

**Державний науково-дослідний інститут спеціального зв'язку
та захисту інформації**

**Міністерство екології та природних ресурсів України
Державна екологічна академія післядипломної освіти та управління**

Кваліфікаційна наукова праця
на правах рукопису

ЗАДУНАЙ ОЛЕКСІЙ СЕРГІЙОВИЧ

УДК 621.039.4

ДИСЕРТАЦІЯ

**Наукові засади підвищення ефективності забезпечення екологічної безпеки
мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального**

21.06.01 – екологічна безпека

Галузь знань: 101 – Екологія

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

_____Задунай О.С.

(підпис, ініціали та прізвище здобувача)

Науковий керівник Азаров Сергій Іванович доктор технічних наук, старший
науковий співробітник

Київ – 2019

АНОТАЦІЯ

Задунай О.С. Наукові засади підвищення ефективності забезпечення екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального. – Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук за спеціальністю 21.06.01 – «екологічна безпека». Державний науково-дослідний інститут спеціального зв'язку та захисту інформації, Київ, 2019.

Дисертаційна робота присвячена вирішенню актуальної науково-практичної задачі забезпечення екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального шляхом використання науково-обґрунтованих методик проведення імовірнісних і детерміністських прогнозних оцінок можливих аварійних процесів в СВЯП, математичного та комп'ютерного моделювання різних сценаріїв аварійних процесів в сховищі ВЯП з метою підвищення адекватності аналізу техногенної безпеки та достовірності ризик-інформованих рішень для мінімізації радіаційно-екологічних наслідків, які приймаються на їх основі.

За результатами огляду міжнародних стандартів і наукових публікацій, а також вивчення сучасної проблематики оцінювання невизначеностей імовірнісного і детерміністського аналізу безпеки існуючих сховищ відпрацьованого палива були визначені наявні обмеження методик та програмних засобів з аналізу техногенної та екологічної безпеки в частині оцінювання невизначеностей та встановлена необхідність вдосконалення вітчизняної нормативної бази з ядерної та радіаційної безпеки в частині ризик-інформованого прийняття рішень. Ґрунтуючись на результатах огляду для подальшої розробки методів оцінювання техногенно-екологічної безпеки СВЯП-1 запропонована класифікація джерел техногенних небезпек. Визначено значимість окремих подій в загальній імовірності запроектованих аварій. Проведено моделювання стану СВЯП-1 в аварійних ситуаціях (моделювання вибухопожежної небезпеки в процесі зберігання ВЯП, виникнення та розвиток пожежі в приміщеннях СВЯП-1, тяжка аварія в басейні витримки і запроектована аварія в результаті утворення течі).

Проведено оцінку радіаційного навантаження та ризику під час пожежі на СВЯП-1 та здійснено порівняльний аналіз впливу наслідків проектних і запроектованих аварій на довкілля. Визначено розрахункову дозу опромінення персоналу РПЗ при виникненні ЗПА. Розрахована діаграма соціального ризику (F/N) та діаграма ризику матеріальних втрат (F/G) при аваріях на СВЯП-1. Використання методів апробовано на прикладі комплексного вирішення практичної задачі прийняття рішення щодо модернізації СВЯП-1 на ЧАЕС для забезпечення тепловідведення від ядерного палива в БВ за умови надзвичайних ситуацій різного генезису, що впроваджується в рамках «Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій» з урахуванням уроків великої аварії на АЕС Фукусіма-1 (постанова Кабінету міністрів України від 7 грудня 2011 р. № 1270). Визначені напрями та перспективи застосування результатів дослідження під час розробки системи контролю вибухо та пожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1 з використанням нового типу датчика для вимірювання концентрації радіолітичного водню в БВ та методик прийняття рішень при можливих аварійних ситуаціях.

Наукове значення дисертаційної роботи полягає у отриманні таких результатів.

1. Вперше проведено аналіз можливих аварійних процесів в БВ з використанням теорії надійності та комплексу імовірнісних і детерміністських методів, розроблено тепло-фізичну модель (програма Best-T) для визначення локальних значень температур ТВЗ в аварійній ситуації пов'язаній з припиненням циркуляції води через БВ.

Це дало можливість створити методологічні засади для подальшого оцінювання невизначеностей в імовірнісних і детерміністських моделях аварійних процесів в СВЯП-1 для підвищення адекватності аналізу безпеки цього об'єкта та достовірності ризик-інформованих рішень, які приймаються на його основі.

2. Набула подальшого розвитку методика досліджень щодо надійності та довговічності басейну витримки СВЯП-1, що дозволило створити підґрунтя для

подальшого оцінювання невизначеностей в імовірнісних моделях аварійних процесів в БВ і достовірності висновків щодо відповідності рівня безпеки СВЯП нормативним вимогам.

3. Удосконалено методику прийняття управлінських рішень в процесі аварії на СВЯП-1 шляхом прогнозування наслідків шкідливого впливу радіації на довкілля, що дає можливість вибору належного технічного або організаційного рішення із множини альтернатив.

Результати дисертаційної роботи використовуються в Інституті державного управління в сфері цивільного захисту (ІДУЦЗ) у вигляді:

- оцінки рівня потенційної небезпеки СВЯП-1 з використанням імовірнісного та детерміністського методів;
- імовірнісного аналізу можливих аварій на СВЯП-1 та оцінки їх наслідків;
- оцінки радіаційного навантаження і ризику під час аварій на СВЯП-1 та порівняльного аналізу впливу наслідків проектних і запроектованих аварій на довкілля;
- системи контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1.

Також результати роботи впроваджено у навчальний процес ІДУЦЗ при проведенні курсів підвищення кваліфікації викладачів навчальної дисципліни «Безпека життєдіяльності» (цикл фахової підготовки, теми «Техногенні небезпеки та їхні наслідки», «Типологія аварій на потенційно-небезпечних об'єктах»).

Ключові слова: проміжне сховище відпрацьованого палива, техногенно-екологічна небезпека, безпека, відпрацьоване ядерне паливо, тяжка аварія, радіаційне навантаження, аналіз екологічного ризику, критерії безпеки.

ABSTRACT

Zadunai A.S., Scientific principles for improving the efficiency of environmental safety of wet storage of spent nuclear fuel. – A manuscript.

The thesis for the degree of candidate of technical sciences, specialty 21.06.01 – ecological safety. State Ecological Academy of Postgraduate Education and Management of the Ministry of Ecology and Natural Resources of Ukraine, Kyiv, 2018.

The thesis is devoted to the solution of the actual scientific and practical task of securing with ecological safety of the intermediate spent fuel storage of the Chernobyl Nuclear Power Plant by using the following methods: the scientifically substantiated methods of the conducting the probabilistic and deterministic predictive assessments of possible emergency processes in the SSNF-1, the mathematical and computer simulation of various scenarios of emergency processes in the SNF storages. All of them are applied to increase the adequacy of the analysis of technogenic safety and the reliability of the risk-informed decisions for the minimization of radiation-environmental results that are based on them.

The results of the review of the international standards and scientific publications and the study of the current issues of assessments of the uncertainties of the probabilistic and deterministic analysis of the safety of the existing spent fuel storages allow the author to define the limitations of techniques and software tools for the analysis of technogenic and ecological safety in the part of the assessment of the uncertainties. In addition, the author has identified the necessity to improve the domestic normative base on nuclear and radiation safety in the field of the making the risk-informed decisions.

To develop the methods of the assessing the technological and ecological safety of the SSNF-1, based on the results of the review, the author has proposed the classification of the sources of the man-caused hazards. The author has determined the significance of the individual events in the general probability of the beyond design basis accidents. The modelling of the SSNF-1 condition in the emergency situations (modelling of the explosion hazard during storage of the SNF, the occurrence and development of fire in the premises of the SSNF-1, a serious accident in the storage tanks, the beyond design basis accidents, caused by a crash of a plane, beyond design basis accident, caused by the leakage).

The radiation load and risk in the fire at the SSNF-1-1 are estimated. The author has done the comparative analysis of the impact of the project and accident impacts on the environment. The calculated dose of the irradiation of the RCP staff in the circumstances of the SA is determined. The diagram of the social risk (F / N) and the diagram of the risk of the material losses (F / G) in the case of the emergencies at the SSNF-1 are calculated.

The author has tested the using of the methods on the example of the integrated solution of the practical task of making a decision on the modernization of the SSNF-1 at the Chernobyl Nuclear Power Plant to provide heat sink from the nuclear fuel in the PS under the conditions of the emergency situations of different genesis. It is implemented in the framework of the «Integrated (Consolidated) Program for Increasing the Level of the Safety of Power Units of Nuclear Power Plants», taking into account the lessons of the huge accident at the Fukushima-1 NPP (the Decree of the Cabinet of Ministers of Ukraine, dated December 7, 2011, No. 1270).

The author has defined the directions and prospects of applying the results of the research in the development of the control system of the explosion and fire hazard situations in the SSNF-1 premises by using a new type of a sensor to measure the concentration of the radioactive hydrogen in the PS and the methods of the making decisions in cases of possible emergencies.

The scientific significance of the dissertation consists in getting the following results:

1. The possible emergency processes in the PS is first analysed by applying the theory of the reliability and the totality of the probabilistic and deterministic methods; the heat-physical model (the Best-T program) to determine the local meanings of the temperatures of the HPT in the emergency situation, concerned the cessation of the water circulation through the PS.

It has allowed the author to create the methodological bases for further assessments of the uncertainties in the probabilistic and deterministic models of the emergency processes in the SSNF-1 to increase the adequacy of the analysis of the safety of the object and the reliability of the risk-informed decisions, based on it.

2. The methodology of the researches on the reliability and durability of the SSNF-1 pool of storage are further developed. It has allowed us to create the basis for further assessment of the uncertainties in the probabilistic models of emergency processes in the PS and the reliability of the conclusions regarding the facts how the safety level of the SSNF-1 meet the normative requirements.

3. The methods of the making management decisions in the process of the accident at the SSNF-1 are improved by predicting the effects of the radiation harmful effects on the environment/ It gives an opportunity to choose the appropriate technical or organizational solution from the totality of the alternatives.

The results of the dissertation research are used by the Institute of the State Emergency Service of Ukraine (the ISESU) in the following forms:

- the assessment of the level of the potential danger of the SSNF-1 by applying the probabilistic and deterministic methods;

- the probabilistic analysis of the possible accidents at the SSNF-1 and assessment of their consequences;

- the estimation of the radiation load and risk in the accidents at the SSNF-1 and the comparative analysis of the influence of the consequences of the design and the beyond design basis accidents on the environment;

- the control systems of the explosion and fire situations in the SSNF-1 premises.

In addition, the results of the research have been implemented into the educational process of the ISESU, in the courses of such subjects as «Safety of Life» (cycle of professional training, the topics - «Man-caused Hazards and Their Consequences», «Typology of the Wrecks at the Potentially Hazardous Objects»).

Key words: the intermediate spent fuel storage, man-called (technological) disaster, safety, spent nuclear fuel, harmful wreck, radiation load, analysis of ecological risk, safety criteria.

Список публікацій здобувача

1. Задунай О.С. Принципи створення системи оперативного моніторингу екологічної безпеки потенційно небезпечних об'єктів на основі мінімізації ризиків

/ Задунай О.С., Азаров С.І. // Системи управління, навігації та зв'язку. – 2016. – Вип. 4(40). – С. 125—128.

2. Задунай О.С. Розробка методології аналізу системних ризиків під час експлуатації об'єктів підвищеної екологічної небезпеки/ Задунай О.С., Азаров С.І. // Системи управління, навігації та зв'язку. – 2017. – Вип. 1(41). – С. 132—134.

3. Азаров С.І. Аналіз безпеки потенційно небезпечних об'єктів / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Техногенно-екологічна безпека. – 2017. – №1(1/2017). – С. 3—7.

4. Азаров С.І. Визначення надійності екосистем до чинника антропогенного тиску / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Екологічна безпека та природокористування. – 2017. – № 3–4 (24). – С. 50—57.

5. Азаров С.І. Аналіз характеристик існуючих екосистем / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Екологічні науки. – 2017. – № 3/4 2017 (18—19). – С. 77—85.

6. Азаров С.І. Щодо оцінки безпеки атомних станцій України / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Техногенно-екологічна безпека. – 2018. – № 3 (1/2018). – С. 58—63.

7. Задунай О.С. Прогнозування ризику виникнення надзвичайних ситуацій / Задунай О.С., Азаров С.І. // Новітні технології. – 2018.– Вип. 1(5). – С. 13—22.

8. Азаров С.І. Аналіз сценарію важкої аварії в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива СВЯП-1 / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Техногенно-екологічна безпека. – 2018. – №4 (2/2018). – С. 33—40.

9. Azarov S.I. Analysis of the stability of water bodies to the action of destabilizing factors. / Azarov S.I., Задунай О.С. // Екологічна безпека та природокористування. – 2018. – Вип. 2 (26). – С. 34—42.

10. Азаров С.І. Моделювання процесу тепломасообміну в сховищі відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Вчені записки Таврійського національного університету імені В.І. Вернадського. Серія: Технічні науки. – 2018. – Том 29 (68) № 3. – С. 11—16.

11. Азаров С.І. Аналіз факторів техногенного впливу АЕС на довкілля / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Екологічні науки. – 2018. – Вип. 1(20), том 1, – С. 57—65.
12. Азаров С.І. Застосування системного аналізу в сфері поводження з радіоактивними відходами / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Проблеми загальної енергетики. – 2018. – № 2(53). – С. 28—35.
13. Задунай О.С. Аналіз системних ризиків під час виникнення надзвичайних і кризових ситуацій / Задунай О.С., Азаров С.І. // Новітні технології. – 2018. – Вип. 2(6). – С. 6—15.
14. Задунай О.С. Система контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) / Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 23. – P. 38—45.
15. Азаров С.І. Методика оцінки надійності конструкції басейну витримки СВЯП-1 Чорнобильської АЕС / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Magyar Tudományos Journal (Budapest, Hungary). – 2018. – № 18. – P. 43—49.
16. Азаров С.І. Розробка методу оцінки безпеки басейну витримки в умовах невизначеності / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Magyar Tudományos Journal (Budapest, Hungary). – 2018. – № 19. – P. 44—51.
17. Азаров С.І. Порівняльний аналіз результатів моделювання тяжкої аварії в системі охолодження басейну витримки з відпрацьованим ядерним паливом / Азаров С.І., Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 25. – P. 51—58.
18. Азаров С.І. Оцінка екологічних наслідків під час експлуатації мокрого сховища відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // East European Scientific Journal (Warsaw, Poland). – 2018. – № 8(36). – С. 45—52.

19. Азаров С.І. Аналіз аварії на АЕС Fukushima-Daiichi / Азаров С.І., Задунай О.С., Євланов В. М. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 27. – Р. 41—49.

20. Азаров С.І. Моделювання важкої аварії на енергоблоках №№ 1-3 АЕС «ФУКУСИМА-1» / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 28. – Р. 51—59.

21. Азаров С.І. Порівняльний аналіз радіаційно-екологічних наслідків важких аварій на ЧАЕС та ФУКУСИМА-1 / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // East European Scientific Journal (Warsaw, Poland). – 2018. – №10(38). – С. 59—67.

22. Азаров С.І. Моделювання тяжкої аварії в системі охолодження басейну витримки четвертого блока АЕС «Фукусіма-1» / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 29. – Р. 37—45.

Матеріали дисертації додатково висвітлено у роботі:

23. Азаров С.І. Методичні основи екологічного аудиту АЕС / Азаров С.І., Задунай О.С., Євланов В.М. // Ядерна енергетика та довкілля = Nuclear power and the environment. – 2017. – № 2(10)/2017. – С. 48—59.

Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

1. Удосконалення інформаційної системи моніторингу стану довкілля для управління безпекою життєдіяльності населення / Задунай О.С., Азаров І.С. // матеріали XII Міжнародної науково-практичної конференції молодих вчених, курсантів та студентів «Проблеми та перспективи розвитку системи безпеки життєдіяльності», 23—24 березня 2017р. — Львів, 2017. – 25 с.

2. Аналіз екологічного стану під час пожежі в Чорнобильській зоні за результатами дешифрування космічних знімків / Задунай О.С., Азаров І.С. // тези доп. XIII Міжнародної науково-практичної конференції «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення», 11 – 15 вересня 2017р. – Харків, 2017. – 207—213с.

3. Методи радіаційного контролю радіоактивного забруднення навколишнього середовища за допомогою безпілотного радіокерованого засобу / Задунай О.С., Азаров І.С. // тези доп. XV Міжнародної науково-технічної конференції «Проблеми екологічної безпеки», 11—16 жовтня 2017р.—Кременчук, 2017. – 36 с.

4. Розробка пожежних сповіщувачів для захисту АЕС / Сидоренко В.Л. Азаров С.І., Задунай О.С. // тези доп. IX Міжнародної науково-практичної конференції «Теорія і практика гасіння пожеж та ліквідації надзвичайних ситуацій», 18—19 травня 2018 р.– Черкаси, 2018. – 123—125 с.

5. Методические основы пожарного аудита взрывопожароопасных объектов / Сидоренко В.Л., Задунай О.С., Азаров С.І. // материалы IV международной заочной научно-практической конференции «Актуальные вопросы совершенствования надзорной и правоприменительной деятельности МЧС», 24 мая 2018 г. – Минск, 2018. – 51—53 с.

6. Аналіз радіологічних показників в процесі екологічної паспортизації території чорнобильської зони відчуження / Азаров І.С., Задунай О.С. // тези доп. 5-го Міжнародного конгресу сталий розвиток: захист навколишнього середовища. Енергоощадність. Збалансоване природокористування, 26—29 вересня 2018 р. – Львів, 2018. —18 с.

7. Аналіз екологічної безпеки сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) / Азаров С.І., Задунай О.С. // тези доп. XIV Міжнародної науково-практичної конференції “Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення”, 10—14 вересня 2018р. —Харків, 2018. – 9—15 с.

8. Система контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях сховища відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // матеріали V Міжнародної науково-практичної конференції «Безпека життєдіяльності на транспорті та виробництві – освіта, наука, практика», 13-15 вересня 2018 р. – Херсон, 2018. –127—132 с.

9. Системний підхід до управління радіаційними ризиками / Задунай О.С., Кохічко К.В. // матеріали XXIV Щорічної наукової конференція інституту ядерних досліджень НАН України, 10—13 квітня 2017 р.– Київ, 2017. – 119 с.

10. Екологічна безпека об'єктів критичної інфраструктури в умовах гібридної технології ведення війни / Задунай О.С., Азаров І.С. // тези доп. XI Всеукраїнської науково-практичної конференції молодих учених та студентів «Екологічна безпека держави», 20 квітня 2017 р. – Київ, 2017. – 3 с.

11. До вибору моделі ситуаційного керування критичною інфраструктурою / Задунай О.С., Азаров І.С. // тези доп. VI Всеукраїнського з'їзду екологів з міжнародною участю, 20—22 вересня 2017 р. — Вінниця, 2017. – 105 с.

12. Супутникова система дистанційного моніторингу Землі для рішення завдань попередження надзвичайних ситуацій / Сидоренко В.Л., Азаров І.С., Задунай О.С., Єременко С.А., Бикова О.В. // тези доп. 19 Всеукраїнської науково-практичної конференції «Сучасний стан цивільного захисту України та перспективи розвитку», 10—11 жовтня 2017 р. —Київ, 2017. – 393—396 с.

13. Комплексний аналіз техногенної безпеки сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) на ЧАЕС / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // матеріали Науково-практичного семінару «Запобігання надзвичайним ситуаціям і їх ліквідація», 07 лютого 2018 р. – Харків, 2018. – 6—8 с.

14. Пожежна безпека сховища відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // тези доп. Всеукраїнської науково-практичної конференції «Пожежна безпека: проблеми та перспективи», 01—02 березня 2018 р. – Харків, 2018. – 153—155 с.

15. Аналіз фізичних факторів впливу на довкілля / Задунай О.С., Азаров І.С. // тези доп. IV Всеукраїнської заочної науково-практичної конференції «Проблеми цивільного захисту населення та безпеки життєдіяльності: сучасні реалії України», 20 квітня 2018 р. – Київ, 2018. – 52 с.

16. Актуальні питання екологічного нормування / Задунай О.С., Азаров І.С. // тези доп. XII всеукраїнської науково-практичної конференції молодих учених та

студентів присвяченої пам'яті проф. Мовчана Я.І. «Екологічна безпека держави»., 19 квітня 2018 р. – Київ, 2018. – 155—156 с.

17. Щодо безпеки експлуатації мокрого сховища відпрацьованого ядерного палива / Задунай О.С., Азаров І.С. // тези доп. XXV щорічної наукової конференції інституту ядерних досліджень НАН України, 16—20 квітня 2018 р. – Київ, 2018. – 96—97 с.

18. Вдосконалення системи спостереження і оцінки екологічного стану довкілля в державі / Задунай О.С. // тези доп. VII Всеукраїнської науково-практичної конференції «Фінансово-економічне розвиток України в умовах трансформаційних перетворень», 26 квітня 2018р. – Львів, 2018. – 56 с.

19. АЕС як головні цілі терористичних атак в Україні / Азаров С.І., Євланов В.М., Задунай О.С. // тези доп. Всеукраїнської наукової конференції «Актуальні питання техногенної та цивільної безпеки України», 21—22 вересня 2018 р. — Миколаїв, 2018. — 76—79 с.

