

Міністерство енергетики України  
Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного  
реагування  
Товариство з обмеженою відповідальністю «АЕСКАР»

Національна академія наук України  
Інститут ядерних досліджень

Кваліфікаційна наукова  
праця на правах рукопису

**Русінко Павло Михайлович**

УДК 621.039.7

**ДИСЕРТАЦІЯ**

**Контроль та прогноз утворення радіоактивних відходів діючих АЕС  
України.**

Спеціальність 05.14.14 - Теплові та ядерні енергоустановки

Подається на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук

Дисертація містить результати власних досліджень. Використання ідей,  
результатів і текстів інших авторів мають посилання на відповідне джерело

\_\_\_\_\_ П.М. Русінко

Науковий керівник – Литвинський Людвиг Леонідович, доктор фіз.-мат.  
наук, старший науковий співробітник

**КИЇВ - 2021**

## АНОТАЦІЯ

*Русінко П.М.* Контроль та прогноз утворення радіоактивних відходів діючих АЕС України. - Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук (доктора філософії) за спеціальністю 05.14.14 «Теплові та ядерні енергоустановки». Робота розпочата у Державному науково-інженерному центрі систем контролю та аварійного реагування Міністерства енергетики України, завершена у Товаристві з обмеженою відповідальністю «АЕСКАР». Захист відбудеться у спеціалізованій вченій раді Наукового центру «Інститут ядерних досліджень» НАН України, Київ, 2021.

Останні два десятиріччя атомні електростанції (далі АЕС) України забезпечують близько 50 % виробітку електроенергії в Україні. Їх безпечна експлуатація є основою енергетичної безпеки країни та її сталого розвитку.

У результаті виробничої діяльності на АЕС утворюється значна кількість радіоактивних відходів (РАВ), різного агрегатного стану та активності. Крім експлуатаційних РАВ, внаслідок роботи енергоблоків діючих АЕС напрацьовується відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП) та з часом виникнуть РАВ від зняття з експлуатації (ЗЕ) енергоблоків. Крім того, РАВ виникають та виникатимуть надалі в разі переробки ВЯП. Поводження з РАВ є одним з принципових напрямків, що визначають довгострокові наслідки сучасної діяльності в ядерній енергетиці, належить до вищих пріоритетів МАГАТЕ та привертає підвищену увагу національної і міжнародної громадськості.

Поводження з РАВ є комплексним питанням, всі етапи поведження з такими відходами взаємопов'язані. Помилкові рішення на попередніх етапах часто призводять до виникнення серйозних технічних та організаційних проблем на наступних етапах та суттєвого збільшення витрат. Комплексність проблеми поведження з РАВ, довгострокові наслідки рішень, що приймаються, потреба в накопиченні ресурсів на майбутню діяльність потребують взаємоузгодженого та обґрунтованого планування діяльності в

цій сфері. Таке планування в свою чергу потребує створення та постійного удосконалення системи контролю, проведення аналізу поточного стану для визначення дефіцитів та впровадження найкращих практик, виконання оцінок та прогнозів для визначення та обґрунтування оптимальних рішень.

Дисертація присвячена удосконаленню контролю та прогнозу утворення радіоактивних відходів діючих АЕС України. В роботі представлені результати автора щодо удосконалення деяких аспектів такої системи за трьома напрямками.

За напрямком «Встановлення радіаційної еквівалентності ВЯП реакторів типу ВВЕР-440 та ВАВ, отриманих після його переробки» отримані наступні результати:

- Для осклованих ВАВ від переробки ВЯП реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «МАЯК» на основі розрахункових оцінок радіонуклідного складу для різних часів витримки вперше обґрунтований перелік значимих при визначенні еквівалентності радіонуклідів, визначений критерій еквівалентності та розроблений алгоритм формування партії осклованих ВАВ для повернення в Україну;
- Підібрані прості аналітичні функції які задовільно описують активність радіонуклідів у ВЯП реакторів ВВЕР-440, для різних значень початкового збагачення та вигорання.

Результати були практично застосовані у стандартах Мінпаливенерго України [16,19] щодо методики визначення кількості та характеристик високоактивних відходів, які мають повертатися Україні після переробки ВЯП ВВЕР-440 у Російській Федерації.

За напрямком «Прогноз обсягів РАВ від зняття з експлуатації енергоблоків з реакторами типу ВВЕР» отримані наступні результати:

- Вперше оцінена кількість та вартість захоронення РАВ від ЗЕ реакторів ВВЕР-440 і ВВЕР-1000, що стало основою планування поводження з РАВ при ЗЕ;

- Розроблений алгоритм оптимізації графіків ЗЕ енергоблоків в межах окремого майданчику АЕС.

Результати були практично застосовані у Концепції зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України [15] та при розробці концепцій зняття з експлуатації окремих АЕС.

За напрямком «Планування та контроль утворення експлуатаційних РАВ діючих АЕС» отримані наступні результати:

- Удосконалені контроль поведження з експлуатаційними РАВ АЕС, в тому числі з боку міжнародних фінансових організацій, і планування діяльності по поведженню з РАВ на окремих АЕС та у ДП «НАЕК «Енергоатом»;
- Удосконалений алгоритм встановлення контрольних рівнів утворення РАВ на АЕС.

Результати були практично застосовані у:

- Стандартах Мінпаливенерго України [12,13,18];
- Програмах та стандартах ДП «НАЕК «Енергоатом» [14,17,20];
- Розділах щодо поведження з РАВ Квартальних звітів Позичальника про хід робіт у період 2015 - 2017 роки та Звітів з екологічних та соціальних питань за період з 2013 по 2017 роки [21-24].

Результати огляду технологій поведження з РАВ використані в рамках навчальних курсів для фахівців в сфері поведження з РАВ, проведених у Києві 22-26 лютого 2016 р., та опубліковані у розділах 11, 12, 13 та 21 посібника [11].

Крім безпосереднього застосування в галузі результати робіт автора опубліковані у наукових журналах [1-7], пройшли апробацію в рамках наукових конференцій [8-10] та ряду інших спеціалізованих нарад, присвячених поведженню з РАВ.

Отримані результати сприяли удосконаленню системи контролю та прогнозу в сфері поведження з РАВ діючих АЕС, ефективне функціонування

якої забезпечує безпечне та ефективне поводження з РАВ АЕС, що є необхідною умовою безпечної експлуатації АЕС України.

Ключові слова: радіоактивні відходи, поводження з радіоактивними відходами, контрольні рівні утворення радіоактивних відходів, відпрацьоване ядерне паливо, радіонуклідний склад осклованих високоактивних відходів, критерій радіаційної еквівалентності, радіоактивні відходи від зняття з експлуатації, оптимізація сценаріїв зняття з експлуатації.

## ABSTRACT

*Rusinko P.M.* Control and forecast of radioactive waste generation of operating NPPs of Ukraine. - Qualification scientific work with the manuscript copyright.

The thesis for a candidate of technical sciences degree in specialty 05.14.14 «Thermal and nuclear power plants». This work was started at the State scientific-engineering center of control systems and emergence response of Ministry of energy of Ukraine and was completed at the Limited Liability Company “AESCAR”. The defense will take place at Scientific Center “Institute for Nuclear Research” of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, 2021.

For the last two decades, Ukraine's nuclear power plants (NPPs) have provided about 50% of Ukraine's electricity generation. Its safe operation is the basis of the country's energy security and its sustainable development.

As a result of production activities at the NPP, a significant amount of radioactive waste (radwaste), various physical state and activity is generated. In addition to operational radwaste, as a result of the operation of power units of existing NPPs, spent nuclear fuel (SNF) is generated and, over time, radwaste will arise from power units decommissioning. In addition, radwaste arises and will arise in the case of spent fuel reprocessing. RW management is one of the principal directions that determine the long-term consequences of modern activities in nuclear energy, is one of the highest priorities of the IAEA and attracts increased attention of the national and international community.

Radwaste management is a complex issue, all stages of such waste management are interconnected. Wrong decisions in the previous stages often lead to serious technical and organizational problems in the subsequent stages and a significant increase in costs. The complexity of radwaste management issue, the long-term consequences of decisions taken, the need to accumulate resources for future activities require mutually agreed and sound planning of activities in this area. Such planning, in turn, requires the creation and continuous improvement of the control system, analysis of the current situation to identify deficits and the implementation of best practices, the implementation of assessments and forecasts to determine and justify optimal solutions.

The dissertation is devoted to the improvement of the system of control and forecast of radioactive waste generation of the operating NPPs of Ukraine. The paper presents the author's results on improving some aspects of such a system in three areas.

The following results were obtained in the direction “Establishment of radiation equivalence of WWER-440 reactors SNF and HLW obtained after its reprocessing”:

- For vitrified HLW from WWER-440 SNF reprocessing by the "PO "MAYAK" technology basing on estimates the radionuclide composition at different holding times, for the first time substantiated the list of radionuclides significant for equivalence determining, determined the criterion of equivalence, developed the algorithm of vitrified HLW batch formation for return to Ukraine.
- Selected analytical functions that satisfactorily describe the activity of radionuclides in the spent fuel of WWER-440 reactors, for different values of initial enrichment and combustion.

The results were practically used in the standards of the Minfuelenergy of Ukraine [16,19], on the methodology for determining the amount and characteristics of high-level waste to be returned to Ukraine after WWER-440 spent fuel reprocessing in the Russian Federation.

The following results were obtained in the direction “Forecast of radioactive waste from power units with WWER type reactors decommissioning”:

- For the first time estimated the amount and disposal cost for radwaste from WWER-440 and WWER-1000 reactors decommissioning which became the basis for decommissioning radwaste management planning;
- Developed the algorithm for optimizing the schedules of power units decommissioning within the sites of NPPs.

The results were practically used in the Decommissioning conception of operating NPPs in Ukraine [15], and for development of decommissioning conceptions for separate NPP.

The following results were obtained in the direction “Planning and control of operational operation NPPs radwaste generation”:

- Improved the control of NPP operating radwaste management, including by international financial organizations, and planning of radwaste management activities at individual NPPs and at Energoatoms;
- Improved the algorithm for control levels establishing of radwaste generation in NPPs;

The obtained results were practically used in:

- Minfuelenergy of Ukraine standards [12,13,18];
- SE “NNEGC “Energoatom” programs and standards [14,17,20];
- Sections on radwaste management of reports of SE “NNEGC “Energoatom” to the EBRD and Euratom in frame of Complex (Consolidated) Safety Upgrade Program realization:
  - Borrower Quarterly Progress Reports. Complex (Consolidated) Safety Upgrade Program in the period 2015 – 2017;
  - Report on Environmental and Social Matters in period 2013-2017. [21-24].

The results of the radwaste management technologies review were used in the training courses on radwaste management held in Kyiv on February 22-26,

2016 and published in the manual on radwaste management [11], sections 11, 12, 13 and 21.

In addition to direct use in the branch, the results of the author's work were published in scientific journals [1-7], were tested in scientific conferences [8-10] and set of other specialized meetings on radwaste management.

The obtained results contributed to the improvement of control and forecasting system in the field of radioactive waste management of operating NPPs of Ukraine, which effective operation of ensures safe and efficient management of radwaste, that is a necessary condition for safe operation of Ukrainian NPPs.

**Key words:** radioactive waste, radioactive waste management, control levels of radioactive waste generation, radionuclide composition of vitrified high-level waste, spent nuclear fuel, radiation equivalence criterion, radioactive waste from decommissioning, optimization of decommissioning scenarios.



## Список публікацій здобувача:

### 1. Наукові праці, в яких опубліковані основні результати

1. Литвинський Л.Л., Лобач Ю.М., **Русінко П.М.** Прогноз витрат на зняття з експлуатації енергоблоків типу ВВЕР. *Ядерні та Радіаційні Технології*. 2003. Том 3, № 3, С. 58-70.
2. Литвинський Л.Л., Лобач Ю.М., **Русінко П.М.** Основні положення Концепції зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України. *Ядерні та радіаційні технології*. 2004. Том 4, №2. С. 4 - 25.
3. **Русінко П.М.**, Литвинський Л.Л., Масько О.М., Рундюк С.В. Оптимізація сценаріїв зняття з експлуатації діючих АЕС України. *Ядерні та радіаційні технології*. 2004. Том 4, №3. С. 69-80.
4. Близнюкова Л.В., Литвинский Л.Л., Масько О.М., **Русинко П.М.**, Яковенко Е.В. Основные положения методики расчета количества высокоактивных отходов, возвращаемых Украине после технологического хранения и переработки партии ОТВС ВВЭР-440 *Ядерні та радіаційні технології*. 2007. Том 7, №3-4. С. 79-89.
5. Литвинский Л.Л., Масько А.Н., **Русинко П.М.** Метод оценки активности радионуклидов в отработавшем ядерном топливе реакторов типа ВВЭР–440. *Ядерні та радіаційні технології*. 2006. Том 6, №4. С. 21-29.
6. Масько А. Н., Кузнецов С. А., **Русинко П. М.** Обоснование критерия эквивалентности высокоактивных отходов переработки отработанного ядерного топлива ВВЭР-440. *Ядерна енергетика та довкілля*. 2013, № 2. С. 13-21.
7. **Русінко П.М.**, Литвинський Л.Л. Моделювання та аналіз радіонуклідного складу високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «Маяк». *Ядерна фізика та енергетика*. 2019. Том - 20, № 1, С. 26-33.

## 2. Опубліковані праці апробаційного характеру

8. Литвинський Л.Л., Масько О.М., Рундюк С.М., Русинко П.М. Оптимізація сценаріїв зняття з експлуатації діючих АЕС України. [Електронний ресурс]: *Экологические аспекты ядерных технологий: Материалы ежегодной международной конференции УкрЯО, 23-24 ноября 2004 г.* Киев: УкрЯО, ГНИЦ СКАР, 2004. 1 електрон. опт. диск (CD-R)
9. **Rusinko P.**, Litvinsky L., Masko A. Decommissioning Conception of the operating NPPs in Ukraine. [Електронний ресурс]: *Environmental Remediation and Radioactive Waste Management: Proceedings of The 10th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, September 4-8, 2005, Glasgow, Scotland.* 2005. 1 електрон. опт. диск (CD-R)
10. **Русинко П.М.**, Литвинський Л.Л., Масько А.М. Оптимізація термінів зняття з експлуатації українських АЕС. [Електронний ресурс]: *Экологические аспекты ядерных технологий: Материалы ежегодной международной конференции УкрЯО, 17-18 октября 2005 г.* Киев: УкрЯО, ГНИЦ СКАР, 2005. 1 електрон. опт. диск (CD-R)

## 3. Документи у яких результати практично застосовані

11. Основные принципы и системы обращения с радиоактивными отходами (учебное пособие): проект U4.01/09-А./ под общей редакцией В.М. Ефременкова. Киев: Издательство «Промінь», 2015.- 352 с.
12. ГНД 95.1.07.06.052-2003. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. [чинний від 2003-01-01 по 2009-08-01] Київ: Міністерство палив та енергетики України, 2003. 24 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
13. ГНД 95.1.07.06.053-2003. Програма мінімізації радіоактивних відходів на атомних електростанціях України. Типовий зміст. [чинний від 2003-

- 01-01], Київ: Міністерство палив та енергетики України, 2003. 32 с.  
(стандарт Мінпаливенерго України)
14. ПМ-Д.0.05.174-03 Програма по поводженню з радіоактивними відходами НАЕК «Енергоатом». [чинна від 2003-05-30 по 2008-06-15]. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2003. 38 с.
15. Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України. [чинна від 2004-05-12 по 2015-12-10]: затверджена наказом Міністерства палива та енергетики України від 12 травня 2004 р. № 249. Київ: Мінпаливенерго України, 2004. 89 с.
16. СОУ-Н ЯЕК 1.006:2007 Розрахунок складу кількості та активності високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР – 440. [чинна від 2007-05-28 по 2010-09-01]. Київ: Мінпаливенерго України, ДП «НАЕК «Енергоатом», 2007. 55 с.  
(стандарт Мінпаливенерго України)
17. ПМ-Д.0.05.174-08 Програма поводження з радіоактивними відходами ДП НАЕК «Енергоатом». [чинна від 2008-06-15 по 2010-11-27]. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2008. 55 с.
18. СОУ-Н ЯЕК 1.022:2009. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. [чинний від 2009-08-01 по 2015-04-30] Київ: Міністерство палива та енергетики України, ДП «НАЕК «Енергоатом», 2009. 34 с.  
(стандарт Мінпаливенерго України).
19. СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010 Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються Україні після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440. [чинна від 2010-09-01]. Мінпаливенерго України, ДП «НАЕК «Енергоатом», Київ, 2010. 65 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
20. СОУ НАЕК 083:2015 Поводження з радіоактивними відходами. Встановлення контрольних рівнів утворення та надходження до сховищ радіоактивних відходів на атомних електростанціях. Методичні

- вказівки. [чинний від 2015-05-18] Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2015. (стандарт ДП «НАЕК «Енергоатом»)
- 21.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-001-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2013-2014. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2015. с. 74-88.
- 22.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-002-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2015. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2016. С.47-52.
- 23.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-003-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2016. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2017. С. 47-54.
- 24.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-004-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2017. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2018. С.47-55.

## ЗМІСТ

АНОТАЦІЯ.....	2
ABSTRACT.....	5
ЗМІСТ .....	13
ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ.....	16
ВСТУП.....	19
1. ОГЛЯД ПОВОДЖЕННЯ З РАВ АЕС .....	31
1.1 Переробка та іммобілізація рідких радіоактивних відходів .....	32
1.2 Переробка твердих радіоактивних відходів.....	38
1.3 Термічні технології переробки радіоактивних відходів .....	41
1.4 Зберігання та захоронення високоактивних і довгоіснуючих відходів та відпрацьованого палива. ....	45
1.5 Стан системи поводження з РАВ на діючих АЕС України .....	54
2. ВСТАНОВЛЕННЯ РАДІАЦІЙНОЇ ЕКВІВАЛЕНТНОСТІ ВЯП РЕАКТОРІВ ТИПУ ВВЕР-440 ТА ВАВ, ОТРИМАНИХ ПІСЛЯ ЙОГО ПЕРЕРОБКИ.....	61
2.1 Огляд підходів щодо встановлення еквівалентності РАВ з різним радіонуклідним складом .....	63
2.2 Метод оцінки початкової активності радіонуклідів у ВТВЗ реакторів ВВЕР-440 .....	70
2.2.1 Оцінка початкової активності продуктів поділу .....	71
2.2.2 Оцінка початкової активності актиноїдів .....	75
2.3 Аналіз та обґрунтування переліку радіонуклідів .....	80
2.3.1 Вихідні дані та методика розрахунків.....	80
2.3.2 Аналіз результатів розрахунків .....	85
2.4 Обґрунтування критерію еквівалентності.....	96
2.4.1 Вимоги до критерію еквівалентності для ВАВ від переробки ВЯП .....	96
2.4.2 Підхід, використаний у Методиці .....	99

2.4.3	Аналіз виконання вимог при використанні обраного критерію еквівалентності.....	102
2.5	Алгоритм формування партії ВАВ для повернення в Україну.....	107
3.	ПРОГНОЗ ОБСЯГІВ РАВ ВІД ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЕНЕРГОБЛОКІВ З РЕАКТОРАМИ ТИПУ ВВЕР .....	110
3.1	Прогноз обсягів РАВ від ЗЕ.....	111
3.1.1	Оцінка обсягів радіоактивних відходів від зняття з експлуатації енергоблоку .....	111
3.1.2	Оцінка вартості передачі на захоронення радіоактивних відходів від зняття з експлуатації енергоблоку.....	117
3.2	Оптимізація графіку ЗЕ енергоблоків багатоблочної АЕС.....	119
3.2.1	Вихідні дані та використаний підхід.....	119
3.2.2	Результати оптимізації.....	121
4.	Планування, та контроль утворення експлуатаційних РАВ діючих АЕС... ..	131
4.1	Підхід до удосконалення планування та контролю утворення експлуатаційних РАВ.....	132
4.2	Удосконалення контролю поведження з РАВ на АЕС .....	134
4.3	Удосконалення планування діяльності щодо поведження з РАВ на АЕС та у ДП «НАЕК «Енергоатом» .....	137
4.4	Удосконалення алгоритму встановлення контрольних рівнів утворення РАВ .....	139
4.5	Моніторинг поведження з РАВ на діючих АЕС України з боку міжнародних фінансових організацій .....	143
	ВИСНОВКИ .....	145
	СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ .....	148
	Додаток А СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ, ВІДОМОСТІ ПРО АПРОБАЦІЮ РЕЗУЛЬТАТІВ ДИСЕРТАЦІЇ ТА ЇХ ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ.....	165

Додаток Б ВНЕСОК РАДІОНУКЛІДІВ У СУМАРНІ ПИТОМІ ХАРАКТЕРИСТИКИ ВАВ .....	170
Додаток В ОСНОВНІ ПОЛОЖЕННЯ УДОСКОНАЛЕНОЇ ПРОЦЕДУРИ ВСТАНОВЛЕННЯ КОНТРОЛЬНИХ РІВНІВ УТВОРЕННЯ ТА НАДХОДЖЕННЯ ДО СХОВИЩ РАВ НА АЕС.....	178
Додаток Г МОНІТОРИНГ СТВОРЕННЯ УСТАНОВОК ДЛЯ ПЕРЕРОБКИ РАВ ДО ФОРМИ, ПРИЙНЯТНОЇ ДЛЯ ДОВГОСТРОКОВОГО ЗБЕРІГАННЯ ТА ЗАХОРОНЕННЯ .....	181

## ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ

АЕС	- атомна електростанція
БВ	- басейн витримки
ВАВ	- високоактивні відходи
ВВЕР	- водо водяний енергетичний реактор
ВМ	- важкий метал
ВП	- відокремлений підрозділ
ВТВЗ	- відпрацьована тепловиділяюча збірка
ВФМ	- відпрацьовані фільтруючі матеріали
ВЯП	- відпрацьоване ядерне паливо
геологічне захоронення	- захоронення в глибоких стабільних геологічних формаціях
ДІВ	- джерела іонізуючого випромінювання
ДІЯРУ, Держатомрегулювання	- Державна інспекція ядерного регулювання України
ДП «НАЕК «Енергоатом»	- Державне підприємство «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
ЕА	- еквівалент активності
експлуатаційні РАВ	- РАВ, що напрацьовуються безпосередньо при експлуатації діючих АЕС
ЄБРР	Європейського банку реконструкції та розвитку
Євратом	Європейського співтовариства з атомної енергії
ЄС	- Європейська співдружність
ЗАЕС	- Запорізька АЕС
ЗЕ	- зняття з експлуатації
КЗ	- кубовий залишок
КЗПБ	- Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки енергоблоків атомних електростанцій
Концепція ЗЕ	- Концепція зняття з експлуатації діючих атомних



	електростанцій України
КР	- контрольний рівень
Методика ВАВ	- СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010 «Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються Україні після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440»
Міненерговугілля	- Міністерство енергетики та вугільної промисловості України
Мінпаливенерго	- Міністерство палива та енергетики України
місячні КР	- КР для утворення РАВ за місяць, м <sup>3</sup> /місяць
МОЗ	- Міністерство охорони здоров'я
МФА	- мультифакторний аналіз
НАВ	- низькоактивні відходи
ОСПУ 2005	- Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України
ПЕД	- потужність еквівалентної дози випромінювання
р/н	- радіонуклід
РАВ	- радіоактивні відходи
РАЕС	- Рівненська АЕС
річні КР	- контрольні рівні для утворення РАВ за рік
РРВ	- рідкі радіоактивні відходи
РУ	- реакторна установка
РФ	- Російська федерація
САВ	- середньоактивні відходи
ТВЕЛ	- тепловиділяючий елемент
ТВЗ	- тепловиділяюча збірка
ТРВ	- тверді радіоактивні відходи
УГУ	- установка глибокого упарювання
УкрЯТ	- Українське Ядерне Товариство
ФДУП	- федеральне державне унітарне підприємство

ХАЕС	- Хмельницька АЕС
ЦСВЯП	- Централізоване сховище відпрацьованого ядерного палива
ЮУАЕС	- Южно-Українська АЕС
ЯПЦ	- ядерний паливний цикл

## ВСТУП

### Актуальність роботи

Останні два десятиріччя атомні електростанції (далі АЕС) України забезпечують близько 50 % виробітку електроенергії в Україні. Їх безпечна експлуатація є основою енергетичної безпеки країни та її сталого розвитку. До того ж, відносно низька собівартість електроенергії АЕС дозволяє стримувати зростання тарифів на електроенергію та забезпечує конкурентоспроможність національного виробництва.

На даний момент в Україні на 4 майданчиках АЕС, (Запорізька, Рівненська, Хмельницька та Южно-Українська АЕС, (далі ЗАЕС, РАЕС, ХАЕС та ЮУАЕС) експлуатується 15 енергоблоків. Експлуатуючою організацією (оператором) всіх діючих АЕС є Державне підприємство «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» (далі ДП «НАЕК «Енергоатом»). Всі діючі енергоблоки АЕС України належать до типу - водо водяний енергетичний реактор (далі ВВЕР), два з них на Рівненській АЕС типу ВВЕР – 440, всі інші ВВЕР - 1000. Перелік діючих енергоблоків АЕС Україна та їх характеристики представлений у табл. 1.

Таблиця 1 – Зведена інформація про діючі АЕС України

Назва АЕС	№ блока	Тип реактора	Встановлена електрична потужність (МВт)	Початок будівництва	Підключення до мережі
Запорізька	1	ВВЕР-1000/320	1000	04.1980	10.12.1984
	2	ВВЕР-1000/320	1000	04.1981	22.07.1985
	3	ВВЕР-1000/320	1000	04.1982	10.12.1986
	4	ВВЕР-1000/320	1000	01.1984	18.12.1987
	5	ВВЕР-	1000	07.1985	14.08.1989

Назва АЕС	№ блока	Тип реактора	Встановлена електрична потужність (МВт)	Початок будівництва	Підключення до мережі
	6	1000/320 ВВЕР- 1000/320	1000	06.1986	19.10.1995
<b>Рівненська</b>	1	ВВЕР- 440/213	415	08.1976	22.12.1980
	2	ВВЕР- 440/213	420	10.1977	22.12.1981
	3	ВВЕР- 1000/320	1000	02.1981	21.12.1986
	4	ВВЕР- 1000/320	1000	1986	10.10.2004
<b>Хмельницька</b>	1	ВВЕР- 1000/320	1000	11.1981	22.12.1987
	2	ВВЕР- 1000/320	1000	1986	07.08.2004
<b>Южно-Українська</b>	1	ВВЕР- 1000/302	1000	03.1977	31.12.1982
	2	ВВЕР- 1000/338	1000	10.1979	06.01.1985
	3	ВВЕР- 1000/320	1000	02.1985	20.09.1989

Передбачений вихідними проектами термін експлуатації діючих енергоблоків з реакторною установкою (далі РУ) типу ВВЕР складав 30 років. Цей термін був встановлений, виходячи із суто консервативних оцінок, базованих на рівні знань та експлуатаційному досвіді, наявних у 70-80-х роках минулого століття. Сьогодні оцінки та світова практика свідчать про можливість продовження безпечної експлуатації таких РУ понад терміни,

передбачені вихідними проектами. ДП «НАЕК «Енергоатом» успішно реалізує заходи щодо продовження терміну експлуатації діючих енергоблоків АЕС. На кінець 2019 р. були отримані ліцензії на експлуатацію у понадпроектний термін для енергоблоків: ЗАЕС – 1, 2, 3, 4; РАЕС-1, 2, 3; ХАЕС – 1; ЮУАЕС – 1, 2, 3.

У результаті виробничої діяльності на атомних електростанціях утвориться значна кількість радіоактивних відходів (далі РАВ), різного агрегатного стану та активності. Поводження з РАВ, як і поведження з відпрацьованим ядерним паливом (далі ВЯП), є одним з найбільш принципових напрямків стратегічного планування, що визначають довгострокові наслідки сучасної діяльності в ядерній енергетиці, належить до вищих пріоритетів Міжнародного Агентства з Атомної Енергії та привертає підвищену увагу національної і міжнародної громадськості.

Питання поведження з радіоактивними відходами є комплексним питанням, всі етапи поведження з такими відходами - починаючи від їх утворення до остаточного захоронення, - взаємопов'язані, вибір оптимальних методів поведження залежить від багатьох чинників. Помилкові рішення на попередніх етапах при поведженні з РАВ часто призводять до виникнення серйозних технічних та організаційних проблем на наступних етапах та суттєвого збільшення витрат. Комплексність проблеми поведження з РАВ, довгострокові наслідки рішень, що приймаються, потреба в накопиченні ресурсів на майбутню діяльність потребують взаємоузгодженого та обґрунтованого планування діяльності в цій сфері. Таке планування в свою чергу потребує створення та постійного удосконалення системи контролю, проведення аналізу поточного стану для визначення дефіцитів та впровадження найкращих практик, виконання оцінок та прогнозів для визначення та обґрунтування оптимальних рішень.

Крім РАВ, що напрацьовуються безпосередньо при експлуатації діючих АЕС (далі експлуатаційних РАВ), кількість яких контролюється, характеристики можуть визначатися безпосередньо і виконання прогнозних

оцінок для яких є відносно простою задачею, в результаті експлуатації енергоблоків діючих АЕС виникнуть ще два види РАВ, оцінка обсягів та характеристик яких є значно складнішою, а саме високоактивні відходи (далі ВАВ) від переробки ВЯП та РАВ від зняття з експлуатації (далі ЗЕ) діючих енергоблоків.

ВАВ від переробки ВЯП українських АЕС мають повертатися в Україну відповідно до контрактів на переробку. Контрактами визначено, що кількість РАВ від переробки ВЯП, що підлягають поверненню державі постачальникові, визначається по погодженим сторонами методикам. Але при укладанні контрактів така методика не була розроблена та узгоджена. На даний момент переробка ВЯП українських АЕС виконується лише для ВЯП реакторів ВВЕР-440 у федеральному державному унітарному підприємстві (далі ФДУП) «ПО «Маяк» Російської федерації (далі РФ). Відповідно до технології переробки ВЯП на «ПО «Маяк», можливо змішування РАВ, що утворюються при переробці декількох партій ВЯП, які належать різним постачальникам. Тому одержати кондиціоновані РАВ, які по відносному нуклідному складу та повному вмісту радіонуклідів у точності відповідають конкретній партії ВЯП, що надійшла на переробку, практично неможливо. Відповідно для визначення кількості за характеристик ВАВ, що мають повертатися в Україну, необхідним є встановлення радіаційної еквівалентності вихідного ВЯП українських АЕС та ВАВ, що за радіонуклідним складом можуть дещо відрізнятися від ВАВ, отриманих від його переробки безпосередньо.

У 2003-2004 роках практичний досвід ЗЕ реакторів типу ВВЕР був вкрай обмежений, фактичні дані про обсяги та характеристики РАВ від ЗЕ відсутні. Тим не менш, існують вимоги щодо раннього планування зняття з експлуатації енергоблоків АЕС. Виконання оцінки обсягів РАВ від ЗЕ енергоблоків ВВЕР дозволяє виконати планування питань поводження з РАВ від ЗЕ в рамках концептуального планування ЗЕ.

**Метою роботи** було удосконалення контролю та прогнозу утворення радіоактивних відходів діючих АЕС України.

Для досягнення поставленої мети дисертаційної роботи були визначені завдання наукового дослідження за наступними напрямками в сфері поводження з РАВ:

- встановлення радіаційної еквівалентності ВЯП реакторів типу ВВЕР-440 та ВАВ, отриманих після його переробки;
- прогноз обсягів РАВ від зняття з експлуатації енергоблоків з реакторами типу ВВЕР;
- планування та контроль утворення експлуатаційних РАВ діючих АЕС.

Завданнями робіт за напрямком «Встановлення радіаційної еквівалентності ВЯП реакторів типу ВВЕР-440 та ВАВ, отриманих після його переробки» було:

- для осклованих ВАВ, що утворюються при переробці ВЯП реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «МАЯК» моделювання та аналіз радіонуклідного складу їх для різних часів витримки, відбір значимих для визначення еквівалентності радіонуклідів, і визначення та обґрунтування критерію еквівалентності таких ВАВ, що будуть повертатися в Україну;
- визначення простих аналітичних функцій які описують активність радіонуклідів у ВЯП реакторів ВВЕР-440 для різних значень початкового збагачення та вигорання.

Завданнями робіт за напрямком «Оцінка обсягів РАВ від зняття з експлуатації енергоблоків з реакторами типу ВВЕР» було:

- прогноз утворення РАВ від ЗЕ реакторів типу ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 для сценаріїв невідкладного та відкладеного демонтажу та вартості їх захоронення;
- оптимізація графіків ЗЕ за обсягами РАВ, трудовитрат та фінансових витрат на ЗЕ енергоблоків в рамках майданчиків діючих АЕС України.

Завданнями робіт за напрямком «Планування та контроль утворення експлуатаційних РАВ діючих АЕС» було:

- визначення підходу до удосконалення планування та контролю утворення експлуатаційних РАВ та його практичне застосування для окремих АЕС та ДП «НАЕК «Енергоатом», в тому числі контролю з боку міжнародних фінансових організацій – кредиторів оператора;
- удосконалення алгоритму встановлення контрольних рівнів утворення експлуатаційних РАВ на діючих АЕС України.

Об'єктом дослідження є поведження з радіоактивними відходами, що виникають внаслідок експлуатації та зняття з експлуатації АЕС з енергоблоками типу ВВЕР, а також переробки їх ВЯП. Предметом дослідження виступають контроль та прогноз утворення цих РАВ.

#### **Методи дослідження**

Роботи за напрямком «Встановлення радіаційної еквівалентності ВЯП реакторів типу ВВЕР-440 та ВАВ, отриманих після його переробки» виконані за допомогою: апроксимації простими аналітичними функціями розрахункових результатів, наведених у відкритих публікаціях інших авторів; розрахункового моделювання та аналізу його результатів; експертних оцінок на основі результатів розрахунків.

Роботи за напрямком «Оцінка обсягів РАВ від зняття з експлуатації енергоблоків з реакторами типу ВВЕР» виконувались за допомогою: експертних оцінок на основі фізики реакторів та проектних даних реакторів типу ВВЕР; аналізу міжнародного досвіду та його застосовності до українських умов; варіаційного прогнозування.

Роботи за напрямком «Планування та контроль утворення експлуатаційних РАВ діючих АЕС» виконані шляхом узагальнення результатів сукупного аналізу: вимог нормативно-правових документів щодо системи поведження з РАВ діючих АЕС, її вихідного стану та планів по удосконаленню, попереднього досвіду, потреб у змінах для забезпечення



безпечного поводження з РАВ АЕС до кінця проектного терміну експлуатації енергоблоків та при його продовженні.

**Наукова новизна отриманих результатів** полягає в тому, що в рамках роботи вперше були оцінені деякі характеристики РАВ, що виникають в результаті експлуатації діючих АЕС України та удосконалені методи планування та контролю в сфері поводження з такими РАВ. Отримані результати залишаються актуальними цілком або в частині основних рішень.

Для ВАВ від переробки ВЯП реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «МАЯК» на основі розрахункових оцінок радіонуклідного складу для різних часів витримки вперше були: обґрунтований перелік радіонуклідів, значимих для визначення еквівалентності та визначений критерій еквівалентності для повернення таких ВАВ в Україну (є актуальними). Також були підібрані прості аналітичні функції які задовільно описують активність радіонуклідів у ВЯП реакторів ВВЕР-440, для різних значень початкового збагачення та вигоряння (є актуальними), що дозволяє розраховувати активність радіонуклідів у ВЯП без виконання детального моделювання його опромінення в реакторі.

Для РАВ від ЗЕ діючих АЕС України вперше була оцінена кількість та вартість захоронення РАВ від ЗЕ енергоблоків з реакторами ВВЕР-440 і ВВЕР-1000 (залишається актуальними в частині оцінки кількості РАВ від ЗЕ), що стало основою планування поводження з РАВ при ЗЕ. Також був розроблений алгоритм оптимізації графіків ЗЕ енергоблоків в межах окремих майданчиків АЕС (є актуальним).

Для експлуатаційних РАВ діючих АЕС був визначений підхід до удосконалення планування та контролю поводження з такими РАВ (залишається актуальним в частині основних рішень), розроблена методологія відповідного моніторингу з боку міжнародних фінансових організацій – кредиторів оператора (є актуальною), удосконалений алгоритм встановлення контрольних рівнів для них (залишається актуальним в частині основних рішень).

## **Практичне значення отриманих результатів**

Всі представлені у дисертації результати практично використані в ядерній енергетиці України та як вказано вище залишаються актуальними цілком або в частині основних рішень.

Результати за напрямком «Встановлення радіаційної еквівалентності ВЯП реакторів типу ВВЕР-440 та ВАВ, отриманих після його переробки» практично застосовані у стандартах Мінпаливенерго України: СОУ-Н ЯЕК 1.006:2007 Розрахунок складу кількості та активності високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР – 440, (діяв з 28.05.2007р. по 01.09.2010 р.) [1] та СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010 Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються Україні після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440, (чинний від 01.09.2010) [2].

Результати за напрямком «Прогноз обсягів РАВ від зняття з експлуатації енергоблоків з реакторами типу ВВЕР» практично використані у Концепції зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України [3,4] та Концепціях зняття з експлуатації ВП АЕС [5-11].

Результати за напрямком «Планування та контроль утворення експлуатаційних РАВ діючих АЕС» практично застосовані у:

- Стандартах Мінпаливенерго України:
  - ГНД 95.1.07.06.052-2003. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. (діяв від 01.01.2003 р. по 01.08.2009 р.) [12];
  - СОУ-Н ЯЕК 1.022:2009. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. (діяв від 01.08.2009р. по 30.04.2015р.) [13];
  - ГНД 95.1.07.06.053-2003. Програма мінімізації радіоактивних відходів на атомних електростанціях України. Типовий зміст. (чинний від 01.01.2003р.) [14];
- Програмах та стандартах ДП «НАЕК «Енергоатом»:

- ПМ-Д.0.05.174-03 Програма по поводженню з радіоактивними відходами НАЕК «Енергоатом». (діяла від 30.05.2003 р. по 15.06.2008 р.) [15];
- ПМ-Д.0.05.174-08 Програма поводження з радіоактивними відходами ДП НАЕК «Енергоатом». (діяла від 13.06.2008 р. по 27.11.2010 р.) [16];
- СОУ НАЕК 083:2015 Поводження з радіоактивними відходами. Встановлення контрольних рівнів утворення та надходження до сховищ радіоактивних відходів на атомних електростанціях. Методичні вказівки. (чинний від 18.05.2015 р.) [17];
- Розділах щодо поводження з РАВ звітів ДП «НАЕК «Енергоатом» до ЄБРР та Євратом в рамках реалізації КЗПБ:
  - Квартальних звітів Позичальника про хід робіт у період 2015 - 2017 роки.
  - Звітів з екологічних та соціальних питань за період з 2013 по 2017 роки [18-21];

Результати огляду технологій поводження з РАВ використані в рамках навчальних курсів для фахівців в сфері поводження з РАВ, проведених у Києві 22-26 лютого 2016 р., та опубліковані у розділах 11, 12, 13 та 21 посібника [22].

Отримані результати сприяли удосконаленню системи планування та контролю сфері поводження з РАВ діючих АЕС, ефективне функціонування якої забезпечує безпечне та ефективне поводження з РАВ АЕС, що є необхідною умовою безпечної експлуатації АЕС України..

#### **Внесок здобувача та співавторів**

Автор був основним виконавцем всіх робіт, результати яких винесені на захист.

Метод визначення початкової активності радіонуклідів у ВЯП ВВЕР-440, шляхом апроксимації простими аналітичними функціями [1,23] був

сформований за результатами обговорення з Л.Л.Литвинським та О.М.Масько.

Моделювання та аналіз радіонуклідного складу, добір та обґрунтування критерію еквівалентності ВАВ від переробки ВЯП реакторів типу ВВЕР-440 та відправленого на переробку ВЯП [2,24,25] і розроблення відповідного алгоритму формування партії осклованих ВАВ від переробки ВЯП ВВЕР-440, що має повертатися в Україну, [2,26] були виконані автором за підтримки С.М.Кондратьєва, Л.Л.Литвинського та О.М.Масько.

Кількість та вартість захоронення РАВ від ЗЕ реакторів ВВЕР-440 і ВВЕР-1000 [3,27-29] були оцінені автором за результатами співпраці з Л.Л.Литвинським та Ю.М.Лобачем. Алгоритм оптимізації графіків ЗЕ енергоблоків в межах окремого майданчику АЕС [30-33] розроблявся автором за участі Л.Л.Литвинського, О.М.Масько та С.В.Рундюка.

Роботи з удосконалення: контролю поведження з РАВ на окремих АЕС [12,13], планування діяльності щодо поведження з РАВ на окремих АЕС [14] та оператора всіх діючих АЕС України в цілому [15,16], та алгоритму встановлення контрольних рівнів утворення та надходження РАВ до сховищ АЕС [17] виконувались автором у співпраці з Л.Л.Литвинським та О.М.Масько та доопрацьовувались із врахуванням зауважень та пропозицій Л.В.Близнюкової, В.Ф.Войцеховського, С.Е.Коротова, Ю.О.Ольховика, Ю.П.Рощина, Е.І.Суховерхого, Л.І.Терещенко та О.В.Яковенко. Методологія моніторингу поведження з РАВ на діючих АЕС України з боку ЄБРР та Євратом [18-21] була сформована за результатами обговорення з Л.Л.Литвинським та Г.В.Сазоновим.

Огляд технологій поведження з РАВ був підготовлений автором самостійно, його редагування для публікації у посібнику [22] було виконано В.М. Ефременковим.

### **Апробація роботи та публікації**

Основні результати робіт викладених у дисертації доповідалися на:

- Щорічній міжнародній конференції Українського Ядерного Товариства (далі УкрЯТ) «Екологічні аспекти ядерних технологій», 23-24 Листопада 2004 р. Київ, Україна, (доповідь на пленарному засіданні [30]);
- 10-тій Міжнародній конференції з відновлення навколишнього середовища та поводження з радіоактивними відходами, 4-8 Вересня 2005 р., Глазго, Шотландія, (доповідь на пленарному засіданні [28]);
- Щорічній міжнародній конференції УкрЯТ «Екологічні аспекти ядерних технологій», 17-18 жовтня 2005 р., Київ, Україна, (доповідь на пленарному засіданні [33]);
- Координаційній Науково – технічній нараді (далі НТН) з питань поводження з РАВ на АЕС РФ та України, 6-7 Липня 2006 р., Запорізька АЕС, Україна (доповідь на пленарному засіданні [34]);
- Раді фахівців ДП «НАЕК «Енергоатом», секція 1 «Поводження з РАВ», 7 Липня 2009, Київ, Україна (доповідь на пленарному засіданні [35]);
- Спільній координаційній НТН з питань поводження з РАВ та Міжнародна нарада начальників цехів дезактивації АЕС Росії та України, 12-15 Листопада 2010 р., Севастополь, Україна, (доповідь на пленарному засіданні [36]).

Основні результати включені у дисертацію опубліковані у 24 публікаціях, представлених у Додатку А та списку використаних джерел. З них 7 – публікації у наукових журналах (з яких одна у виданні включеному до переліку наукових фахових видань України категорії А та 2 – у виданні на момент публікації зареєстрованому у ВАК України), 1 – чотири розділи у посібнику, 3 – матеріали конференцій та 13 – стандарти, програми та звітні документи, у яких результати практично впроваджені в галузі.

### **Структура та обсяг дисертації**

Загальний обсяг дисертації складає 183 стор. Дисертація включає анотації українською та англійською мовою на 11 стор., основну частину на 136 стор., список використаних джерел на 17 стор. та чотири додатки на 18

стор. Основний текст складається з вступу, чотирьох основних розділів та висновків. Дисертація містить 46 рисунків, 31 таблицю, (без врахування додатків), та список використаних джерел з 161 найменування.

**Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами, грантами**

Огляд технологій поводження з РАВ виконаний в рамках проекту міжнародної допомоги INSC U4.01/09 – А «Допомога міністерствам і організаціям, відповідальним за поводження з радіоактивними відходами в Україні». Оригінальні роботи автора за всіма вказаними напрямками виконувались в рамках наукових планів та тем ДНІЦ СКАР та ТОВ «АЕСКАР».

## 1. ОГЛЯД ПОВОДЖЕННЯ З РАВ АЕС

До радіоактивних відходів відносяться «матеріальні об'єкти та субстанції, активність радіонуклідів або радіоактивне забруднення яких перевищує межі, встановлені діючими нормами, за умови, що використання цих об'єктів та субстанцій не передбачається» [37].

Одним із основних виробників РАВ в Україні є атомні електростанції.

Поводження з радіоактивними відходами на АЕС охоплює всі види діяльності, пов'язані зі збиранням, перевезенням, переробкою та тимчасовим зберіганням та підготовкою радіоактивних відходів до захоронення. Рідкі та тверді радіоактивні відходи, які утворюються в процесі експлуатації АЕС, переробляються на наявних установках та зберігаються в спеціальних сховищах твердих та рідких радіоактивних відходів.

Огляд технологій переробки та іммобілізації РРВ представлений у п.р. 1.1, технологій переробки ТРВ у п.р. 1.2, термічних технологій переробки РАВ у п.р. 1.3.

Основна активність що виникає при генерації електроенергії на АЕС концентрується у відпрацьованому ядерному паливі. В залежності від типу обраного ядерно паливного циклу у якості відходів розглядаються або ВЯП безпосередньо, або відходи від його переробки. Поводження з такими відходами коротко описане у п.р. 1.4.

Матеріали представлені у п.р. 1.2 – 1.4 були розроблені шляхом аналізу та узагальнення оприлюдненої інформації та власного досвіду автора щодо підходів та методів поведження з РАВ, використані в рамках навчальних курсів щодо поведження з РАВ проведених у Києві 22-26 лютого 2016 р. [38-40] та опубліковані у [22] (розділи 11, 12, 13 та 21).

Стан системи поведження з РАВ АЕС України включаючи експлуатаційні РАВ, РАВ від зняття з експлуатації та ВЯП та РАВ від його переробки описаний у п.р. 1.5.

## 1.1 Переробка та іммобілізація рідких радіоактивних відходів

У даному підрозділі представлений короткий огляд технологій переробки та іммобілізації РРВ. Основними джерелами інформації були [37,41-86].

Згідно ОСПУ-2005 [41] до РРВ належать розчини неорганічних речовин, пульпи фільтроматеріалів, шлами, сольові плави, органічні рідини (масла, розчинники) вміст радіонуклідів у яких перевищує припустиму концентрацію, встановлену для води, що використовується населенням для господарсько-питних цілей. Слід зазначити, що сольові плави, які одержуються на установках глибокого упарювання АЕС із реакторами типу ВВЕР мають твердий агрегатний стан (кристалогідрати) і віднесення їх до РРВ призводить до численних проблем при поводженні з такими відходами.

Схема розділення РРВ за хімічним складом та фазовим станом представлена на рис. 1.1.

Переробка та кондиціонування використовуються щоб зменшити кількість (об'єм) відходів і перевести відходи у форму, придатну для подальшого поводження, а саме: транспортування, зберігання і остаточного захоронення. Принциповими завданнями переробки РАВ є:

- мінімізувати об'єм відходів, поводження з якими потребується;
- зменшити потенційну небезпеку відходів шляхом іммобілізації та кондиціонування в стабільну тверду форму, що забезпечить локалізацію відходів та підвищить безпеку при подальшому поводженні з ними.

При поводженні з РРВ у вигляді водяних розчинів забруднених органічними рідинами виконується розділення таких відходів на водяну та органічну фракції, з виділенням органічних рідин в окремий потік. Загальна схема поводження з негорючими РРВ у вигляді водяних розчинів представлена на рис. 1.2, а з радіоактивно забрудненими органічними рідинами на рис. 1.3.



