також для отримання найкращої системи поводження з РАВ користувачам рекомендується орендувати джерела з тим, щоб після їх використання або в разі непридатності джерела можна було б повернути виробникові/постачальнику для прийняття рішення.

Наступна стадія полягає в знаходженні відповідного місця для безпечного зберігання джерела до моменту прийняття рішення щодо його подальшої долі. Уже на цій стадії виникає необхідність збору всієї необхідної інформації про джерело.

2. Аналіз характеристик джерел.

Детальне планування подальших шляхів поводження з закритим джерелом визначає необхідність збору всіх необхідних даних про нього. Більшість непотрібних більше джерел буде відправлено на довготривале зберігання або захоронення, тому що вони або не герметичні, або просто не потрібні, або непридатні з інших причин. Виникає необхідність характеризувати джерела, помістивши їх в одну з наступних груп:

- зареєстровані джерела: ДІВ з відповідною документацією, яка об'єктивно демонструє характеристики джерела. Мінімальна інформація для цієї категорії джерел може бути отримана з: 1) облікових даних; 2) документації виробника; 3) бирки на джерелі; 4) з даних неруйнуючих випробувань. Дані з опису всіх джерел, наявних в країні, можуть бути також використані, якщо існує надійна кореляція між документацією і фактичними джерелами;

- незареєстровані джерела: ДІВ без документів, необхідних для об'єктивної характеристики джерела. Ця категорія вимагає додаткових зусиль для визначення виду нуклідів, активності джерела та інших даних;

- негерметичні джерела: ДІВ, в яких вбудований бар'єр більше не запобігає дисперсії радіоактивного матеріалу. Ці джерела потрапляють в

окрему категорію, тому що вони можуть потребувати іммобілізації і кондиціонування.

Далі для кожного джерела повинні бути визначені фізичні характеристики:

- загальний опис джерела;
- дата виробника;
- ім'я виробника;
- метод запечатування радіоактивного матеріалу;
- приблизні розміри джерела;
- тип біологічного захисту;
- склад джерела;
- вага джерела, включаючи підкладку: повинна бути вказана тільки маса самого джерела, включаючи будь-які матеріали, які є інтегральною частиною джерела;
- інша інформація, в т. ч. та, яка може допомогти в характеристиці джерела.

Вся інформація повинна бути зібрана і зареєстрована для полегшення пошуку даних в разі потреби.

3. Збір і сортування ДІВ.

Перший крок поводження з відпрацьованим джерелом - забрати його від користувача для створення умов безпечного зберігання перед прийняттям остаточного рішення. Зібрані джерела повинні бути розсортовані і поміщені до відповідних контейнерів. Негерметичні джерела повинні бути відокремлені від інших джерел для того, щоб уникнути перехресного забруднення.

Для переміщення до місця зберігання відпрацьовані закриті джерела повинні бути поміщені в початкові контейнери або контейнери, зіставні з тими, в яких вони були спочатку отримані.

4. Вибір варіантів поводження з джерелами.

Механізм прийняття вірного рішення щодо поводження з відпрацьованими джерелами полягає у виборі найбільш відповідного варіанту з можливих: нове використання, відновлення та зберігання/захоронення.

Користувачами можуть розглядатися наступні варіанти поводження:

- передача джерела іншому користувачеві для його використання при наявному рівні активності;
- повернення використаних закритих джерел постачальнику;
- витримка джерел, що містять радіонукліди з коротким періодом напіврозпаду;
- збір і зберігання джерел в проміжних сховищах до того, як буде можливо їх кондиціонування;
- кондиціонування закритих джерел і їх проміжне зберігання до того, як буде можливо їх поховання.

Вибір варіанту для конкретного закритого джерела буде залежати від різних по суті чинників: активність, зміст радіоізотопів, терміни контракту, фізичний стан джерела [5].

Для відпрацьованих закритих джерел з високою активністю (наприклад ^{60}Co і ^{137}Cs) ця схема неприйнятна. Для таких джерел єдиною можливістю, крім повернення джерела виробникові, є довгострокове зберігання (кілька десятиліть) в очікуванні поховання в майбутньому.

5. Передача іншому користувачеві.

Закрите джерело виробляється з початковим рівнем активності, відповідним конкретному застосуванню даного джерела. Коли внаслідок зниження рівня активності джерело стає непридатним для початкового застосування, його можна використовувати для інших цілей. Наприклад, це може бути одним з варіантів застосування високоактивних ^{60}Co і ^{137}Cs джерел, які не можуть більше використовуватися в клінічній терапії. Вони можуть бути корисні в інших областях, що вимагають більш низьких рівнів активності.

Передача джерел іншим користувачам всередині національних кордонів країни забезпечує економічні вигоди як у виробництві джерел, так і в

кінцевому поводженні з відходами. Чиста вигода полягає в зменшенні числа джерел, які повинні бути закуплені, знаходяться у використанні і, нарешті, повинні бути відправлені на поховання.

Компетентні органи повинні здійснювати адміністративні процедури і контроль для того, щоб користувачі не отримували нових закритих джерел, в той час як відповідні джерела вже наявні згідно з національним планом використання закритих джерел.

6. Повернення початкового постачальника.

Оренда джерел може використовуватися в якості початкового механізму отримання закритих джерел. При такому порядку користувач ніколи не буде володіти джерелом, а тільки орендувати його у постачальника на певний період часу. Відповідні контракти повинні включати умови повернення джерел постачальнику після закінчення часу дії контракту. Оренду слід здійснювати користувачам, яким необхідні джерела з початковими рівнями активності від 100 гБк і більше або джерела, що містять довгоживучі радіонукліди.

Повернення джерела початковому постачальнику забезпечує виробнику можливість повторного використання радіоактивного матеріалу, що міститься в відпрацьованих джерелах, так як часто економічно вигідно відновити радіоактивний компонент для його використання в нових джерелах. Ще одним варіантом для розгляду є передача відпрацьованих закритих джерел іншого постачальника. Багато організацій в різних країнах занижуються відновленням відпрацьованих закритих джерел з економічних міркувань.

Закриті джерела з короткоживучими радіонуклідами можуть бути придбані на основі прямої закупівлі. Контроль на місці за поводженням з відпрацьованими закритими джерелами з короткоживучими радіоізотопами повинен забезпечувати безпечне поводження і зберігання протягом періоду, який необхідний для зниження активності до такого рівня, щоб ці джерела можна було розглядати як нерадіоактивні матеріали (активність 74 кБк/кг) і захоронити як нерадіоактивні відходи.

7. Зберігання відпрацьованих джерел.

За тривалістю можна виділити наступні види зберігання:

- короткочасне - терміном до 3-5 років;
- тимчасове - до 30 років;
- довгострокове - понад 30 років.

За технологією реалізації розглядаються:

- зберігання для розпаду радіонуклідів;
- проміжне зберігання;
- централізоване зберігання.

Зберігання для розпаду радіонуклідів (РН). Відпрацьовані закриті джерела, що підлягають за різними обставинами (причинами) зберігання до розпаду РН, є джерелами з низькою активністю, які містять короткоживучі радіонукліди, наприклад ^{32}P , ^{125}I , ^{192}Ir , ^{210}Po . У цих джерелах активність може зменшитися до рівнів звільнення від регулюючого контролю [8] протягом короткого часу (3-5 років). Протягом цього часу рівного приблизно 10 періодам напіврозпаду, активність радіонукліда зменшиться в 1000 разів. Однак повинні існувати методи підтвердження того, що активність джерел впала нижче рівнів звільнення. Рівні звільнення від контролю для деяких радіонуклідів наведені в табл. 2.1.

Таблиця 2.1. - Рівні звільнення від контролю для деяких радіонуклідів

Радіонуклід	Період напіврозпаду (дні)	Концентрація активності, (Бк/г)	Активність, (Бк)
^{32}P	14,3	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^5$
^{125}I	59,4	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$
^{192}Ir	74	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$
^{210}Po	138	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^3$

Всі джерела, призначені для такого зберігання, повинні відповідати таким вимогам:

- джерело повинно бути упаковане таким способом, щоб цілісність упаковки була забезпечена протягом усього запланованого часу зберігання.

Джерела повинні зберігатися в їх оригінальних або аналогічних транспортних контейнерах;

- кожна упаковка повинна бути позначена символом радіоактивності, ідентифікаційна бирка - прикріплена до контейнера і спеціальна форма відомостей про джерело - заповнена.

Проміжне зберігання. Метою проміжного зберігання може бути очікування зниження активності, транспортування, переробки або передачі іншому користувачеві. У сховищі повинні бути забезпечені радіаційний захист персоналу та заходи фізичної безпеки. Джерело може бути залишене для проміжного зберігання на місці його використання або переміщене в спеціальне сховище, яке перебуває під контролем користувача.

Якщо обраний перший варіант, джерело повинно бути закріплено в неробочому положенні і вжито відповідних заходів для збереження джерела в цьому положенні і забезпечення неможливості його вилучення.

Необхідним є проведення регулярних інспекцій для контролю умов зберігання джерела.

Обов'язковою умовою для зберігання джерел по другому варіанту є наявність достатньої інфраструктури (промислової і радіологічної). Ні в якому разі джерело не вилучається з робочого захисту, і не слід відключати захисні системи або системи безпеки, що гарантують знаходження джерела всередині захисту в неробочому положенні. Витяг джерела з його робочої захисної оболонки має проводитися виключно відповідно до розроблених процедур і спеціально підготовленим для цієї мети персоналом. Переміщення джерела повинно здійснюватися в спеціально сконструйованому і виготовленому транспортному контейнері. Можна зустріти велику кількість різних систем зберігання, які відповідають цим критеріям [5].

Вимоги до системи охорони повинні бути розглянуті як єдине ціле, беручи до уваги загальний ефект окремих частин. Якщо одна з частин є дуже сильною, то інші можуть не вимагати таких посиленних заходів.

У системах зберігання передбачається, що джерела упаковані в свинцевий корпус, який володіє необхідними захисними властивостями, і потім поміщені в тонкостінний сталевий контейнер, що закривається (рис. 2.3).

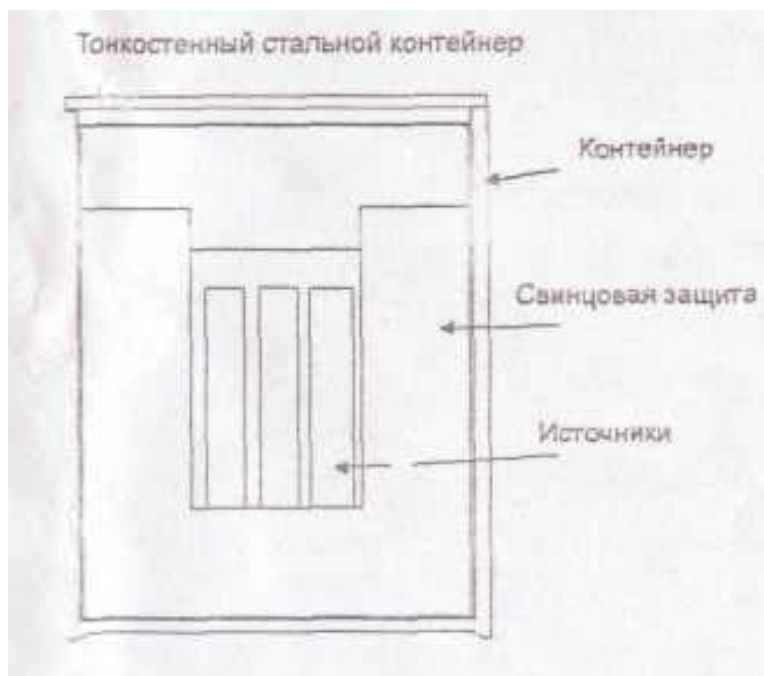


Рис. 2.3 – Схема розміщення джерел в упаковці і контейнері [5]

Цей варіант схеми зберігання в сейфах придатний тільки для невеликих упаковок для яких використовуються підлогові сейфи, є легкодоступними і відомі як системи з високою захистом. Несанкціонований доступ вкрай складний, і, так як сейфи встановлюються в залізобетонній підлозі, вони не можуть бути легко вилучені. У кожному сейфі можна зберігати кілька контейнерів. Ця система застосовується для невеликої кількості джерел, але в випадку необхідності її можна розширити для більшої кількості.

Схема типового підлогового сейфа, виготовленого різними виробниками, представлена на рис. 2.4. Ці сейфи місткістю від 30 до 60 л забезпечують захист проти ряду впливів: використання важелів, кувалд, дрилів, автогену і вибухових речовин. Якщо буде потрібно встановити систему довготривалого зберігання без доступу до них з мінімальним обслуговуванням, ці сейфи можуть бути перекриті залізобетоном.

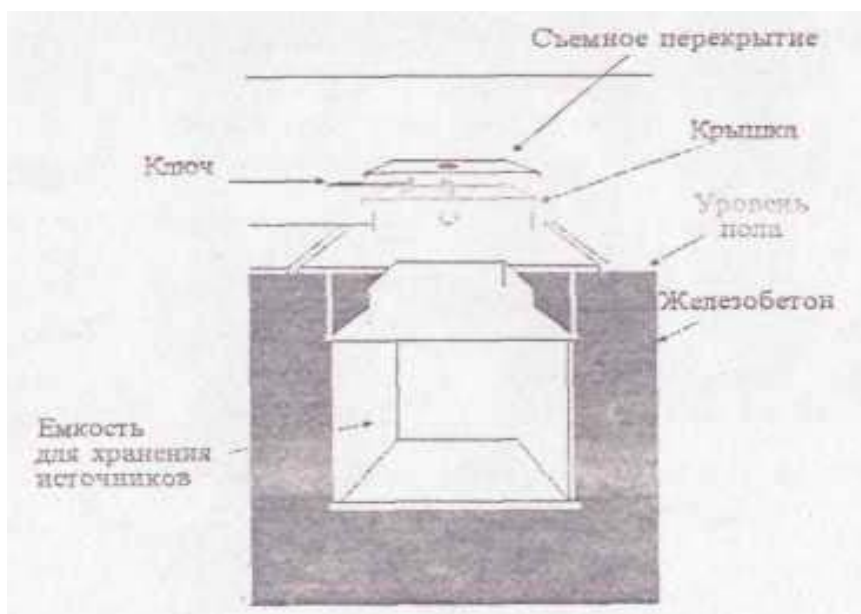


Рис 2.4 – Схема підлогового сейфа [5]

Схема зберігання в добре захищених приміщеннях застосовна для упаковок будь-яких розмірів: великих, середніх і дрібних. Упаковки зберігаються в приміщенні з охоронюваними дверима, замками високої надійності і системами тривоги. Доступ в нього дозволений лише малій кількості визначеного персоналу, який обслуговує джерела.

Дрібні і середні контейнери можуть бути розміщені для зручності на полицях, тоді як великі повинні розміщуватися на підлозі. Як додаткова міра безпеки в приміщенні можуть бути обладнані для підлоги сейфи, в яких буде міститися невелика кількість дрібних упаковок.

Ця система забезпечує надійне зберігання для великої кількості джерел, але в той же час і надає можливість доступу при необхідності. Для перетворення цієї системи в довгострокове сховище без можливості доступу і з мінімальним наглядом можна забетонувати дверний проріз.

Зберігання в бетонному бункері. Бетонний бункер може бути використаний для зберігання великих, середніх і дрібних упаковок в залежності від розмірів бункера.

Порівняно невеликий бункер ємністю кілька кубічних метрів з важкою кришкою, що важить кілька тонн, може служити в якості дешевої, але добре захищеної системи для зберігання невеликих і середніх упаковок.

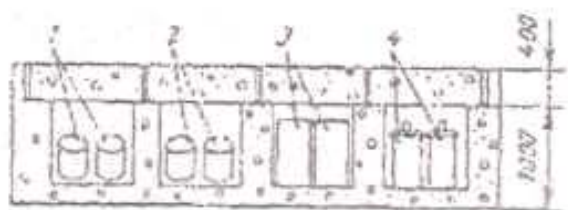
Великий бункер з важкою кришкою може містити як великі упаковки, так і середні та дрібні, а також може бути корисний, коли потрібно зберігання великої кількості джерел.

При необхідності ці бункера можуть бути легко перетворені в довготривалі сховища, що вимагають мінімального нагляду, за допомогою бетонування входів.