ЗМІСТ

Перелік скорочень.....	16
ВСТУП.....	17
РОЗДІЛ 1. ТЕХНОГЕННО-ЕКОЛОГІЧНА НЕБЕЗПЕКА СВЯП В ПРОЦЕСІ ЕКСПЛУАТАЦІЇ.....	25
1.1. Поводження з ВЯП в процесі закриття та консервації ЧАЕС.....	25
1.2. Аналіз аварій на сховищах ВЯП та їх наслідків.....	30
1.3. Аспекти екологічної безпеки під час зберігання ВЯП.....	38
1.4. Висновки до розділу 1.....	45
РОЗДІЛ 2. МЕТОДИЧНІ ОСНОВИ ПРОВЕДЕННЯ ДОСЛІДЖЕНЬ БЕЗПЕКИ СВЯП-1.....	47
2.1. Обґрунтування наряду проведення досліджень до аналізу безпеки СВЯП-1.....	47
2.2. Загальна методика оцінки техногенно-екологічних наслідків аварій на СВЯП-1.....	57
2.3. Висновки до розділу 2.....	62
РОЗДІЛ 3. ХАРАКТЕРИСТИКА СВЯП-1 ТА АНАЛІЗ ДЖЕРЕЛ НЕБЕЗПЕК.....	64
3.1. Стислий опис «мокрого» сховища ВЯП.....	64
3.2. Класифікація основних джерел небезпеки на СВЯП-1.....	68
3.3. Висновки до розділу 3.....	81
РОЗДІЛ 4. АНАЛІЗ СТАНУ І РЕЖИМІВ РОБОТИ СВЯП-1 У АВАРІЙНИХ СИТУАЦІЯХ ТА ЗАХОДИ З ПОПЕРЕДЖЕННЯ АВАРІЙ...	82
4.1. Аналіз безпеки СВЯП-1.....	82
4.2. Моделювання вибухопожежної небезпеки в процесі зберігання ВЯП.....	83
4.3. Моделювання виникнення та розвитку пожежі в приміщеннях СВЯП-1.....	88
4.4. Моделювання тяжкої аварії в басейні витримки.....	100

4.5.	Система контролю вибухо та пожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1.....	109	
4.6.	Висновки до розділу 4.....	117	
РОЗДІЛ 5. ОЦІНКА ЕКОЛОГІЧНОГО СТАНУ ЗОНИ			
СПОСТЕРЕЖЕННЯ ПІСЛЯ МОЖЛИВОЇ АВАРІЇ НА СВЯП-1.....			118
5.1.	Оцінка радіаційного навантаження та ризику під час пожежі на СВЯП-1.....	121	
5.2.	Радіаційний вплив на довкілля під час запроектої аварії.....	129	
5.3.	Порівняльний аналіз впливу наслідків проектних і запроектних аварії на довкілля.....	138	
5.4.	Висновки до розділу 5.....	143	
ВИСНОВКИ.....			145
ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....			148
Додаток А.....			164
Додаток Б.....			169
Додаток В.....			171
Додаток Г.....			173

Перелік скорочень

АЕС	атомна електростанція
БВ	басейн витримки
ВТВЗ	відпрацьована тепловиділяюча збірка
ВЯП	відпрацьоване ядерне паливо
ДІЯРУ	Державна інспекція ядерного регулювання України
ЗПА	запроектна аварія
ІАБ	імовірнісний аналіз безпеки
ІДУЦЗ	Інститут державного управління у сфері цивільного захисту
ІП	ініціюючі події
К(з)ППБ	Комплексна (зведена) програма підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій, затверджена постановою Кабінету Міністрів України
МАГАТЕ	Міжнародне агентство з атомної енергії
МКРЗ	Міжнародна комісія з радіологічного захисту
МРЗ	максимальний розрахунковий землетрус
НУЕ	нормальні умови експлуатації
ПА	проектна аварія
РАВ	радіоактивні відходи
РР	радіоактивні речовини
РЗ	радіоактивне забруднення
РНО	радіаційно-небезпечний об'єкт
РПЗ	радіоактивні продукти згорання
СВЯП	сховище відпрацьованого ядерного палива
ТВЗ	тепловиділяюча збірка

ВСТУП

Обґрунтування вибору теми дослідження. Згідно з Енергетичною стратегією України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність» [1], атомна енергетика розглядається як одне з найбільш економічно ефективних низьковуглецевих джерел енергії. Подальший розвиток ядерного енергетичного сектору на період до 2035 року прогнозується виходячи з того, що частка атомної генерації в загальному обсязі виробництва електроенергії зростатиме. Ядерним законодавством України дозволяється використання тільки тих об'єктів атомної енергетики, рівень безпеки яких визнано таким, що відповідає законам України [2-7], розпорядженням Кабінету Міністрів України [8-12], критеріям та принципам безпеки об'єктів атомної енергетики [13-21], які встановлюються у нормативних вимогах із урахуванням міжнародних стандартів, на основі всебічного аналізу їх безпеки [22-24].

Аналіз безпеки АЕС неможливий без використання засобів моделювання, оскільки проведення повномасштабних натурних експериментальних досліджень обмежене внаслідок відсутності спеціальних дослідницьких стендів, а також складності, потенційної небезпеки та високої вартості таких експериментів. Використання фізичних та/або математичних моделей для відображення реальних процесів завжди пов'язане з невизначеностями різної природи. Достовірність отриманих розрахунковим шляхом результатів залежить від адекватності моделювання стану об'єкта і процесів, які в ньому відбуваються, а також від методів розрахунку відповідно до можливостей обчислювальної техніки.

Сучасний підхід до аналізу безпеки об'єктів атомної енергетики (сховищ зберігання відпрацьованого ядерного палива, сховищ радіоактивних відходів), як об'єктів підвищеної небезпеки, ґрунтується на комбінації детерміністичних та імовірнісних методів (НП 306.2.141-2008 [25], INSAG-25 [26]). Методологія імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ) об'єктів атомної енергетики сформована і розвинена в роботах В. Ващенко, Ф. Фармера, С. Каплана, Г. Апостолакиса, Ю. Швириєва, А. Букринського, та інших вчених. Проте наявна методологія ІАБ [27] не приділяє належної уваги проявам, яким властиві недостатній обсяг знань

щодо аварійних феноменів, неповнота проаналізованих станів об'єкта, вихідних подій і змодельованих елементів, що інтерпретуються загалом як невизначеності. Принциповою складністю та джерелом невизначеностей є статистична база для розробки імовірнісних моделей об'єктів атомної енергетики [28]. Ця обставина обумовлена проблемами організації збору та обробки статистичної інформації з надійності обладнання та коректності її використання. Зважаючи на це, адекватність оцінок ризику об'єктів атомної енергетики, що розраховується за результатами ІАБ, в окремих випадках може обґрунтовано братися під сумнів [29].

З іншого боку, одним з головних завдань на сучасному етапі розвитку України є забезпечення екологічної безпеки навколишнього середовища, яке базується на використанні безпечних, енерго- та ресурсозберігаючих, мало- та безвідходних технологій.

При цьому, особливу увагу необхідно приділяти створенню правових, організаційних та економічних умов екологічного переорієнтування економіки, соціальної сфери та систем життєзабезпечення відповідно до вимог раціонального використання всіх видів ресурсів, збереження та покращення стану навколишнього середовища та природних комплексів.

Світ навколо нас під впливом людської діяльності неминує змінюється та з кожним роком стає все більш небезпечним для всього живого на нашій планеті. Все частіше виникають ситуації, які прийнято називати надзвичайними, наприклад катастрофа на Чорнобильській АЕС, або аварія на японській АЕС Fukushima-Daiichi, і це далеко не повний перелік таких ситуацій [30].

В першу чергу це відноситься також і до сховищ відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), у зв'язку з наявністю в них великих запасів радіаційно-небезпечних речовин [31]. Звідси, як наслідок, можливе зростання числа аварій з усе більш важкими соціальними, економічними та екологічними наслідками. Оскільки поряд з природними катастрофами збільшується число радіаційних аварій на сховищах ВЯП [32], тому більшість розвинених країн переходить на нову стратегію забезпечення техногенно-екологічної безпеки сховищ ВЯП, засновану на принципах прогнозування і попередження ядерних і радіаційних

аварій. У зв'язку з цим можна стверджувати, що оцінка ризику і розробка заходів щодо зниження наслідків радіаційних аварій на сховищах ВЯП є фундаментальною науковою основою досягнення сталого розвитку суспільства. У зв'язку з цим завдання розвитку теорії і методів оцінки ризиків і вироблення науково обґрунтованих методів забезпечення техногенно-екологічної безпеки сховищ ВЯП стають особливо актуальними.

Отже, в дисертації вирішується актуальна **науково-практична задача** забезпечення екологічної безпеки мокрого сховища відпрацьованого палива шляхом використання науково-обґрунтованих методик проведення імовірнісних і детерміністських прогнозних оцінок можливих аварійних процесів в СВЯП, математичного та комп'ютерного моделювання різних сценаріїв аварійних процесів в сховищі ВЯП для підвищення адекватності аналізу техногенної безпеки та достовірності ризик-інформованих рішень для мінімізації радіаційно-екологічних наслідків, які приймаються на їх основі.

Зв'язок з науковими програмами і темами. Дослідження за темою дисертації виконано відповідно до: Енергетичної стратегії України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність», схваленої розпорядженням Кабінету Міністрів України від 18 серпня 2017 року № 605-р; Закону України від 15 січня 2009 року № 886-VI «Загальнодержавна програма зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкта "Укриття" на екологічно безпечну систему», Закону України від 9 лютого 2012 року № 4384-VI «Про поводження з відпрацьованим ядерним паливом при розміщенні, проектуванні та будівництві централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива реакторів типу ВВЕР вітчизняних атомних електростанцій»; «Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій» з урахуванням уроків великої аварії на АЕС Фукусіма-1, затвердженої постановою Кабінету міністрів України від 7 грудня 2011 р. № 1270, під час виконання НДР в Інституті державного управління у сфері цивільного захисту (ІДУЦЗ) Державної служби України з надзвичайних ситуацій «Наукові засади створення системи захисту функціонування критичної інфраструктури в

умовах надзвичайних ситуацій» (Державний реєстраційний № 0118U003078), у якій здобувач є виконавцем.

Мета і завдання дослідження. Метою роботи є розкриття особливостей виникнення і розвитку техногенних аварій на мокрих сховищах відпрацьованого ядерного пального як чинників впливу на екологічну безпеку довкілля.

Для досягнення визначеної мети поставлено до розв'язання наступні задачі досліджень:

- провести аналіз світового та національного досвіду щодо систем забезпечення екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального та виявити шляхи підвищення їх ефективності;

- провести аналіз методики оцінювання рівня потенційної екологічної небезпеки існуючих сховищ відпрацьованого ядерного пального, основних критеріїв забезпечення техногенно-екологічної безпеки та ефективності їх застосування, а також аналіз стану і режимів роботи об'єкта СВЯП-1 ЧАЕС в аварійних ситуаціях для визначення імовірності подій запроектованих аварій на об'єкті досліджень;

- здійснити оцінювання невизначеностей в імовірнісних і детерміністських моделях технологічних систем та аварійних процесів в мокрих сховищах відпрацьованого ядерного пального;

- удосконалити методику прогнозування небезпечних ситуацій та моделювання наслідків їх впливу на довкілля в процесі розвитку аварії на мокрому сховищі відпрацьованого ядерного пального на прикладі СВЯП-1;

- науково обґрунтувати та розробити удосконалену систему контролю вибухо- та пожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях мокрого сховища відпрацьованого ядерного пального;

- на основі результатів прогностичного моделювання розробити науково-практичні рекомендації і пропозиції щодо підвищення ефективності забезпечення екологічної безпеки об'єкта СВЯП-1.

Об'єктом дослідження процес формування техногенно-екологічної небезпечності під час експлуатації мокрого сховища відпрацьованого ядерного пального, а **предметом дослідження** – вплив чинників на процес формування техногенно-екологічної небезпечності під час експлуатації мокрого сховища відпрацьованого ядерного пального.

Методи дослідження. Теоретичною основою дисертаційних досліджень є теорія ймовірностей і теорія прийняття рішень. Науковою базою для досліджень є системний аналіз і узагальнення; статистичні методи; методи математичного моделювання; методи науково-технічного обґрунтування стратегій виведення з експлуатації об'єктів використання ядерної енергії.

Наукова новизна отриманих результатів полягає у розкритті особливостей виникнення і розвитку техногенних аварій на мокрих сховищах відпрацьованого ядерного пального як передумови науково-технічного прогресу у сфері забезпечення їх екологічної безпеки та прилеглих територій.

Основні наукові результати такі.

Уперше:

– розроблена аналітична модель виникнення та розвитку аварійних процесів в басейні витримки мокрого сховища, сутність якої полягає у застосуванні теорії надійності та поетапного комплексного використання методів: імовірнісного – для ранжування небезпечних подій і детерміністського – для моделювання аварійних процесів та їх екологічних наслідків, що на відміну від вже відомих, дає змогу уникати помилкових управлінських рішень у разі виникнення надзвичайних ситуаціях різного генезису;

– із застосуванням комп'ютерної програми «Best-T» розроблено теплофізичну модель і визначено локальні значення температур тепловиділяючих збірок в аварійній ситуації, пов'язаній з припиненням циркуляції води через басейн витримки, що дозволило оптимізувати обсяг обчислювальних робіт у частині розрахунків теплогідравлічних процесів у рамках комплексного обґрунтування екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального.

Набула подальшого розвитку методика визначення якісного стану конструкції басейну витримки, що дало можливість розраховувати теплотехнічні параметри мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального для різного впливу навантажень, наприклад, при зміні температури теплоносія або енерговиділенні у відпрацьованому ядерному паливі. Цю методику можливо застосовувати для оцінювання ресурсу конструкцій існуючих басейнів витримки на діючих АЕС України.

Удосконалено систему контролю вибухо- та пожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального, яка на відміну від існуючої, передбачає використання науково обґрунтованого та розробленого нового способу визначення параметрів концентрації водню в повітрі інтегрально-оптичним хімічним абсорбційним сенсором.

Практичне значення отриманих результатів визначається тим, що запропоновані підходи були використані в ході виконання наступних завдань:

- аналіз вимог нормативно-правових актів України з питань радіаційної безпеки з метою їх гармонізації до вимог міжнародних організацій (МАГАТЕ, МКРЗ), законодавства ЄС, що сприяє забезпеченню дотримання і виконання зобов'язань, узятих за міжнародними договорами України з питань ядерної та радіаційної безпеки;

- підготовка та організація науково-технічних досліджень і програм у сфері безпеки використання ядерної енергії.

Матеріали дисертаційних досліджень використано в звіті з науково-дослідної роботи «Наукові засади створення системи захисту функціонування критичної інфраструктури в умовах надзвичайних ситуацій» (Державний реєстраційний № 0118U003078), яка виконувалась в ІДУЦЗ.

Розроблено новий спосіб визначення параметрів концентрації водню в повітрі інтегрально-оптичним хімічним абсорбційним сенсором.

Апробація результатів дисертації. Основні положення та результати дисертаційного дослідження доповідалися та обговорювалися на таких міжнародних наукових конференціях та семінарах: XII Міжнародна науково-

практична конференція молодих вчених, курсантів та студентів «Проблеми та перспективи розвитку системи безпеки життєдіяльності» (м. Львів, 2017 р.), XIII Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення» (м. Харків, 2017 р.), XV Міжнародна науково-технічна конференція «Проблеми екологічної безпеки» (м. Кременчук, 2017 р.), IX Міжнародна науково-практична конференція «Теорія і практика гасіння пожеж та ліквідації надзвичайних ситуацій» (м. Черкаси, 2018 р.), IV Международная заочная научно-практическая конференция «Актуальные вопросы совершенствования надзорной и правоприменительной деятельности МЧС» (г. Минск, 2018 г.), 5-й Міжнародний конгрес «Сталий розвиток: захист навколишнього середовища. Енергоощадність. Збалансоване природокористування» (м. Львів, 2018 р.), XIV Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення» (м. Харків, 2018 р.), V Міжнародна науково-практична конференція «Безпека життєдіяльності на транспорті та виробництві – освіта, наука, практика» (м. Херсон, 2018 р.), XXIV Щорічна наукова конференція інституту ядерних досліджень НАН України (м. Київ, 2017 р.), VI Всеукраїнський з'їзд екологів з міжнародною участю (м. Вінниця, 2017 р.), 19 Всеукраїнська науково-практична конференція «Сучасний стан цивільного захисту України та перспективи розвитку» (м. Київ, 2017 р.), Науково-практичний семінар «Запобігання надзвичайним ситуаціям і їх ліквідація» (м. Харків, 2018 р.), Всеукраїнська науково-практична конференція «Пожежна безпека: проблеми та перспективи» (м. Харків, 2018 р.), IV Всеукраїнська заочна науково-практична конференція «Проблеми цивільного захисту населення та безпеки життєдіяльності: сучасні реалії України» (м. Київ, 2018 р.), XII Всеукраїнська науково-практична конференція молодих учених та студентів присвячена пам'яті проф. Мовчана Я.І. «Екологічна безпека держави» (м. Київ, 2018 р.), XXV щорічна наукова конференція інституту ядерних досліджень НАН України (м. Київ, 2018 р.), VII Всеукраїнська науково-практична конференція «Фінансово-економічне розвиток України в умовах трансформаційних преобразований» (м. Львів, 2018 р.), Всеукраїнська

наукова конференція «Актуальні питання техногенної та цивільної безпеки України» (м.Миколаїв, 2018 р.).

Публікації. Основні положення і результати дисертаційного дослідження опубліковані в 23 наукових роботах, з яких: 13 статей у виданнях, що входять до переліку наукових фахових видань України, 9 статей в закордонних виданнях, подано заявку (U 2018 08899) на отримання патенту на корисну модель, 2 роботи опубліковані в матеріалах конференцій.

Особистий внесок здобувача.

Основні положення і результати дисертаційної роботи отримані автором самостійно. У публікаціях, виконаних у співавторстві, автору належать (Додаток А):

– підхід до врахування взаємного впливу аварійних процесів в басейні витримки при оцінюванні ризику, моделі та розрахунки імовірнісного аналізу безпеки першого рівня;

– аналіз та встановлення взаємозв'язків під час імовірнісного моделювання аварійних ситуацій в басейні витримки в процесі зберігання і перевантаження ядерного палива;

– метод оцінювання та врахування невизначеностей в процесі ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки СВЯП-1, модифікована схема прийняття ризик-інформованих рішень, апробаційні розрахунки з вибору належного рішення;

– порівняльний аналіз результатів імовірнісного моделювання з відповідними даними щодо зарубіжних сховищ ВЯП (надійність обладнання, розрахунок помилок персоналу, мінімальні перетини), визначення потенційних джерел невизначеностей аналізу техногенної безпеки;

Структура та обсяг дисертації.

Робота складається із вступу, п'яти розділів, висновків, списку використаних джерел (152 найменування) та чотирьох додатків. Загальний обсяг дисертації складає 146 сторінок, включаючи 29 таблиць та 23 рисунки.

РОЗДІЛ 1

ТЕХНОГЕННО-ЕКОЛОГІЧНА НЕБЕЗПЕКА СВЯП В ПРОЦЕСІ ЕКСПЛУАТАЦІЇ

1.1. Поводження з ВЯП в процесі закриття та консервації ЧАЕС

Відповідно до Загальнодержавної програми зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкта «Укриття» в екологічно безпечну систему з урахуванням світового та вітчизняного досвіду, нормативної бази України та фактичного стану майданчика ЧАЕС, зняття з експлуатації здійснюється в кілька етапів: 1. Припинення експлуатації; 2. Остаточне закриття та консервація реакторних установок; 3. Витримка реакторних установок; 4. Демонтаж реакторних установок.

Відповідно до вимог Загальних положень забезпечення безпеки при знятті з експлуатації атомних електростанцій і дослідницьких ядерних реакторів при знятті з експлуатації ЧАЕС повинні бути вирішені такі завдання:

1. Забезпечення безпеки при знятті енергоблоків № 1,2,3 з експлуатації.
2. Захист персоналу, населення і навколишнього середовища від шкідливого впливу іонізуючих випромінювань і захист майбутніх поколінь.
3. Приведення енергоблоків № 1,2,3 в стан, який виключає можливість подальшого використання даних енергетичних установок за призначенням.
4. Виконання комплексу заходів для створення на території, яку займають енергоблоки № 1,2,3 і допоміжні споруди, умов, які максимально знижують обмеження на використання цієї території.

Це передбачає: поступове звільнення від джерел іонізуючого випромінювання, які підлягають контролю; скасування режиму обмежень і скорочення радіаційного контролю в зоні спостереження і санітарно-захисній зоні ЧАЕС.

У 2009 році, після прийняття Закону України «Про Загальнодержавну програму зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкта

«Укриття» в екологічно безпечну систему», Комплексна програма втратила своє значення і її дія була припинена. У Загальнодержавній програмі міститься опис стратегій зняття з експлуатації блоків Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкта «Укриття» в екологічно безпечну систему, оцінка необхідного фінансування, а також наведено перелік першочергових заходів (до 2013 року), необхідних для реалізації стратегій.

У серпні 2010 року завершено роботи зі звільнення блока № 3 від кондиційного відпрацьованого ядерного палива. У грудні 2012 року змінено статус енергоблоку № 3 - рішенням, погодженим з Держатомрегулювання України, він визнаний об'єктом по поводженню з радіоактивними відходами.

Діяльність зі зняття з експлуатації блоків 1,2,3 здійснюється на підставі Ліцензії Державного комітету ядерного регулювання України серія ЕО № 000040, виданої 22.03.2002р, Ліцензіатом є Державне спеціалізоване підприємство «Чорнобильська АЕС».

Поводження з відпрацьованим ядерним паливом на майданчику Державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська атомна електростанція» (далі - ДСП ЧАЕС) здійснюється відповідно до ліцензій Держатомрегулювання України ЕО №000040 «Зняття з експлуатації ЧАЕС» (виданої 22 березня 2002 року) та ЕО №000859 «Експлуатація ядерної установки - СВЯП-1 ЧАЕС» (виданої 25 червня 2008 року).

Відповідно до «Загальнодержавної програми зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкту «Укриття» в екологічно безпечну систему» блоки №№ 1-3 мають бути звільнені від відпрацьованого ядерного палива (ВЯП).

Після остаточної зупинки 3-го енергоблоку Чорнобильська АЕС перестала бути енергогенеруючим підприємством і першою серед вітчизняних АЕС стала на шлях зняття з експлуатації.

Виведення з експлуатації ЧАЕС вимагає паралельного проведення робіт з підготовки до зняття і зняття з експлуатації 1-3 енергоблоків. Водночас потрібно збудувати об'єкти необхідні для поводження з ВЯП, здійснити впровадження

нових технологій і обладнання, розробити необхідну нормативно-технічну, проектну та експлуатаційну документацію.

За період експлуатації блоків Чорнобильської АЕС в генеруючому режимі на майданчику накопичено понад 21 000 відпрацьованих паливних збірок. Це паливо знаходилося на зберіганні в приреакторних басейнах витримки 1, 2 і 3 блоків з розміщенням за проектною схемою, а також в чотирьох відсіках СВЯП-1. 5-й відсік СВЯП-1 до певного моменту вважався резервним.

Станом на кінець 2010 року в басейнах витримки блоків №№ 1-2 ДСП ЧАЕС зберігалось 2720 відпрацьованих тепловиділяючих збірок. З них 1365 ВТВЗ у басейнах витримки блоку №1, 1355 ВТВЗ - у басейнах витримки блоку №2.

Упродовж 2010 року ДСП ЧАЕС на підставі рішення Колегії Держатомрегулювання України № 27 від 24 грудня 2009 року і згідно з умовами окремого дозволу ОД № 000040/02 від 19 січня 2010 року, здійснювала перевезення ВЯП з басейнів витримки блоку №3 в п'ятий відсік басейну витримки СВЯП-1.

У серпні 2010 року роботи з перевезення ВЯП були закінчені. На даний момент ВЯП на блоці №3 Чорнобильської АЕС відсутнє.

Згідно з умовами зазначеної ліцензії ДСП ЧАЕС виконувало роботи, передбачені «Планом заходів з підвищення безпеки СВЯП-1» і «Планом заходів щодо вдосконалення системи управління якістю ДСП ЧАЕС на 2008-2010рр.».

Станом на кінець грудня 2010 року в басейнах витримки СВЯП-1 зберігається 18564 ВТВЗ.

Дозвіл на вивантаження ВЯП в СВЯП-1 було отримано 19 січня 2010 року.

Станом на 01.01.2015р. на майданчику Чорнобильської АЕС зберігалось 21284 ТВЗ з них:

- в БВ СВЯП-1 зберігалось 21 231,5 відпрацьованих ТВЗ;
- в БВ енергоблоку №1 – 32 пошкоджені ТВЗ;
- в БВ енергоблоку №2 – 20 пошкоджених ТВЗ.

У табл. 1.1 наведено перелік установок для поводження з відпрацьованим паливом на ДСП ЧАЕС.

Перелік установок для поводження з відпрацьованим паливом.

Назва установки	Місце знаходження	Основне призначення	Прим.
Басейни витримки блоку 1 Чорнобильської АЕС	ДСП «ЧАЕС», 07100, м. Славутич, Київської обл.	Тимчасове зберігання для зниження тепловиділення	Підготовка до зняття з експлуатації
Басейни витримки блоку 2 Чорнобильської АЕС	„	„	Підготовка до зняття з експлуатації
Басейни витримки блоку 3 Чорнобильської АЕС	„	„	Підготовка до зняття з експлуатації
СВЯП-1 Чорнобильської АЕС	„	Проміжне зберігання ВЯП	Експлуатується
СВЯП-2 Чорнобильської АЕС	„	Проміжне зберігання ВЯП	Будується

В даний час на ЧАЕС основною спорудою загальностанційної системи зберігання ВЯП є СВЯП-1. Сховище відпрацьованого ядерного палива №1 «мокрого типу» призначене для прийому і зберігання ВТВЗ, після попередньої, не менше ніж 1,5-річної витримки їх в БВК або реакторах енергоблоків 1,2,3, а також для операцій вивантаження ВТВЗ зі СВЯП-1 з наступним переміщенням його в СВЯП-2 «сухого типу» [33].