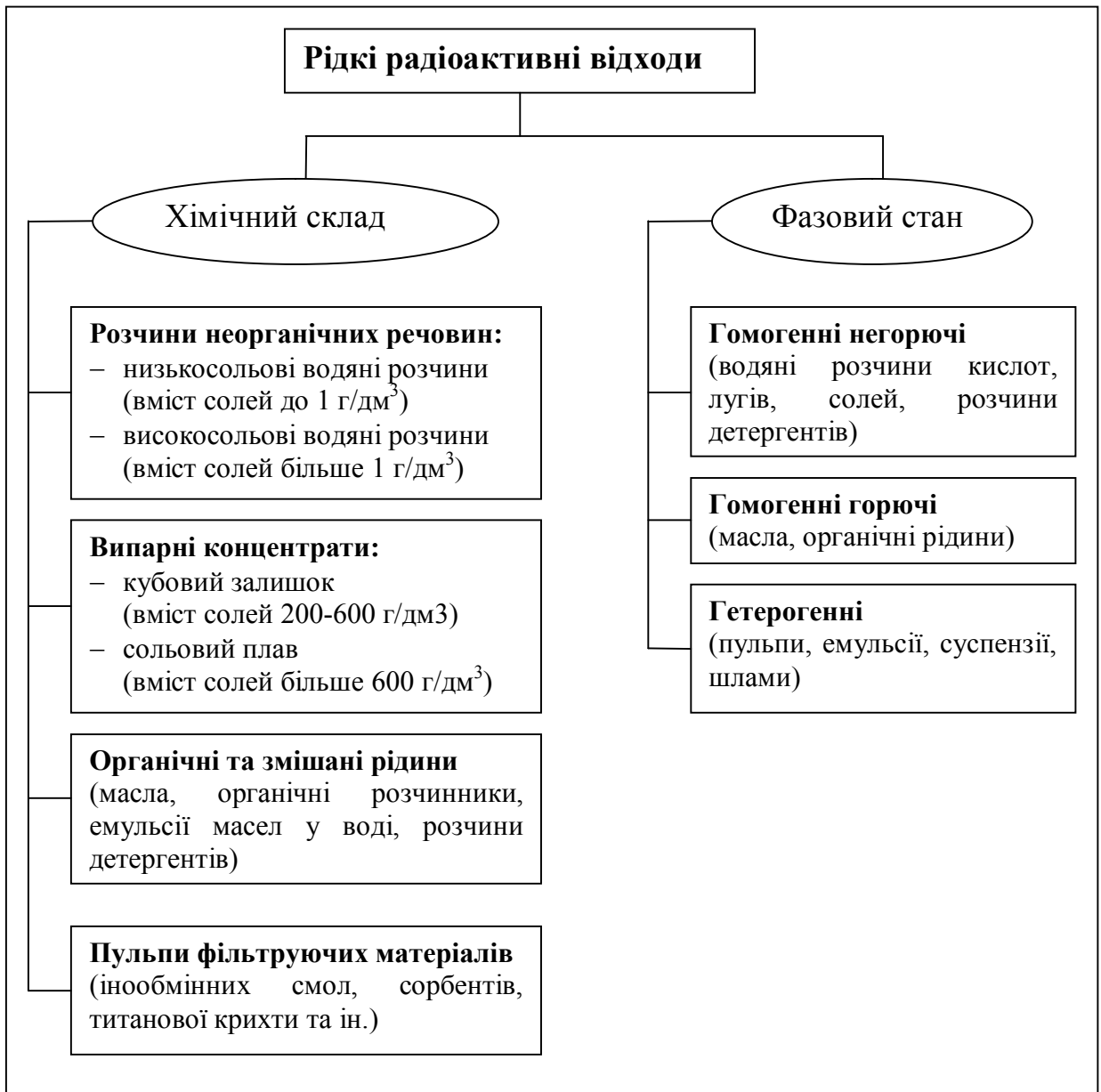


Рис. 1.1 – Розділення РАВ за хімічним складом та фазовим станом

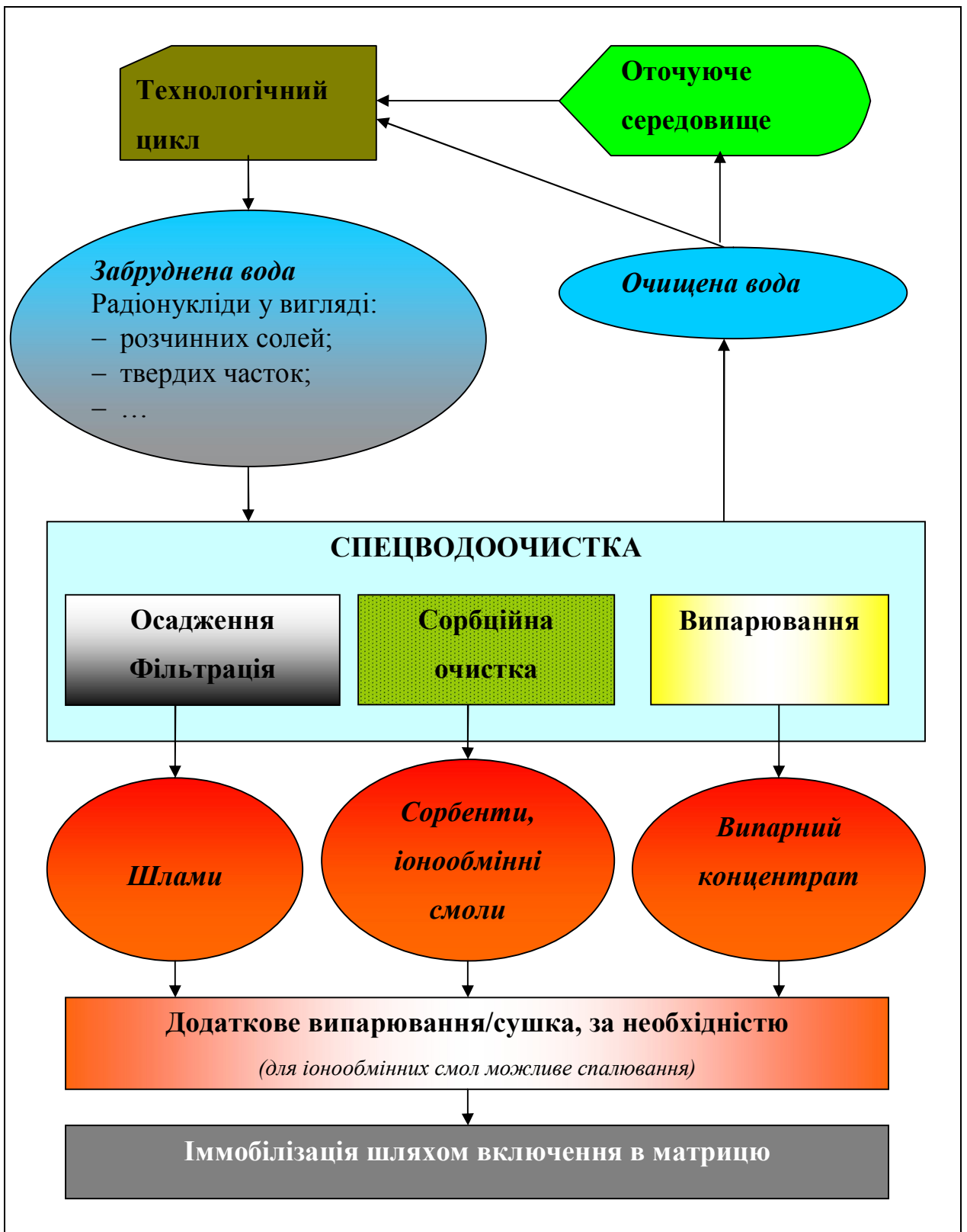


Рис. 1.2 – Загальна схема поводження з РРВ в «водному» виробничому циклі

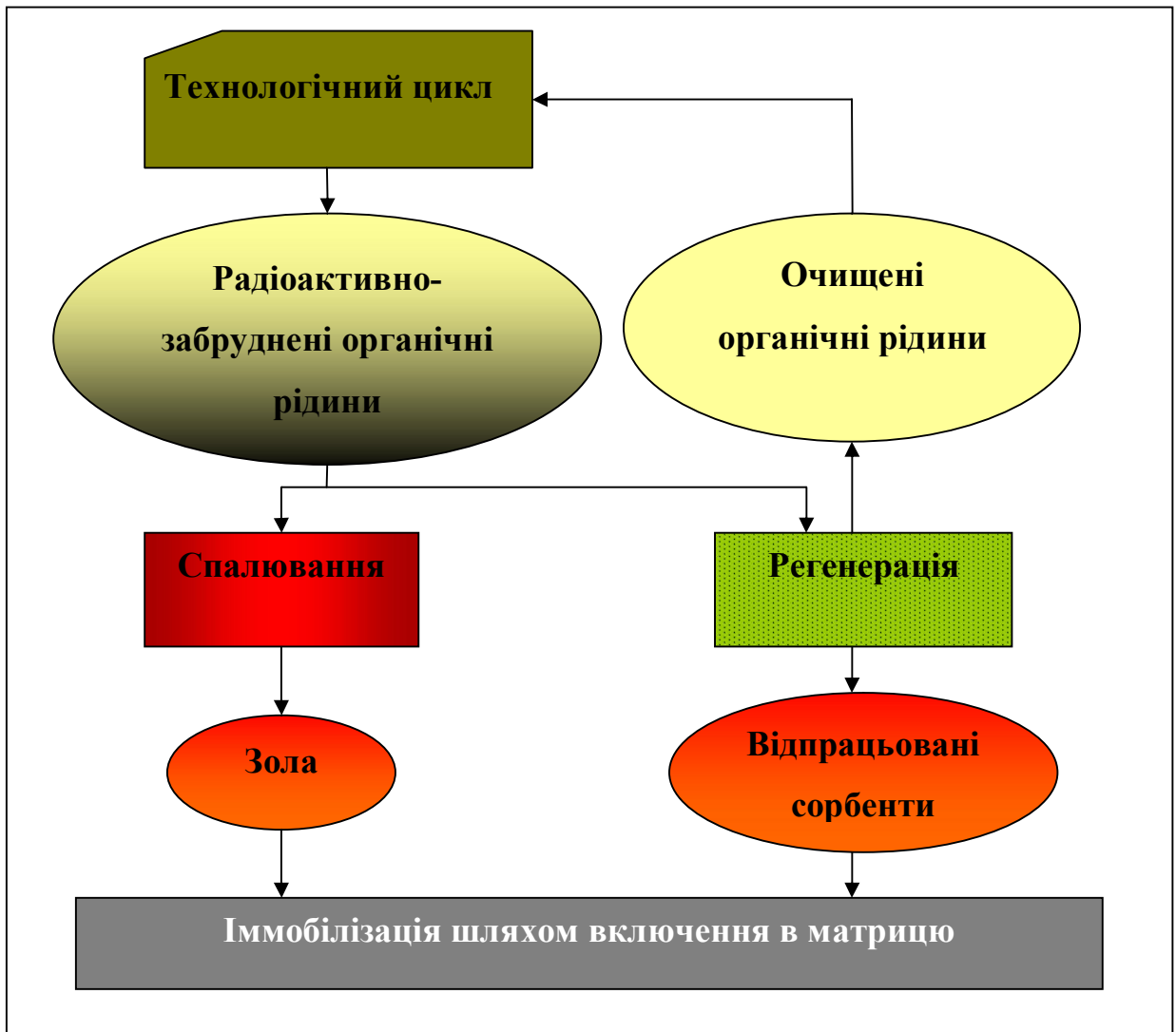


Рис. 1.3 – Загальна схема поводження з радіоактивно-забрудненими органічними рідинами

Низькоактивні низкосольові РРВ (із вмістом солей до  $1 \text{ г/дм}^3$ ) звичайно переробляються з використанням комбінації методів осадження, фільтрації, іонного обміну, сорбції та ін., кінцевою метою яких є одержання очищеної води, придатної для повторного використання або скидання у відкриту гідромережу, і радіоактивного концентрату (у вигляді регенератів, шламів, пульп відпрацьованих сорбентів, іонообмінних смол), які підлягають подальшій переробці. Низько та середньоактивні високосольові РРВ (із вмістом солей більше  $1 \text{ г/дм}^3$ ) переробляються випарюванням з одержанням конденсату, що направляється в схему очищення низкосольових РРВ, та випарного концентрату. Залежно від солевмісту випарні концентрати розділяють на кубові залишки ( $200\text{-}600 \text{ г/дм}^3$ ) і сольові плави ( $> 600 \text{ г/дм}^3$ ).

Залежно від складу солей сольові плави можуть бути як рідкими так і твердими (кристалогідрати).

Можлива також переробка РРВ з використанням технологій осадження із застосуванням коагулянтів, мембранних технологій, технологій фазового поділу за допомогою відцентрових сил, технологій флокуляції, електродіалізу, наливної фільтрації та ін.

Органічні рідини або регенеруються, при цьому виникають відпрацьовані сорбенти, які вимагають подальшої переробки, або спалюються.

Важливо відзначити, що хоча технології переробки змінюють об'єм відходів, їх сумарна активність при цьому не змінюється. Зменшення активності відбувається лише за рахунок природного розпаду радіонуклідів з часом.

Українська нормативно - правова база передбачає захоронення відходів тільки у твердому стані, при обов'язковій іммобілізації РАВ в матрицю. Як виключення, визначені умови при яких дозволяється захоронення твердих відходів без іммобілізації в матрицю.

Вибір методу іммобілізації РРВ визначається їх радіонуклідним і хімічним складом, активністю та кількістю відходів, типом прийнятої упаковки та схемою наступного поводження з РАВ. Він обґрунтовується економічними показниками та оцінкою безпеки для наступного зберігання, транспортування та захоронення РАВ.

Основними методами іммобілізації РРВ є цементування, бітумування, оскловування. Іноді використовуються і інші іммобілізуючі матриці, такі як полімери, кераміка, синтетичні матеріали та ін. Залежно від обраної технології іммобілізації, сольові концентрати можуть попередньо висушуватися до твердих солей або іммобілізуватися в рідкому стані. Шлами та відпрацьовані сорбенти також можуть попередньо висушуватися. Можливе спалювання іонообмінних смол з наступною іммобілізацією золених залишків.

Оскловування є основною технологією іммобілізації високоактивних тепловиділяючих відходів, що вміщують довгоіснуючі радіонукліди. Скляна матриця має досить високу ємність до іммобілізації різних радіонуклідів, радіаційну та довгострокову стійкість. Іноді технологія оскловування застосовується і для іммобілізації відходів низького та середнього рівня активності. Крім оскловування, розвивають і інші методи отвердження ВАВ, призначені для одержання матриць термодинамічно більш стійких ніж скло, здатних зберігати тривалий час механічну міцність та хімічну стійкість. До таких нових матриць належать склокераміка, кермети, вітромет і різні види мінералоподібної кераміки – суперкальцирати, синрок, та ін.

Основними матрицями, що використовуються для іммобілізації САВ і НАВ, є бітум, полімери, цемент. Всі три типи матриць є монолітними без залишків вільної води. Цемент і полімери більш міцні, їхня міцність визначається відповідно значеннями 300 - 600 і до 2000 кгс/см<sup>2</sup>. Бітум пластичний, тому для бітуму потрібна обов'язкове заливання в бочки, тоді як блоки із цементу та полімерів можна зберігати без додаткової упаковки. Однак у зв'язку із значним вилуговуванням, яке спостерігається для цементу, його зберігання вимагає гідроізоляції. Цемент і полімери мають більш високу радіаційну стійкість. Бітум при опроміненні  $>10^6$  Дж/кг стає крихким. Цемент вогнестійкий, полімери горючі та частково руйнуються у вогні, бітум плавиться і горить.

Більш детальний опис технологій іммобілізації РРВ, включаючи інформацію про їх придатність для різних типів відходів, особливості технологічного процесу, властивості кінцевого продукту, аналіз їх переваг та недоліків, представлений у відповідних підрозділах розділу 11 посібника [22] для:

- цементування;
- бітумування;
- включення в полімерну матрицю;
- оскловування;

- включення у ядерну кераміку.

## **1.2 Переробка твердих радіоактивних відходів**

У даному підрозділі представлена схема поводження з ТРВ в Україні та короткий опис механічних технологій переробки. Основними джерелами інформації були [87-93]. Термічні технології переробки РАВ описані у підрозділі 1.4.

ТРВ які надходять на переробку звичайно являють собою наступні вироби та матеріали:

- спецодяг і засоби індивідуального захисту, дрантя;
- папір, деревина, будівельні матеріали, пакувальна тара;
- різне демонтоване забруднене устаткування;
- вироби з кераміки, скла (наприклад, лабораторний посуд);
- вироби з гуми, полімерних матеріалів і пластмаси;
- вироби з металів і сплавів;
- іонообмінні смоли, фільтри, сорбенти та інші забруднені матеріали.

Типова схема поводження з ТРВ в Україні наведена на рис. 1.4.

Збір, сортування та первісне упакування ТРВ виконується безпосередньо на місці їхнього утворення залежно від рівнів забруднення і фізико-хімічних характеристик (прийнятності для наступного методу обробки), відповідно до національних правил і виробничих інструкцій. Можливе і додаткове сортування відходів за методом переробки. Сортування ТРВ особливо важливе для підготовки відходів до пресування. Наявність у відходах великих металевих предметів, елементів будівельних конструкцій (бетон), посудин з рідинами, вологих відходів, тощо може призвести до поломки преса.

Метою переробки ТРВ є зміна розмірів, об'єму та фізико-хімічних характеристик відходів, що дозволяє підвищити ефективність наступної іммобілізації і кондиціонування таких відходів. Методи переробки можуть

бути розділені на механічні, які описані у даному підрозділі, та термічні, які описані у підрозділі 1.4.

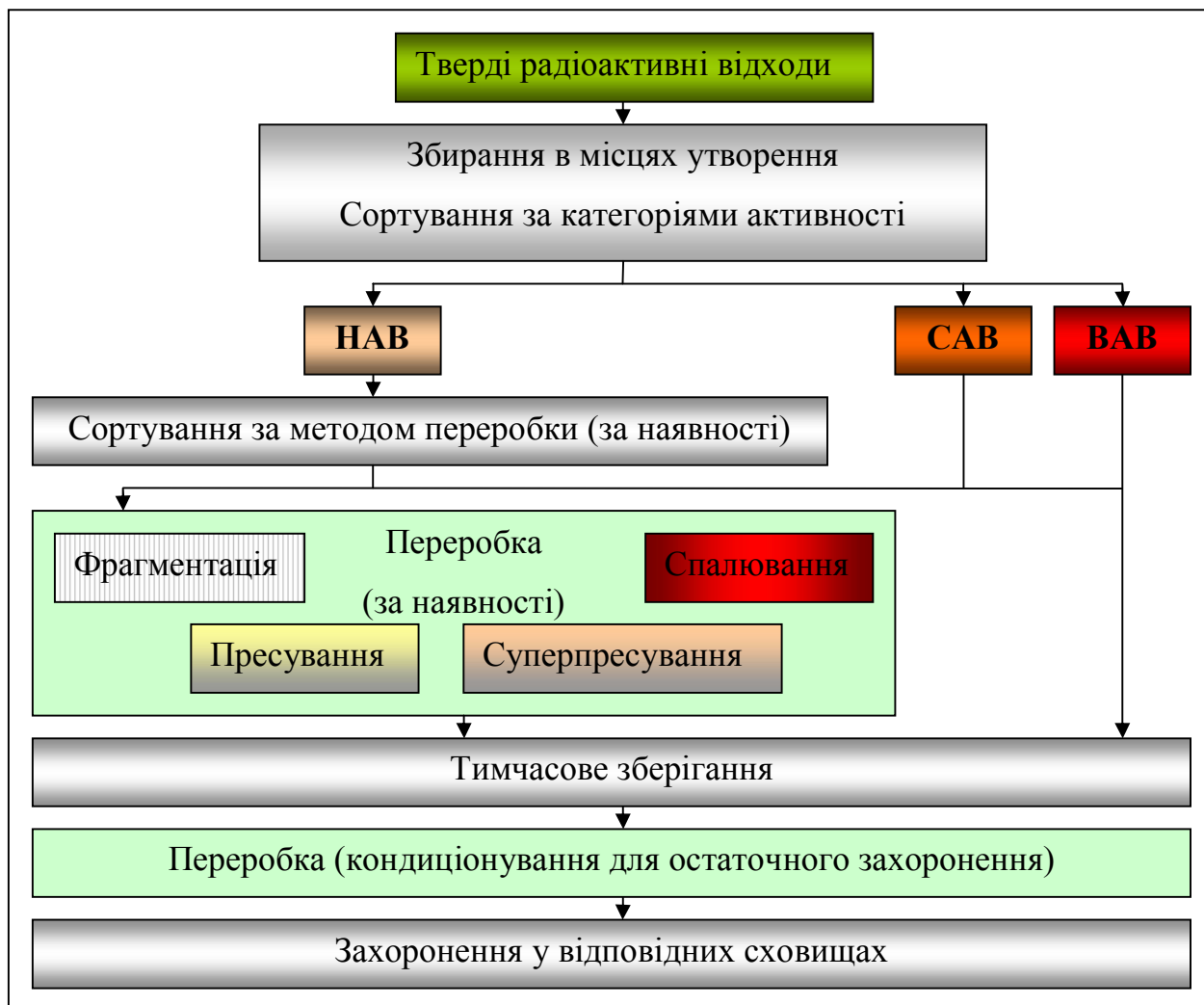


Рис. 1.4 – Типова схема поводження з твердими радіоактивними відходами в Україні

Обробка ТРВ призначена сприяти зменшенню об'ємів кінцевих упаковок відходів, підвищенню безпеки та економічності наступного зберігання і захоронення кондиціонованих відходів. Основними методами механічної обробки є:

- фрагментація;
- пресування під низьким тиском;
- пресування під високим тиском.

Фрагментації піддають великогабаритні ТРВ. Вона включає розбирання устаткування (за можливості), або руйнування великогабаритних

відходів механічними методами. Механічні методи фрагментації засновані на прямому впливі на робочу поверхню оброблюваних предметів за допомогою руйнуючих, розсікаючих або абразивних засобів. Після фрагментації подрібнені відходи звичайно розміщуються в 200-літрові бочки або залізобетонні контейнери, де вони іммобілізуються в цемент.

Пресування - найпростіший і економічний спосіб зменшення об'єму твердих відходів. Коефіцієнт скорочення об'єму в результаті пресування звичайно коливається в межах 5-10 і залежить від складу ТРВ і характеристик пресу. Установки пресування розрізняються по тиску. Преси низького тиску звичайно розвивають зусилля до 100 тон. Найпоширенішим є пресування ТРВ при низькому тиску усередині стандартних бочок. Заповнення бочки відходами відбувається за кілька циклів пресування і додавання нових порцій відходів до повного заповнення. Пресування в бочках часто використовується як підготовка відходів до суперпресування.

Преси високого тиску, які також називають суперпресами, дозволяють досягти більшого скорочення об'єму. Після пресування з первинних бочок з відходами виходять так звані «таблетки» спресованих відходів. У таких пресах використовується тиск від 1000 до 1500 тон. Пресуванням під високим тиском можна одержати продукт густиною >90 % від його теоретичної густини. Спресовані «таблетки» ТРВ звичайно поміщають у бочки більшого діаметра для наступної іммобілізації в цемент.

Ефективність компактування ТРВ при пресуванні істотно залежить від складу ТРВ. Деякі відходи, зокрема вироби з пластиків, гумовотехнічні вироби, після пресування можуть «релаксувати» і приймати вихідну форму. Тому пресування, і особливо суперпресування таких відходів неефективне, а іноді навіть небезпечне (розрив контейнера після пресування). Такі відходи перед пресуванням необхідно змішувати з «нерелаксуючими» відходами, такими як упаковки з тонкого металу, текстиль, відходи з дерева та ін.

Більш детальний опис технологій механічної обробки РАВ представлений у розділі 12 посібника [22].



### 1.3 Термічні технології переробки радіоактивних відходів

У даному підрозділі представлений короткий огляд термічних технологій переробки РАВ. Основними джерелами інформації були [48, 52, 84, 87, 89, 94-98].

Найбільш ефективними методами переробки радіоактивних відходів щодо зменшення їхнього об'єму є термічні методи переробки РАВ, які застосовуються для відходів переважно органічної природи. Основою процесу термічної обробки є вплив на відходи високих температур, що приводить до термолізу і окислювання їх складових. В результаті утворюється твердий зольний залишок, у якому сконцентрована основна частина радіоактивних забруднювачів, і велика кількість газів, які очищуються та скидаються в атмосферу (рис. 1.5).

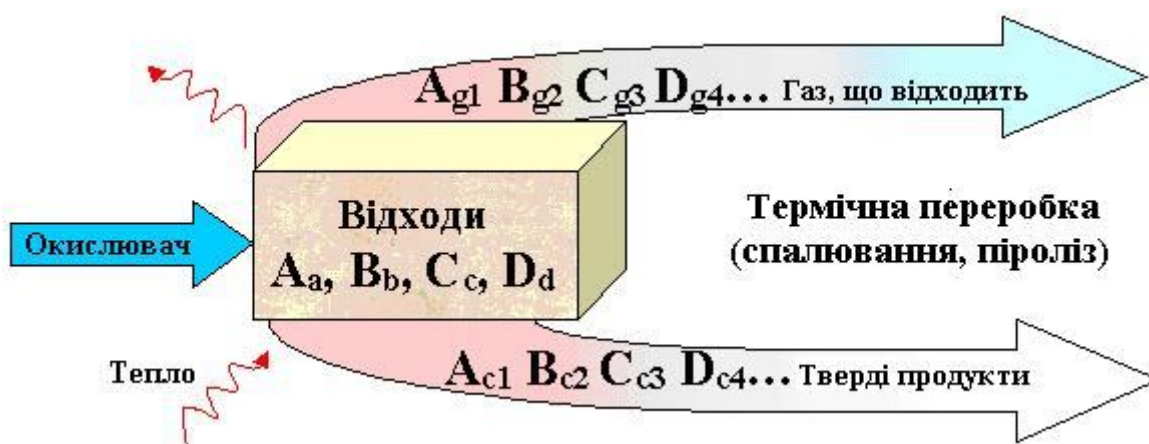


Рис. 1.5 – Схема термічної обробки відходів

Термічна обробка забезпечує високі коефіцієнти зменшення об'єму (100:1) і маси (10:1) шляхом руйнування органічної складової відходів.

Найкраще розроблений і часто використовуваний процес термічної обробки радіоактивних відходів – спалювання, що включає процеси окислювання горючих компонентів відходів. Також в залежності від природи відходів можуть використовуватись інші методи термічної обробки наприклад:

- Окислювання у вологому повітрі;
- Спалювання в розплавленій солі;

- Спалювання в розплавленому склі;
- Спалювання в плазменому розряді;
- Циклонне спалювання;
- Піролітчне розкладання;
- Плазмений піроліз;
- Термохімічне розкладання металізованими паливами;
- Переплавлення металевих відходів.

Низькотемпературні термічні технології, альтернативні високотемпературним, забезпечують значно меншу емісію шкідливих газо-аерозольних викидів, отже, екологічно більш безпечні та технологічно менш складні.

Спалювання включає процеси окислювання горючих компонентів відходів і приводить до утворення великої кількості газів, і невеликої кількості твердого, (зольного), залишку. Крім того, спалювання приводить до утворення невеликої кількості вторинних відходів у вигляді сажі та конденсату. При спалюванні відходів необхідно прагнути до мінімальної кількості залишкових горючих компонентів у зольному залишку, мінімального винесення золи та сажі з газовою фазою та максимальному утриманні радіонуклідів у зольному залишку. Принципова схема технології спалювання горючих РАВ представлена на рис. 1.6.



Рис. 1.6 – Принципова схема технології спалювання горючих РАВ

Як і для інших технологій переробки РАВ для спалювання існує ряд обмежень по прийнятності відходів. Зокрема для технології спалювання характерні обмеження по питомій активності: для спалювання ТРВ не більше

$3,7 \cdot 10^5$  Бк/кг по  $\alpha$ -нуклідах і до  $3,7 \cdot 10^6$  Бк/кг по  $\beta$ - випромінюючих нуклідах. При більш високому вмісті радіонуклідів системи газоочищення значно ускладнюються, і спалювання може стати економічно невиправданим. Для експлуатації більшості установок спалювання необхідне попереднє сортування та ретельний вхідний контроль відходів, тому що при наявності у відходах негорючої складової, наприклад, будівельного сміття, металу, можуть виникнути складності в роботі механічних рухливих частин печі, таких як механізм повороту колосникової решітки та шиберів вивантаження, а також з переробкою зольних залишків після спалювання. Дуже важливим обмеженням для більшості установок по спалюванню РАВ є наявність у відходах хлор-утримуючих полімерних матеріалів, спалювання яких призводить до інтенсивної корозії конструкційних матеріалів установки і до утворення в газоподібних продуктах горіння шкідливих канцерогенних речовин, що істотно ускладнює проблему газоочищення.

Існує тип печей для спалювання відходів, які допускають частково несортовані відходи із вмістом до 20% негорючих матеріалів, – вертикальні шахтні печі, у яких шари відходів у процесі спалювання опускаються з верхньої в нижню частину шахти, де зольний залишок розплавляється плазмотронами та вивантажується в контейнер у вигляді склоподібного плаву. Перевагою таких технологій є менш жорсткі вимоги по складу відходів і одержання в печі рідких шлаків (без додаткових стадій переробки), які при остиганні перетворюються в хімічно стійкий і механічно міцний продукт.

Для запобігання забрудненню атмосфери радіоактивними та шкідливими хімічними речовинами всі установки спалювання РАВ обладнають досить великими та складними системами газоочищення. Системи газоочищення ускладнюють і можуть значно здорожувати термічну обробку відходів, роблячи її в ряді випадків економічно недоцільною.

Плавлення застосовується для переробки металевих відходів. Даний метод значно скорочує об'єм відходів та очищує метал від багатьох

радіоактивних забруднювачів. При розплавлюванні металу більшість радіоактивних забруднювачів (за винятком деяких радіонуклідів, що розчиняються в розплавленому металі) переходять у шлаки. У багатьох випадках можливі очищення та рециркування металів, включаючи нержавіючу сталь. Повномасштабні установки переплавлення і очищення забрудненого металу функціонують у Швеції, Німеччині і Японії.

Більш детальний опис термічних технологій переробки РАВ представлений у розділі 13 посібника [22].

#### **1.4 Зберігання та захоронення високоактивних і довгоіснуючих відходів та відпрацьованого палива.**

У даному підрозділі описані технології поводження з відпрацьованим ядерним паливом та/або високоактивними і довгоіснуючими відходами від його переробки, які виникають в рамках ядерного паливного циклу. Основними джерелами інформації були [99-120].

##### Ядерний паливний цикл

Ядерний паливний цикл, (далі ЯПЦ) описує шлях, по якому паливо надходить із навколишнього середовища в ядерний реактор, і по якому повертається в навколишнє середовище. У загальному випадку, паливний цикл складається з:

- Переднього краю паливного циклу (front end), який включає:
  - добування руди, її подрібнення очищення та переробку,
  - збагачення (при необхідності),
  - виготовлення палива,
- Роботу в реакторі (середина паливного цикла);
- Заднього краю ЯПЦ (back end) - утилізація ВЯП та РАВ.

Залежно від організації заднього краю ЯПЦ розрізняють відкритий і замкнутий паливні цикли. У відкритому ЯПЦ не передбачається переробка ВЯП, яке після охолодження, зберігання та кондиціювання повинне захоронюватись як ВАВ. У замкнутому ЯПЦ ВЯП після охолодження та

витримки перероблюється для виділення урану та плутонію, які повертаються в ЯПЦ у вигляді нового ядерного палива, інші радіоактивні матеріали після кондиціювання підлягають захороненню як ВАР. На сьогоднішній день, у ряді країн здійснюється тривале безпечне зберігання ВЯП, а остаточний вибір сценарію поводження з ним відкладений на майбутнє. Такий підхід у світовій практиці одержав назву «відкладене рішення».

Україною прийнятий сценарій «відкладеного рішення» щодо поводження з ВЯП діючих АЕС. До будівництва та введення в експлуатацію ЦСВЯП, даний сценарій реалізується частково: ВЯП ЗАЕС тимчасово зберігається в сухому сховищі на проммайданчику станції, ВЯП РАЕС, ХАЕС та ЮУАЕС відправляється на тимчасове зберігання та переробку в Російську Федерацію.

#### Характеристики ВЯП та відходів від переробки ВЯП

Паливо для реакторів з водою під тиском (ВВЕР або РWR) являє собою таблетки  $UO_2$ , розміщені в спеціальних трубках які називаються тепловиділяючими елементами (далі твел). Для використання в реакторі твели збирають у спеціальні конструкції - тепловиділяючі збірки. Деякі параметри ТВЗ, наведені в табл. 1.1.

Таблиця 1.1 – Параметри ТВЗ

	<b>ВВЕР - 1000</b>	<b>РWR</b>
<b>Довжина ТВЗ, мм</b>	4570	4058
<b>Перетин/максимальний розмір, мм</b>	Шестикутник/235,1	Квадрат/214
<b>Маса <math>UO_2</math>, кг</b>	490	
<b>Кількість ТВЗ у реакторі</b>	163	121 - 193

У процесі роботи реактора у твелах відбувається накопичення продуктів поділу та трансуранових елементів. Наприкінці паливної компанії

відпрацьовані ТВЗ мають активність порядку  $10^{18}$  Бк і залишкове тепловиділення кілька сотень кіловат (конкретні цифри залежать від параметрів ТВЗ і паливної компанії). Для забезпечення захисту персоналу та тепловідведення ВТВЗ переміщують у приреакторний басейн витримки де здійснюється їхнє тимчасове зберігання під шаром води (мокре зберігання) протягом 3-5 років. Після витримки за рахунок розпаду радіонуклідів активність ВТВЗ знижується приблизно на два порядки, а тепловиділення становить 1-2 кіловати, що дозволяє транспортувати їх на інші об'єкти, переробляти для вилучення урану та плутонію або кондиціонувати для захоронення без переробки.

Основна активність відходів, отриманих у результаті переробки ВЯП сконцентрована в осклованих ВАВ. Також в результаті переробки ВЯП виникають низькоактивні та середньоактивні відходи, які цементуються або іммобілізуються іншими методами. Згідно міжнародної практики у країну походження повертаються оскловані ВАВ та цементовані САВ від переробки ВЯП.

При переробці ВЯП у фірмі Арева (Франція) для оскловування ВАВ використовується боросилікатне скло. Кількість осклованих відходів від переробки ВЯП - приблизно 0,7 контейнера CSD-V на 1 тону важкого металу (далі ВМ) ( $0,11 \text{ м}^3$  скла/т ВМ). Кількість компактованих та цементованих відходів від переробки ВЯП - приблизно 0,8 - 1 контейнера CSD-C на 1 тону ВМ ( $0,13 - 0,17 \text{ м}^3$  цементованих РАВ/т ВМ).

Усереднені характеристики упаковок відходів, які утворюються при переробці ВЯП у фірмі Арева (Франція) наведені у табл. 1.2.

Таблиця 1.2 – Характеристики контейнерів CSD-V і CSD-C

Характеристика	Контейнер CSD-V	Контейнер CSD-C
Зовнішній діаметр	430 мм	430 мм
Висота із кришкою	1338 мм	1338 мм
Товщина стінки	5 мм	5 мм
Внутрішній об'єм	170 літрів	167/135 літрів
Маса упаковки з РАВ	<500 кг	<700 кг
Альфа-активність	$0,2 \cdot 10^{15}$ Бк	
Бета-активність	$16 \cdot 10^{15}$ Бк	
Активність $^{137}\text{Cs}$	$6 \cdot 10^{15}$ Бк	$14 \cdot 10^{12}$ Бк
Активність $^{90}\text{Sr}$	$3 \cdot 10^{15}$ Бк	$28 \cdot 10^{12}$ Бк
Тепловиділення	1,4 кВт	32 Вт
Поверхнєве забруднення	0,1 Бк/м <sup>2</sup> альфа- 0,5 Бк/м <sup>2</sup> бета-	0,1 Бк/м <sup>2</sup> альфа- 0,5 Бк/м <sup>2</sup> бета-

На даний момент переробка ВЯП АЕС України практично реалізується тільки для палива реакторів ВВЕР - 440 на заводі РТ-1 у Російській Федерації. Передбачено повернення в Україну виключно осклованих ВАВ. При переробці ВЯП на заводі РТ-1 для оскловування ВАВ використовується натрійалюмофосфатне скло. Кількість осклованих відходів від переробки ВЯП - приблизно 0,6 м<sup>3</sup> скла/т ВМ. Отримана при переробці РРВ склоподібна маса розливається в стандартні бідони, які виготовлені з вуглецевої сталі. Характеристики бідонів: діаметр - 575 мм, висота 990 мм, ємність 200 л. Бідони негерметичні і є формотворчим елементом. Після заповнення скломасою бідони поміщаються в спеціально виготовлені сталеві пенали для двох або для трьох бідонів. Пенали герметично заварюються та направляються в охолоджуване сховище. Характеристики пеналів з осклованими ВАВ представлені в табл. 1.3.



Таблиця 1.3 – Характеристики пеналів з осклованими ВАВ

Характеристика	Пенал на 2 бідони	Пенал на 3 бідони
Зовнішній діаметр	630 мм	630 мм
Висота із кришкою	2300 мм	3400 мм
Товщина стінки	5 мм	5 мм
Внутрішній об'єм	0,7 м <sup>3</sup>	1 м <sup>3</sup>
Маса упаковки з РАВ	1390-1430 кг	2060-2120 кг
Альфа-активність*	0,1– 0,2·10 <sup>15</sup> Бк	0,1– 0,4·10 <sup>15</sup> Бк
Бета-активність*	4,8– 12·10 <sup>15</sup> Бк	7,2– 18·10 <sup>15</sup> Бк
Тепловиділення	0,95 кВт	1,4 кВт

\*Через 30 років після вивантаження ВЯП з активної зони реактора

У процесі роботи реактора в паливі утворюються радіонукліди, періоди напіврозпаду яких змінюються від часток секунди до мільйонів років. З часом у результаті природного розпаду сумарна активність, а також внесок окремих радіонуклідів у неї змінюється. При оцінці довгострокової безпеки захоронення ВЯП, або ВАВ від переробки ВЯП прийнято порівнювати їхні радіаційні характеристики з аналогічними характеристиками уранової руди (використовується принцип - не намагатися бути краще природи). Оцінка зміни активності ВЯП з часом показує, що його потенційна небезпека для людини і навколишнього середовища зберігається протягом сотень тисяч років. Для ВАВ від переробки ВЯП у зв'язку з вилученням і поверненням у цикл урану та плутонію потенційна небезпека зберігається протягом декількох тисяч років.

#### Транспортування

Транспортування ВЯП і ВАВ від переробки ВЯП виконують в спеціальних захисних контейнерах які забезпечують захист персоналу, навколишнього середовища та населення, а також тепловідведення від ВЯП або ВАВ, що перевозиться. Використовуються як чисто транспортні

контейнери, так і двуцільові для транспортування і тимчасового зберігання. Залежно від прийнятих технічних рішень для транспортування ВАВ від переробки ВЯП можуть використовуватися ті ж транспортні контейнери, що і для ВЯП із зміною внутрішнього кошика, так і спеціально розроблені контейнери.

#### Тимчасове зберігання

Для тимчасового зберігання високоактивних і довгоіснуючих відходів та відпрацьованого палива використовують технології мокрого або сухого зберігання.

Технологія мокрого зберігання використовується виключно для зберігання ВЯП. За цією технологією ВТВЗ встановлюються в спеціальних стелажах у басейні, заповненому водою, що забезпечує біологічний захист і тепловідведення. Стелажі розраховують виходячи з умови неможливості виникнення критичності ВЯП. Дана технологія використовується безпосередньо після вивантаження ВТВЗ із реактора, однак після витримки та зменшення активності і тепловиділення ВТВЗ по екологічним і економічним критеріям кращими є технології сухого зберігання.

При сухому зберіганні виключаються небезпеки, пов'язані із критичністю ВЯП (завдяки відсутності води - сповільнювача нейтронів), зменшується кількість РРВ, що утворюються, і потреби у відповідній інфраструктурі, зменшується викид в атмосферу радіоактивних речовин та ін. Сухі сховища призначені для зберігання ВАВ від переробки ВЯП та безпосередньо ВЯП мають практично однакову конструкцію. Розрізняють блокові, контейнерні та модульні сховища сухого типу.

Сховища блокового типу є будівлями окремі блоки яких обладнані колодязями із природною або примусовою вентиляцією в яких розміщуються та зберігаються в кілька ярусів контейнери з ВЯП або ВАВ від переробки ВЯП.

Іншою технологією зберігання тепловиділяючих відходів є контейнерне зберігання. При використанні даної технології відходи

розміщуються в спеціальний контейнер, який і забезпечує біозахист і тепловідведення. Контейнер з відходами може розміщуватися як в комірках сховища, так і на відкритих майданчиках.

Технологію модульного зберігання ВЯП або ВАВ від переробки ВЯП можна розглядати як гібрид технологій контейнерного та блокового зберігання. При даній технології упаковки з відходами встановлюються в бетонні модулі зберігання, згруповані в блоки.

### Захоронення

Єдиним визнаним у світі методом безпечної утилізації ВЯП або осклованих ВАВ від переробки ВЯП є захоронення в глибоких стабільних геологічних формаціях (далі геологічне захоронення). Відходи призначені для геологічного захоронення є: високоактивними - активність  $\sim 10^{15} - 10^{16}$  Бк; довгоіснуючими - небезпека зберігається від десятків до сотен тисяч років; тепловиділяючими – тепловиділення складає 1-2 кВт.

При прямому захороненні ВЯП необхідно захоронювати приблизно 1,5 м<sup>3</sup> на 1 т ВМ відходів. При захороненні ВАВ від переробки ВЯП необхідно захоронювати приблизно 0,5 м<sup>3</sup> високоактивних довгоіснуючих відходів на 1 т ВМ у паливі.

Завданнями геологічного захоронення є забезпечення пасивної системи безпеки, що:

- Ізолює радіоактивність від людей шляхом глибокого захоронення у стабільних геологічних формаціях;
- Підтримує стабільний «геологічний кокон» для розробленої системи стримування протягом сотень тисяч років;
- Обмежує поширення радіоактивності протягом багатьох тисяч років, поки 99,9 % не розпадеться;
- Запобігає викидам, які можуть досягти людей або навколишнього середовища в небезпечних концентраціях.

Для виконання цих завдань відходи при захороненні ізолюються рядом бар'єрів, як показано на рис. 1.7.

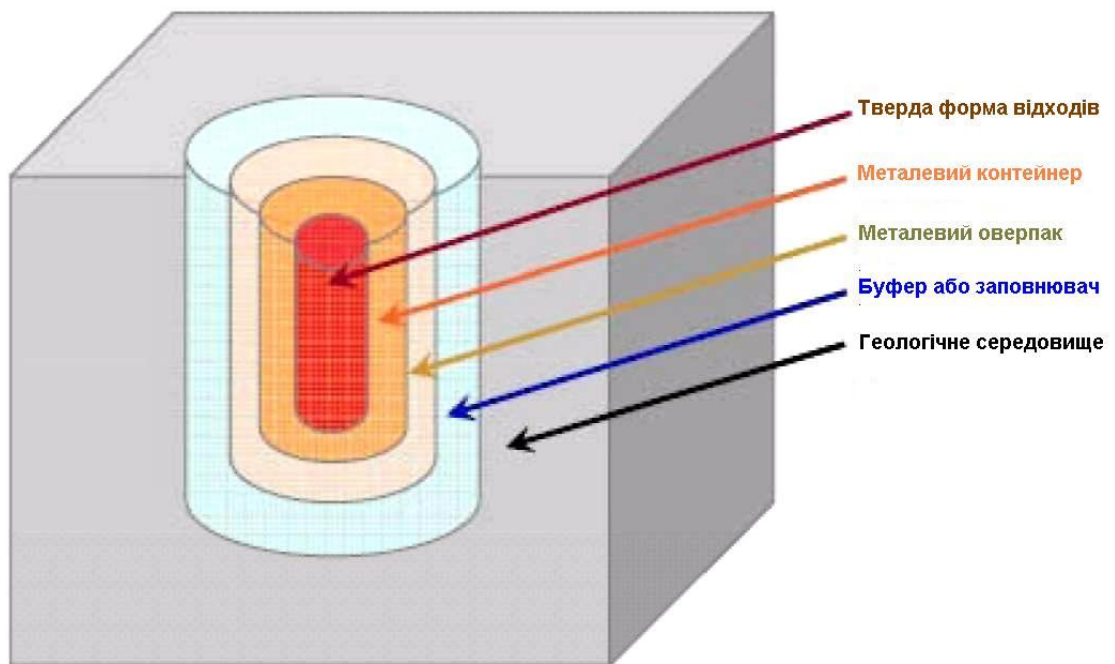


Рис. 1.7 – Система бар'єрів ізолююча відходи при захороненні

Система ізоляції відходів складається з інженерних і природних бар'єрів.

У якості інженерних бар'єрів розглядають: форму відходів, контейнер, оверпак/суперконтейнер, буфер або заповнювач. Час життя інженерних бар'єрів оцінюється на основі археологічних знахідок і може становити до 9000 років.

Природним бар'єром є геологічне середовище і його глибоке залягання, що забезпечує ослаблення (розведення) забруднення, що вийшло. Робота природних бар'єрів оцінюється на основі результатів досліджень у підземних лабораторіях, а також природних аналогій.

Основними геологічними формаціями, які розглядаються, для захоронення довгоіснуючих відходів є: сіль, глина, скельні породи (граніт/базальт), туф. Не існує найкращої породи для захоронення, кожна має переваги та недоліки. Порівняння можливих геологічних формацій для захоронення представлено в табл. 1.4.

Таблиця 1.4 – Порівняння геологічних формацій для геологічного захоронення відходів

Властивості	Сіль	Глина	Граніт, базальт	Туф
Теплопровідність	Висока	Низька	Середня	Низька
Термостійкість	Висока	Низька	Висока	Висока
Проникність	Дуже низька	Дуже низька	Дуже низька (без тріщин) середня (із тріщинами)	Дуже низька (без тріщин) середня (із тріщинами)
Розчинність у воді	Висока	Дуже низька	Дуже низька	Дуже низька
Сорбційна здатність актиноїдів і продуктів поділу	Дуже низька	Дуже висока	Середня	Від низкою до середньої
Міцність	Середня	Від низкою до середньої	Висока	Середня
Поведінка при деформаціях	Клейко-пластичне (повзуче)	Від пластичного до крихкого	Крихке	Крихке
Стабільність порожнин	Висока	Потрібне штучне посилення	Висока (без тріщин), середня (із тріщинами)	Висока (без тріщин), середня (із тріщинами)

На сьогоднішній день розроблено кілька можливих конструкцій глибокого геологічного захоронення показаних на рис. 1.8. Найчастіше розглядається захоронення в шахтах на глибині від 300 до 1000 м., однак є і концепція захоронення в дуже глибоких свердловинах на глибинах до 4000 м.

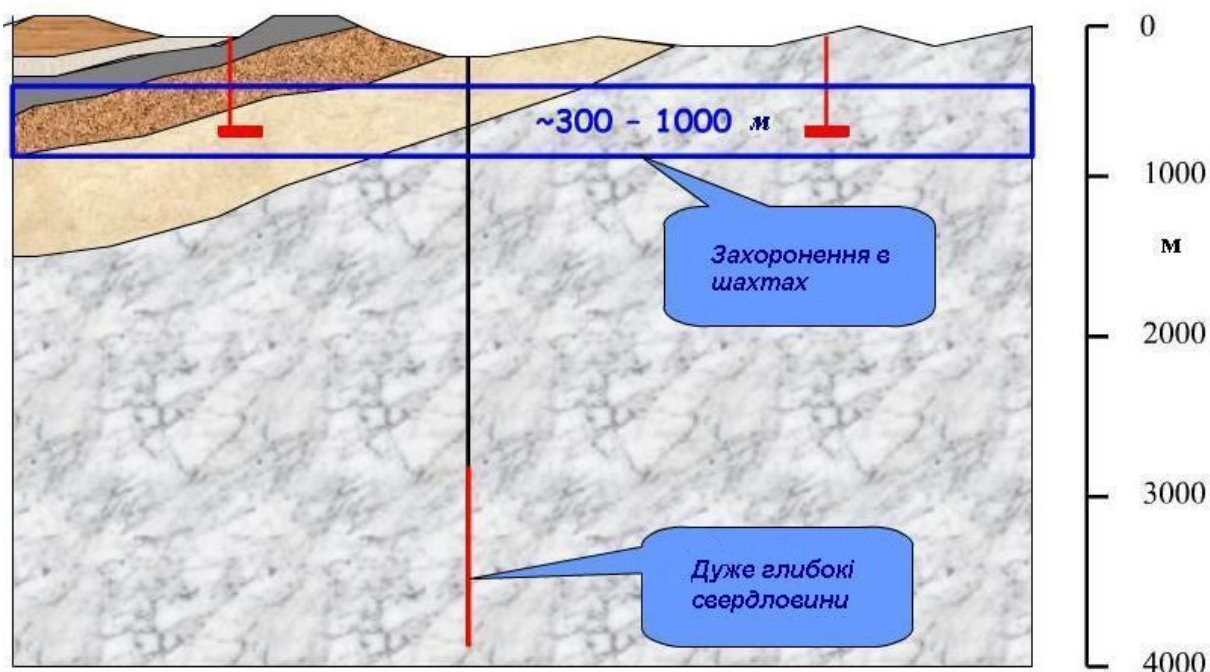


Рис. 1.8 – Основні типи глибокого геологічного захоронення

У світі розроблений ряд різних концепцій для шахтного захоронення ВЯП або ВАВ від переробки ВЯП, але на сьогоднішній день не існує діючих сховищ для геологічного захоронення. Ведуться дослідження, проектування або будівництво таких об'єктів.

Більш детальний опис властивостей ВЯП та ВАВ від переробки ВЯП, зміни їх характеристик у часі, технологій транспортування, зберігання та захоронення таких відходів представлений у розділі 21 посібника [22].

## 1.5 Стан системи поводження з РАВ на діючих АЕС України

### Експлуатаційні РАВ

Особливістю вихідного стану системи поводження з експлуатаційними РАВ АЕС України була обмеженість наявних установок з переробки РАВ, що викликає потребу у надлишкових потужностях сховищ для зберігання РАВ без переробки і неможливості кондиціонування РАВ АЕС для їх передачі на захоронення. Перелік установок з переробки РАВ, що експлуатувалися у ВП АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом» на початок 2019 р. представлений у табл. 1.5. У ВП РАЕС, крім представлених у табл. 1.5, наявна установка бітумування

РРВ, яка була зупинена та законсервована у 2002 році і подальша експлуатація якої не планується.

Таблиця 1.5 – Установки з переробки РАВ діючих ВП АЕС (в дужках вказаний рік введення установки в експлуатацію)

№ з/п	Тип установки	ВП ЗАЕС	ВП РАЕС	ВП ХАЕС	ВП ЮУАЕС
1	Глибокого випарювання	1) УГУ-1-500 (1987р.) 2) УГУ-1-500 (2000р.)	1) УГУ-1-500 (2004р.) 2) УГУ-1-500 (2007р.)	1) УГУ-1-500 (1990р.)	-
2	Центрифугування	-	1) (2004р.)	1) (2011р.)	-
3	Спалювання радіоактивного масла	-	-	1) (1994р.)	-
4	Пресування	1) ВНР-500 (1991р.)	-	-	1) С-26 (1997р.)
5	Спалювання ТРВ	1) <sup>1</sup> (1992р.)	-	-	-

<sup>1</sup> – установка призначена для спалювання як ТРВ так і горючих РРВ

При експлуатації енергоблоків АЕС України утворюються наступні види РРВ:

- кубові залишки (далі КЗ),
- відпрацьовані фільтруючі матеріали та шлами (далі ВФМ),
- радіоактивно забруднені органічні рідини.