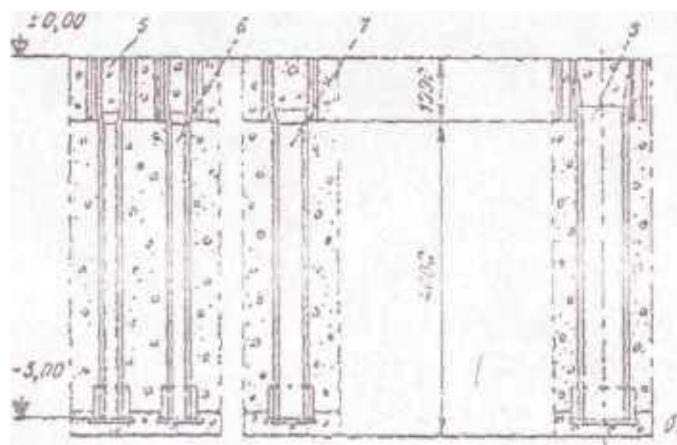
Системи проміжного зберігання, описані вище, можна порівняти за різними критеріями, що включає ємність, вартість, габарити сховищ, ступінь їх радіаційного захисту, можливість доступу, необхідний рівень нагляду сховищ, що дає можливість досить просто вибрати підходящий варіант для кожного користувача.

Якщо це неможливо, то будівля повинна: бути споруджено з підходящою захисною системою, яка захищає від попадання підземних вод. Для запобігання опромінення персоналу рекомендується, щоб проміжне сховище було споруджено в стороні від установки з переробки відходів або інших споруд [5].

Типовим прикладом зберігання в сховищі з біологічним захистом є поміщення джерел в колодязі, виготовлені зі сталі. При цьому досягаються велика ступінь біологічного захисту і порівняно легке вилучення джерел в подальшому для кондиціонування і захоронення. Приклади завантаження джерел в підземні колодязі показані на рисунку 2.5.



a)



1, 2, 3, 4 - різні упаковки для зберігання радій-мезоторієвих джерел;
5 - пробка; 6 - сховище для упаковок діаметром 150 мм; 7 — сховище для упаковок діаметром 250 мм; 8 - сховище для упаковок діаметром 450 мм.

Рис. 2.5 – Сховища для радій-мезоторієвих джерел (а), і високоактивних відходів (б)

Після закінчення періоду проміжного зберігання повинна бути можливість ідентифікації, вилучення та транспортування контейнерів з відходами на майданчик для централізованого зберігання або захоронення.

8. Кондиціонування відпрацьованих закритих джерел.

Як зазначено вище кондиціонування радіоактивних відходів - являє собою операції, при яких радіоактивні відходи перетворюються на форму, придатну для перевезення, зберігання або поховання. Прямим завданням кондиціонування є спрощення проміжного зберігання, проте важливо, щоб в результаті також полегшувалось і транспортування, а вироблена в процесі кондиціонування упаковка була придатна і для остаточного поховання.

Практика показала, що контейнери, що містять в собі закриті джерела іонізуючого випромінювання, і інші захисні пристосування не забезпечують в достатній мірі безпеку поводження з ними. Кондиціонування закритих джерел дозволяє забезпечити відповідність параметрів одержуваної упаковки правилам безпеки при транспортуванні радіоактивних речовин. Потужність дози на поверхні упаковки і на відстані 1 м від неї повинна задовольняти вимогам, що пред'являються до транспортних упаковок типу А, до яких

відносяться 200-літрова бочка з РАВ (рис. 2.6). Потужність дози на зазначених відстанях не повинна перевищувати значення 2 мЗв/год і 0,1 мЗв/год відповідно [5].

При цьому розрахунок величини очікуваної потужності дози гамма-випромінювання на поверхні бочки проводиться до прийняття остаточного рішення про кондиціонування відпрацьованих джерел.

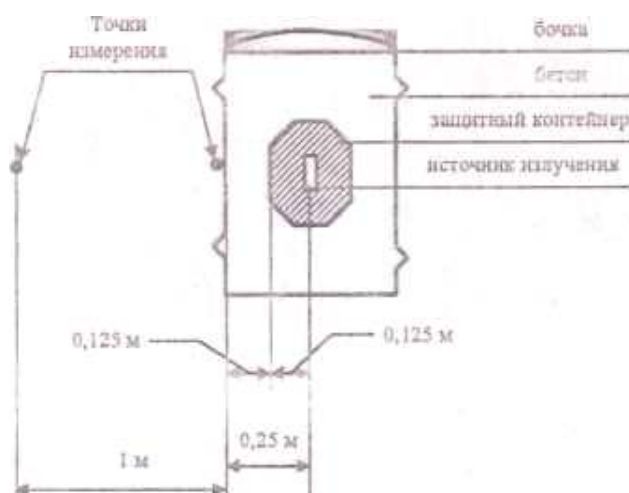


Рис. 2.6 – Схема вимірювання активності бочки з кондиціонованими закритими джерелами

Процеси кондиціонування включають:

- виробництво і застосування упаковок, що відповідають вимогам транспортних правил МАГАТЕ;
- використання матриць (найчастіше цементно-піщаний розчин), які широко застосовуються в багатьох країнах для тимчасового зберігання та захоронення відходів.

Значення максимальної активності джерел іонізуючого випромінювання для транспортних упаковок типу А наведені в табл. 2.2.

Таблиця 2.2 - Значення максимальної активності джерел іонізуючого випромінювання для транспортних упаковок типу А

Нуклід	Активність	
	тБк	Ки
^{60}Co	0,4	10
^{137}Cs	2,0	5
^{192}Ir	1,0	20
^{226}Ra	0,3	8
^{241}Am	2,0	50

Для проведення кондиціонування закритих відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання в бочках з використанням цементно-піщаної суміші використовуються два типи бочок [5].

Бочки 1 типу призначені для розміщення декількох джерел в придатному за геометричним розміром контейнері. Бочку заповнюють цементно-піщаною сумішшю до рівня 10 см від верхнього краю таким чином, щоб всередині залишалася порожнина діаметром 30 см для розміщення джерел. Дно цієї внутрішньої порожнини розташоване на 1/3 висоти бочки.

Бочки 2 типу призначені для розміщення контейнера з джерелами високої питомої активності. Бочку заповнюють цементно-піщаною сумішшю на 1/3 її висоти. З метою збільшення міцності упаковки цементно-піщану суміш армують сталевими стрижнями (числом > 3 і діаметром 5-10 мм), розташовуючи їх по периметру бочки так, щоб їх кінці перебували на відстані 10 см від дна.

Після заповнення цементно-піщаною сумішшю бочки обох типів витримують для затвердіння суміші не менше трьох діб, після чого вони готові для прийому закритих ДІВ.

Переважаючий метод кондиціонування для радієвих джерел полягає у вміщенні їх в капсулу з нержавіючої сталі і зварюванні кришки аргонно-дуговим методом [10]. Інші методи також можуть використовуватися за дозволом регулюючих органів (наприклад заповнення капсули з джерелом

радію активованим деревинним вугіллям, яке поглинає радон, що просочується).

У цьому випадку газонепроникність упаковки некритична, хоча ще один додатковий бар'єр бажаний. Потім заварені капсули поміщають з міркувань біологічного захисту в свинцевий контейнер, а його, в свою чергу, поміщають в 200-літрову сталеву бочку, внутрішність якої забетонована.

Слід зазначити, що гамма-джерела високої активності, які зазвичай утримуються в пристроях з високою біологічною захистом, не є придатними для кондиціонування вищеописаними методами. Такі джерела повинні зберігатись в їх оригінальних пристроях до тих пір, поки не буде знайдений безпечний метод поводження.

Для того, щоб спростити остаточне захоронення, рекомендується упаковувати джерела, що містять альфа-активні довго живуть радіоізотопи, окремо від бета- і гамма-джерел, так як вони потребують різних способів поховання.

9. Транспортування відпрацьованих ДІВ.

Транспортування відпрацьованих закритих джерел в проміжне сховище, в центральне підприємство по переробці відходів або на площадку поховання може вимагати спеціальних упаковок (відповідно до вимог МАГАТЕ і/або національних компетентних органів, які регулюють транспортування радіоактивних матеріалів).

Так, межі активності для упаковок типу А встановлені з правилах МАГАТЕ з перевезення радіоактивних матеріалів [9]. Для радіоактивного матеріалу в спеціальній формі застосовується величина А.

В обох випадка, якщо дія сертифіката минув, регулюючий орган не продовжує термін його дії. Навіть якщо «Сертифікат спеціальної форми радіоактивного матеріалу» є дійсним, контейнер, в якому він був транспортований до користувача, не відповідає вимогам і сучасним правилам з перевезення радіоактивних матеріалів.

Спосіб транспортування відпрацьованого джерела в сховище залежить від таких факторів, як вік і тип джерела, вік і тип обладнання, наявність відповідних транспортних контейнерів, параметрів розвантажувального обладнання в місці прийому та умов для кондиціонування і зберігання.

Існують в принципі дві можливості транспортування ДІВ: перевезення джерела в його оригінальному утримачі і перевезення джерела, витягнутого з держателя (рис. 2.7) [10].



Рис. 2.7 - Можливі варіанти транспортування ДІВ

а). Використання утримувача в якості транспортного контейнера.

У деяких випадках держатель джерела може бути використаний як транспортна упаковка типу А або типу В. Цей метод безпечний, економічний і зручний для відправника, так як він дозволяє мінімізувати дози опромінення, виключає необхідність в придбанні або оренді транспортного контейнера і спрощує поводження із збідненим ураном, якщо він використовувався в якості захисту.

Іншим способом транспортування є перевезення джерела і власника в затвердженому транспортному контейнері. Якщо неможливо витягнути джерело з його тримача на місці його колишнього використання, необхідне перевезення в затвердженому транспортному контейнері з достатнім обсягом для розміщення всередині самого джерела разом з тримачем.

Для відносно невеликих джерел з загальною вагою 500 кг і з активністю в межах для упаковок типу А це рішення не викликає особливих складнощів. Велике число конструкцій упаковок типу А існує для реалізації такого роду перевезень.

Для багатьох раніше використовуваних в телетерапії і радіографії джерел спеціально сконструйованих транспортних контейнерів не існує або заміна джерела ускладнена через конструкції обладнання. Але можливе перевезення джерела, витягнутого з обладнання, в звичайних відповідних транспортних контейнерах. В цілому доцільність приймати рішення для кожного специфічного випадку визначається необхідністю досягти мінімального опромінення персоналу [10].

10. Централізоване зберігання та захоронення кондиційованих закритих джерел.

В даний час в багатьох країнах світу не практикується процес поховання потужних і довгоживучих ДІВ, його замінив процес зберігання з розробкою нових типів сховищ. Остаточне захоронення ДІВ розглядається в контексті наступних варіантів:

- в приповерхневих сховищах;
- в відпрацьованих шахтах;
- в глибоких геологічних формаціях.

Для конкретних радіонуклідів, що містяться в закритих джерелах, неможливо визначити типовий спосіб поховання, так як вимоги і умови навколишнього природного середовища сильно відрізняються в різних країнах. Однак є кілька основних факторів, які повинні бути, розглянуті при виборі майданчика для захоронення відпрацьованих закритих джерел:

- період напіврозпаду радіонукліда;
- активність джерела;
- токсичність і міграційні характеристики радіонукліда в ДІВ;
- тип упаковки відпрацьованих закритих джерел;
- характеристики майданчика поховання;
- часовий період, протягом якого майданчик буде знаходитися під адміністративним контролем.

В цілому, дані фактори вимагають оцінки за критеріями і стандартами, встановленими національними органами кожної країни. Після детальної оцінки перерахованих вище факторів можна визначити спосіб поховання для конкретного закритого джерела.

Серйозний інтерес в даному питанні представляють вказівки МАГАТЕ щодо критеріїв прийому відпрацьованих ДІВ на зберігання/захоронення.

Метою поховання (як остаточної стадії поводження з РАВ) відпрацьованих ДІВ, за визначенням МАГАТЕ [11], є виключення нанесення неприпустимої шкоди людині і живий природі в даний час і в майбутньому. Ця мета досягається шляхом ізоляції відпрацьованих ДІВ від оболонок біосфери до того моменту, коли вони не будуть більше представляти собою токсичної небезпеки.

З ТЕХНОЛОГІЇ ПОВОДЖЕННЯ З ВІДПРАЦЬОВАНИМИ ДЖЕРЕЛАМИ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ НА СПЕЦКОМБІНАТАХ ДЕРЖАВНОЇ КОРПОРАЦІЇ УКРАЇНСЬКЕ ДЕРЖАВНЕ ОБ'ЄДНАННЯ «РАДОН»

3.1 Загальна характеристика спецкомбінатів УкрДО «Радон»

Поводження з РАВ, які надходять від підприємств, установ і організацій всіх галузей господарського комплексу країни (крім підприємств ядерно-паливного циклу) здійснюють 6 спеціалізованих підприємств - державних міжобласних спецкомбінатів (ДМСК), що входять до складу Державної корпорації «Українське державне об'єднання «Радон» (далі - УкрДО «Радон»): Дніпропетровський, Донецький, Київський, Львівський, Одеський і Харківський. ДМСК були створені згідно з Постановою ЦК КПУ і РМ УРСР № 956-102 від 14.08.56 року з метою проведення робіт по збиранню, транспортуванню, переробці, зберіганню та захороненню радіоактивних відходів, відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання [5].

Постановою Ради Міністрів України № 377 від 21.12.1990 року для ДМСК в складі УкрДО "Радон" були закріплені зони обслуговування (рисунок 3.1):

- Київський: Київська, Вінницька, Житомирська, Хмельницька, Черкаська, Чернігівська області та м. Київ;
- Дніпропетровський: Дніпропетровська, Запорізька, Кіровоградська та Луганська області;
- Львівський: Львівська Волинська, Закарпатська, Івано-Франківська, Рівненська, Тернопільська та Чернівецька області;
- Харківський: Харківська, Полтавська і Сумська області;
- Одеський: Одеська, Миколаївська, Херсонська області, Автономна республіка Крим, м Севастополь;

- Донецький: Донецька обл. (в даний момент обслуговуванням займається Дніпропетровський ДМСК).

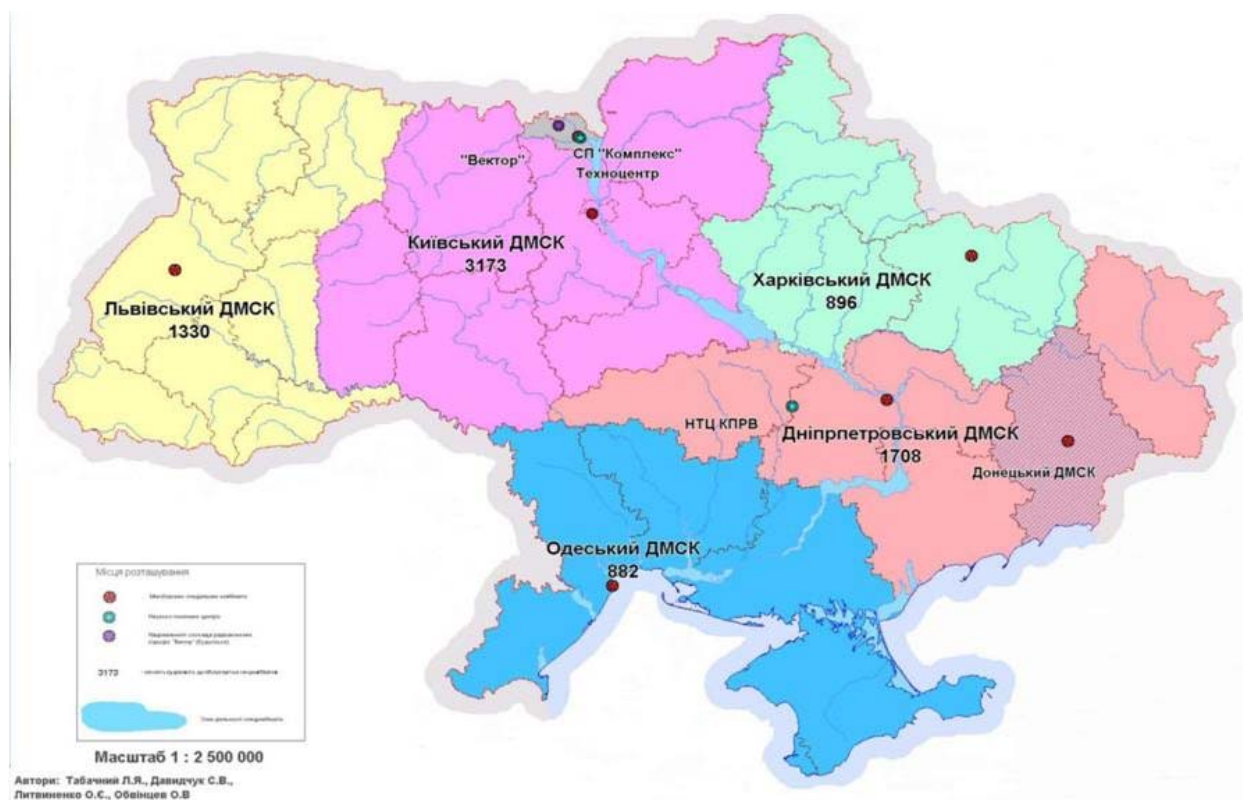


Рис. 3.1 – Зони обслуговування ДМСК УкрДО «Радон»

Дніпропетровський ДМСК введений в експлуатацію в 1962 року. Пункт зберігання радіоактивних відходів розміщений в Дніпропетровському районі, на 23 км Запорізького шосе на території НВО «Дніпро». Майданчик, відведений під пункт, займає 42,3 га. Майданчик пункту захоронення радіоактивних відходів (ПЗРВ) займає територію 3,5 га. Санітарно-захисна зона (СЗЗ) встановлена радіусом - 1 км, зона спостереження - 5 км. Найближчі населені пункти: с. Антонівка на відстані 4,2 км, с. Ново-Олександрівка - 7 км, с. Василівка - 6 км.