Експлуатація СВЯП-1 здійснюється відповідно до умов ліцензії Держатомрегулювання серії ЕО № 000859 на право провадження діяльності на етапі життєвого циклу «експлуатація ядерної установки – сховища відпрацьованого ядерного палива» від 25.06.2008 року.

Експлуатуючою організацією ДСП «Чорнобильська АЕС» проводились роботи стосовно реалізації: «Плану заходів щодо підвищення безпеки СВЯП-1», погодженого Держатомрегулювання 24.06.2008р.; «Плану заходів з підвищення безпеки ядерних установок ДСП ЧАЕС», погодженого Держатомрегулювання 12.12.2011р.; «Плану заходів реалізації процесу стабілізації, перевезення та зберігання спеціальних пеналів з пошкодженим ВЯП», погодженого Держатомрегулювання 25.03.2014р. (відповідно до зазначеного Плану заходів

протягом 2015 року були виконані роботи, спрямовані на перевезення для зберігання пошкоджених ТВЗ з приреакторних БВ енергоблоків №1 та №2 в БВ СВЯП-1).

Розроблено та погоджено з Держатомрегулювання Технічне рішення «Про введення в дослідну експлуатацію системи зворотного вивантаження ТТЧ СВЯП-1» № 12-ЦПВЯП від 28.12.2009р.

Отримано свідоцтво Державного архітектурно-будівельного контролю (ДАБК) у Київській області № 10001173 від 13.01.2010р про відповідність збудованого об'єкта проектній документації, вимогам державних стандартів, будівельних норм і правил.

Планується проведення експертизи робочої документації і реалізація 2-го пускового комплексу проекту.

Наказом по ЧАЕС №403 від 17.06.2010р. була створена робоча група з метою доопрацювання проекту в частині виділення третього пускового комплексу, в межах якого повинні бути виконані роботи по заміні електричної частини та КВПіА СВЯП-1.

Розроблено та погоджено Доповнення до завдання на проектування та Доповнення до Технічного завдання.

У 2016 році на ЧАЕС завершилось переміщення відпрацьованого ядерного палива з трьох енергоблоків в СВЯП-1. На цей процес пішло близько 10 років, проте зараз 1-й, 2-й і 3-й енергоблоки повністю звільнені від «відходів», що накопичилися за весь період роботи станції. Вивантаження палива з зазначених блоків позбавило їх статусу ядерних установок, а відповідно - позбавило Чорнобильську АЕС статусу атомної станції. Після цього фахівці ДСП ЧАЕС змогли розпочати роботи по зняттю її з експлуатації. Статус «ядерної установки» залишиться у сховища відпрацьованого ядерного палива, в якому вже зберігається кондиційне паливо з трьох блоків ЧАЕС.

Державна інспекція ядерного регулювання України (ДІЯРУ) 14 квітня 2016 року видала окремий дозвіл ДСП «Чорнобильський АЕС» на вивантаження

пошкодженого ВЯП з блоків № 1,2 і його перевезення в СВЯП-1 для безпечного розміщення та зберігання.

Втім, СВЯП-1 свій потенціал вже практично відпрацювало - сховище було споруджено в 1986 році вже після аварії на ЧАЕС. За проектом воно розраховане на 30 років експлуатації, але завдяки ремонтам цей термін вдалося продовжити ще на 10 років. Термін експлуатації сховища, з урахуванням оновленого звіту оцінки безпеки, подовжено до 31 грудня 2025 року. Для забезпечення можливості продовження терміну експлуатації СВЯП-1 необхідно виконати реконструкцію сховища. Реконструкцію СВЯП-1 необхідно провести без зупинки технологічного процесу прийому та зберігання ВЯП.

1.2. Аналіз аварій на сховищах ВЯП та їх наслідків

На даний час на підприємствах атомної галузі надходження в навколишнє середовище техногенних радіонуклідів строго контролюється, але залишається невирішеною проблема забезпечення екологічної безпеки тимчасових сховищ ВЯП, створених у другій половині минулого століття без належного урахування природних особливостей території і забезпечення необхідного рівня захисту. В окремих випадках спостерігається викид або витік радіонуклідів з ємностей сховищ, надходження їх в навколишнє середовище і залучення в біологічний круговорот. Оцінки ризику радіоактивного забруднення, розробка захисних технологій вимагають розуміння механізмів, процесів і факторів, що регулюють рухливість радіонуклідів в ґрунтових, поверхневих водах, надходження радіонуклідів у ґрунт, рослини і в організм тварин і людини.

Аналіз аварій є визначальним для обґрунтування безпеки СВЯП і включає питання порушення нормальних умов експлуатації, постулюємі і гіпотетичні аварії, а також оцінки радіологічних наслідків для визначальних вихідних подій.

Далі наведені деякі інциденти, які були зафіксовані під час поводження з ВЯП [34]:

- січень 1996 року на Ленінградській АЕС виявлена теча (12 літрів на

добу) з басейну сховища ВЯП. Будівля сховища № 428 розташовується в 90 метрах від Балтійського моря. Через півроку протікання зросло до 144 літрів на добу, а до березня 1997 року досягли 360 літрів на добу. За участю фінських фахівців протікання були частково ліквідовані;

- 19 жовтня 2000 року, ЛАЕС, сховище відпрацьованого ядерного палива. Виявлено витік радіоактивної води з будівлі «мокрого» сховища відпрацьованого ядерного палива (будівля 428). Радіоактивний ґрунт з району течії (близько 1.5 тони) був вивезений в сховище твердих радіоактивних відходів.

Інциденти відбувалися через грубі порушення технології і технологічних регламентів, недостатню професійну підготовку і низьку технологічну дисципліну окремих фахівців і операторів, недостатність технологічних і неефективність організаційних заходів щодо забезпечення безпечного ведення технологічних процесів, незадовільний технічний стан обладнання і систем та супроводжувалися, як правило, викидом радіоактивних речовин в навколишнє середовище .

Розглянемо також розвиток аварії на АЕС Fukushima-Daiichi (Японія), яка трапилася 11 березня 2011 року внаслідок землетрусу і цунамі, що стався за ним [35,36]. Події на АЕС «Фукусіма-1» поставили перед ядерним співтовариством наступні завдання: виконання детального аналізу причин аварії та вивчення її уроків, розробка та реалізація заходів щодо запобігання виникненню важких аварій чи, в разі виникнення, пом'якшення їх негативного впливу на населення та навколишнє середовище. На момент аварії на енергоблоках знаходилася така кількість паливних збірок (табл.1.2).

Таблиця 1.2

Кількість тепловиділяючих збірок, що перебували в СВЯП

	Блок №1	Блок №2	Блок №3	Блок №4	Блок №5	Блок №6
В реакторах	400	548	548	0	548	764
В басейнах	Відпрацьованих	292	587	514	1331	946
	Свіжих	100	28	52	204	48

На блоці № 3 в басейні перебувало МОХ-паливо виробництва Франції. Крім того, 6375 відпрацьованих тепловиділяючих збірок знаходилося в центральному сховищі радіоактивних відходів. Аварія, що відбулася 11 березня 2011 року на АЕС Фукусіма-1 - велика радіаційна аварія (за заявою японських офіційних осіб - 7-го рівня за шкалою INES [37]). Землетрус і удар цунамі вивели з ладу зовнішні засоби електропостачання та резервні дизельні генератори, що стало причиною непрацездатності всіх систем нормального та аварійного охолодження і призвело до розплавлення активної зони реакторів на енергоблоках 1, 2 і 3 в перші дні розвитку аварії. Основною причиною аварії на АЕС Fukushima-Daiichi в березні 2011р. було екстремальне геофізичне явище у вигляді землетрусу з рівнем сейсмічної активності 9 балів (за шкалою Ріхтера) в епіцентрі на глибині 24 км і на відстані близько 180 км від узбережжя, де розташований проммайданчик атомної електростанції (тривалістю 140 – 160 с для двох - трьох істотних поштовхів). Максимальні відгуки прискорень землетрусу на поверхні проммайданчика АЕС Fukushima-Daiichi перевищили в 1,2 - 2,2 рази проектні значення. Землетрус, що стався, призвів до аварійної зупинки працюючих на цей момент енергоблоків № 1 - 3 АЕС Fukushima-Daiichi (енергоблоки № 4 - 6 знаходилися на планових ремонтах) і до подальшого виникнення цунамі з висотою хвилі близько 15 м поблизу узбережжя і затоплення проммайданчика. Наслідком затоплення проммайданчика АЕС Fukushima-Daiichi була повна втрата необхідного тривалого електропостачання та необхідних проектних систем, які забезпечують управління аваріями на блоках № 1 - 4, що в кінцевому підсумку призвело до неприпустимого пошкодження ядерного палива (критерій важких аварій), парогазових вибухів, руйнування конструкцій і катастрофічних радіоактивних викидів в навколишнє середовище.

В процесі аварії відбулися такі події [35]:

- втрата охолодження активних зон 3-х реакторів і басейнів-сховищ ВЯП;
- вибухи водню на 4-х блоках (інформації про теплові вибухи не надходило);
- пожежі, осушення і розігрів відпрацьованого палива в басейнах-

сховищах ВЯП на 4-х блоках з проблемами на 5 і 6;

- плавлення палива на 1, 2 і 3 блоках, викиди радіоактивності в навколишнє середовище.

Після аварії на японській АЕС «Фукусіма-1» сформувався стійкий радіаційний фон, який у міру розвитку подій неухильно підвищувався. До 14 березня в періоди, коли над датчиком не було підсвічування від радіоактивного шлейфа, потужність дози була стабільною, що свідчило про забруднення території переважно радіонуклідами з великим періодом напіврозпаду. Кожен новий шлейф короткочасно підвищував потужність дози на один-два порядки величини і збільшував «стаціонарний» рівень забруднення навколишнього середовища. Потужність дози на відстані 30 км від АЕС досягала величини в 0,2 мГр/год, а можливо, і 0,3 мГр/год.

Не виключено, що формування цього радіоактивного сліду спровокувало рішення щодо евакуації населення за межі 20-кілометрової зони. Потужність дози на сформованому сліді в основному була обумовлена радіоактивними ізотопами йоду.

Вранці 15 березня нові події на АЕС (декомпресія на блоці № 2) призвели до чергового викиду радіоактивних речовин, серед яких спостерігалися переважно радіоактивні благородні гази та йод з невеликими домішками радіоактивних ізотопів цезію [36] (рис. 1.1).

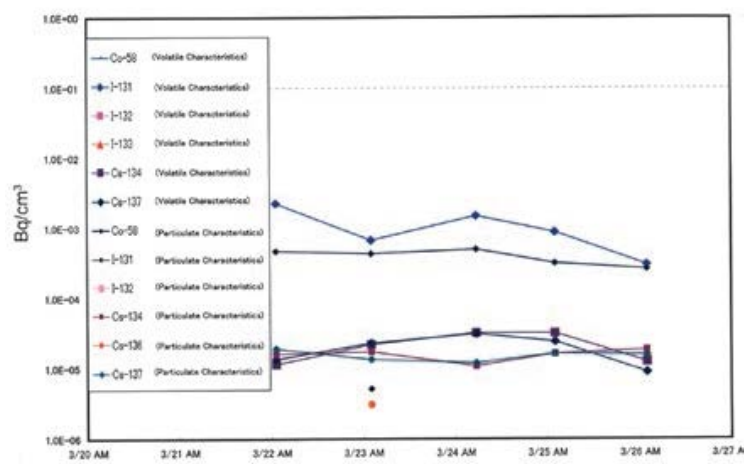


Рис.1.1. Динаміка вмісту окремих радіонуклідів у повітрі біля головних воріт АЕС «Фукусіма-1» (15 березня 2011 року)

Потужність дози під час проходження радіоактивного шлейфу зростала на п'ять порядків величини від фонового рівня [38] (рис.1.2).

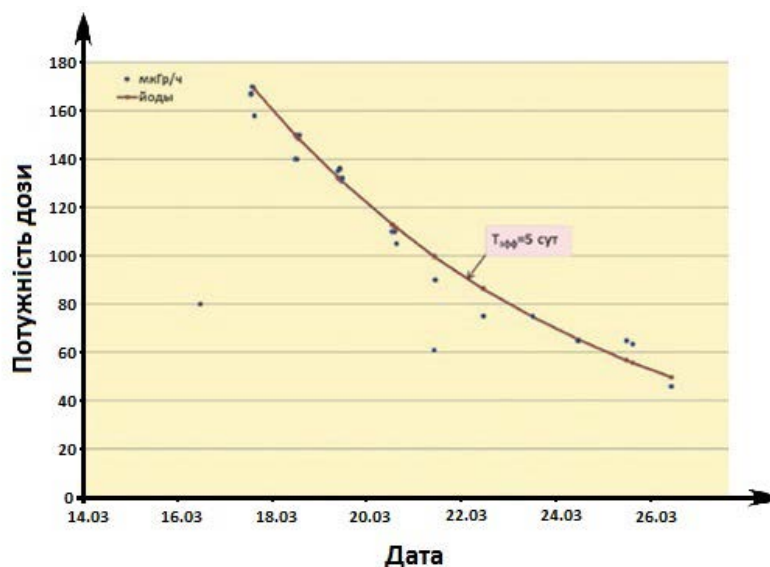


Рис.1.2. Динаміка потужності дози на відстані 30 км від АЕС «Фукусіма-1» в північно-західному напрямку, мкГр/год

Рівень забруднення поверхні ґрунту виріс більше ніж на порядок від попереднього значення і став визначатися випромінюванням ізотопів йоду. Значна частина цього викиду пішла в бік Тихого океану, проте частина радіоактивних хмар зачепила південно-східну частину території Японії від АЕС. Проходження цієї хмари і залишкове забруднення поверхні ґрунту було зареєстровано на всіх 37 діючих постах АСКРО (автоматична система контролю радіаційного опромінення) префектури Ібаракі, а також, хоча і в меншій мірі, в сусідніх префектурах: районі Токіо та префектурах Канагава, Сідзуока і Тотігі.

21 березня відбувся новий значний викид, який зачепив території на півдні від АЕС. Всі інші викиди, якщо вони були, відносило в Тихий океан. До 29 березня нових викидів з АЕС, що залишили слід на території Японії, не зареєстровано.

У результаті поширення газо-аерозольних викидів з аварійної АЕС на території Японії сформувалися два сліди радіоактивних випадінь:

- в північно-західному напрямку, завдовжки до 50-60 км;
- в південно-західному напрямку, протяжністю до 200-250 км.

З 14 березня і до 8 години 15 березня радіаційний фон був на рівні природного та становив 0,12 мкЗв/год. На 10 годину 15 березня радіаційний фон збільшився до 0,2 мкЗв/год, а потім – почав повільно зростати, очевидно, через проходження радіоактивного шлейфа. Зростання тривало до 14:45, тоді він склав 4,2 мкЗв/год. Після цього спостерігалось досить різке падіння потужності дози, протягом півгодини, приблизно на порядок величини. На 15:30 потужність дози становила приблизно 0,4 мкЗв/год, після чого стабілізувалася на цій величині. За час проходження радіоактивного факела можлива доза додаткового опромінення населення склала близько 12 мкЗв. За наступні 10 діб від радіоактивних випадіннь (і за відсутності нових випадіннь) доза додаткового опромінення населення не перевищила 60 мкЗв.

Як вже зазначалося, ширина сліду на відстані близько 30 км від АЕС становила близько 10 км. Для осі сліду характерні деякі локальні особливості (можливо, пов'язані з рельєфом місцевості та рослинністю), що призвели до утворення окремих плям з підвищеним рівнем випадіннь. Було встановлено, що потужність дози обумовлена, головним чином, випадіннями ^{131}I , ^{132}Te та ^{132}I . Станом на 13 годину 22 березня потужність дози складала приблизно 5 мкЗв/год, що приблизно відповідало щільності забруднення за ^{131}I 0,5-1 МБк/м².

Велика техногенна радіаційна аварія на японській АЕС «Фукусіма-1» поставила під сумнів концепцію глибокоешелонованого захисту як способу запобігання експлуатаційних ризиків.

Основні характеристики розглянутих подій великих радіаційних аварій і катастроф наступні [39]: нехтування заходами щодо забезпечення ядерної та радіаційної безпеки; неправильні дії та помилки персоналу; недоліки проектування та існуючих технологій і конструкцій ядерних енергетичних установок; недосконалість науково-методичної бази та програмно-апаратних засобів; недосконалість (відсутність) державної (міжнародної) системи оперативного управління радіаційними ризиками.

Отже, дослідження причин виникнення аварій на АЕС, послідовності подій від вихідного до кінцевого стану дає можливість вироблення заходів,

спрямованих на запобігання і не повторення широкого класу аналогічних аварійних ситуацій за рахунок своєчасно прийнятих технічних і організаційних заходів. Задіяти всі зворотні зв'язки аналізу досвіду експлуатації таких складних комплексів, якими є АЕС, вкрай важливо і необхідно.

Про деякі загальні тенденції говорять проведені дослідження причин аварій з різним ступенем розплавлення ВЯП, які дозволили зробити такі висновки [30,39]: основна частина аварій сталася через недоліки конструкції і з вини операторів; в більшості випадків аварії сталися під час технічного обслуговування (включаючи перевантаження палива), випробувань і під час зупинки реактора; майже всі аварії могли бути попереджені операторами при своєчасному розпізнаванні сигналів контрольно-вимірювальних приладів.

Накопичення експлуатаційного досвіду - це в першу чергу накопичення досвіду по пошкодженням та відмовам, що сталися. Ефективне використання досвіду вимагає організації роботи по двох напрямках: вивчення наслідків і з'ясування причин пошкоджень і відмов; узагальнення подій що відбулися, систематизація та організація заходів по запобіганню їх виникнення в майбутньому.

Тому цінність представляють відомості не тільки про конкретну поведінку окремого елемента устаткування, який може не мати аналогів, а про принципові типові явища і слабкі місця поширених систем. Для узагальнення подібного роду інформації дуже корисно широке співробітництво розробників і експлуатаційників для забезпечення надійності та безпеки ядерних об'єктів.

Якщо досвід аварій і інцидентів буде ретельно вивчатися і в усій повноті враховуватися при проектуванні і експлуатації АЕС то прийняті технічні рішення і експлуатаційні процедури можуть претендувати на системність, вичерпну повноту і гарантувати захищеність від аварій з тяжкими наслідками.

При всій увазі в попередні роки до протиаварійного керування (процедури, тренування, розрахунки) дії протиаварійного персоналу в перші години і дні показують повну розгубленість і неготовність до подібних ситуацій. До сих пір повномасштабні тренажери АЕС і програми тренувань на них не включають

запроектні аварії з розплавленням активної зони, а програмне забезпечення розрахунку таких аварій в реальному масштабі часу якщо і розробляється, то в одиничних екземплярах і без серйозної верифікації на експериментальних даних.

Не застосовується технологія 3-D «віртуальної реальності», хоча в інших галузях ці методи вже давно розроблені. Вимагати від експлуатуючого персоналу знань в області запроектованих аварій неможливо, так як вся програма їх навчання та тренінгу і технічні засоби навчання розраховані тільки на проектні аварії. Настав такий час, коли необхідна команда фахівців одна на всі блоки країни, яка наприклад, періодично проходить тренінги на тренажері запроектованих аварій та могла б на протязі 1-2 годин прилетіти на аварійний енергоблок і взяти управління запроектованою аварією на себе. У процесі підготовки на тренінгах ця команда повинна відпрацьовувати різні непроектовані рішення щодо пом'якшення наслідків запроектованих аварій і, по суті, працювати в режимі чергування і цілодобової готовності вилетіти на аварійний майданчик АЕС. Подібна система існує у Франції, де в разі виходу аварії за проектні межі, управління аварією передається спеціальній підготовленій команді. Можливо, буде доцільно організувати такі команди на міжнародному рівні під егідою МАГАТЕ, так як аварії на АЕС носять глобальний характер, що виходить за рамки національних інтересів. Це буде особливо актуально при розширенні географії поширення АЕС в країни з низьким рівнем культури безпеки та досвідом експлуатації АЕС.

Всі модернізації та роботи по зниженню витрат, що дають копійчаний ефект, можуть в один день бути в десятки і сотні разів перекриті втратами від подібних аварій, тому системний пошук уразливості АЕС повинен проводитися не коли «кльоне півень», а постійно, аж до виділення в тарифі на електроенергію, що відпускається певного відсотка на ці роботи, з метою виключення подібних сценаріїв. Сюди ж треба додати ще й пошук вразливих точок для атаки терористів і розробку антитерористичних заходів.

Питання підвищення безпеки АЕС України, в контексті аварії на АЕС «Фукусіма-1», були розглянуті на засіданні Ради національної безпеки і оборони України від 8 квітня 2011р. Рішення РНБО України, в якому наголошено на

необхідності проведення поглибленої позачергової переоцінки стану безпеки енергоблоків АЕС України, включаючи перевірку їх сейсмостійкості, введено в дію Указом Президента України № 585/2011 від 12 травня 2011 року. Колегією Держатомрегулювання України від 19 травня та від 5 липня 2011р. були схвалені «План дій щодо виконання цільової позачергової оцінки стану безпеки та подальшого підвищення безпеки енергоблоків АЕС України з урахуванням подій, що сталися на АЕС «Фукусіма-1» і «План дій з виконання цільової позачергової оцінки стану безпеки та подальшого підвищення безпеки блоків 1-3 та СВЯП-1 ЧАЕС з урахуванням подій на АЕС «Фукусіма-1» відповідно. Одним із заходів зазначених Планів дій стало проведення цільової позачергової оцінки стану безпеки ядерних установок, які розташовані на майданчиках АЕС («стрес-тести»).

Планами дій передбачені також: цільова перевірка стану аварійної готовності; перегляд і доповнення (за результатами виконання «стрес-тестів») «Комплексної (зведеної) програми підвищення безпеки енергоблоків АЕС України»; оновлення Плану підвищення безпеки СВЯП-1 на ЧАЕС.

Отже, комплексна розробка нових і вдосконалення існуючих методів, моделей і підходів в рамках загальної концепції аналізу та забезпечення техногенної безпеки СВЯП, що враховують малоймовірні аварійні події з катастрофічними наслідками, формалізація на їх основі теоретичних і методологічних положень і принципів, а також організація практичних заходів по забезпеченню безпеки СВЯП є актуальною науково-прикладною проблемою державного значення.

1.3. Аспекти екологічної безпеки під час зберігання ВЯП

Сховище ВЯП є технічно складним і екологічно небезпечним об'єктом. У ньому зосереджено обладнання різноманітного призначення, що має різну номенклатуру радіаційно-небезпечних матеріалів [40].

Проблема забезпечення техногенно-екологічної безпеки СВЯП-1 є однією з ключових, починаючи з введення сховища в експлуатацію і до зняття з регулюючого контролю ВТВЗ, що знаходяться в ньому [41].

Екологічна безпека в процесі довготривалого зберігання ВЯП - це стан захищеності природного середовища і життєво важливих інтересів людини від можливого негативного радіаційного впливу господарської та іншої діяльності, надзвичайних ситуацій природного і техногенного характеру та їх наслідків.

На даний час основними загрозами екологічної безпеки в процесі довготривалого зберігання ВЯП є [42]: зношеність технологічного обладнання, систем безпеки і трубопроводів та ін., що призводить до виникнення потенційно небезпечних ситуацій з нанесенням шкоди навколишньому середовищу; використання застарілих технологій, що призводять до збільшення кількості радіоактивних (р/а) викидів і скидів забруднюючих речовин; неналежне виконання екологічних вимог; збільшення шкідливого впливу р/а забруднення навколишнього середовища на стан здоров'я населення; відсутність економічних стимулів для впровадження маловідходних і безвідходних технологій; низький рівень екологічної культури населення.