На початку 2000 років кубові залишки ВП ЗАЕС та ВП ХАЕС після тимчасового зберігання у ємностях направлялися на установки глибокого упарювання, де упарювались до стану сольового плаву – твердого кристалогідрату, який затарювався у спеціальні бочки – контейнери та направлявся на подальше тимчасове зберігання до сховищ ТРВ. Кубові

залишки ВП РАЕС та ВП ЮУАЕС зберігалися у ємностях без подальшої переробки. Обмежені об'єми ємностей призводили до потреби у повторному упарюванні кубового залишку у випарних апаратах системи спецводоочищення, що, у свою чергу, призводило до підвищення солевмісту у ємностях для зберігання кубового залишку та утворенні у них твердих відкладень. В рамках удосконалення системи переробки РРВ у ВП РАЕС 2004 та 2007 роках були введені в експлуатацію установки глибокого упарювання. Також, у ВП РАЕС та ВП ХАЕС у 2004 р. та 2011 р. відповідно були введені в експлуатацію установки центрифугування для очищення трапних вод від шламів перед їх упарюванням. На всіх АЕС України ВФМ зберігаються без переробки у спеціальних ємностях під шаром води. Радіоактивно забруднені органічні рідини спалюються у ВП ЗАЕС та ВП ХАЕС та тимчасово зберігаються без переробки у ВП ЮУАЕС та ВП РАЕС.

Суттєві проблеми щодо поводження з сольовим плавом АЕС викликані введенням в дію в 2005 році Основних санітарних правил забезпечення радіаційної безпеки України (далі ОСПУ 2005) [41]. Відповідно ОСПУ-2005, до РРВ були віднесені сольові плави без уточнення їх походження. Віднесення сольових плавів АЕС до РРВ призвело до виникнення багатьох проблем, зокрема: зберігання контейнерів з сольовим плавом в сховищах для твердих РАВ, необхідність його подальшого отвердження шляхом включення в матрицю, тощо. Об'єми сховищ ТРВ придатних для зберігання контейнерів з сольовим плавом на АЕС обмежені, що призводить до необхідності створення додаткових сховищ для його зберігання. На даний момент ведуться дослідження щодо вибору технології для отвердження сольового плаву. Існуючі технології отвердження РРВ не дозволяють отверджувати сольовий плав без його розчинення та призводять до суттєвого збільшення об'ємів РАВ, додаткових дозових навантажень на персонал, утворення вторинних РАВ, тощо.

При експлуатації енергоблоків АЕС України утворюються значні кількості твердих радіоактивних відходів. З початку 2000 та по 2019 роки на



АЕС експлуатувалися лише установки пресування та спалювання ТРВ на ЗАЕС і установка пресування на ЮУАЕС. ТРВ на РАЕС та ХАЕС направлялися на зберігання без переробки. Плани щодо створення комплексів переробки ТРВ на АЕС систематично відтерміновувалися з причини обмеженості фінансування. Станом на кінець 2019 року ситуація дещо змінилась. На майданчиках ЗАЕС та РАЕС було завершено створення комплексів з переробки РАВ в складі установок спалювання РАВ, суперпресування, фрагментації та паспортизації для ЗАЕС та установок фрагментації та сортування, суперпресування цементування, дезактивації металу, вимірювання активності та очистки оливи для РАЕС. Також на майданчиках цих АЕС введені в експлуатацію установки для вилучення ТРВ із сховищ. Експлуатація цих комплексів дозволить суттєво зменшити об'єм ТРВ, що утворюються при експлуатації АЕС, а також зменшити об'єми історичних відходів, що тимчасово зберігаються, шляхом їх вилучення та переробки. Для ХАЕС та ЮУАЕС створення таких комплексів заплановано.

На момент початку робіт (початок 2000 років) система поводження з РАВ діючих АЕС в Україні характеризувалася відсутністю у спеціалізованих підприємств по поводженню з РАВ потужностей для довгострокового зберігання та/або захоронення РАВ АЕС, критеріїв приймання таких РАВ на довгострокове зберігання та/або захоронення, а також транспортних засобів та інфраструктури для перевезення великих обсягів РАВ. На кінець 2019 р. ситуація щодо захоронення РАВ АЕС фактично не змінилась, передача РАВ АЕС до спеціалізованих підприємств по поводженню з РАВ неможлива. Як наслідок, система поводження з РАВ на майданчиках АЕС має забезпечувати переробку та тимчасове зберігання експлуатаційних РАВ в сховищах АЕС до кінця терміну експлуатації, з урахуванням продовження терміну експлуатації енергоблоків АЕС.

### **РАВ від зняття з експлуатації**

Проекти реакторів ВВЕР – 440 та ВВЕР – 1000 були розроблені у 70-80х роках двадцятого сторіччя у к.СРСР. На той час у світі не існувало вимог

щодо планування зняття з експлуатації ядерних установок. Наприкінці двадцятого сторіччя був накопичений значний досвід експлуатації ядерних реакторів та виявлений ряд проблемних питань, серед яких означилися планування зняття з експлуатації, включаючи поведження з радіоактивними відходами, та необхідність випереджаючого накопичення коштів на ЗЕ.

Результатами осмислення цього досвіду стали, зокрема, вимоги безпеки Міжнародного Агентства з Атомної Енергії [121, 122] щодо початку планування ЗЕ ще на етапі проектування, та удосконалення планів під час експлуатації ядерних реакторів. Для тих установок, де планування ЗЕ при проектуванні не було виконане, необхідно розпочинати цю діяльність якомога раніше. Висока вартість заходів із ЗЕ ядерних реакторів, включаючи переробку, кондиціонування та остаточне захоронення РАВ, привели до усвідомлення необхідності накопичення коштів на зняття з експлуатації, включаючи поведження з РАВ від ЗЕ, під час експлуатації таких установок.

Вимоги щодо раннього планування зняття з експлуатації та накопичення коштів на ЗЕ зафіксовані у законах України [123,124,125] та підзаконних актах [126]. На виконання вимог законодавства та за сприянні Європейської Комісії була розроблена та у 2004 р. введена в дію Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України [3] (далі Концепція ЗЕ) у якій зокрема визначені і питання поведження з РАВ. На момент розробки Концепції ЗЕ у світі був відсутній досвід зняття з експлуатації реакторів типу ВВЕР, відповідно для планування питань поведження з РАВ була визначена методологія та виконані необхідні оцінки.

### **ВЯП та ВАВ від переробки ВЯП**

Поведження з ВЯП діючих АЕС України реалізується за наступною схемою:

- Після використання в реакторі паливо перевантажується в басейн витримки, де витримується не менше 3-х років для зменшення радіоактивності і залишкового тепловиділення;

- На Запорізькій АЕС після витримки ВЯП направляється для подальшого безпечного зберігання, до пристанційного сховища ВЯП ВВЕР-1000 на основі технології сухого контейнерного зберігання;
- ВЯП інших АЕС України з реакторами типу ВВЕР (Рівненська, Хмельницька і Южно-Українська АЕС) після витримки направляються для переробки до Російської Федерації - ВЯП реакторів ВВЕР-440 на завод РТ-1 ФДУП «Маяк», ВЯП ВВЕР-1000 на завод РТ-2 ФДУП «КГХК». На сьогодні на заводі РТ-2 ФДУП «КГХК» здійснюється лише технологічна витримка ВЯП, потужності для переробки відсутні.

Щодо поводження з ВЯП діючих АЕС, Україною прийнята стратегія відкладеного рішення, яка передбачає прийняття рішення щодо переробки або прямого захоронення ВЯП після довгострокового зберігання. На даний момент у Чорнобильській зоні відчуження споруджується Централізоване сховище відпрацьованого ядерного палива (далі ЦСВЯП). Після введення в експлуатацію ЦСВЯП вивіз до Російської Федерації ВЯП Рівненської, Хмельницької і Южно-Української АЕС буде припинено, паливо цих АЕС буде направлятися до ЦСВЯП для тимчасового зберігання до прийняття остаточного рішення щодо подальшого поводження з ним.

ВЯП реакторів ВВЕР-440 Рівненської АЕС з 1993 року та по теперішній час, вивозиться в Російську Федерацію на ФДУП «ПО «МАЯК» з метою технологічного зберігання і наступної переробки. Ввезення ВЯП здійснюється в рамках Угоди між Урядом Російської Федерації і Урядом України про науково-технічне та економічне співробітництво в області атомної енергетики від 14 січня 1993 року [127]. Угода та відповідний контракт ФДУП «ПО «МАЯК» з державним підприємством Національною атомною енергогенеруючою компанією «Енергоатом» [128] передбачають повернення радіоактивних відходів від переробки ВЯП в Україну. Контрактами визначено, що кількість РАВ від переробки ВЯП, що підлягають поверненню державі постачальникові, визначається по

погодженим сторонами методикам. Але при укладанні контрактів така методика не була розроблена та узгоджена.

СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010 «Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються Україні після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440» [2] була розроблена за участі автора узгоджена українською та російською сторонами та затверджена лише у 2010 році.

Для проміжного довгострокового (100 років) зберігання осклованих ВАВ від переробки ВЯП ВВЕР-440 було заплановано будівництво сховища на майданчику комплексу «Вектор». Сховище мало бути введено в експлуатацію ще у 2013 році, однак станом на кінець 2019 року будівництво такого сховища та об'єктів інфраструктури не розпочато.

## **2. ВСТАНОВЛЕННЯ РАДІАЦІЙНОЇ ЕКВІВАЛЕНТНОСТІ ВЯП РЕАКТОРІВ ТИПУ ВВЕР-440 ТА ВАВ, ОТРИМАНИХ ПІСЛЯ ЙОГО ПЕРЕРОБКИ**

Контракти на переробку ВЯП реакторів ВВЕР-440 Рівненської АЕС на ФДУП «ПО «МАЯК» [128] передбачають повернення радіоактивних відходів від переробки ВЯП в Україну. Але укладанні контрактів методика визначення кількості РАВ від переробки ВЯП, що підлягають поверненню Україні не була розроблена та узгоджена. Передбачено лише, що кількість РАВ має розраховуватись виходячи з умови радіаційної еквівалентності активності завезених з метою переробки опромінених збірок і активності продуктів переробки, що повертаються, з урахуванням природного розпаду радіонуклідів при технологічному зберіганні опромінених збірок і продуктів переробки, а також вилучення цільових продуктів у ході переробки опромінених збірок.

Технологія переробки ВТВЗ ВВЕР-440 на заводі РТ-1 ФДУП «ПО «МАЯК» заснована на екстракційному процесі, відомому у світі як пурекс-процес. Пурекс-процес включає розчинення ВЯП і відділення плутонію та урану від залишкових продуктів поділу і актиноїдів для подальшого повторного використання плутонію та урану. У технології використовується екстракція урану та плутонію трибутилфосфатом з азотнокислого розчину ВЯП, у процесі якої вилучаються 98-99 відсотків урану та плутонію, що вміщуються в ВЯП. Рідкі технологічні РАВ від переробки декількох партій ВТВЗ перед їхнім кондиціонуванням накопичуються та тимчасово зберігаються. Можливе часткове змішування РАВ, що утворюються при переробці декількох партій ВТВЗ, які належать різним постачальникам ВЯП. Тому одержати кондиціоновані РАВ, які по відносному нуклідному складу та повному вмісту радіонуклідів точно відповідають конкретній партії перероблених ВТВЗ (з урахуванням витримки), неможливо. Відповідно, активності продуктів поділу та актиноїдів у кондиціонованих РАВ можуть

дещо відрізнятися від активностей радіонуклідів у партії ВТВЗ, що надійшла на переробку.

Огляд підходів щодо встановлення еквівалентності РАВ з різним радіонуклідним складом наведений у підрозділі 2.1. У світі на сьогоднішній день відсутній загальноприйнятий підхід для встановлення еквівалентності радіоактивних відходів з різним радіонуклідним складом та різними фізико-хімічними характеристиками.

Згідно з вищевикладеним, потребувалося визначити підхід та розробити методику, яка забезпечила би визначення кількості та характеристик РАВ, що мають повертатися в Україну після переробки ВЯП реакторів ВВЕР – 440 на ФДУП «ПО «Маяк». Така методика мала забезпечувати радіаційну еквівалентність РАВ, що повертаються в Україну, та РАВ, отриманих безпосередньо від переробки українських ВТВЗ за технологією «ПО «Маяк» на всіх етапах наступного поводження з ними з точки зору впливу даних відходів на людину та навколишнє середовище.

Перша версія такої методики [1] була розроблена та введена в дію у 2007 р. за участі автора. Одним із завдань при її розробці було визначення активності основних радіонуклідів у ВТВЗ. Запропонований автором метод оцінки початкових активностей основних радіонуклідів у ВТВЗ на основі довідкових розрахункових даних описаний у підрозділі 2.2. Результати цього дослідження були використані при розробці зазначеної методики, опубліковані [23] та пройшли апробацію [34].

СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010 «Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються Україні після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440» [2] (далі Методика ВАВ) була розроблена узгоджена та затверджена у 2010 році на заміну методики [1] та є чинною. Результати досліджень, описаних у підрозділах 2.3-2.5, були використані при її розробці.

У підрозділі 2.3 описані результати моделювання радіонуклідного складу ВАВ від переробки ВЯП реакторів ВВЕР – 440 за технологією «ПО

«Маяк» та визначення радіонуклідів, які можуть оказати значимий вплив на людину або довкілля при поводженні з такими відходами з моменту повернення їх в Україну. Результати цього дослідження в частині моделювання питомої активності радіонуклідів у ВАВ опубліковані у [25].

У підрозділі 2.4 наведене обґрунтування прийнятності критерію еквівалентності ВАВ, що застосовується у Методиці ВАВ. Результати дослідження були опубліковані як додаток до Методики ВАВ [2] та у [24].

У підрозділі 2.5 описаний алгоритм формування партії осклованих ВАВ, що будуть повертатися в Україну як еквівалент партії ВТВЗ реакторів ВВЕР – 440, направленої на переробку до «ПО «Маяк». Дана інформація опублікована [26] та пройшла апробацію [36].

## **2.1 Огляд підходів щодо встановлення еквівалентності РАВ з різним радіонуклідним складом**

Переробка ВЯП з поверненням ВАВ у країну походження палива на сьогоднішній день є загальноприйнятою практикою. При цьому радіонуклідний склад ВАВ від переробки ВЯП, що повертаються, як правило, близький до радіонуклідного складу ВЯП, відправленого на переробку. Це дозволяє використовувати прості методи для визначення кількості ВАВ, що повертаються, а еквівалентність радіологічного впливу таких відходів забезпечується автоматично. Наприклад, при переробці ВЯП країн ЄС на підприємстві в Ла Аг (компанія AREVA, Франція) кількість відходів від переробки ВЯП визначається на основі вмісту неодиму (Nd) в ВТВЗ і ВАВ відповідно [129]. Nd є нерадіоактивним продуктом поділу і його кількість прямо пов'язана із загальною кількістю продуктів поділу (з урахуванням розпаду). Nd повністю розчинний і, отже, повністю включається в оскловані відходи.

Однак, відповідно до інформації ФДУП «ПО «МАЯК», одержати кондиціоновані ВАВ, що повністю відповідають по відносному радіонуклідному складу та вмісту радіонуклідів конкретній партії

перероблених ВТВЗ (з урахуванням довгострокової витримки ВТВЗ перед переробкою) практично неможливо. Відповідно, активності продуктів поділу ті актиноідів у кондиціонованих ВАВ можуть відрізнятися від активностей радіонуклідів у партії ВТВЗ, що надійшла на переробку.

Нижче представлений короткий огляд існуючих підходів до встановлення (оцінки) еквівалентності радіоактивних відходів з різним радіонуклідним складом.

Компанія BNFL (Великобританія) пропонує оцінювати радіологічну еквівалентність різних типів відходів за допомогою інтегрованого потенціалу токсичності [130]. Інтегрований потенціал токсичності відходів визначається як об'єм води ( $m^3$ ), у якому  $1 m^3$  відходів повинен бути розчинений для забезпечення того, що використання протягом 1 року даного об'єму води створить колективну дозу  $1 mЗв$ . Потенціал токсичності потім інтегрується по обраному відрізку часу: від 1000 до 25000, від 300 до 100000 або від 500 до 500000 років.

У роботі [131] визначався радіологічний вплив відходів, що враховує колективні дози персоналу та населення при транспортуванні відходів, а також колективні і індивідуальні дози населення при захороненні та після захоронення. Розглянуто кілька типів відходів і різні умови захоронення.

Для оцінки повного радіологічного впливу відходів він був розділений на 15 компонентів. Радіологічні фактори в кожному випадку комбінувалися за допомогою вагових коефіцієнтів, заснованих на різних точках зору, наприклад, для країн, які відправляють і одержують відходи. Були сформовані п'ять наборів вагових коефіцієнтів на основі 5 різних точок зору: нейтральна, про-ядерна, антиядерна, думка приймаючої країни і думка країни, що відправляє (з урахуванням припустимих доз у цих країнах). Величина вагових коефіцієнтів знаходилась в інтервалі від  $10^{-5}$  до  $10^2$ . Обрані вагові коефіцієнти потім множилися на величину впливу від кожного з 15 компонентів. Повний зважений вплив для кожної точки зору отримувався підсумовуванням по всім 15 компонентам.



Метою дослідження [132] було визначення альтернативних стратегій зберігання та захоронення НАВ і САВ з урахуванням різних аспектів. Для визначення варіанта поводження з РАВ розглядалися наступні параметри: фінансові витрати (на зберігання, транспортування та захоронення), радіологічні впливи на персонал (індивідуальні дози при зберіганні, транспортуванні та захороненні), індивідуальні та колективні дози для населення (при транспортуванні та після захоронення РАВ) для часових інтервалів від 0 до  $10^3$ , від  $10^3$  до  $10^4$  і більше  $10^4$  років. У цій роботі був зроблений висновок про те, що для порівняння варіантів необхідно враховувати економічні та радіологічні впливи від різних форм відходів і способів захоронення, використовуючи вагові фактори.

В [133] представлено порівняння радіологічного впливу на населення від скидів при переробці ВЯП і захоронених РАВ від переробки ВЯП з одного боку та захоронених ВЯП без переробки з іншого. Передбачалося, що ВЯП напрацьовується протягом 30 років експлуатації гіпотетичного реактора потужністю 20 ГВт (эл.). Були обрані наступні потоки відходів і методи захоронення: скиди РРВ; газоподібні викиди; захоронення НАВ в траншеях, САВ в сховищі в центрі півдня Англії та ВАВ або ВЯП у глибокому геологічному сховищі в граніті в центральній Франції. В результаті обчислювався максимум річної дози та ризиків для окремих персон та населення, і колективної дози для чотирьох груп населення (місцевого, країни, Європейського співтовариства та світу в цілому) у різні моменти часу в майбутньому (50, 100,  $10^3$ ,  $10^4$ ,  $10^6$  і  $10^8$  років). Враховувалися сценарії нормальної експлуатації сховищ і сценарії вторгнення в сховище.

Робота [134] узагальнює результати двох досліджень [133] та [135] і порівнює два варіанти поводження з відходами - пряме захоронення ВЯП і переробку палива. Вартість і радіологічний вплив поводження з відходами, пов'язаних з переробкою ВЯП, порівнюються з вартістю та радіологічним впливом при прямому захороненні ВЯП з використанням мультифакторного аналізу (далі МФА).

У роботі [136] рекомендується використовувати покроковий підхід для визначення еквівалентності, використовуючи прості підходи (з огляду на межу їхнього застосування). Прості підходи означають результат врахування трьох факторів: активності, вагових коефіцієнтів і розпаду для кожного радіонукліда, які сумуються за списком основних радіонуклідів у РАВ. Ваговими факторами можуть бути дозові коефіцієнти (пероральний або інгаляційний), енергії гамма-випромінювання або тепловиділення. У роботі рекомендується проведення вихідної технічної оцінки відходів для обґрунтування застосовності простих підходів до визначення еквівалентності.

У роботі [137] потенційна небезпека для здоров'я (невід'ємна радіотоксичність) різних груп радіонуклідів у ВЯП реакторів CANDU на природному урані і відходах від переробки цих ВЯП аналізується як функція від часу. Розглядаються 4 групи радіонуклідів: актиноїди, продукти поділу, продукти активації циркулюю та продукти активації домішок у паливі. Радіотоксичність визначається на основі відповідних активностей і пероральних дозових коефіцієнтів і передбачається, що активні матеріали прямо надходять в організм людини без розсіювання, абсорбції та розчинення в геосфері й біосфері. Потенційна небезпека для здоров'я обчислюється шляхом переведення радіотоксичності кожної групи радіонуклідів у значення ризику.

У роботі [138] використовуються параметри ранжирування, засновані на скороченому аналізі «вигода - ризик - витрати». Ці параметри ранжирування визначені як сума повної ціни та радіологічних впливів, виражених як ризик для здоров'я, переведений у грошовий еквівалент. Оцінка ризику для здоров'я ґрунтується на аналізі різних шляхів формування дози для людей, що проживають за межами площадки захоронення. Доза підсумовується для всіх шляхів опромінення та для всіх радіонуклідів у відходах. Значення ризику для здоров'я для кожного типу відходів ґрунтується на інтегруванні індивідуальних доз для всього населення та по

всьому періоду часу. Радіоактивний розпад ураховується простим експонентним множником.

У роботі [139] для визначення еквівалентності РАВ пропонується використовувати «рівні звільнення» - питомі активності нуклідів у твердих матеріалах, що містять радіонукліди, які дозволяють зняти ці матеріали з регулюючого контролю незалежно від їхнього подальшого використання. Для всіх радіонуклідів розраховуються фактори токсичності, які дорівнюють відношенню питомої активності радіонукліда у відходах до рівня звільнення. Повний фактор токсичності для кожного виду радіоактивних відходів отримується як сума факторів токсичності всіх радіонуклідів. Відповідно до підходу, викладеному в [136], враховується радіоактивний розпад, що викликає зміну фактора токсичності із часом.

У роботі [140] представлений найбільш загальний метод оцінки еквівалентності РАВ, що враховує всі перераховані вище підходи. У даній роботі використовується мультифакторний аналіз, оскільки цей метод забезпечує баланс між набором різних факторів, таких як радіологічні впливи та витрати. Метод дозволяє здійснити порівняння 2-х і більше видів відходів на основі декількох показників з використанням вагових коефіцієнтів для відображення відносної важливості кожного показника. Результатом є сумарне значення для кожного виду відходів. Коли ці значення виявляються однаковими, то відходи можуть розглядатися як еквівалентні. Використана схема (дерево) МФА представлена на рис. 2.1.

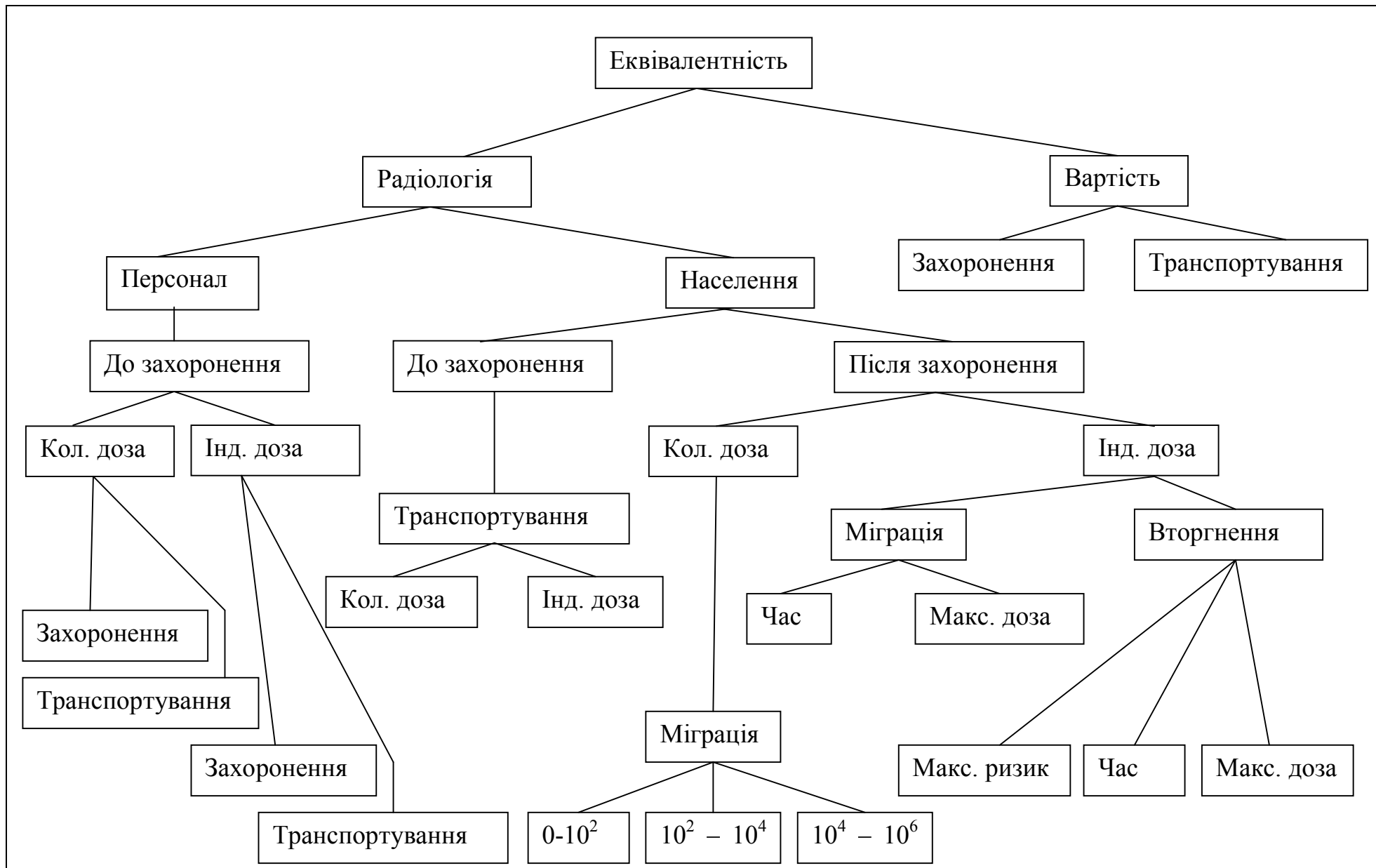


Рис. 2.1 – Схема мультифакторного аналізу

Радіологічні впливи були розділені на два періоду часу - до захоронення та після захоронення, при цьому розглядалося опромінення двох різних груп - персоналу та населення.

До захоронення розглядаються радіологічні впливи, що виникають в результаті транспортування відходів і процесу захоронення. Для МФА були використані наступні показники: оцінки колективних і індивідуальних доз персоналу при транспортуванні та захороненні РАВ, а також індивідуальних та колективних доз населення тільки при транспортуванні РАВ. Для періоду часу після захоронення обраними показниками були радіологічні впливи, що виникають в результаті міграції радіонуклідів зі сховища для захоронення РАВ або в результаті вторгнення в нього. Колективні дози в майбутньому в періоду часу до  $10^6$  років і пікові індивідуальні дози внаслідок міграції радіонуклідів з кожного виду відходів розглядалися разом з індивідуальними дозами та ризиками вторгнення. Крім того, розглядався час прояву максимальної індивідуальної дози. Дані про радіологічні впливи після захоронення бралися з літератури. Іншим показником була вартість, що була розділена на вартість транспортування та вартість захоронення РАВ.

Повна оцінка кожної категорії відходів була отримана як сума оцінок різних показників відповідно до схеми МФА. Для кожного показника значимість кожної категорії відходів отримувалась при ранжируванні величин (доза, ціна) та приписуванні відповідних оцінок: 100 - для найкращого, 0 - для найгіршого та інших проміжних значень. Вагові коефіцієнти із двох компонентів приписувалися кожному показнику. Одна частина вагового коефіцієнта відображала відносну важливість показника, тоді як інша частина являла собою величину різниці між кращим і гіршим варіантом. Відносна важливість є суб'єктивним показником, що залежить від точки зору індивідуума або групи людей. Для врахування можливих варіацій в суб'єктивних оцінках, у проекті використовувалися три набори суб'єктивних вагових коефіцієнтів для трьох різних думок: про-ядерної, антиядерної та нейтральної. Суб'єктивні вагові коефіцієнти ґрунтувалися на

загальноприйнятих або опублікованих величинах, якщо це було можливо. Три різні точки зору дали в результаті три варіанти аналізу, що відображають різні думки.

Узагальнюючи наведену вище інформацію можна зробити висновок, що у світі на сьогоднішній день відсутній загальноприйнятий підхід для встановлення еквівалентності РАВ з різним радіонуклідним складом та іншими фізико-хімічними характеристиками. Найбільш загальним методом встановлення еквівалентності відходів є метод мультифакторного аналізу з врахуванням різних радіологічних і вартісних факторів, а також вагових коефіцієнтів, що враховують важливість цих факторів. Метод МФА розроблений для встановлення еквівалентності відходів різних РАВ і для його застосування потрібен цілий ряд припущень про характеристики сховищ для захоронення РАВ, сценарії виходу радіонуклідів, важливість кожного з використовуваних радіологічних і вартісних факторів.

Результат істотно залежить від обраних припущень, що ускладнює його практичне застосування.

Для практичного визначення еквівалентності відходів із близькими характеристиками можна використовувати більш прості критерії, застосовуючи у якості вагових коефіцієнтів величини, які визначені у міжнародних стандартах та характеризують вплив радіонуклідів на навколишнє середовище, персонал та населення за різних сценаріїв опромінення.

## **2.2 Метод оцінки початкової активності радіонуклідів у ВТВЗ реакторів ВВЕР-440**

Для забезпечення безпечного поводження з ВЯП, необхідно знати його активність та радіонуклідний склад в будь-який момент часу після вивантаження ВЯП з активної зони реактора. У зв'язку з високою активністю, її експериментальне визначення навіть для основних радіонуклідів у ВТВЗ ускладнено, і для рішення цього завдання зазвичай використовуються

розрахункові методи [99,141-144]. Розрахунок зміни активності радіонуклідів за рахунок розпаду не викликає проблем, однак, визначення початкової (на момент вивантаження з реактора) активності радіонуклідів в ВТВЗ істотно складніше. У загальному випадку ця початкова активність визначається складною системою інтегрально-диференціальних рівнянь, рішення яких не може бути зведене до строгих аналітичних виразів.

Існує кілька програмних пакетів, які дозволяють розраховувати початкові активності радіонуклідів в ВТВЗ шляхом моделювання опромінення тепловиділяючих збірок (далі ТВЗ) в активній зоні реактора. Однак, дані програмні пакети досить складні та вимагають детальних даних про історію опромінення ТВЗ, що обмежує їхнє практичне використання.

Нижче описаний метод визначення початкової активності радіонуклідів в ВТВЗ реакторів типу ВВЕР-440 на основі інформації про початкове збагачення та вигоряння палива у ТВЗ. Метод базується на інтерполяції розрахункових даних, наведених у довіднику [99].

### 2.2.1 Оцінка початкової активності продуктів поділу

Початкова активність продуктів поділу визначався на основі даних [99] для 1 року витримки ВТВЗ після вивантаження з реактора. В [99] для кожного радіонукліда наведено 6 значень активності в ВТВЗ реактора ВВЭР-440 для різних збагачень та вигорянь. Спроба апроксимації залежності даних [99] від вигоряння поліномом не дала задовільного результату – спостерігались максимуми та мінімуми, наявність яких суперечить фізичним процесам при опроміненні ТВЗ.

Аналіз даних [99] показав, що для всіх аналізованих радіонуклідів у зазначеному діапазоні вигорянь залежність активності продуктів поділу  $A$  від вигоряння палива при фіксованому значенні вихідного збагачення по  $^{235}\text{U}$  добре апроксимується формулою:

$$A(S) = a \cdot S^b, \quad (2.1),$$

де:  $S$  - вигоряння палива, МВт·діб/тU;

а і b - параметри, які визначаються для кожного радіонукліда методом найменших квадратів.

На рис. 2.2 – 2.4 наведені приклади такої апроксимації для  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  і  $^{137}\text{Cs}$  при збагаченні палива 3,6%. При апроксимації для даних [99] приймалися відносні похибки, що дорівнюють 1 %.

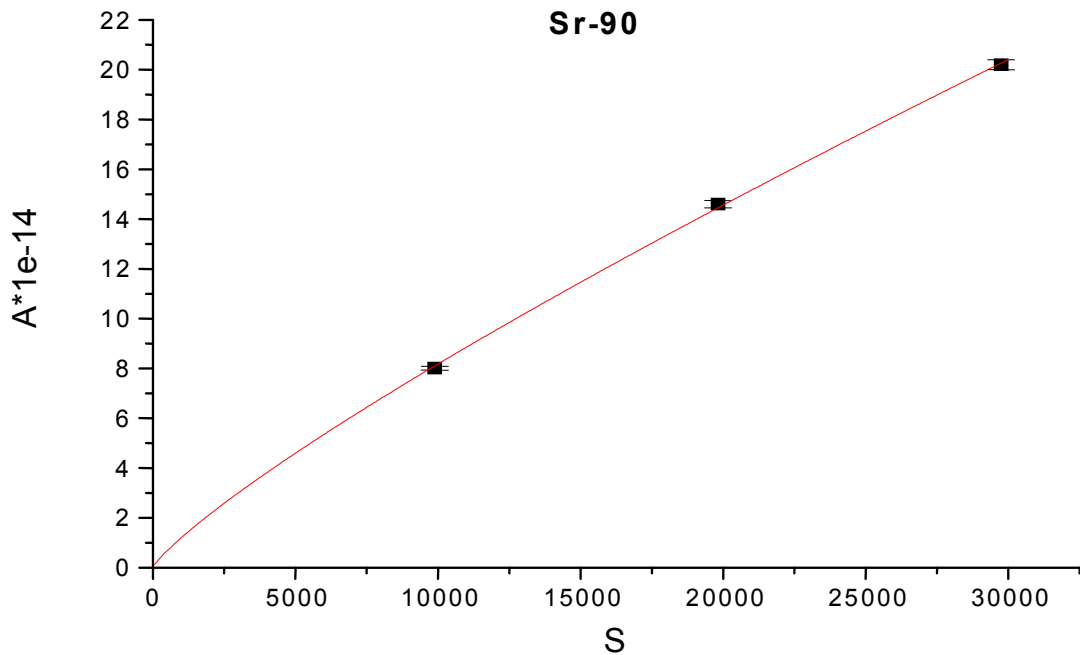


Рис. 2.2 – Апроксимація значень активності  $^{90}\text{Sr}$  формулою (2.1)

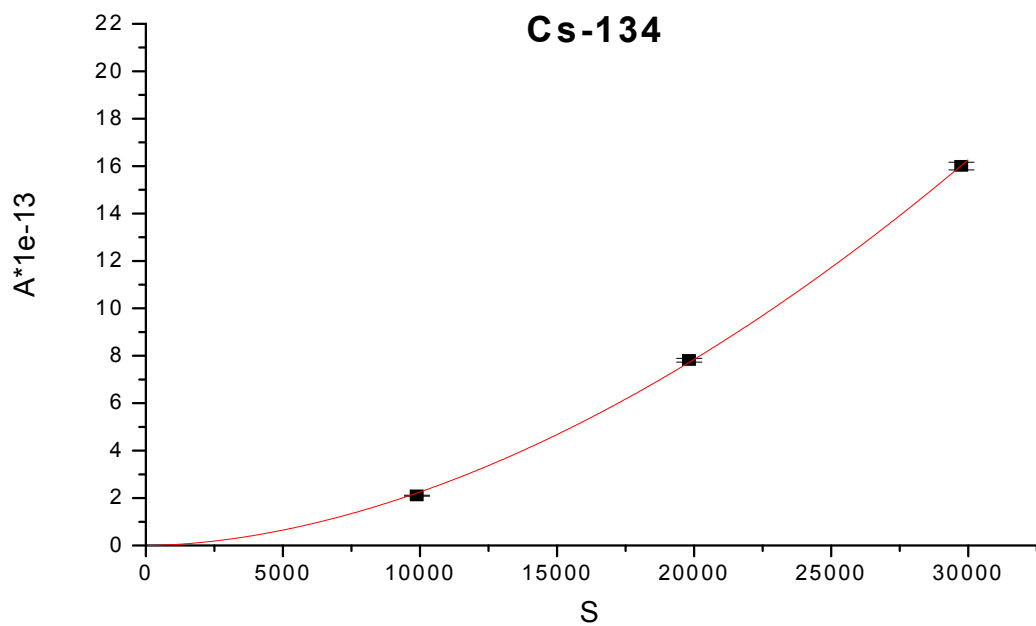


Рис. 2.3 – Апроксимація значень активності  $^{134}\text{Cs}$  формулою (2.1)



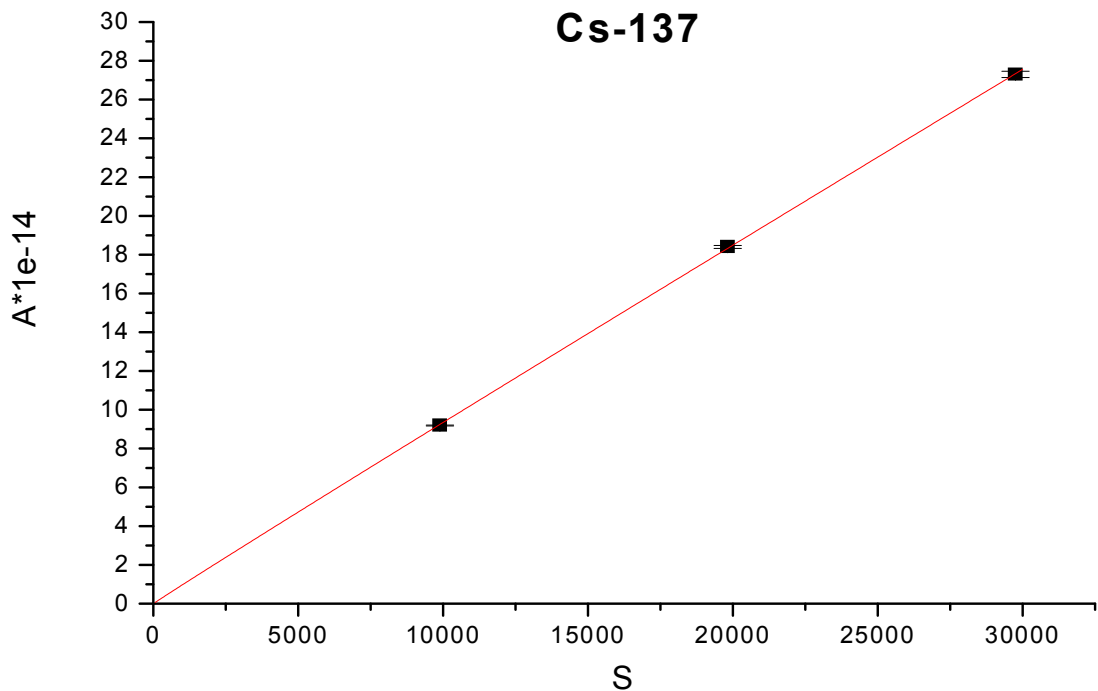


Рис. 2.4 – Апроксимація значень активності  $^{137}\text{Cs}$  формулою (2.1)

У загальному випадку параметри  $a$  і  $b$  залежать від збагачення. Однак, ця залежність для параметру  $a$  вочевидь близька до лінійної, а для параметру  $b$  - очікувано незначна. Тому, для подальшого аналізу обмежилися наступними припущеннями:

- параметр  $b$  від збагачення не залежить;
- параметр  $a$  лінійно залежить від збагачення в досліджуваному діапазоні.

Весь наявний масив даних [99] про активність  $A$  для кожного аналізованого радіонукліда апроксимувався формулою:

$$A(S, O) = a \cdot S^b \cdot (1 + c \cdot O) \quad (2.2),$$

де:  $S$  - вигоряння палива, МВт·діб/тU;

$O$  - початкове збагачення палива, частка;

$a$ ,  $b$  і  $c$  – варійовані методом найменших квадратів параметри.

Визначені для аналізованих радіонуклідів значення параметрів  $a$ ,  $b$  і  $c$  наведені в табл. 2.1.

Відносні відхилення для активності визначалися по формулі:

$$Д = 100\% \cdot (A_{\text{теор}} - A_{\text{розр}}) / A_{\text{розр}} \quad (2.3),$$

де:  $A_{\text{теор}}$ - значення активності за даними [99];

$A_{\text{розр}}$ - значення активності, розраховане по формулі (2.2).

Відносні відхилення активностей, розрахованих по формулі (2.2), від даних довідника наведені в табл. 2.2 і не перевищують 6 %.

Таблиця 2.1 – Значення параметрів а, в с для окремих продуктів поділу

№	Нуклід	а	в	с
1.	$^{90}\text{Sr}$	$3,66 \cdot 10^{11}$	0,83	9,23
2.	$^{90}\text{Y}$	$3,59 \cdot 10^{11}$	0,832	9,48
3.	$^{134}\text{Cs}$	$3,61 \cdot 10^7$	1,81	-8,63
4.	$^{137}\text{Cs}$	$1,33 \cdot 10^{11}$	0,986	-0,437
5.	$^{137\text{m}}\text{Ba}$	$1,21 \cdot 10^{11}$	0,990	-0,524
6.	$^{147}\text{Pm}$	$4,84 \cdot 10^{13}$	0,422	6,55
7.	$^{151}\text{Sm}$	$1,53 \cdot 10^{11}$	0,349	37,4
8.	$^{154}\text{Eu}$	$5,82 \cdot 10^5$	2,00	-13,3
9.	$^{155}\text{Eu}$	$3,85 \cdot 10^7$	1,51	-5,91

Таблиця 2.2 – Відносні відхилення активностей

<b>Початкове збагачення палива</b>	<b>0,036</b>	<b>0,036</b>	<b>0,036</b>	<b>0,024</b>	<b>0,024</b>	<b>0,016</b>
<b>Вигоряння палива (МВт*діб/т U)</b>	<b>29750</b>	<b>19820</b>	<b>9890</b>	<b>29730</b>	<b>17910</b>	<b>9855</b>
<b>Радіонуклід</b>	<b>Відносні відхилення, (%)</b>					
<sup>90</sup> Sr	0,159	-1,239	1,254	1,835	-1,851	-0,036
<sup>90</sup> Y	-0,014	-1,006	1,368	1,971	-1,795	-0,220
<sup>134</sup> Cs	-0,791	-2,886	2,509	2,401	-0,283	-1,782
<sup>137</sup> Cs	0,180	-0,292	0,486	0,279	-0,171	0,257
<sup>137m</sup> Ba	0,021	-0,423	0,097	0,208	-0,138	0,035
<sup>147</sup> Pm	1,436	-4,898	3,221	3,650	-5,512	0,470
<sup>151</sup> Sm	2,324	0,513	-2,353	-1,010	0,035	0,581
<sup>154</sup> Eu	-4,686	-4,654	5,673	5,578	0,201	-5,159
<sup>155</sup> Eu	-3,433	5,409	-3,922	-3,657	5,109	-1,060

### 2.2.2 Оцінка початкової активності актиноїдів

Початкова активність актиноїдів визначалася на основі даних [99] для витримки 0,5 років після вивантаження ТВЗ із реактора. В [99] для кожного нукліда наведено 6 значень активності для ТВЗ реактора ВВЕР-440 для різних збагачень і вигорянь.

Аналіз показав, що залежності активностей актиноїдів <sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U, <sup>236</sup>U та <sup>239</sup>Pu від вигоряння і збагачення палива мають вигляд, подібний до (2.2).

Для <sup>235</sup>U та <sup>238</sup>U дані [99] задовільно апроксимуються формулами:

$$A = 8 \cdot 10^{10} \cdot O + a \cdot S^b \cdot (1 + c \cdot O) \quad (2.4),$$

$$A = 1,24 \cdot 10^{10} \cdot (1 - O) + a \cdot S^b \cdot (1 + c \cdot O), \quad (2.5).$$

де перші доданки у (2.4) та (2.5) враховують наявність, відповідно, <sup>235</sup>U та <sup>238</sup>U у «свіжих» (неопромінених) ТВЗ.

Для  $^{236}\text{U}$  і  $^{239}\text{Pu}$ , які утворюються шляхом захвату одного нейтрону, використання формули (2.2) для апроксимації дає взагалі задовільні результати, як і для продуктів поділу.

Однак, для більш важких актиноїдів, які утворюються шляхом кількох послідовних нейтронних захватів, використання залежності активності від вигорання у вигляді простої показової функції вигляду (2.1) дає суттєво гірші результати. Це, вочевидь, пов'язане з істотним впливом випалювання важких актиноїдів нейтронним потоком. Тому, для актиноїдів, важчих за  $^{239}\text{Pu}$ , залежність від вигорання апроксимувалась у вигляді:

$$A = a \cdot (\sin(\Omega \cdot S))^b \quad (2.6).$$

У формулі (2.6) феноменологічний коефіцієнт  $\Omega = 3,14159 \times 10^{-5}$  був обраний для виходу на умовне насичення при вигоранні  $S=50000$  Мвт•діб/тU.

На рис. 2.5 та 2.6 наведені приклади апроксимації даних [99] для  $^{248}\text{Cm}$  при збагаченні палива 3,6% формулами (2.1) та (2.6), відповідно.

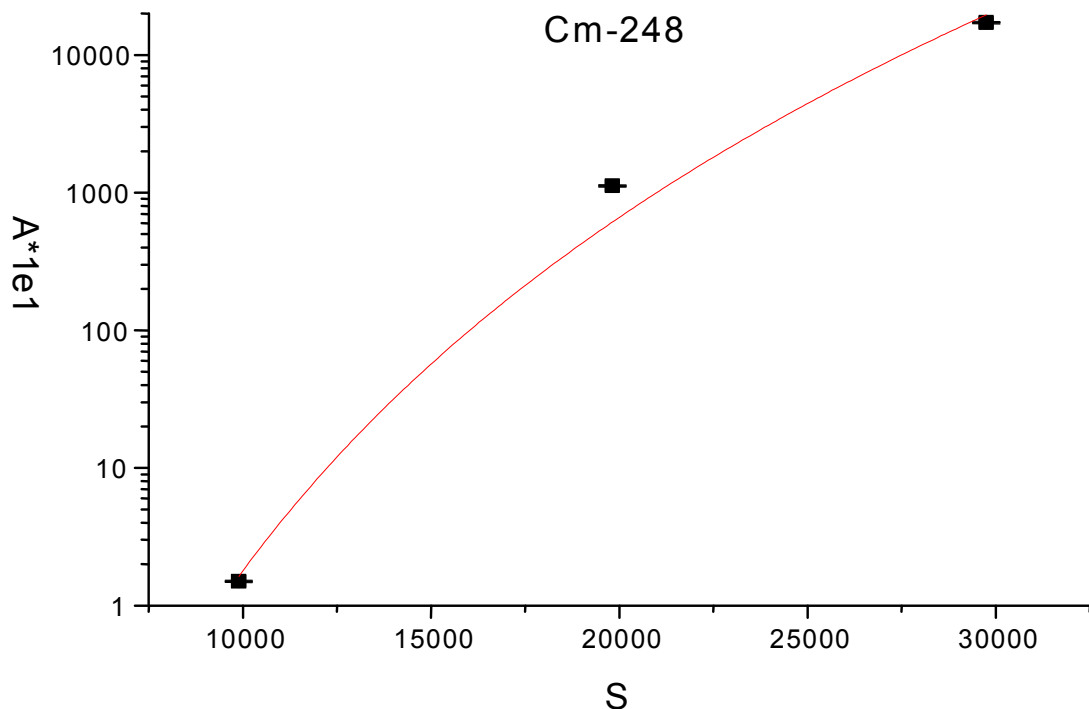


Рис. 2.5 – Апроксимація значень активності  $^{248}\text{Cm}$  формулою (2.1)

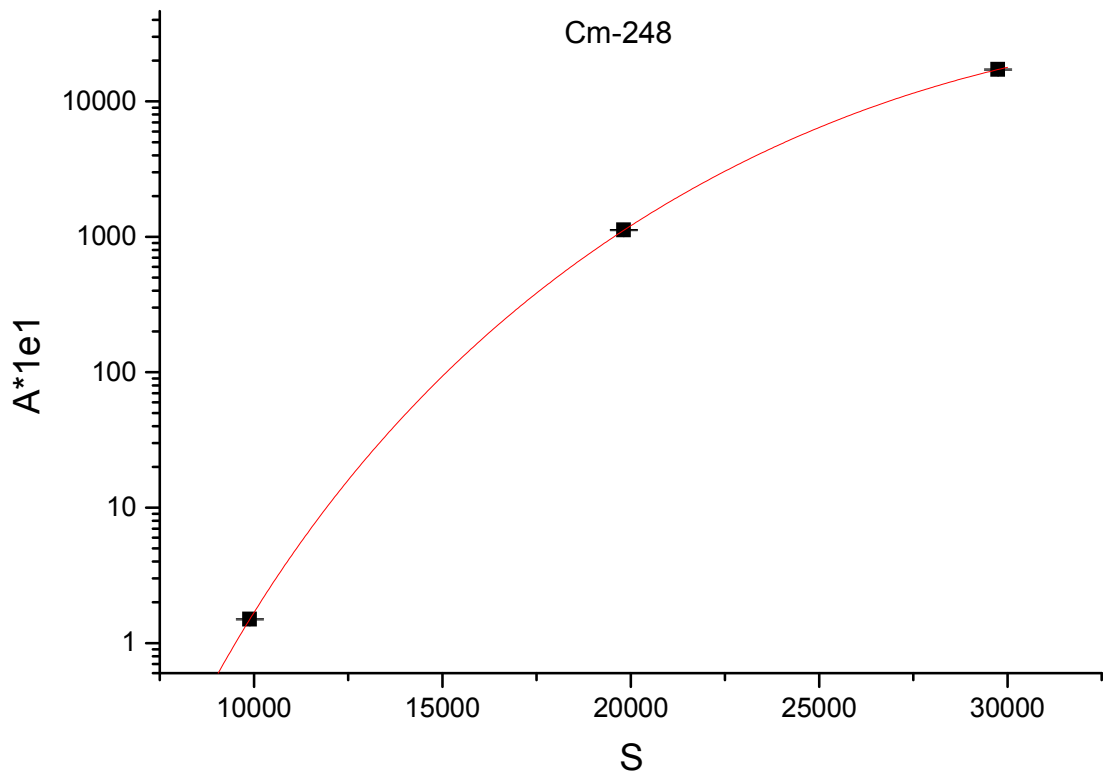


Рис. 2.6 – Апроксимація значень активності  $^{248}\text{Cm}$  формулою (2.6)

З рисунків видно, що при проміжних значеннях формула (2.6) набагато краще описує залежність активності  $^{248}\text{Cm}$  від вигорання порівняно з формулою (2.1).