Кількість сховищ: ТРВ - 2, РРВ - 1, відпрацьованих ДІВ - 1, а також сховище для РАВ ВАТ «Електрон-Газ» [5].

Донецький ДМСК введений в експлуатацію в 1959 року. ПЗРВ Донецького ДМСК Постановою Ради Міністрів УРСР №800-19 від 24.10.66 року був закритий. Сховище, розташоване на території Донецького державного

заводу хімічних виробів, законсервовано, наземні будови і споруди ліквідовані. Вирішувалось питання про видалення і перепоховання РАВ з нього (станом на 2013 рік).

ПЗРВ Київського ДМСК експлуатується з 1962 року. Розміщений на відстані 0,3 км від окружної дороги м.Києва. Площа території ПЗРВ становить 9,4 га, СЗЗ - 500 м. Зона спостереження встановлена на відстані 5 км від ПЗРВ. Найближчі населені пункти: с. Пирогово - 0,4 км, с. Хотів - 4,0 км. За обсягами захоронення РАВ цей пункт є найбільшим в Україні. Кількість сховищ: ТРВ - 6, РРВ - 3, відпрацьованих ДІВ - 6.

Львівський ДМСК введений в експлуатацію в 1961 року. ПЗРВ розміщений в Яворівському районі Львівської області, в 16 км на північний захід від м. Львова. Територія в листяному лісі займає площу 3,8 га. Найближчі населені пункти: с. Буда - 1,0 км, с. Брюховичі - 9,0 км. Кількість сховищ: ТРВ - 2, РРВ - 1, відпрацьованих ДІВ - 1. ПЗРВ був реконструйований в 1989 році.

Львівський облвиконком рішеннями №5/2-207/1 від 30.01.91 року та №5/3-563/7 від 19.04.91 року вводив заборону на прийом РАВ з інших областей. Робота Львівського ДМСК була відновлена в повному обсязі указом Президента України в 1993 року.

Одеський ДМСК введений в експлуатацію в 1960 року. Пункт зберігання РАВ розміщений в Іванівському р. Одеської обл., На 73 км автотраси Одеса - Київ в полуторакілометрах від неї. Площа пункту - 5,6 га. Найближчі населені пункти: с. Краснознам'янка - 3 км, смт. Радісне - 5,2 км. СЗЗ встановлена в радіусі 1 км, зона спостереження становить 5 км. Кількість сховищ: ТРВ - 11, РРВ - 2, відпрацьованих ДІВ -1, навіс для РІТЕГов [5].

Харківський ДМСК введений в експлуатацію в 1961 року. Пункт зберігання радіоактивних відходів розміщений в Дергачівському р. Харківській обл. на території лісового масиву урочища «Пісочне». Найближчий населений пункт: с. Пересічне - 5,0 км. СЗЗ встановлена в радіусі 1 км, зона спостереження становить 5 км. Площа ПЗРВ - 6,47 га. Кількість сховищ: ТРВ -

16, РРВ - 2, відпрацьованих ДІВ - 3. Пункт реконструйований в 1990 році і в даний час є одним з найкращих підприємств в системі УкрДО «Радон».

Характеристика сховищ ДМСК УкрДО «Радон» і загальна кількість РАВ, що знаходяться в них (за станом на 01.01.2010 року) наведені в таблиці 3.1.

Таблиця 3.1 - Характеристика сховищ ДМСК УкрДО «Радон» [5]

ДМСК	ТРО			ЖРО	ОИИИ		Технологія переробки
	Активн., Бк	Обсяг, куб. м	Маса, т	Обсяг, куб. м	Активн., Бк	Кільк. ВДІВ, шт	
Дніпро-петровський	6,35E+15	433,0	1093	60	6,51E+15	89472	Немає
Київський	6,44E+15	1987,0	2709	413	6,68E+15	74709	Немає
Львівський	1,51E+14	641,4	1512	0	4,20E+14	34243	Немає
Одеський	3,08E+16	502,2	311	137,5	3,08E+16	25071	Немає
Харківський	3,24E+14	1608,1	2482	9,8	3,68E+14	96326	Отвердування РРВ
Всього	8,13E+16	5171,7	8109	620,3	4,48E+16	319821	

У таблиці 3.2 наведено перелік і характеристики відпрацьованих ДІВ, що знаходяться на ДМСК УкрДО «Радон».

Таблиця 3.2 - Перелік і характеристики відпрацьованих ДІВ, що знаходяться на ДМСК УкрДО «Радон»

Радіонуклід	Вид випромінення	Тип ДІВ	Кількість ДІВ, шт.	Активність на 01.09.10 р., Бк
^{137}Cs T1/2 - 30 років	гамма	ИГИ-Ц-3,4, ГС5.7.012.8 ГС8.7.021.1 и др.	2216	$1,4 \cdot 10^{14}$
^{239}Pu T1/2 - $2,4 \cdot 10^4$ років	альфа	РИД-1, РИД-6м, НР-ПН, АИП-Н, А-24, АДИ	28800	$7,3 \cdot 10^{11}$
^{60}Co T1/2 - 5,3 роки	гамма	ТОР-ЦИК-1-5, ГИК-К-10, В3121, К-90	302	$2,4 \cdot 10^{12}$

Продовження табл. 3.2

^3H T1/2 - 12,4 роки	бета	Р-22, ТНТ-14-10, ТНТ-16,19,25	1182	$2,1 \cdot 10^{14}$
Збіднений ^{238}U	альфа, гамма	Биозащита "Гаммарид" 170/40, 192/120	20	-
$^{238}\text{Pu} + \text{Be}$ T1/2 - 87,7 роки	нейтрони, альфа	ИБН-6, ИБН-8-1, ВИП-1, ВПГР-1, ППГД-1	69	$2,1 \cdot 10^{11}$
$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ T ½ - 29 років	бета	БИС-10,20,50 РИО-3, БИС-4АН, ДП-5, БИС-1	1284	$7,2 \cdot 10^{11}$
^{238}Pu T1/2 - 87,7 роки	альфа	РИТМ-10, РИТ-238	1490	$7,87 \cdot 10^{12}$
^{241}Am T1/2 - 433 роки	альфа, гамма	ИГИА-3, АРИА-241	86	$2,26 \cdot 10^{10}$
^{226}Ra T1/2 - $1,6 \cdot 10^3$ років	гамма	С-41-54, Р-4, ДП-63А	956	$1,5 \cdot 10^{10}$
^{232}Th	альфа, гамма	-	1	$1,85 \cdot 10^7$

3.2 Характеристика технологічних процесів

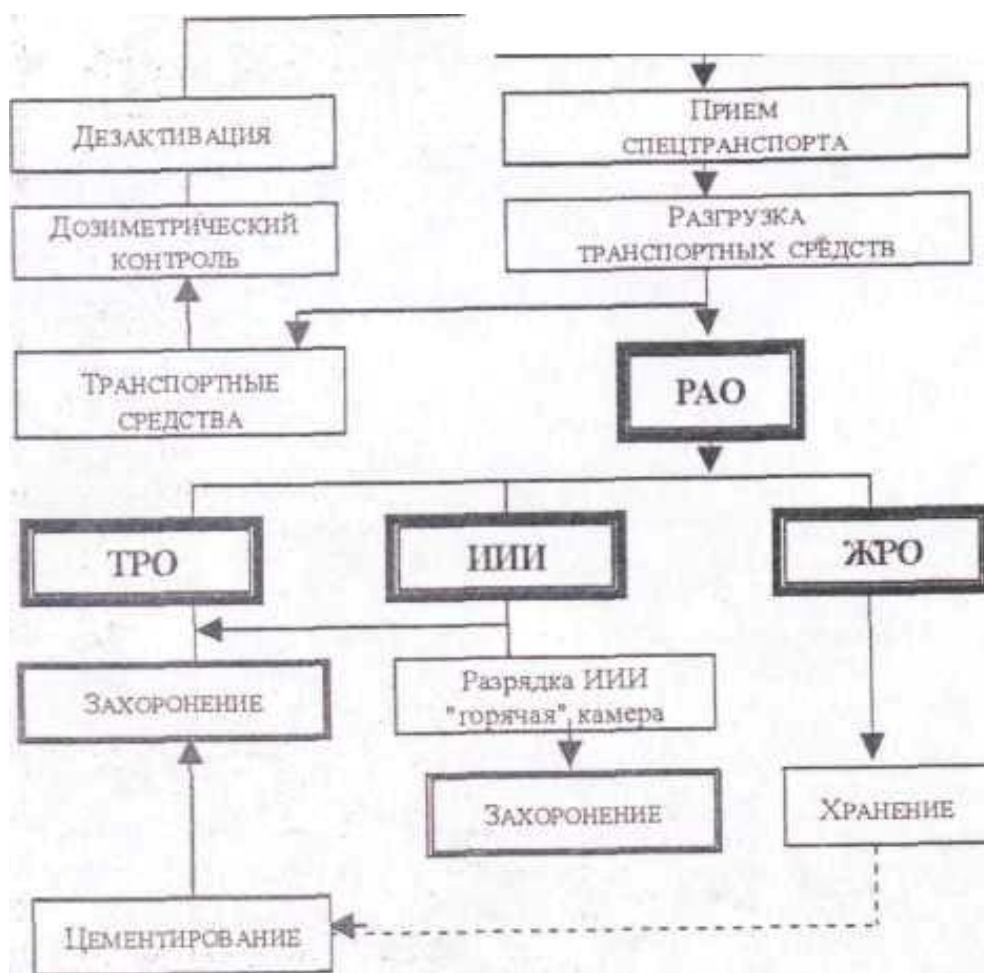
На всіх ДМСК поводження з РАВ здійснюється в такій послідовності (рис. 3.2):

- при надходженні заявки на вивезення партії РАВ проводиться перевірка для визначення готовності відходів до відправки: відповідність пакувальної тари агрегатному стані відходів, ступінь її механічної міцності, наявність пристосувань для механізованого завантаження і розвантаження, потужність еквівалентної дози гамма-випромінювання на поверхні упаковок і на відстані 1 м, відсутність забруднення на поверхні тари, наявність і правильність оформлення паспорта на партію РАВ;

- при відсутності порушень здійснюється прийом РАВ, їх навантаження і транспортування в ПЗРВ на спеціально обладнаних транспортних засобах за

маршрутом, погодженим з регіональними органами УВС, по території яких здійснюється перевезення;

- тверді радіоактивні відходи направляються в ємності для ТРВ;
- рідкі радіоактивні відходи зливаються в ємність для їх тимчасового зберігання;
- відпрацьовані високоактивні ампульовані джерела поступають в сховище ДІВ;
- після розвантаження РАВ автотранспорт і транспортні контейнери направляються на дезактивацію.



Пунктирна стрілка - означає переробку РРВ на Харківському ДМСК

Рис. 3.2 – Технологічна схема поводження з РАВ в ПЗРВ ДМСК

Транспортування радіоактивних відходів від виробника на спецкомбінат здійснюється автотранспортом ДМСК. Це головним чином спецавтомобілі ОТ-20 вантажопідйомністю до 2 т і ряд інших. Транспортування відпрацьованих джерел здійснюють, як правило, в контейнерах УКТ1А-60, УКТ1В-80, УКТ1В-100, УКТ1В-120, КТБ-26-12.

Введення в Україні нових правил ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів [11] принципово змінило підхід до забезпечення безпеки при транспортуванні - поняття спецавтомобіль скасовано, і необхідний рівень радіаційної безпеки забезпечується виключно характеристиками радіаційної упаковки, що вимагає відповідного типоряду транспортних контейнерів, яких в даний час практично немає.

У ситуації, що склалася в якості тимчасового заходу на період оснащення спецкомбінатів транспортними контейнерами доцільно продовжити практику застосування спецавтомобілів. Дана міра дозволяє підтримувати на високому рівні безпеку перевезень радіоактивних матеріалів та безболісно перейти на загальноприйняті міжнародні правила забезпечення безпечного перевезення небезпечних вантажів.

Сховища твердих радіоактивних відходів (ТРВ) на ДМСК побудовані за типовим проектом. Сховище являє собою підземну прямокутну ємність розмірами 12,5х9,0х3,6 м і об'ємом 400 м³, розділену на відсіки збірними залізобетонними перегородками товщиною 80 мм.

У Сховищах біологічних радіоактивних відходів (БРВ) стіни виконані зі збірних залізобетонних блоків товщиною 260 мм. Внутрішня поверхню стін торкетована цементним розчином з додаванням алюмінату натрію товщиною 20 мм і двічі промазана гарячим бітумом. Днище виготовлено з монолітного залізобетону товщиною 300 мм, ізоляційного шару і цементної стяжки. Плити перекриття також виконані з монолітного залізобетону. Після виведення сховища з експлуатації перекриття бетонується [5].

В процесі заповнення сховища періодично проводиться засипка пустот між біологічними радіоактивними відходами сухим цементом. Далі цемент

зв'язується водами, що спочатку містяться в біологічних тілах, тобто відбувається цементування РАВ.

Ємності для тимчасового зберігання рідких радіоактивних відходів (РРВ) на ДМСК - циліндричної форми висотою 3,15 м виконані з нержавіючої сталі і встановлені по вертикальній осі в бетонній підставці. Оглядова горловина обладнана бетонною пробкою і кришкою. Заливна горловина виконана з нержавіючої сталі у вигляді труби Г-подібної форми діаметром 100 мм. Приймальний прямокутник з нержавіючої сталі накритий чавунною кришкою. Оголовки ємностей обладнані охоронною сигналізацією.

На ПЗРВ Харківського спецкомбінату застосовується спільне поховання твердих і рідких радіоактивних відходів з використанням методу цементування.

Сховища відпрацьованих ДІВ являють собою конструкції колодезяного типу, які будуються за типовою схемою. Сховища колодезяного типу в Україні за способом побудови можуть мати і такі відмінні від типового характеристики:

- незбиране залізобетонне кільце з наповнювачем піском після установки ємності зберігання джерел;
- незбиране залізобетонне кільце з наповнювачем бетоном після установки ємності зберігання джерел;
- із залізобетонних кілець з можливою комбінацією засипки бетоном або піском.

До складу ДМСК можуть входити кілька сховищ ДІВ з різним ступенем технічного стану, проектною ємністю сховища, категорією активності, ізотопним складом основних радіонуклідів. Наприклад, Одеський ДМСК включає в себе одне сховище ДІВ - №13 з наступними характеристиками:

- призначення сховища - зберігання ампульованих ДІВ;
- технічний стан сховища - задовільний;
- проектна місткість сховища - 50 кг-екв. Ра;
- резерв ємності сховища - 45% кг-екв. Ра;

- група з ПЕД - III;
- кількість ДІВ без біозахисту - 10743 шт .;
- загальна активність ДІВ - 2,26E15 Бк;
- ПЕД на відстані 1 м від поверхні сховища - 40 мкР/год.