Забезпечення комплексної екологічної безпеки сховищ відпрацьованого ядерного палива є складною та багатоетапною роботою, що включає в себе: оцінку поточної ситуації та визначення «вузьких» місць; формування переліку необхідних робіт; розробку і узгодження відсутньої природоохоронної документації; укладення договорів з ліцензованими організаціями для проведення заходів з контролю нормативів ГДВ на джерелах викидів; постановку СВЯП на облік як природо користувача і здійснення платежів за негативний р/а вплив на навколишнє середовище; здійснення поточних заходів з підтримки в актуальному стані всіх дозвільних документів з екологічної безпеки в процесі поводження з ВЯП.

Основним інструментом в області екологічної безпеки є нормативне правове забезпечення. Для підвищення ефективності правового механізму і з

метою регулювання екологічної безпеки необхідне постійне вдосконалення ядерного законодавства.

МАГАТЕ рекомендуються такі принципи безпеки під час довготривалого зберігання ВЯП [43-45]. 1. Захист здоров'я людини. Поводження з ВЯП має здійснюватися таким чином, щоб забезпечити прийнятний рівень захисту здоров'я людини. 2. Захист навколишнього середовища. Поводження з ВЯП має здійснюватися таким чином, щоб забезпечити прийнятний рівень навколишнього середовища. 3. Захист за межами національних кордонів. Поводження з ВЯП повинне враховувати потенційний вплив на людину і навколишнє середовище за межами національних кордонів. 4. Захист майбутніх поколінь. Поводження з ВЯП має бути організовано таким чином, щоб передбачуваний вплив на здоров'я майбутніх поколінь не перевищував граничних рівнів впливу, визначених у даний час. 5. Тягар для майбутніх поколінь. Поводження з ВЯП має здійснюватися таким чином, щоб не накладати надмірного тягаря на майбутні покоління. 6. Національна правова основа. Поводження з ВЯП має здійснюватися в рамках відповідної національної правової основи, яка передбачає чіткий розподіл обов'язків і забезпечення незалежних регулюючих функцій. 7. Контроль за утворенням радіоактивних відходів. Утворення ВЯП має підтримуватися на мінімально досяжному рівні. 8. Наявність взаємозв'язків між процесами утворення ВЯП і подальшого поведження з ними. Повинна існувати взаємозалежність між усіма етапами утворення і поведження з ВЯП. 9. Безпека установок. Має гарантуватися безпека сховища ВЯП протягом усього терміну його функціонування.

МАГАТЕ також рекомендує наступні заходи для використання в національній стратегії і політиці щодо поведження з ВЯП [46-49]:

- Виробники радіоактивних відходів повинні бути зареєстровані як такі регулюючими органами в кожній країні.
- Оператори установок для зберігання радіоактивних відходів приймають упаковки відходів, що поставляються їм від виробників відходів, і несуть відповідальність за їх зберігання.

- Регулюючі органи несуть відповідальність за розробку системи регулювання та здійснюють контроль за її роботою і за ліцензування установок, включаючи установки для поводження з ВЯП і їх зберігання.

- Уряди несуть відповідальність за національні політики щодо поводження з ВЯП і в кінцевому підсумку відповідальність за довгострокове екологічно безпечне зберігання.

Відповідно до загальноприйнятих принципів у всіх країнах порядок поводження з ВЯП регламентований національним законодавством і міжнародними угодами.

Безпечне поводження з ВЯП пов'язане з комплексним застосуванням технологій, природних і штучних ресурсів в умовах державного регулювання для забезпечення контролю і відповідності національним та міжнародним вимогам з охорони здоров'я людини та навколишнього середовища.

Загальноприйняті міжнародні принципи забезпечення безпеки при поводженні з ВЯП можна сформулювати таким чином [50-52].

1. Забезпечення прийнятного рівня захисту здоров'я людини;
2. Захист здоров'я людини за межами національних кордонів повинен бути не нижче прийнятного рівня в країні походження;
3. Забезпечення охорони навколишнього середовища;
4. Обмеження екологічних наслідків для майбутніх поколінь;
5. Створення національних правових систем і стратегії з екологічно безпечного поводження з ВЯП;
6. Використання комплексного підходу з урахуванням взаємозв'язку стадій утворення та поводження з ВЯП.

Згідно з чинним національним законодавством під ВЯП маються на увазі матеріальні об'єкти і субстанції, активність радіонуклідів або радіоактивне забруднення яких перевищує межі, встановлені діючими нормами, за умови, що використання цих об'єктів та субстанцій не передбачено, а під об'єктом, призначеним для поводження з ВЯП - споруди, приміщення або обладнання, призначене для збирання, перевезення, переробки, зберігання або захоронення.

Основними принципами державної політики України у сфері поводження з ВЯП є [53-55]: пріоритет захисту життя та здоров'я персоналу і населення,

навколишнього природного середовища від впливу ВЯП відповідно до державних норм радіаційної безпеки; розмежування функцій державного контролю і управління у сфері поводження з ВЯП; реалізація державної політики у сфері поводження з ВЯП шляхом розробки і виконання довгострокової Державної програми поводження з радіоактивними відходами; перегляд та затвердження Державної програми поводження з радіоактивними відходами кожні 3 роки; недопущення неконтрольованого накопичення ВЯП; забезпечення державного нагляду за поводженням з ВЯП; прийняття рішень про розміщення нових сховищ ВЯП за участю громадян, їх об'єднань, а також місцевих органів державної виконавчої влади та органів місцевого самоврядування; гарантування надійної ізоляції ВЯП від оточуючого природного середовища при обґрунтуванні екологічної безпеки сховищ відпрацьованого ядерного палива; зберігання ВЯП у виробників радіоактивних відходів протягом обмеженого часу з наступною передачею спеціалізованим підприємствам по поводженню з ВЯП; відповідальність виробників ВЯП за їх безпеку до передачі їх спеціалізованим підприємствам по поводженню з ВЯП; заборона проведення робіт по захороненню ВЯП юридичним і фізичним особам, які утворюють внаслідок своєї діяльності ВЯП, поставляють і використовують; міжнародне співробітництво у сфері поводження з ВЯП; активна науково-дослідницька діяльність у сфері поводження з ВЯП.

Оцінка безпечної експлуатації сховища ВЯП повинна відображати можливість пов'язаної з нею небезпеки, а також ступінь, в якій цю небезпеку можна уникнути або запобігти.

Метод оцінки безпеки СВЯП-1 таким чином включає: визначення небезпек, пов'язаних з присутністю радіоактивних речовин в упаковках з ВЯП, які зберігаються або з якими проводяться будь-які дії.

Конкретні небезпеки визначаються: вивченням умов нормальної експлуатації та аварійних ситуацій; вивченням захисних і запобіжних заходів, що визначають проектні особливості або адміністративні заходи, які служать для

запобігання значних небезпек. Повинно бути визначено, якою мірою ці цілі досягаються.

Особливості безпечної експлуатації СВЯП-1 можуть включати радіаційний захист, дистанційно кероване обладнання, пристрої моніторингу, вентиляційні та фільтраційні системи, захисні бар'єри та ін. Адміністративні заходи можуть включати роботи по експлуатації, ремонту і радіаційному захисту. В ході ретельної оцінки, яка необхідна при ліцензуванні, небезпека може виражатися у вигляді частоти її прояви і величини її наслідків. Ефективність захисних і запобіжних заходів може також виражатися у вигляді зменшення ризику.

До методу «мокрого» зберігання ВЯП пред'являються такі основні принципи безпеки [56,57]:

- забезпечення «умов роботи» СВЯП і збереження ВЯП протягом часу не менше 30 років;
- забезпечення температурного режиму на оболонці твелів не більше 50°C для палива РВПК-1000;
- забезпечення довговічності будівельних конструкцій сховища протягом часу не менше 60 років;
- забезпечення пасивного способу відводу тепла від закладеного палива;
- стійкість сховища до зовнішніх впливів (землетрусу, урагану, смерчу, повітряної ударної хвилі, предметів що летять, падіння літака і ін.);
- забезпечення можливості зручної і швидкої ідентифікації джерела появи радіоактивних забруднень.

Під критерієм безпеки в процесі зберігання відпрацьованого палива мається на увазі опис сукупності показників, що дозволяють охарактеризувати стан СВЯП як «нормальний», «передаварійний», «аварійний», «критичний» або як «кризовий». Показники означають міру, параметри - межі інтервалів, відповідних ступенів небезпеки. Параметри прийняті або на підставі наукових, експериментальних даних, або на підставі експертних оцінок фахівців.

На рис.1.3 схематично зображені основні критерії забезпечення безпеки в процесі експлуатації СВЯП.



Рис.1.3. Основні критерії забезпечення безпеки в процесі експлуатації СВЯП

Класифікація критеріїв безпеки СВЯП повинна включати [58,59]: загальні (інтегральні) критерії, що дають найбільш повну оцінку вдосконалення СВЯП (загальне число можливих аварій і випадків травматизму, сума витрат на створення системи безпеки); умовні (непрямі) критерії, що відображають одну з властивостей СВЯП шляхом віднесення її до певного показника (вартість отримання одиниці кінцевої продукції, ймовірність безвідмовної роботи певного комплексу захисних заходів, ймовірність виникнення аварійної ситуації в певний проміжок часу); відносні (нормовані) критерії, що характеризують безпеку СВЯП щодо оснащеності та ефективності засобів захисту (відношення часу дії небезпечного фактору до загального часу роботи, зіставлення економічної ефективності впровадження різних засобів захисту, зміна рівня безпеки в порівнянні з впровадженням).

1.4 Висновки до розділу 1.

На основі проведеного аналізу сучасного рівня безпеки СВЯП-1 можливо зробити висновки про те, що завдання дослідження, присвяченого оцінці ядерної, радіаційної та екологічної безпеки, для досягнення мети роботи поставлені вперше в практиці забезпечення безпеки сховища, що дозволяє провести аналіз не тільки безпеки функціонування СВЯП-1, але обґрунтовано продовжити термін його експлуатації на основі принципів і загальних критеріїв безпеки в процесі зберігання відпрацьованого палива котрі задовольняють вимогам чинних міжнародних та національних норм і правил.

Деякі важливі особливості в процесі реконструкції СВЯП-1 можна представити як наступні заходи:

- конструкція установки зберігання, повинна забезпечувати необхідний біологічний захист в будь-якій доступній точці, щоб зменшити радіаційне опромінення персоналу на майданчику;
- максимально можливе навантаження на дно басейна витримки повинно бути розраховане, виходячи з висоти упаковок з ВЯП;
- сховище повинне експлуатуватись так, щоб попередити корозію і руйнування упаковок з ВЯП, пов'язану з високою вологістю, морозами або іншими несприятливими кліматичними факторами;
- так як упаковки з ВЯП повинні дозволяти скидання радіолітичних газів, що утворюються під час зберігання, то вентиляційна система повинна забезпечувати зменшення вогнебезпечних газів і не допускати скупчення вибухонебезпечних сумішей;
- ВЯП повинні зберігатися в спорудах забезпечених протипожежною системою;
- повинна бути забезпечена ефективна система відводу тепла;

– обладнання для поводження і транспортування разом з обраними принципами зберігання повинно дозволяти вилучати будь-яку упаковку з ВЯП, що зберігається, для інспекції в будь-який час;

– днище сховища повинно дозволяти відведення будь-яких вод, що випадково потрапили в установку і взяття проб для виявлення можливого забруднення;

– повинні вестися записи про розташування і зміст кожної упаковки з ВЯП;

– сховище ВЯП має мати можливість простого розширення за допомогою модульних конструкцій.

Тому актуальною науковою та практичною задачею, що потребує вирішення, є забезпечення екологічної безпеки СВЯП-1 шляхом використання науково-обґрунтованих методик проведення імовірнісних і детерміністських прогнозних оцінок можливих аварійних процесів в СВЯП-1, математичного та комп'ютерного моделювання різних сценаріїв аварійних процесів в сховищ ВЯП для підвищення адекватності аналізу техногенної безпеки та достовірності ризик-інформованих рішень для мінімізації радіаційно-екологічних наслідків, які приймаються на їх основі.

Розв'язання поставленої задачі наведено у наступних розділах цієї роботи.

РОЗДІЛ 2

МЕТОДИЧНІ ОСНОВИ ПРОВЕДЕННЯ ДОСЛІДЖЕНЬ БЕЗПЕКИ СВЯП-1

2.1. Обґрунтування напрямку проведення досліджень до аналізу безпеки СВЯП-1

У процесі застосування ядерних і радіаційних технологій необхідно розробити і неухильно виконувати комплекс організаційних, нормативно-методичних, інженерно-технічних та інших заходів, що гарантують необхідний рівень радіаційної та ядерної безпеки СВЯП-1.

Експлуатація СВЯП-1 відноситься до радіаційно небезпечних видів діяльності, а сховища ВЯП - до радіаційно небезпечних об'єктів, які потенційно можуть чинити негативний вплив на людину і навколишнє середовище. Отже, в процесі експлуатації СВЯП-1 найвищий пріоритет набуває проблема мінімізації небезпеки, що воно створює і захисту екосистеми від надлишкових радіаційних навантажень.

Вирішення цієї комплексної проблеми включає в себе багато завдань: правових, економічних, організаційних, технічних, екологічних та ін. Проблема забезпечення безпеки СВЯП-1 є однією з ключових, починаючи від введення сховища в експлуатацію і до зняття з регулюючого контролю ВТВЗ, що знаходяться в ньому. Під час експлуатації СВЯП-1, як будь-якого радіаційно-небезпечного об'єкту (РНО), завжди потенційно існує ймовірність виникнення аварійних ситуацій, викликаних виходом з ладу обладнання або систем безпеки, які знаходяться в сховищі. В процесі аналізу техногенно - екологічної безпеки СВЯП-1 з'являються два основних поняття - небезпека і безпека, які потребують відповідного визначення. Небезпека - це ситуація, в якій можливе виникнення явищ або процесів, здатних вражати людей, наносити матеріальний збиток, згубно діяти на навколишнє середовище.

Ймовірнісна оцінка безпеки являє собою системний аналіз причин виникнення, різноманітних шляхів розвитку та наслідків аварій на СВЯП з використанням широкого спектру фізичних, теплотехнічних методів, методів аналізу міцності конструкцій, механіки руйнування і ряду інших, доповнених аналізом надійності засобів забезпечення безпеки і ймовірнісною оцінкою розвитку подій. Наслідки аварій для довкілля визначаються викидом радіоактивних продуктів за межі СВЯП.

Другий етап включає проведення аналізу аварійних процесів, які можуть призвести до пошкодження секцій басейнів, течі теплоносія і як наслідок, до плавлення (руйнування) БВ, основних причин руйнування та частоти їх виникнення.

Третій етап передбачає аналіз теплофізичних і хімічних процесів плавлення БВ. Визначаються можливі види відмови БВ і час її виникнення після руйнування зони. Розглядаються процеси виділення радіоактивних продуктів з ВЯП, поширення і виходу їх за передбачені межі локалізації. Результатом аналізу є розподіл усіх викидів з різною кількістю радіоактивних продуктів в навколишнє середовище.

На заключному етапі аналізується поширення радіонуклідів у навколишньому середовищі і вплив їх на персонал (населення). При цьому враховуються також економічні наслідки аварій.

Результати проведеного ІАБ використовують для: підтвердження неперевищення встановлених критеріїв безпеки за частотою пошкодження БВ і частотою граничного аварійного викиду; оцінки збалансованості проекту; визначення та аналізу вкладників в ризик і дефіцитів безпеки; визначення та аналізу основних феноменів, що виникають в ході тяжких аварій; удосконалення протиаварійних інструкцій і програм навчання персоналу; ідентифікації дефіцитів і проблем безпеки СВЯП; аналізу достатності та ефективності компенсуючих заходів з точки зору забезпечення необхідного рівня безпеки СВЯП і розробки нових заходів.

Основні обмеження імовірнісного методу аналізу безпеки пов'язані з недостатністю відомостей щодо функцій розподілу параметрів, а також недостатньою статистикою щодо відмов устаткування. Крім того, застосування спрощених розрахункових схем знижує достовірність отриманих оцінок рівня потенційної небезпеки для важких аварій. Проте, імовірнісний метод в даний час вважається одним з найбільш перспективних для застосування в майбутньому. Імовірнісний аналіз охоплював наступні типи ініціюючих подій (ІП): внутрішні ініціюючі події, внутрішні впливи, пов'язані з пожежами та затопленнями, зовнішні впливи.

Детерміністський метод передбачає аналіз послідовності етапів розвитку аварій, починаючи від вихідної події через послідовність передбачуваних стадій відмов, деформацій і руйнування компонентів до усталеного кінцевого стану системи. Хід аварійного процесу вивчається і передбачається за допомогою математичного моделювання, побудови імітаційних моделей і проведення складних розрахунків. Детерміністський підхід забезпечує наочність і психологічну прийнятність, так як дає можливість виявити основні фактори, що визначають хід процесу. В ядерній енергетиці цей підхід довгий час був основним для визначення ступеня безпеки реакторів.

При детермінованому підході до оцінки об'єкта захисту в якості розрахункового вибирається найбільш несприятливий варіант аварії або період нормальної роботи технологічного обладнання (апарату), при якому в аварії бере участь найбільша кількість речовин і матеріалів, найбільш небезпечних стосовно екологічних наслідків, тобто так званий принцип «максимальної проектної аварії».

Основні обмеження детермінованого методу: існує потенційна можливість згаяти будь-які ланцюжки подій при розвитку аварії, які є важливими, але реалізуються не часто; побудова достатньо адекватних математичних моделей є важким завданням; для тестування розрахункових програм часто потребується проведення складних і дорогих експериментальних досліджень.

Детерміністський підхід здатний охопити багато питань аналізу та обґрунтування безпеки СВЯП. У той же час залишається ряд принципових труднощів.

По-перше, прагнення виділити критичні шляхи розвитку аварій в рамках детерміністського системного аналізу призводить до необхідності зіставлення шляхів, що характеризуються різною кількістю відмов активних пристроїв, пасивних пристроїв, помилок персоналу, тобто до необхідності кількісного порівняння при відсутності єдиної міри здійсненості (заходи можливості) аварій.

Детерміністський аналіз безпеки СВЯП-1 дозволив провести:

- моделювання виникнення та розвитку пожеж (програми FIRST, COMPF2, SOFIE, BERRY та ін.);
- аналіз запроектних аварій зі зневодненням відсіків сховища виконаний на основі тривимірних моделей відсіку сховища з використанням спеціалізованих програмних комплексів для виконання тепло гідравлічних розрахунків (ANSYS, VIBROS2.1, CILINDR-KOMPLE, СОКПАТ/В3 та ін.).

У розрахунково-аналітичних дослідженнях були задіяні програми обчислювальної гідродинаміки (CFD-коди), а також коди в зосереджених параметрах GOTHIC, TONUS, COCOSYS, ASTEC, КУПОЛ-М, КУПОЛ-МТ, що широко використовуються в поточній практиці обґрунтування безпеки АЕС.

На основі детерміністського аналізу безпеки були розроблені заходи з керування запроектними аваріями «мокрого» сховища з оцінкою радіаційних наслідків.

У нашому випадку, основними елементами рівня потенційної небезпеки для СВЯП-1, що входять в систему аналізу, будуть: ідентифікація джерел небезпеки, небезпечне явище, шкідливі та вражаючі фактори, об'єкт впливу, збиток, витрати на заходи захисту та відвернений збиток.

Ідентифікація джерел небезпеки - первинне (початкове) визначення ступеня небезпеки СВЯП-1, ґрунтується на аналізі можливих видів шкоди, що завдається техносфері, людині і довкіллю, та виділення пріоритетних для проведення подальшого аналізу джерел техногенної небезпеки.

Стадія ідентифікації передбачає підготовку системи вихідних даних на РНО і територію, виявлення і кількісний опис небезпек (запасів енергії і небезпечних речовин на СВЯП-1, умов їх руйнівного вивільнення).

На стадії ідентифікації створюється база даних про СВЯП-1, що містить необхідну інформацію для подальшого розрахунку сценаріїв виникнення і розвитку аварій.

Після ідентифікації небезпек (виявлення принципово можливого ступеня потенційної небезпеки) необхідно оцінити їх рівень і наслідки, до яких вони можуть призвести, тобто ймовірність відповідних подій і пов'язаний з ними потенційний прямий або непрямий збиток.

Основними подіями, пов'язаними з безпекою, є порушення, надзвичайні ситуації і аварії. Під порушенням в даному випадку розуміється перехід параметрів, що характеризують функціонування СВЯП-1, за межі що встановлені нормативами.

Оперативне керування експлуатаційною безпекою СВЯП-1 доцільно орієнтувати на результати аналізу порушень. При цьому необхідна розробка відповідного математичного апарату аналізу даних, заснованого на кількісній оцінці показників безпеки СВЯП-1 за даними про порушення під час його експлуатації [83,84].

Для реалізації такого підходу необхідно сформувати набір показників, що характеризують тяжкість порушень і відповідні методи їх оцінки.

Рішення даного завдання ускладняється такими особливостями, що властиві для СВЯП-1: відсутність алгоритму обчислення стану об'єкта, що досліджується на основі його математичного опису; нестационарність об'єкта захисту, що проявляється в зміні його характеристик, параметрів і еволюції в часі; технічна неможливість врахування всіх чинників, що впливають на об'єкт захисту в області межі стійкості.

Формування показників безпеки СВЯП-1 повинно будуватися на реалізації відповідних принципів їх вибору, основними з яких є такі.

1. Номенклатура показників безпеки повинна бути необхідною для характеристики безпеки об'єкта, тобто до їх складу слід впроваджувати незалежні один від одного показники.

2. Номенклатура показників безпеки повинна бути достатньою для її характеристики, тобто їх набір повинен відповідати колу вирішуваних завдань.

Оскільки будь-яка аварія (проектна або запроектна) характеризується вихідними подіями, шляхами протікання аварії і наслідками, в роботі, в якості показника безпеки, пропонується використовувати комплексний показник потенційної небезпеки СВЯП-1. Аналіз і оцінка рівня потенційної небезпеки СВЯП-1 є тим методичним інструментом, за допомогою якого потенційну небезпеку можна буде оцінити кількісно. У багатьох випадках цей інструмент є по суті єдиною можливістю дослідити складні сучасні питання безпеки, відповідь на які не може бути отриманою з практичного досвіду, як, наприклад, виникнення і розвиток аварій з вкрай малою вірогідністю реалізації, але з великими потенційними наслідками, як це було в випадку важкої аварії на АЕС Fukushima-Daiichi (Японія), яка трапилась 11 березня 2011 року.

В атомній енергетиці існує система оцінки зміни ризику від експлуатаційних подій на базі комп'ютеризованої методології (аналіз попередників аварій - ASP-Accident Sequence Precursor); розроблена в США (NRC) методологія для досліджень значення експлуатаційних подій на АЕС [67,70,71] на основі попередньо розроблених імовірнісних моделей. Імовірнісний аналіз безпеки основний метод кількісних розрахунків ризику. Останній показник за структурою і визначає, наскільки змінюється ймовірність тяжких аварій через негативні події, що мали місце на об'єкті дослідження. З наведених визначень на основі описаних процедур імовірнісного структурно-логічного моделювання слідує процедури аналізу попередників аварій для СВЯП-1.