Як і для продуктів поділу, коефіцієнт  $b$  був прийнятий незалежним від збагачення палива. При цьому, на відміну від продуктів поділу та аналізованих актиноїдів до  $^{239}\text{Pu}$ , залежність коефіцієнта  $a$  від збагачення для більш важких актиноїдів демонструє істотну нелінійність, що зростає з кількістю нейтронних захватів, необхідних для утворення даного нукліда. Аналіз показав можливість задовільного опису залежності активності таких актиноїдів від збагачення у вигляді множника  $(1+c/O^2)$ .

Тому, для важких актиноїдів була використана залежність активності від вигорання й збагачення у вигляді:

$$A = a \cdot (\sin(\Omega \cdot S))^b \cdot (1 + c / O^2) \quad (2.7)$$

Визначені при апроксимації даних [99] для всіх аналізованих актиноїдів значення параметрів  $a$ ,  $b$  і  $c$  наведені в табл. 2.3.

Відносні відхилення активностей, розраховані по формулі (2.3), наведені в табл. 2.4. З таблиці видно що запропоновані формули забезпечують задовільну апроксимацію даних [99] - для більшості актиноїдів максимальні відхилення не перевищують 15%. Для  $^{244}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{246}\text{Cm}$ ,  $^{247}\text{Cm}$  та  $^{248}\text{Cm}$  результати дещо гірші, але максимальні відхилення не перевищують 30%.

Таблиця 2.3 – Значення параметрів a, b, c для актиноїдів

	Радіонуклід	a	b	c
1.	$^{235}\text{U}$	$-5,31 \cdot 10^5$	0,731	$2,39 \cdot 10^1$
2.	$^{238}\text{U}$	$-1,29 \cdot 10^4$	1,00	$-8,64 \cdot 10^0$
3.	$^{236}\text{U}$	$3,97 \cdot 10^6$	0,662	$4,62 \cdot 10^1$
4.	$^{239}\text{Pu}$	$3,61 \cdot 10^{11}$	0,332	$2,59 \cdot 10^0$
5.	$^{238}\text{Pu}$	$7,03 \cdot 10^{13}$	3,07	$4,62 \cdot 10^{-4}$
6.	$^{240}\text{Pu}$	$1,76 \cdot 10^{13}$	1,24	$3,02 \cdot 10^{-4}$
7.	$^{241}\text{Pu}$	$5,43 \cdot 10^{15}$	1,61	$2,31 \cdot 10^{-4}$
8.	$^{241}\text{Am}$	$1,01 \cdot 10^{13}$	1,98	$2,16 \cdot 10^{-4}$
9.	$^{242}\text{Pu}$	$3,88 \cdot 10^{10}$	2,96	$1,84 \cdot 10^{-3}$
10.	$^{242\text{m}}\text{Am}$	$1,00 \cdot 10^{11}$	2,62	$4,60 \cdot 10^{-4}$
11.	$^{242}\text{Am}$	$1,00 \cdot 10^{11}$	2,62	$4,53 \cdot 10^{-4}$
12.	$^{242}\text{Cm}$	$6,28 \cdot 10^{14}$	3,67	$1,07 \cdot 10^{-3}$
13.	$^{243}\text{Am}$	$2,63 \cdot 10^{11}$	4,01	$4,25 \cdot 10^{-3}$
14.	$^{243}\text{Cm}$	$2,12 \cdot 10^{11}$	4,32	$2,25 \cdot 10^{-3}$
15.	$^{244}\text{Pu}$	$-8,40 \cdot 10^3$	4,80	$-4,06 \cdot 10^{-3}$
16.	$^{244}\text{Cm}$	$-2,53 \cdot 10^{13}$	5,52	$-1,13 \cdot 10^{-2}$
17.	$^{245}\text{Cm}$	$-4,90 \cdot 10^9$	6,41	$-6,99 \cdot 10^{-3}$
18.	$^{246}\text{Cm}$	$-8,02 \cdot 10^9$	7,55	$-2,01 \cdot 10^{-3}$
19.	$^{247}\text{Cm}$	$-4,62 \cdot 10^4$	8,75	$-1,88 \cdot 10^{-3}$
20.	$^{248}\text{Cm}$	$-1,41 \cdot 10^5$	9,56	$-1,50 \cdot 10^{-3}$

Таблиця 2.4 – Відносні відхилення активностей актиноїдів

<b>Початкове збагачення палива</b>		<b>0,036</b>	<b>0,036</b>	<b>0,036</b>	<b>0,024</b>	<b>0,024</b>	<b>0,016</b>
<b>Вигоряння (МВт*сут/т)</b>		<b>29750</b>	<b>19820</b>	<b>9890</b>	<b>29730</b>	<b>17910</b>	<b>9850</b>
<b>Радіонуклід</b>		<b>Відносні відхилення, %</b>					
1.	$^{235}\text{U}$	-2,3	-2,1	1,1	7,6	-4,5	-0,6
2.	$^{238}\text{U}$	3,0	3,9	-4,2	-6,0	3,3	1,9
3.	$^{236}\text{U}$	-0,1	0,0	0,0	-0,1	0,1	0,0
4.	$^{239}\text{Pu}$	-2,0	-9,4	2,0	5,6	9,4	-1,5
5.	$^{238}\text{Pu}$	3,7	1,3	-3,4	-5,5	4,0	1,5
6.	$^{240}\text{Pu}$	1,0	1,8	-2,6	-4,6	5,7	0,0
7.	$^{241}\text{Pu}$	4,7	7,3	-5,6	-8,4	2,8	3,3
8.	$^{241}\text{Am}$	6,0	1,7	-3,9	-5,2	-1,3	4,6
9.	$^{242}\text{Pu}$	29,1	1,4	-12,6	-1,0	-7,4	8,6
10.	$^{242\text{m}}\text{Am}$	7,6	7,8	-6,4	-10,1	2,5	4,5
11.	$^{242}\text{Am}$	22,5	23,4	-12,9	-17,1	-0,4	16,5
12.	$^{242}\text{Cm}$	22,8	23,1	-13,0	-17,3	-0,2	16,5
13.	$^{243}\text{Am}$	8,5	2,3	-9,9	-8,7	-3,3	3,7
14.	$^{243}\text{Cm}$	3,0	8,4	-4,8	-13,5	9,1	6,6
15.	$^{244}\text{Pu}$	25,7	19,4	-21,1	-0,7	13,4	-5,5
16.	$^{244}\text{Cm}$	8,2	-1,6	-1,0	-11,5	-0,8	14,4
17.	$^{245}\text{Cm}$	15,4	0,2	-7,2	-13,7	6,0	11,7
18.	$^{246}\text{Cm}$	29,6	0,5	-14,7	-7,3	5,2	3,4
19.	$^{247}\text{Cm}$	26,0	-10,0	-24,2	-3,6	12,8	2,3
20.	$^{248}\text{Cm}$	-4,1	25,2	-12,8	24,4	18,6	-18,1

Враховуючи простоту функцій підібраних для продуктів поділу та актиноїдів, малу кількість коефіцієнтів, що визначаються методом

найменших квадратів та, відповідно, потребу у вихідних даних для інтерполяції, підібрана форма функцій залишається актуальною.

## **2.3 Аналіз та обґрунтування переліку радіонуклідів**

### **2.3.1 Вихідні дані та методика розрахунків**

Перелік та характеристики аналізованих в роботі продуктів поділу та актиноїдів наведені в табл. 2.5 і 2.6 відповідно. Значення періодів напіврозпаду, перорального та інгаляційного дозових коефіцієнтів та рівнів звільнення для зазначених радіонуклідів прийняті згідно з Міжнародними основними нормами безпеки для захисту від іонізуючих випромінювань та безпечного поводження із джерелами випромінювання [145] (далі – Основні норми безпеки).

Вихідні дані для визначення активностей бралися з бази даних по початкових концентраціях радіонуклідів у ВТВЗ, створеної за результатами розрахунків, проведених у РНЦ «Курчатовський інститут» за допомогою програми ТВС-М [146]. Ця програма використовується на російських АЕС для розрахунку радіонуклідного складу і паспортизації ВТВЗ ВВЕР-440, які направляються на переробку на ФДУП «ПО «МАЯК». База містить дані по питомому вмісту продуктів поділу та актиноїдів для касет РК з вихідним збагаченням 1,6; 2,4; 3,6; 3,8; 4,2; 4,4% та АРК з вихідним збагаченням 1,6; 2,4; 3,6% для різних вигорянь з шагом 0,5 ГВт·діб/тU.

Розрахунок питомої активності радіонуклідів у осклованих ВАВ від переробки ВТВЗ ВВЕР-440 на довільний момент часу виконувався за допомогою власної програми. Для зручності, радіонукліди розташовані в такому порядку, що ядра, які можуть розпадатися в  $i$ -тий радіонуклід, мають порядкові номери, менші за  $i$ .



Таблиця 2.5 – Продукти поділу

№	Радіонуклід	Тип розпаду	Період напіврозпаду, $T_{1/2}$ , років	ДК пер, Зв/Бк	ДК інг, Зв/Бк	Рівень звільн., Бк/г
1	$^3\text{H}$	$\beta$	12,3	1,8E-11	4,2E-11	1,E+02
2	$^{90}\text{Sr}$	$\beta$	29,1	2,8E-08	2,4E-08	1,E+00
3	$^{90}\text{Y}$	$\beta$	2,67 доби	2,7E-09	1,4E-09	1,E+03
4	$^{93}\text{Zr}$	$\beta$	1,53 E+06	2,8E-10	9,6E-09	1,E+01
5	$^{93\text{m}}\text{Nb}$	IT	13,6	1,2E-10	4,6E-10	1,E+01
6	$^{99}\text{Tc}$	$\beta$	2,13 E+05	7,8E-10	3,9E-09	1,E+00
7	$^{106}\text{Ru}$	$\beta$	1,01	7,0E-09	2,6E-08	1,E-01
8	$^{106}\text{Rh}$	$\beta$	29,92 секунд.	-	-	-
9	$^{107}\text{Pd}$	$\beta$	6,50 E+06	3,7E-11	8,0E-11	-
10	$^{125}\text{Sb}$	$\beta$	2,77	1,1E-09	4,5E-09	1,E-01
11	$^{125\text{m}}\text{Te}$	IT	58,0 доби	8,7E-10	3,3E-09	1,E+03
12	$^{129}\text{I}$	$\beta$	1,57 E+07	1,1E-07	3,7E-08	1,E-02
13	$^{134}\text{Cs}$	$\beta$	2, 06	1,9E-08	6,8E-09	1,E-01
14	$^{135}\text{Cs}$	$\beta$	2,3 E+06	2,0E-09	7,1E-10	1,E+02
15	$^{137}\text{Cs}$	$\beta$	30,0	1,3E-08	4,8E-09	1,E-01
16	$^{137\text{m}}\text{Ba}$	IT	2,552 хв	0,0E+00	0,0E+00	-
17	$^{144}\text{Ce}$	$\beta$	284,0 доби	5,2E-09	3,4E-08	1,E+01
18	$^{144}\text{Pr}$	$\beta$	0,288 годин	5,0E-11	1,8E-11	-
19	$^{147}\text{Pm}$	$\beta$	2,62	2,6E-10	4,7E-09	1,E+03
20	$^{151}\text{Sm}$	$\beta$	90,0	9,8E-11	3,7E-09	1,E+03
21	$^{154}\text{Eu}$	$\beta$	8,80	2,0E-09	5,0E-08	1,E-01
22	$^{155}\text{Eu}$	$\beta$	4,96	3,2E-10	6,5E-09	1,E+00

Таблиця 2.6 – Актиноїди

№	Радіонуклід	Тип розпаду	Період напіврозпаду $T_{1/2}$ , років	ДК пер Зв/Бк	ДК інг Зв/Бк	Рівень звільн., Бк/г
1	$^{244}\text{Cm}$	$\alpha$	18,1	1,2E-07	2,5E-05	1,E+00
2	$^{240}\text{Pu}$	$\alpha$	6,54 E+03	2,5E-07	4,7E-05	1,E-01
3	$^{236}\text{U}$	$\alpha$	2,34 E+07	7,9E-09	2,9E-06	1,E+01
4	$^{243}\text{Cm}$	$\alpha$	28,5	1,5E-07	2,9E-05	1,E+00
5	$^{243}\text{Am}$	$\alpha$	7,38 E+03	2,0E-07	3,9E-05	1,E-01
6	$^{239}\text{Np}$	$\beta$	2,36 доби	8,0E-10	9,0E-10	1,E+02
7	$^{239}\text{Pu}$	$\alpha$	2,41 E+04	2,5E-07	4,7E-05	1,E-01
8	$^{235}\text{U}$	$\alpha$	7,04 E+08	8,3E-09	2,8E-06	1,E+00
9	$^{241}\text{Pu}$	$\beta$	14,4	4,7E-09	8,5E-07	1,E+01
10	$^{241}\text{Am}$	$\alpha$	4,32 E+02	2,0E-07	3,9E-05	1,E-01
11	$^{237}\text{Np}$	$\alpha$	2,14 E+06	1,1E-07	2,1E-05	1,E+00
12	$^{242\text{m}}\text{Am}$	IT	1,52 E+02	1,9E-07	3,5E-05	1,E-01
13	$^{242}\text{Am}$	$\beta$	16,0 годин	3,0E-10	1,6E-08	1,E+03
14	$^{242}\text{Pu}$	$\alpha$	3,76 E+05	2,4E-07	4,4E-05	1,E-01
15	$^{238}\text{U}$	$\alpha$	4,47 E+09	7,6E-09	2,6E-06	1,E+00
16	$^{242}\text{Cm}$	$\alpha$	163 доби	1,2E-08	4,8E-06	1,E+01
17	$^{238}\text{Pu}$	$\alpha$	87,7	2,3E-07	4,3E-05	1,E-01
18	$^{234}\text{U}$	$\alpha$	2,44 E+05	8,3E-09	3,1E-06	1,E+00
19	$^{236}\text{Pu}$	$\alpha$	2,85	8,6E-08	1,8E-05	1,E+00
20	$^{232}\text{U}$	$\alpha$	72,0	3,7E-08	7,2E-06	1,E-01

Постійні розпаду радіонуклідів -  $\lambda_i$  розраховуються за формулою:

$$\lambda_i = \frac{\ln(2)}{T_{1/2(i)}} \quad (2.8),$$

де  $T_{1/2(i)}$  - період напіврозпаду  $i$ -того радіонукліда, с.

Вихідна кількість ядер радіонуклідів у ВАВ -  $N_{0i}$  визначається за формулою:

$$N_{0i} = k_i \cdot N_A \cdot \frac{m_{0i} \cdot 1000}{M_i} \quad (2.9),$$

де:  $k_i$  – коефіцієнт переходу  $i$ -того радіонукліду у ВАВ;

$N_A$  – число Авагадро, моль<sup>-1</sup>;

$m_{0i}$  – початкова питома концентрація  $i$ -того радіонукліда у ВТВЗ, кг/тU;

$M_i$  – молярна маса  $i$ -того радіонукліда, г/моль.

Коефіцієнти для врахування послідовного розпаду радіонуклідів -  $d_{ji}$  розраховуються за формулою:

$$d_{ji} = \begin{cases} \frac{\rho_{ji} \cdot \lambda_j}{\lambda_j - \lambda_i} & (\text{для } j = i - 1) \\ \frac{(\rho_{ji} \cdot \lambda_j + \sum_{k=j+1}^{i-1} d_{ki} \cdot \rho_{ki} \cdot \lambda_k)}{\lambda_j - \lambda_i} & (\text{для } 1 \leq j < i - 1) \end{cases} \quad (2.10),$$

де:  $\rho_{ji}$  – коефіцієнт розгалуження (імовірність розпаду  $j$ -того ядра в  $i$ -те).

Нормувальні коефіцієнти -  $C_i$  розраховуються за формулою:

$$C_i = N_{0i} + \sum_{j=1}^{i-1} d_{ji} \cdot N_{0j} \quad (2.11),$$

де:  $N_{0i}$  - вихідна кількість ядер  $i$ -того радіонукліду у ВАВ.

Кількість ядер  $i$ -того радіонукліда на момент часу  $T$  -  $N_i(T)$  визначається за формулою:

$$N_i(T) = C_i \cdot e^{-\lambda_i T} - \sum_{j=1}^{i-1} d_{ji} \cdot N_j(T) \quad (2.12),$$

Питома активність радіонуклідів на момент часу  $T$  розраховується за формулою:

$$A_i(T) = \frac{\lambda_i \cdot N_i(T)}{z \cdot \rho} \quad (2.13),$$

де:  $z$  - вихід (напрацювання) ВАВ, м<sup>3</sup>/т;

$\rho$  – густина осклованих ВАВ, г/м<sup>3</sup>.

Розрахунки виконувалися для наступних моментів часу: 23 (момент повернення ВАВ в Україну), 100, 300, 1 000, 10 000, 100 000, 1 000 000, 10 000 000, 100 000 000 років.

Для моделювання радіонуклідного складу ВАВ від переробки ВТВЗ використовувалися наступні характеристики технології переробки ВТВЗ на ПО «Маяк»:

- Частка включення у оскловані ВАВ цільових продуктів переробки, які вилучають при переробці ВЯП (ізотопи U, Pu, і Np) становить 2 % від їх вмісту у ВТВЗ [100, 147].
- Частка включення у оскловані ВАВ ізотопів  $^{99}\text{Tc}$  та  $^{129}\text{I}$  становить 1 % від їх вмісту у ВТВЗ [148];
- Частка включення у оскловані ВАВ інших радіонуклідів, що розглядалися, консервативно прийнята 100 % від їх вмісту у ВТВЗ.
- Вихід (напрацювання) ВАВ становить  $0,6 \text{ м}^3/\text{т}$  важкого металу ВЯП [147].
- Густина ВАВ –  $2500 \text{ кг}/\text{м}^3$  [147].

Радіонуклідний склад ВАВ моделювався на основі розрахункового радіонуклідного складу ВТВЗ реакторів ВВЕР - 440 типу РК із початковим збагаченням 3,6 %. Розрахунки виконані для наступних значень вигорання: 10, 20, 30 та 36 ГВт·діб/тU.

Для кожного радіонукліда оцінювалися: питома активність, еквівалент активності (далі ЕА) пероральний та інгаляційний (добутки активностей р/н на дозові коефіцієнти пероральний і інгаляційні відповідно), фактор токсичності (сума відношень активностей р/н до їхнього рівня звільнення). Аналізувалися внески даного радіонукліда у загальне сумарне значення аналізованих показників.

При початковому аналізі значимими приймалися радіонукліди, внесок яких у сумарне значення аналізованих показників у будь-який з моментів часу перевищував 1 %. Необхідно відзначити, що згідно [146] відносні похибки вихідних концентрацій для продуктів поділу складають 5 %, для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  – 7 %, для  $^{238}\text{U}$  – 0,4 %;  $^{232}\text{U}$ ,  $^{236}\text{Pu}$  та

інших актиноїдів – 15 %. Відповідно, вказаний критерій – 1 % від сумарної величини, - є сильно консервативним та дозволяє скоротити перелік значущих радіонуклідів при подальшому аналізі.

### 2.3.2 Аналіз результатів розрахунків

Результати моделювання питомої активності осклованих ВАВ від переробки ВЯП реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «МАЯК» для вигорання вихідного палива 10, 20, 30 та 36 ГВт·діб/тU представлені на рис. 2.7. Внесок продуктів поділу та актиноїдів у сумарну питому активність наведені на рис. 2.8 та 2.9 відповідно.

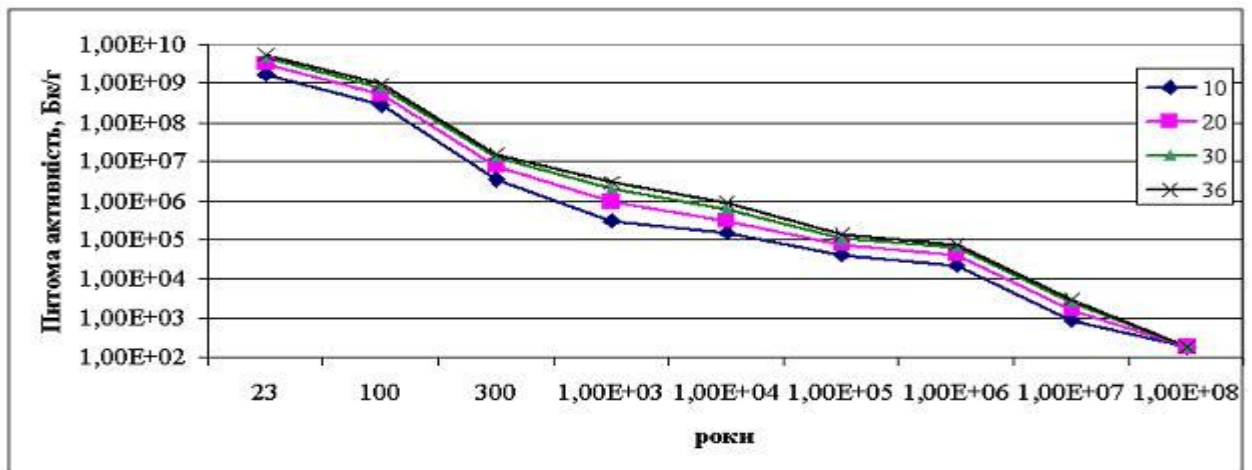


Рис. 2.7 – Динаміка змін питомої активності осклованих ВАВ для різних значень вигорання вихідного палива (відлік за шкалою часу - з моменту вивантаження ВЯП з реактору)

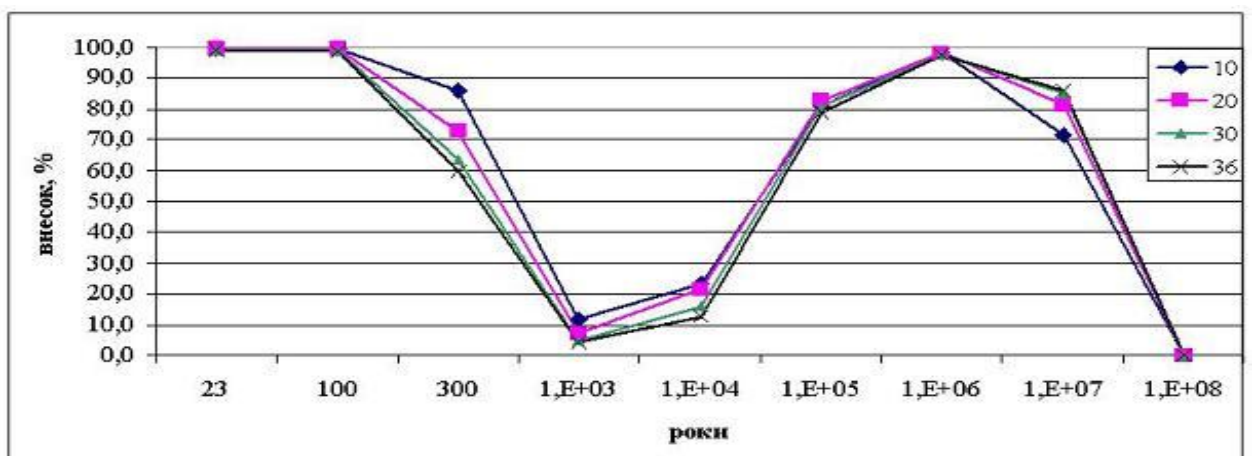


Рис. 2.8 – Внесок продуктів поділу у сумарну питому активність осклованих ВАВ для різних значень вигорання вихідного палива

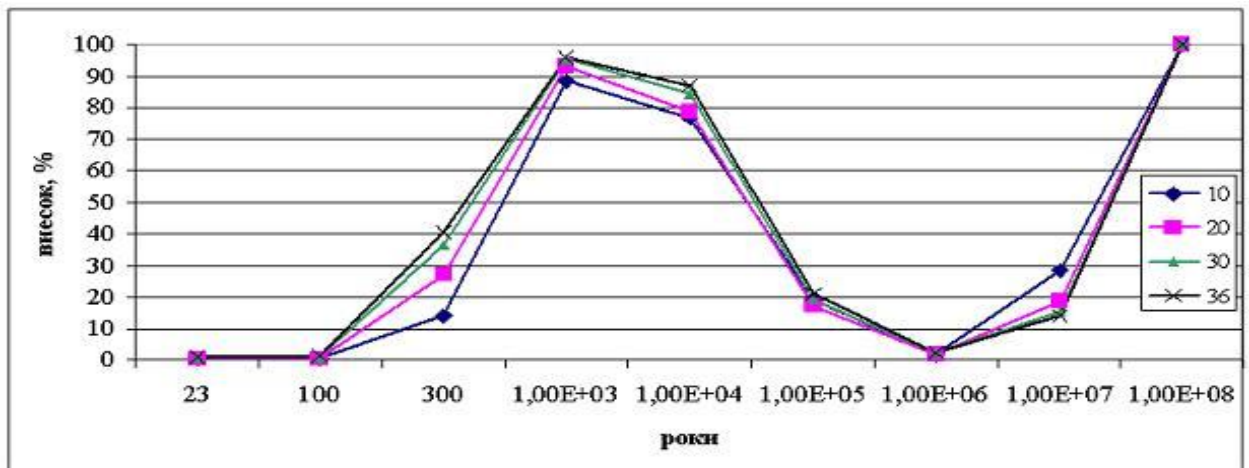


Рис. 2.9 – Внесок актиноідів у сумарну питому активність осклованих ВВВ для різних значень вигорання вихідного палива.

Питома активність осклованих ВВВ помітно залежить від вигорання вихідного палива (рис. 2.7). Зокрема, на момент повернення осклованих ВВВ в Україну, їх питома активність для вихідного палива з вигоранням 36 ГВт·діб/тU більше ніж у 3 рази перевищує питому активність для палива з вигоранням 10 ГВт·діб/тU. Спочатку це перевищення зростає і досягає максимального значення (~9) для витримки близько 1 000 років, після чого починає зменшуватись. Через  $10^8$  років це перевищення складає лише ~2 %.

Внески в сумарну питому активність осклованих ВВВ від продуктів поділу та актиноідів істотно залежать від часу витримки та вигорання вихідного ВЯП. При цьому, якісно їх динаміка у часі однакова для різного рівня вигорання. На момент повернення ВВВ в Україну внесок продуктів поділу складає близько 99 % сумарної питомої активності відходів (рис. 2.8). При наступній витримці він зменшується і досягає мінімуму при витримці ~1000 років. Далі цей внесок починає зростати і досягає максимуму (близько 98 %) при витримці  $\sim 10^6$  років, після чого знов спадає до рівня менше 0,1 % при витримці  $10^8$  років. Відповідно, внесок актиноідів має протилежну динаміку (рис. 2.9).

Враховуючи спокійний характер залежності питомої активності від вигорання вихідного палива, та той факт, що всі інші аналізовані характеристики є добутком питомої активності радіонуклідів на постійні

коефіцієнти, інші результати представлені далі лише для крайніх значень 10 та 36 ГВт·діб/тU.

Результати моделювання сумарних внесків продуктів поділу та актиноїдів у питому активність, пероральний та інгаляційний еквіваленти активності та фактор токсичності ВАВ, для вигорання вихідного палива 10 ГВт·діб/тU та 36 ГВт·діб/тU наведені у табл. 2.7 та 2.8 відповідно.

Як видно з наведених даних, пероральний ЕА на момент передачі ВАВ переважно визначається внеском продуктів поділу, проте внесок актиноїдів у нього більш значний у порівнянні з питомою активністю ВАВ та збільшується від 1 до 9 % в залежності від вигорання. При витримці ВАВ до 300 років, пероральний ЕА швидко зменшується і після 1000 років він визначається переважно актиноїдами. При витримках  $10^6$ - $10^7$  років спостерігається другий максимум внеску продуктів поділу у пероральний ЕА, проте, навіть у цей період внесок актиноїдів є визначальним.

Суттєвий внесок продуктів поділу у сумарний інгаляційний ЕА ВАВ спостерігається лише для малих вигорянь та витримки до 100 років. Проте, із зростанням вигорання він швидко спадає і для вигорання 36 ГВт·діб/тU складає лише 3 % від сумарного. Враховуючи, що при експлуатації реакторів намагаються забезпечувати максимальні вигорання палива, слід очікувати, що інгаляційний ЕА буде практично визначатися актиноїдами для будь яких часів витримки.

Динаміка внеску продуктів поділу до сумарного фактору токсичності близька до їх внеску до питомої активності. Зокрема, на момент передачі сумарний фактор токсичності визначається практично лише продуктами поділу. Їх внесок стрімко зменшується до нуля при витримці  $10^3$  років, потім збільшується і досягає максимуму при витримці  $10^6$ - $10^7$  років та у подальшому зменшується до знехтуваних величин.

Таблиця 2.7 – Внески, (%), продуктів поділу та актиноїдів у сумарні аналізовані характеристики ВАВ, для вигорання 10 ГВт•діб/тU

	Витримка, років	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
<b>Питома активність</b>	Продукти поділу	100	100	86	12	23	81	98	72	0
	Актиноїди	0	0	14	88	77	19	2	28	100
<b>ЕА пероральний</b>	Продукти поділу	99	95	19	0	0	1	40	19	0
	Актиноїди	1	5	81	100	100	99	60	81	100
<b>ЕА інгаляційний</b>	Продукти поділу	27	6	0	0	0	0	3	0	0
	Актиноїди	73	94	100	100	100	100	97	100	100
<b>Фактор токсичності</b>	Продукти поділу	100	99	61	0	0	5	84	45	1
	Актиноїди	0	1	39	100	100	95	16	55	99

Таблиця 2.8 – Внески, (%), продуктів поділу та актиноїдів у сумарні аналізовані характеристики ВАВ, для вигорання 36 ГВт•діб/тU

	Витримка, років	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
<b>Питома активність</b>	Продукти поділу	99	99	60	4	13	79	98	86	0
	Актиноїди	1	1	40	96	87	21	2	14	100
<b>ЕА пероральний</b>	Продукти поділу	91	80	6	0	0	1	16	18	1
	Актиноїди	9	20	94	100	100	99	84	82	99
<b>ЕА інгаляційний</b>	Продукти поділу	3	1	0	0	0	0	1	0	0
	Актиноїди	97	99	100	100	100	100	99	100	100
<b>Фактор токсичності</b>	Продукти поділу	99	97	33	0	0	5	70	71	5
	Актиноїди	1	3	67	100	100	95	30	29	95

З точки зору найбільшої чутливості до внеску актиноїдів, на момент передачі ВАВ до України з аналізованих характеристик ВАВ найкращім вбачається пероральний еквівалент активності. Проте, навіть для нього максимальний внесок актиноїдів складає лише 9 %, в той час як їх вплив при подальшій витримці значно суттєвіший. Тому, можна зробити висновок, що,



незалежно від обраного еквіваленту активності, крім рівності сумарних значень необхідно забезпечити відповідну рівність і окремо для актиноїдів.

Результати моделювання питомої активності для вигорання вихідного палива 10 ГВт·діб/тU наведені на рисунку 2.10. Внески окремих продуктів поділу та актиноїдів у сумарну питому активність представлені на рисунках 2.11 та 2.12 відповідно.

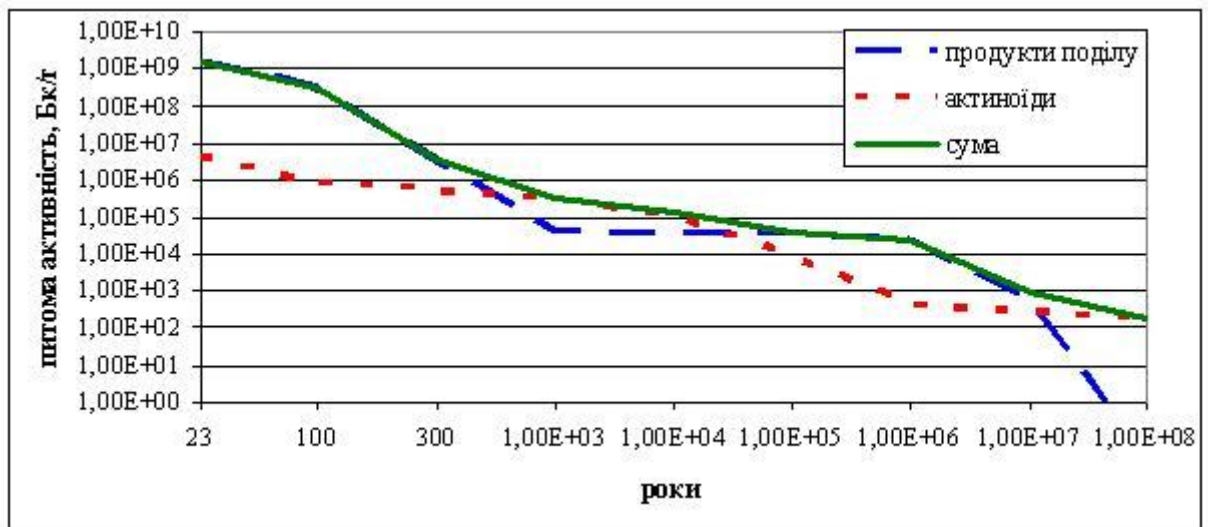


Рис. 2.10. Питома активність осклованих ВАВ (вигорання 10 ГВт·діб/тU).

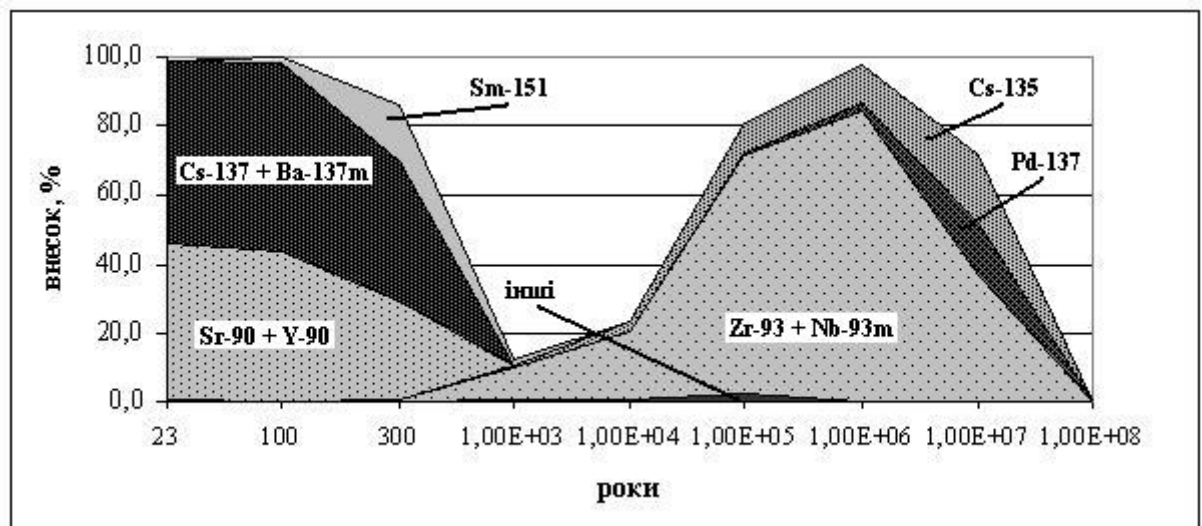


Рис. 2.11. Внесок продуктів поділу у питому активність осклованих ВАВ (вигорання 10 ГВт·діб/тU).

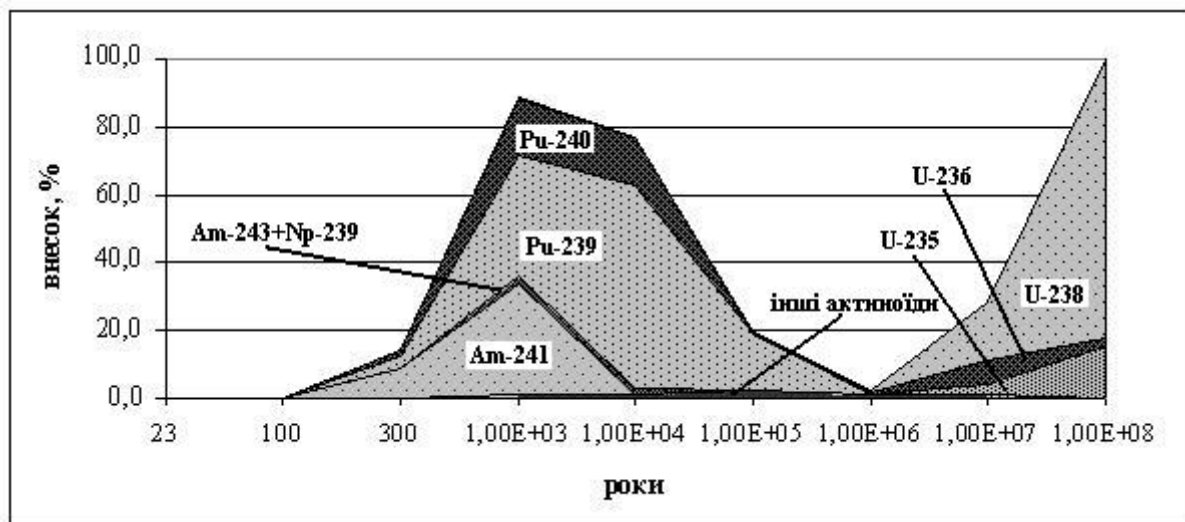


Рис. 2.12. Внесок актиноїдів у питому активність осклованих ВВВ (вигорання 10 ГВт·діб/тU).

Як видно з наведених даних, при вигоранні вихідного палива 10 ГВт·діб/тU для часу витримки до 100 років та навколо  $10^6$  років сумарна питома активність осклованих ВВВ практично повністю визначається продуктами поділу. Перший максимум визначається радіонуклідами  $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$ ,  $^{137}\text{Cs}+^{137\text{m}}\text{Ba}$  та  $^{151}\text{Sm}$ , другий –  $^{93}\text{Zr}+^{93\text{m}}\text{Nb}$ ,  $^{107}\text{Pd}$  та  $^{135}\text{Cs}$ . При цьому активність вказаних дочірніх радіонуклідів повністю визначається активністю материнських ядер. Максимальний внесок інших продуктів поділу не перевищує 2%. Внесок актиноїдів стає визначальним для витримки близько 1 000 років та  $10^8$  років і більше. Перший максимум визначається ізотопами америцію, плутонію та нептунію:  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}+^{239}\text{Np}$ , другий - ізотопами урану:  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ .

Результати моделювання для вигорання вихідного палива 36 ГВт·діб/тU представлені на рисунках 2.13 – 2.15.

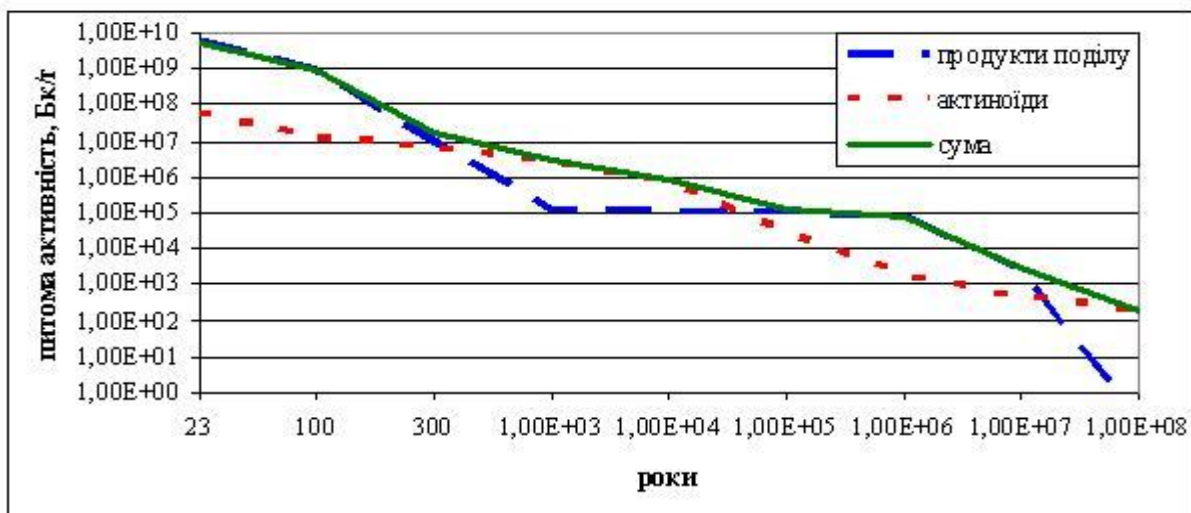


Рис. 2.13 Питома активність осклованих ВАВ. (вигорання 36 ГВт діб/тU)

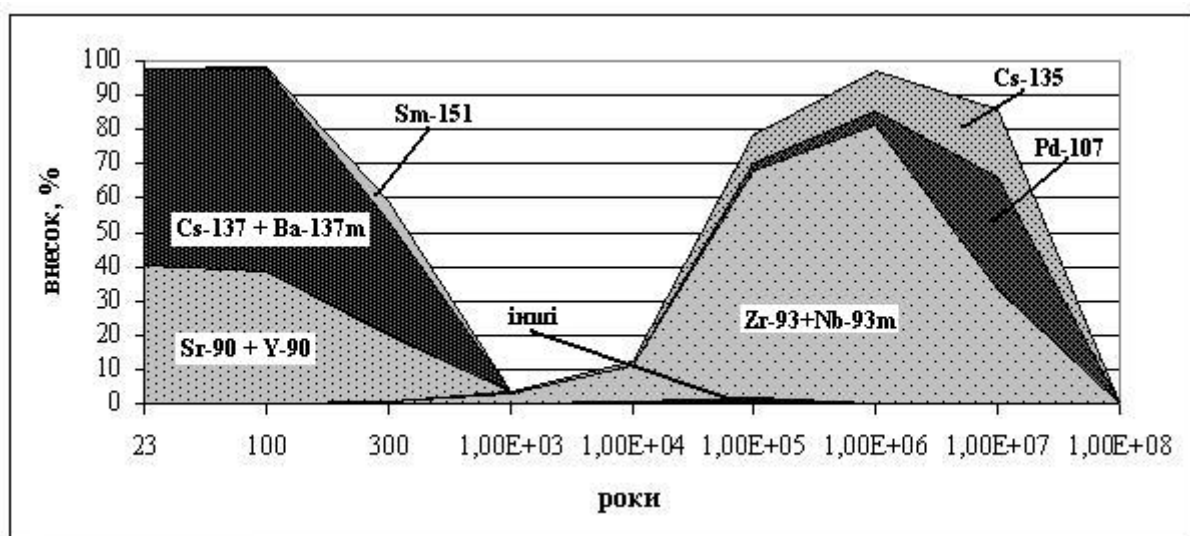


Рис. 2.14 Внесок продуктів поділу у питому активність осклованих ВАВ. (вигорання 36 ГВт діб/тU)

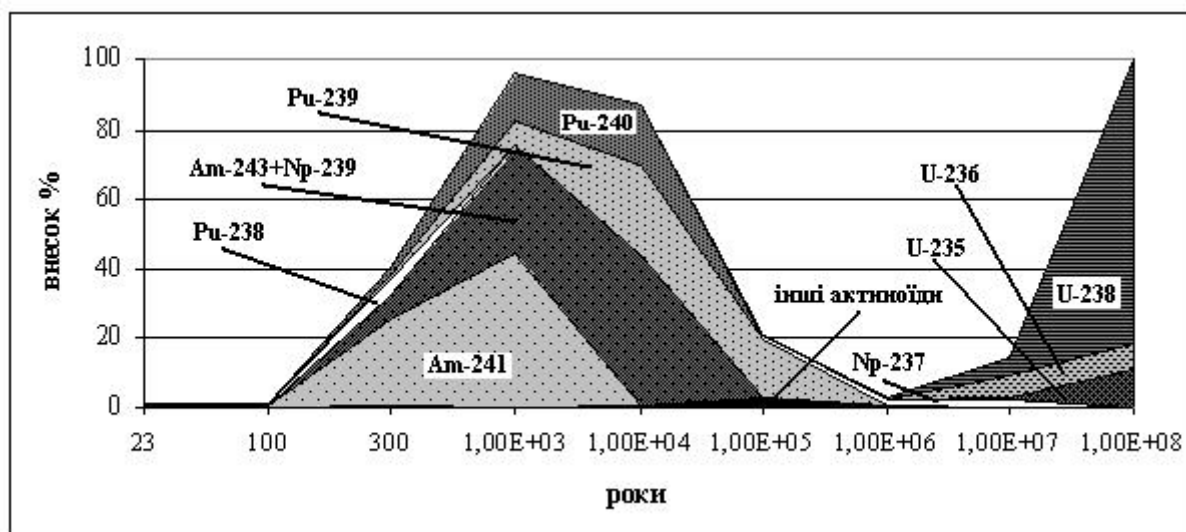


Рис. 2.15 Внесок актиноїдів у питому активність осклованих ВАВ (вигорання 36 ГВт діб/тU).

Як видно з порівняння рисунків 2.10-2.12 та рисунків 2.13–2.15 переліки основних радіонуклідів та динаміка змін їх внесків при вигорянні вихідного палива 36 ГВт·діб/тU подібна до результатів для вигоряння 10 ГВт·діб/тU. Найбільш вагома відмінність спостерігається для внеску актиноїдів  $^{243}\text{Am}+^{239}\text{Np}$ . Також, при вигорянні вихідного палива 36 ГВт·діб/тU, до переліку визначених вище основних актиноїдів додаються  $^{238}\text{Pu}$  та  $^{237}\text{Np}$  внески яких перевищують 1 %.

У табличній формі результати моделювання внесків окремих радіонуклідів у питому активність, пероральний та інгаляційний еквіваленти активності та фактор токсичності ВАВ для вигоряння вихідного палива 10 ГВт·діб/тU та 36 ГВт·діб/тU наведений у Додатку Б. Узагальнені результати аналізу значимості радіонуклідів, що входять до складу ВАВ, наведені в табл. 2.9.

Таблиця 2.9 – Результати оцінки значущості радіонуклідів, що входять до складу ВАВ, у період зберігання ВАВ від 23 до  $10^8$  років

Радіонуклід	Питома активність	ЕА пероральний	ЕА інгаляційний	Фактор токсичності
$^3\text{H}$				
$^{90}\text{Sr}$	+	+	+	+
$^{90}\text{Y}$	+	+	+	
$^{93}\text{Zr}$	+	+	+	+
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	+	+		+
$^{99}\text{Tc}$	+			+
$^{106}\text{Ru}$				
$^{106}\text{Rh}$		Н.в.	Н.в.	Н.в.
$^{107}\text{Pd}$	+			Н.в.
$^{125}\text{Sb}$				
$^{125\text{m}}\text{Te}$				
$^{129}\text{I}$		+		+

<b>Радіонуклід</b>	<b>Питома активність</b>	<b>ЕА пероральний</b>	<b>ЕА інгаляційний</b>	<b>Фактор токсичності</b>
$^{134}\text{Cs}$				
$^{135}\text{Cs}$	+	+		
$^{137}\text{Cs}$	+	+	+	+
$^{137\text{m}}\text{Ba}$	+	Н.В.	Н.В.	Н.В.
$^{144}\text{Ce}$				
$^{144}\text{Pr}$				Н.В
$^{147}\text{Pm}$				
$^{151}\text{Sm}$	+			
$^{154}\text{Eu}$				+
$^{155}\text{Eu}$				
$^{244}\text{Cm}$		+	+	
$^{240}\text{Pu}$	+	+	+	+
$^{236}\text{U}$	+	+	+	+
$^{243}\text{Cm}$			+	
$^{243}\text{Am}$	+	+	+	+
$^{239}\text{Np}$	+			
$^{239}\text{Pu}$	+	+	+	+
$^{235}\text{U}$	+	+	+	+
$^{241}\text{Pu}$			+	
$^{241}\text{Am}$	+	+	+	+
$^{237}\text{Np}$	+	+	+	+
$^{242\text{m}}\text{Am}$			+	
$^{242}\text{Am}$				
$^{242}\text{Pu}$	+	+	+	+
$^{238}\text{U}$	+	+	+	+
$^{242}\text{Cm}$				

Радіонуклід	Питома активність	ЕА пероральний	ЕА інгаляційний	Фактор токсичності
$^{238}\text{Pu}$	+	+	+	+
$^{234}\text{U}$	+	+	+	+
$^{236}\text{Pu}$				
$^{232}\text{U}$				

+ - радіонуклід вносить істотний внесок у сумарний показник

Н.в. - внесок радіонукліду не визначений, через невизначеність відповідних коефіцієнтів

З результатів аналізу можна зробити висновок, що з 22 продуктів поділу значущий внесок у сумарне значення аналізованих показників для ВАВ вносять наступні радіонукліди:  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{93\text{m}}\text{Nb}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{107}\text{Pd}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ . При цьому активності короткоживучих  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{93\text{m}}\text{Nb}$ - і  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ - повністю визначаються активністю материнського ядра, відповідно їхній внесок, може враховуватися в коефіцієнті для цього ядра.