Ізотопний склад сховища наведено в таблиці 3.3 [5]

Таблиця 3.3 - Ізотопний склад сховища Одеського ДМСК

Нуклід	Активність, Бк, на 10.06.2004 р.
^{137}Cs	2,00 E+15
^{226}Ra	3,36 E+13
^{238}Pu	1,74 E+13
^{60}Co	1,11 E+14
^{192}Ir	9,28 E+13
^{90}Sr	9,29 E+11
^{85}Kr	1,28 E+10
^{239}Pu	6,34 E+10
^3H	3.08 E+09
^{63}Ni	5,52 E+09
^{210}Po	4,21 E+08
^{204}Tl	1.59 E+08
^{147}Pm	2.15 E+08
^{106}Ru	3,20 E+04

До складу Київського ДМСК входять 6 сховищ ДІВ, Харківського - 3, Львівської та Дніпропетровської - по одному.

Сховища колодязного типу для зберігання відпрацьованих ДІВ на спецкомбінатах УкрДО «Радон» експлуатуються вже більше 40 років. Слід зазначити, що спостереження за їх станом показали - зберігання джерел в підземних ємностях «навалом» не забезпечує задовільної надійності поховання. Вільне скидання джерел призводить до того, що вони накопичуються в донній частини підземних ємностей, тобто більша частина носіїв радіоактивності концентрується в малій частині обсягу, і, як наслідок, радіаційні та температурні навантаження на конструкційні матеріали

резервуарів в цих місцях виявляються підвищеними. Про це свідчать, наприклад, результати обстеження сховищ Київського ДМСК «Радон».

Візуальний огляд і реєстрація розміщення джерел, а також стану завантажувальної труби здійснювалися за допомогою відеоглазка з виведенням зображення на телемонітор для відеоконтролю із записом на відеоплівку [5].

Аналізи результатів обстеження сховищ представляють певний інтерес і дозволили зробити наступні висновки.

1. Вміст водню в сховищах коливається від 0 до 1,6%, що нижче вибухонебезпечної концентрації (4,2%). При цьому водень при відкриванні горловини швидко випаровується в атмосферу;

2. Температура повітря в приймальні ємності сховища складала 18-21 °С.

3. Максимальне значення експозиційної дози в ємності сховищ склало 138 Р/год. При цьому до глибини 2-2,5 м значення експозиційної дози зростає незначно, з глибини 2-2,5 м і до глибини 3,5-4 м відбувається різке збільшення до максимального значення, і в подальшому це значення не змінюється до глибини повного занурення (до зіткнення з ДІВ) - 5-5,5 м. Дане явище, очевидно, пов'язане з великими полями вторинного випромінення (при великій активності ДІВ в малому обсязі), що потребує подальшого вивчення;

4. Наявність радіоактивних елементів ^{137}Cs і ^{60}Co в атмосфері ємності сховищ говорить про надходження їх з похованих джерел за рахунок дифузії і конвекції, що вказує, відповідно, на наявність в резервуарах сховищ ДІВ з пошкодженими оболонками. Наявність великих значень цезію по відношенню до кобальту (при цьому кобальту поховано за активністю більше) пов'язано з більшою летючістю першого.

5. У сховищах виявлено присутність значної кількості джерел у вигляді циліндрів, гранул, пластин, штоків і т. ін. При цьому для кожного зі сховищ характерний однотипний вид джерел: в сховищах №5, 2 і 1 - присутність штоків, в сховище № 4 - наявність гранул і пластин; в сховище № 3 - ампул. Всі джерела знаходяться в незадовільному стані. Видно джерела з пошкодженими оболонками. У всіх сховищах джерела знаходяться в

технологічному «бруді». При опусканні в сховище відеоглазка на відеокадрах видно рух сторонніх частинок. Крім того, відеозйомка виявила в сховищі № 1 нехарактерну для джерел форму похованого предмета (імовірно це головка від дрилі з конусом і свердлом). У всіх обстежених сховищах джерела розташовані у вигляді воронки. Очевидно, це пов'язано з тим, що джерела виходять з завантажувальної труби з великою швидкістю, під кутом до осі ємності і потрапляють на дно сховища після удару об стінку. Раніше передбачалося, що джерела в резервуарі розташовані у вигляді конуса.

6. Завантажувальна труба в усіх сховищах знаходиться в задовільному стані.

7. Аналіз результатів відеозйомки підтвердив неможливість поштучного вилучення і доцільність металізації перед вилученням всього сховища в цілому.

Конструкція сховища була розрахована на тривалий надійне зберігання відпрацьованих джерел в сухому стані, так як вода в поєднанні з дією сильного іонізуючого випромінювання може привести до корозії оболонок джерел і ємності сховища. Однак майже у всіх існуючих сховищах виявлена вода, яка, скоріш за все, утворюється за рахунок конденсації з повітря на холодних стінках завантажувальної труби. Ці фактори значно знижують довготермінову безпеку зберігання відпрацьованих джерел. За результатами експлуатації в ряді випадків над сховищем створені споруди для попередження потрапляння атмосферних опадів.

Як показує практика, і на прикладі викладеного вище існуюча система поводження з відпрацьованими ДІВ не дозволяє забезпечити надійну довготривалу ізоляцію і локалізацію радіаційно небезпечних об'єктів в сховищах колодязного типу відповідно до чинних норм і правил радіаційної безпеки (РБ) і вимагає в кінцевому рахунку прийняття і реалізації заходів щодо приведення наявних експлуатованих і законсервованих сховищ в радіаційно і екологічно безпечний стан.

На всіх ДМСК УкрДО «Радон» діє єдина система обліку та контролю РАВ (рис. 3.3) [5]. Всі РАВ, що надходять на захоронення, реєструються на ПЗРВ в журналі радіоактивних відходів. Запис в журнал проводиться з паспортів на партію відходів, отриманих від замовника з занесенням в базу даних ЕОМ. Розроблена та експлуатується автоматизована система обліку поступаючи на захоронення РАВ і система стеження за станом відходів на експлуатованих сховищах.

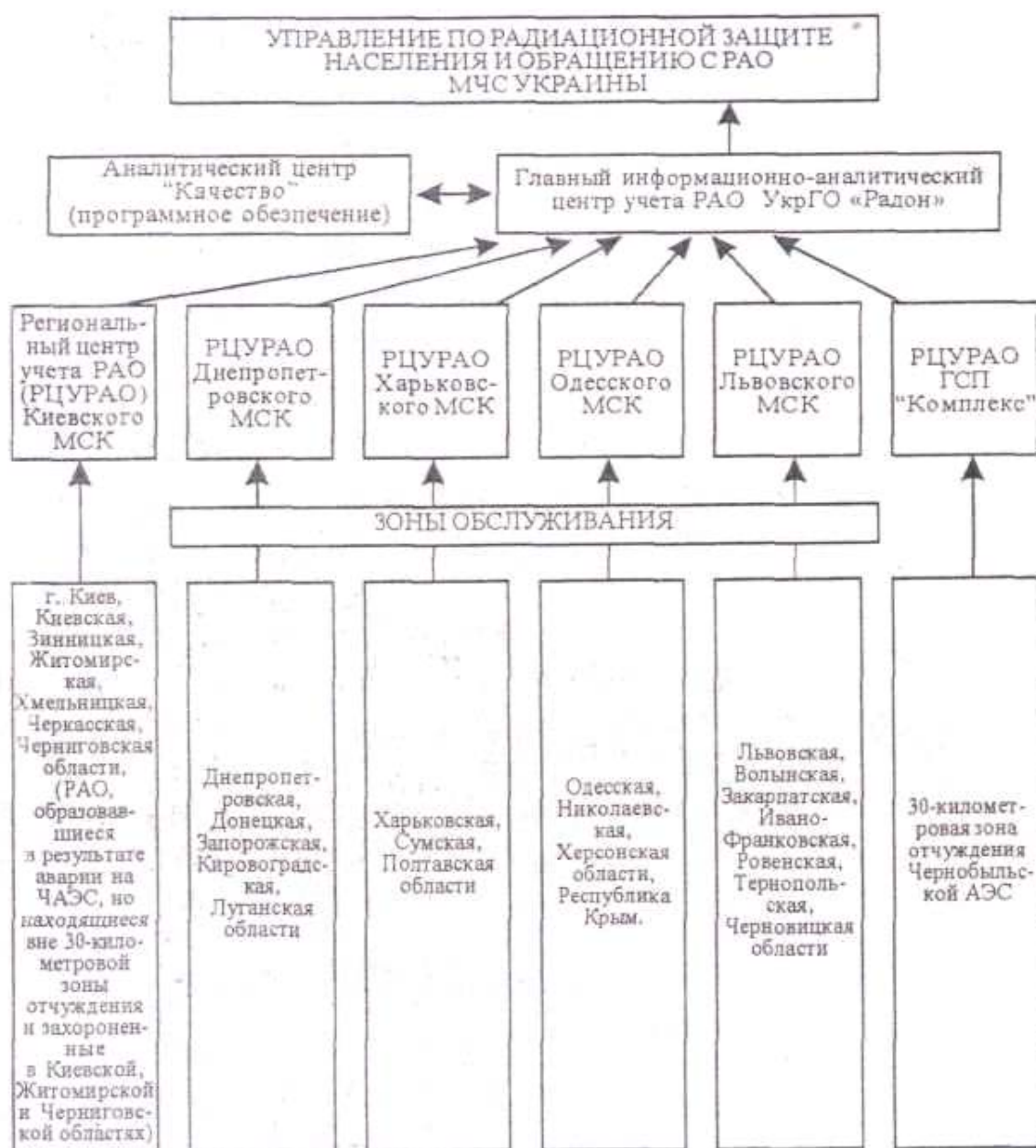


Рис. 3.3 - Схема організаційної структури системи обліку РАВ УкрДО «Радон»

Програма автоматизованого обліку поступаючи на захоронення РАВ дозволяє враховувати широкий спектр кількісних та якісних характеристик РАВ: за видом (ТРВ або відпрацьовані ДІВ), за видом випромінювання, дозволяє зберегти в базі всі паспортні дані РАО, розрахувати їх активність на момент поховання та запиту за ізотопним складом по окремим сховищам і всього по ПЗРВ, дані по постачальниках.

Програма спостереження за станом РАВ експлуатованих і не експлуатованих, підлягаючих консервації сховищ дозволяє визначати кількість і активність РАВ на момент запиту в цілому по сховищу, в т.ч. по окремим радіонуклідам.

3.3 Критерії прийому і зберігання ДІВ спецкомбінатами УкрДО «Радон»

Надійність поводження з відпрацьованими ДІВ забезпечується послідовним застосуванням системного підходу на всіх етапах планованої діяльності: передпроектні, вишукувальні (включаючи радіаційне обстеження), проектно-конструкторські роботи, виготовлення упаковок і будівництво інженерних споруд для їх зберігання, підготовка, вилучення джерел випромінювання, створення первинних герметичних упаковок, формування і транспортування пакувальних комплектів, завантаження контейнерів (упаковок) у сховище, тривале підконтрольне зберігання.

При вирішенні питань поводження з відпрацьованими ДІВ можна виділити два типи показників: регульовані та інформаційні. Такий поділ дозволяє, з урахуванням причинно-наслідкових зв'язків, спростити (без скільки-небудь значимої втрати представленості і надійності), а в деяких випадках і знизити обсяг вимог на рівні одних елементів системи за рахунок консервативності інших і системи багатобар'єрного захисту в цілому (значущі показники регулювання) [2].

Так, наприклад, істотна частка загальної трудомісткості по створенню первинних граматичних оболонок (чохлів) для ізольованих ДІВ приходить на

забезпечення виконання головної вимоги - утримання радіоактивних препаратів всередині первинної пакувальної оболонки. Саме виконання цих критеріїв дозволяє спростити до мінімально необхідного рівня вимоги до інших складових системи захисту і забезпечити більш високий рівень безпеки на наступних етапах обігу.

У той же час самі фізичні параметри і характеристики джерел є заздалегідь обумовленими і виступають в якості інформативних на всьому протязі планованої діяльності.

Існує цілий ряд характеристик, для яких критерії поводження з ДІВ можуть бути визначені на початковій стадії планованої діяльності, хоча в деяких випадках необхідні дані можуть бути отримані тільки після проведення радіаційних обстежень, підготовки і виконання дослідно-експериментальних робіт (наприклад для так званих невилучальних джерел) . Такими критеріями є:

- фізичні показники та геометричні характеристики відпрацьованих ДІВ;
- типи упаковок і система реєстрації та документації;
- безпека по відношенню до критичного стану;
- пожежо- і вибухобезпечність самих джерел і їх упаковок;
- значимість процесів радіолізу і утворення газоподібних продуктів;
- обмеження доступу вільної рідини;
- фізико-хімічна сумісність матеріалів джерел випромінювання і пакувальних комплектів;
- зведення до мінімуму можливості прояву процесів корозії в системі ізоляції і захисту.

Основними засобами забезпечення безпеки і надійності поводження з відпрацьованими ДІВ високої активності є:

- ізоляція і герметизація джерел в межах первинної упаковки (ізолюючої оболонки, чохла) з забезпеченням умов сухого зберігання;

- підконтрольне зберігання ДІВ з використанням упаковок (контейнерів) та інших засобів захисту та інженерних бар'єрів сховища, що виключають контакт радіоактивних препаратів з зовнішнім середовищем;

- забезпечення захисту упаковок від впливів, здатних порушити їх ізолюючі властивості, на всіх етапах поводження з ними.

При розгляді критеріїв прийому і зберігання відпрацьованих ДІВ спецкомбінатами УкрДО «Радон» їх слід розглядати з точки зору:

- базових критеріїв радіаційної безпеки;
- організаційних критеріїв безпеки;
- технологічних критеріїв поводження з відпрацьованими ДІВ.

За базові критерії безпеки при поводженні з відпрацьованими ДІВ прийняті встановлені діючими в Україні законодавчими актами і нормативно-правовими документами принципи і критерії протирадіаційного захисту та радіаційно-гігієнічні, регламентовані величини, засновані на рекомендаціях МКРЗ з урахуванням специфіки планованої діяльності і обмежень, що накладаються реальними умовами і можливістю організації системи упаковок в місцях існуючого і планованого зберігання радіаційно небезпечних об'єктів [5].

Об'єктивно існуючі взаємозв'язки і взаємозалежності між усіма і окремими стадіями необхідно враховувати належним чином (беручи до уваги, наскільки це практично досяжно, наслідки майбутніх операцій і можливість альтернативних рішень, не допускаючи встановлення суперечливих вимог і т.ін.) з тим, щоб в цілому забезпечити збалансованість між безпекою та ефективністю поводження з радіоактивними відходами.

Крім перерахованих, існують визначенні МАГАТЕ критерії забезпечення якості, яким повинне відповідати тривале зберігання упаковок в першу чергу з відпрацьованими ДІВ високої активності.

3.4 Оцінка впливу ПЗРВ ДМСК на навколишнє природне середовище

Дотримання вимог, чинних норм і правил радіаційної безпеки в процесі експлуатації сховищ ДМСК, прийняття рішень щодо подальшого поводження з РАВ в них неможливо без проведення комплексу заходів з оцінки стану навколишнього природного середовища та характеристики рівня антропогенного впливу в районах розміщення спецкомбінатів. Такі дослідження проводилися і проводяться в рамках функціонування і розвитку галузі поводження з РАВ в Україні.

Так, дослідження проведені Українським науково-дослідним інститутом екологічних проблем (м.Харків) спільно з рядом спеціалізованих організацій дозволили оцінити сучасну ситуацію з впливом сховищ на навколишнє середовище в районах їх розміщення, виявити і проаналізувати існуючі проблеми.

Діючі на сьогоднішній день ПЗРВ ДМСК розміщені в районах з наявністю родючих сільгоспугідь. Київський, Харківський і Львівський ПЗРВ розташовані в лісових масивах, два з яких відносяться до територій природно-заповідного фонду. Території Дніпропетровського і Одеського ПЗРВ примикають до кордонів зон санітарної охорони джерел водопостачання та курортно-рекреаційних територій. Київський ПЗРВ, на даний момент розташовується в безпосередній близькості від міської забудови м.Києва. У районах розміщення ПЗРВ існують обмеження на відведення земельних ділянок під забудову та будівництво промислових об'єктів.

Райони розташування ПЗРВ всіх ДМСК характеризуються наявністю в більшості випадків умов несприятливої екологічної обстановки. Так, Дніпропетровський ДМСК, розташований на схилі балки в районі річки Мокра Сура, характеризується високим рівнем підйому ґрунтових вод, наявністю підвищеного вмісту ^{137}Cs в ґрунті в районі майданчика ПЗРВ, що не виключає можливості подальшої міграції радіонуклідів в навколишнє середовище.