Процес оцінки вихідних подій в ході аналізу ймовірності аварій на СВЯП-1 складається з таких кроків. 1. Для вихідної події, що досліджується, якщо неможливо відновлення функцій оператором, задається імовірністю у вигляді одиниці, що означає подію, яка реально відбулася. 2. Для інших вихідних подій,

які моделюються в ASP, частоти дорівнюють нулю, тобто ймовірності інших вихідних подій вважаються малими, коли відбувається перша подія. 3. Далі проводять модифікацію моделі з метою відображення подій, що погіршують ситуацію. Зазвичай здійснюють зміни імовірностей базисних подій відмов обладнання та помилок персоналу, які дійсно відбулися. Для них значення імовірності приймається рівними 0 або 1, а також вносять зміни в логіку дерева відмов. 4. Якщо змінюють логіку (при нечіткому моделюванні) дерева відмов і дерев подій, необхідно провести генерацію мінімальних перетинів і аварійних послідовностей. 5. Потім виконують кількісний розрахунок аварійних послідовностей, що включає значення ймовірності ризику, визначення значущості базисних подій, аналіз чутливості та невизначеностей. 6. Визначається тривалість аналізованого стану відмови елемента або системи (іноді початок). 7. Після чого розраховується імовірність аварії за обраний період часу з урахуванням змін, що відбулися.

Процес проведення розрахунково-аналітичних досліджень виникнення і розвитку аварії на СВЯП-1 розбивали на такі послідовні етапи.

1. Аналіз причин виникнення та шляхів розвитку аварії.
2. Формування сценаріїв аварії, (сценарій складається з подій, що відбуваються на об'єкті дослідження).
3. Розробка логічних схем розвитку аварії (в якості елементів схеми виступають події зі сценарію, тобто ті що відбуваються на об'єкті дослідження при розвитку аварії).

На перших двох етапах складається фізична модель виникнення та розвитку аварії на СВЯП-1, результатом цих етапів є вибір сценарію аварії. Після того, як сценарій аварії складений, необхідно визначити математичну модель цього процесу. Сутність математичного моделювання аварійних процесів полягає в переході від досліджуваного об'єкта до його математичної моделі та подальшому дослідженні моделі в рамках обчислювального експерименту за допомогою програмно реалізованих обчислювально-логічних алгоритмів. Для цього

будується логічна схема розвитку аварії. За логічною схемою виписується логічна функція, аргументами якої є події, присутні в логічній схемі.

Після виявлення всіх сценаріїв можливих аварій проводиться оцінка імовірності їх реалізації. Далі проводиться оцінка впливів факторів небезпеки на об'єкті дослідження для кожного з можливих сценаріїв. Після цього, підставляючи в значення ймовірностей, що входять до неї, обчислюється ймовірність виникнення кінцевої події.

У підсумку, розрахований показник ймовірності порівнюється з допустимим рівнем безпеки і робиться висновок про достатність вжитих заходів для забезпечення захисту об'єкта дослідження від небезпек. Якщо ці заходи незадовільні, виявляються ті місця, які відповідають за високий рівень небезпеки. Далі виробляються пропозиції щодо вдосконалення вжитих заходів, і проводиться переоцінка рівня безпеки об'єкта дослідження. Отже, формування сценаріїв виникнення і розвитку аварій на СВЯП-1 полягає в пошуку тимчасової послідовності допустимих значущих подій, які визначають моменти переходу досліджуваного об'єкта в якісно новий небезпечний стан при зазначених умовах безпеки.

Водночас слід зазначити, що процедура проведення аналізу рівня потенційної небезпеки об'єкта дослідження в повному обсязі є дуже складною і вимагає великих інтелектуальних і технічних ресурсів. Необхідно також враховувати той факт, що не всі складові етапи аналізу рівня потенційної небезпеки об'єкта дослідження розроблені на однаковому рівні і мають різний досвід використання.

Завдання аналізу та оцінювання рівня потенційної небезпеки СВЯП-1 вирішувалося як послідовне виконання наведених етапів розробленого алгоритму (рис.2.1).

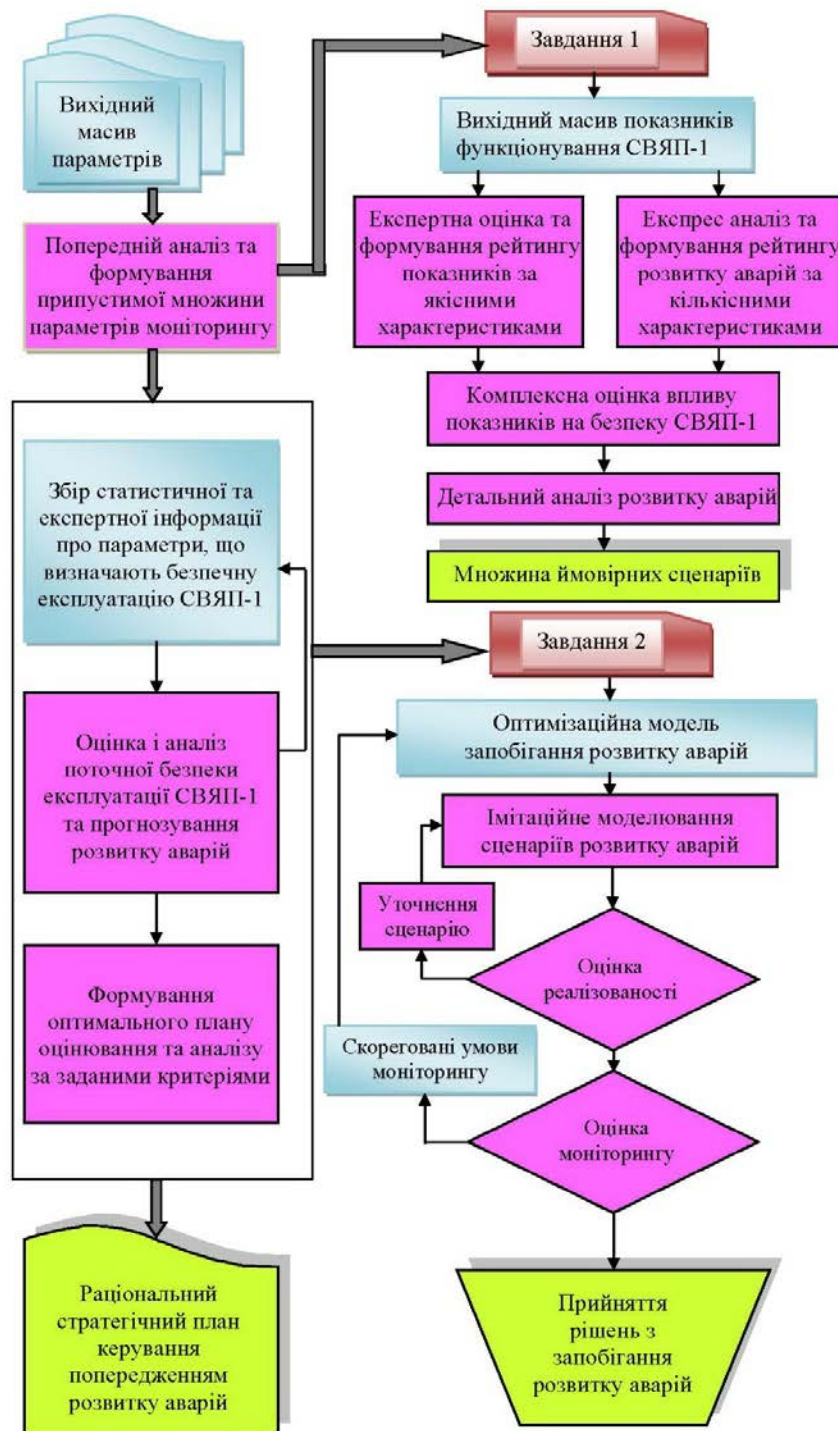


Рис.2.1. Алгоритм аналізу та оцінювання рівня потенційної небезпеки СВЯП-1.

Останній крок, це процес підтримки прийняття рішень з попередження аварій і мінімізації екологічних наслідків (рис.2.2), який варто розділити на три основні етапи:

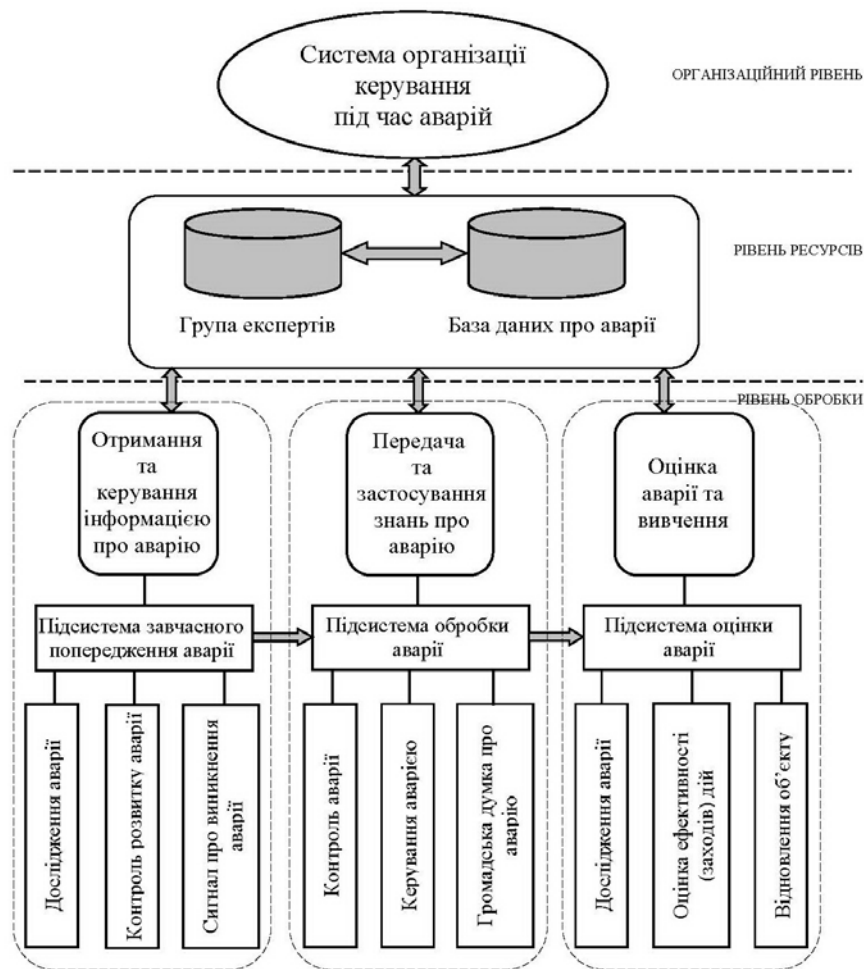


Рис.2.2. Структурна схема системи аварійного керування під час аварії на СВЯП-1

- 1) формування груп експертів (спеціалістів), компетентних в предметній області;
- 2) групова побудова бази знань предметної області базуючись як на об'єктивній, так і на експертній інформації;
- 3) формування рекомендацій для особи, що приймає рішення на основі даних побудованої бази знань.

Для подолання аварійної ситуації необхідні різні ресурси подолання кризи, які включають кадрові, фінансові, матеріальні та інформаційні ресурси.

Аналізуючи знання про аварійну ситуацію, спеціалісти можуть вдосконалити певний режим, необхідний в аварійній ситуації, або встановити нову схему захисту СВЯП-1.

Таким чином, застосування наведених методів для оцінки предаварійного або аварійного стану дозволить підвищити рівень прийняття управлінських рішень та якісного оцінювання існуючого стану СВЯП-1.

2.2. Загальна методика оцінки техногенно-екологічних наслідків від аварій на СВЯП-1

СВЯП-1 об'єкт, на якому зберігають, переробляють, використовують або транспортують радіоактивні речовини в нормальних умовах и при аварії, під час експлуатації якого, або у разі його руйнування може статися опромінення іонізуючим випромінюванням або радіоактивне ураження людей, а також забруднення навколишнього природного середовища.

Основною метою забезпечення техногенно-екологічної безпеки СВЯП-1 є запобігання неконтрольованого розвитку ядерних реакцій і поширення радіації.

СВЯП-1 є техногенно і екологічно безпечним, якщо радіаційний вплив від нього на персонал, населення і навколишнє середовище: не перевищує встановлених меж при нормальній експлуатації і при проектних аваріях; обмежується до прийнятних значень при тяжких (запроектних) аваріях.

Техногенно-екологічна безпека СВЯП-1 забезпечується на всіх етапах його життєвого циклу від проектування до зняття з експлуатації. При проектуванні закладаються основи безпечної експлуатації СВЯП-1. Для цього в проекті в повному обсязі враховуються основні принципи безпеки, а також використовуються системи безпеки і такі проектні рішення, за яких реакторна установка має властивості само захищеності, що обумовлені фізичними і технічними характеристиками СВЯП-1 і його систем. При виготовленні обладнання і будівництві безпека СВЯП-1 забезпечується застосуванням апробованих технологій, дотриманням проектних вимог і вимог спеціальної нормативно-технічної документації та виконанням робіт на високому якісному рівні.

При введенні СВЯП-1 в експлуатацію завданнями безпеки є якісне налагодження і функціональні випробування змонтованого обладнання та систем з метою підтвердження їх відповідності вимогам проекту.

На етапі експлуатації техногенно-екологічна безпека СВЯП-1 забезпечується веденням технологічних режимів відповідно до технологічного регламенту, інструкцій з експлуатації та іншими регламентуючими документами. Важливою умовою безпеки експлуатації є також наявність необхідного рівня підготовки персоналу і організації робіт. Етап експлуатації є найтривалішим в життєвому циклі СВЯП-1.

Завдання забезпечення техногенно-екологічної безпеки СВЯП-1 при різних режимах експлуатації такі.

- Нормальна експлуатація - зведення до мінімуму радіоактивних викидів, притаманних цьому режиму, за допомогою забезпечення правильного функціонування систем та обладнання, попередження відмов і аварій.

- Порушення нормальної експлуатації, внаслідок виникнення відмов та інцидентів - запобігання їх переростання в проектні аварії. Для цього необхідно слідувати відповідним інструкцій, контролювати важливі для безпеки параметри.

- При виникненні проектних аварій - запобігання їх переростання в запроектні, що забезпечується виконанням інструкцій і процедур з управління і ліквідації аварій, контролем правильності функціонування системи безпеки.

- При виникненні запроектних аварій - зведення до мінімуму впливу радіації на персонал, населення і навколишнє середовище за допомогою введення в дію планів заходів щодо захисту персоналу та населення, дотримання інструкцій і керівництв з управління запроектними аваріями.

На етапі зняття з експлуатації СВЯП-1 завданням безпеки є забезпечення безпеки технологічних операцій в ході демонтажу обладнання, а також виконання заходів з довгострокового захоронення радіоактивних продуктів.

Основою класифікації умов роботи СВЯП-1 є дослідження вихідних подій, котрі можуть виникнути на ньому як в нормальних умовах так и в аварійних ситуаціях зі зростаючим ступенем поведінки аварії.

З метою визначення прогнозних оцінок можливих впливів СВЯП-1 на довкілля, дослідження проводилися за такими основними напрямками:

- фізико-географічне районування;
- метеорологічні і аерокліматичні умови, включаючи визначення ступеня репрезентативності усереднених параметрів щодо розташування СВЯП-1;
- вивчення геоморфологічних і орографічних умов рельєфу, фізико-хімічних властивостей і ландшафтно-геохімічної структури ґрунтів з метою оцінки можливого формування полів первинного і вторинного забруднення, зон виносу - транзиту - акумуляції або вертикального переносу техногенних елементів;
- загальні та сейсмічні характеристики, аналіз процесів і явищ геологічного середовища для визначення їх взаємних впливів з основою будівлі СВЯП-1.
- аналіз стану повітряного середовища з виділенням фонових забруднень і рівня забруднення викидами СВЯП-1;
- оцінка стану рослинного і тваринного світу, включаючи заповідні об'єкти, з позиції можливих змін їх складу, популяцій, ступеня виснаження або деградації;
- розрахунки прогнозних оцінок радіаційного впливу на агроєкосистеми;
- аналіз стану і прогноз зміни техногенного середовища;
- аналіз можливих аварійних ситуацій на СВЯП-1 та об'єктах зони спостереження з метою визначення ступеня ризику виникнення та протікання зазначених подій, а також їх наслідків.

У процесі роботи проводився збір і аналіз наявної документації з оцінки безпеки СВЯП-1 та інших об'єктів майданчика. Були визначені найгірші з можливих загроз безпеці, основні ризики і необхідні міри з безпеки, які забезпечуються організаційними або технічними заходами. Проаналізовано процедури, розроблені на ЧАЕС і можливості персоналу по ліквідації аварійних ситуацій, зокрема, розглянуто сценарій з повною втратою електроживлення і

втратою тепловідведення від ВЯП, а також запроектні аварії з руйнуванням бар'єрів безпеки СВЯП-1.

При підготовці матеріалів оцінки впливів СВЯП-1 на навколишнє середовище [60,61] використовувалися фондові і архівні дані, доповнені натурними обстеженнями з подальшими розрахунками, аналізами та узагальненнями на основі спеціалізованих методик відповідної спрямованості.

Прогнозні розрахункові оцінки виконані з використанням сучасних (застосовуваних в західних країнах з розвиненою атомною технологією) комп'ютерних кодів, програм, розрахункових методів і критеріїв, рекомендованих НАНУ, УААН, Мінекології і ресурсів, Міністерством охорони здоров'я та іншими провідними організаціями України, а також такими міжнародними організаціями, як МАГАТЕ, МКРЗ, НКДАР ООН та іншими. В даний час у світовій практиці для визначення радіоактивного забруднення (РЗ) навколишнього середовища при аварійних викидах використовується ансамбль моделей з різними способами розрахунку поширення домішки. Це дає можливість підвищити достовірність прогнозу РЗ навколишнього середовища при аналізі результатів розрахунків, проведених за різними моделями. Важливим питанням, при використанні атмосферних моделей розсіювання радіоактивних речовин (РР) оперативного призначення, є їх забезпечення метеорологічною інформацією в режимі реального часу і прогнозу на кілька діб. Багато з необхідних для моделі параметрів в даний час не можуть бути отримані на регулярній основі. Тому потрібна розробка спеціальних програмних модулів для підготовки метеоінформації необхідної для забезпечення працездатності моделей розсіювання РР.

Для оперативного аналізу інформації про РЗ навколишнього середовища аварійними викидами і для підготовки прогнозу поширення забруднюючих радіоактивних речовин була розроблена система підтримки прийняття рішень при радіаційних аваріях. Система безперервно розвивалася за рахунок удосконалення застосовуваних моделей, використання сучасних комп'ютерних засобів, а також нових методів програмування і обробки даних. Систему можна застосовувати з

метою інформаційної підтримки прийняття рішень у разі виникнення радіаційних аварій.

Головне призначення сучасної версії комп'ютерної системи - оцінка і прогноз наслідків аварійних надходжень (в результаті викидів, скидів, розливів, вибухів і пожеж) забруднюючих радіоактивних речовин в навколишнє середовище, включаючи вироблення рекомендацій щодо необхідності проведення захисних заходів.

Основні завдання системи: забезпечення безперервного збору оперативних даних про стан і рівень забруднення навколишнього середовища, метеорологічної інформації, організація завантаження, зберігання та архівація даних, що надходять; оперативний аналіз і прогноз поширення забруднення в разі аварійних викидів в навколишнє середовище; розрахунок дозових навантажень на персонал і населення; вироблення рекомендацій щодо проведення захисних заходів для персоналу і населення в разі аварій на радіаційно небезпечних об'єктах; забезпечення одночасного доступу до оперативних і розрахункових даних великій кількості користувачів.

Принцип роботи системи побудований за технологією «клієнт-сервер». У загальному випадку до складу системи входить кілька клієнтських комп'ютерів, що взаємодіють з декількома серверами. Програмне забезпечення серверної частини працює безперервно, забезпечуючи функції завантаження оперативної інформації в інтегрований банк даних системи.

Прогностичні метеопараметри атмосфери, згенеровані метеопроцесором задовольняють наступним вимогам: національної інформаційної незалежності; стабільності та оперативності при обмежених обчислювальних ресурсах; гнучкого налаштування до будь-якого регіону розміщення РНО; різномасштабність (від локального до глобального); певної просторово-часової роздільної здатності в залежності від масштабу перенесення; можливості визначення необхідних для розрахунку поширення домішки параметрів нижньої атмосфери (до 3 км).

Досвід роботи з моделями перенесення в ході створення і експлуатації системи узагальнено в ряді методик: розрахунку розсіювання забруднюючих

речовин в атмосфері при аварійних викидах; оперативної оцінки забруднення водотоків і водойм аварійними викидами забруднюючих речовин в атмосферу; розрахунку забруднення навколишнього середовища і оцінка впливу на населення для обґрунтування заходів захисту в разі аварії на РНО.

Склад моделей для опису розсіювання і перенесення забруднюючих РР в даній системі відповідає основним типам моделей, широко застосовуваним в світовій практиці:

1. Гаусова модель, за якою розраховується поширення РР на відстань до 10 км від джерела викиду і дається орієнтовна експрес - оцінка перенесення до 30 км за умови, що висота викиду не більше 150 м, а джерело знаходиться в межах прикордонного шару атмосфери. Передбачається, що метеоумови не змінюються в часі і просторі за час дії джерела і перенесення РР, перенесення домішки відбувається над однорідної місцевістю. Такі моделі використовуються для оцінки впливу викиду в ближній зоні (локальні моделі).

2. Модель, заснована на рішенні полуемпіричного рівняння турбулентної дифузії. Розсіювання хмари відбувається під впливом турбулентних вихорів, розмір яких можна порівняти з розміром хмари домішки або менше його.

У дисертаційній роботі для моделювання поширення домішок в атмосфері і формування доз, обумовлених викидами радіонуклідів, використовувалися програмні комплекси PC CREAM, розроблений в NRPB (Англія) [93,94], і CAP-88, розроблений в EPA (США) [95].

2.3. Висновки до розділу 2

Здійснено оцінку рівня потенційної небезпеки СВЯП-1 з використанням імовірнісного та детерміністського методів.

За допомогою імовірнісного аналізу здійснено оцінку рівня безпеки СВЯП-1 та вироблено рекомендації щодо підвищення цього рівня за рахунок впровадження технічних рішень і організаційних заходів.

Імовірнісний аналіз охоплював наступні типи ініціюючих подій: внутрішні ініціюючі події, внутрішні впливи, пов'язані з пожежами та затопленнями, зовнішні впливи.

В ході детерміністського аналізу безпеки СВЯП-1 проведено: моделювання виникнення та розвитку пожеж (програми FIRST, COMPF2, SOFIE, BERRY та ін.); аналіз запроектних аварій зі зневодненням відсіків сховища виконаний на основі тривимірних моделей відсіку сховища з використанням спеціалізованих програмних комплексів для виконання тепло гідравлічних розрахунків (ANSYS, VIBROS2.1, CILINDR-KOMPLE, СОКПАТ/ВЗ та ін.).

У розрахунково-аналітичних дослідженнях були задіяні програми обчислювальної гідродинаміки (CFD-коди), а також коди в зосереджених параметрах GOTHIC, TONUS, COCOSYS, ASTEC, КУПОЛ-М, КУПОЛ-МТ, що широко використовуються в поточній практиці обґрунтування безпеки АЕС.

На основі детерміністського аналізу безпеки були розроблені заходи з керування запроектними аваріями «мокрого» сховища з оцінкою радіаційних наслідків.

У роботі, основними елементами рівня потенційної небезпеки для СВЯП-1, що входять в систему аналізу, були обрані: ідентифікація джерел небезпеки, небезпечне явище, шкідливі та вражаючі фактори, об'єкт впливу, збиток, витрати на заходи захисту та відвернений збиток.

Розроблено алгоритм аналізу та оцінювання рівня потенційної небезпеки СВЯП-1.