Радіонукліди  $^{107}\text{Pd}$  і  $^{151}\text{Sm}$  вносять суттєвий внесок лише у сумарну питому активність ВАВ. При цьому їх внесок у інші аналізовані характеристики, що визначають вплив таких ВАВ на людину, складають менше 1 %. Відповідно, для визначення еквівалентності ВАВ їх можна не розглядати.

Для подальшого аналізу досліджувалося відношення початкової молярної кількості речовини (маса радіонукліда, ділена на його молярну масу) значимих радіонуклідів до сумарної кількості речовини  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$ , які визначають активність ВАВ на момент передачі, для різних значень вигорання палива. У табл. 2.10 представлені результати розрахунків такого відношення при різних значеннях вигорання. (Відносні похибки розрахункових значень становлять близько 6 %)

Таблиця 2.10 – Відношення початкової кількості речовини радіонуклідів до сумарної початкової кількості речовини  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$

	Вигоряння палива, ГВт•діб/тU									
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50
<b>Sr-90</b>	0,46	0,46	0,45	0,44	0,43	0,42	0,42	0,41	0,40	0,40
<b>Cs-137</b>	0,54	0,54	0,55	0,56	0,57	0,58	0,58	0,59	0,60	0,60
<b>Tc-99</b>	0,52	0,53	0,53	0,53	0,53	0,53	0,53	0,53	0,53	0,53
<b>Zr-93</b>	0,53	0,53	0,53	0,52	0,52	0,52	0,52	0,52	0,52	0,52
<b>Cs-135</b>	0,21	0,21	0,22	0,22	0,22	0,22	0,22	0,22	0,22	0,22
<b>I-129</b>	0,07	0,07	0,08	0,08	0,08	0,08	0,09	0,09	0,09	0,09

З табл. 2.10 видно, що для  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{135}\text{Cs}$  зміна відношення у всьому діапазоні вигорянь перебуває в межах похибки та, відповідно, початкова активність даних радіонуклідів повністю корелює із сумарною активністю  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$ . Відповідно, ці радіонукліди можуть не враховуватися для визначення еквівалентності ВАВ.

Враховуючи вищезначене, з 22 продуктів поділу для визначення еквівалентності ВАВ можна розглядати як значущі тільки 3 радіонукліди:  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  та  $^{129}\text{I}$ .

З результатів аналізу можна зробити висновок, що з 20 актиноїдів з урахуванням розпаду по ланцюжках значущий внесок у сумарне значення аналізованих показників для ВАВ вносять наступні радіонукліди:  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{234}\text{U}$ .

$^{243}\text{Cm}$  дає внесок 1 % лише у інгаляційний ЕА при вигорянні палива 36 ГВт•діб/тU, що менше похибки розрахунків. При менших вигоряннях його внесок менше 1 %. Відповідно  $^{243}\text{Cm}$  можна виключити з переліку значущих актиноїдів.

Враховуючі співвідношення періодів напіврозпаду для часів витримки, що розглядаються, активність  $^{239}\text{Np}$  повністю визначається активністю

материнського  $^{243}\text{Am}$ , і відповідно його внесок може бути врахований в коефіцієнті для материнського ядра.

Ізотопи урану дають значущі внески у аналізовані параметри при витримці більше  $10^6$  років. Враховуючи, що 98 % ізотопів урану вилучається при переробці, а їх вплив близький до впливу уранової руди, їх також можна виключити з переліку значущих для розрахунку еквівалентності ВАВ.

Відповідно, з 20 аналізованих актиноїдів значущими радіонуклідами для встановлення еквівалентності ВАВ є наступні:  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ .

За умови зменшення періоду, що розглядається, до значень менше  $10^6$  років з розгляду також можна виключити  $^{129}\text{I}$ ,  $^{237}\text{Np}$  та  $^{242}\text{Pu}$ .

## **2.4 Обґрунтування критерію еквівалентності**

### **2.4.1 Вимоги до критерію еквівалентності для ВАВ від переробки ВЯП**

У загальному випадку радіоактивні відходи із різним радіонуклідним складом можна вважати еквівалентними, якщо вплив даних відходів на людину буде однаковим на всіх етапах наступного поводження з ними.

Поводження в Україні з осклованими ВАВ від переробки ВЯП буде включати наступні основні етапи:

- транспортування;
- довгострокове зберігання до захоронення;
- захоронення в сховищі, яке розташоване в глибоких стабільних геологічних формаціях (далі геологічне сховище).

Еквівалентність ВАВ, отриманих від переробки українського ВЯП, і змішаних ВАВ, що повертаються в Україну, повинна визначатися на основі порівняння оцінок (даних) впливу радіонуклідів на людину при всіх вищезгаданих етапах. При цьому необхідно розглядати та порівнювати:

- поточне опромінення (нормальна діяльність);
- потенційне опромінення (аварійні події).



При розробці та обґрунтуванні вимог до критерію еквівалентності таких ВАВ приймалася до уваги їхня форма - скляна матриця, розміщена у формотворчих бідонах і герметичних пеналах, а також те, що радіонуклідний склад ВАВ, що повертаються в Україну, визначається радіонуклідним складом ВТВЗ реакторів ВВЕР-440, що переробляються. Обраний критерій еквівалентності повинен забезпечувати виконання наступних вимог з урахуванням похибок вимірів або розрахункових оцінок відповідних величин:

**1. Вимога по обмеженню поточного опромінення людей при транспортуванні та довгостроковому зберіганні ВАВ (Вимога 1)**

Можна обґрунтовано припустити, що під час транспортування та довгострокового зберігання вихід радіоактивних речовин у навколишнє середовище зі скляної матриці буде несуттєвим. Відповідно, як міру еквівалентності при даній діяльності можна розглядати потужність еквівалентної дози випромінювання (далі ПЕД) від упаковок ВАВ.

Для еквівалентності відходів повинне виконуватися умова:

$$ПЕД^{екв} = ПЕД^{укр} \quad (2.14),$$

де:  $ПЕД^{екв}$  – потужність  $\gamma$ - випромінювання від упаковок ВАВ, що повертаються;

$ПЕД^{укр}$  – потужність  $\gamma$ - випромінювання від упаковок ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ.

**2. Вимога по обмеженню поточного опромінення людей при захороненні ВАВ в геологічному сховищі (Вимога 2)**

На сьогоднішній день вважається, що інженерні бар'єри геологічного сховища повинні зберігати цілісність протягом близько 1000 років. Далі може відбуватися їхнє руйнування та поступова міграція радіонуклідів у навколишнє середовище. Вплив радіонукліда, що мігрує з геологічного сховища, на критичну групу людей залежить від міграційних характеристик радіонукліда, його періоду напіврозпаду, радіотоксичності та ін. Як показник

радіаційного впливу і-го радіонукліда на людей можна використовувати інтегральну за часом питому дозу  $D_i$ , одержувану людиною (представником гіпотетичної критичної групи людей) внаслідок міграції радіонукліда з геологічного сховища.

Відповідно, для еквівалентності відходів повинна виконуватися умова:

$$\sum A_i^{екв} \cdot D_i = \sum A_i^{укр} \cdot D_i \quad (2.15),$$

де:  $A_i^{укр}$  - активність і-го радіонукліда в упаковках ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ;

$A_i^{екв}$  - активність і-го радіонукліда в упаковках ВАВ, що повертаються;

$D_i$  - інтегральна за часом питома доза при надходженні і-го радіонукліда в організм людини.

### **3. Вимога по обмеженню потенційного опромінення людей при транспортуванні та довгостроковому зберіганні ВАВ (Вимога 3)**

Потенційне опромінення обумовлене можливими аварійними подіями. Найнебезпечнішою можна вважати подію, що призводить до руйнування упаковки ВАВ з наступним інгаляційним надходженням радіонуклідів в організм людини. Як показник радіаційного впливу радіонуклідів на людей можна використовувати сумарний інгаляційний дозовий еквівалент ( $E_{потен}$ ) (сума добутку активності і-го радіонукліда і його питомої радіотоксичності при інгаляційному надходженні в організм людини).

Для еквівалентності відходів повинна виконуватися умова:

$$E_{потен}^{екв}(T_{поверн}) = E_{потен}^{укр}(T_{поверн}) \quad (2.16),$$

де:  $E_{потен}^{укр}$  – сумарний інгаляційний дозовий еквівалент упаковок ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ;

$E_{потен}^{екв}$  – сумарний інгаляційний дозовий еквівалент упаковок ВАВ, що повертаються;

$T_{поверн}$  – момент повернення упаковок ВАВ в Україну.

### **4. Вимога по обмеженню потенційного опромінення людей при захороненні ВАВ в геологічному сховищі (Вимога 4)**

Потенційне опромінення обумовлене можливими аварійними подіями - випадковими вторгненнями в сховище через 1000 років після передачі упаковок ВАВ в Україну. Критерієм еквівалентності для такої події також може бути обраний сумарний інгаляційний дозовий еквівалент.

Для еквівалентності відходів повинна виконуватися умова:

$$E^{екв}_{потен}(T_{вторгн}) = E^{укр}_{потен}(T_{вторгн}) \quad (2.17),$$

де:  $E^{укр}_{потен}$  – сумарний інгаляційний дозовий еквівалент упаковок ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ;

$E^{екв}_{потен}$  – сумарний інгаляційний дозовий еквівалент упаковок ВАВ, що повертаються;

$T_{вторгн}$  – момент потенційного вторгнення в сховище через 1000 років після передачі упаковок ВАВ в Україну.

#### **5. Вимога по обмеженню кількості (об'єму) ВАВ, що повертаються (Вимога 5)**

Можливе розходження радіонуклідного складу ВАВ від переробки ВТВЗ українських АЕС і ВАВ, що повертаються в Україну, не повинне призводити до збільшення кількості упаковок, що повертаються, і об'єму ВАВ.

Для еквівалентності відходів повинне виконуватися умова:

$$V^{екв} = V^{укр} \quad (2.18),$$

де:  $V^{екв}$  – сумарний об'єм упаковок ВАВ, що повертаються;

$V^{укр}$  – сумарний об'єм упаковок ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ.

#### **2.4.2 Підхід, використаний у Методиці**

У Методиці ВАВ в якості критерію еквівалентності обраний сумарний еквівалент активності радіонуклідів - сума добутоків активності радіонуклідів на безрозмірні коефіцієнти впливу, що враховують ступінь впливу даних радіонуклідів на людину. Коефіцієнти впливу обрані рівними значенням

дозових коефіцієнтів радіонуклідів для перорального надходження, які визначені у Основних нормах безпеки [149], що діяли на момент розробки Методики ВАВ.

$$E = \sum B_i \cdot A_i \quad (2.19),$$

де:  $E$  – сумарний ЕА радіонуклідів;

$B_i$  - безрозмірний коефіцієнт впливу, що дорівнює пероральному дозовому коефіцієнту  $i$ -го радіонукліда;

$A_i$  – активність  $i$ -го радіонукліда у ВАВ.

Дозові коефіцієнти та коефіцієнти впливу для продуктів поділу, які враховуються в рамках Методики ВАВ, наведені в табл. 2.11, а для актиноїдів - у табл. 2.12. Обраний критерій враховує відносну радіотоксичність радіонуклідів у ВАВ. При даному підході довгоживучі актиноїди вносять істотний вклад у сумарний ЕА, що дозволяє адекватніше враховувати вплив відходів не тільки на момент передачі, але й на наступних етапах поводження з ВАВ.

Таблиця 2.11 – Дозові коефіцієнти та коефіцієнти впливу для продуктів поділу

№	Радіонуклід	Період напіврозпаду $T_{1/2}$ , років	Дозовий коефіцієнт, пероральний [149], Зв/Бк	Коефіцієнт впливу [2]
1	$^{90}\text{Sr}$	29,1	2,8 E-08	3,07 E-08
1.1	$^{90}\text{Y}^*$	2,67 доби	2,7 E-09	
2	$^{137}\text{Cs}$	30,0	1,3 E-08	1,3 E-08
2.1	$^{137\text{m}}\text{Ba}^*$	2,552 хв	-	

\*- Внесок врахований у коефіцієнті впливу материнського ядра

Таблиця 2.12 – Дозові коефіцієнти та коефіцієнти впливу для актиноїдів

№	Радіонуклід	Період напіврозпаду $T_{1/2}$ , років	Дозовий коефіцієнт, пероральний [149], Зв/Бк	Коефіцієнт впливу [2]
1	$^{244}\text{Cm}$	18,1	1,2 E-07	1,2 E-07
2	$^{240}\text{Pu}$	6,54 E+03	2,5 E-07	2,5 E-07
3	$^{243}\text{Am}$	7,38 E+03	2,0 E-07	2,01 E-07
3.1	$^{239}\text{Np}^*$	2,36 доби	8,0 E-10	
4	$^{239}\text{Pu}$	2,41 E+04	2,5 E-07	2,5 E-07
5	$^{241}\text{Pu}$	14,4	4,8 E-09	4,8 E-09
6	$^{241}\text{Am}$	4,32 E+02	2,0 E-07	2,0 E-07
7	$^{238}\text{Pu}$	87,7	2,3 E-07	2,3 E-07

\*- Внесок врахований у коефіцієнті впливу материнського ядра

Слід зазначити, що хоча на даний момент Основні норми безпеки [149] переглянуті та замінені на [145], значення перорального дозового коефіцієнту змінилося лише для  $^{241}\text{Pu}$  – воно дорівнює  $4,7 \cdot 10^{-9}$ , тобто зменшилося на 2 %, а для інших радіонуклідів їх значення не змінилися.

Основною умовою еквівалентності партій ВТВЗ (далі Умова 1), відправлених на переробку та ВАВ, що повертаються в Україну, обрана рівність сумарних ЕА радіонуклідів на момент повернення.

$$E_{\text{BAВ}} = E_{\text{ВТВЗ}} \quad (2.20),$$

де  $E_{\text{BAВ}}$  - сумарний ЕА радіонуклідів у ВАВ, що повертаються;

$E_{\text{ВТВЗ}}$  - сумарний ЕА радіонуклідів у ВТВЗ, які відправлені на переробку, з урахуванням вилучення продуктів переробки.

Додатковою умовою (далі Умова 2) є рівність сумарного ЕА актиноїдів у ВАВ та сумарного ЕА актиноїдів в ВТВЗ у межах похибки визначення.

$$E^{\text{Акм}}_{\text{ВТВЗ}} - \Delta E^{\text{Акм}}_{\text{ВТВЗ}} \leq E^{\text{Акм}}_{\text{BAВ}} \leq E^{\text{Акм}}_{\text{ВТВЗ}} + \Delta E^{\text{Акм}}_{\text{ВТВЗ}}, \quad (2.21),$$

де:  $E^{\text{Акм}}_{\text{BAВ}}$  - сумарний ЕА актиноїдів у ВАВ, що повертаються;

$E^{Акм}_{ВТВЗ}$  - сумарний ЕА актиноїдів у ВТВЗ, які відправлені на переробку, з урахуванням вилучення продуктів переробки;

$\Delta E^{Акм}_{ВТВЗ}$  – похибка визначення сумарного ЕА актиноїдів у ВТВЗ, які відправлені на переробку, з урахуванням вилучення продуктів переробки.

Також в основних положеннях Методики ВАВ зафіксований ряд додаткових вимог до ВАВ, а саме:

- радіонуклідний склад ВАВ, що повертаються в Україну, визначається радіонуклідним складом ВТВЗ реакторів ВВЕР-440, що переробляються;
- питома сумарна активність ВАВ, що повертаються, повинна становити  $150 \pm 20$  Ки/кг, при цьому тепловиділення ВАВ не повинне перевищувати  $2 \text{ кВт/м}^3$ ;
- маса осклованих ВАВ в бідоні не повинна перевищувати 500 кг.

### **2.4.3 Аналіз виконання вимог при використанні обраного критерію еквівалентності**

Для аналізу виконання вимог при використанні обраного критерію еквівалентності використовувались результати розрахунків радіонуклідного складу ВАВ, які мають утворюватись від переробки ВТВЗ реакторів ВВЕР - 440 за технологією «ПО «МАЯК» за алгоритмом, описаним у п. 2.4.1.

На момент передачі сумарна активність ВАВ більше ніж на 90% визначається продуктами поділу, а саме  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$  із врахуванням дочірніх радіонуклідів. Ланцюжок  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$  є джерелом виключно  $\beta$ -випромінювання. Ланцюжок  $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$  є джерелом як  $\beta$  так і  $\gamma$  випромінювання. Товщина стінок бідону складає 4 мм, та пеналу – 5 мм сталі, що значно більше довжини пробігу  $\beta$ - частинки, тому  $\beta$ -випромінювання повністю екранується упаковкою ВАВ – бідонами та пеналом. Враховуючи відносно невелику енергію  $\beta$ - випромінювання (максимальна енергія для  $^{90}\text{Y} \approx 2,3 \text{ МеВ}$ ), яка суттєво менше критичної енергії для заліза ( $\approx 22 \text{ МеВ}$ ), при гальмуванні таких  $\beta$  частинок іонізаційні

втрати енергії превалюють над радіаційними, вихід фотонів характеристичного та гальмівного випромінювання не перевищує кількох процентів на  $\beta$  - частинку. Також, характеристичне та гальмівне рентгенівське випромінювання ослаблюється в стінках бідону та пеналу значно сильніше за  $\gamma$  випромінювання з енергією 611 кеВ, яке випромінюється  $^{137m}\text{Ba}$ . Згідно розрахунків, активність  $^{90}\text{Sr}$  у ВАВ від переробки ВЯП близька до активності  $^{137}\text{Cs}$  (детальніше див табл. 2.13), а активність дочірніх ядер для часів витримки 23 роки та більше повністю визначається материнськими. Враховуючи вищенаведене можна вважати, що ПЕД при транспортуванні та тимчасовому зберіганні ВАВ переважно буде визначатися активністю  $^{137}\text{Cs}$ .

Початкова концентрація продуктів поділу у ВТВЗ визначається двома конкуруючими процесами – їх утворенням при поділі подільних матеріалів у паливі та випалюванні при захваті нейтронів. Для реакторів ВВЕР-440 не використовується МОКС паливо. На початку компанії основним подільним радіонуклідом є  $^{235}\text{U}$ , напрацювання  $^{239}\text{Pu}$  та інших актиноїдів відбувається виключно під час паливної компанії і визначається вигоранням палива. Відповідно, утворення продуктів поділу має бути функцією від вигорання палива. Випалювання продуктів поділу залежить від їх перерізів, які є фізичними константами, та флюенсу нейтронів, який визначається вигоранням палива. Враховуючи вищенаведене, співвідношення активностей  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$  у ВАВ має визначатися середнім вигоранням палива. Розрахований для цілей аналізу відносний внесок  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$  у суму їх активностей залежно від вигорання для ВТВЗ ВВЕР-440 на момент 23 роки від вивантаження ВТВЗ з реактора представлений у табл.2.13.

Таблиця 2.13 – Відносний внесок  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$  у їх сумарну активність, %

	Вигорання палива, ГВт·діб/тU									
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50
$^{90}\text{Sr}$	46	46	45	44	43	42	42	41	40	40
$^{137}\text{Cs}$	54	54	55	56	57	58	58	59	60	60

Як видно з наведених даних, зміна внеску в сумарну активність  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$  у всьому діапазоні вигорання не перевищує 6 %.

Розрахований для цілей аналізу внесок актиноїдів у сумарний еквівалент активності в залежності від вигорання для ВТВЗ ВВЕР-440 на момент через 23 роки від вивантаження ВТВЗ з реактора представлений у табл. 2.14.

Таблиця 2.14 – Внесок актиноїдів у сумарний еквівалент активності на момент передачі ВАВ залежно від вигорання ВТВЗ

Вигорання палива, ГВт·діб/тU	10	20	30	36
Внесок актиноїдів, %	0,95	2,85	6,27	9,19

З таблиці видно, що напрацювання актиноїдів істотно залежить від вигорання палива. Враховуючи, що кількість довгоживучих актиноїдів у ВАВ, що повертаються в Україну та у ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ, співпадають в межах похибки (Умова 2), то середнє вигорання українських ВТВЗ, відправлених на переробку, має відповідати вигоранню ВТВЗ, з яких отримані ВАВ, що повертаються. Відповідно, з рівності еквівалентів активностей і середнього вигорання впливає рівність активностей  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$  у ВЯП і ВАВ, що повертаються.

Виходячи з вищевикладеного, можна стверджувати, що з Умов 1 та 2 впливає, що активності  $^{137}\text{Cs}$  а, відповідно, і ПЕД ВАВ, що повертаються, та ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ, співпадають в межах похибки. Вимога 1 виконується.

При нормальній експлуатації геологічного сховища можна вважати, що основним шляхом виходу радіонуклідів буде вихід із ґрунтовими водами



після руйнування штучних захисних бар'єрів. Відповідно, інтегральна за часом доза опромінення, обумовлена радіонуклідами у ВАВ, буде визначатися по формулі:

$$D = \sum_i K_i \cdot B_i \cdot A_i \quad (2.22),$$

де:  $K_i$  - коефіцієнт, що характеризує надходження *i-того* радіонукліда зі сховища в організм людини;

$B_i$  - пероральний дозовий коефіцієнт *i-го* радіонукліда;

$A_i$  – активність *i-го* радіонукліда у ВАВ.

Міграційна здатність, що визначає значення  $K_i$ , для різних радіонуклідів істотно відрізняється, однак для консервативних оцінок можна прийняти її такою, що дорівнює максимальній міграційній здатності для високорухомих радіонуклідів, і винести за оператор суми. Тоді, консервативна оцінка інтегральної за часом дози буде пропорційна еквіваленту активності.

$$D = K \cdot E_{BAV} \quad (2.23),$$

де:  $K$  – коефіцієнт надходження високорухомих радіонуклідів;

$E_{BAV}$  – еквівалент активності ВАВ.

З Умови 1 та 2 випливає рівність консервативних оцінок інтегральних за часом доз умовної критичної групи, обумовлених радіонуклідами у ВАВ, що повертаються та у ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ. Таким чином, виконання Умов 1 і 2 забезпечує виконання Вимоги 2.

Для ВАВ від переробки ВЯП на момент передачі сумарний дозовий еквівалент від інгаляційного надходження більше ніж на 90% визначається внеском довгоживучих актиноїдів. Порівняння дозових коефіцієнтів для інгаляційного та перорального надходження для актиноїдів, визначених у [149] та у Основних нормах безпеки [145], наведене у табл. 2.15. Як видно з наведених даних, відношення інгаляційних дозових коефіцієнтів до пероральних, визначених у різних джерелах, для основних дозоутворюючих актиноїдів відрізняються несуттєво. При перегляді Основних норм безпеки,

інгаляційні дозові еквіваленти були зменшені, що привело до зменшення відношення їх до пероральних дозових еквівалентів. Проте, відхилення такого відношення від середнього навіть дещо зменшилось. Тому, враховуючі досить високу невизначеність при оцінках потенційного впливу ВАВ при сценарії, визначеному Вимогою 3, а також значні похибки розрахунку вмісту актиноїдів у ВТВЗ, твердження про те, що сумарний інгаляційний дозовий еквівалент можна вважати пропорційним сумарному пероральному дозовому еквіваленту, залишається дійсним. Відповідно, можна зробити висновок, що виконання Умови 2 забезпечує виконання Вимоги 3.

Таблиця 2.15 – Дозові коефіцієнти для інгаляційного та перорального надходження для актиноїдів і їх відношення

№	Радіо- нуклід	Дозовий коефіцієнт, пероральний Зв/Бк		Дозовий коефіцієнт*, інгаляційний Зв/Бк		Відношення інгаляційного ДК до перорального	
		[149]	[145]	[149]	[145]	[149]	[145]
1.	<sup>244</sup> Cm	1,2E-07	1,2E-07	2,7E-5	2,5E-05	225	208
2.	<sup>240</sup> Pu	2,5E-07	2,5E-07	5,0E-5	4,7E-05	200	188
3.	<sup>243</sup> Am	2,0E-07	2,0E-07	4,1E-5	3,9E-05	205	195
4.	<sup>239</sup> Pu	2,5E-07	2,5E-07	5,0E-5	4,7E-05	200	188
5.	<sup>241</sup> Pu	4,8E-09	4,7E-09	9,0E-7	8,5E-07	187,5	181
6.	<sup>241</sup> Am	2,0E-07	2,0E-07	4,2E-5	3,9E-05	210	195
7.	<sup>238</sup> Pu	2,3E-07	2,3E-07	4,6E-5	4,3E-05	200	187

\*- для середньої (Moderate) абсорбції в легенях.

Через 1000 років після захоронення активність ВАВ більш ніж на 85 % визначається активністю актиноїдів. Інгаляційний дозовий еквівалент для ВАВ визначається актиноїдами практично на 100%. З урахуванням пропорційності перорального та інгаляційного дозових еквівалентів, виконання Умови 2 забезпечує виконання Вимоги 4.

На момент передачі сумарна активність ВАВ більш ніж на 90% визначається продуктами поділу, а саме  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$ . З Умов 1 та 2 випливає, що сумарний еквівалент активності продуктів поділу в партії ВАВ, що повертаються, та в партії ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ, також співпадають. Враховуючі, що питома активність і маса ВАВ в упаковці зафіксовані в Методиці ВАВ [2], кількість упаковок ВАВ, та, відповідно, об'єм ВАВ, що повертаються в Україну, має дорівнювати об'єму ВАВ, отриманих від переробки українських ВТВЗ. Таким чином, виконання Умов 1 і 2, а також обмеження на питому активність і масу ВАВ в упаковці приводить до виконання Вимоги 5.

Таким чином, виконання Умов еквівалентності ВАВ 1 та 2 забезпечує виконання всіх Вимог 1-5. Відповідно, забезпечується еквівалентність відходів, що повертаються в Україну та отриманих від переробки українських ВТВЗ, з точки зору їх впливу на персонал та населення при транспортуванні, довгостроковому зберіганні та захороненні, як при нормальній експлуатації, так і при аварійних ситуаціях.

## **2.5 Алгоритм формування партії ВАВ для повернення в Україну**

Схема розрахунку кількості осклованих ВАВ, що підлягають поверненню в Україну наведена на рис. 2.16.

Кількість ВАВ, що підлягають поверненню в Україну, визначають окремо для кожної партії ВТВЗ, відправленої на переробку. Розрахунок ЕА радіонуклідів у партії ВТВЗ та упаковках ВАВ виконується на дату повернення ВАВ в Україну на основі паспортних даних.

Ізотопи Рс є цільовими продуктами переробки та вилучаються, тому при розрахунку ЕА партії ВТВЗ враховується невилучена частка Рс, яка становить 0,14 % від їхнього вихідного вмісту в ВТВЗ на момент переробки [150].

Різниця ЕА партії ВТВЗ і партії ВАВ, отримана для попередньої партії ВТВЗ, додається до ЕА поточної партії ВТВЗ (для першого повернення така різниця дорівнює нулю).

Кількість упаковок ВАВ, що підлягають поверненню, визначається з умови, що сума ЕА упаковок ВАВ в партії не перевищує сумарного ЕА партії ВТВЗ. Різниця ЕА партії ВТВЗ і партії ВАВ враховується при поверненні наступної партії ВАВ.

Для сформованої партії упаковок ВАВ виконується перевірка вмісту довгоживучих актиноїдів, а саме: рівність (у межах похибки) ЕА актиноїдів у партії ВТВЗ і у партії ВАВ. Якщо дана рівність не виконується, то партія ВАВ, що підлягають поверненню Україні, повинна бути переформована.

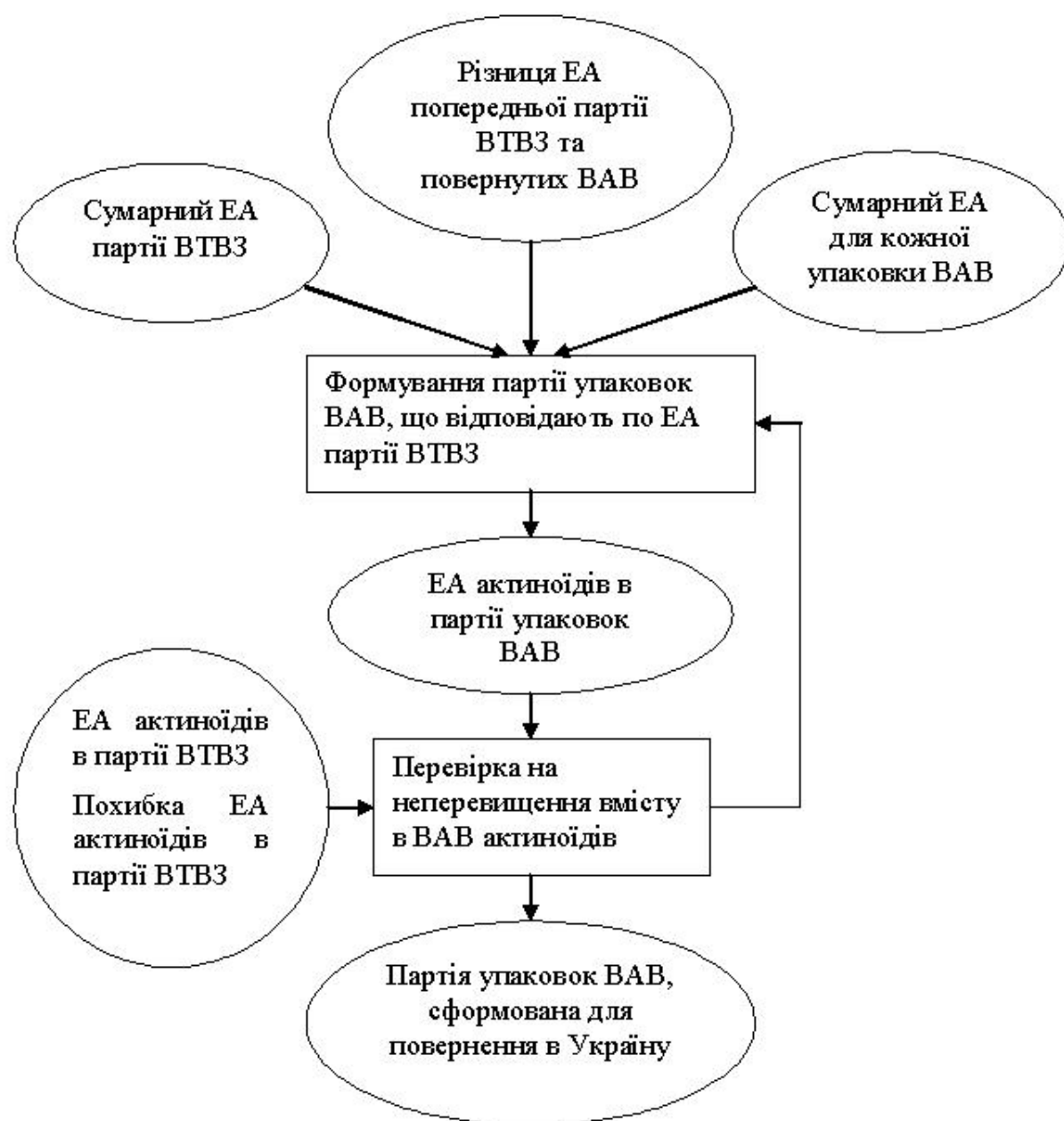


Рис. 2.16 – Схема розрахунку кількості осклованих ВАВ, що підлягають поверненню в Україну

### **3. ПРОГНОЗ ОБСЯГІВ РАВ ВІД ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЕНЕРГОБЛОКІВ З РЕАКТОРАМИ ТИПУ ВВЕР**

Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України [3] була розроблена та у 2004 р. введена в дію на виконання вимог законодавства та за сприянні Європейської Комісії Концепція ЗЕ [3] визначає основні концептуальні рішення та містить результати стратегічного планування і довгострокового прогнозу діяльності із ЗЕ діючих АЕС України. Підходи та оцінки, виконані при розробці Концепції ЗЕ, зокрема оцінки обсягів РАВ від ЗЕ, стали основою для подальшого планування діяльності щодо ЗЕ діючих АЕС України як на рівні ВП АЕС так і на галузевому рівні.

Автор приймав участь в розробці Концепції ЗЕ [3] в частині питань поводження з РАВ, включаючи оцінку обсягів РАВ від ЗЕ та витрат на їх захоронення. Основні результати досліджень виконаних при розробці Концепції ЗЕ в частині прогнозу РАВ від ЗЕ представлені у підрозділі 3.2, були опубліковані [27-29], пройшли апробацію [28]. Оцінки обсягів РАВ від ЗЕ енергоблоків ВВЕР увійшли до чинної Концепції ЗЕ [4] і відповідно є актуальними.

При аналізі результатів прогнозів утворення РАВ від ЗЕ діючих АЕС, було відмічено, що графіки утворення РАВ, витрат та потреб у персоналі для ЗЕ мають значні перепади, що є не оптимальним з точки зору фінансування робіт із ЗЕ, залучення персоналу, завантаження установок з переробки РАВ та потреб у більших буферних сховищах для зберігання РАВ, тощо. Дослідження можливості оптимізації графіків зняття з експлуатації було виконане спочатку для Южно – Української АЕС а потім і для інших діючих АЕС України. Використаний підхід та результати оптимізації описані у підрозділі 3.3 та були опубліковані [31,32] та пройшли апробацію [30,33]. Результати практично впроваджені у галузі, оптимізація графіків ЗЕ

енергоблоків АЕС з відкладеним демонтажем виконується в рамках Концепцій ЗЕ ВП АЕС [5-11].

### 3.1 Прогноз обсягів РАВ від ЗЕ

#### 3.1.1 Оцінка обсягів радіоактивних відходів від зняття з експлуатації енергоблоку

В рамках Концепції ЗЕ розглядалися два варіанти зняття з експлуатації енергоблоків діючих АЕС: невідкладний демонтаж та відкладений демонтаж. Послідовність та тривалість етапів ЗЕ для цих варіантів наведені у табл. 3.1.

Таблиця 3.1 – Послідовність та тривалість етапів ЗЕ

Етапи життєвого циклу ядерного енергоблоку	Невідкладний демонтаж	Відкладений демонтаж
Експлуатація	0. Припинення експлуатації (4 роки)	0. Припинення експлуатації (4 роки)
Зняття з експлуатації	1. Остаточне закриття (5 років)	1. Остаточне закриття (5 років)
		2. Консервація (4 роки)
		3. Витримка (30 років)
	2. Демонтаж (13 років)	4. Демонтаж (9 років)

Оцінка обсягів РАВ, що утворюються під час ЗЕ енергоблока, була виконана на підставі наступних припущень:

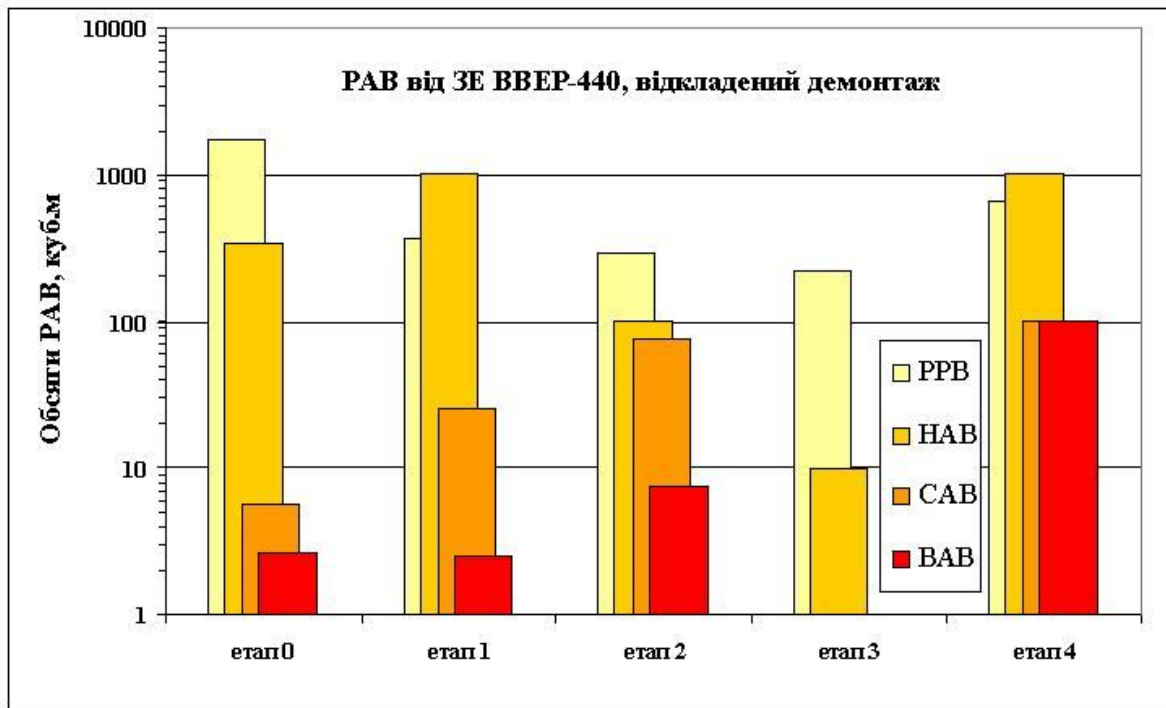
- щорічні обсяги РРВ, що утворюються під час ЗЕ на етапах припинення експлуатації, остаточного закриття, консервації і демонтажу, еквівалентні, а на етапі витримки – на порядок менші від щорічних обсягів експлуатаційних РРВ для енергоблоку даного типу;
- обсяги первинних ВАВ, що утворюються на етапі демонтажу, визначаються вагою реакторної установки, включаючи всі внутрішньо- і зовнішньо-корпусні елементи;

- обсяги НАВ, що утворюються на етапі демонтажу, на порядок перевищують, а обсяги САВ – дорівнюють обсягам ВАВ, що утворюються на тому ж етапі;
- на етапі остаточного закриття обсяги НАВ дорівнюють, на етапі консервації - на порядок менші, а на етапі витримки - на два порядки менші за обсяги НАВ, що утворюються на етапі демонтажу;
- обсяги САВ, що утворюються спільно на етапах остаточного закриття і консервації, дорівнюють, а ВАВ - на порядок менші за відповідні обсяги, що утворюються на етапі демонтажу;
- на етапі витримки САВ і ВАВ не утворюються;
- у варіанті невідкладного демонтажу, коли етап консервації відсутній, відповідні обсяги РАВ усіх видів і груп утворюються додатково на етапі демонтажу.

Результати оцінки обсягів первинних (не перероблених) РАВ на різних етапах двох розглянутих варіантів ЗЕ енергоблоку з реактором типу ВВЕР-440, наведені на рис.3.1, 3.2, з реактором типу ВВЕР-1000 - на рис.3.3, 3.4, відповідно.

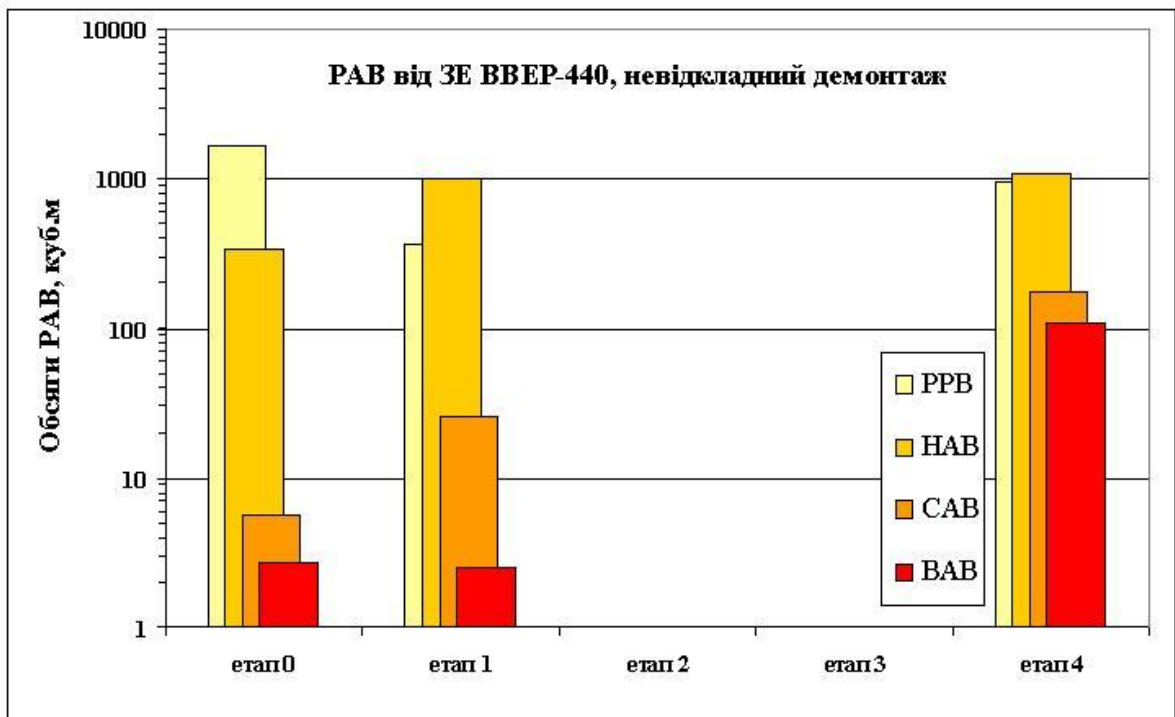
При прогнозах передбачалось, що РРВ та НАВ від ЗЕ енергоблоків будуть перероблятися з метою зменшення об'ємів. Коефіцієнт зменшення об'єму при переробці РРВ був взятий для технології глибокого упарювання – 0,25. Склад НАВ від зняття з експлуатації енергоблоків прогнозувався наступним: спалювані – 30 %, пресуємі - 50 %, металеві – 10 % та не перероблювані – 10%. Коефіцієнти зменшення для спалювання був прийнятий - 0,1 та для пресування – 0,2. При прогнозуванні передбачалось, що РАВ від ЗЕ утворюються та перероблюються рівномірно протягом етапів ЗЕ. Прогнози динаміки утворення РАВ від ЗЕ для енергоблоків ВВЕР 440 та ВВЕР-1000 для різних варіантів ЗЕ наведені на рисунках 3.5, 3,6 та 3.7, 3.8 відповідно.