Район розташування майданчика ПЗРВ Донецького ГСК (на даний момент не діючого) характеризується забрудненням ґрунтових вод альфа- і бета-активними речовинами, з можливістю подальшої міграції радіонуклідів. У районі розташування сховища проводилися природоохоронні заходи (до 2014 року), спрямовані на охорону водних ресурсів та повітряного басейну шляхом розвитку систем біологічної очистки стічних вод, і реалізації заходів щодо запобігання викидів забруднюючих речовин в атмосферне повітря, але з початком бойових дій із зрозумілих причин такі заходи призупинено [5].

ПЗРВ Київського ДМСК розташований в районі з дуже несприятливою екологічною обстановкою, наявністю процесів зливової і площинної ерозії території. В результаті витоків тритію зі сховища ТРВ відбулося забруднення підстилаючих порід і ґрунтових вод, які на даний момент характеризуються його підвищеним вмістом. Поширення забруднень знаходиться в межах промайданчика.

ПЗРВ Львівського ДМСК розташований в районі з несприятливою екологічною обстановкою, на кордоні гірського вододілу, територія характеризується підвищеним рівнем ґрунтових вод.

У районі розташування ПЗРВ Одеського ДМСК проводяться природоохоронні заходи, спрямовані на охорону водних ресурсів та ґрунту шляхом реалізації заходів з охорони джерел водопостачання і поверхневих вод, проведення протиерозійних заходів.

Район розташування ПЗРВ Харківського ДМСК характеризується наявністю умов обмежено-несприятливої екологічної обстановки, середнім рівнем залягання ґрунтових вод. У районі розташування ПЗРВ проводяться заходи, спрямовані на озеленення прибережних смуг розташованої поблизу річки Уди і реалізації заходів щодо запобігання викидів забруднюючих речовин в атмосферне повітря.

Перераховані в попередніх розділах умови свідчать про те, що розширення і тривала експлуатація ПЗРВ при збереженні існуючої в Україні

схеми поводження з РАВ пов'язані зі значним потенційним ризиком для навколишнього природного середовища [5].

Подальший аналіз дозволяє виявити і інші обмеження на продовження експлуатації ПЗРВ. Так, райони розміщення Одеського і Дніпропетровського ПЗРВ належать до ареалів розвитку фізико-геологічних процесів - ерозії (Одеський) і підтоплення (Дніпропетровський). При цьому Дніпропетровський ПЗРВ розміщений на ґрунтових породах. Несприятливими є інженерно-геологічні умови в місцях розміщення Київського ПЗРВ - схили крутизною від 3 до 15⁰ піддані зливовій і площинній ерозії.

Ґрунтуючись в комплексі на оцінці природних і господарських умов розміщення діючих ПЗРВ системи УкрДО «Радон», можна розташувати їх у міру збільшення ризику впливу на навколишнє природне середовище в наступному порядку: Харківський, Львівський, Одеський, Дніпропетровський, Київський.

Вкрай несприятливим слід визнати комплекс природних і господарських факторів, дії яких піддається майданчик законсервованого ПЗРВ Донецького ДМСК: вона знаходиться в передмісті м.Донецька на території діючого промислового підприємства, при цьому на прилеглій території проводилися підривні роботи. Неприпустимо високий в районі майданчика рівень ґрунтових вод, які піднімаються до глибини 1,5 м від поверхні. Ґрунти і ґрунтові води в районі майданчики забруднені альфа- і бета-активними речовинами, внаслідок можливої розгерметизації однієї з секцій законсервованого сховища, а можливо, і інших порушень в його корпусі. У зв'язку з цим правомірна постановка питання по першочерговий ліквідації цього ПЗРВ з перепохованням РАВ, які знаходяться в ньому, однак на даний час це неможливо.

На підставі оцінки технічного стану ПЗРВ і екологічної ситуації в районах їх розміщення можна зробити висновок про те, що, оскільки всі ПЗРВ знаходяться в густонаселених районах, які активно використовуються для господарської діяльності та рекреації, і мають підвищений рівень ризику їх

негативного впливу на навколишнє природне середу, слід визнати неприйнятною їх експлуатацію як довгострокових сховищ радіоактивних відходів. Виходячи з цього, необхідно віддати перевагу концепції поводження з РАВ в Україні, заснованій на створенні Центру переробки та захоронення низько- і середньоактивних РАВ і перепрофілюванні спецкомбінатів УкрДО «Радон» в пункти збору, кондіціонування і тимчасового контейнерного зберігання РАВ, що надходять із зон обслуговування, з подальшою передачею в ЦПЗ «Вектор» [13,14].

У перспективі слід вирішити питання про поступове пере захоронення РАВ, які знаходяться в ПЗРВ, в черговості, яка відповідає величині ризику їх подальшого перебування в сховищах. На період перепрофілювання ДМСК та формування і добудівництва ЦПЗ «Вектор» існує необхідність продовження прийому і тимчасового зберігання РАВ до існуючих ПЗРВ.

3.5 Аналіз практики поводження з відпрацьованими ДІВ у умовах перепрофілювання ДМСК «Радон»

Тенденція відмови від використання радіоізотопних приладів і заміни їх приладами, що діють на інших фізичних принципах, на підприємствах деяких галузей промисловості, що спостерігається останнім часом, привела до ситуації, коли підприємства демонтують і здають на спецкомбінати ДІВ у захисних блоках як тверді РАВ. В силу цього значно зростають обсяг і вага РАО, нерационально використовуються контейнери, що, в кінцевому рахунку, значно збільшує матеріальні витрати.

Іншою характерною особливістю реальної практики прийому відпрацьованих ДІВ на спецкомбінатах є низька достовірність даних: в силу різних причин на промислових підприємствах досить часто відсутня первинна інформація про закриті індустриальні джерела іонізуючого випромінювання, як правило, відсутні данні про активність джерела та його номер. У подібних випадках ведення достовірного реєстру джерел і їх передача в подальшому на

центральный пункт захоронения з повністю заповненими паспортами на партію РАВ неможливі. Для вирішення цієї проблеми необхідно передбачити технологічну операцію - вхідний контроль основних параметрів джерела. До таких параметрів належать заводський номер, нуклід, активність. Це дозволить забезпечити достовірність даних по радіоактивних відходах у вигляді відпрацьованих ДІВ, що зберігаються на спецкомбінаті і переданих на централізований пункт захоронення [2].

Досить часто підприємства здають джерела з вичерпаним встановленим терміном експлуатації, але такі знаходяться в хорошому стані. В окремих випадках відпрацьовані ДІВ можуть представляти практичний інтерес не як закриті радіонуклідні ДІВ для того чи іншого радіоізотопного приладу, а як цінна вторинна сировина, необхідна для інших цілей. Тому технологічну операцію по контролю основних параметрів джерела розумно пов'язати або поєднати з технологічною операцією його переатестації в рамках одного пристрою або комплексу декількох пристроїв. Це, з однієї сторони, дозволить зменшити обсяг радіоактивних відходів, а з іншої - знизити в подальшому матеріальні витрати на поводження з відпрацьованими джерелами іонізуючого випромінювання.

Значна частина прийнятих на спецкомбінаті джерел є джерелами малої активності - радіоізотопні сповіщувачі диму, контрольні джерела в радіометричних приладах і т. п. Як правило, вони здаються разом з приладами та пристроями, що значно збільшує вагу і об'єм радіоактивних відходів.

Підготовка відпрацьованих джерел до контейнеризації є найбільш відповідальною технологічною операцією, що визначає радіаційну безпеку і надійність подальшого довгострокового зберігання та захоронення.

У приповерхневих сховищах можуть зберігатися контейнери з РАВ, для яких звільнення від контролю настане не пізніше 300 років з моменту розміщення; в іншому випадку це необхідно робити в глибоких геологічних формаціях [12]. З цього положення випливає необхідність здійснювати окремий збір і контейнеризацію відпрацьованих ДІВ для подальшого

направлення в приповерхнєве сховище або в сховище, розміщене в глибокій геологічній формації.

Ефективна і безпечна ізоляція радіоактивних, відходів від людини та живої природи базується на спорудженні системи бар'єрів: контейнер з радіоактивними відходами; сховище, в якому поміщені контейнери; геологічне середовище, в якому споруджено сховище.

При цьому деякі країни розглядають геологічне середовище як захисний бар'єр тільки на випадок аварійної ситуації, а в нормальній ситуації необхідну безпеку повинні забезпечувати тільки штучні інженерні бар'єри. При такому підході зростають вимоги до довготривалої надійності упаковок і, як наслідок, вимоги до фізико-хімічних характеристик радіоактивних відходів. Це означає, що кондиціонування радіоактивних відходів для довготривалого зберігання або захоронення повинно забезпечувати їх переклад в інертний, стабільний стан з високими резистивними властивостями по відношенню до впливу зовнішнього середовища.

Для відпрацьованих ДІВ найбільш ефективним методом перекладу їх в стабільний стан з прогнозованими параметрами є включення їх в металеву матрицю хімічно пасивного до навколишнього середовища металу або цементування в контейнерах спеціальними цементними розчинами.

Так як збір відходів здійснюватиметься на спецкомбінатах, а довгострокове зберігання та захоронення - на центральному пункті захоронення, то необхідно передбачити в цій частині технології конструкції контейнерів для зберігання РАВ, які також відповідають вимогам, пред'явленим до транспортних контейнерів, щоб уникнути в наступному операцій перезатарювання контейнерів.

Наведена технологічна схема вимагає перепрофілювання та переоснащення з технічної точки зору всіх спецкомбінатів УкрДО «Радон».

Державною (Комплексною) програмою поводження з РАВ в Україні було передбачено перепрофілювання і технічне переоснащення всіх спецкомбінатів УкрДО "Радон". Дане питання розглядається і після прийняття

Загальнодержавної цільової екологічної програми поводження з радіоактивними відходами, затвердженої відповідним Законом України. Першочерговим завданням є перепрофілювання їх в пункти тимчасового контейнерного зберігання з припиненням подальшого захоронення РАВ. Технічне переоснащення буде полягати в:

- модернізації технологічного обладнання та спеціальних транспортних засобів, приладового забезпечення контролю радіаційної безпеки; реконструкції сантехнічних, енергетичних і допоміжних споруд;
- створення комплексів технологічного обладнання та технологій для переробки, вилучення та транспортування РАВ;
- розробці та використанні нового контейнерного парку для збору, транспортування і тимчасового зберігання відходів.

Завершальним завданням перепрофілювання ДМСК виявиться організація транспортування РАВ у контейнерах в ЦПЗ "Вектор". Проведені розрахунки свідчать [5], що за загальним рівнем витрат найбільш ефективним є такий варіант: в ЦПЗ "Вектор" (після його повного пуску) будуть надходити РАВ та відпрацьовані ДІВ, накопичені в контейнерах після реконструкції на кожному ДМСК, а в надалі – відходи, що знову надходять з обмеженням терміну їх зберігання в спецкомбінаті. Питання про перепоховання або консервації існуючих сховищ може бути вирішене окремими проектами.

Одна з перших завдань технічного переоснащення, як зазначено вище, полягає в модернізації засобів транспортування РАВ.

Забезпечення необхідної безпеки робіт з перевезення радіоактивних матеріалів, а також вимоги до пристроїв і засобів перевезення регламентуються Правилами ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів. Передбачено, що перевезення радіоактивних матеріалів (включаючи РАВ) по території України здійснюють на підставі договорів, укладених між вантажовідправником, вантажоодержувачем і перевізником. У договорі визначаються взаємні обов'язки сторін, в т.ч. щодо забезпечення безпеки. Радіоактивні відходи переходять у власність держави з

моменту підписання документа про їх передачу на зберігання або захоронення спеціалізованим підприємствам із поводження з РАВ від виробників відходів.

Спеціалізовані міжобласні спецкомбінати УкрДО «Радон» здійснюють збір РАО майже від 8000 підприємств – виробників радіоактивних відходів. Транспортування твердих радіоактивних відходів і джерел іонізуючого випромінювання в захисних контейнерах здійснюється на спеціальних автомобілях ОТ-10 або ОТ-20.

Так, спецавтомобіль ОТ-20 виконаний на базі ЗІЛ-130, обладнаний гідравлічним краном вантажопідйомністю 500 кг і суцільнозварним кузовом з нержавіючої сталі з двома верхніми кришками, що пневматично відкриваються. За допомогою підйомної рами здійснюють навантаження і вивантаження касет, контейнерів, розвантаження кузова в самоскидному варіанті [5].

Тверді радіо активні відходи в первинній упаковці (пластикові, поліетиленові або крафт-мішки) поміщаються в контейнери – збірники КСТА-02, які потім встановлюються в касети, що забезпечують надійну фіксацію в кузові.

Упаковки з радіоізотопними нейтралізаторами статичної електрики, пожежними сповіщувачами типу СПДУ-1, СКПУ і ін., які відповідають II транспортній категорії, можуть перевозитися в первинній упаковці (дерев'яних або картонних ящиках, пластикатових мішках і т. п.). Допускається перевезення відпрацьованих джерел з дефектоскопів в магазин-контейнерах (заводській упаковці).

Перевезення блоків джерел типу «З», «БГИ» і т. п. здійснюється в спеціальних касетах, які встановлюються в бункері спецавтомобіля ОТ-20.

Перевезення джерел іонізуючих випромінювань з потужністю експозиційної дози гамма-випромінювання на відстані 1 м від джерела без захисту до 8 Рч^{-1} здійснюється в контейнерах типу КТБ-28-12.

Тимчасове контейнерне зберігання РАВ на ДМСК. Перехід на технологію тимчасового контейнерного зберігання РАВ на всіх ДМСК «Радон»

здійснюється вже в даний час. Основою при розробці цієї технології є номенклатура радіонуклідів в відходах, що надходять. Перелік найбільш поширених радіонуклідів і активність на дату приймання відходів, які досягають рівня остаточного звільнення від регулюючого контролю через 300 років, що дає право на їх поховання в приповерхневому сховищі, наведені в табл. 3.4.

Таблиця 3.4 – Перелік найбільш поширених радіонуклідів, що надходять до ДМСК «Радон»

№	Радіонуклід, вид випромінювання	Період напіврозпаду, T (років)	Величина активності в одиничній упаковці масою 100 кг (A_0), не більше, Бк
1	^{137}Cs , γ , β α	30	1E+08
2	^{90}Sr , β	29,12	1,2E+08
3	Tr, β	12,35	2,1E+12
4	^{60}Co , γ , β	5,27	1,4E+23
5	^{85}Kr , γ , β	10,73	2,7E+12
6	^{63}Ni , β	97	8,9E+3
7	^{207}Vs , γ , β	38	2,4E+07
8	^{238}Pu , α , нейтронні	87,7	1,1E+03

Розробці технології тимчасового зберігання передувало вивчення та обґрунтування:

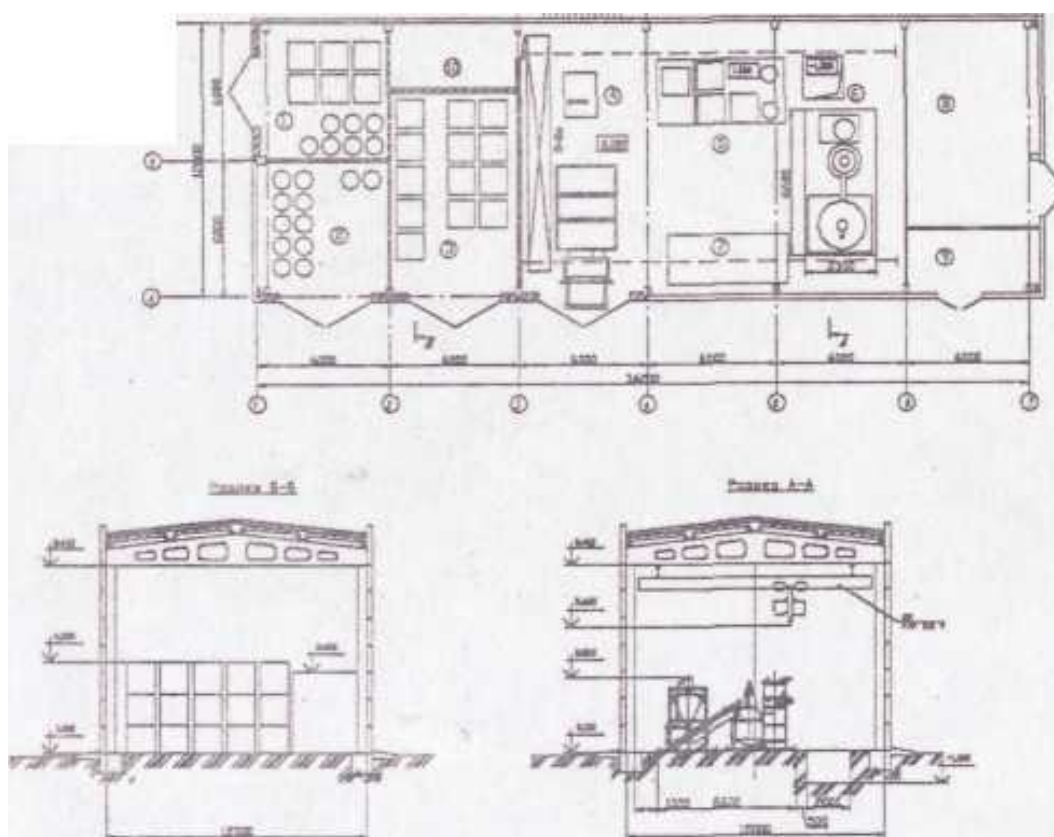
- основних технологічних і будівельних рішень, а також вимог до споруд тимчасового зберігання ТРВ;
- транспортно-технологічної схеми поводження з РАВ;
- забезпечення механізації виробничих процесів;
- робіт із забезпечення радіаційної безпеки та радіаційного контролю на всіх етапах технологічного процесу;
- вимог до охорони праці при проведенні робіт.