Прогнозні розрахункові оцінки виконані з використанням сучасних (застосовуваних в західних країнах з розвиненою атомною технологією) комп'ютерних кодів, програм, розрахункових методів і критеріїв, рекомендованих НАНУ, УААН, Мінекології і ресурсів, Міністерством охорони здоров'я та іншими провідними організаціями України, а також такими міжнародними організаціями, як МАГАТЕ, МКРЗ, НКДАР ООН та іншими.

РОЗДІЛ 3

ХАРАКТЕРИСТИКА СВЯП-1 ТА АНАЛІЗ ДЖЕРЕЛ НЕБЕЗПЕК

3.1. Стислий опис «мокрого» сховища ВЯП

У даний час на Чорнобильській атомній станції зберігання ВТВЗ здійснюється в сховищі мокрого типу (СВЯП-1). Під СВЯП мокрого типу розуміється таке сховище, в якому ВЯП зберігається в басейні з водою.

Експлуатація СВЯП-1 – діяльність, що спрямована на досягнення безпечним способом мети, для якої було побудоване сховище, включаючи підготовку ВЯП до зберігання, довготривале зберігання каністр з ВЯП, передачу каністр з ВЯП після зберігання на іншу установку для захоронення ВЯП, а також технічне обслуговування, ремонти, інспектування під час експлуатації та іншу пов'язану з цим діяльність. СВЯП-1 є технічно складним і ядерно-небезпечним об'єктом [76,77,97]. У ньому зосереджено обладнання різного призначення та номенклатури.

Сховище ВЯП являє собою окремо розташовану будівлю (рис.3.1), що складається з трьох блоків: транспортно-технологічний блок, який в свою чергу складається з двох об'ємів: відділення басейну витримки (БВ) та відділення прийому і перевантаження вагона-контейнера; хімблок з приміщеннями установки очищення і охолодження води відсіків БВ, каньйону і відсіку зберігання транспортних чохлах, вузла приготування десорбуючих розчинів, трансформаторної, збору і перекачування стоків і іншими приміщеннями; адміністративно-побутовий блок з приміщеннями санпропускників і саншлюзів, вентцентру з фільтрувальною станцією, електрощитової та іншими допоміжними приміщеннями.

Транспортно-технологічна частина СВЯП-1 призначена для прийому і постановки на проміжне зберігання ВТВЗ, що надходять з реакторних відділень енергоблоків після попереднього (не менш ніж 1,5 року) зберігання його в басейні витримки центрального залу головного корпусу АЕС.

Хіміко-технологічна частина СВЯП-1 складається з таких основних систем: охолодження води БВ; підживлення води БВ; збору та повернення течі води БВ; очищення води БВ; збору та видалення рідких радіоактивних відходів.



Рис. 3.1. СВЯП-1 ЧАЕС

Сховище складається з 5-ти басейнів витримки: 4-х робочих і 1-го резервного (рис.3.2).

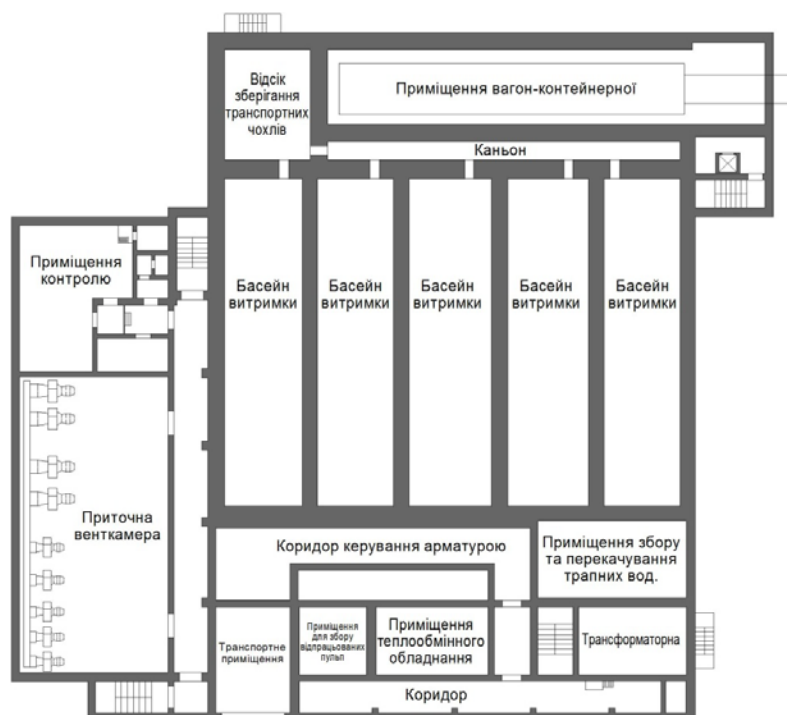


Рис.3.2. Комплекс «мокрого» зберігання відпрацьованого ядерного палива СВЯП-1

Зберігання відпрацьованих збірок передбачено поштучно в спеціальних трубчастих пеналах, залитих водою, з розстановкою пеналів в басейні з кроком 23x11 см. Кожний відсік БВ являє собою приміщення з такими основними характеристиками: довжина – 26600 мм; ширина – 5600 мм; глибина – 11300 мм; об'єм води – 1600 м³; об'єм надводного простору – 90 м³ та розрахований на зберігання 4380 відпрацьованих тепловиділяючих збірок.

Проектна ємність СВЯП-1 складає 17520 ВТВЗ. Відповідно до проекту нормальне зберігання ВТВЗ передбачено здійснювати поштучно в одномісних пеналах виконаних з труб діаметром 102 мм та товщиною стінки 2 мм, заповнених водою, з розташуванням пеналів у басейні з кроком 250x160 мм у відсіках 1-4. При цьому пенал ізольований від води БВ, тобто змішування вод не передбачено.

Відпрацьоване паливо зберігають під захисним шаром води (3,0 м над активною частиною ВТВЗ). Зберігання ВЯП здійснюється в заповнених водою пеналах в вертикальному положенні, охолодження яких проводиться водою басейну витримки [97]. Вода служить для відводу залишкових тепловиділень ВТВЗ та циркулює через систему охолодження і пов'язану з нею систему очищення води БВ. Для підтримки заданого рівня води передбачено підживлення. Кожен БВ оснащений технологічним і підйомно-транспортним устаткуванням для прийому, зберігання і вивантаження палива.

Будівельні конструкції басейну виконані у вигляді прямокутної залізобетонної конструкції з металевим облицюванням і забезпечують утримання активних продуктів поділу, а також ослаблення іонізуючого випромінювання під час зберігання палива.

Конструктивно, відсіки БВ представляють собою залізобетонну ємність, стіни і днище якої облицьовані корозійностійкої сталлю. Облицювання днища наварена на заставні. Облицювання стін вільно навішене з приварюванням до раніше встановлених з/б плит. Відсіки БВ мають щільне перекриття, що представляє собою кронштейни консольного типу без підкосів для розвішування ВЯП в пеналах. Зверху щільне перекриття закривається відкидними металевими кришками, призначеними для захисту БВ від потрапляння сторонніх предметів і

поліпшення відведення випарів в систему вентиляції. Секція БВ до позначки 11.35 м виконана з гідротехнічного бетону марки М300 і В-8. Уздовж цифрових осей товщина стін становить: внутрішні – 125 см, зовнішні – 150 см. Вище позначки 11.35 м застосовано звичайний бетон марки М300. Для забезпечення безпеки під час експлуатації СВЯП-1 стіни і днище сховища виконані з нержавіючої сталі 12Х21Н5Т для стін товщиною 4 мм, для днища 8 мм. Для збору можливих протікань на бетонній основі виконані канавки, які забезпечують збір вологи з-під облицювання. Канавки закінчуються контрольними трубами діаметром 76 мм виведеними в приміщення збору і контролю протікань БВ.

Конструкція обладнання для поводження з ВТВЗ повинна задовольняти вже застарілим вимогам «СНиП 11-23-81», обладнання розроблялось без урахування можливості падіння ВТВЗ в ході експлуатації. Кранове обладнання для поводження з ВТВЗ забезпечувало фіксацію захоплень в закритому положенні у випадку втрати електроживлення. Для забезпечення необхідного ступеня надійності і точності операцій переміщення ВТВЗ всі транспортні пристрої фіксуються і блокуються на попередньо встановлених позиціях з метою запобігання заклинювання в процесі експлуатації. У разі відключення електроенергії існує можливість доставки ВТВЗ в безпечне місце або шляхом підключення обладнання до аварійного джерела електроживлення, або за рахунок використання аварійної системи ручного управління. Механічні системи транспортування розроблені з урахуванням вимог до відсутності переміщень обладнання та утримування вантажу в разі максимального розрахункового землетрусу (МРЗ), рівного 6 балам за шкалою MSK-64. Пристрої для різання паливної збірки розроблені з урахуванням вимог щодо виключення порушення цілісності оболонок ТВЕЛ шляхом використання системи позиціонування, яка, в свою чергу, контролюється за допомогою телекамер. В межах устаткування з підготовки відпрацьованого палива до зберігання (УПВПЗ) герметичність зон поводження з ВТВЗ забезпечується різним локалізуючим обладнанням (патрони для пучків ВТВЗ, СЕП, затвори, гермодвері, будівельні конструкції, фільтри вентсистем та інше обладнання). Додатково до цього в приміщеннях, де

проводяться операції з ВТВЗ у відкритому вигляді, вентиляційна система забезпечує напрям повітряного потоку з менш забруднених зон УПВПЗ в більш забруднені.

Для забезпечення цілісності патрона і пенала протягом усього терміну експлуатації в якості конструкційного матеріалу використовують нержавіючу сталь. Для безпечного зберігання ВЯП і локалізації радіоактивності патрон і пенал мають третій клас герметичності. Патрони і пенали закриваються кришками і герметизуються шляхом зварювання. Розташування і конструкція зварних з'єднань задовольняють застарілим вимогам «ПН АЕ Г-7-009-89». Щільність і цілісність зварних з'єднань забезпечується дотриманням технології зварювання, методами і обсягами контролю якості зварних з'єднань відповідно до застарілих вимог «ПН АЕ Г-7-010-89». Проектний термін служби патрона і пенала не менше 30 років.

СВЯП-1 має внутрішній самозахист, який досягається: розвиненим рівнем природної циркуляції охолоджуючої води в контурі; відсутністю позитивних складових ефектів реактивності; високою тепловою акумулюючою здатністю охолоджуючої води в контурі; значним температурним запасом ($>50^{\circ}\text{C}$) до початку кипіння охолоджуючої води; розташуванням обладнання БВ в ізольованих герметичних боксах; наявністю систем безпеки.

3.2. Класифікація основних джерел небезпеки на СВЯП-1

Проблема зберігання ВЯП в даний час вельми актуальна для України в цілому, оскільки в державі не здійснюється ні переробка ВЯП з метою подальшого використання, ні захоронення ВЯП без переробки. Об'єкти зберігання ВЯП мають свою специфіку, яка не дозволяє використовувати рекомендовану методологію оцінки ризику аварій, що застосовується для обґрунтування безпеки інших небезпечних виробничих об'єктів. Тому виникла необхідність розробки і впровадження спеціальної методології системного аналізу ядерного і радіаційного

ризиком можливих аварій для таких об'єктів і використання її для обґрунтування їх безпеки.

Основною метою безпеки СВЯП-1 є захист персоналу, населення та навколишнього природного середовища від негативного радіаційного впливу цієї установки під час експлуатації та зняття з експлуатації. Основна мета безпеки СВЯП-1 досягається шляхом реалізації радіологічної і технічної мети безпеки.

Безпека СВЯП-1 забезпечується за рахунок послідовної реалізації стратегії глибокоешелонованого захисту, що базується на застосуванні системи фізичних бар'єрів на шляху розповсюдження в навколишнє середовище іонізуючого випромінювання та радіоактивних речовин і системи технічних та організаційних заходів щодо захисту фізичних бар'єрів і збереження їх ефективності. Основною метою реалізації стратегії глибокоешелонованого захисту є своєчасне виявлення і усунення факторів, які призводять до порушень нормальної експлуатації, виникнення аварійних ситуацій, а також запобігання їх переростанню в аварії, обмеження і ліквідація наслідків аварій.

Відповідно до нововведених нормативних документів будівельні конструкції, будівлі СВЯП-1 мають бути розділені на три категорії (I, II, III) за умовами їх відповідальності за ядерну та радіаційну безпеку. По відношенню до конструкцій I категорії висувають вимоги про необхідність витримувати ряд екстремальних впливів, зокрема: сніг, вітер, температуру, смерч, максимальну проектну аварію і МРЗ. До I категорії відповідальності за ядерну та радіаційну безпеку відносяться обладнання, системи і конструкції, руйнування або пошкодження яких шляхом силового впливу на важливі для безпеки системи нормальної експлуатації може призвести до виходу радіоактивних продуктів в кількостях, що призводять до дозових навантажень персоналу і населення понад встановлені значення при максимальній проектній аварії, або до відмови в роботі систем безпеки, які забезпечують підтримку ВТВЗ в підкритичному стані, аварійне відведення тепла від БВ і локалізацію радіоактивних продуктів.

Споруди СВЯП-1 за умовами їх відповідності за ядерною, радіаційною і екологічною безпекою та забезпечення функціонування систем та обладнання, що

розміщуються в цих спорудах, поділяються на такі категорії: категорія I, до якої відносяться споруди, в яких безпосередньо виконується поводження з ВЯП, до завершення упакування ВЯП в герметичні каністри; категорія II, до якої відносяться споруди, що не ввійшли в категорію I, та відмови яких (або їх конструкцій) можуть привести до погіршення радіаційного стану з перевищенням встановлених в проекті допустимих рівнів; категорія III, до якої відносяться всі інші споруди, які не ввійшли до категорії I та II.

При експлуатації споруд враховуються впливи та навантаження і їх сполучення відповідно до державних будівельних норм, зокрема, такі особливі впливи: для споруд категорії I впливи екстремальних природних та техногенних подій з імовірністю 10^{-4} рік та вище; для споруд категорії II впливи екстремальних природних та техногенних подій з імовірністю 10^{-2} рік та вище.

При експлуатації споруд категорії I також потрібно розглянути екстремальні природні та техногенні події з імовірністю в діапазоні $10^{-4} \div 10^{-6}$ рік (смерч, землетрус, падіння літака тощо) та врахувати їх в певному обґрунтованому обсязі або обґрунтувати можливості відмови від їх врахування.

Основні положення терміну джерела небезпеки вживаються у таких значеннях:

аварійна ситуація – стан СВЯП-1, що характеризується порушенням меж та/або умов безпечної експлуатації, що не перейшов в аварію;

аварія – порушення експлуатації СВЯП-1, за якого стався вихід радіоактивних речовин та/або іонізуючого випромінювання за передбачені проектом захисні бар'єри у кількості, що перевищує встановлені межі безпечної експлуатації;

аварія проектна – аварія, для якої проектом визначені вихідні події та передбачені кінцеві стани, що забезпечують з урахуванням принципу одиничної відмови або однієї додаткової помилки персоналу, обмеження її наслідків установленними межами;

аварія запроектна – аварія, спричинена початковими подіями, які не враховуються для проектних аварій, або така, що супроводжується додатковими

порівняно з проектними аваріями відмовами, понад одиничну відмову та/або реалізацію помилкових рішень персоналу.

Відповідно до нормативних вимог повинен бути проведений комплексний (повномасштабний) аналіз безпеки, що враховує зовнішні екстремальні впливи природного і техногенного характерів (землетрус, затоплення, пожежі, смерчі, екстремальні високі/низькі температури, екстремальні опади, сильні вітри, комбінації подій) і внутрішні вихідні події аварій, внутрішні екстремальні впливи (пожежі, затоплення та ін.) для всіх експлуатаційних станів.

Перелік вихідних подій, які можуть призвести до порушення нормальних умов експлуатації СВЯП-1, аварійних ситуацій або аварій наведено в табл.3.1.

Таблиця 3.1

Перелік вихідних подій порушень нормальної експлуатації та проектних аварій для аналізу безпеки СВЯП-1

№ з/п	Вихідна подія		
	Зовнішня (внутрішня) подія. Одинична відмова. Помилка персоналу.	Залежна відмова	Незалежна відмова
1.1	Сейсмічні явища та інші природні явища, що властиві майданчику ЧАЕС	1. Відмова елементів обладнання системи охолодження, трубопроводів	Відмова одного локалізуючого елемента локалізуючої системи безпеки
		2. * Відмова витяжки системи вентиляції БВ	_*_
		3. Припинення енергопостачання системи нормальної експлуатації	Незапуск дизель-генератора
		4. Пожежа в приміщенні насосів системи розхолодження БВ	Помилка оператора (не підключення підживлення БВ)
1.2	Знеструмлення СВЯП-1	1. Відмова всіх механізмів, які живляться від секції власних потреб нормальної експлуатації: - відмова системи розхолодження БВ	Відмова одного елемента локалізуючої системи безпеки
		2. Відмова в системі контролю температури і рівня води в БВ	-
1.3	Пожежа в приміщеннях: - насосів системи розхолодження БВ; - кабельних тунелів.	1. Відмова системи розхолодження БВ	Помилка оператора (не підключення підживлення БВ)
		2. Відмова в системі контролю температури і	

		рівня води в БВ	
1.4	Аварії в системах, які пов'язані зі зберіганням або поведженням з ВЯП, що призводять до пошкодження обладнання для зберігання і транспортування ВЯП	1. Відмова системи вентиляції	Відмова одного елемента локалізуючої системи безпеки
1.5	Протікання басейну витримки або розрив трубопроводів БВ, що приводить до зниження рівня води	-	Помилка оператора (не підключення підживлення БВ)
1.6	Падіння предметів, які можуть змінити розташування і цілісність ТВЗ (гідрозатор, окремі ТВЗ, гермопечалі, плити перекриття, контейнер, чохол для свіжих ТВЗ, знімний стелаж)	1. Порушення тепловідведення від ВТВЗ	Відмова одного елемента локалізуючої системи безпеки
		2. Зміна розташування ВТВЗ	
		3. Порушення цілісності ВТВЗ	
		4. Протікання басейну витримки	
1.7	Помилка персоналу (оператора), пов'язана зі зняттям блокування устаткування і виконання ручних операцій при управлінні схемою розхолодження БВ	Зменшення концентрації поглинача у воді БВ	Відмова одного елемента локалізуючої системи безпеки
		Відключення насоса (засувки)	
2.1	Виникнення СПЛР для системи зберігання та поведження з ВЯП	-	-
2.2	Зневоднення сховища ВЯП	-	-

Сейсмічність майданчика ЧАЕС згідно з проектною документацією прийнята на рівні наступних значень: проектний землетрус (ПЗ) – ПЗ=5 балів за шкалою MSK-64, повторюваність 1 раз в 100 років, максимальне прискорення на рівні ґрунту 0,025g; максимальний розрахунковий землетрус – МРЗ=6 балів, повторюваність 1 раз в 10000 років, максимальне прискорення на рівні ґрунту 0,05g.

Максимально можлива магнітуда очікуваного землетрусу оцінюється як 4.5 ± 0.5 при глибині можливих осередків землетрусу $5 \div 25$ км. Мінімальна відстань від майданчика ЧАЕС до східної частини Тетерівського розлому дорівнює 16 км.

Загальна оцінка сейсмічної активності розломів в Чорнобильській зоні прийнята: для ПЗ – 5 балів; для МРЗ – 6 балів.

Максимальна інтенсивність можливого землетрусу на майданчику ЧАЕС становить 5,9 балів.

При землетрусі високої інтенсивності можливі руйнування інфраструктури навколо ЧАЕС (доріг, мостів через р. Прип'ять), які ускладнять доступ на майданчик.

Основний вплив землетрусів припадає на будівельні конструкції будівлі СВЯП-1 і далі, як наслідок, відбуваються такі відмови технологічного обладнання: порушення стійкості обладнання систем перевантаження і зберігання ВЯП; відмови устаткування системи перевантаження і зберігання ВЯП; відмови трубопроводів системи охолодження і очищення води БВ; повне припинення електропостачання; течі басейну витримки; відмова системи вентиляції.

При оцінці сейсмостійкості будівельних конструкцій СВЯП-1 необхідно враховувати одночасну сейсмічну дію за трьома компонентами (дві горизонтальні складові і одна вертикальна), вертикальна складова приймається з коефіцієнтом 0,5 по відношенню до горизонтальної. При оцінці сейсмостійкості обладнання і трубопроводів необхідно розглядати накладання на нормальні умови експлуатації проектного землетрусу (НУЕ + ПЗ), і максимального розрахункового землетрусу (НУЕ + МРЗ), а також враховувати спільний вплив МРЗ і найбільш несприятливої аварії з розривами трубопроводів.

Будівельні конструкції хіміко-технологічного блоку відносяться до 2 категорії відповідальності за ядерну та радіаційну безпеку.

Міцність, жорсткість і стійкість будівельних конструкцій СВЯП-1 з урахуванням всіх видів навантажень, включаючи навантаження при землетрусах, повинні задовольняти нормативним вимогам.

У разі виникнення на майданчику ЧАЕС максимально можливого землетрусу рівного 6 балам за шкалою MSK-64, можуть отримати пошкодження системи СВЯП-1, які не розраховані на даний вплив. До таких систем відносяться системи II категорії сейсмостійкості. Перелік такого обладнання наведено в табл.3.2.

Перелік систем II категорії сейсмостійкості.

Найменування системи	Класифікаційне позначення	Категорія сейсмостійкості
Ділянки підживлення системи охолодження води БВ	3Н	II
Система очищення води БВ	3Н	II
Система спецканалізації	4Н	II
Навідний пристрій обладнання транспортно-технологічної частини	4Н	II
Пенал для зберігання ТВЗ Обладнання транспортно-технологічної частини	3Н	IIб
Система власних потреб нормальної експлуатації	3Н	II
Елементи і обладнання КВП і А	3Н	II
Система радіаційного контролю	3Н	II
Насос НОЯТ-1,2	4Н	II
Електроприводи арматури: МО-7521,22; МО-7511,12	4Н	II

Устаткування системи перевантаження і зберігання ВЯП відноситься до елементів нормальної експлуатації, важливих для безпеки за «НП 306.2.141-2008» і до I категорії сейсмостійкості за «ПНАЕ Г 5-006-87», має зберігати міцність і працездатність, в тому числі стійкість, під час і після сейсмічного впливу до МРЗ включно.

Основним обладнанням системи перевантаження і зберігання ВЯП, яке повинно задовольняти зазначеним вимогам, є: кран мостовий електричний в/п 20/5 т; тросовий візок в/п 15 т; кран підвісний електричний в/п 1 т; передавальний візок для пеналів; захоплення для чохла і ТВЗ; пристрої позиціонування ПТП; пристрої повертання ПТП; пенали на консолях щілинного перекриття.

З урахуванням того, що вертикальна складова прискорення незначно змінюється за відмітками над рівнем землі для споруд, то вертикальна сила на конкретних відмітках установки системи перевантаження буде менше сили тяжіння, відповідно, стійкість обладнання забезпечується.

У зв'язку з тим, що обладнання системи охолодження і очищення води БВ не розраховувалося на міцність при сейсмічних впливах рівня МРЗ, то в результаті вихідної події може статися порушення міцності трубопроводів, відмови приводів арматури та ін. Внаслідок зазначених відмов можливий вихід радіоактивних продуктів понад встановлених меж для обслуговуваних приміщень, а також порушення нормальних умов охолодження і погіршення радіаційної обстановки в приміщеннях зберігання і перевантаження ВЯП.

Система охолодження води БВ віднесена до класу безпеки ЗН. Для відводу тепловиділень від ВТВЗ передбачається система охолодження води шляхом примусової циркуляції через теплообмінник, охолоджуваній технічною водою для підтримки температури у відсіках не вище +50°C. Залишкове енерговиділення ВТВЗ в БВ СВЯП-1 становить близько 75 ват на ВТВЗ.