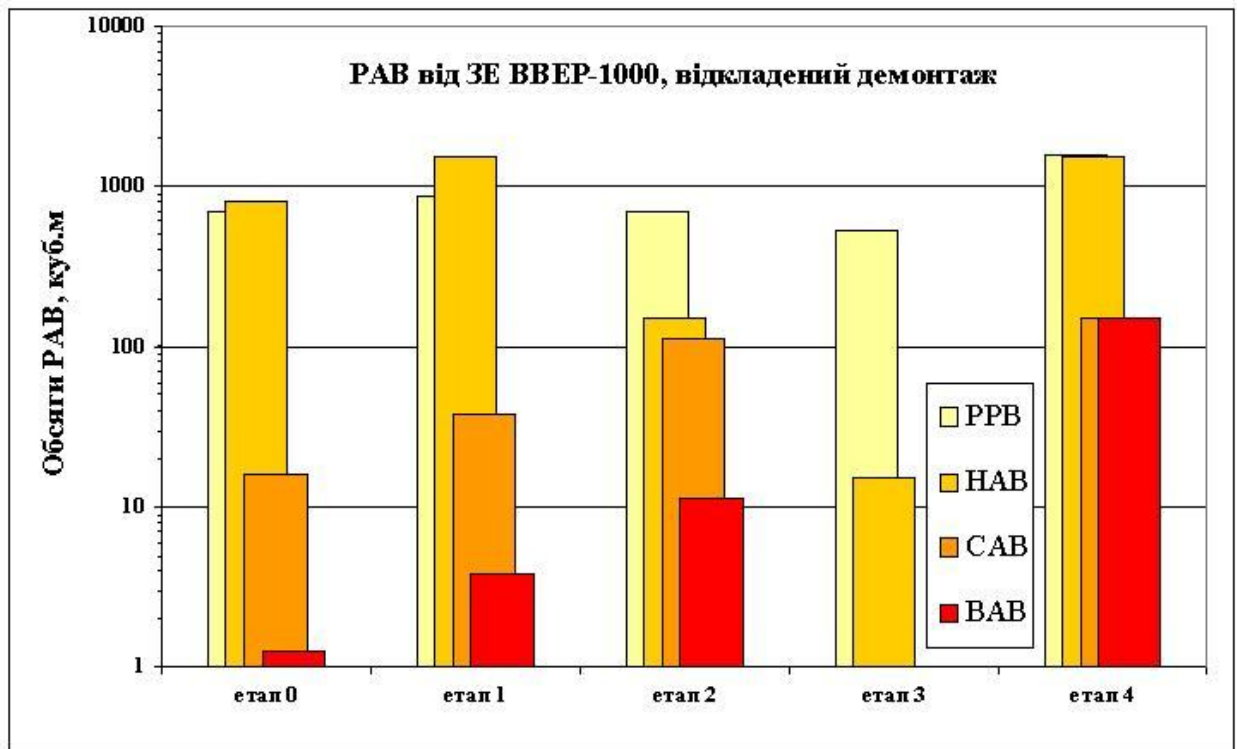
етап 0 – експлуатація і припинення експлуатації, етап 1 – остаточне закриття, етап 2 – консервація, етап 3 – витримка, етап 4 – демонтаж

Рис. 3.1 – Відкладений демонтаж. Обсяги первинних РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-440



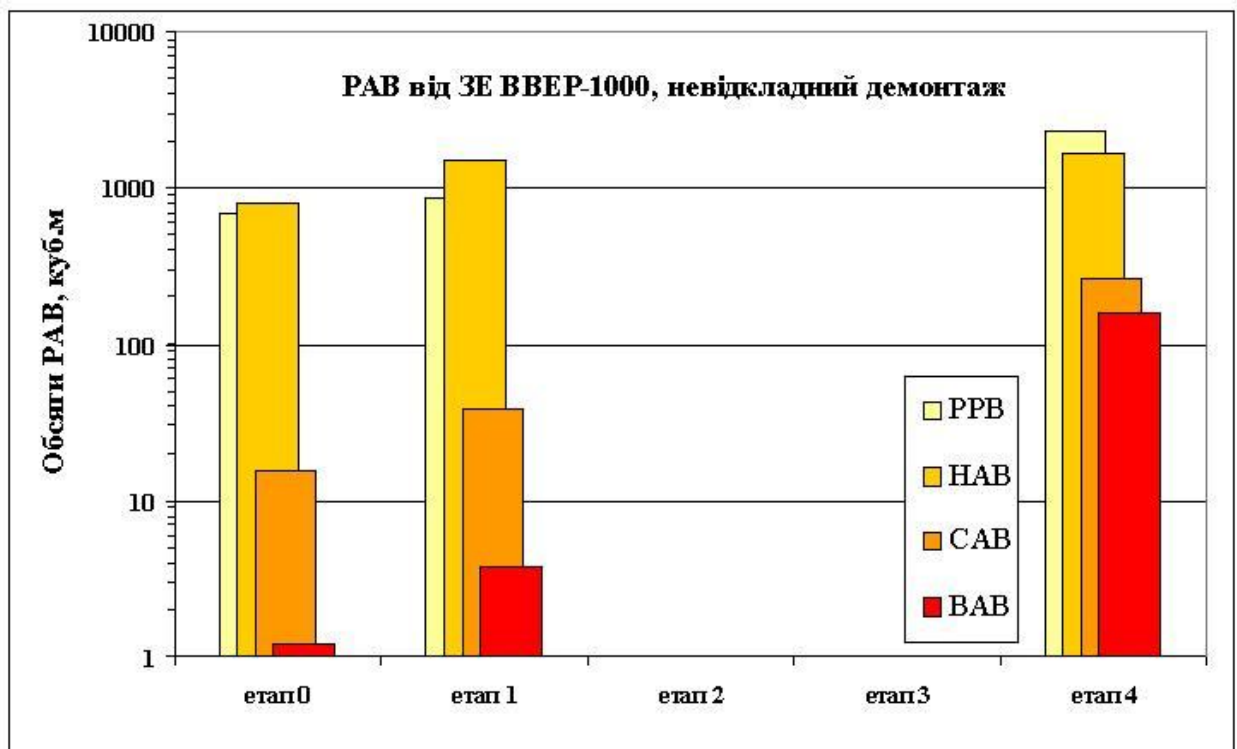
Позначення етапів ті самі, що на рис. 3.1

Рис. 3.2 – Невідкладний демонтаж. Обсяги первинних РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-440



Позначення етапів ті самі, що на рис. 3.1

Рис. 3.3 – Відкладений демонтаж. Обсяги первинних РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-1000



Позначення етапів ті самі, що на рис. 3.1

Рис. 3.4 – Невідкладний демонтаж. Обсяги первинних РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-1000

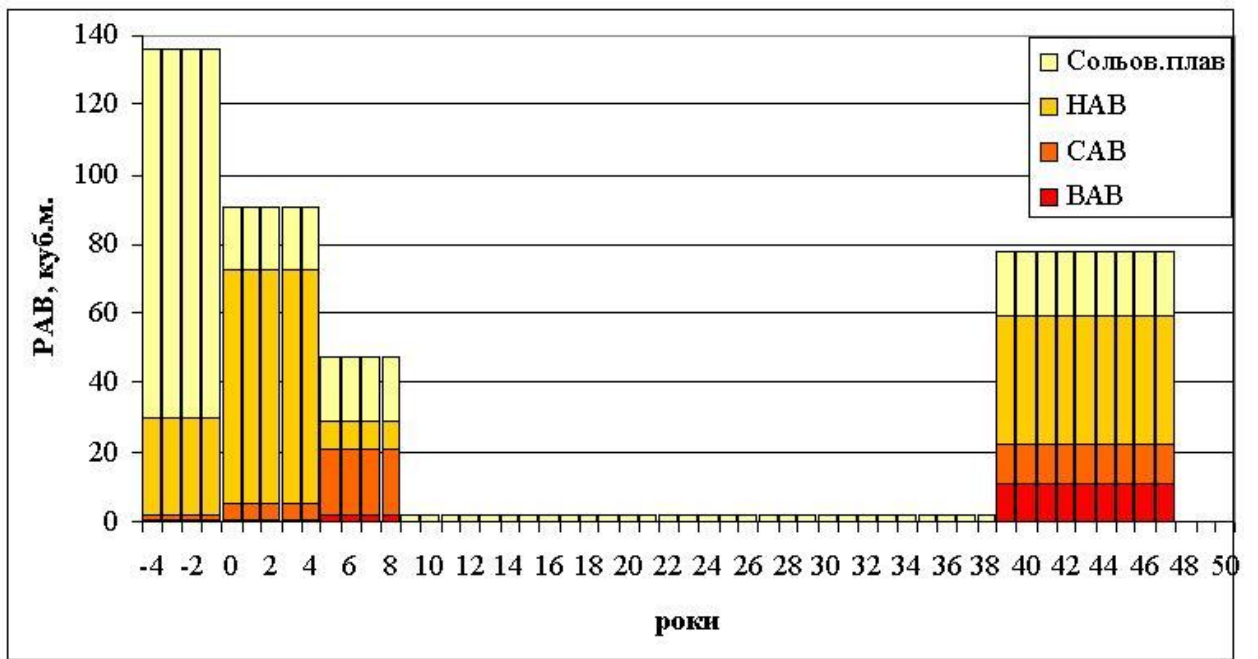


Рис. 3.5 – Відкладений демонтаж. Динаміка утворення РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-440

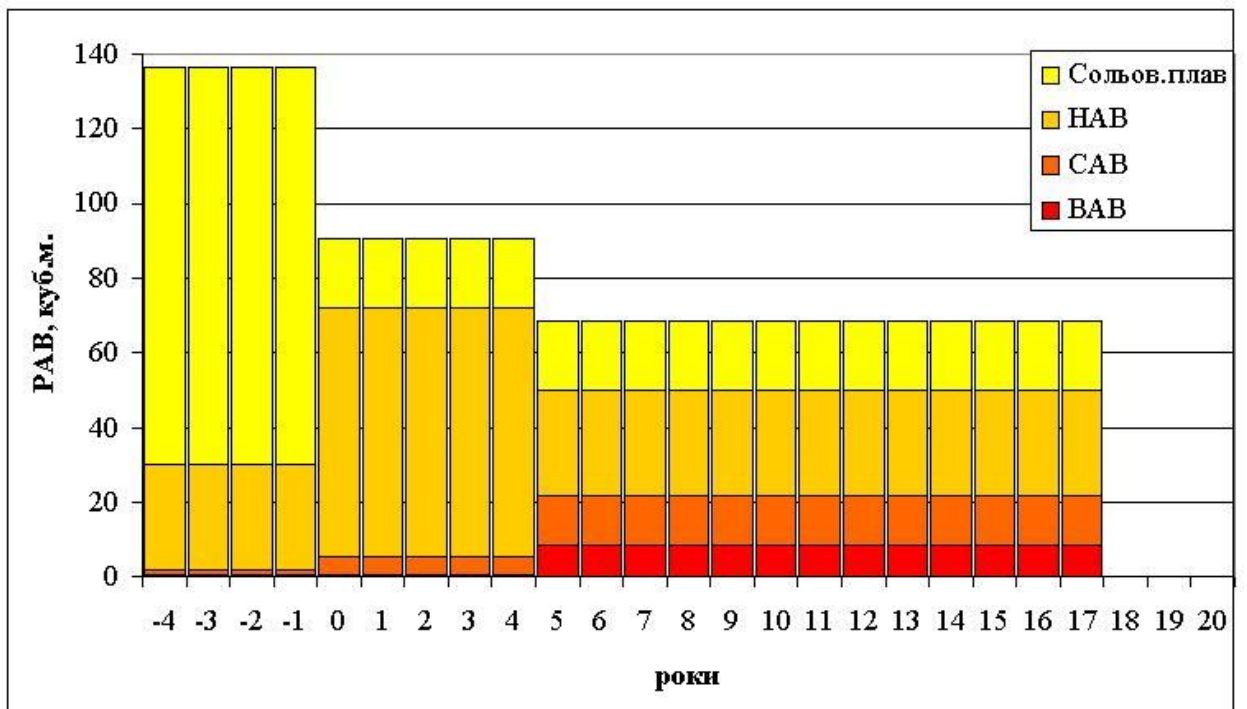


Рис. 3.6 – Невідкладний демонтаж. Динаміка утворення РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-440

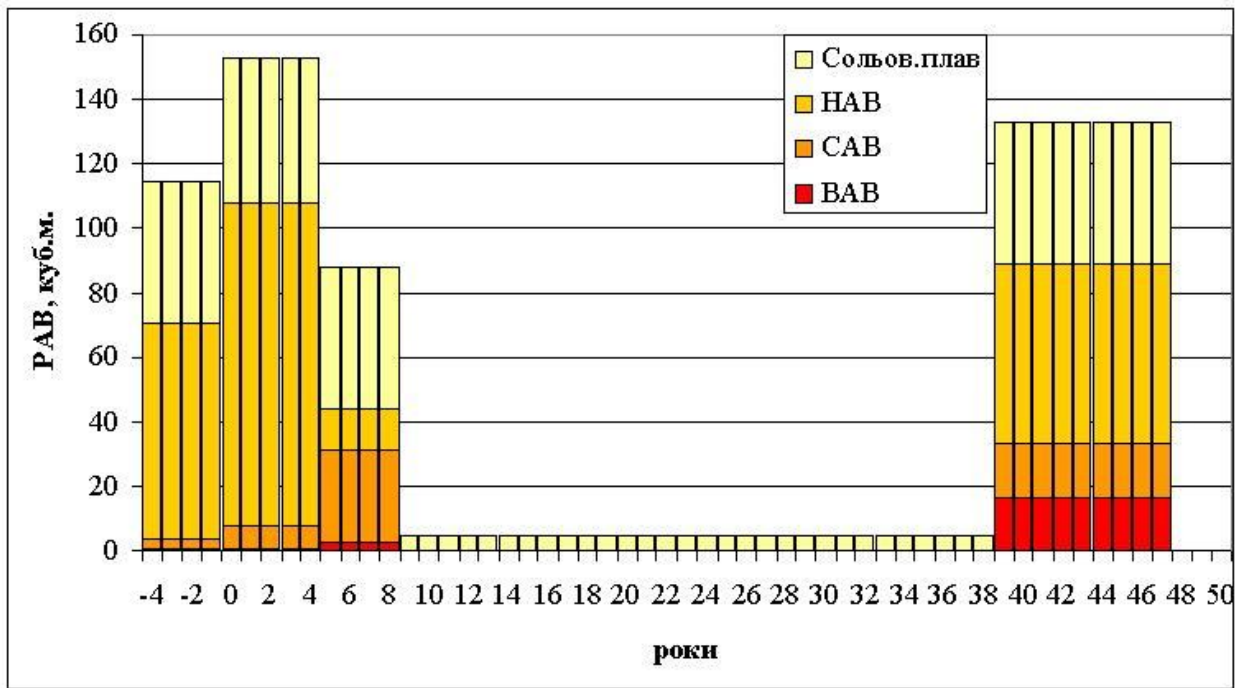


Рис. 3.7 – Відкладений демонтаж. Динаміка утворення РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-1000

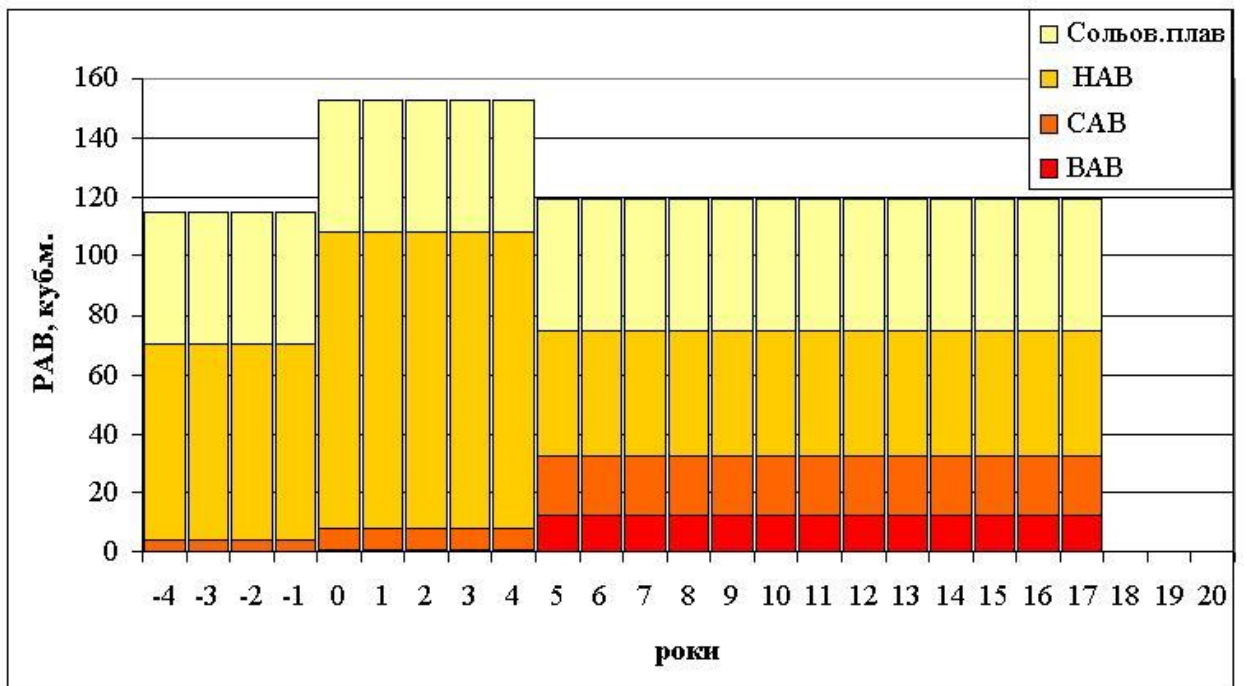


Рис. 3.8 – Невідкладний демонтаж. Динаміка утворення РАВ під час ЗЕ блока з РУ ВВЕР-1000.

### 3.1.2 Оцінка вартості передачі на захоронення радіоактивних відходів від зняття з експлуатації енергоблоку

Для оцінки витрат на захоронення САВ і ВАВ, які утворюються під час експлуатації і ЗЕ АЕС, за основу були прийняті вартісні оцінки, представлені в матеріалах Європейського Співтовариства [151] (табл. 3.2).

Через відсутність негативних сейсмологічних факторів на території України, а також істотно більш низький рівень заробітної платні в Україні в базовому 2002 році у порівнянні з країнами ЄС, для САВ і ВАВ використовувались цінові характеристики, що відповідають нижній межі оцінки [151].

Оцінки повної та питомої (на одиницю встановленої потужності) вартості заходів, пов'язаних з передачею на захоронення РАВ від ЗЕ енергоблоків з РУ типу ВВЕР-440 та ВВЕР-1000, наведені відповідно в табл. 3.3, 3.4. Наведені в фінансові оцінки основані на цінах базового 2002 року, коли курс долара США дорівнював 5,35 грн/дол..

Таблиця 3.2 – Питома вартість захоронення РАВ

№ з/п	Вид РАВ	Спосіб захоронення	Літературні дані, тис. US\$/м <sup>3</sup>		Прийняте значення	
			[151]	[101]*	Тис.грн/м <sup>3</sup>	Тис.дол. США/м <sup>3</sup>
1	НАВ	Приповерхневе	2 – 6		5,33	1
2	САВ	Геологічне	10 - 70		53,3	10
3	ВАВ	Геологічне	400 – 1400	900**	2130	400

\* у роботі наведена оцінка вартості захоронення ВАВ від 1 кг U ВЯП – 90 ЕКЮ/кг U

\*\* наведені дані [101] для виходу ВАВ 10<sup>-4</sup> м<sup>3</sup>/кг U

Таблиця 3.3 – Оцінка вартості заходів, пов’язаних з передачею на захоронення РАВ від ЗЕ енергоблоку з РУ типу ВВЕР-440

№ етапу	Назва етапу	Відкладений демонтаж		Невідкладний демонтаж	
		Млн.грн	Млн.US\$	Млн.грн	Млн. US\$
0	Припинення експлуатації	8,9	1,7	8,9	1,7
1	Остаточне закриття	9,0	1,7	9,0	1,7
2	Консервація	20,8	3,9	0,0	0,0
3	Витримка	0,3	0,1	0,0	0,0
4	Демонтаж	224,2	41,9	245,0	45,8
<b>Загалом</b>		<b>263,2</b>	<b>49,3</b>	<b>262,9</b>	<b>49,2</b>
<b>Питома вартість (на 1 МВт ВП)</b>		<b>0,631</b>	<b>0,118</b>	<b>0,630</b>	<b>0,118</b>

Таблиця 3.4 – Оцінка вартості заходів, пов’язаних з передачею на захоронення РАВ від ЗЕ енергоблоку з РУ типу ВВЕР-1000

№	Назва етапу	Відкладений демонтаж		Невідкладний демонтаж	
		Млн.грн	Млн. US\$	Млн.грн	Млн. US\$
0	Припинення експлуатації	5,9	1,1	5,9	1,1
1	Остаточне закриття	14,0	2,6	14,0	2,6
2	Консервація	31,6	5,9	0,0	0,0
3	Витримка	0,7	0,1	0,0	0,0
4	Демонтаж	337,0	63,0	368,6	68,9
<b>Загалом</b>		<b>389,2</b>	<b>72,7</b>	<b>388,5</b>	<b>72,6</b>
<b>Питома вартість (на 1 МВт ВП)</b>		<b>0,389</b>	<b>0,073</b>	<b>0,388</b>	<b>0,073</b>

## **3.2 Оптимізація графіку ЗЕ енергоблоків багатоблочної АЕС**

### **3.2.1 Вихідні дані та використаний підхід**

В Концепції ЗЕ в якості базового визначений варіант відкладеного демонтажу енергоблоків (Таблиця 3.1) при продовженні терміну експлуатації на 10 років.

Цей варіант не враховує історії будівництва на майданчику АЕС, а саме послідовності і проміжків часу між введенням в експлуатацію різних енергоблоків. В результаті, етапи ЗЕ різних енергоблоків для більшості АЕС перекриваються, що призводить до виникнення максимумів у очікуваних витратах, утворенні РАВ та потребах у персоналі. Перший максимум відповідає перекриттю етапів припинення експлуатації, остаточного закриття і консервації, другий – перекриттю етапів демонтажу енергоблоків.

Оптимізація проводилася в рамках окремих майданчиків АЕС, розглядалися тільки діючі енергоблоки. Задачею оптимізації було максимально згладити згадані максимуми, і забезпечити більш рівномірний розподіл фінансових і людських ресурсів, а також обсягів утворення РАВ від ЗЕ на весь період ЗЕ енергоблоків АЕС.

Оптимізація була проведена в два кроки. На першому кроці зменшення взаємного перекриття етапів ЗЕ на різних енергоблоках досягалося за рахунок зміни термінів продовження експлуатації. При цьому основною задачею було зменшення першого максимуму.

На другому кроці оптимізації варіювалась тривалість етапу витримки. Для базового варіанту сумарна витримка з моменту зупинки складає 43 роки. Відповідно до сучасних оцінок, різке зниження активності ВАВ завершиться через 25-35 років після остаточної зупинки енергоблоку. При завершенні етапу витримки пізніше, ніж через 40-50 років після остаточної зупинки, виникне необхідність у заміні чи капітальному ремонті всіх функціонуючих систем і устаткування. Отже, варіювання тривалості етапу витримки у вказаних межах, надає можливість згладити другий максимум фінансових

витрат і трудовитрат персоналу, необхідних для ЗЕ, та утворення РАВ, а також зменшити провал, який відповідає збігу етапу витримки для всіх енергоблоків на майданчику ВП АЕС. При цьому середньорічні значення витрат, трудовитрат та обсягів утворення РАВ від ЗЕ кожного енергоблоку на цьому етапі залишатимуться практично незмінними порівняно з базовим варіантом.

Оцінки трудовитрат та вартості виконання етапів ЗЕ за базовим варіантом наведені у табл. 3.5 - 3.6.

Таблиця – 3.5 Оцінка трудовитрат і вартості виконання етапів ЗЕ енергоблоку з реактором типу ВВЕР-440 за базовим варіантом.

№	Назва етапу	Трудовитрати, люд.років	Середньорічна чисельність, осіб/рік	Вартість, млн.грн*
0	Припинення експлуатації	885,1**	221,3	163,5**
1	Остаточне закриття	722,4	144,5	158,0
2	Консервація	474,2	118,5	161,7
3	Витримка	630,0	21,0	175,3
4	Демонтаж	592,1	65,8	190,0
Загалом*		3303,7		848,5
Питома вартість (на 1 МВт ВП)*				2,032

\* без врахування витрат на захоронення РАВ від ЗЕ енергоблоку, у цінах 2002 року;

\*\* включаючи КІРО та розроблення програми ЗЕ енергоблоку



Таблиця 3.6 – Оцінка трудовитрат і вартості виконання етапів ЗЕ енергоблоку з реактором типу ВВЕР-1000 за базовим варіантом.

№	Назва етапу	Трудовитрати, люод.років	Середньорічна чисельність, осіб/рік	Вартість, млн.грн*
0	Припинення експлуатації	969,1**	242,3	198,1**
1	Остаточне закриття	814,8	163,0	197,7
2	Консервація	563,8	140,9	202,9
3	Витримка	730,8	24,4	216,9
4	Демонтаж	810,5	90,1	292,7
Загалом*		3888,9		1108,3
Питома вартість (на 1 МВт ВП)*				1,108

\*,\*\* - те саме, що в таблиці 3.5

Слід зазначити, що спроба оптимізації також виконувалась для варіанту невідкладного демонтажу енергоблоків (за рахунок варіювання терміну продовження експлуатації). Проте, аналіз її результатів не виявив суттєвих переваг.

### 3.2.2 Результати оптимізації

Оптимізовані терміни продовження експлуатації та витримки для енергоблоків діючих АЕС представлені у табл. 3.7, де X - термін продовження експлуатації для базового варіанту. Слід зазначити, що зміна вихідної величини X приведе лише до зсуву відповідних графіків у цілому та не вплине на їх структуру.

Таблиця 3.7 – Параметри оптимізованого варіанту ЗЕ діючих АЕС

АЕС - № блоку	Термін, років		
	Подовження експлуатації	Витримка	Зняття з експлуатації
ЗАЕС-1	X	13	35
ЗАЕС-2	X	17	39
ЗАЕС-3	X+2	18	40
ЗАЕС-4	X+2	26	48
ЗАЕС-5	X+8	27	49
ЗАЕС-6	X+7	31	53
РАЕС-1	X	26	48
РАЕС-2	X	25	47
РАЕС-3	X+7	22	44
РАЕС-4	X+2	18	40
ХАЕС-1	X+5	30	52
ХАЕС-2	X+5	22	44
ЮУАЕС-1	X	13	35
ЮУАЕС-2	X+1	18	40
ЮУАЕС-3	X+6	18	40

При порівнянні варіантів інформація представлена в умовній часовій шкалі де у якості нуля обраний рік початку зняття з експлуатації першого з діючих енергоблоків АЕС України (РАЕС-1) згідно з базовим варіантом.

Для Запорізької АЕС на рис. 3.9-3.11 представлені динаміка витрат, напрацювання РАВ та кількість необхідного персоналу для ЗЕ при оптимізованому варіанті (Варіант-1) у порівнянні з базовим (Варіант-0).

Як видно з рисунків, Варіант-1 дозволяє суттєво покращити динаміку за всіма трьома параметрами у порівнянні з Варіантом-0. Максимум першого піку на етапах припинення експлуатації – консервації енергоблоків ЗАЕС зменшується на 32% для витрат на ЗЕ, 21% для РАВ від ЗЕ та 23% для

потреб у персоналі. Наступний провал як і другий пік що відповідає демонтажу енергоблоків ЗАЕС відсутні. Спостерігається поступове зменшення всіх аналізованих параметрів до кінця ЗЕ енергоблоків ЗАЕС.

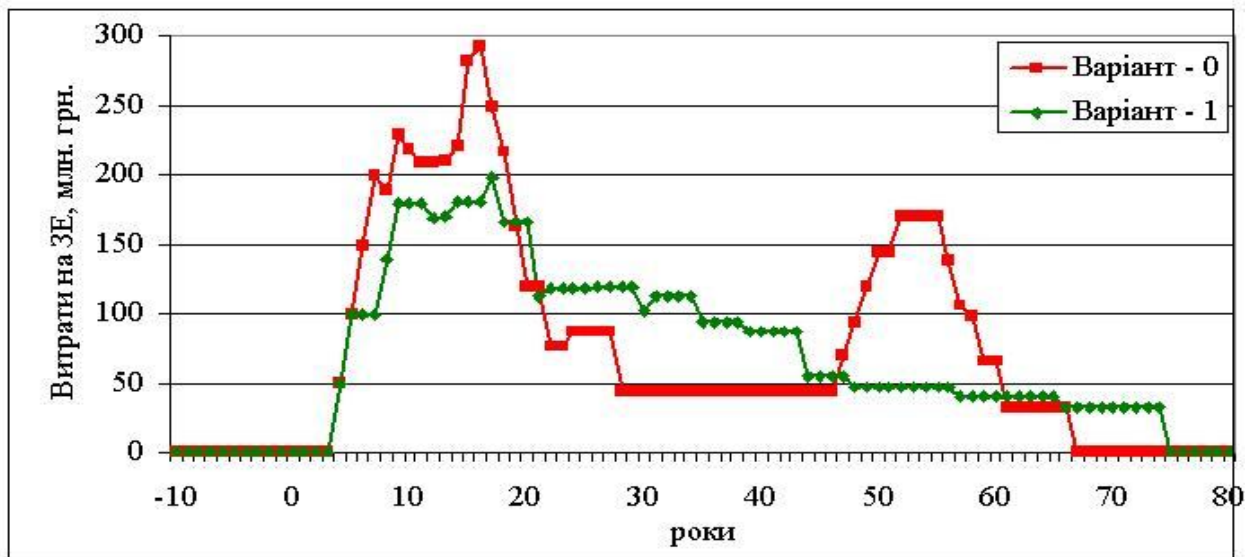


Рис. 3.9 – Витрати на ЗЕ ЗАЕС

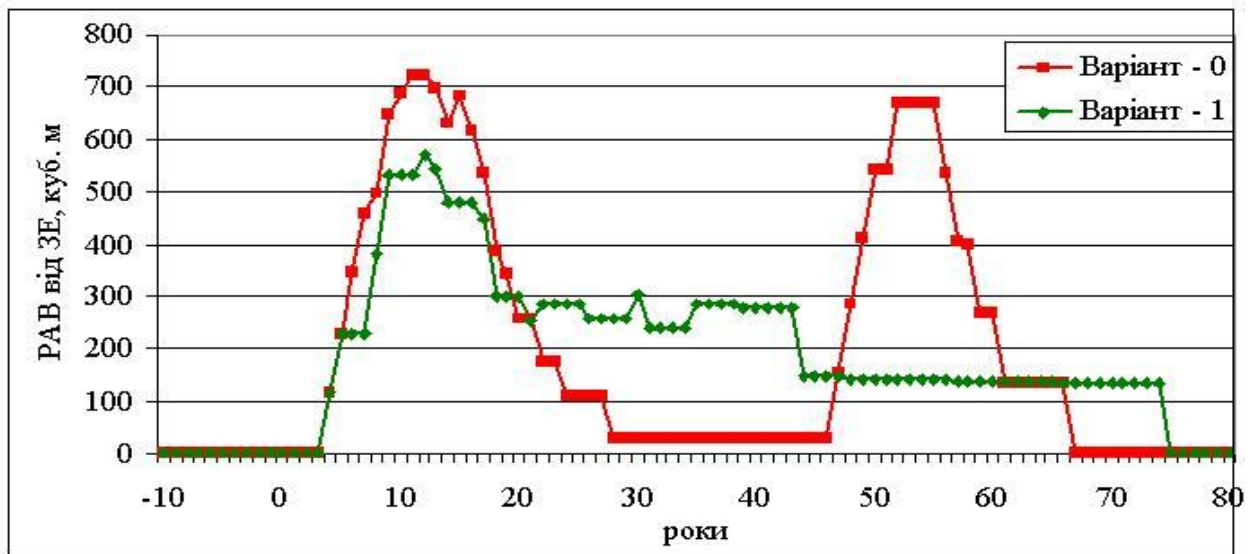


Рис. 3.10 – РАВ від ЗЕ ЗАЕС

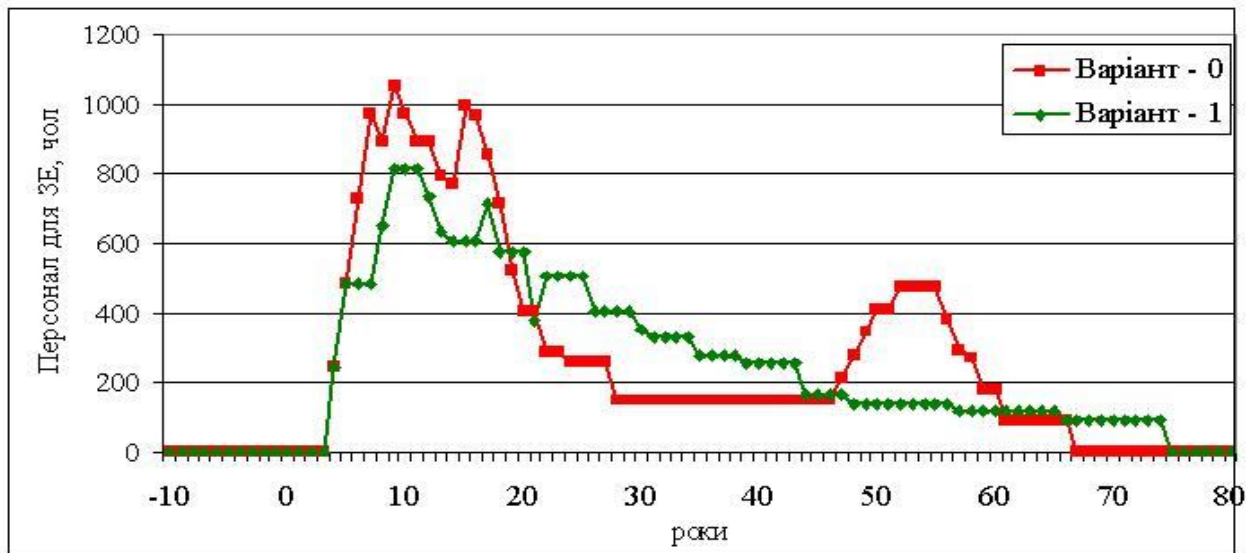


Рис. 3.11 – Персонал для ЗЕ ЗАЕС

Порівняння варіантів для РАЕС представлено на рис. 3.12-3.14. З рисунків видно що, аналогічно ЗАЕС, для Варіанту –1 прогнози за всіма параметрами стали більш рівномірними, піки згладжуються, а різкі провали, характерні для Варіанту – 0, відсутні.

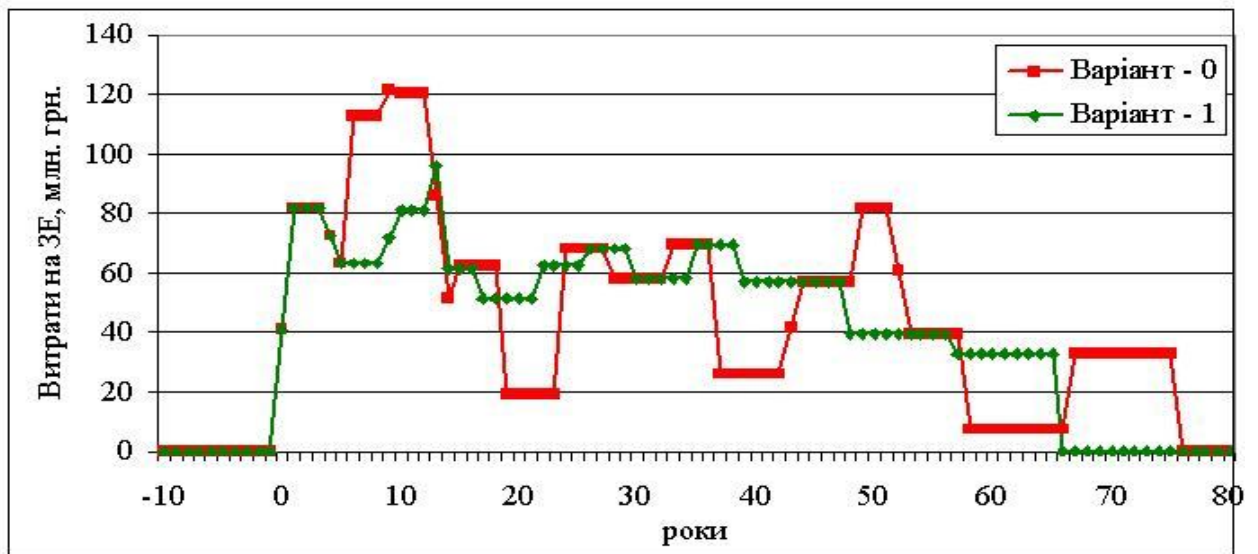


Рис. 3.12 – Витрати на ЗЕ РАЕС

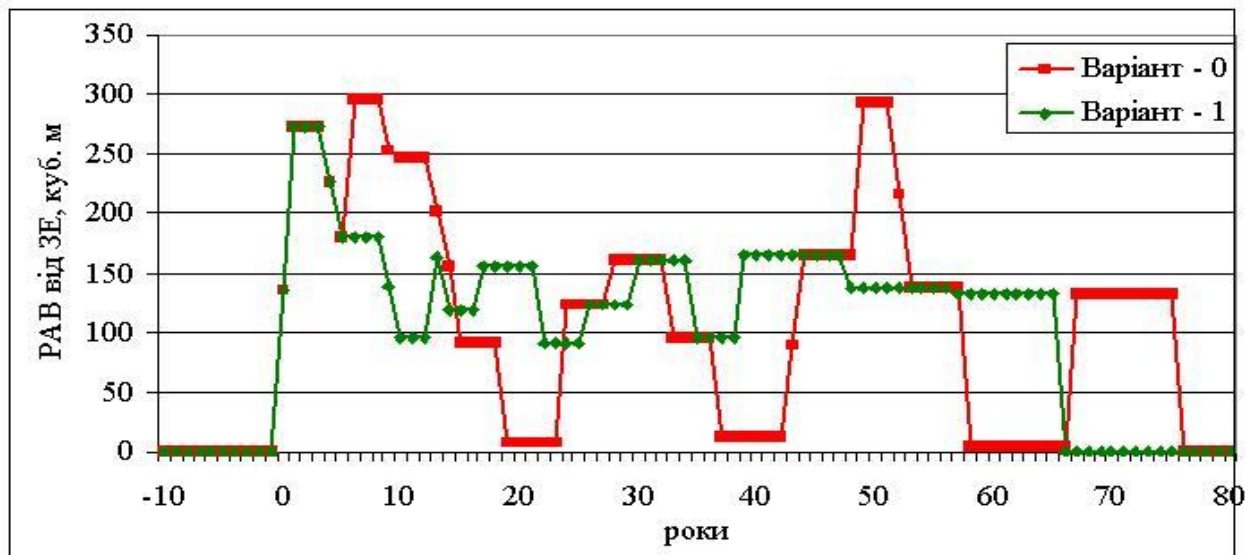


Рис. 3.13 – РАВ від ЗЕ РАЕС

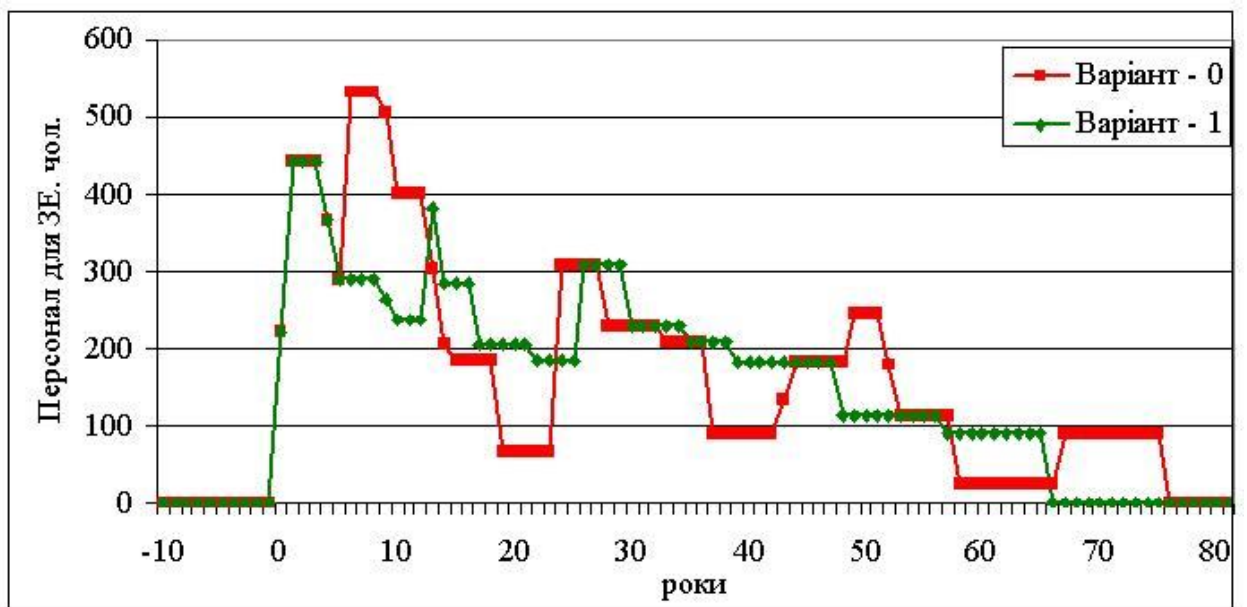


Рис. 3.14 – Персонал для ЗЕ РАЕС

Для ХАЕС, на відміну від інших АЕС, суттєвої оптимізації досягти не вдалося через значний розрив у часі між пуском енергоблоків. Порівняння Варіанту - 0 та Варіанту - 1 для ЗЕ ХАЕС наведено на рис. 3.15-3.17. Єдиною перевагою оптимізованого варіанту є відсутність провалу, що відповідає розриву у часі між демонтажем енергоблоків ХАЕС. Це дозволить більш оптимально використовувати персонал та зменшити простой обладнання для демонтажу і для поводження з РАВ.

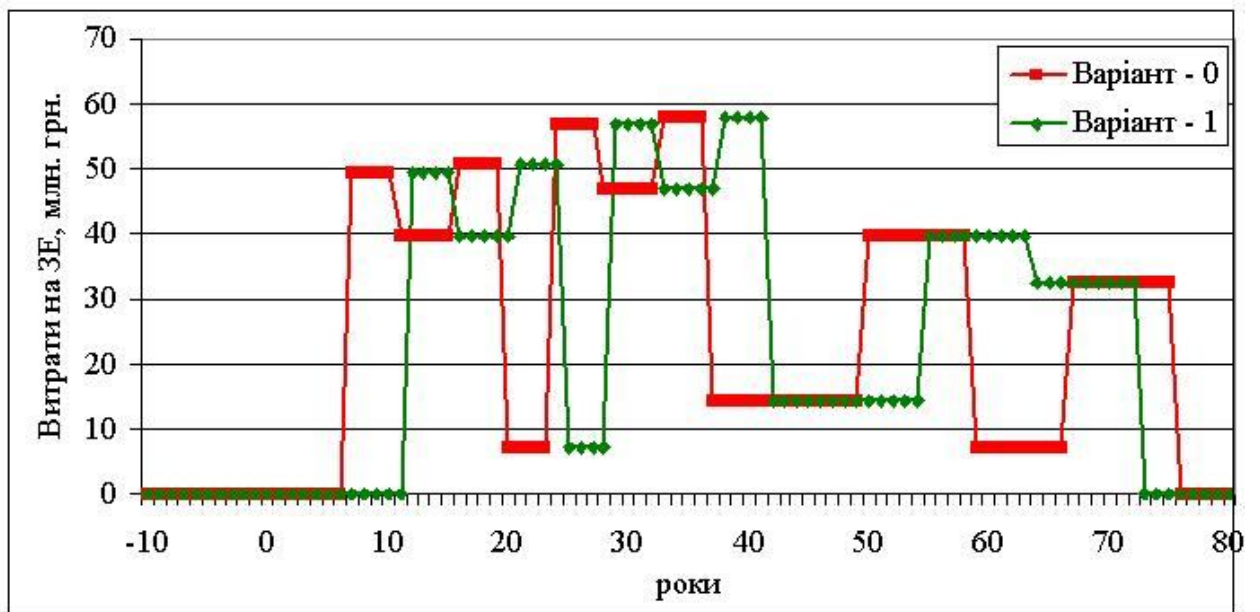


Рис. 3.15 – Витрати на ЗЕ ХАЕС

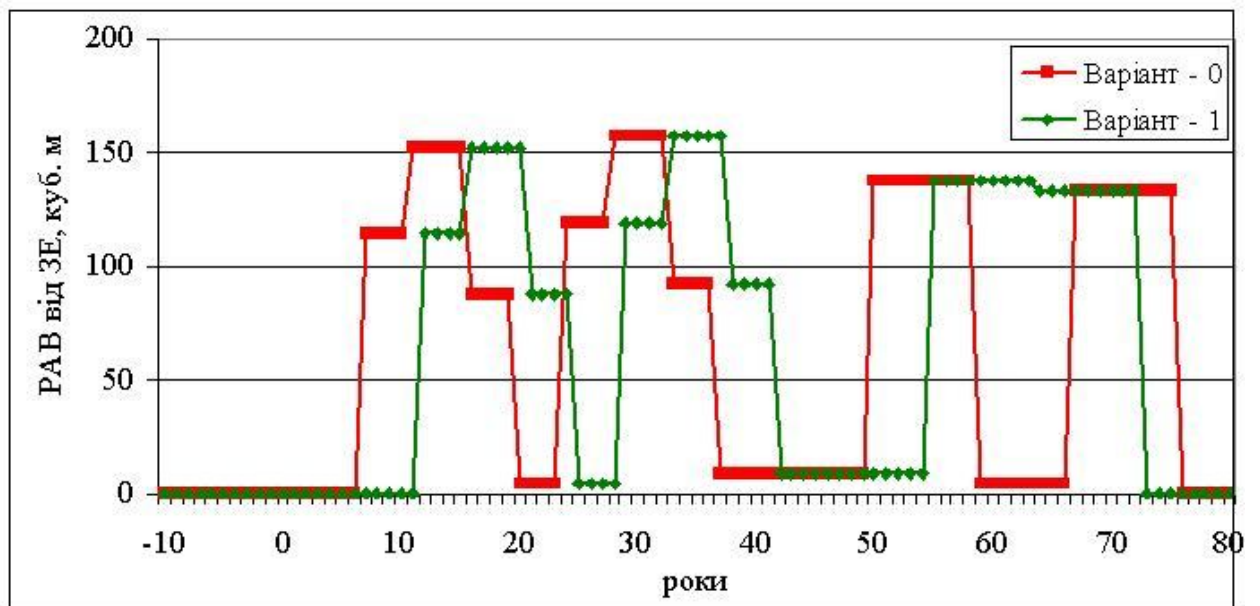


Рис. 3.16 – РАВ від ЗЕ ХАЕС

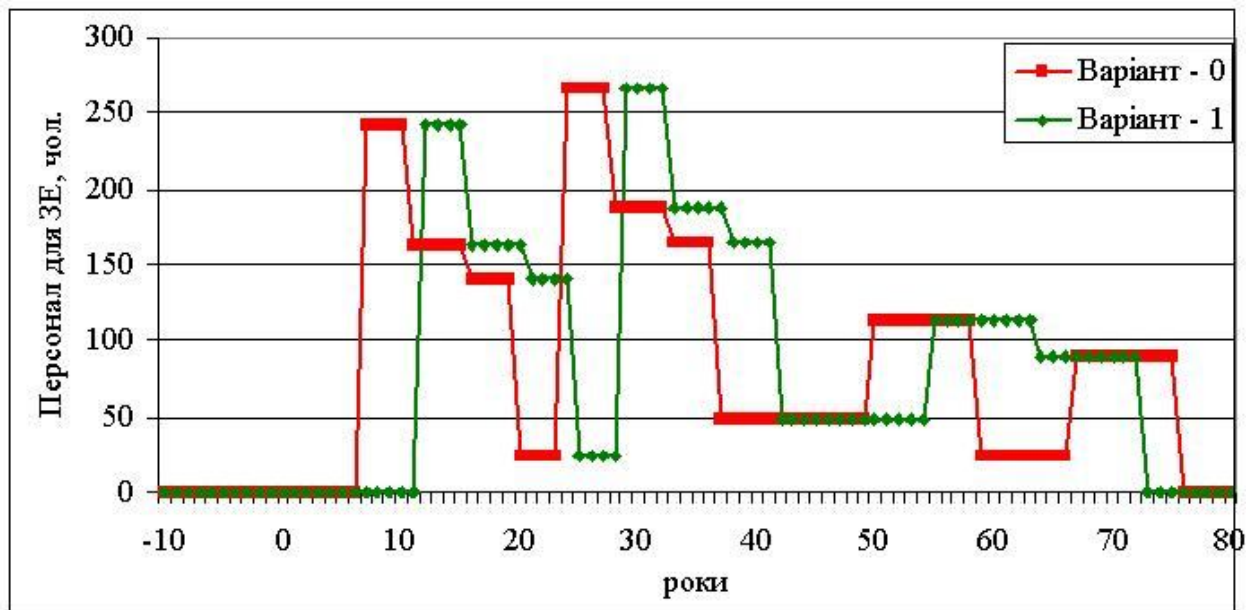


Рис. 3.17 Персонал для ЗЕ ХАЕС. Порівняння варіантів

Порівняння Варіанту - 1 та Варіанту - 0 ЗЕ ЮУАЕС представлено на рис. 3.18-3.20. Як видно з рисунків, аналогічно ЗЕ ЗАЕС та ЗЕ РАЕС, Варіант - 1 дозволяє помітно зменшити максимум першого піку та запобігти провалам для всіх параметрів, що розглядаються.

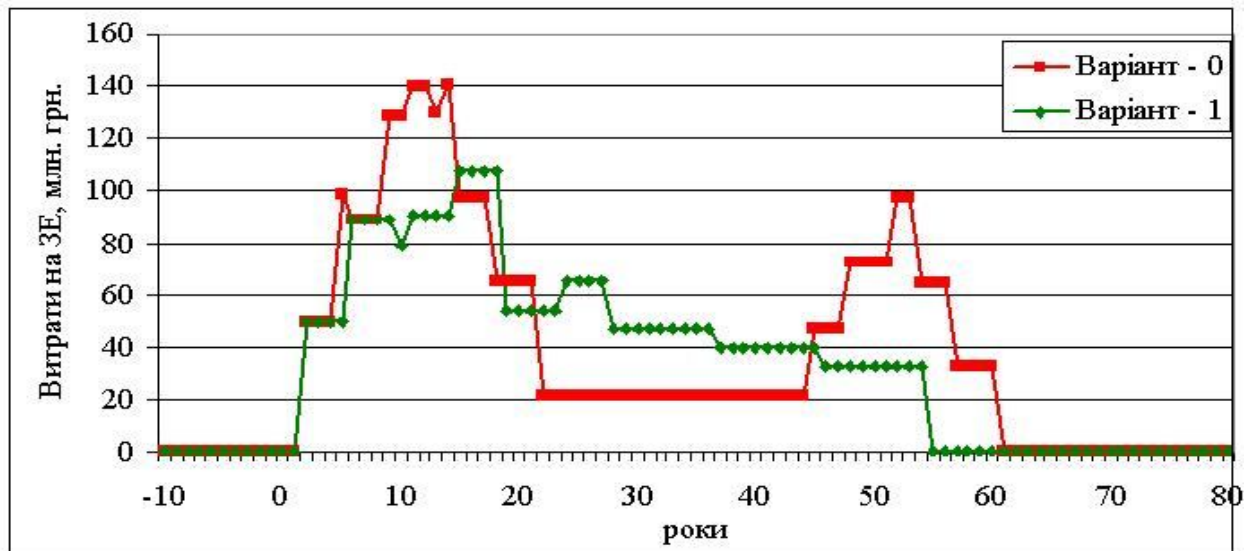


Рис. 3.18 – Витрати на ЗЕ ЮУАЕС

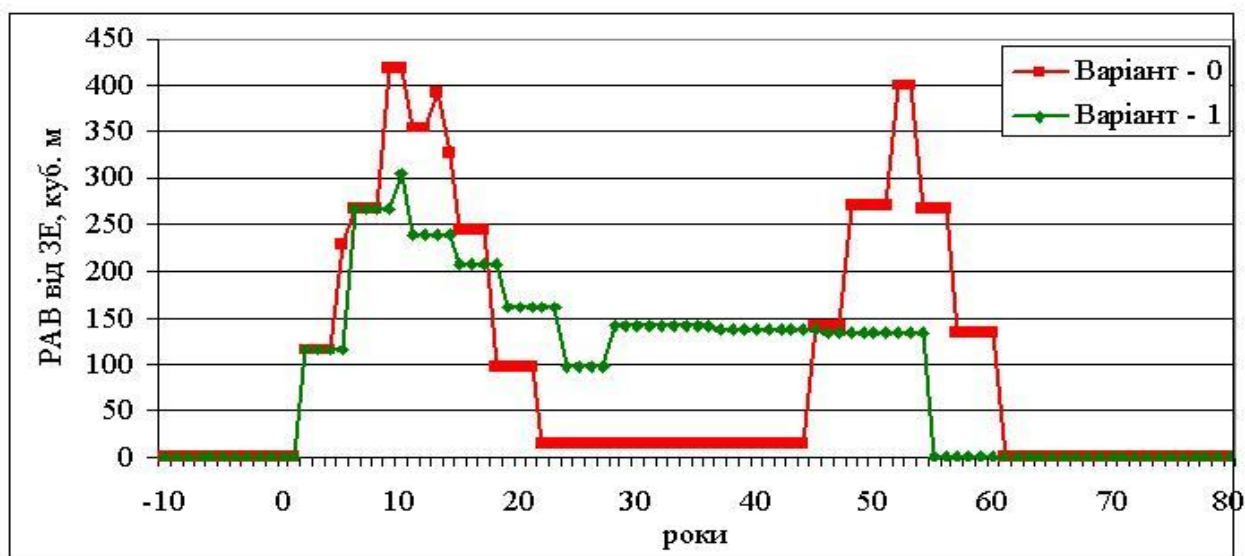


Рис. 3.19 – РАВ від ЗЕ ЮУАЕС

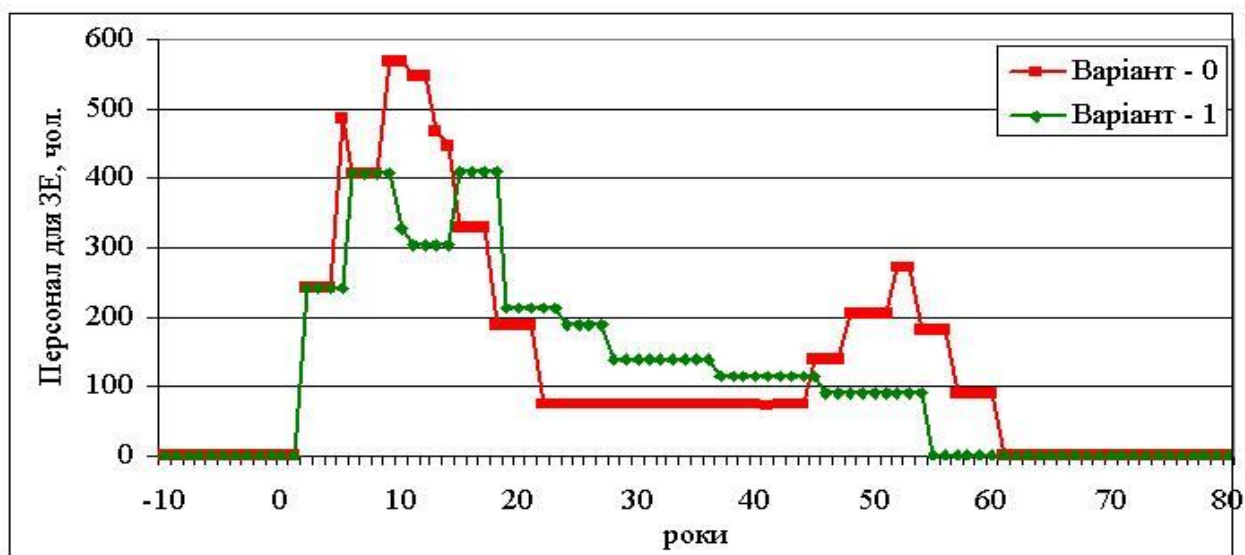


Рис. 3.20 – Персонал для ЗЕ ЮУАЕС

Важливою перевагою Варіанта - 1 у порівнянні з Варіантом - 0 є те, що етапи припинення експлуатації, остаточного закриття і консервації для енергоблоків ЮУАЕС-2 і ЮУАЕС-3 виконуються після закінчення відповідних етапів на ЮУАЕС-1. На етапі демонтажу персонал має можливість виконувати роботи по черзі на кожному з енергоблоків, по мірі завершення на них етапу витримки. Додатковою перевагою оптимізованого варіанту є зменшення простоїв обладнання для ЗЕ та переробки РАВ.