Розроблена транспортно-технологічна схема структурно включає в себе елементи адміністративно-організаційних заходів, технологічних процесів, технічного забезпечення. Пройшли приймально-здавальні випробування і

рекомендовані до серійного виготовлення контейнери для зберігання радіоактивних відходів.

Аналіз діяльності ДМСК УкрДО «Радон» показує, що більшість будинків, споруд і технологічного обладнання морально застарілі, гранично зношені і в подальшому не можуть забезпечити надійне поводження з РАВ.

На сьогоднішній день існує проект типового варіанту компоновки технологічних ділянок для тимчасового зберігання РАВ (рис. 3.4) і схема спільного розміщення ТРВ та ДІВ в сховище ТРВ-1, що дозволяють забезпечити весь цикл робіт з підготовки і зберігання відходів [14].



1 - склад чистих контейнерів; 2 - склад тимчасового зберігання ТРВ II групи; 3 - склад тимчасового зберігання ТРО I групи; 4 - ділянка контролю та підготовки контейнерів до тимчасового зберігання; 5 - ділянка сортування; 6 - ділянка цементування; 7 - ділянка відстою контейнерів; 8 - венткамера; 9 - електрощиток; 10 – проточна венткамера

Рис. 3.4 - Спорудження для переробки та тимчасового зберігання РАВ [5]

В умовах існуючої в Україні ситуації тимчасове зберігання радіоактивних відходів у контейнерах на ДМСК здійснюється і буде здійснюватися до введення всіх необхідних об'єктів на ЦПЗ "Вектор".

Ще одним завданням технічного переоснащення ДМСК УкрДО «Радон» є відпрацювання технології поводження з відпрацьованими ДІВ на ПЗТЗ.

Проведений аналіз сучасного стану та особливостей поводження з відпрацьованими ДІВ, а також вимог законодавчо-нормативних актів чинного законодавства дозволяє аргументовано обґрунтувати технологію поводження з відпрацьованими джерелами на ДМСК і сформулювати основні вимоги до параметрів необхідного обладнання.

Пропонована схема поводження з відпрацьованими ДІВ, що показує взаємозв'язок і послідовність технологічних операцій на ПЗТЗ приведена на рис. 3.5.

Прийому у користувача підлягають відпрацьовані джерела, відсортовані в окремі упаковки і такі, що мають додатковий індекс характеристики ДІВ у паспорті на їхню партію (заповнюється у користувача відходів). Принципова технологічна схема сортування ДІВ на ПЗРВ зображена на рис. 3.6

З цією метою на спецкомбінатах необхідно передбачити технологічні ділянки з розділення ампульованих джерел іонізуючого випромінювання та допоміжних елементів. Як правило, це ДІВ у технологічних захисних блоках різних типів, радіоізотопні сповіщувачі пожежі, дозиметричні і радіометричні прилади з контрольними джерелами і т. п. [15]

Технологічна операція по контролю параметрів прийнятих ДІВ і їх переатестації стосується тільки високоактивних ампульованих ДІВ, що надходять на спецкомбінат і мають індивідуальний номер. Подібні джерела стоять на суворому обліку і записуються в державному реєстрі. При цьому по кожному прийнятому джерелу, що знаходиться в реєстрі, спецкомбінат повинен надавати інформацію в регулюючі органи. Цим визначається необхідність вхідного контролю основних параметрів джерел іонізуючого випромінювання - до них відносяться нуклід, активність, заводський номер.

Вирішення цього завдання вимагає розробки і створення спеціальної установки.

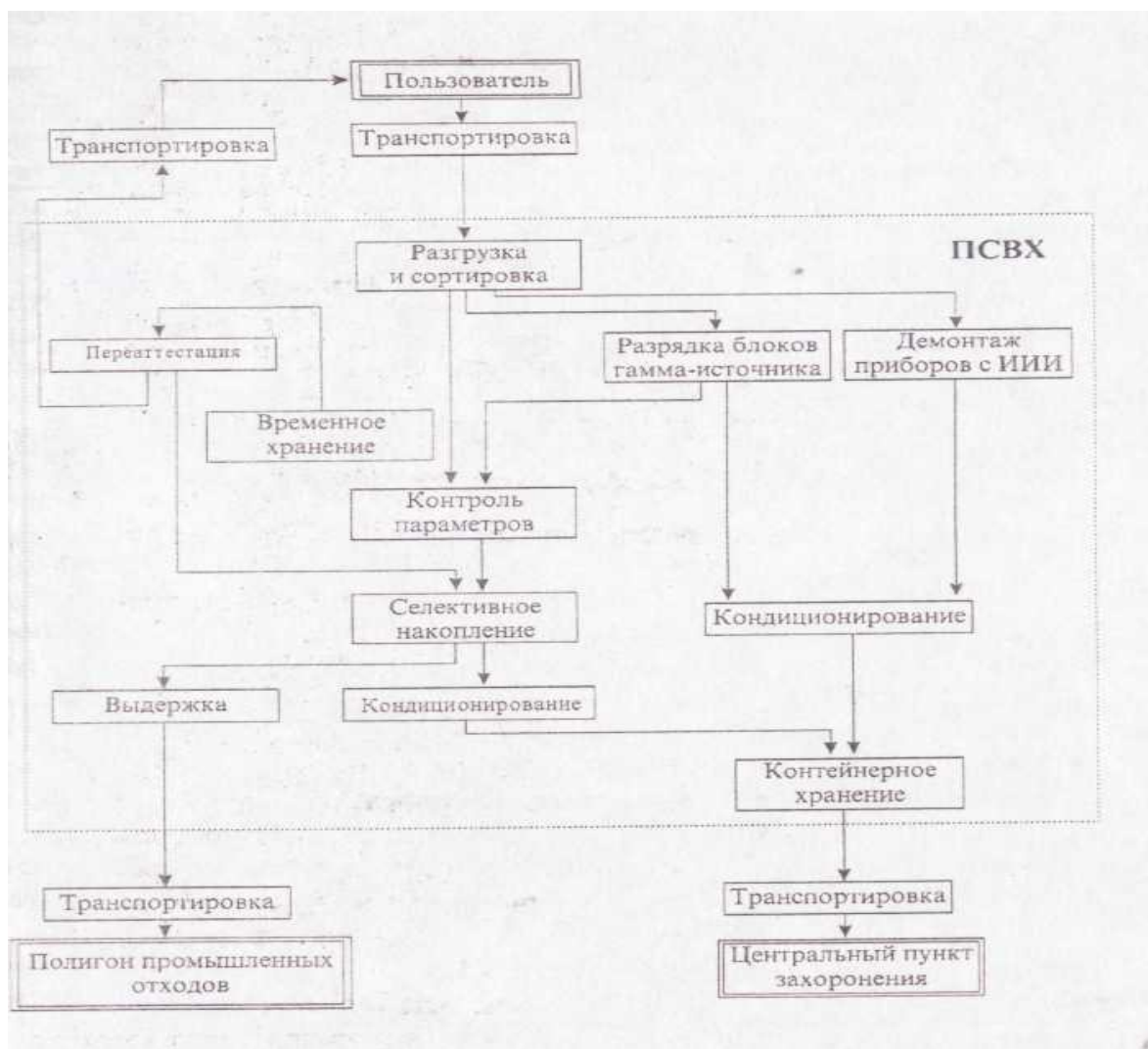


Рис. 3.5 – Схема поводження з відпрацьованими ДІВ на ПЗТЗ [5]

Питання раціонального використання відпрацьованих індустриальних джерел іонізуючого випромінювання вимагає окремого детального розгляду з урахуванням всіх технічних і організаційно-правових аспектів. Повернення джерел на вторинне використання є економічно вигідним і відповідним рекомендаціям МАГАТЕ [16].



Рис. 3.6 – Принципова технологічна схема сортування ДІВ на ПЗРВ

Наступним технологічним процесом схеми поводження є селективний збір і накопичення джерел. Збір і підготовка до контейнеризації джерел повинні проводитися за двома групами - ті, які можуть в подальшому бути поховані в при поверхневих сховищах, і ті, які повинні бути поміщені в споруди, розміщені в глибоких геологічних формаціях.

При цьому необхідно враховувати реальну ситуацію на спецкомбінатах: джерела здаються неритмічно і в широкому асортименті за нуклідами, активністю і т.п. Тому, крім їх роздільного збору, необхідно передбачити і процес поступового накопичення до партії, яку економічно доцільно кондиціонувати.

З урахуванням вимог діючих нормативів щодо поводження з РАВ ділянка по селективному збору повина включати чотири сектори:

- для джерел з короткоживучими радіонуклідами для їх витримки до повного звільнення від адміністративного контролю або до моменту передачі на центральний пункт захоронення;

- для ДІВ, які за параметрами підходять для подальшого розміщення в приповерхневих сховищах;
- для джерел, які потребують за своїми параметрами поховання в глибоких геологічних формаціях;
- для ДІВ нейтронного випромінювання з довгоживучими радіонуклідами, які також в подальшому потребують розміщення в глибоких геологічних формаціях.

За рекомендацією Державної інспекції ядерного регулювання України Харківський ДМСК розробив і впровадив на підприємстві комплекс тимчасового зберігання відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання (КТЗ) [17]. Розробка КТЗ була виконана конструкторським бюро ім. Морозова спільно з фахівцями спецкомбінату.

Комплект ПКТ1В-260-12 призначений для безпечного транспортування капсул відпрацьованих ДІВ високої активності типу ГИК-1 і ГВК-7-4 (з ізотопами ^{60}Co) максимальною завантажувальною активністю $4 \cdot 10^4$ Кі.

Комплект ПКТІІВ-420Н призначений для зберігання і транспортування плутоній-берилієвих джерел нейтронного випромінювання з ізотопами ^{238}Pu (типу ИБН-1 і ИБН-8-7) максимальною завантажувальною активністю 324,3 Кі.

До складу технічних засобів комплексу входять:

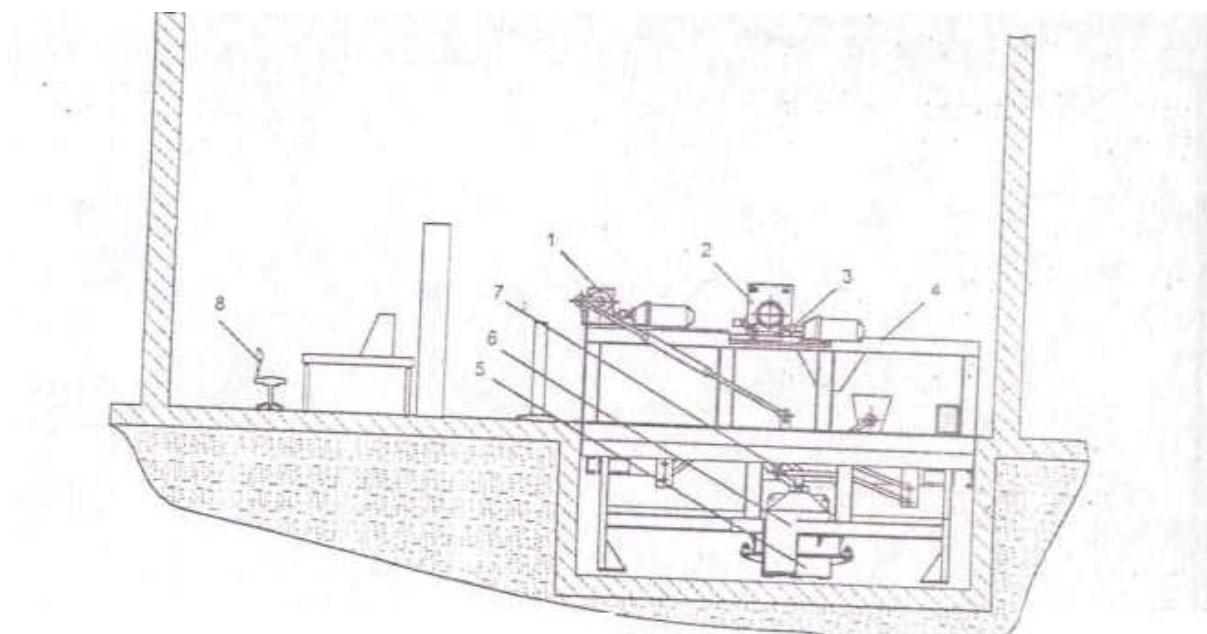
- обладнання для безпечної розрядки гамма-джерел, що знаходяться в блоках джерел типу Е-1 - Е-4, БГИ-45, БГИ-60А, БГИ-90 і ін .;
- Обладнання для металізації, призначене для пошарової заливки розплавленим легкоплавким металом (свинець або його сплави) відпрацьованих джерел ДІВ з ізотопами ^{60}Co і ^{137}Cs в прийомні склянки захисних контейнерів.

Розроблено також обладнання для перевантаження ДІВ із захисного багатоканального контейнера КЗМ-260-12 в прийомні склянки захисних контейнерів КЗ-180, КЗ-230.

Комплекс тимчасового зберігання, що розглядається складається з двох ідентичних установок «Пакет», пульта управління і біозахисту персоналу (рис. 3.7).

Установка пакет дозволяє виробляти перевантаження ампульованих джерел іонізуючого випромінювання з захисного контейнера пакувального транспортного комплексу в спеціальний контейнер-накопичувач [5].

Відмінною особливістю контейнера-накопичувача є збільшений корисний об'єм приймальної склянки, товщина стінки склянки і збільшений зазор між склянкою і стінкою гнізда контейнера [20].



1 - привід важеля; 2 - кантувач; 3 — привід кантувача; 4 - рама; 5 - склянка; 6 - контейнер; 7 - система важеля; 8 - робоче місце оператора

Рис. 3.7 - Комплекс тимчасового зберігання відпрацьованих ДІВ

Технічні характеристики і конструктивні особливості контейнера-накопичувача дозволяють також проводити безпосередньо в ньому металізацію зібраних джерел і подальше довгострокове зберігання.

Всі накопичені в контейнерах-накопичувачах комплексу тимчасового зберігання відпрацьовані ДІВ бажано перед тим, як транспортувати на

центральный пункт захоронения, включить в металлическую матрицу. Такой стан радиоактивных отходов имеет высокую степень безопасности как при транспортировании, так и при дальнейшем длительном хранении или захоронении.

Для цементирования облученных источников целесообразным является создание специальной дільниці зі стаціонарною установкою цементування. Організація і функціонування цієї ділянки повинні базуватися на вже розглянутих рекомендаціях МАГАТЕ.

Операція контейнерного зберігання передбачає, що всі джерела іонізуючого випромінювання після проходження по всіх технологічних операціях і розміщення в контейнери надходять до спеціального сховища, де знаходяться до моменту вивезення їх на центральный пункт захоронения [5].

Транспортно-технологічна схема поводження з ДІВ (рис. 3.5) структурно включає елементи адміністративно-організаційних заходів, технологічних процесів, технічного забезпечення. Схема описує:

- адміністративно-організаційні дії персоналу на всіх основних етапах технологічних процесів;
- перелік і послідовність виконання технологічних процесів;
- перелік використовуваних механізмів, устаткування та приладів.