Інертність системи охолодження досить велика і надає достатньо часу для відновлення працездатності будь-якого елемента системи охолодження.

Трубопроводи підведення і відведення води БВ виконані таким чином, що в разі утворення повітряної пробки або розриву (течі) виключається спорожнення БВ нижче рівня, при якому забезпечується безпечне зберігання ВЯП.

Вторинні ефекти землетрусів, які можливі для майданчика ЧАЕС такі: виникнення пожеж та/або вибухів на пожежонебезпечних та вибухонебезпечних об'єктах, розташованих на майданчику ЧАЕС; втрата зовнішнього електропостачання; руйнування на майданчику ЧАЕС та інфраструктури навколо СВЯП-1; пошкодження гідротехнічних споруд на майданчику або поблизу майданчика ЧАЕС; пошкодження ємностей, що містять різні хімічні речовини.

Існуюча схема електропостачання майданчика ЧАЕС є достатньо надійною. Повна втрата електропостачання можлива тільки за умови повного розвалу енергосистеми України і порушення зв'язку ОРУ 110/330/750 ЧАЕС з Центральною і Південно-західною енергосистемами, а також Київським енерговузлом. Експлуатуюча організація має перевірені на практиці експлуатаційні процедури відновлення зовнішнього електропостачання.

Електропостачання відповідальних споживачів будівлі СВЯП-1 здійснюється від загальностанційної системи електропостачання власних потреб. При сейсмічних впливах рівня МРЗ можливі різні відмови, які можуть привести до повного знеструмлення СВЯП-1.

В результаті цієї події станеться відключення електрообладнання всіх основних і допоміжних систем СВЯП-1.

Найбільш критичною при втраті електропостачання є втрата функцій охолодження води БВ і видалення водню.

Знеструмлення СВЯП-1 призводить до відмови системи охолодження з залежною відмовою штатного підживлення, що призводить до зневоднення БВ.

Відсіки басейну витримки, каньйон, ВЗТЧ виконані в монолітному варіанті. Будівельні конструкції БВ забезпечують необхідну міцність при МРЗ. Однак можливі пошкодження облицювання БВ, які можуть привести до протікань БВ.

Система вентиляції, згідно з класифікатором 30-406.203.001.ОТ00. РЕД.1 відноситься до 4 класу небезпеки. Відмова систем вентиляції приміщень зони суворого режиму, в тому числі надводного простору БВ, пов'язана, з відмовою одного з вентагрегатів не призведе до аварійної ситуації, так як можливе включення резервного вентилятора, який спільно з другим працюючим забезпечить необхідні витрати повітря і розрядження над БВ на проектному рівні 5-10 мм. вод. ст.

Відмови системи вентиляції надводного простору БВ, пов'язані з можливим руйнуванням не розраховані на МРЗ окремих елементів системи (повітропроводів та ін.), повинні бути усунуті протягом часу, що виключає скупчення радіолітичного водню в приміщенні № 318 в кількості, що приводить до вибуху. Основними факторами аварії, що визначають умови для утворення вибухонебезпечної газової суміші на основі водню є: кількість ВЯП, що зберігається, об'єм води і об'єм повітря в просторі де зберігається ВЯП. Перерва в роботі системи вентиляції, при якій можливе досягнення нижньої межі вибухонебезпечної концентрації водню 4% об'ємних в приміщенні зберігання ВЯП становить ≈ 10 діб.

Для оперативного контролю вмісту водню в надводному просторі БВ, сигналізатором вибухонебезпечних концентрацій водню проводиться вимірювання концентрації водню. Вибухонебезпечна концентрація водню, яка може призвести до вибуху і/або пожежі, становить 4% об'ємних.

У 10-ти кілометровій зоні ЧАЕС відсутні такі зовнішні джерела пожежі як: продуктопроводи і магістральні трубопроводи з нафтою і газом, підземні і наземні резервуари з горючими речовинами (ємністю 1000 м³ і більше), відсутні також аеродроми, лінії повітряних сполучень і перельотів (обмеження визначаються радіусом 5000 м від ЧАЕС і 6000 м вгору), виробництва з видобутку вугілля і торфу. Основними потенційними джерелами пожежі поза майданчиком ЧАЕС можуть служити ліси.

Потенційні зовнішні джерела вибухової і пожежної небезпеки, вплив яких на СВЯП-1 необхідно розглядати, наведені в табл.3.3.

Таблиця 3.3

Потенційні джерела вибухової і пожежної небезпеки

Найменування джерела	Тип джерела, кількість	Найближча відстань від джерела до СВЯП-1, м	Джерело вибуху
Залізничні цистерни	Бензин, 120 м ³	260	(рухоме) випаровування
Ємності для зберігання палива	Дизельне паливо, 5x2000 м ³	1700	(стаціонарне Янівське сховище, наземне) випаровування
Ємності для зберігання палива	Дизельне паливо, 2x780 м ³	1700	(стаціонарне Янівське сховище, наземне) випаровування
Автомобільна цистерна з причепом	Бензин, 15т (20 м ³)	400	(рухоме, автодорога на півдні) випаровування
Автомобіль, що перевозить балони з ацетиленом, пропаном/бутаном	Газ	400	(рухоме, автодорога на півдні) ацетилен, пропан/бутан
Газові ресивери водню	Газ, 15 балонів по 20 м ³ , P=9,5 кгс/см ²	700	(стаціонарна споруда 21) газоподібний водень

В результаті аварій на СВЯП-1 можливі пожежі з викидом радіоактивних матеріалів. Особливо небезпечні аварії з вибухом, коли руйнування може привести не тільки до утворення ударної хвилі, а й до радіоактивного забруднення великих площ.

Можливими причинами виникнення пожежі в СВЯП-1 можуть бути: пробій ізоляції або коротке замикання в електричних ланцюгах; перевантаження електроспоживачів; недотримання правил пожежної безпеки персоналом, який виконує роботи в СВЯП-1; порушення технологічного режиму роботи обладнання (розігрів вище допустимих меж); помилка персоналу (неправильне включення обладнання).

Пожежа може привести до наступних залежних відмов: повного знеструмлення сховища; зависання ВЯП в чохлі, пеналі та ін.; відмови системи охолодження води БВ, системи очищення води БВ і системи прийому і видалення РАВ; відмови системи вентиляції надводного простору БВ; відмови системи радіаційного контролю; іншим відмовам.

Імовірність виникнення пожежі, як вихідної події оцінюється величиною $3 \times 10^{-3} \text{ рік}^{-1}$.

Потрібно зазначити, що СВЯП-1 не може бути класифіковане з огляду на чинну нормативну базу України щодо його ступеня вогнестійкості, зважаючи на відсутність необхідності забезпечення евакуації людей, гарантування безпеки рятувальних підрозділів з врахуванням ризиків обвалення конструкцій. Основною задачею пожежної безпеки будівельних конструкцій СВЯП-1, рішення якої залежить від вогнестійкості конструкцій, є забезпечення їх живучості на час, необхідний для локалізації та ліквідації імовірної пожежі. Для цього достатньо забезпечити вогнестійкість за I ступенем вогнестійкості згідно із класифікацією класів вогнестійкості будівельних конструкцій за «ДБН В. 1.1-7-2002», тобто має відповідати класу вогнестійкості REI 75.

Пожежа в приміщеннях насосів системи охолодження, кабельних тунелів призводить до відмови системи охолодження, а при накладенні помилки оператора (не підключення підживлення БВ) може призвести до зневоднення БВ.

Протікання басейну витримки при накладенні помилки оператора - не підключення підживлення БВ призводять до порушення меж нормальної експлуатації (до початку оголення палива).

Помилка оператора при знятті блокування і виконанні ручних операцій при управлінні схемою охолодження БВ може привести до відключення насоса або спрацьовування локалізуючої арматури і відмови системи охолодження з залежною відмовою системи підживлення (зневоднення БВ).

При відмові системи охолодження і залежною відмовою штатного підживлення відбувається порушення меж нормальної експлуатації - підвищення температури, закипання охолоджуючої води з подальшим випаровуванням, що призводить до зниження рівня води в БВ.

Зниження рівня води нижче експлуатаційних меж при перевантаженні і зберіганні призводить до погіршення радіаційної обстановки в приміщеннях СВЯП-1 та збільшення дозових навантажень на персонал.

Самопідтримуюча ланцюгова реакція (СПЛР) - процес поділу нуклідів, при якому число нейтронів, що утворюються в процесі поділу ядер за будь-який проміжок часу, дорівнює або більше числа нейтронів, що вибувають із системи внаслідок витоку та/або поглинання за цей самий проміжок часу.

СПЛР в системі зберігання ВЯП є запроектною аварією, яка може виникнути тільки при багаторазових відмовах і помилках персоналу.

Забезпечення мінімально допустимого ризику, що існує через потенційну можливість випадкового виникнення СПЛР в системах з ВЯП, є комплексною проблемою ядерної безпеки, яку можна розділити на два складові завдання, які вирішуються паралельно різними і незалежними, але такими, що доповнюють один одного способами.

Перше завдання - це запобігання СПЛР, друге - обмеження її наслідків.

У минулому виключення можливості виникнення СПЛР вважалось головною і єдиною проблемою ядерної безпеки. Однак, як показав досвід, досягти абсолютної надійності заходів щодо запобігання СПЛР неможливо. За сумою потенційних наслідків СПЛР відноситься до числа тяжких аварій: зовнішнє

опромінення персоналу, викид радіоактивних речовин і можливість зовнішнього і внутрішнього опромінення більш широкого кола осіб, забруднення навколишнього середовища, вихід з ладу обладнання, псування і втрата цінних матеріалів. Однак ймовірність аварії з такою сумою наслідків незначна.

Було встановлено, що в ході СПЛР не виникають явища, які не можна було б передбачити. Тому аналіз наслідків необхідно робити ще на етапі проектування виробничих процесів і обладнання. Найбільш важливими є заходи з протидії радіаційних наслідків СПЛР, що зводяться, як правило, до проектування системи аварійної сигналізації, оптимальних маршрутів евакуації, застосування захисної техніки, засобів аварійної дозиметрії та ін.

3.3. Висновки до розділу 3

Таким чином, на сьогоднішній день необхідно провести додаткові дослідження, які дозволяють оцінити запаси безпеки СВЯП-1 під час екстремальних подій:

- дослідження запасів стійкості споруд сховища ВЯП під впливом землетрусів вище МРЗ;
- дослідження запасів стійкості і можливості відмов облицювання БВ при впливах МРЗ і вище;
- оцінка сейсмостійкості обладнання і комунікацій (наприклад, систем охолодження і підтримки рівня води в БВ);
- дослідження стійкості споруд I-ої категорії відповідальності за ЯРБ ЧАЕС і можливих відмов споруд під впливом смерчу класу F 3.0.

РОЗДІЛ 4

АНАЛІЗ СТАНУ І РЕЖИМІВ РОБОТИ СВЯП-1 У АВАРІЙНИХ СИТУАЦІЯХ ТА ЗАХОДІВ З ПОПЕРЕДЖЕННЯ АВАРІЙ

4.1. Аналіз безпеки СВЯП-1

СВЯП-1 вважається безпечним, коли його радіаційний вплив на персонал, населення й навколишнє середовище в процесі нормальної експлуатації і під час проектних аварій не призводить до перевищення встановлених доз опромінення персоналу та населення і нормативів за викидами і скидами радіоактивної речовини в довкілля, і навіть обмежує цей вплив у разі виникнення запроектованих аварій.

Найважливішою ланкою аналізу безпеки СВЯП-1 поряд з аналізом заходів щодо запобігання порушень в роботі є дослідження потенційно можливих аварійних ситуацій. У процесі такого аналізу для різних вихідних подій розглядаються можливі залежні і незалежні відмови пристроїв безпеки, помилки персоналу, з тим щоб простежити сценарій розвитку аварій і визначити достатність або необхідність прийняття додаткових організаційно-технічних заходів для приведення установки в кінцевий безпечний стан. Дослідження причин виникнення аварій, послідовності подій від вихідного до кінцевого стану дає можливість вироблення заходів, спрямованих на запобігання та не повторення широкого класу аналогічних аварійних ситуацій за рахунок своєчасного виконання технічних і організаційних заходів. В рамках системного аналізу для кожної аварійної ситуації розглядаються технічно можливі ланцюжки від вихідної події до кінцевого стану, відображаються функціонування систем безпеки, дії персоналу і оцінюються наслідки. Виявляються шляхи розвитку аварійної ситуації з урахуванням взаємодії систем і закономірностей протікання фізичних процесів, а також відмов систем безпеки. Під час аналізу безпеки комплексу систем зберігання та поводження з ВЯП повинні бути розглянуті вихідні події аварійних ситуацій і аварій.

У табл.4.1 наведено розрахункові дані з оцінки імовірності окремих можливих подій запроектованих аварій на СВЯП-1, що отримані за допомогою проведеного ІАБ.

Таблиця 4.1

Імовірність подій запроектованих аварій на СВЯП-1.

Зовнішні впливи	$4,5 \cdot 10^{-7}$
Внутрішні вихідні події, пов'язані з падінням крана і ТПК	$1,9 \cdot 10^{-7}$
Внутрішні впливи, пов'язані з пожежами	$1,5 \cdot 10^{-7}$
Внутрішні впливи, пов'язані з затопленням	$5,4 \cdot 10^{-8}$
Внутрішні вихідні події, пов'язані з відмовами систем	$4,5 \cdot 10^{-8}$
РАЗОМ	$0,9 \cdot 10^{-6}$

З табл. 4.1 видно, що сумарне значення імовірності запроектованих аварій з тяжкими радіаційними наслідками на СВЯП-1 призводять до перевищення рівнів, встановлених нормами радіаційної безпеки для прийняття невідкладних рішень щодо обов'язкової евакуації населення, становить $0,9 \cdot 10^{-6}$ на рік.

За попередніми результатами виконаного ІАБ, значимість окремих подій в загальній ймовірності запроектованих аварій розподілилась таким чином:

- зовнішні впливи - 51%;
- внутрішні впливи, пов'язані з пожежами - 21%;
- внутрішні події, пов'язані з падіннями крана і ТПК - 17%;
- внутрішні події, пов'язані з затопленням - 6%;
- внутрішні події, пов'язані з відмовами систем - 5%.

4.2. Моделювання вибухопожежної небезпеки в процесі зберігання ВЯП

Зберігання ВЯП здійснюється в заповнених водою пеналах в вертикальному положенні, які охолоджуються водою басейну витримки. При цьому, відбувається утворення водню в воді БВ. Видалення водню забезпечується вентиляційною

системою СВЯП-1. Весь період експлуатації СВЯП-1 вентсистеми 1ВЦ, 2П, 5П забезпечують водневу безпеку. Основні експлуатаційні процедури системи вентиляції СВЯП-1 такі.

1. Включення вентагрегатів припливної та витяжної вентиляції.
2. Контроль параметрів системи вентиляції СВЯП-1.

Під час роботи вентиляційних систем контрольно-вимірювальними приладами (КВП) здійснюється контроль таких параметрів:

- температура повітря після калорифера до вентагрегату - не менше 15°C.
- витрата повітря і аеродинамічний опір фільтрів (граничний тиск повітря для фільтрів на притоці дорівнює 250 Па).

3. Виведення на ремонт одного з вентагрегатів і підключення резервної фільтрувальної ланки.

В ході аналізу безпеки СВЯП-1 розглядається достатність закладених в проекті заходів щодо попередження порушень режимів нормальної експлуатації. Вибух на СВЯП-1 може статися головним чином через порушення правил експлуатації та пожежної безпеки, а також при несправності чи відмовах окремих систем.

Таким чином, проблема забезпечення вибухопожежної та пожежної безпеки СВЯП-1 є вкрай актуальною.

Основною метою забезпечення вибухопожежної та пожежної безпеки СВЯП-1 є запобігання неконтрольованого розвитку ядерних реакцій і поширення радіації. Відомо, що під дією іонізуючого випромінювання розкладання води може відбуватися двома шляхами [120,121]:



При опроміненні води випромінюванням з низькою щільністю іонізації (наприклад, γ -променями) переважає реакція утворення радикалів, в той час як для випромінювання з високою щільністю іонізації (наприклад, α - і β -частинки,

осколки поділу) стає більш важливою реакція утворення молекул. У ядерному реакторі, де є різні види випромінювання, (γ -промені і протони високої енергії, що утворюються при взаємодії з нейтронами), обидві ці реакції протікають одночасно. Радикали Н і ОН - надзвичайно реакційноздатні речовини, які швидко з'єднуються з продуктами, що утворюються в результаті реакції (4.2):



Якщо об'єднати ці реакції разом, то отримаємо



реакцію, зворотну первісній реакції радіолізу (4.2). Рівновага зазвичай зміщена в бік утворення води (низький радіоліз). Однак рівновагу можна порушити додаванням у воду речовин, які активно реагують з вільними радикалами, що призведе до уповільнення реакції рекомбінації. Наприклад, іони хлору і бромю надзвичайно реакційноздатні по відношенню до радикалів Н і ОН. Їх присутність в кількості декількох міліграмів на літр може викликати швидкий радіоліз води. Тому необхідно підтримувати дуже високу чистоту води, для того, щоб радіоліз був мінімальним. Під час радіолізу води, що знаходиться у відкритих посудинах та насичена повітрям і не містить будь-яких активних акцепторів радикалів ОН в помітних концентраціях, вихід водню, що спостерігається, зазвичай дорівнює 0,1 – 0,2 молекула/100 еВ, тобто помітно менше початкового виходу утворення водню. Це обумовлено тим, що має місце реакція,



що ефективно руйнує молекулярний водень, який утворюється в результаті дії іонізуючого випромінювання. Ця реакція конкурує з процесом видалення водню шляхом дифузії з рідкої фази в газову над поверхнею води. Чим більше посудина по висоті, тим більша ймовірність цієї реакції в порівнянні з імовірністю видалення водню з рідкої фази. Якщо ж організувати нерівноважну відкриту

систему шляхом примусового видалення водню з води, наприклад, барботажем інертного газу, то швидкість його видалення буде перевищувати швидкість хімічного розкладання. У цьому випадку вихід водню зростає і на межі виявиться рівним початковому виходу (якщо, звичайно, у воді немає домішок органічних речовин, радіоліз яких призводить до утворення молекулярного водню). Тому для розрахунку швидкості утворення радіолітичного водню в воді басейну-сховища використовується початковий вихід, тобто розраховується максимально можлива швидкість утворення водню. Так як радіоліз води в басейні відбувається в основному в результаті впливу гамма-випромінювання (бета- і альфа-випромінювання затримуються оболонками тепловиділяючих збірок і їх енергія переходить в тепло), то початковий вихід радіолітичного утворення водню дорівнює 0,45 молекула/100 еВ. При нормальній експлуатації СВЯП-1 в приміщенні БВ накопичення радіолітичного водню виключається за рахунок роботи витяжної системи вентиляції надводного простору. Основними факторами, що визначають умови для утворення вибухонебезпечної газової суміші на основі водню є: кількість ВЯП, що зберігається, об'єм води і об'єм повітря в просторі де зберігається ВЯП.

Швидкість утворення радіолітичного водню в басейні дорівнює [117]:

$$W(H_2) = \frac{G(H_2) \cdot I \cdot V \cdot 0.0224}{100 \cdot N_A}, \text{ Нм}^3/\text{год} \quad (4.6)$$

де: $G(H_2) = 0,45$ молекул/100 еВ - початковий вихід радіолітичного утворення водню; I - середня потужність поглиненої водою дози за обсягом сховища, еВ/(м³·год.); N_A - число Авогадро; V - об'єм води в басейні, що піддається дії випромінювання, м³; 0.0224 Нм³/моль - обсяг ідеального газу за н.у.

Розрахунок виконаний від всіх джерел γ -випромінювання з рівномірним розподілом по об'єму джерела. Для розрахунку був використаний основний радіонуклідний склад палива в нижньому пучку твел при витримці 20 років і глибиною вигорання 24 МВт·добу/кг.

Розрахункове значення потужності поглиненої дози водою за обсягом від всього ВЯП, становив $I=1.098 \times 10^{24}$ еВ/(м³·год).

Відмови обладнання комплексу системи зберігання, викликані як зовнішніми, так і внутрішніми подіями, що призводять до відмов системи вентиляції надводного простору БВ можуть привести до накопичення радіолітичного водню в повітряному просторі приміщень СВЯП-1 в умовах відмови систем вентиляції. Для забезпечення пожежевибухобезпеки в залі басейнів необхідно, щоб концентрація радіолітичного водню в повітрі була нижчою за нижню концентраційну межу вибуховості водню в суміші з повітрям (~4% об.) з коефіцієнтом запасу 10.

Отже, концентрація водню не повинна перевищувати 0,4% об. допустима концентрація водню в повітрі приміщень для виключення вибухонебезпечної суміші з киснем. Для випадку розміщення всього ВЯП (21284 од.) у відсіках БВ 1÷5, $W(H_2)=1.34$ Нм³/год. Таким чином, припустимий, обґрунтований, час бездіяльності системи вентиляції не більше 7 діб. Для того, щоб концентрація радіолітичного водню над поверхнею басейну не перевищувала 0,4% об. здування повинне бути в 250 разів більше швидкості утворення водню, тобто витрата повітря, що продувається над басейном (вентиляція) для забезпечення пожежевибухобезпеки має дорівнювати $g=250 \cdot W(H_2)$, м³/год. Температура само спалахування водню у присутності водяної пари складає 970 К, (рис.4.1).

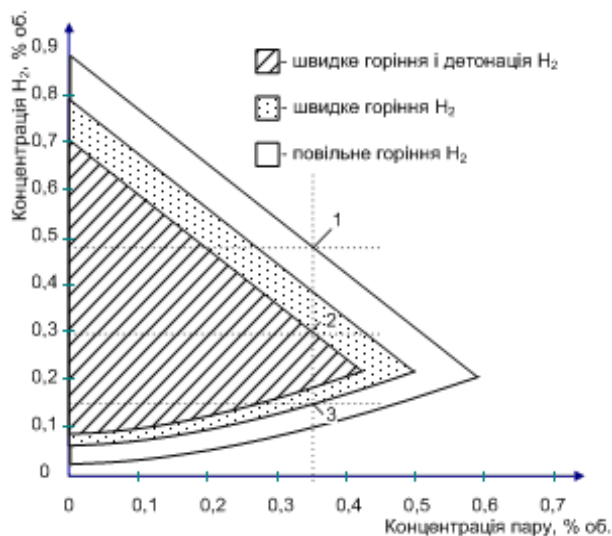


Рис.4.1. Діаграма детонації та горіння водню [118].

З даних, наведених на рис.4.1, видно, що у випадку 1 – відбудеться повільне горіння водню, для випадків 2 та 3 – швидке горіння водню.

Ступінь пошкодження будівельних конструкцій будівлі СВЯП-1 буде визначатися тими деформаціями і руйнуваннями, які вони отримали під час вибуху водню. Формування ударних навантажень при аварійному вибуху безпосередньо визначається кількістю (обсягом), стехіометричним співвідношенням водню з парою і межами займання водню.

Таким чином, наведена методика оцінки утворення радіолітичного водню та його вибуху в приміщеннях СВЯП-1 дозволяє в рамках консервативного підходу проводити вибухопожежну оцінку безпеки і наслідків аварійного вибуху радіолітичного водню.