На рис. 3.21 та 3.22 представлені порівняння сумарних прогнозів витрат на ЗЕ та напрацювання РАВ при ЗЕ всіх діючих енергоблоків АЕС України для базового та оптимізованого варіантів ЗЕ. Сумарні графіки



залучення персоналу не аналізувались, тому що для ЗЕ енергоблоків кожної АЕС передбачається переважно залучення експлуатаційного персоналу, що вивільняється.

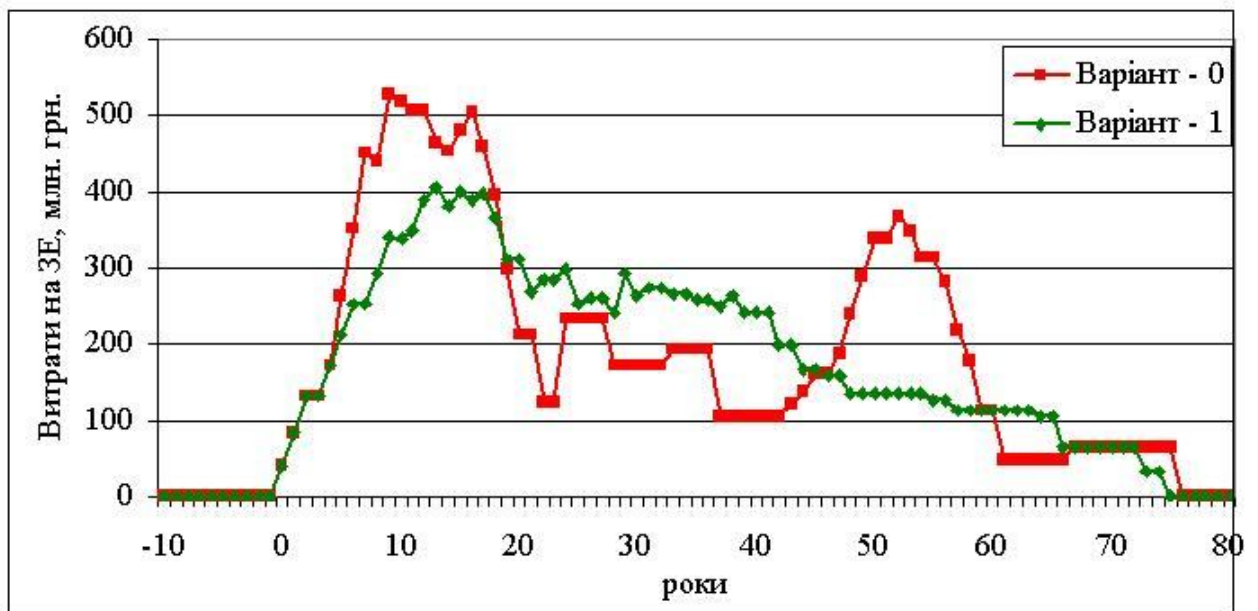


Рис. 3.21 – Витрати на ЗЕ АЕС України

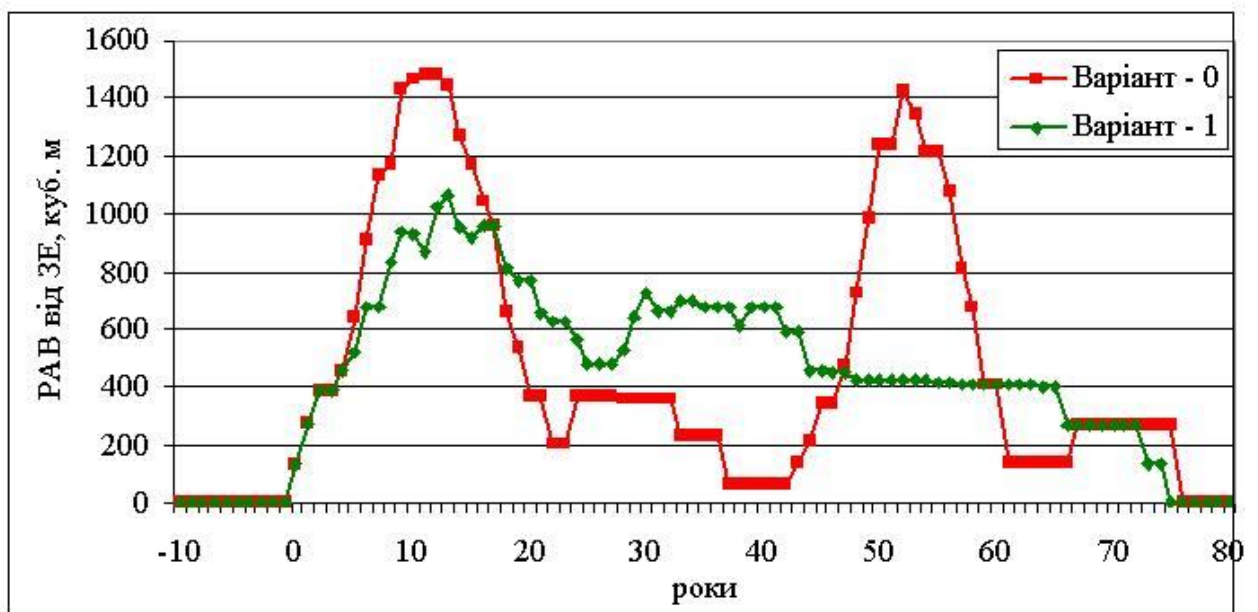


Рис. 3.22 – РАВ від ЗЕ АЕС України

Як видно з рисунків, для Варіанту – 0 обидва прогнози мають два піки та провал між ними. Для Варіанту - 1 спостерігається більш згладжена поведінка як для витрат, так і для напрацювання РАВ ЗЕ. Відповідно, оптимізований варіант ЗЕ є помітно кращим по відношенню до базового як щодо фінансування робіт із ЗЕ, так і з точки зору поводження з РАВ.

Слід зазначити, що хоча наведені результати і демонструють можливість суттєвої оптимізації графіків ЗЕ діючих АЕС, вони не враховують такі чинники, як можливе недовироблення електроенергії при різних термінах продовження експлуатації для різних енергоблоків та дещо підвищені дозові навантаження на персонал при зменшених термінах витримки. Відповідно, отриманий варіант може розглядатися лише як перше наближення та має уточнюватись із врахуванням додаткових чинників.

Запропонований автором підхід до оптимізації графіків ЗЕ енергоблоків АЕС практично використаний у галузі. Оптимізація ЗЕ енергоблоків АЕС з відкладеним демонтажем реалізована в Концепціях ЗЕ [5-11] ВП АЕС, виходячи з таких умов:

- мінімізація розривів у зведеному за всіма енергоблоками графіку реалізації кожної з активних стадій ЗЕ (припинення експлуатації, остаточного закриття, консервації та демонтажу);
- досягнення максимальної рівномірності зведеного за всіма енергоблоками графіку трудовитрат на ЗЕ та напрацювання та переробки РАВ від ЗЕ на зазначених «активних» стадіях.

#### **4. ПЛАНУВАННЯ, ТА КОНТРОЛЬ УТВОРЕННЯ ЕКСПЛУАТАЦІЙНИХ РАВ ДІЮЧИХ АЕС**

Безпечне поводження з РАВ – одна з умов експлуатації АЕС. Загальні вимоги стосовно безпеки поводження з радіоактивними відходами визначені в рамках Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами [123]. Основні принципи щодо поводження з РАВ в Україні визначені в рамках ЗУ «Про поводження з радіоактивними відходами» [37] та, зокрема, включають:

- пріоритет захисту життя та здоров'я персоналу, населення та навколишнього природного середовища від впливу радіоактивних відходів згідно з державними нормами радіаційної безпеки;
- забезпечення мінімального рівня утворення радіоактивних відходів, якого можна досягти на практиці;
- недопущення неконтрольованого накопичення радіоактивних відходів;
- забезпечення державного нагляду за поводженням з радіоактивними відходами.

Крім того на законодавчому рівні [37] визначені наступні основні положення формування системи поводження з РАВ в Україні:

- Захоронення радіоактивних відходів здійснюють лише спеціалізовані підприємства по поводженню з радіоактивними відходами за наявності відповідної ліцензії, виданої у встановленому законодавством порядку;
- До передачі радіоактивних відходів у власність держави ліцензіат, внаслідок діяльності якого утворюються радіоактивні відходи, несе відповідальність за радіаційний захист та безпеку під час поводження з радіоактивними відходами;
- Попередня обробка та обробка радіоактивних відходів може здійснюватись ліцензіатом на підприємствах та в установах, де вони утворюються.

Враховуючи вищезазначені вимоги законодавства, неможливість передачі РАВ АЕС до спеціалізованих підприємств та обмеженість наявних установок з переробки РАВ, а також плани щодо продовження терміну експлуатації енергоблоків діючих АЕС безпечна експлуатація АЕС потребувала аналізу та обґрунтування достатності наявних потужностей для поводження з РАВ, розроблення та впровадження заходів з удосконалення системи поводження з РАВ на АЕС та мінімізації їх утворення. Виконання такого аналізу та планування в свою чергу вимагали удосконалення планування та контролю експлуатаційних РАВ АЕС.

У даному розділі представлені результати робіт автора, пов'язаних з таким удосконаленням, зокрема, щодо:

- удосконалення контролю поводження з РАВ на АЕС,
- удосконалення планування діяльності щодо поводження з РАВ у окремих АЕС та ДП «НАЕК «Енергоатом»,
- удосконалення алгоритму встановлення контрольних рівнів утворення РАВ,
- визначення методології моніторингу поводження з РАВ на діючих АЕС України, з боку міжнародних фінансових організацій.

#### **4.1 Підхід до удосконалення планування та контролю утворення експлуатаційних РАВ**

Система поводження з РАВ АЕС має забезпечити безпечне тимчасове зберігання всіх РАВ що утворюються в процесі експлуатації до кінця дії ліцензії на експлуатацію, включаючи продовження терміну експлуатації енергоблоків АЕС. При недостатності наявних сховищ необхідно впроваджувати коригуючі заходи такі як створення додаткових сховищ або установок з переробки РАВ, що потребують значних фінансових ресурсів та часу на реалізацію. Також мінімізація утворення РАВ є одним з принципів поводження з такими відходами, відповідні заходи мають плануватись та впроваджуватись. Відповідно облік та контроль РАВ АЕС має не тільки

демонструвати безпеку поточного стану але і забезпечити даними для аналізу, прогнозування та завчасного розроблення заходів для удосконалення системи поводження та мінімізації утворення РАВ на АЕС.

Основними етапами при поводженні з РАВ на АЕС є їх утворення, переробка та тимчасове зберігання.

Аналіз динаміки утворення РАВ дозволяє визначити джерела утворення та основні фактори, що можуть сприяти мінімізації утворення відходів, а також прогнозувати утворення РАВ у майбутньому. Доцільно проводити такий аналіз розділивши РАВ за методами їх можливої переробки. Це дозволяє визначити можливості зменшення об'єму РАВ при подальшій переробці. Встановлення контрольних рівнів утворення РАВ та контроль за їх дотриманням є одним з стандартних методів мінімізації утворення РАВ.

Переробка РАВ АЕС дозволяє суттєво скоротити об'єм РАВ для тимчасового зберігання. Створення установок з переробки РРВ та ТРВ є одними з ключових заходів по удосконаленню системи поводження з РАВ на АЕС. Аналіз даних щодо переробки РАВ дозволяє визначити фактичні коефіцієнти зміни об'єму РАВ при застосуванні відповідних технологій переробки та використовувати їх для прогнозних оцінок.

Аналіз динаміки накопичення РАВ у сховищах дозволяє перш за все прогнозувати терміни заповнення наявних об'ємів сховищ, заздалегідь виявляти ті види РАВ, для яких наявних сховищ недостатньо, та планувати коригуючі заходи.

Крім збору даних та виконання аналізу в рамках майданчиків окремих АЕС, доцільним є виконання порівняльного аналізу. На всіх діючих АЕС України експлуатуються енергоблоки з водо-водяними реакторними установками ВВЕР наступних проектів: ВВЕР-440/В-213 (РАЕС-1, 2), ВВЕР-1000/В-302 та В-338 (ЮУАЕС-1, 2), ВВЕР-1000/В-320 (11 енергоблоків, з них 6 на ЗАЕС, 2 на РАЕС, 2 на ХАЕС, 1 на ЮУАЕС). Для однотипних реакторних установок можна очікувати однакове питоме (на кВт·г виробленої електроенергії) утворення РАВ. Проте, враховуючи що питоме

утворення РАВ залежить від багатьох слабо пов'язаних чинників, можливі як випадкові так і систематичні відхилення від очікуваного значення. Можливість виявлення факторів, що систематично призводять до збільшеного утворення РАВ, на майданчиках РАЕС ХАЕС та ЮУАЕС обмежена малою кількістю однотипних енергоблоків на цих майданчиках. Проведення порівняльного аналізу по всіх майданчиках розширює вибірку фактичних даних, дає можливість виявити причини збільшеного утворення РАВ та розробити заходи щодо їх усунення та мінімізації утворення відходів. Проведення порівняльного аналізу дозволяє виявляти та розповсюджувати найкращій досвід щодо мінімізації утворення РАВ на інші майданчики АЕС.

Основним напрямком по удосконалення контролю по поводженню з РАВ на АЕС було стандартизація та удосконалення структури та змісту звітів АЕС по поводженню з РАВ, зокрема:

- організація даних по окремих потоках РАВ та відповідно з етапами поводження з РАВ на АЕС;
- звітність про утворення ТРВ не тільки за категоріями активності, а і відповідно до методів переробки;
- контроль за неперевищенням контрольних рівнів утворення РАВ;
- регулярний аналіз динаміки накопичення РАВ на АЕС

Основними напрямками щодо удосконалення планування поводження з РАВ на АЕС було:

- регулярний аналіз динаміки утворення та надходження до сховищ РАВ АЕС, прогнозування та аналіз достатності сховищ на АЕС;
- порівняльний аналіз утворення РАВ на різних майданчиках, визначення та розповсюдження найкращого досвіду щодо мінімізації утворення РАВ на інші майданчики АЕС.

## **4.2 Удосконалення контролю поводження з РАВ на АЕС**

Відповідно до вимог законодавства [37], одним з обов'язків оператора є ведення обліку радіоактивних відходів, що вимагає регулярної звітності ВП

АЕС до дирекції ДП «НАЕК «Енергоатом». Крім того, регулярна звітність щодо поводження з РАВ є однією з вимог Державної інспекції ядерного регулювання України при видачі ліцензій на експлуатацію енергоблоків АЕС. Схема звітності ВП АЕС про поводження з РАВ, представлена на рис. 4.1.

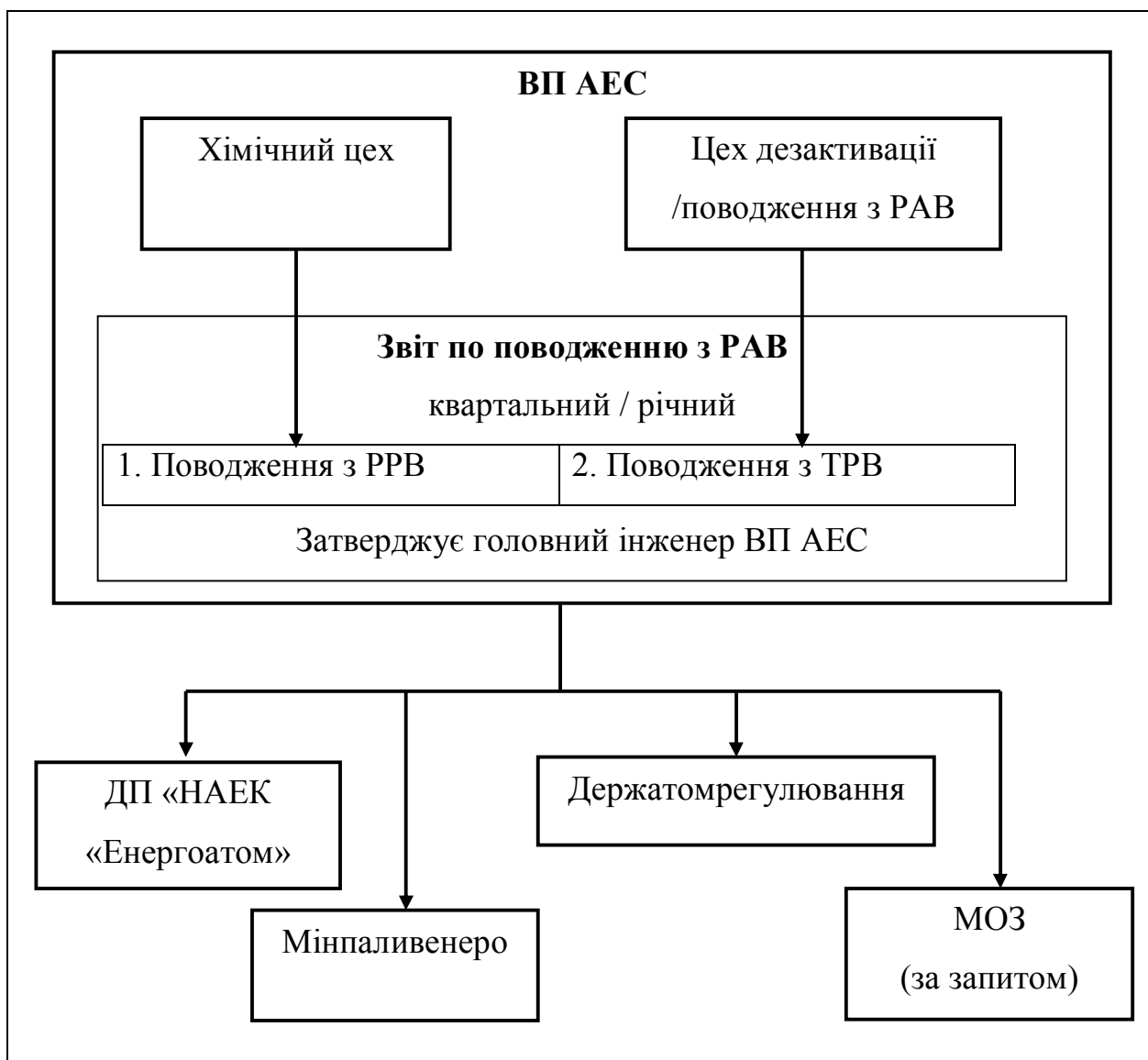


Рис. 4.1 – Схема звітності ВП АЕС про поводження з РАВ

До 2003 року в Україні форма звітів ВП АЕС щодо поводження з РАВ не була стандартизована, що суттєво ускладнювало використання наведених в них даних. У 2003 році були розроблені [12], а у 2009 році переглянуті [13] стандартні форми квартальної та річної звітності АЕС з питань поводження з РАВ. Фори звітності визначені на основі аналізу вимог чинної нормативно - правової бази, Держатомрегулювання та Мінпаливенерго, потреб у даних з

боку дирекції ДП «НАЕК «Енергоатом», реальних звітів ВП АЕС по поводженню з РАВ за попередні роки. Подальше удосконалення форм звітності виконувалось без участі автора, проте основні підходи та форми надання інформації, визначені у [13], зберігаються.

Звіти по поводженню з РАВ АЕС складаються щоквартально та щорічно. Вони призначені для забезпечення функціонування системи державного обліку та контролю радіоактивних відходів, а також аналізу обсягів утворення, переробки та зберігання РАВ на АЕС. Впровадження стандартних форм звітності дозволяє виконувати аналіз не тільки в рамках майданчика АЕС, а і порівняльній, що дає можливість виявляти причини збільшеного утворення РАВ, розробляти заходи щодо їх усунення, виявляти та розповсюджувати найкращий досвіт щодо мінімізації утворення РАВ на інші майданчики АЕС.

Інформація про поводження з РРВ, (кубовий залишок, відпрацьовані сорбенти та шлами і органічні рідини), та ТРВ, (за категоріями активності), надається в окремих розділах. Для низько активних та середньо активних ТРВ реалізоване надання інформації згідно з методами переробки. НАВ розділяються за методом переробки на: відходи, що спалюються; відходи, що пресуються; металеві; відходи, що не переробляються; аерозольні фільтри. САВ розділяються на металеві та різні відходи. Інформація про утворення переробку та зберігання відповідних РАВ надається у вигляді стандартних таблиць. У зв'язку з специфічністю, питання поводження з сольовим плавом та зневодненими шламами винесені у окремі розділи.

Передбачено порівняння утворення РРВ та ТРВ з встановленими контрольними рівнями.

Забезпечений щорічний аналіз динаміки накопичення РАВ АЕС. В рамках річних звітів надається інформація про динаміку накопичення різних видів РАВ на АЕС за останні 10 років, включаючи звітний рік, її стислий аналіз із визначенням причини збільшення/зменшення обсягів РАВ.



Передбачено порівняння динаміки накопичення з проектним об'ємом наявних сховищ.

### **4.3 Удосконалення планування діяльності щодо поводження з РАВ на АЕС та у ДП «НАЕК «Енергоатом»**

У 2003 році за участі автора був розроблений та введений в дію галузевий нормативний документ ГНД 95.1.07.06.052-03 «Програма мінімізації радіоактивних відходів на атомних електростанціях України. Типовий зміст» [14], що визначив вимоги до складу, змісту, побудови, викладення та оформлення, а також до строків перегляду Програми мінімізації радіоактивних відходів на АЕС України. Робота була виконана шляхом аналізу та узагальнення вимог нормативно правової бази, діючих програм поводження з РАВ АЕС.

Додатково була введена вимога щодо розроблення в рамках програм мінімізації РАВ АЕС розділу «Динаміка та прогноз накопичення РАВ» у якому для різних видів РРВ та категорій ТРВ надається інформація про динаміку накопичення відповідних РАВ за останні 5 років, стислий аналіз динаміки накопичення, та прогнози накопичення за умов:

- повної реалізації Програми;
- реалізації першочергових заходів Програми;
- збереження існуючого стану системи поводження з РАВ.

Прогнози виконуються з урахуванням продовження експлуатації енергоблоків АЕС.

Для взаємоузгодженого планування діяльності щодо поводження з РАВ АЕС та удосконалення системи поводження з РАВ, за участі автора були розроблені програми поводження з РАВ ДП НАЕК «Енергоатом» ПМ-Д.0.05.174-03 «Програма по поводженню з радіоактивними відходами НАЕК «Енергоатом», ДП «НАЕК «Енергоатом [15] та ПМ-Д.0.05.174-08 «Програма поводження з радіоактивними відходами ДП НАЕК «Енергоатом» [16] які діяли з 2003 по 2010 роки.

Робота була виконана шляхом аналізу та узагальнення вимог нормативно – правової бази, діючих програм мінімізації РАВ АЕС та поводження з РАВ ДП «НАЕК «Енергоатом», результатів реалізації запланованих заходів, потреб, планів та фінансових можливостей ДП «НАЕК «Енергоатом» щодо удосконалення системи поводження з РАВ.

Заходи, заплановані в рамках Програм [15, 16] були виконані частково. Основною причиною невиконання та затримок виконання заходів була обмеженість фінансування. Найбільш витратні заходи із створення комплексів з переробки РАВ у період 2003-2010 роки не були реалізовані та їх терміни реалізації було продовжено. Незважаючи на лише часткове виконання запланованих заходів, результатом реалізації Програм за цей період стало суттєве зменшення утворення РАВ у ВП АЕС. Динаміка утворення РАВ (на 1 ГВт встановленої потужності) представлена у табл. 4.1.

Таблиця 4.1 – Динаміка утворення РАВ у ДП «НАЕК «Енергоатом» у період 2003-2010 роки

Рік	РРВ, м <sup>3</sup> /ГВт		ТРВ, м <sup>3</sup> /ГВт		
	КЗ	ВФМ	НАВ	САВ	ВАВ
<b>2003</b>	298	6,5	192	5,63	1,40
<b>2004</b>	219	2,7	215	5,75	0,90
<b>2005</b>	229	1,8	227	8,03	0,78
<b>2006</b>	229	3,8	167	7,45	0,67
<b>2007</b>	235	3,7	196	7,77	1,26
<b>2008</b>	198	2,0	176	4,56	0,62
<b>2009</b>	149	2,4	135	3,77	0,43
<b>2010</b>	176	1,4	105	6,60	0,50

Кубовий залишок та низькоактивні ТРВ дають основні об'єми утворення РАВ. З таблиці видно, що до 2010 року утворення кубового залишку знизилося у близько 1,7 разів, а НАВ - в 1,8 разів у порівнянні з 2003 роком, коли дані програми почали діяти.

#### **4.4 Удосконалення алгоритму встановлення контрольних рівнів утворення РАВ**

Одним із методів зменшення обсягів утворення РАВ є встановлення контрольних рівнів (далі КР) та контроль за їх дотриманням. Контроль за дотриманням КР реалізований, зокрема в рамках звітності ВП АЕС по поводженню з РАВ, яка описана вище.

Контрольні рівні встановлюються з метою:

- закріплення досягнутого рівня утворення РАВ на АЕС;
- виявлення випадків незапланованого збільшення утворення РАВ (включаючи аварійні ситуації), що вимагають розслідування, виявлення причин такого збільшення та, за можливості, їх усунення.

Кількість РАВ, що утворюються на АЕС за конкретний період залежить від багатьох чинників, що приводить до випадкових змін її величини. Відповідно КР мають встановлюватись на рівні, що не перевищується при випадкових коливаннях, але перевищується при суттєвому збільшенні утворення РАВ АЕС.

У 2005 році з метою визначення єдиного підходу щодо встановлення та використання контрольних рівнів при поводженні з РАВ, у ВП АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом» був введений в дію СТП 0.03.059-2005 «Контрольные уровни образования радиоактивных отходов на атомных станциях. Методические указания по их установлению» [152]. Згідно з [152] у ВП АЕС були розроблені, введені в дію та один раз переглянуті регламенти [153-157], що встановлювали відповідні контрольні рівні.

У 2014-2015 роках автором був виконаний аналіз алгоритму встановлення КР на АЕС. Для визначення її ефективності утворення РАВ у ВП АЕС за період 2006-2013 роки порівнювалось з встановленими КР. Як приклад, аналізовані дані для ВП ЗАЕС представлені у табл. 4.2, 4.3.

Таблиця 4.2 – Утворення ТРВ та контрольні рівні у ВП ЗАЕС

	НАВ			САВ			ВАВ		
	V, м <sup>3</sup> /р	КР, м <sup>3</sup> /р	V/КР	V, м <sup>3</sup> /р	КР, м <sup>3</sup> /р	V/КР	V, м <sup>3</sup> /р	КР, м <sup>3</sup> /р	V/КР
<b>2006</b>	1242,9	2064	0,60	52,00	94,8	0,55	3,80	7,2	0,53
<b>2007</b>	1338,7	2064	0,65	27,55	94,8	0,29	2,57	7,2	0,36
<b>2008</b>	1182,2	2064	0,57	44,10	94,8	0,47	1,58	7,2	0,22
<b>2009</b>	771,0	2064	0,37	22,20	94,8	0,23	1,30	7,2	0,18
<b>2010</b>	602,6	2064	0,29	55,85	94,8	0,59	0,43	7,2	0,06
<b>2011</b>	612,9	2064	0,30	55,46	94,8	0,59	2,36	7,2	0,33
<b>2012</b>	653,3	2064	0,32	43,88	94,8	0,46	1,58	7,2	0,22
<b>2013</b>	742,6	2064	0,36	38,30	94,8	0,40	2,51	7,2	0,35

Як видно з наведених даних для ТРВ, спостерігається явна динаміка зменшення утворення НАВ у ВП ЗАЕС. Для інших категорій ТРВ тенденцій не спостерігається. Контрольні рівні завищені. За останні 5 років утворення ТРВ не перевищувало 0,4·КР для НАВ, 0,6·КР для САВ, і 0,4·КР для ВАВ.

Таблиця 4.3 – Утворення РРВ, (кубового залишку і відпрацьованих фільтруючих матеріалів та шламі), та контрольні рівні у ВП ЗАЕС

	Кубовий залишок			ВФМ та шлами		
	V, м <sup>3</sup> /р	КР, м <sup>3</sup> /р	V/КР	V, м <sup>3</sup> /р	КР, м <sup>3</sup> /р	V/КР
<b>2006</b>	1169	1710	0,68	9,0	85	0,11
<b>2007</b>	1087	1710	0,64	30,5	85	0,36
<b>2008</b>	1002	1710	0,59	14,1	85	0,17
<b>2009</b>	837	1700	0,49	16,5	85	0,19
<b>2010</b>	906	1700	0,53	6,8	85	0,08
<b>2011</b>	902	1700	0,53	13,0	85	0,15
<b>2012</b>	814	1700	0,48	0,0	85	0,00
<b>2013</b>	799	1700	0,47	9,0	85	0,11

Як видно з наведених даних для РРВ, динаміка утворення КЗ у ВП ЗАЕС демонструє тенденцію на систематичне зниження. Для ВФМ та шламів такої явної тенденції не спостерігається. Встановлені контрольні рівні завищені. За останні 5 років утворення КЗ не перевищувала  $0,3 \cdot \text{КР}$ . Утворення ВФМ і шламів не стабільне - середнє значення не показове, але за весь період їх утворення не перевищувало  $0,4 \cdot \text{КР}$ .

Аналогічний аналіз був виконаний і для інших ВП АЕС. Виявилось що КР системно встановлюються на суттєво завищеному рівні і відповідно не виконують своїх задач. Причини були виявлені при аналізі стандарту ДП «НАЕК «Енергоатом» по встановленню контрольних рівнів [152] та чинних у 2014 році регламентів ВП АЕС [153-157]. Основними причинами були наступні:

- В якості основних встановлюються контрольні рівні для утворення РАВ за місяць (далі - місячні КР), а контрольні рівні для утворення РАВ за рік (далі річні КР) розраховуються як сума місячних. Місячні КР визначаються як середнє значення утворення РАВ плюс середнє відхилення (по модулю). При цьому утворення ТРВ у різних місяцях може суттєво відрізнятись і середнє відхилення практично дорівнює середньому значенню;
- Вимоги до вихідної вибірки – не менше чим 3 роки та не менше 10 значень. Відповідно, у регламентах різних ВП АЕС для встановлення контрольних рівнів використовуються різні вибірки: ЗАЕС та ХАЕС – 3 роки, РАЕС – 5 років, ЮУАЕС – 10 років;
- КР утворення кубового залишку розраховується не на базі статистичної обробки реальних значень, а виходячи з нормативів та коефіцієнту упарювання;
- Значення КР мають округлюватись до однієї значущої цифри у більшу сторону. При такому округленні можливе суттєве збільшення КР.

Для усунення виявлених проблем була розроблений удосконалений алгоритм встановлення контрольних рівнів, де реалізовані наступні основні рішення:

- Річні та місячні КР встановлюються незалежно. Річні КР використовуються для контролю за утворенням та надходженням РАВ до сховищ в рамках звітності ВП АЕС, а місячні КР – для оперативного контролю у ВП АЕС;
- Як річні так і місячні КР утворення трапних вод, кубового залишку та ТРВ за категоріями встановлюються за єдиним алгоритмом на основі статистичної вибірки за останні 5 років (аномальні значення з вибірки вилучаються);
- КР встановлюється як менше від очікуваної верхньої границі - середнє по виборці плюс подвоєна похибка, (ймовірність випадкового перевищення менше 2,3 %) та 0,6 від проектного рівня утворення відповідних РАВ;
- У зв'язку нестабільністю утворення ВФМ та шламів для них встановлюється тільки річний КР, що дорівнює 0,3 від проектного рівня утворення таких РРВ (аналіз статистики показує, що за нормальних умов перевищення такого КР не очікується).

Більш детально основні положення удосконаленого алгоритму встановлення контрольних рівнів утворення та надходження до сховищ РАВ на АЕС описані у Додатку В.

Удосконалений алгоритм практично реалізований в рамках СОУ НАЕК 083:2015 Поводження з радіоактивними відходами. Встановлення контрольних рівнів утворення та надходження до сховищ радіоактивних відходів на атомних електростанціях. Методичні вказівки [17].

## **4.5 Моніторинг поводження з РАВ на діючих АЕС України з боку міжнародних фінансових організацій**

НАЕК «Енергоатом» з метою неухильного подальшого підвищення ядерної безпеки, забезпечення ефективної та надійної роботи енергетичної галузі, доведення безпеки атомних енергоблоків України до рівня, що відповідає міжнародно-визнаним вимогам з ядерної безпеки та охорони довкілля, реалізує Комплексну (зведену) програму підвищення безпеки енергоблоків атомних електростанцій (далі - КЗПБ) [158].

Витрати на виконання КЗПБ здійснюються за рахунок власних коштів НАЕК «Енергоатом», а також коштів, наданих як кредити ЄБРР та Євратомом. Кредитні угоди між ДП «НАЕК «Енергоатом» і ЄБРР та Євратомом [159,160] та План екологічних та соціальних заходів [161] який є обов'язковим додатком до кредитної угоди з ЄБРР, передбачають щоквартальне та щорічне звітування Кредиторам, зокрема, з питань поводження з РАВ та створення комплексів для переробки РАВ на АЕС України.

Форми для звітування кредиторам з питань поводження з РАВ, були розроблені автором шляхом аналізу вимог кредиторів до звітування та діяльності ДП «НАЕК «Енергоатом» щодо поточного поводження з РАВ та удосконалення системи поводження з РАВ. Форми були узгоджені з кредиторами і з 2015 року згідно з ними склалися розділи щодо поводження з РАВ кварталних та річних звітів.

У рамках кварталних звітів наводиться інформація про: зміни у нормативно правовій базі в сфері поводження з РАВ, поточне поводження з РАВ, результати моніторингу створення установок для переробки РАВ та сплату податку за утворення та тимчасове зберігання РАВ у звітному періоді. Також надається висновок щодо відповідності діяльності ДП «НАЕК «Енергоатом» з поводження з РАВ вимогам національного законодавства, умовам Кредитних угод та положенням Плану екологічних та соціальних заходів.

У рамках річних звітів ДП «НАЕК «Енергоатом» з екологічних та соціальних питань за відповідний рік наводиться інформація про: удосконалення управління питаннями поводження з РАВ, поточне поводження з РАВ, заходи з мінімізації утворення РАВ, створення нових установок для поводження з РАВ, удосконалення технологій та методів поводження з РАВ, перерахування коштів за майбутнє передання РАВ на довгострокове зберігання/захоронення.

Моніторинг створення установок для переробки РАВ до форми, прийнятної для довгострокового зберігання та захоронення, здійснюється у форматі MS Project. Передбачений контроль за виконанням ряду загальних заходів ДП «НАЕК «Енергоатом» та безпосередньо створення установок з переробки РАВ на АЕС. Для моніторингу таких установок визначені стандартні укрупнені етапи. Стан виконання заходів та, за потреби, коригування термінів виконання етапів здійснюється щоквартально. Результати моніторингу включаються до квартальних та річних звітів у вигляді Діаграм Ганта. Більш детально Моніторинг створення установок для переробки РАВ до форми, прийнятної для довгострокового зберігання та захоронення описаний у додатку Г.

Автор безпосередньо приймав участь у розробленні відповідних розділів в рамках квартальних звітів Позичальника з 2015 р. по 2017 р. та річних Звітів з екологічних та соціальних питань за період 2013-2017 роки [18-21]. Вчасне та достатнє звітування Кредиторам, в тому числі і з питань поводження з РАВ, забезпечило можливість фінансування реалізації заходів КЗПБ, та, відповідно, підвищення рівня безпеки діючих енергоблоків АЕС України.



## ВИСНОВКИ

Дисертація присвячена удосконаленню прогнозу та контролю утворення радіоактивних відходів діючих АЕС України. В роботі представлені результати автора отримані в рамках такого удосконалення за трьома напрямками.

За напрямком «Встановлення радіаційної еквівалентності ВЯП реакторів типу ВВЕР-440 та ВАВ, отриманих після його переробки» отримані наступні результати:

- Для осклованих ВАВ від переробки ВЯП реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «МАЯК» на основі розрахункових оцінок радіонуклідного складу для різних часів витримки вперше обґрунтований перелік значимих при визначенні еквівалентності радіонуклідів, визначений критерій еквівалентності та розроблений алгоритм формування партії осклованих ВАВ для повернення в Україну;
- Підібрані прості аналітичні функції які задовільно описують активність радіонуклідів у ВЯП реакторів ВВЕР-440, для різних значень початкового збагачення та вигоряння, що дозволяє розраховувати активність радіонуклідів у ВЯП без виконання детального моделювання його опромінення в реакторі.

Результати були практично застосовані у стандартах Мінпаливенерго України [1,2] щодо методики визначення кількості та характеристик високоактивних відходів, які мають повертатися Україні після переробки ВЯП ВВЕР-440 у Російській Федерації.

За напрямком «Прогноз обсягів РАВ від зняття з експлуатації енергоблоків з реакторами типу ВВЕР» отримані наступні результати:

- Вперше оцінена кількість та вартість захоронення РАВ від ЗЕ реакторів ВВЕР-440 і ВВЕР-1000, що стало основою планування поводження з РАВ при ЗЕ;

- Розроблений алгоритм оптимізації графіків ЗЕ енергоблоків в межах окремого майданчику АЕС.

Результати були практично застосовані у Концепції зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України [3, 4] та Концепціях зняття з експлуатації ВП АЕС [5-11].

За напрямком «Планування та контроль утворення експлуатаційних РАВ діючих АЕС» отримані наступні результати:

- Удосконалені контроль поведження з експлуатаційними РАВ АЕС, в тому числі з боку міжнародних фінансових організацій, і планування діяльності по поведженню з РАВ на окремих АЕС та у ДП «НАЕК «Енергоатом»;
- Удосконалений алгоритм встановлення контрольних рівнів утворення РАВ на АЕС.

Отримані результати були практично застосовані у:

- Стандартах Мінпаливенерго України [12-14];
- Програмах та стандартах ДП «НАЕК «Енергоатом» [15- 17];
- Розділах щодо поведження з РАВ Квартальних звітів Позичальника про хід робіт у період 2015 - 2017 роки і Звітів з екологічних та соціальних питань за період з 2013 по 2017 роки [18-21];

Результати огляду технологій поведження з РАВ використані в рамках навчальних курсів для фахівців в сфері поведження з РАВ, проведених у Києві 22-26 лютого 2016 р., та опубліковані у розділах 11, 12, 13 та 21 посібника [11].

Отримані результати сприяли удосконаленню системи контролю та прогнозу в сфері поведження з РАВ діючих АЕС, ефективне функціонування якої забезпечує безпечне та ефективне поведження з РАВ АЕС, що є необхідною умовою безпечної експлуатації АЕС України.

Наприкінці автор виражає глибоку вдячність науковому керівнику докт. фіз.-мат. наук Л.Л. Литвинському за допомогу при виконанні та оформленні роботи. Автор вдячний А.М. Масько, С.М. Кондратьєву, В.М.

Ефременкову, Ю.О.Шибецькому за їх участь та допомогу при виконанні окремих частин даної роботи. Автор також вдячний співробітникам дирекції ДП «НАЕК «Енергоатом»: Л.В. Близнюковій, О.В. Яковенко, Ю.О. Ольховику, Ю.П.Рощіну; керівникам цехів по поводженню з РАВ ВП ЗАЕС - В.Ф. Войцеховському, ВП РАЕС - Е.І. Суховерхому, ВП ХАЕС С.Е. Коротову, ВП ЮУАЕС Л.І.Терещенко, іншим співробітникам галузі, при взаємодії з якими у автора було сформовано розуміння поточного стану поводження з РАВ діючих АЕС України, наявних проблем та шляхів їх вирішення.

## СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

- 1 СОУ-Н ЯЕК 1.006:2007 Розрахунок складу кількості та активності високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР – 440. [чинна від 2007-05-28 по 2010-09-01]. Київ: Мінпаливенерго України, ДП «НАЕК «Енергоатом», 2007. 55 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 2 СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010 Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються Україні після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440. [чинна від 2010-09-01]. Мінпаливенерго України, ДП «НАЕК «Енергоатом», Київ, 2010. 65 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 3 Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України. [чинна від 2004-05-12 по 2015-12-10]: затверджена наказом Міністерства палива та енергетики України від 12 травня 2004 р. № 249. Київ: Мінпаливенерго України, 2004. 89 с.
- 4 Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій. [Чинна з 2016-01-01] затверджена наказом Міненерговугілля України від 10.12.2015 р. №798
- 5 00.MP.00.KH.01 Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков ОП «Запорожская атомная электростанция». ОП ЗАЭС, 2009.
- 6 123456.1020.00.MP.00.KH.01-13 Концепція зняття з експлуатації енергоблоків ВП «Запорізька атомна електростанція». ВП ЗАЕС, 2014.
- 7 191-10-П-СНР и ПЭ Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС. ОП РАЭС, 2008.
- 8 191-10-П-СНР і ПЕ Концепція зняття з експлуатації енергоблоків Рівненської АЕС. ВП РАЕС, 2013.
- 9 0.ОБ.5797.ПН-08 Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков ВВЭР-1000 ОП «Хмельницкая АЭС». ОП ХАЭС, 2008.

- 10 ПН.0.3812.0087 Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков ЮУАЭС. ОП ЮУАЭС, 2008.
- 11 ПН.0.3812.0087 Концепція зняття з експлуатації енергоблоків ЮУАЕС. ВП ЮУАЕС, 2011.
- 12 ГНД 95.1.07.06.052-2003. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. [чинний від 2003-01-01 по 2009-08-01] Київ: Міністерство палив та енергетики України, 2003. 24 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 13 СОУ-Н ЯЕК 1.022:2009. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. [чинний від 2009-08-01 по 2015-04-30] Київ: Міністерство палива та енергетики України, ДП «НАЕК «Енергоатом», 2009. 34 с. (стандарт Мінпаливенерго України).
- 14 ГНД 95.1.07.06.053-2003. Програма мінімізації радіоактивних відходів на атомних електростанціях України. Типовий зміст. [чинний від 2003-01-01], Київ: Міністерство палив та енергетики України, 2003. 32 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 15 ПМ-Д.0.05.174-03 Програма по поводженню з радіоактивними відходами НАЕК «Енергоатом». [чинна від 2003-05-30 по 2008-06-15]. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2003. 38 с.
- 16 ПМ-Д.0.05.174-08 Програма поводження з радіоактивними відходами ДП НАЕК «Енергоатом». [чинна від 2008-06-15 по 2010-11-27]. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2008. 55 с.
- 17 СОУ НАЕК 083:2015 Поводження з радіоактивними відходами. Встановлення контрольних рівнів утворення та надходження до сховищ радіоактивних відходів на атомних електростанціях. Методичні вказівки. [чинний від 2015-05-18] Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2015. (стандарт ДП «НАЕК «Енергоатом»)

- 18 CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-001-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2013-2014. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2015. с. 74-88.
- 19 CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-002-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2015. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2016. С.47-52.
- 20 CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-003-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2016. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2017. С. 47-54.
- 21 CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-004-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2017. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2018. С.46-55.
- 22 Основные принципы и системы обращения с радиоактивными отходами (учебное пособие): проект U4.01/09-А./ под общей редакцией В.М. Ефременкова. Киев: Издательство «Промінь», 2015.- 352 с
- 23 Литвинский Л.Л., Масько А.Н., Русинко П.М. Метод оценки активности радионуклидов в отработавшем ядерном топливе реакторов типа ВВЭР–440. *Ядерні та радіаційні технології*. 2006. Том 6, №4. С. 21-29
- 24 Масько А. Н., Кузнецов С. А., Русинко П. М. Обоснование критерия эквивалентности высокоактивных отходов переработки отработанного ядерного топлива ВВЭР-440. *Ядерна енергетика та докiлля*. 2013, № 2. С. 13-21.
- 25 Русинко П.М., Литвинський Л.Л. Моделювання та аналіз радіонуклідного складу високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «Маяк». *Ядерна фізика та енергетика*. 2019. Том - 20, № 1, С. 26-33.
- 26 Близнюкова Л.В., Литвинский Л.Л., Масько О.М., Русинко П.М., Яковенко Е.В. Основные положения методики расчета количества

- высокоактивных отходов, возвращаемых Украине после технологического хранения и переработки партии ОТВС ВВЭР-440 *Ядерні та радіаційні технології*. 2007. Том 7, №3-4. С. 79-89.
- 27 Литвинський Л.Л., Лобач Ю.М., Русінко П.М.. Основні положення Концепції зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України. *Ядерні та радіаційні технології*. 2004. Том 4, №2. С. 4 - 25.
- 28 Rusinko P., Litvinsky L., Masko A. Decommissioning Conception of the operating NPPs in Ukraine. [Електронний ресурс]: *Environmental Remediation and Radioactive Waste Management: Proceedings of The 10th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, September 4-8, 2005, Glasgow, Scotland*. 2005. 1 електрон. опт. диск (CD-R)
- 29 Литвинський Л.Л., Лобач Ю.М., Русінко П.М. Прогноз витрат на зняття з експлуатації енергоблоків типу ВВЕР. *Ядерні та Радіаційні Технології*. 2003. Том 3, № 3,. С. 58-70.
- 30 Литвинський Л.Л., Масько О.М., Рундюк С.М., Русинко П.М. Оптимізація сценаріїв зняття з експлуатації діючих АЕС України. [Електронний ресурс]: *Экологические аспекты ядерных технологий: Материалы ежегодной международной конференции УкрЯО, 23-24 ноября 2004 г. Киев: УкрЯО, ГНИЦ СКАР, 2004*. 1 електрон. опт. диск (CD-R)
- 31 Литвинський Л.Л., Лобач Ю.М., Рундюк С.В., Русінко П.М. Оптимізація сценарію зняття з експлуатації Южно-Української АЕС. *Ядерні та радіаційні технології*, 2004, Том 4, №2. С. 45 - 57.
- 32 Русінко П.М., Литвинський Л.Л., Масько О.М., Рундюк С.В. Оптимізація сценаріїв зняття з експлуатації діючих АЕС України. *Ядерні та радіаційні технології*. 2004. Том 4, №3. С. 69-80.
- 33 Русінко П.М., Литвинський Л.Л., Масько А.М. Оптимізація термінів зняття з експлуатації українських АЕС. [Електронний ресурс]: *Экологические аспекты ядерных технологий: Материалы ежегодной*

- международной конференции УкрЯО, 17-18 октября 2005 г. Киев: УкрЯО, ГНИЦ СКАР, 2005. 1 электрон. опт. диск (CD-R)
- 34 Русинко П.М. Разработка методики расчета состава, количества и активности ВАО от переработки ОЯТ: Доклад на Координационном НТС по вопросам обращения с РАО на АЭС РФ и Украины, 6-7 Июля 2006 г., Запорожская АЭС
- 35 Русинко П.М. Пересмотр ГНД 95.1.07.06.052-2003 Обращение с радиоактивными отходами на атомных электростанциях Украины. Формы квартальной и годовой отчетности: Доклад на Совете специалистов ГП НАЭК «Энергоатом», секция 1 «Обращение с РАО», 7 Июля 2009 г, Киев
- 36 Русинко П.М. Разработка стандарта Минтопэнерго Украины «Методика расчета количества высокоактивных отходов, возвращаемых Украине после технологического хранения и переработки партии ОТВС ВВЭР-440»: Доклад на совместном координационном НТС по вопросам обращения с РАО и Международном совещании начальников цехов дезактивации АЭС России и Украины, 12-15 Ноября 2010 г. Севастополь.
- 37 Про повождення з радіоактивними відходами: Закон України від 30.06.1995 р. № 255/95-ВР. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/255/95-%D0%B2%D1%80#Text> (дата звернення: 17.02.2021)
- 38 Русинко П.М. Переработка и иммобилизация жидких радиоактивных отходов: Лекция в рамках учебных курсов по вопросам обращения с РАО, 22-24 февраля 2016 г., Киев
- 39 Русинко П.М. Переработка твердых радиоактивных отходов. Термические и механические методы обработки: Лекция в рамках учебных курсов по вопросам обращения с РАО, 22-24 февраля 2016 г., Киев



- 40 Русинко П.М. Хранение и захоронение высокоактивных и долгосуществующих отходов и отработавшего топлива: Лекция в рамках учебных курсов по вопросам обращения с РАО, 22-24 февраля 2016 г., Киев
- 41 ДСП 6.074.120-01 Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України: затв. наказом М-ва охорони здоров'я України від 02.02.2005 р. №54. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0552-05#Text> (дата звернення: 17.02.2021)
- 42 СОУ-Н-ЯЕК 1.024:2009 Класифікатор радіоактивних відходів атомних електростанцій: проект/ Міністерство палива та енергетики України.
- 43 РД 306.4.098-2004 Рекомендації щодо встановлення критеріїв приймання кондиційованих радіоактивних відходів на захоронення у приповерхневих сховищах: затв. наказом Держатомрегулювання України від 25.10.2004 р. № 160. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/rada/show/v0160578-04#Text> (дата звернення: 18.02.2021).
- 44 Classification of radioactive waste. General safety guide. IAEA safety standards series No. GSG-1. IAEA, Vienna, 2009.
- 45 Бекман И.Н. Ядерная индустрия: курс лекций. МГУ, Москва, 2005, 867 с. URL: <http://lib.wwer.ru/atomnaya-energiya/> (дата звернення: 08.12.2013)
- 46 Цементирование, ФГУП «Радон», Россия. URL: [http://www.radon.ru/line\\_activity/rao/processing\\_rao/cementing/](http://www.radon.ru/line_activity/rao/processing_rao/cementing/) (дата звернення: 13.12.2021)
- 47 Cementation of Radioactive Waste, NUKEM Technologies GmbH (2007). URL: [http://www.nukemgroup.com/fileadmin/pdf/Brochure\\_Cementation\\_Juni\\_2007.pdf](http://www.nukemgroup.com/fileadmin/pdf/Brochure_Cementation_Juni_2007.pdf) (дата звернення: 16.12.2013)
- 48 Соболев И.А., Хомчик Л.М. Обезвреживание радиоактивных отходов на централизованных пунктах. Москва: Энергоатомиздат, 1983. 128 с.