В елементах схеми максимально використана діюча на ДМСК інфраструктура поводження з ДІВ. При цьому механізація виробничих процесів характеризується переліком основного технічного обладнання і його технічними характеристиками.

Дотримання вимог радіаційної безпеки на всіх етапах технологічного процесу, представленого на схемі (рис. 3.5) забезпечується проведенням радіаційного контролю.

Перелік контрольованих параметрів і періодичність проведення радіаційного контролю на етапах технологічного процесу поводження з ДІВ наведені в табл. 3.5.

Таблиця 3.5 – Перелік контрольованих параметрів

Технологічний етап	Контрольований параметр	Періодичність
Прийом ДІВ у виробника відходів	- потужність дози випромінювання на зовнішній поверхні упаковок твердих радіоактивних відходів; - потужність дози випромінювання на відстані 1 м від контейнера-збірника; - потужність поглиненої дози випромінювання в кабіні водія; - потужність дози випромінювання на зовнішній поверхні кузова; - потужність дози випромінювання на відстані 2 м від автомобіля; - забруднення зовнішньої поверхні збірників-контейнерів α і β-активними речовинами	При перевірці готовності відходів до здачі і при завантаженні спецавтомобіля
Транспортування на ДМСК	- потужність дози випромінювання в кабіні водія; - потужність дози випромінювання в будь-якій точці на зовнішній поверхні кузова; - потужність дози випромінювання на відстані 2 м від спецавтомобіля	В процесі транспортування з періодичністю 2 години і в разі різких гальмувань і маневрів
Прийом і розвантаження на ДМСК	- потужність дози випромінювання на зовнішній поверхні упаковок і на відстані 1 м від зовнішньої поверхні; - потужність дози випромінювання на робочих місцях; - потужність дози нейтронного випромінювання; - об'ємна активність аерозолів в повітрі виробничих приміщень і в викидах в атмосферу; - забрудненість активними речовинами поверхонь транспортного засобу	Після прибуття спецавтотранспорту на ДМСК та його розвантаження в корпусі сортування ДІВ
Сортування і перевантаження ДІВ	- потужність дози випромінювання на робочих місцях; - об'ємна активність аерозолів в повітрі виробничих приміщень; - наявність можливих викидів в атмосферу; - забрудненість α і β-активності речовинами поверхонь транспортного засобу, збірників-контейнерів, устаткування, поверхні виробничих приміщень;	1 раз в зміну при проведенні технологічних операцій по сортуванню радіоактивних відходів, але не рідше, ніж 1 раз на місяць
	- об'ємна активність повітря робочих приміщень, викиди вентиляційної системи і стічних вод; - нуклідний склад аерозолів повітря робочих приміщень, викиди вентиляційної системи і стічних вод	

Продовження табл. 3.5

Підготовчі роботи з тимчасового зберігання радіоактивних відходів	- потужність дози випромінювання, поверхневе забруднення зовнішньої поверхні контейнерів-збірників; - нуклідний склад повітря робочих приміщень, викиди вентиляційної системи і стічних вод дренажної системи; - забруднення ґрунту, ґрунтових вод, рослинності в зоні суворого режиму, СЗЗ, зоні спостереження; - Об'ємна активність аерозолів в повітрі сховища; - об'ємна активність радону в повітрі сховища	При проведенні робіт зі складування контейнерів-збірників, регламентних робіт, але не рідше, ніж 1 раз на місяць
Тимчасове зберігання ДІВ	- фізична цілісність	Перевірка контейнерів на фізичну цілісність - 1 раз в 2 роки

З технічної точки зору сховище для тимчасового зберігання ДІВ у контейнерах являє собою будівлю з залізобетонних швидкокомтованих конструкцій з розмірами в плані 9,0*12 м і висотою 6,0 м. Фундаменти стрічкові з монолітного бетону. Стіни збираються з панелей. Торцеві панелі з'єднуються з покриттям на рівні плит покриття. Покриття - збірні залізобетонні плити, що спираються на поздовжні стіни. Сховища аналогічного типу рекомендується побудувати на Львівському і Харківському спецкомбінатах. На Дніпропетровському спецкомбінаті пропонується виконати реконструкцію недобудованого сховища ТРО-1 з переплануванням секцій під контейнерне зберігання ДІВ і ТРВ. На Київському ДМСК після проведення робіт по вилученню ДІВ із сховищ колодязного типу з подальшою їх контейнеризацією в спорудженні накриття - ці сховища підлягають реконструкції під тимчасове контейнерне зберігання ДІВ.

В цілому, аналізуючи викладене, технологічне обладнання для реалізації технологічного циклу поводження з ДІВ на ДМСК має забезпечувати [5]:

- прийом і розвантаження транспортно-пакувальних комплектів (ТПК) і розподіл потоків відходів;

- перевантаження (перезарядку) ДІВ з ТПК або установок в контейнери для тимчасового зберігання;
- переміщення/складування контейнерів, частково заповнених до проектного обсягу;
- іммобілізацію (металізацію) ДІВ у заповнених до проектного обсягу контейнерах (при необхідності);
- переміщення і підготовку контейнерів на тимчасове зберігання;
- транспортування і розміщення підготовлених контейнерів в приміщенні для тимчасового зберігання;
- контроль і регламентні роботи при зберіганні контейнерів з ДІВ в сховищі.

Виходячи з переліку технологічних процесів, технічне забезпечення при поводженні з ДІВ на ДМСК має включати:

- вантажопідйомні механізми;
- прилади радіаційного контролю і моніторингу;
- дистанційно керовані механізми і пристосування для перезарядки ДІВ з установок;
- установку по перевантаженню ДІВ;
- установку з металізації;
- контейнерний парк;
- ваги;
- персональний комп'ютер з програмним забезпеченням.

Основні вагові та габаритні розміри обладнання і механізмів повинні бути взаємопов'язані і сумісні в технологічній лінії з контейнерним парком і контейнеризацією сховища при поводженні з ДІВ.

Перевантаження джерел з ТПК в контейнери для тимчасового зберігання повинно здійснюватися за допомогою:

- установки «Пакет» для тих ТУК, які за своїми конструктивним характеристикам сумісні з посадочними пристроями;

- «гарячої камери» для установок ТПК і установок, що не підлягають перевантаженню за допомогою установки «Пакет» [17].

Перевантаження (перезарядка) джерел з ТПК і установок, в яких розміщені джерела, за допомогою «гарячої» камери повинно здійснюватись із забезпеченням біологічного захисту персоналу при операціях по перевантаженню.

Конструктивні розміри захисту і пристроїв, що входять до складу «гарячої» камери, повинні бути визначені з урахуванням характеристики і потужності дози від джерела, з яким будуть проводитися операції.

«Гаряча» камера повинна складатися з таких основних елементів:

- біологічного захисту;
- маніпуляторів;
- системи відеонагляду;
- приладів дозиметричного контролю.

Для забезпечення робіт по упаковці, транспортуванню та розміщенню на тимчасове зберігання можуть бути прийняті наступні типи контейнерів, які перебувають в експлуатації: КСТА-02, ЦР-М-1; КИЗ-55, КИЗ-5М, КИ-840; Н-9М, КБН-5, КБН; ПКТВ-180-IV група [18,19].

Використання універсальних контейнерів такого виду дозволить:

- спростити і уніфікувати інженерні рішення на всіх етапах, поводження з ДІВ, включаючи збір відходів у постачальника, транспортування на ДМСК, тимчасове зберігання та передачу на довгострокове зберігання/захоронення;
- виключити операції щодо додаткової перезарядки в контейнер для тимчасового зберігання;
- забезпечити цілісність первинного інженерного захисного бар'єру на всіх етапах обігу, включаючи довгострокову надійність зберігання;
- забезпечити принципову можливість безпечної ревізії контейнерів при ухваленні рішення по переміщенню їх на тривале зберігання/захоронення.

Основною складністю в застосуванні контейнерів типу КИЗ-55, КИЗ-5М, КИ-840; Н.-9М, КБН-5, КБН є те, що в даний час в Україні вони не

виготовляються. Контейнери типу КСТА-02, ПКТВ-180, за винятком ЦР-М, можуть бути виготовлені в Україні і працювати в технологічному ланцюжку з установкою «Пакет».

Таким чином, розробка відносно простого і надійного устаткування, до того ж відповідаючого сучасному рівню, оптимізованого під різні технологічні операції, дозволить повною мірою реалізувати державну програму в частині поводження з відпрацьованими ДІВ.

3.6 Перспективи створення умов централізованого зберігання відпрацьованих ДІВ та проблеми їх захоронення в глибоких геологічних формаціях

Недосконала конструкція експлуатованих на ДМСК УкрДО «Радон» сховищ не дозволяє усунути виникаючі відхилення від встановлених норм довготривалого зберігання відпрацьованих ДІВ, а висока питома і сумарна активність джерел і їх незадовільний стан створюють реальну загрозу міграції радіонуклідів в навколишнє природне середовище. За сукупністю цих причин слід визнати неприйнятною експлуатацію сховищ ДМСК як довгострокових сховищ радіоактивних відходів. Для усунення викладених недоліків необхідне впровадження нових технічних рішень, які передбачені в створюваному Центрі переробки та захоронення РАВ (ЦПЗ «Вектор») в Чорнобильській зоні відчуження. ЦПЗ «Вектор», як єдиний центр, призначений для прийому та поводження з РАВ, що утворюються у виробництві, науковій та медичній діяльності, РАВ які надходять від АЕС, в т.ч. і від робіт по перетворенню об'єкта «Укриття» (4-й енергоблок Чорнобильської АЕС) в безпечний для навколишнього середовища об'єкт. Всього очікується прийняти на ЦПЗ для захоронення і зберігання близько 2,5 млн. м³ тільки твердих РАВ, в т. ч. тих, що містять довгоживучі радіонукліди.

Метою пропонованої технології поводження з відпрацьованими ДІВ у ЦПЗ «Вектор» є забезпечення надійного та безпечного зберігання джерел і

часткового їх повернення в промисловість. Основу технології становить поділ джерел, що надходять, на окремі потоки для обробки і роздільного кондиціонування α -, β -, γ - і нейтронних джерел. Переваги схеми поводження з відпрацьованими ДІВ у ЦПЗ «Вектор»:

- застосування відомих і забезпечених типовим устаткуванням радіаційно безпечних операцій поводження з високоактивними джерелами;
- раціональне використання сховищ для кондиціонування ДІВ за рахунок іммобілізації активної частини від декількох джерел в одній матриці;
- перекваліфікація ДІВ з метою повернення їх для вторинного використання.

Конструкція багатьох ДІВ має кілька елементів з різною конфігурацією і формою активної частини - у вигляді стрижнів, фіксованого шару на підкладці або порошку в герметично запаяній ампулі - і дозволяє виконувати розбирання радіаційних приладів з метою витягнення безпосередньо активної частини ДІВ.

Технічне рішення по організації робіт в модулі «гарячих» камер з відпрацьованими ДІВ повинно відповідати вимогам радіаційної та екологічної безпеки і правилам технологічного проектування об'єктів по поводженню з високоактивними ДІВ [20].

Технологія поводження з ДІВ в модулі передбачає поділ відпрацьованих джерел, що надходять, по виду випромінювання (α -, β -, γ -, нейтронне), по періоду напіврозпаду на три потоки для проведення наступних операцій:

- обробка, кондиціонування та довготривале зберігання ДІВ, що містять довгоживучі радіонукліди (перший потік);
- поховання ДІВ, що містять короткоживучі радіонукліди (другий потік);
- повернення в промисловість ДІВ (третій потік).

Щодо конструкції сховища ДІВ найбільш прийнятним рішенням як з економічної точки зору, так і за умовами забезпечення вимог радіаційної безпеки і технічного обслуговування, виявилася реалізація варіанту будівництва сховища для тривалого зберігання відпрацьованих ДІВ, яке

представляє собою наземну будівля каркасного типу. Стіни і каньйони сховища виконані зі збірних залізобетонних елементів і конструкцій.

Пропонована конструкція сховища дозволяє надійно і тривалий час зберігати упаковки з відпрацьованими ДІВ, здійснюючи при цьому постійний контроль.

Підземному похованню в глибоких геологічних формаціях підлягають: оскловані високоактивні РАВ від переробки відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) АЕС, високо- і середньоактивних альфа-випромінюючі відходи та інші (в тому числі ДІВ, що містять довгоживучі радіонукліди). Короткоживучі РАВ можливо поховати в глибокі геологічні формації при технологічній і екологічній виправданості та економічній доцільності.

Згідно з рекомендаціями МАГАТЕ [16, 21], основними принципами підземного поховання відходів високого рівня активності є:

- ізоляція відходів від навколишнього середовища на тривалий періоди часу, що виключає перекладання на майбутні покоління відповідальності за збереження цілісності систем захоронення і створення для них значних обмежень діяльності внаслідок наявності сховища;

- забезпечення довготривалої радіаційної безпеки людини і навколишнього природного середовища відповідно до чинних узгоджених в міжнародному порядку принципів радіаційної безпеки.

Запропоновано наступне формулювання концепції підземної ізоляції РАВ та ВЯП [22]: екологічно безпечна і надійна ізоляція отверділих РАВ і ВЯП може бути здійсненна шляхом їх видалення з навколишнього природного середовища в слабопроникні геологічні формації, що відповідають необхідним вимогам. Використовуються інженерні та природні бар'єри, що забезпечують цілісність системи ізоляції при різних (в тому числі і при гіпотетично малоімовірних) ситуаціях. Вони забезпечують незначне збільшення впливу дози опромінення обмеженої частини населення від природних і глобальних джерел випромінювань в даному районі розміщення могильників або сховищ, які не створюють більш-менш значних проблем для майбутніх поколінь.

Практично методологія реалізації викладеної концепції ґрунтується на системному підході, що включає [23]:

- забезпечення розробки технічних рішень та державної екологічної та громадської експертизи з використанням комплексних вихідних даних і результатів, отриманих на підставі вишукувальних, геологорозвідувальних робіт по вибору і обґрунтуванню районів і майданчиків для розміщення довготривалих сховищ і дослідних і демонстраційних робіт в натурних умовах;
- поетапну оцінку безпеки ізоляції відходів в надрах на всіх стадіях проектування, будівництва, експлуатації та консервації підземних споруд;
- порівняння альтернативних варіантів;
- вироблення комплексних довгострокових прогнозів;
- розробку остаточного варіанту будівництва підземної споруди для ізоляції РАВ або ВЯП з оцінкою дотримання в ньому концептуальних засад, норм, правил і т. п.
- створення системи моніторингу на необхідний період.

ВИСНОВКИ

Сфера застосування ДІВ дуже широка: це і промисловість, і медицина, і наукова діяльність, і транспорт, і проведення геолого-розвідувальних робіт, і навіть сільське господарство.

Сфери використання ДІВ умовно поділяються на 5 груп: 1) радіаційно-технологічні установки (застосовуються в процесах обробки органічних і неорганічних матеріалів); 2) радіоізотопні прилади технологічного контролю (є найбільш поширеним видом використання закритих радіоактивних ДІВ у промисловості); 3) системи контролю зовнішнього середовища (пожежосповіщувальні установки з радіоізотопними сповіщувачами диму та ін.); 4) промислова дефектоскопія (радіографічний метод контролю виробів); 5) пристрої променевої терапії в медицині.

Джерела випромінювань застосовуються в таких приладах, як медичні гамма терапевтичні апарати, гамма-дефектоскопи, густиноміри, товщиноміри, нейтралізатори статичної електрики, радіоізотопні релейні прилади, вимірювачі зольності вугілля, сигналізатори обледеніння, дозиметрична апаратура з вбудованими джерелами тощо.

З точки зору конструкційних особливостей розрізняють відкриті і закриті джерела випромінювання.

За видами випромінювання виділяють джерела гамма-випромінювання, джерела заряджених частинок і джерела нейтронів.

У закритих ДІВ використовується понад 100 радіонуклідів. Найбільше застосування знайшли джерела α -, β - і фотонного випромінювання з радіонуклідами ^{60}Co , ^{192}Ir , ^{137}Cs , ^{90}Y , ^{147}Pm , ^{85}Kr , ^{241}Pu , ^{170}Tm , ^{55}Fe .