- 49 Никифоров А.С., Куличенко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. Москва: Энергоатомиздат, 1985. 184 с.
- 50 Кузнецов Ю.В., Щебетковский В.Н., Трусков А.Г. Основы очистки воды от радиоактивных загрязнений. Москва: Атомиздат, 1974. 360 с.
- 51 Chemical Precipitation Processes for the Treatment of Aqueous Radioactive Waste. IAEA STI/DOC/10/337. IAEA, Vienna, 1992.
- 52 Advances in technologies for the treatment of low and intermediate level radioactive liquid wastes. IAEA Technical Report Series No 370. IAEA, Vienna, 1994.
- 53 Application of membrane technologies for radioactive waste processing. IAEA Technical Report Series No431. IAEA, Vienna, 2004.
- 54 Application of ion-exchange processes for treatment of radioactive waste and management of spent ion exchangers. IAEA Technical Report Series No408. IAEA, Vienna, 2002.
- 55 Handling and Treatment of Aqueous Radioactive Waste. IAEA TECDOC-654, IAEA, Vienna, 2002.
- 56 Combined methods for liquid radioactive waste treatment. IAEA TECDOC-1336. IAEA, Vienna. 2003.
- 57 Predisposal Management of Organic Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No. 427. IAEA, Vienna, 2004.
- 58 Wilks J.P., Holt N.S. Wet oxidation of mixed organic and inorganic radioactive sludge wastes from a water reactor, *Wastes Manage.* 10 (1990) 197-203.
- 59 Wilks J.P., Holman D.J., Holt N.S. Organic waste treatment by wet oxidation, *Chemspec Europe 91 BACS Symposium* (1991).
- 60 Dellamano J.C., Distillation as a pre-treatment process of waste scintillation solutions, *Radioactive Waste Management 2*, BNES, London (1989).
- 61 Greenhalgh W.O. Immobilisation of Organic Liquid Wastes, Rep. HEDL SA 3377 FA, Hanford Engineering Development Lab. Richland, WA (1985).

- 62 Lin M., Mackenzie D.R. Tests of Absorbents and Solidification Techniques for Oil Wastes, Rep. BNL NUREG 51589, Brookhaven National Lab, Upton, NY (1983).
- 63 Holman D.J. Process options for treatment of organic containing ILWs by wet oxidation, Radioactive Waste Management, BNES, London (1989).
- 64 Steele D.F. A novel approach to organic waste disposal, Atom 393 (July 1989).
- 65 Conditioning of Low- and Intermediate-Level Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No. 222, IAEA, Vienna, 1983.
- 66 Bituminisation of Radioactive Waste, IAEA Technical Report Series No. 116, IAEA, Vienna, 1970.
- 67 Bituminisation Processes to Condition Radioactive Waste, IAEA Technical Report Series No. 352, IAEA, Vienna, 1993.
- 68 Immobilisation of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes with Polymers. IAEA Technical Report Series No. 289. IAEA, Vienna (1988).
- 69 Conditioning of Alpha Bearing Wastes. IAEA Technical Report Series No. 326. IAEA, Vienna, 1991.
- 70 Treatment of Spent Ion-Exchange resins for Storage and Disposal. IAEA Technical Report Series No. 254. IAEA, Vienna, 1985.
- 71 F. M. Lea. The Chemistry of Cement and Concrete. Edward Arnold (Publishers) Ltd London. Third Edition. 1970.
- 72 M. Atkins, F.P. Glasser. Application of Portland cement-based materials to radioactive waste immobilization. Waste Management, 1992, Vol.12, pp.105-131.
- 73 H. F. W. Taylor. Cement Chemistry. Published by Thomas Telford. 1997.
- 74 H. Bogue. The Chemistry of Portland Cement. 2nd Edition. New York: Reinhold Publishing Corp. 1955.
- 75 P. Barnes and J. Bensted. Structure and Performance of Cements. 2nd Edition. ISBN: 041923330X. Published by Routledge. 1st January, 2002.

- 76 S. H. Kosmatka, B. Kerkhoff and W. C. Panarese. Portland, Blended and Other Hydraulic Cements. 2002.
- 77 University of Sheffield. The Centre for Cement and Concrete. Department of Civil and Structural Engineering. website URL: [www.shef.ac.uk/uni/academic/A-C/ccc/](http://www.shef.ac.uk/uni/academic/A-C/ccc/) (дата звернення 28.01.2014)
- 78 Improved Cement Solidification of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes. IAEA Technical Reports Series No. 350. IAEA, Vienna, 1993.
- 79 Design and Operation of High Level Waste Vitrification and Storage Facilities. IAEA Technical Report Series No. 339. IAEA, Vienna, 1992.
- 80 Стекла для радиоактивных отходов./ Соболев И.А., Ожован М.И., Щербатова Т.Д., Батюхнова О.Г.. Москва: Энергоатомиздат, 1999 г. 240с.
- 81 F.A. Lifanov, M.I. Ojovan, S.V. Stefanovsky, R. Burcl. Cold crucible vitrification of NPP operational waste. Mat. Res. Soc. Symp. Proc., 757, II5.13.1-II5.13.6 (2003).
- 82 F.A. Lifanov, I.A. Sobolev, S.A. Dmitriev, S.V. Stefanovsky, M.I. Ojovan, W.E. Lee, R. Burcl. Vitrification of low and intermediate level waste: technology and glass performance. Proc. WM'04 Conference, February 29 – March 4, 2004, Tucson, Arizona, 10 p., 4010.pdf. (2004).
- 83 Карлина О.К., Варлакова Г.А., Ожован М.И., Тиванский В.М., Дмитриев С.А. Кондиционирование радиоактивного зольного остатка в волне твердофазных экзотермических реакций. Атомная энергия, 2001, т.90, вып. 1, с.38-43.
- 84 Predisposal Management of High Level Radioactive Waste. IAEA Safety Guide Series No. WS-G-2.6, IAEA, Vienna, 2003.
- 85 The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste. IAEA General Safety Guide Series No. GSG-3. IAEA, Vienna, 2013.
- 86 Treatment of Low and Intermediate Level Solid Radioactive Wastes. IAEA Technical Reports Series No. 223. IAEA, Vienna, 1983.

- 87 Treatment and conditioning of radioactive solid waste. IAEA TECDOC-655. IAEA, Vienna, 1992.
- 88 Status of Technology for Volume Reduction and Treatment of Low and Intermediate Level Solid Radioactive Waste. IAEA Technical Reports Series No. 360. IAEA, Vienna, 1994.
- 89 Management of radioactive waste from the use of radionuclides in medicine. IAEA TECDOC-1183, IAEA, Vienna, 2000.
- 90 Management of small quantities of radioactive waste. IAEA TECDOC-1041. IAEA, Vienna, 1998.
- 91 Handling and processing of radioactive waste from nuclear applications. IAEA Technical Reports Series No.402. IAEA, Vienna, 2001.
- 92 Дмитриев С.А. ред. Обращение с радиоактивными отходами от неядерных применений. (Лекции курсов-семинара по подготовке и повышению квалификации специалистов, работающих в области обращения с радиоактивными отходами). МГУ им. М.В. Ломоносова и МосНПО “Радон”, Москва Сергиев Посад, (2000).
- 93 Treatment of off-gas from radioactive waste incinerators. IAEA Technical Reports Series No.302. IAEA, Vienna, 1989.
- 94 R. Berlin, C.C. Stanton. Radioactive waste management, John Willey and Sons, New York (1990).
- 95 M.I. Ojovan, W.E. Lee, I.A. Sobolev. S.A. Dmitriev, O.K. Karlina, V.L. Klimov, G.A. Petrov, C.N. Semenov. Thermochemical processing using powder metal fuels of radioactive and hazardous waste. J. Process Mechanical Engineering, 218, 1-9 (2004).
- 96 Treatment of gaseous waste. IAEA TECDOC-1744. IAEA, Vienna, 2014.
- 97 Progress in Radioactive Graphite Management, IAEA TECDOC-1647. IAEA, Vienna, 2010.
- 98 New developments and improvements in processing of “problematic” radioactive waste. IAEA TECDOC-1579. IAEA, Vienna, 2007.

- 99 Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник./ Колобашкин В.М. и др. Москва: Энергоатомиздат, 1983. 384 с.
- 100 Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС./ Землянухин В.И. и др. Москва: Энергоатомиздат, 1983. 276с.
- 101 The economics of Nuclear Fuel Cycle. OECD NEA, 1994.
- 102 Geological disposal of radioactive waste, Safety requirements. IAEA safety standards series No. WS-R-4. IAEA, Vienna, 2004.
- 103 Geological disposal of radioactive waste: technological implications for irretrievability. IAEA nuclear energy series No. NW-T-1.19. IAEA, Vienna, 2009.
- 104 The use of scientific and technical results from underground research laboratory investigations for the geological disposal of radioactive waste. IAEA TECDOC-1243. IAEA, Vienna, 2001
- 105 The concept of geological disposal of long lived radioactive wastes, Neil Chapman, IAEA, ITS school Switzerland.
- 106 Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste. IAEA Specific Safety Guide Series No. SSG-14. IAEA, Vienna, 2011.
- 107 Disposal of Radioactive Waste. IAEA Specific Safety Requirements Series No. SSR-5. IAEA, Vienna, 2011.
- 108 The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, IAEA Specific Safety Guide Series No. SSG-23. IAEA, Vienna, 2012.
- 109 Monitoring and Surveillance of Radioactive Waste Disposal Facilities. IAEA Specific Safety Guide Series No. SSG-31, IAEA, Vienna, 2014.
- 110 H-Holger Rogner The Economics of Nuclear Power. Joint IAEA/ICTP School of Nuclear Energy Management, 8-26 November 2010, Trieste.
- 111 Options for the management and disposal of high-level radioactive waste and spent fuel. Joint IAEA/ICTP School of Nuclear Energy Management, 8-26 November 2010, Trieste.

- 112 Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики. Основы технологии и экономики производства ядерного топлива. Экономика АЭС: Учебное пособие для вузов.-3-е изд. Москва: Энергоатомиздат, 1987. 480 с.
- 113 Информационно-аналитический обзор материалов Технико-экономического обоснования инвестиций хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины. Киев, 2004.
- 114 Стратегия обращения с ВАО: Итоговый отчет по Задаче 5. ПРОЕКТ TACIS – U4.03/04 Разработка государственной стратегии и концепции государственной программы обращения с радиоактивными отходами в Украине.
- 115 Анализ стратегий обращения с радиоактивными отходами в западных странах: Отчет по Задаче 1.1.2. ПРОЕКТ TACIS – U4.03/04 Разработка государственной стратегии и концепции государственной программы обращения с радиоактивными отходами в Украине.
- 116 Переработка и транспортировка высокоактивных отходов: Отчет по Задаче 5.3.2. ПРОЕКТ TACIS – U4.03/04 Разработка государственной стратегии и концепции государственной программы обращения с радиоактивными отходами в Украине.
- 117 Временное хранение высокоактивных отходов: Отчет по Задаче 5.4.2. ПРОЕКТ TACIS – U4.03/04 Разработка государственной стратегии и концепции государственной программы обращения с радиоактивными отходами в Украине.
- 118 Критерии приемки радиоактивных отходов на долговременное хранение и/или захоронение в Украине Контейнеры для долговременного хранения и/или захоронения радиоактивных отходов в Украине: Отчет по Задаче 1.8.1. ПРОЕКТ TACIS – U4.03/04 Разработка национальной стратегии и концепции для государственной программы обращения с радиоактивными отходами в Украине.
- 119 Состояние и перспективы технологии переработки облученного топлива./ Поляков А.С. и др. *Ядерный топливный цикл*: Первая

- ежегодная научная конференция, Москва, июнь 2000 г. Сборник докладов, с.35.
- 120 Коммерческая переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-440/ Дзекун Е.Г. и др. Материалы Конференции по переработке ядерного топлива и обращению с отходами, Сендай, Япония, (1991), т.1, с. 44-48.
- 121 Снятие с эксплуатации блоков атомных электростанций и исследовательских реакторов. Руководство по безопасности. МАГАТЭ Серия норм безопасности, № WS-G-2.1. МАГАТЭ, Вена, 1999.
- 122 Вывод из эксплуатации установок. Общие требования безопасности. МАГАТЭ Серия норм безопасности № GSR Part 6. МАГАТЭ, Вена, 2015.
- 123 Про ратифікацію Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами: Закон України від 20.04.2000 р. № 1688-III. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/1688-14#Text> (дата звернення: 17.02.2021)
- 124 Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 8 лютого 1995 р. № 39/95-ВР. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80#Text> (дата звернення: 17.02.2021)
- 125 Про ратифікацію Конвенції про ядерну безпеку: Закон України від 17 грудня 1997 р. № 736/97-ВР. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/736/97-%D0%B2%D1%80#Text> (дата звернення: 17.02.2021)
- 126 НП 306.2.02/1.004-98 Загальні положення забезпечення безпеки при знятті з експлуатації атомних електростанцій і дослідницьких ядерних реакторів, Держатомрегулювання України, 1998 р.
- 127 Угода між Урядом України і Урядом Російської Федерації про науково-технічне та економічне співробітництво в області атомної енергетики: від 14 січня 1993 року. URL:



[https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/643\\_033#Text](https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/643_033#Text) (дата звернення:  
17.02.2021)

- 128 Контракт между ФГУП ПО «Маяк» (Российская Федерация) и ГП НАЭК «Энергоатом» на переработку отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-440 Ровенской АЭС от 01.06.1998 №235/98-01. ГП «НАЕК «Энергоатом», 1998.
- 129 HLW Processing and Transportation: Report Task 5.3.2 and HLW interim storage: Report Task 5.4.2. TACIS PROJECT – U4.03/04 Development of a national Strategy and Concept for State Programme for Radioactive Waste Management in Ukraine, including a Strategy for NNEGC Energoatom Radwaste Management, 2008
- 130 British Nuclear Fuels PLC. Information on the environmental implications for the UK of THORP waste substitution and its application using "integrated toxic potential": Draft Report BNFL, 1994
- 131 Fearn H.S., Smith G.M., Davis J.P. and Hill M.D. Investigation of whether various types of radioactive waste are equivalent in terms of the radiological impact associated with their disposal EUR 12062 EN (1989)
- 132 Radioactive Waste (Professional) Division of the Department of the Environment. Assessment of Best Practicable Environmental Options (BPEOs) for management of low and intermediate level solid radioactive wastes. HMSO (1986).
- 133 Mobbs S.F., Harvey M.P., Martin J.S., Mayall A. and Jones M.E. Comparison of the Waste Management Aspects of Spent Fuel Disposal and Reprocessing: Post-disposal Radiological Impact. NRPB-M282 (1990)
- 134 Mobbs S.F. Environmental considerations of different fuel management options. In The management of irradiated nuclear fuel. Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers 17-18 November 1992. Mechanical Engineering Publications Ltd (1992).
- 135 Schaller K.H., Dalrymple G.J., Dodds R., Malherbe J., Mehling O. and Mobbs S.F.. Assessment of radioactive waste management scenarios for

- light-water reactor spent fuel. IN Proc. 3rd EC Conf. Rad. Waste Management and Disposal, Luxembourg 17-21 Sept. 1990, EUR 13389 1991. (Elsevier)
- 136 Orłowski S. and Schaller K.H. (Eds). Radioactive waste equivalence: Report by a working group set up in the framework of the “Community plan of action in the field of radioactive waste”. Euradwaste series No. 3. CEC Brussels EUR 12879 EN (1990).
- 137 Mehta K., Sherman G.R. and King S.G. Potential health hazard of nuclear fuel waste and uranium ore. AECL Research, Whiteshell Laboratories, Manitoba. AECL-8407 (1991).
- 138 Gilbert T.L. and Luner C. Analysis of alternatives for greater-confinement disposal of low-level radioactive waste. DOE/LLW-T (1985).
- 139 IAEA Clearance levels for radionuclides in solid materials. Application of exemption principles. Interim report for comment. IAEA TECDOC-855, IAEA, Vienna, 1996.
- 140 European commission, nuclear science and technology, Elements for assessment the equivalence between radioactive waste materials, Titsley J.G., Mobbs S.F., Carey A.D. and Penfold J.S., National Radiological Protection Board, Chilton, Didcot, Oxfordshire, OX11 0RQ, United Kingdom, Final report, August 1996, Directorate-General Environment, Nuclear safety and Civ’ Protection, EUR 17241 EN.
- 141 Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. Москва: Энергоатомиздат, 1989. 575 с.
- 142 Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Цепочки радиоактивных превращений. Справочник. Москва: Энергоатомиздат, 1994. 110с.
- 143 Круглов А.К., Рудик А.П. Искусственные изотопы и методика расчета их образования в ядерных реакциях. Москва: Атомиздат, 1977.-167с.

- 144 Аппроксимация зависимостей концентрации нуклидов от времени простыми аналитическими функциями./ Бурак А.О. и др. Атомная энергия. – 2003, т.95, №6. – с. 432-438.
- 145 Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. IAEA Safety Standards for protecting people and the environment, No GSR Part 3. IAEA, Vienna, 2014.
- 146 Программа ТВС-М (версия 1.2). Описание алгоритма и инструкции пользователя./ Сидоренко В.Д. и др. Отчет РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 32/1-10-102, Москва, 2002.
- 147 О возврате остеклованных РАО: Письмо ФГУП ПО «МАЯК» от 08.04.2005 г. № ПТО-2251.
- 148 О направлении материалов: Письмо Дирекции по ядерной и радиационной безопасности Госкорпорации «Росатом» от 01.04.2010 г. № 2.6-428 .
- 149 International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiations and for the Safety of Radiation Sources. IAEA Safety Series No. 115. IAEA, Vienna, 2003
- 150 О направлении материалов: Письмо Дирекции по ядерной и радиационной безопасности Госкорпорации «Росатом» от 08.07.2010 г. № 1-2.5/3362 .
- 151 Organization of the collection and disposal of radioactive waste in the European Community. Materials of the European Community DG XII. EUR 12871 EN (1990).
- 152 СТП 0.03.059-2005 Контрольные уровни образования радиоактивных отходов на атомных станциях. Методические указания по их установлению. ГП «НАЕК «Энергоатом», 2005. (Стандарт ДП «НАЕК «Енергоатом»)
- 153 00.ЦД.ТТ.Рг.02.Б Контрольные уровни образования/поступления РАО. ОП «Запорожская АЭС», 2011.

- 154 175-20-НР-ЦДиРАО Контрольные уровни образования радиоактивных отходов в ОП «Ривненская АЭС». ОП «Ривненская АЭС», 2012.
- 155 0.ХЦ.0195.НР-11 Контрольные уровни образования жидких радиоактивных отходов для ХАЭС. ОП «Хмельницкая АЭС», 2011.
- 156 0.ЦД.0196.НР-11 Контрольные уровни образования и поступления твёрдых радиоактивных отходов на ОП ХАЭС. ОП «Хмельницкая АЭС», 2011.
- 157 ИН.0.0006.0069 Контрольные уровни образования радиоактивных отходов. ОП «Южно-Украинская АЭС», 2012.
- 158 Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки енергоблоків атомних електростанцій: затв. постановою Кабінету Міністрів України від 07.12.2011 р. №1270. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/1270-2011-%D0%BF#Text> (дата звернення: 17.02.2021)
- 159 Кредитна Угода між ДП «НАЕК «Енергоатом» та ЄБРР від 25.03.2013 р.
- 160 Угода про механізм надання позики між ДП «НАЕК «Енергоатом» та Євратом від 07.08.2013 р.
- 161 План екологічних та соціальних заходів – додаток до Кредитної Угоди між ДП «НАЕК «Енергоатом» та ЄБРР 25.03.2013 р. URL: [http://www.energoatom.com.ua/files/file/ccsup\\_pmu\\_e\\_doc\\_001\\_02\\_esap\\_1\\_0\\_04\\_2015\\_en\\_uk.pdf](http://www.energoatom.com.ua/files/file/ccsup_pmu_e_doc_001_02_esap_1_0_04_2015_en_uk.pdf) (дата звернення: 17.02.2021)

**СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА ЗА ТЕМОЮ  
ДИСЕРТАЦІЇ, ВІДОМОСТІ ПРО АПРОБАЦІЮ РЕЗУЛЬТАТІВ  
ДИСЕРТАЦІЇ ТА ЇХ ПРАКТИЧНЕ ЗАСТОСУВАННЯ**

Список публікацій

- 1. Наукові праці, в яких опубліковані основні результати дисертації**
1. Литвинський Л.Л., Лобач Ю.М., **Русінко П.М.** Прогноз витрат на зняття з експлуатації енергоблоків типу ВВЕР. *Ядерні та Радіаційні Технології*. 2003. Том 3, № 3,. С. 58-70.
2. Литвинський Л.Л., Лобач Ю.М., **Русінко П.М.** Основні положення Концепції зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України. *Ядерні та радіаційні технології*. 2004. Том 4, №2. С. 4 - 25.
3. **Русінко П.М.**, Литвинський Л.Л., Масько О.М., Рундюк С.В. Оптимізація сценаріїв зняття з експлуатації діючих АЕС України. *Ядерні та радіаційні технології*. 2004. Том 4, №3. С. 69-80.
4. Близнюкова Л.В., Литвинский Л.Л., Масько О.М., **Русинко П.М.**, Яковенко Е.В. Основные положения методики расчета количества высокоактивных отходов, возвращаемых Украине после технологического хранения и переработки партии ОТВС ВВЭР-440 *Ядерні та радіаційні технології*. 2007. Том 7, №3-4. С. 79-89.
5. Литвинский Л.Л., Масько А.Н., **Русинко П.М.** Метод оценки активности радионуклидов в отработавшем ядерном топливе реакторов типа ВВЭР–440. *Ядерні та радіаційні технології*. 2006. Том 6, №4. С. 21-29.
6. Масько А. Н., Кузнецов С. А., **Русинко П. М.** Обоснование критерия эквивалентности высокоактивных отходов переработки отработанного

ядерного топлива ВВЭР-440. *Ядерная энергетика та докiлля*. 2013, № 2. С. 13-21.

7. **Русiнко П.М.**, Литвинський Л.Л. Моделювання та аналіз радіонуклідного складу високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР-440 за технологією «ПО «Маяк». *Ядерна фізика та енергетика*. 2019. Том - 20, № 1, С. 26-33.

## **2. Опубліковані праці апробаційного характеру**

8. Литвинський Л.Л., Масько О.М., Рундюк С.М., **Русинко П.М.** Оптимізація сценаріїв зняття з експлуатації діючих АЕС України. [Електронний ресурс]: *Екологічні аспекти ядерних технологій: Матеріали щорічної міжнародної конференції УкрЯО, 23-24 листопада 2004 г. Київ: УкрЯО, ГНІЦ СКАР, 2004. 1 електрон. опт. диск (CD-R)*
9. **Rusinko P.**, Litvinsky L., Masko A. Decommissioning Conception of the operating NPPs in Ukraine. [Електронний ресурс]: *Environmental Remediation and Radioactive Waste Management: Proceedings of The 10th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, September 4-8, 2005, Glasgow, Scotland. 2005. 1 електрон. опт. диск (CD-R)*
10. **Русинко П.М.**, Литвинський Л.Л., Масько А.М. Оптимізація термінів зняття з експлуатації українських АЕС. [Електронний ресурс]: *Екологічні аспекти ядерних технологій: Матеріали щорічної міжнародної конференції УкрЯО, 17-18 жовтня 2005 г. Київ: УкрЯО, ГНІЦ СКАР, 2005. 1 електрон. опт. диск (CD-R)*

## **3. Документи у яких результати практично застосовані**

11. Основные принципы и системы обращения с радиоактивными отходами (учебное пособие): проект U4.01/09-А./ под общей редакцией В.М. Ефременкова. Київ: Издательство «Промінь», 2015.- 352 с.

- 12.ГНД 95.1.07.06.052-2003. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. [чинний від 2003-01-01 по 2009-08-01] Київ: Міністерство палив та енергетики України, 2003. 24 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 13.ГНД 95.1.07.06.053-2003. Програма мінімізації радіоактивних відходів на атомних електростанціях України. Типовий зміст. [чинний від 2003-01-01], Київ: Міністерство палив та енергетики України, 2003. 32 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 14.ПМ-Д.0.05.174-03 Програма по поводженню з радіоактивними відходами НАЕК «Енергоатом». [чинна від 2003-05-30 по 2008-06-15]. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2003. 38 с.
- 15.Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України. [чинна від 2004-05-12 по 2015-12-10]: затверджена наказом Міністерства палива та енергетики України від 12 травня 2004 р. № 249. Київ: Мінпаливенерго України, 2004. 89 с.
- 16.СОУ-Н ЯЕК 1.006:2007 Розрахунок складу кількості та активності високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР – 440. [чинна від 2007-05-28 по 2010-09-01]. Київ: Мінпаливенерго України, ДП «НАЕК «Енергоатом», 2007. 55 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 17.ПМ-Д.0.05.174-08 Програма поводження з радіоактивними відходами ДП НАЕК «Енергоатом». [чинна від 2008-06-15 по 2010-11-27]. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2008. 55 с.
- 18.СОУ-Н ЯЕК 1.022:2009. Поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях України. Форми квартальної та річної звітності. [чинний від 2009-08-01 по 2015-04-30] Київ: Міністерство палива та енергетики України, ДП «НАЕК «Енергоатом», 2009. 34 с. (стандарт Мінпаливенерго України).

- 19.СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010 Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються Україні після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440. [чинна від 2010-09-01]. Мінпаливенерго України, ДП «НАЕК «Енергоатом», Київ, 2010. 65 с. (стандарт Мінпаливенерго України)
- 20.СОУ НАЕК 083:2015 Поводження з радіоактивними відходами. Встановлення контрольних рівнів утворення та надходження до сховищ радіоактивних відходів на атомних електростанціях. Методичні вказівки. [чинний від 2015-05-18] Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2015. (стандарт ДП «НАЕК «Енергоатом»)
- 21.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-001-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2013-2014. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2015. с. 74-88.
- 22.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-002-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2015. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2016. С.47-52.
- 23.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-003-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2016. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2017. С. 47-54.
- 24.CCSUP-PMU-E\_\_\_\_-ESA-004-00 Звіт з екологічних та соціальних питань: 2017. Комплексна (зведена) програма підвищення безпеки. Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2018. С.47-55.

#### Відомості про апробацію

Основні результати робіт викладених у дисертації доповідалися на:

- Щорічній міжнародній конференції Українського Ядерного Товариства (далі УкрЯТ) «Екологічні аспекти ядерних технологій», 23-24 Листопада 2004 р. Київ, Україна, (доповідь на пленарному засіданні [8]);



- 10-тій Міжнародній конференції з відновлення навколишнього середовища та поводження з радіоактивними відходами, 4-8 Вересня 2005 р., Глазго, Шотландія, (доповідь на пленарному засіданні [9]);
- Щорічній міжнародній конференції УкрЯТ «Екологічні аспекти ядерних технологій», 17-18 жовтня 2005 р., Київ, Україна, (доповідь на пленарному засіданні [10]);
- Координаційній Науково – технічній нараді (далі НТН) з питань поводження з РАВ на АЕС РФ та України, 6-7 Липня 2006 р., Запорізька АЕС, Україна (доповідь на пленарному засіданні);
- Раді фахівців ДП «НАЕК «Енергоатом», секція 1 «Поводження з РАВ», 7 Липня 2009, Київ, Україна (доповідь на пленарному засіданні);
- Спільній координаційній НТН з питань поводження з РАВ та Міжнародна нарада начальників цехів дезактивації АЕС Росії та України, 12-15 Листопада 2010 р., Севастополь, Україна, (доповідь на пленарному засіданні).

#### Відомості про практичне застосування

Отримані результати практично застосовані в галузі в документах [11-24], сприяли удосконаленню системи прогнозу та контролю сфері поводження з РАВ діючих АЕС, ефективне функціонування якої забезпечує безпечне та ефективне поводження з РАВ АЕС, що є необхідною умовою безпечної експлуатації АЕС України.

## ДОДАТОК Б

(довідковий)

### ВНЕСОК РАДІОНУКЛІДІВ У СУМАРНІ ПИТОМІ ХАРАКТЕРИСТИКИ ВАВ

Таблиця Б.1 – Внесок, (%), радіонуклідів у сумарну питому активність  
ВАН для значущих при вигоряння 10 ГВт•діб/тU – чисельник, 36 ГВт•діб/тU-  
знаменник

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
<sup>3</sup> H	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>90</sup> Sr	23/20	22/19	14/10	0	0	0	0	0	0
<sup>90</sup> Y	23/20	22/19	14/10	0	0	0	0	0	0
<sup>93</sup> Zr	0	0	0	5/2	10/5	32/33	45/41	18/17	0
<sup>93m</sup> Nb	0	0	0	5/2	10/5	32/33	45/41	18/17	0
<sup>99</sup> Tc	0	0	0	0	1/0	2/2	0	0	0
<sup>106</sup> Ru	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>106</sup> Rh	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>107</sup> Pd	0	0	0	0	0	1/2	2/4	16/33	0
<sup>125</sup> Sb	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>125m</sup> Te	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>129</sup> I	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>134</sup> Cs	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>135</sup> Cs	0	0	0	1/0	2/1	8/9	12/12	20/20	0
<sup>137</sup> Cs	27/30	28/30	21/17	0	0	0	0	0	0
<sup>137m</sup> Ba	26/28	27/29	20/16	0	0	0	0	0	0
<sup>144</sup> Ce	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>144</sup> Pr	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>147</sup> Pm	0	0	0	0	0	0	0	0	0

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
<sup>151</sup> Sm	0	1/0	16/6	1/0	0	0	0	0	0
<sup>154</sup> Eu	0/1	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>155</sup> Eu	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>244</sup> Cm	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>240</sup> Pu	0	0	2/3	17/13	14/17	0	0	0	0
<sup>236</sup> U	0	0	0	0	0	0	0	6/6	2/7
<sup>243</sup> Cm	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>243</sup> Am	0	0	0/3	1/15	1/22	0	0	0	0
<sup>239</sup> Np	0	0	0/3	1/15	1/22	0	0	0	0
<sup>239</sup> Pu	0	0	3/1	36/7	60/26	17/17	0	0	0
<sup>235</sup> U	0	0	0	0	0	0	0	4/1	15/11
<sup>241</sup> Pu	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>241</sup> Am	0	9/1	33/25	0/44	0	0	0	0	0
<sup>237</sup> Np	0	0	0	0	0	0/1	0/1	1/2	0
<sup>242m</sup> Am	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>242</sup> Am	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>242</sup> Pu	0	0	0	0	0	0/1	0	0	0
<sup>238</sup> U	0	0	0	0	0	0	1/0	18/5	83/82
<sup>242</sup> Cm	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>238</sup> Pu	0	0	0/5	0	0	0	0	0	0
<sup>234</sup> U	0	0	0	0	1/0	2/2	0	0	0
<sup>236</sup> Pu	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<sup>232</sup> U	0	0	0	0	0	0	0	0	0

Таблиця Б.2 – Внесок, (%), радіонуклідів у сумарний питомий пероральний ЕА ВАВ для значущих при вигорання 10 ГВт•діб/тU – чисельник, 36 ГВт•діб/тU-знаменник

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
H-3	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sr-90	60/51	56/44	11/3	0	0	0	0	0	0
Y-90	6/5	5/4	1/0	0	0	0	0	0	0
Zr-93	0	0	0	0	0	0	11/4	1/1	0
Nb-93m	0	0	0	0	0	0	5/2	1/1	0
Tc-99	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ru-106	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Rh-106	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pd-107	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sb-125	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Te-125m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
I-129	0	0	0	0	0	0	1/0	5/5	0/1
Cs-134	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cs-135	0	0	0	0	0	0	22/10	11/11	0
Cs-137	34/35	33/32	7/3	0	0	0	0	0	0
Ba-137m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ce-144	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pr-144	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pm-147	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sm-151	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Eu-154	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Eu-155	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-244	0/4	0/1	0	0	0	0	0	0	0
Pu-240	0	0/1	10/8	21/20	19/28	0	0	0	0
U-236	0	0	0	0	0	0	2/1	17/14	2/7
Cm-243	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-243	0	0/1	0/7	1/18	1/28	0	0	0	0

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
Np-239	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-239	0	1/0	21/4	45/11	80/43	98/93	0	0	0
U-235	0	0	0	0	0	0	1/0	9/2	16/12
Pu-241	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-241	0/2	3/10	47/61	33/52	0	0	0	0	0
Np-237	0	0	0	0	0	1/2	45/61	19/56	0
Am-242m	0	0	0/1	0	0	0	0	0	0
Am-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-242	0	0	0	0	0	0/3	5/20	0	0
U-238	0	0	0	0	0	0	5/1	40/11	8180
Cm-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-238	0/2	0/7	2/13	0	0	0	0	0	0
U-234	0	0	0	0	0	0	2/1	0	0
Pu-236	0	0	0	0	0	0	0	0	0
U-232	0	0	0	0	0	0	0	0	0

Таблиця Б.3 – Внесок, (%), радіонуклідів у сумарний питомий інгаляційний ЕА ВАВ для значущих при вигорання 10 ГВт•діб/тU – чисельник, 36 ГВт•діб/тU-знаменник

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
H-3	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sr-90	21/2	5/1	0	0	0	0	0	0	0
Y-90	1/0	0	0	0	0	0	0	0	0
Zr-93	0	0	0	0	0	0	3/1	0	0
Nb-93m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Tc-99	0	0	0	0	0	0	0	0	0

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
Ru-106	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Rh-106	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pd-107	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sb-125	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Te-125m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
I-129	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cs-134	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cs-135	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cs-137	5/1	1/0	0	0	0	0	0	0	0
Ba-137m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ce-144	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pr-144	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pm-147	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sm-151	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Eu-154	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Eu-155	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-244	2/49	0/7	0	0	0	0	0	0	0
Pu-240	6/1	9/4	13/8	21/19	19/28	0	0	0	0
U-236	0	0	0	0	0	0	7/2	21/25	2/8
Cm-243	0/1	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-243	0/2	0/4	1/8	1/18	1/29	0	0	0	0
Np-239	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-239	12/1	18/2	25/4	44/10	80/43	98/93	0	0	0
U-235	0	0	0	0	0	0	3/0	11/3	16/12
Pu-241	6/2	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-241	34/18	46/47	58/66	34/52	0	0	0	0	0
Np-237	0	0	0	0	0	1/2	62/71	14/53	0

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
Am-242m	0	0/1	0/1	0	0	0	0	0	0
Am-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-242	0	0	0	0	0	0/3	7/23	0	0
U-238	0	0	0	0	0	0	13/1	53/18	82/80
Cm-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-238	11/23	9/32	3/13	0	0	0	0	0	0
U-234	0	0	0	0	0	1/1	5/2	0	0
Pu-236	0	0	0	0	0	0	0	0	0
U-232	0	0	0	0	0	0	0	0	0

Таблиця Б.4 – Внесок, (%), радіонуклідів у сумарний питомий фактор токсичності ВАВ для значущих при вигорання 10 ГВт•діб/тU – чисельник, 36 ГВт•діб/тU - знаменник

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
H-3	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sr-90	8/6	7/6	4/2	0	0	0	0	0	0
Y-90	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Zr-93	0	0	0	0	0	2/2	37/30	4/6	0
Nb-93m	0	0	0	0	0	2/2	37/30	4/6	0
Tc-99	0	0	0	0	0	1/1	2/1	0	0
Ru-106	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Rh-106	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pd-107	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sb-125	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Te-125m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
I-129	0	0	0	0	0	0	8/8	36/59	1/5

Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
Cs-134	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cs-135	0	0	0	0	0	0	1/1	0/1	0
Cs-137	92/91	92/91	58/31	0	0	0	0	0	0
Ba-137m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ce-144	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pr-144	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pm-147	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Sm-151	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Eu-154	0/2	0	0	0	0	0	0	0	0
Eu-155	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Cm-244	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-240	0	0	4/5	20/17	19/26	0	0	0	0
U-236	0	0	0	0	0	0	0	2/2	0/1
Cm-243	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-243	0	0	0/5	1/19	1/33	0	0	0	0
Np-239	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-239	0	0	9/2	41/9	80/40	93/90	0	0	0
U-235	0	0	0	0	0	0	1/0	9/3	15/11
Pu-241	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-241	0	1/2	24/45	38/55	0	0	0	0	0
Np-237	0	0	0	0	0	0/1	4/10	1/6	0
Am-242m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Am-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-242	0	0	0	0	0	0/3	2/16	0	0
U-238	0	0	0	0	0	0	6/2	43/18	83/83
Cm-242	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Pu-238	0	0/1	1/8	0	0	0	0	0	0



Радіонуклід	Витримка, років								
	23	100	300	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>	10 <sup>7</sup>	10 <sup>8</sup>
U-234	0	0	0	0	0	1/1	2/2	0	0
Pu-236	0	0	0	0	0	0	0	0	0
U-232	0	0	0	0	0	0	0	0	0

## ДОДАТОК В

(довідковий)

### **ОСНОВНІ ПОЛОЖЕННЯ УДОСКОНАЛЕНОЇ ПРОЦЕДУРИ ВСТАНОВЛЕННЯ КОНТРОЛЬНИХ РІВНІВ УТВОРЕННЯ ТА НАДХОДЖЕННЯ ДО СХОВИЩ РАВ НА АЕС**

КР встановлюються для трапних вод, кубового залишку, відпрацьованих фільтруючих матеріалів та твердих радіоактивних відходів. За потреби у ВП АЕС можуть бути встановлені КР для інших видів відходів, наприклад, сольового плаву, зневоднених шламів тощо.

Для контролю за утворенням та надходженням РАВ до сховищ у ВП АЕС встановлюються річні КР, м<sup>3</sup>/рік. За потреби, для оперативного внутрішнього контролю за утворенням РАВ у підрозділах ВП АЕС встановлюються місячні КР, м<sup>3</sup>/місяць. Місячні КР встановлюються окремо для режимів нормальної експлуатації та планово-попереджувальних ремонтів.

Місячні КР використовуються для оперативного контролю за утворенням РАВ у підрозділах ВП АЕС. Річні КР використовуються для контролю за утворенням та надходженням РАВ до сховищ в рамках звітності ВП АЕС про поводження з РАВ. Допускається перевищення місячних КР в окремому місяці без перевищення річних КР. Перевищення місячних КР протягом трьох місяців підряд, або чотирьох на рік, вважається регулярним. Випадки перевищення річних КР або регулярного перевищення місячних КР повинні бути розслідувані. Причини, що призвели до перевищення, мають бути виявлені та проаналізовані. Результати розслідування оформляються у вигляді Акту розслідування, що затверджується керівництвом ВП АЕС та копія якого направляється до Дирекції ДП «НАЕК «Енергоатом». Якщо за результатами розслідування причини перевищення КР можуть бути усунуті, повинні бути розроблені заходи для їх усунення.

Крім алгоритму встановлення контрольних рівнів у стандарті наведені приклади, що пояснюють алгоритм розрахунків, встановлені порядок оформлення та узгодження контрольних рівнів та порядок контролю за дотриманням контрольних рівнів. З метою уніфікації регламентів ВП АЕС розроблена та наведена у вигляді додатку Форма та зміст регламенту «Контрольні рівні утворення та надходження до сховищ радіоактивних відходів».

КР утворення трапних вод, кубового залишку та твердих радіоактивних відходів за категоріями встановлюються за єдиним алгоритмом описаним нижче. КР утворення РАВ встановлюються на основі статистичної вибірки за останні 5 років.

На основі статистичної вибірки за минулі періоди ( $x_1, \dots, x_n$ ) розраховується середнє значення утворення РАВ -  $\bar{X}$  за формулою:

$$\bar{X} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i \quad (B1),$$

де  $x_i$  – значення утворення РАВ у виборці,

$n$  – кількість значень у виборці.

Розраховується похибка середнього значення -  $\sigma$  за формулою:

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{X})^2} \quad (B2),$$

де:  $\bar{X}$  – середнє утворення РАВ,

$x_i$  – значення утворення РАВ у виборці,

$n$  – кількість значень у виборці.

Визначається очікувана верхня границя утворення РАВ - *ОВГ* за формулою:

$$ОВГ = \bar{X} + 2 \cdot \sigma \quad (B3).$$

За наявності проектного рівня утворення РАВ очікувана верхня границя утворення РАВ порівнюється з відповідним проектним значенням. КР встановлюється як мінімальне значення очікуваної верхньої границі утворення РАВ та 0,6 від відповідного проектного рівня утворення РАВ- ПР:

$$KP = \min(OBG; 0,6 \cdot PP) \quad (B4).$$

При відсутності проектного рівня утворення РАВ, КР встановлюється рівним очікуваній верхній границі утворення РАВ:

$$KP = OBG \quad (B5).$$

Значення КР округляється в більшу сторону до двох значущих цифр.

У зв'язку з тим, що на відміну від утворення інших видів РАВ вивантаження відпрацьованих фільтруючих матеріалів вкрай нерегулярне, для встановлення їх контрольних рівнів був обраний окремий алгоритм. КР утворення ВФМ встановлюються лише річними за формулою:

$$KP_p^{B\Phi M} = 0,3 \cdot PP^{B\Phi M} \quad (B6),$$

де  $PP^{B\Phi M}$  – проектний рівень утворення відпрацьованих фільтруючих матеріалів, м<sup>3</sup>/рік.

У ВП АЕС, які мають установки для переробки ТРВ, для НАВ встановлюються річні КР надходження ТРВ до сховищ після переробки.

КР надходження ТРВ до сховищ після переробки -  $KPH$  встановлюються за формулою:

$$KPH = KP^{HAB} \cdot K \quad (B7),$$

де:  $KP^{HAB}$  – річний контрольний рівень утворення НАВ,

$K$  – коефіцієнт зміни об'єму відходів при переробці на установках АЕС.

Коефіцієнт  $K$  визначається за формулою:

$$K = \sum q \cdot \kappa_{уст} \quad (B8),$$

де:  $q$  – доля відходів, що переробляється на конкретній установці,

$\kappa_{уст}$  - коефіцієнт зміни об'єму відходів даної установки, за паспортом або відповідно до досвіду експлуатації.

Коефіцієнти  $\kappa$  та  $q$  рекомендується розраховувати шляхом усереднення статистики за останні 5 років. За неможливості, наприклад, для нових установок, відповідні значення можуть встановлюватися на основі паспортних даних установок та експертних оцінок.

## ДОДАТОК Г

(довідковий)

### **МОНІТОРИНГ СТВОРЕННЯ УСТАНОВОК ДЛЯ ПЕРЕРОБКИ РАВ ДО ФОРМИ, ПРИЙНЯТНОЇ ДЛЯ ДОВГОСТРОКОВОГО ЗБЕРІГАННЯ ТА ЗАХОРОНЕННЯ**

Моніторинг створення установок для переробки РАВ до форми, прийнятної для довгострокового зберігання та захоронення, здійснюється у форматі MS Project.

Передбачено моніторинг наступних заходів загальних для ДП «НАЕК «Енергоатом»:

1 Перегляд комплексної програми поводження з РАВ;

2 Контроль виконання:

- Поточний внутрішній нагляд;
- Зовнішні аудити;

3 Звітність:

- Внутрішня звітність;
- Звітність з поводження з РАВ (до ДІЯРУ та Міненерговугілля);
- Звітність з реалізації Державної програми поводження з РАВ.

Для всіх АЕС передбачений моніторинг створення будівлі комплексу переробки РАВ та всіх запланованих установок з переробки РАВ. Моніторинг створення будівлі комплексу передбачає наступні етапи:

Будівля комплексу:

1 Проектування;

2 Будівельні та ремонтні роботи.

Для більшості установок, що створюється на АЕС, передбачені наступні стандартні укрупнені етапи (для деяких установок, враховуючи специфіку, перелік та назви етапів частково змінні):

1 Проектування:

- Розроблення технічних вимог;
- Розроблення Техніко – економічного обґрунтування;
- Вибір постачальника обладнання послуг (проектування);
- Розроблення проектно-конструкторської документації;
- Експертиза проектно-конструкторської документації;
- Затвердження проектно-конструкторської документації;

## 2 Виготовлення та постачання:

- Вибір постачальника обладнання/послуг (установка)
- Виготовлення установки/обладнання
- Заводські приймальні випробування
- Постачання установки/обладнання на майданчик

## 3 Монтаж та введення в експлуатацію:

- Навчання експлуатаційного/ремонтного персоналу
- Монтажні та пусканалагоджувальні роботи
- Дослідна експлуатація
- Початок промислової експлуатації

Стан виконання заходів та, за потреби, коригування термінів виконання етапів здійснюється щоквартально. Результати моніторингу включаються до квартальних та річних звітів у вигляді Діаграм Ганта. Приклад такої діаграми наведений на рис. Г1.

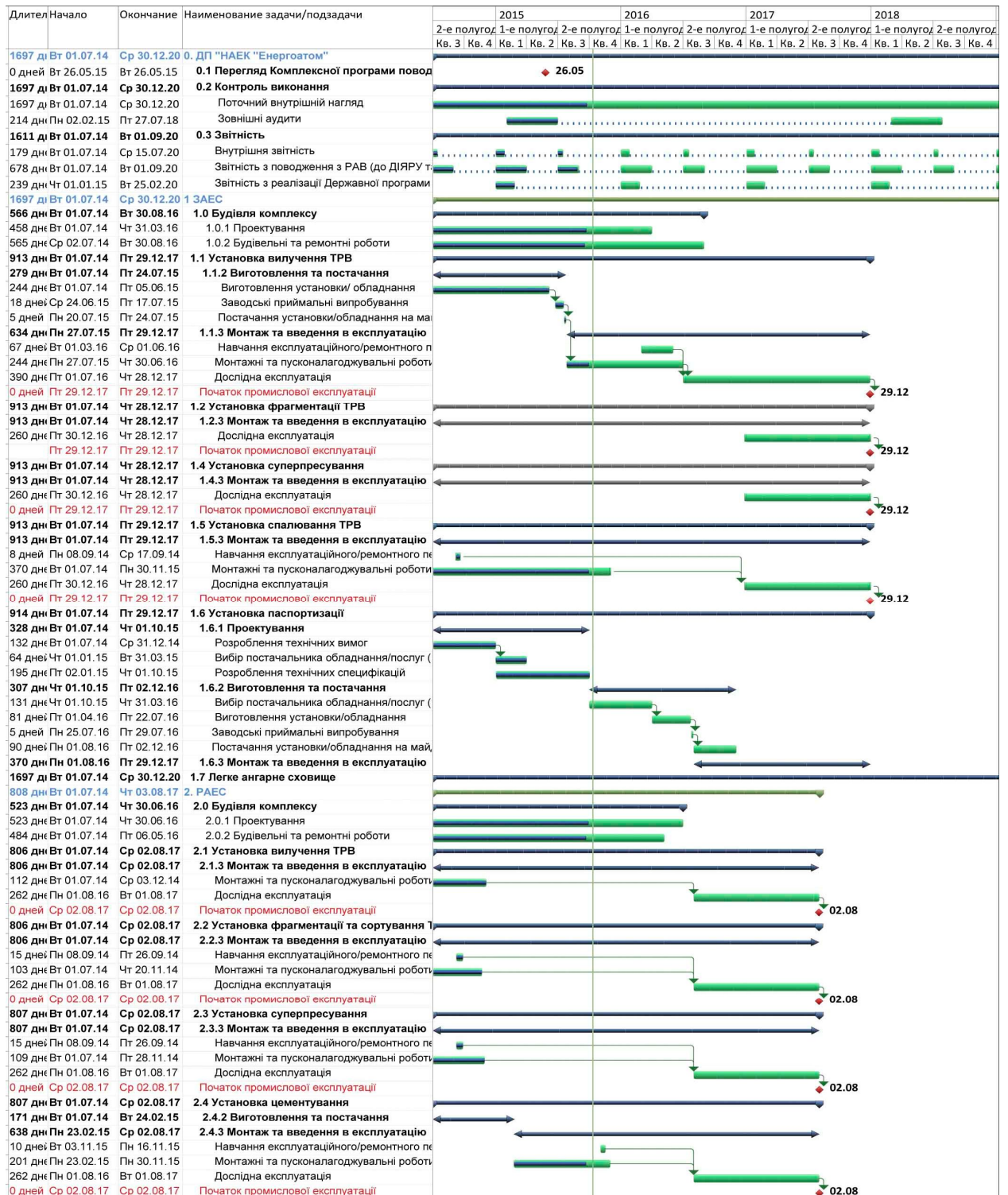


Рис. Г1 – Приклад Діаграми Ганта для моніторингу створення установок для переробки РАВ