Одна з найважливіших характеристик джерел - активність нукліда (або нуклідів). Залежно від того, яким чином розподілений радіонуклід в активній частині джерела, а отже, і його активність, змінюються такі характеристики

джерел, як питома, об'ємна і поверхнева активності радіонукліда, які визначають радіаційнофізичні параметри і габарити джерел. Джерела можуть мати форму стрижнів, дисків, пластин, кілець, сфер, дроту, голок і інші конфігурації, можуть володіти зігнутою робочою поверхнею.

Широке застосування джерел іонізуючого випромінювання в різних сферах господарської діяльності, потенційна небезпека для здоров'я населення, навколишнього природного середовища, можливість їх використання в злочинних цілях, викликає нагальну потребу поводження з ДІВ після відпрацювання ними свого робочого ресурсу.

В силу ряду властивостей відпрацьовані ДІВ, що утворюються в результаті їх численного і різнобічного застосування в промисловості, медицині, наукових дослідженнях та інших сферах господарської діяльності, являють собою радіоактивні відходи (РАВ).

Відповідно до Закону України "Про поводження з радіоактивними відходами" від 30.06.1995 року, до радіоактивних відходів відносяться матеріальні об'єкти і субстанції, що не підлягають подальшому використанню, активність радіонуклідів в них або радіоактивні забруднення яких перевищують рівні, встановлені діючими нормами і правилами.

Для всіх відпрацьованих ДІВ як класу РАВ встановлена їх класифікація за:

- а) ступенем радіаційної небезпеки (низькоактивні, середньоактивні, високоактивні);
- б) рівнем звільнення від регулюючого контролю;
- в) необхідною кратністю ослаблення іонізуючого випромінювання.

Особливої уваги в силу можливого характеру впливу на навколишнє середовище вимагають високоактивні ДІВ.

Стратегічним орієнтиром, що встановлює вимоги до подальшого поводження з відпрацьованими ДІВ, є пріоритетність захисту населення і навколишнього природного середовища від впливу іонізуючого

випромінювання, визначена Законом України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» від 8.02.1995 року (ст.5).

Радіаційна безпека визначається як комплекс заходів, спрямованих на обмеження опромінення персоналу, окремих осіб з населення і всього населення до найбільш низьких рівнів радіаційних доз, які досягаються засобами, прийнятними для суспільства; на попередження виникнення ранніх наслідків опромінення і обмеження проявів віддалених наслідків до прийнятного рівня.

Державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки здійснюється Державною інспекцією ядерного регулювання України.

Поводження з відпрацьованими ДІВ, як з класом радіоактивних відходів, передбачає комплекс заходів щодо їх зберігання, транспортування, захоронення, переробки, які забезпечують захист здоров'я людини і охорони навколишнього середовища зараз і в майбутньому.

Особливу увагу в процесах поведження з відпрацьованими ДІВ приділяється етапам кондиціонування і зберігання/захоронення відпрацьованих джерел. Важливість кондиціонування - операцій, при яких радіоактивні відходи перетворюються на форму, придатну для перевезення, зберігання або поховання полягає в спрощенні проміжного зберігання, транспортування, приведення упаковки, придатної і для остаточного поховання. Кондиціонування також запобігає несанкціонованному вилученню джерел, забезпечує бар'єри для утримання радіоактивного матеріалу.

Зберігання відпрацьованих джерел, за тривалістю розділяється на: короткочасне - терміном до 3-5 років; тимчасове - до 30 років; довгострокове - понад 30 років, а за технологією реалізації на: зберігання для розпаду радіонуклідів; проміжне зберігання; централізоване зберігання, які основною метою передбачають можливість зниження активності і проміжне або тривале перебування джерел в умовах дотримання норм і вимог радіаційної безпеки, забезпечення радіаційного захисту персоналу, до моменту прийняття рішення про наступні етапи поведження з ДІВ.

Згідно з нормами і вимогами чинного національного законодавства джерела іонізуючого випромінювання, термін експлуатації яких закінчився, підлягають передачі спеціалізованим підприємствам із поводження з РАВ.

Такими підприємствами в Україні є 6 державних міжобласних спеціалізованих комбінатів (ДМСК), що входять до складу державної корпорації «Українське державне об'єднання «Радон»: Дніпропетровський, Донецький, Київський, Львівський, Одеський і Харківський. ДМСК створені з метою проведення робіт по збиранню, транспортуванню, переробці, зберіганню та захороненню радіоактивних відходів, відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання у відповідній, закріпленої за кожним з них зоні обслуговування.

На всіх ДМСК поводження з РАВ здійснюється в такій послідовності:

- при надходженні заявки на вивезення партії РАВ проводиться перевірка для визначення готовності відходів до відправки;
- при відсутності порушень здійснюється прийом РАВ, їх навантаження і транспортування в ПЗРВ на спеціально обладнаних транспортних засобах за маршрутом, погодженим з регіональними органами УВС;
- тверді радіоактивні відходи направляються в ємності для ТРВ;
- рідкі радіоактивні відходи зливаються в ємність для їх тимчасового зберігання;
- відпрацьовані високоактивні ампульовані джерела надходять в сховище ДІВ;
- після розвантаження РАВ автотранспорт і транспортні контейнери направляються на дезактивацію.

На ДМСК УкрДО «Радон» діє єдина система обліку та контролю РАВ. Усі РАО, які надходять на спецкомбінати реєструються на ПЗРВ в журналі радіоактивних відходів. Запис в журнал проводиться з паспортів на партію відходів, отриманих від замовника з занесенням в базу даних ЕОМ.

Прийом і зберігання відпрацьованих ДІВ спецкомбінатами УкрДО «Радон» здійснюється з урахуванням базових критеріїв радіаційної безпеки;

організаційних критеріїв безпеки; технологічних критеріїв поводження з відпрацьованими ДІВ, критеріїв МАГАТЕ щодо забезпечення якості зберігання відпрацьованих ДІВ, побудованих на принципах виключення можливого негативного впливу джерел випромінювання на навколишнє середовище.

Сховища відпрацьованих ДІВ на діючих в Україні ДМСК являють собою конструкції колодязного типу, які будуються за типовою схемою. До складу ДМСК можуть входити кілька сховищ ДІВ з різним ступенем технічного стану, проектною ємністю сховища, категорією активності, ізотопним складом основних радіонуклідів. Безпека сховищ для тривалого зберігання або захоронення РАВ - забезпечується спільною ефективністю сукупності елементів системи ізоляції (форма відходів, контейнер, засипка, конструкція сховища) і їх функціями щодо утримання радіонуклідів.

Сховища колодязного типу для зберігання відпрацьованих ДІВ на спецкомбінатах УкрДО «Радон» експлуатуються вже більше 40 років. За період функціонування спецкомбінатів, за даними державного Реєстру радіоактивних відходів і державного Кадастру сховищ та місць тимчасового зберігання радіоактивних відходів, ведення якого здійснюється державною корпорацією «УкрДО «Радон», на пунктах захоронення/зберігання накопичилося радіоактивних відходів загальною активністю понад $8,13\text{E}+16$ Бк.

На підставі аналізів результатів численних обстежень сховищ існуюча система поводження з відпрацьованими ДІВ не дозволяє забезпечити надійну довготривалу ізоляцію і локалізацію радіаційно небезпечних об'єктів в сховищах колодязного типу відповідно до чинних норм і правил радіаційної безпеки, і вимагає прийняття і реалізації заходів щодо приведення наявних експлуатованих і законсервованих сховищ в радіаційно і екологічно безпечний стан.

Так, за результатами оцінки впливу ПЗРВ ДМСК на навколишнє природне середовище райони розташування ПЗРВ всіх ДМСК характеризуються наявністю в більшості випадків умов несприятливої екологічної обстановки. Аналіз можливих шляхів міграції радіонуклідів з місць

їх поховання показує, що головними причинами їх викидів в навколишнє природне середовище є протікання РРВ, запилювання ТРО при їх перевантаженні і похованні, дифузія радіонуклідів з місць поховання через пошкодженні корпуси сховищ, а також вимивання нуклідів зі сховищ при порушенні їх цілісності і надходження туди поверхневого стоку і верховодки.

Оцінка природних і господарських умов розміщення діючих ПЗРВ системи УкрДО «Радон», дозволяє розташувати їх у міру збільшення ризику впливу на навколишнє природне середовище в наступному порядку: Харківський, Львівський, Одеський, Дніпропетровський, Київський.

Вкрай несприятливим слід визнати комплекс природних і господарських факторів, дії яких піддається майданчик законсервованого ПЗРВ Донецького ДМСК (доступ до якого зараз неможливий ще й у зв'язку із військовими діями).

Виходячи з цього, діюча на підставі Державної (Комплексної) програми поводження з РАВ в Україні концепції поводження з РАВ передбачає перепрофілювання і технічне переоснащення всіх спецкомбінатів УкрДО «Радон» в пункти збору, кондиціонування і тимчасового контейнерного зберігання РАВ, що надходять із зон їх обслуговування, з подальшою передачею в Центр переробки та захоронення низько- і середньоактивних РАВ (ЦПЗ «Вектор»).

Метою пропонованої технології поводження з відпрацьованими ДІВ у ЦПЗ «Вектор», що наразі реалізується, є забезпечення надійного та безпечного зберігання джерел і часткового їх повернення в промисловість.

Технологія поводження з ДІВ передбачає поділ відпрацьованих джерел, що надходять, за видом випромінювання (α -, β -, γ -, нейтронне), за періодом напіврозпаду на три потоки для проведення наступних операцій:

- обробка, кондиціонування та довготривале зберігання ДІВ, які містять довгоживучі радіонукліди (перший потік);
- поховання ДІВ, що містять короткоживучі радіонукліди (другий потік);
- повернення в промисловість ДІВ (третій потік).

Технологія поводження з РАВ в ЦПЗ «Вектор» передбачає також подальше підземне поховання відпрацьованих ДІВ в глибоких геологічних формаціях.

На даний час на комплексі ЦПЗ «Вектор» забезпечується введення в експлуатацію і нормативне функціонування об'єктів першої черги, у тому числі й спеціально обладнаного приповерхового сховища твердих радіоактивних відходів для захоронення твердих та зацементованих рідких радіоактивних відходів від ЧАЕС; здійснюються планові організаційні та підготовчі роботи щодо початку будівництва і експлуатації сховищ другої черги, де передбачено не тільки захоронення, але й довготривале зберігання та переробка відпрацьованих ДІВ, контрольоване зберігання довгоіснуючих низько- та середньоактивних РАВ, осклованих високоактивних РАВ.

Таким чином, існуюча в Україні система поводження з відпрацьованими ДІВ має на сьогоднішній день багато проблем та вимагає вдосконалення і перетворення з тим, щоб з одного боку досягти максимального ефекту від реалізації цілей, що стоять перед даним видом діяльності, а з іншого - забезпечити умови радіаційної безпеки, що базується на нормах чинного законодавства.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Балюк Г.І. Правові аспекти забезпечення ядерної та радіаційної (радіоекологічної) безпеки в Україні. // Балюк Г.І. / — К., 1997. — 387 с.
2. Барбашев С.В. Источники ионизирующего излучения. Учебное пособие. // Барбашев С.В. / — М.: «Прексмо-Д», - 2002. — 232 с.
3. Сытин В.П., Теплов Ф.П., Череватенко Г.А. Радиоактивные источники ионизирующего излучения. // Сытин В.П., Теплов Ф.П., Череватенко Г.А. / - М.: Энергоатомиздат, 1984. — 223 с.
4. Виноградов Ю. А. Ионизирующая радиация: обнаружение, контроль, защита // Ю. А. Виноградов. / - М.: СОЛОН-Р, - 2002. - 224 с.
5. Кретинин А.А., Животенко А.Н., Авдеев О.К. Обращение с отработанными источниками ионизирующего излучения в Украине //Кретинин А.А., Животенко А.Н., Авдеев О.К. и др. / - К.: Изд-во «Куприянова», 2006. — 320 с.
6. Про поводження з радіоактивними відходами: Закон України від 30.06.95 р. № 255/95-ВР // База даних «Законодавство України» / ВР України. URL: <http://zakon3.rada.gov.ua/laws/show/255/95> (дата звернення 18.04.2017)
7. Нормы радиационной безопасности Украины. Основные санитарные правила (ОСПУ), регламенты и требования относительно порядка применения (НРБУ/ОСПУ) 6.6.1-6.6.087-02. Навчальні матеріали онлайн. Дата оновлення 15.01.2017 URL: <http://toronbud.com.ua/ru/normativnaja-baza/normativnye-dokumenty-ministerstv-i-vedo/normy-radiacionnoi-bezopasnosti-ukrainy-.html> (дата звернення 22.04.2017)
8. Машкович В. П. Защита от ионизирующих излучений. // В.П. Машкович / - М.: Энергоатомиздат, 1982. — 108 с.
9. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 8.02.1995 р. № 39/95-ВР // База даних «Законодавство України» / ВР

- України. URL: <http://zakon3.rada.gov.ua/laws/show/39/95> (дата звернення 18.04.2017)
10. Цыпленков В.С. Сбор, сортировка и хранение закрытых радиоактивных источников. Обращение с закрытыми источниками высокой мощности. Сбор, сортировка и хранение закрытых отработанных источников ионизирующего излучения. //Цыпленков В.С. / МАГАТЭ. UKR/4/009. Семинар по обращению с радиоактивными отходами – Одесса, 2003. – 27 с.
 11. Обращение, кондиционирование и захоронение отработанных источников ионизирующего излучения. Техническое руководство по обращению с низко- и среднеактивными отходами, возникающими в небольших центрах ядерных исследований и в результате использования радиоизотопов в медицине, научных исследованиях и промышленности. Технический документ, опубликованный Международным агентством по атомной энергии Вена: МАГАТЭ, 1990. Навчальні матеріали онлайн. Дата оновлення 26.12.2016 URL: http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1570r_web (дата звернення 24.04.2017)
 12. Нормы радиационной безопасности Украины. Дополнение: Радиационная защита от источников потенциального облучения (НРБУ-97/Д-2000), ГГН 6.6.1 -6.5.000-2000. - К., 2000
 13. Принципы, технические критерии и требования безопасности при захоронении радиоактивных отходов. - К.: НТЦ ядерной и радиационной безопасности, 1996. - 22 с.
 14. Соболев И.А. Радиационная безопасность персонала при обезвреживании радиоактивных отходов // Соболев И.А., Коренков И.П., Проказова Л .М., Хом-чик Л.М. / - М.: Энергоатомиздат, 1992. – 124 с.
 15. Кузьмин И.И. Безопасность и техногенный риск: Системно-динамический подход // Кузьмин И.И. / Журнал Всесоюз. хим. общества им, Д. И. Менделеева,- 1990. - т. 35. - № 4
 16. Нормы МАГАТЭ по безопасности. Серия изданий по безопасности № 99: Принципы безопасности и технические критерии для подземных

- захоронений радиоактивных отходов высокого уровня активности. - Вена: МАГАТЭ, 1990. Навчальні матеріали онлайн. Дата оновлення 01.08.2016 URL: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1384r_web (дата звернення 26.04.2017)
17. Специальный комплекс для временного хранения отработанных источников ионизирующего излучения. Технические условия. - Харьков: ХКБМ, 1998
 18. Комплект пакувальний транспортний ПТК1В-180Н. Технічні умови, МПНВП «СТРУМ». - Вінниця, 2002
 19. Авдеев О.К., Кретинин А.А., Леденев А.И. и др. Радиоактивные отходы Украины: состояние, проблемы, решения. // Авдеев О.К., Кретинин А.А., Леденев А.И. и др. / - К.: ИЦ "ДрУк", 2003. – 82 с.
 20. Кедровский О.Л., Чухин С.Г. РАО: принципы и критерии безопасного захоронения. // Кедровский О.Л., Чухин С.Г. / - М.: Энергия, 1993. – 144 с.
 21. Характеристика радиоактивных отходов, подготовленных для хранения и захоронения. Руководство для разработки критериев при приемке отходов. Доклад на совещании МАГАТЭ 23-27 августа 1982 г. в Вене. - Вена: МАГАТЭ, 1983. – 23 с.
 22. Кедровский О.Л., Шишиц И.Ю. Методология обоснования концепции изоляции отвержденных отходов в геологических формациях. // Кедровский О.Л., Шишиц И.Ю. / - М.: Геоэкология, 1997. – 152 с.
 23. Соболев И. А., Тимофеев Е. М., Ожован М. И. и др. Подземное захоронение высокоактивных источников ионизирующего излучения: Препринт ВНИИНМ. // Соболев И. А., Тимофеев Е. М., Ожован М. И. и др. / - М.: ЦНИИ атоминформ, 1988. – 118 с.