4.3. Моделювання виникнення та розвитку пожежі в приміщеннях СВЯП-1

Одним з найбільш небезпечних джерел аварій на СВЯП-1 є пожежа, виникнення якої характеризується відносно високою частотою. Пожежа може бути наслідком як зовнішніх впливів, так і внутрішніх порушень і супроводжуватися масовим виходом з ладу важливого для безпеки обладнання, і в першу чергу керуючих систем, систем електропостачання, а також впливом на персонал несприятливих факторів (висока температура, дим), що перешкоджають виконанню персоналом коригувальних дій. Пожежі на СВЯП-1 можуть виникати головним чином через порушення правил експлуатації та пожежної безпеки, а також через несправності чи відмови окремих систем. Джерелами пожеж на СВЯП-1 найчастіше є вибух радіолітичного газу, коротке замикання електричних кабелів, попадання масла на гарячі ділянки обладнання, помилки персоналу при поводженні з вогнем в процесі ремонтних робіт, перевірок систем.

Сховище обладнане наступними системами, необхідними для забезпечення безпеки: охолодження води (за винятком випадків, коли доведено, що

виключається перевищення проектних значень температури води в сховищі і без спеціального охолодження); водоочищення; технологічного контролю (змісту гомогенних поглиначів в воді або гетерогенних поглиначів в стелажах, якщо ці системи передбачені проектом; температури, рівня води, водно-хімічного режиму; змісту водню в повітрі за необхідності); радіаційного контролю; вентиляції; заповнення та спорожнення басейну; контролю, збору і повернення протікання; підживлення. До вихідних подій, які можуть призвести до порушення нормальних умов експлуатації СВЯП-1, аварійних ситуацій або аварій віднесені: землетрус; вибухи; пожежа, руйнування.

Основними горючими матеріалами, які застосовуються на СВЯП-1, є утеплювачі, оболонка та ізоляція електричних кабелів і пластикат (ПЕ, ПВХ, ПС), водень.

Можливими причинами виникнення пожежі та вибуху в СВЯП-1 можуть бути [114]:

- пробій ізоляції або коротке замикання в електричних ланцюгах;
- перевантаження електроспоживачів;
- недотримання правил пожежної безпеки персоналом, який виконує роботи в СВЯП-1;
- порушення технологічного режиму роботи обладнання (розігрів вище допустимих меж);
- помилка персоналу (неправильне включення обладнання).

Пожежа в приміщеннях сховища може привести до таких наслідків:

- повне знеструмлення сховища;
- відмова системи охолодження води БВ;
- відмова системи вентиляції надводного простору БВ;
- утворення радіолітичного водню;
- вибух в приміщеннях сховища.

Найбільш складними для гасіння є пожежі, які виникають в кабельних комунікаціях та щитах управління. Пожежі в кабельному господарстві призводять до зупинки окремих вузлів та агрегатів. У випадку, коли пожежа пошкоджує

систему управління та безпеки СВЯП-1, може мати місце порушення технологічних умов охолодження БВ.

Таким чином, проблема забезпечення пожежної безпеки СВЯП-1 є вкрай актуальною.

Основною метою забезпечення пожежної безпеки СВЯП-1 є недопущення неконтрольованого розвитку ядерних реакцій та розповсюдження радіації.

За останні десятиліття було багато зроблено в області моделювання пожеж на радіаційно-небезпечних об'єктах [122].

Відомі дві категорії детерміністичного моделювання: за зонами і процесами тепломасопереносу (програми FIRST, COMPF2, SOFIE, BERRY і ін.) [124]. Недоліком моделювання за зонами є те, що аналізуються прості геометрії приміщень з використанням емпіричних даних, а це обмежує їх практичне застосування для складних об'єктів, до яких відноситься і СВЯП-1. Моделювання теплових полів вимагає експертних знань в галузі тепломасопереносу і значних обчислювальних процедур.

В процесі моделювання пожеж на СВЯП-1 може виникнути необхідність проведення таких інженерних розрахунків: фізико-хімічні; теплофізичні; гідроаеродинамічні; математичне моделювання процесів, що відбуваються під час пожежі.

В процесі проведення теплофізичних розрахунків розглядаються процеси сполученого теплообміну. Для цих розрахунків може бути рекомендована універсальна програмна система кінцево-елементного аналізу ANSYS, а також програмний засіб для виконання на комп'ютері різноманітних математичних і технічних розрахунків Mathcad.

Аналіз пожежної безпеки СВЯП-1 має передбачати:

- аналіз пожежної безпеки технологічного середовища і параметрів технологічних процесів на об'єкті;
- визначення переліку пожежонебезпечних аварійних ситуацій для кожного технологічного процесу;
- визначення переліку причин виникнення пожежонебезпечних аварійних

ситуацій кожного технологічного процесу;

- побудова сценаріїв виникнення та розвитку пожеж із загибеллю людей.

Характер процесу розвитку пожежі, можливість переростання осередку загорання в локальну або об'ємну пожежу, обумовлений пожежною небезпекою приміщень і обладнання, що знаходиться в ньому, а саме: конструктивно-планувальними характеристиками приміщення (V , $S_{повн.}$, Π , S_w , S_n , висотою приміщення H , розмірами проїм по висоті h і місцезнаходженням відносно підлоги y), вогнестійкістю перекриття і стін приміщень (товщина перекриття, колон, балок, класом арматури, товщиною захисного шару бетону поверх арматури та ін., рівнем пожежної навантаги (характером і кількістю горючих матеріалів, їх розміщенням).

Для математичного моделювання температурного режиму, напрямку розвитку і тривалості пожежі в приміщенні СВЯП-1 використовувались наступні рівняння [113].

1. Рівняння матеріального балансу:

$$\frac{H_c \cdot V}{R} \cdot \frac{d}{d\tau_{II}} \left(\frac{1}{T_C} \right) = V_B + V_M - V_G, \quad (4.7)$$

де P_C – середньо об'ємний тиск; V – об'єм виробки; R – газова постійна; τ_{II} – поточний час пожежі; V_B – середньо об'ємна температура в приміщенні СВЯП-1; V_M – витрата повітря, яке поступає у приміщення; V_G – кількість газів, що виходять з приміщення (продуктів згорання).

2. Рівняння стану навколишнього середовища:

$$P_C = \rho_C R \cdot T_C, \quad (4.8)$$

де ρ_C – середньо об'ємна густина навколишнього середовища у приміщенні.

3. Рівняння кисневого балансу:

$$\frac{d}{d\tau} \left(\frac{P_C \cdot V \cdot X_K}{R \cdot T_C} \right) = V_B \cdot X_{KB} - V_G \cdot X_{KG} - V_M \cdot \gamma_K \cdot m_K, \quad (4.9)$$

де X_K – концентрація кисню в осередку займання (середньо об’ємна); X_{KB} – концентрація кисню у повітрі, що поступає; X_{KT} – концентрація кисню в газах, що відходять; γ_K – повнота згорання; m_K – маса кисню, що необхідна для згорання одиниці маси горючого матеріалу.

4. Рівняння швидкості вигорання горючих матеріалів у осередку пожежі:

$$V_M = 0,07b_{II} \cdot h_{II}^{3/2}, \quad (4.10)$$

де b_{II} , h_{II} – ширина і висота приміщення.

5. Рівняння утворення продуктів згорання під час пожежі:

$$V_G = 0,6b_{II} \cdot h_{II}^{3/2}. \quad (4.11)$$

6. Рівняння максимальної швидкості виділення тепла під час пожежі:

$$q = 0,09F_b \cdot h_b^{1/2} \cdot Q_M, \quad (4.12)$$

де $F_b \cdot h_b^{1/2}$ – параметр вентиляції, який визначає величину газообміну між зоною пожежі і зовнішнім середовищем; Q_M – теплота згорання горючого матеріалу.

Будемо розрізняти пожежі локальні і об’ємні. При об’ємній пожежі горить уся пожежна навантага, яка наявна у приміщенні, температура газів за рахунок їх турбулентного перемішування вирівнюється. Пожежі в приміщеннях СВЯП-1 будемо ділити на регульовані пожежною навантагою (ПРН) і регульовані вентиляцією (ПРВ). Відрізняються вони тим, що у другому випадку питома пожежна навантага g_n вище деякої критичної величини g_n і для її вигорання недостатньо кисню. Тому інтенсивність пожежі буде визначатися розміром і розміщенням проїм через які в осередок пожежі з навколишнього середовища надходить кисень. Значення $g_{нкр}$ наведені в табл. 4.2.

Залежність питомої критичної навантаги $g_{нкр}$, кг/м³ (на стандартній деревині), від об'єму приміщення V і частки площі пройм $F_{П}$

$F_{П}$, %	V , м ³			
	162,4	545	5750	1150
0	0,25	0,25	0,5	0,5
5	0,75	1,0	1,25	1,5
10	3,5	4,0	4,25	4,5
20	7,8	8,0	8,25	8,5
30	9,0	9,1	9,3	9,5

Тут при розрахунку $g_{нкр}$ масу пожежної навантаги відносили до площі всієї поверхні у приміщенні, що обігривається, $S_{повн.}$, тобто сумарної поверхні стін, підлоги, стелі без вирахування пройм. При розрахунку $F_{П}$ площу пройм S_w відносили до площі підлоги S_n .

Питому критичну кількість пожежної навантаги можна визначити за формулою:

$$g_{нкр} = \frac{4500 \cdot F_{П}^3}{1 + 500F_{П}^3} + \frac{V^{1/3}}{6V_B}, \quad (4.13)$$

де V_B – кількість повітря, необхідна для згорання 1 кг матеріалу пожежної навантаги.

$$V_B = \frac{\sum_i V_{B_i} \cdot m_{Г.М_i}}{\sum_i m_{Г.М_i}}, \quad (4.14)$$

де V_{B_i} – кількість повітря, що необхідна для згорання 1 кг i -го компонента пожежної навантаги; $m_{Г.М_i}$ – i -ий компонент пожежної навантаги.

Для приміщень об'ємом $V=10$ м³:

$$F_{\Pi} = \sum_i \frac{S_{W_i} \cdot h_i^{1/2}}{V^{2/3}}. \quad (4.15)$$

Для приміщень об'ємом $V > 10 \text{ м}^3$:

$$F_{\Pi} = \sum_i \frac{S_{W_i} \cdot h_i^{1/2}}{S_{\Pi}}. \quad (4.16)$$

Питоме значення пожежної навантаги для штучного приміщення визначали за формулою:

$$g_{\Pi} = \frac{\sum_i m_{Г.Мi} \cdot Q_{H_i}^P}{\left(6S_{\Pi} - \sum_i S_{W_i}\right) \cdot Q_{Д}}, \quad (4.17)$$

де $Q_{H_i}^P$ – теплота згорання i -го горючого матеріалу; $Q_{Д}$ – теплота згорання деревини.

Якщо $g_{нкр} < g_n$, то у приміщенні можлива пожежа з регульованою пожежною навантагою. Якщо $g_{нкр} > g_n$, то можлива пожежа з регульованою вентиляцією.

Час, необхідний для повного охоплення приміщення полум'ям, є параметром, який залежить від вентиляційних характеристик приміщення – коефіцієнта пройм приміщення при пожежі, і режиму можливої пожежі, який визначається пожежною навантагою у пожежонебезпечному приміщенні. Для випадку режиму пожежі з повним охопленням приміщення, час заповнення приміщення пожежею визначається густиною речовин стін приміщення, табличні дані цієї залежності згладжуються наступною формулою:

$$\tau = \frac{24,703 + 5,7852}{1 + \exp\left(\frac{\rho \cdot 1000 - 408,25}{-354,79}\right) - 5,7852} \cdot 60, \quad (4.18)$$

де ρ – густина речовин облицювання стін приміщення.

Для випадку режиму пожежі який задається вентиляцією і пожежі, що задається палим, час охоплення приміщення пожежею визначається коефіцієнтом пройм приміщення під час пожежі.

$$\tau = \frac{0,08}{F_{\Pi}}, \quad (4.19)$$

де F_{Π} – коефіцієнт пройм приміщення.

Коефіцієнт пройм приміщення під час пожежі є величиною, яка визначає можливий режим її протікання, і виражається наступною формулою:

$$F_{\Pi} = \frac{A_w \cdot H^{1/2}}{A_t}, \quad (4.20)$$

де H – висота вентиляційного пройму приміщення СВЯП-1; A_t – площа поверхні горючого матеріалу у приміщенні; A_w – площа вентиляційної пройми приміщення СВЯП-1.

В умовах обмеженої вентиляції режим горіння описується наступним співвідношенням:

$$m = 0,091667 \cdot A_w \cdot h^{1/2}, \text{ кг/с}, \quad (4.21)$$

де H – висота вентиляційної пройми приміщення СВЯП-1, м; A_w – площа вентиляційної пройми приміщення СВЯП-1, м².

Режим повного охоплення приміщення полум'ям спостерігається, якщо швидкість горіння речовин у приміщенні більше 80 г/с, менше швидкості характерної для пожежі, обмеженої вентиляцією і більше граничної швидкості, визначається співвідношенням:

$$m_{\text{limit}} = 50 + 33,3 \cdot A_w \cdot H^{1/2}, \text{ г/с}. \quad (4.22)$$

Режим пожежі, обмеженої палим, характерний для великих коефіцієнтів пройм приміщень і швидкості горіння, менших величин, які характерні для

пожеж, які визначаються вентиляцією і для пожеж з повним охопленням приміщення. Швидкість вигорання горючої речовини в умовах достатньої кількості повітря у зоні горіння, визначається співвідношенням теплових потоків у зоні горіння:

$$m = \chi \cdot A_f \cdot \frac{Q_{F''}^L - Q_{L''}^L}{L_v}, \quad (4.23)$$

де χ – коефіцієнт, який враховує неповноту згорання палива; A_f – площа поверхні горючого матеріалу; $Q_{F''}^L$ – тепловий потік від полум'я до поверхні (таблична величина, що характеризує горючий матеріал); $Q_{L''}^L$ – втрати теплового потоку від поверхні (таблична величина, що характеризує горючий матеріал); L_v – тепло, яке необхідне для утворення летких речовин.

Оцінки показують, що зазвичай можливі об'ємні пожежі в СВЯП-1 необхідно відносити до категорії ПРВ.

Характеристики таких пожеж можуть бути оцінені за формулами [119].

1. Середньо об'ємна максимальна температура газів у приміщенні:

$$T_{\max} - T_0 = 320 g_n^{0,528} (1,08 - 9 \cdot 10^{-3} F), \quad (4.24)$$

де $P > 4,5$ %.

2. Еквівалентний діаметр осередку (факела) пожежі:

$$D = \sqrt{\frac{4}{\pi}} \cdot F_{гор.}, \quad (4.25)$$

де $F_{гор.}$, м² – площа, на якій відбувається горіння пожежної навантаги (зазвичай $F_{гор.} = S_{повн.}$).

3. Висота, на якій температура газів у полум'ї досягає максимального значення (1373 К):

$$y_{\max} = 1,08D. \quad (4.26)$$

4. Висота факелу полум'я:

$$H_0 = (2,5 - 3) y_{\max}. \quad (4.27)$$

5. Швидкість вигорання пожежної навантаги:

$$R_{\max} = 91,75 S_W h^{1/2}. \quad (4.28)$$

6. Тривалість пожежі:

$$t_n = \frac{g_n S_{\text{повн.}} Q_H^P}{6285 S_W h^{1/2}}. \quad (4.29)$$

7. Швидкість газів у полум'ї по осі факелу на висоті $\bar{y} = y/y_{\max}$:

$$u = 10,6(\bar{y})^{1,32} e^{-0,69\bar{y}} \cdot D^{0,5}. \quad (4.30)$$

Тут g_n визначалась в кг/м². Проведені оцінки показали, що t_{II} коливається від 0,45 до 6 годин (у залежності від рівня пожежної навантаги і стану пройм), а t_{max} може досягати 1273 К при значенні H_0 від 2 до 10 м, тобто, полум'я може охоплювати значну частину об'єму. Оскільки обмежити загальну кількість пожежної навантаги приміщень СВЯП-1 на безпечному рівні важко, то для ліквідації осередку займання повинні бути передбачені вимоги до розміщення пожежної навантаги і розмірів протипожежних розривів навколо зон розміщення горючих матеріалів. Для їх розроблення можна скористатися формулою для розрахунку густини потоку теплового випромінювання, яке падає на поверхню горючого покриття підлоги і стін у залежності від віддалі до осередку займання:

$$q_R = A_{II} \sigma T_f^4 \left(\frac{x}{D} \right)^{-B_{II}}, \quad (4.31)$$

де T_f – ефективна температура полум'я (1370 К);

σ – константа Стефана-Больцмана (5,7 10 Вт/м² град);

x – віддаль від осі факелу полум'я, м;

A_{II} і B_{II} – коефіцієнти, які визначаються для вертикальних і горизонтальних поверхонь в залежності від оптичної характеристики осередку займання – числа Бугера (Bu):

$$Bu = k_0 D, \quad (4.32)$$

де k_0 – коефіцієнт ослаблення випромінювання газовим середовищем в об'ємі факелу, m^{-1} ;

$$k_0 = 1,6 \cdot 10^{-3} T'_{\max} - 0,5, \quad (4.33)$$

де $T_{\max} = T_f = 1370$ К при горінні стандартної деревини.

Допускаючи з запасом, що пластикат типу ПВХ може горіти при $q_R = q_0 = 1,54 \cdot 10^4$ Вт/м², можна отримати розмір $(x - D/2)$, який характеризує ширину протипожежного розриву між зоною розміщення горючих матеріалів і пластикатовим покриттям підлоги, а також ширину зони горіння емалевих покриттів стін (тут $q_0 = 2,4 \cdot 10^4$ Вт/м² – для шести-шарового покриття стін емаллю). З умови $q_R = \sigma T_g^4$ можна за температурою самозаймання горючих матеріалів отримати значення $(x - D/2)$, яке характеризує віддалення зон зберігання горючих матеріалів одна від одної, при якому не буде відбуватися поширення вогню за рахунок займання горючих матеріалів при нагріванні.

Дослідження пожежетехнічних характеристик полімерних матеріалів до і після опромінення показали зміни швидкості вигорання, поширення полум'я по поверхні, температури самозаймання і загоряння під впливом вогню (табл.4.3) [111,112].

Пожежетехнічні характеристики полімерних матеріалів

Параметр	Полімерний матеріал					
	ПЕ		ПВХ		ПС	
	До опромінення	Після опромін., 150 Мрад	До опромінення	Після опромін., 150 Мрад	До опромінення	Після опромін., 90 Мрад
Швидкість вигорання, кг/(м ² ·с)	$5,4 \cdot 10^{-3}$	$10,2 \cdot 10^{-3}$	$6,5 \cdot 10^{-3}$	$12 \cdot 10^{-3}$	$7,8 \cdot 10^{-3}$	$15 \cdot 10^{-3}$
Лінійна швидкість вигорання, мм/хв	0,4	0,5	0,6	0,8	1,2	1,5
Температура самозаймання, К	623	600	580	610	773	760
Температура загорання під впливом вогню, К	573	560	545	530	620	580

З аналізу можливих сценаріїв аварій на СВЯП-1 розглянемо можливі локальну і місцеву пожежі. Локальна пожежа – це горіння в залі басейну витримки (БВ), за якого викид радіоактивних продуктів згорання з об'єкта не виходить за межі проммайданчика ЧАЕС, а імовірність реалізації не перевищує $2 \cdot 10^{-2}$ рік⁻¹. Місцева пожежа – осередки горіння в залі БВ, за яких викид радіоактивних продуктів горіння зі СВЯП-1 не виходить за межі тимчасового відселення людей, а імовірність виникнення такої події складає величину $4 \cdot 10^{-4}$ рік⁻¹.

Характер процесу розвитку пожежі у СВЯП-1 залежить від пожежної навантаги, виду і агрегатного стану горючих матеріалів, місця виникнення займання (в центрі, біля стіни або у кутку, що впливає на розміри полум'я і температурний режим), конструкції приміщення (об'єм, площа, периметр, висота, розмір проїм, вогнестійкість перекриття і стін, товщина колон, балок, клас арматури, тип бетону тощо) [102,103,104]. У табл.4.4 наведені параметри можливих пожеж у СВЯП-1.

Параметри можливих пожеж у залі БВ.

Категорія пожежі	Причина і місце пожежі	P , рік ⁻¹	N , кВт	T_c , К	$F_{п}$, м ²	$d_{п}$, м	$h_{п}$, м	$r_{г.м}$, г/с	$t_{п}$, год	$H_{д}$, м	$V_{г^P}$, м/с
Локальна	Займання горючих матеріалів в залі БВ	$2 \cdot 10^{-2}$	800	1273	<50	10,2	19	4,1	<1,0	100	0,09
Місцева	Займання в залі БВ з руйнуванням	10^{-4}	900	1373	>50	19,8	22	4,8	>1,5	150	0,65

Примітка: P – частота або імовірність виникнення пожежі; N – потужність, яка виділяється під час горіння; T_c – середньо об'ємна максимальна температура газів; $F_{п}$ – площа пожежі; $d_{п}$ – еквівалентний діаметр осередку пожежі; $h_{п}$ – висота полум'я; $r_{г.м}$ – швидкість вигорання горючих матеріалів; $t_{п}$ – тривалість пожежі; $H_{д}$ – висота підймання стовпа диму; $V_{г^P}$ – швидкість висхідного потоку повітря.

В результаті пожежі на СВЯП-1 можливі викиди радіоактивних продуктів в навколишнє середовище. Особливо небезпечні аварії з вибухом, коли руйнування може привести не тільки до утворення ударної хвилі, а й до радіоактивного забруднення великих площ.

Отже, основною задачею пожежної безпеки будівельних конструкцій СВЯП-1, рішення якої залежить від вогнестійкості конструкцій, є забезпечення їх живучості на час, необхідний для локалізації та ліквідації імовірної пожежі. Для цього достатньо забезпечити вогнестійкість за I ступенем вогнестійкості згідно із класифікацією класів вогнестійкості будівельних конструкцій за ДБН В. 1.1-7-2002, тобто має відповідати класу вогнестійкості REI 75.

4.4. Моделювання тяжкої аварії в басейні витримки

Вихідними подіями, які можуть призвести до аварійних ситуацій або аварій є: землетрус; вибухи; пожежа; руйнування.

Специфікою прогнозу важких аварій є принципова неможливість як проведення натурних великомасштабних експериментів, так і прямого перенесення результатів лабораторних експериментів на реальні умови розвитку

аварії. У цій ситуації зростає роль обчислювального експерименту і підвищуються вимоги до якості чисельного моделювання фізичних явищ. Особливість досліджуваних процесів полягає в істотному розходженні характерних просторово-часових масштабів теплофізичних процесів, газодинамічних плинів і хімічних реакцій, а також в значному впливі геометричних факторів на характеристики газодинамічних збурень. Це викликає значні труднощі при математичному моделюванні. По-перше завдання, що розглядаються істотно багатовимірні. По-друге, через різницю в масштабах провідних процесів системи рівнянь є жорсткими. По-третє, дуже значна кількість теплофізичних процесів і фізико-хімічних чинників, що впливають на розвиток аварійної ситуації. Враховуючи перераховані особливості проблеми, для чисельного аналізу нестационарних рівнянь переносу теплоти, а також фазові переходи був розроблений комплекс програм, що дозволяють проводити розрахунки із застосуванням широкого набору чисельних алгоритмів. Це дало можливість підвищити надійність результатів розрахунків і вибирати для вирішення конкретного завдання найбільш адекватний алгоритм.

В ході аналізу розглядався сценарій важкої аварії після землетрусу з тривалим знеструмленням і утворенням течі через металеве облицювання днища БВ [99-101].

Вихідною подією розглянутої аварії є утворення течі через металеве облицювання днища БВ зі швидкістю більше ніж $120 \text{ м}^3/\text{год}$.

Розрахункова модель БВ являла собою елементарну вісесиметричну комірку сховища ВЯП, що містить всі елементи, що беруть участь в теплообміні: тепловиділяючі елементи, пенали, воду пеналів і басейну, торцеве і бічне огороження басейну та ін. У моделі всі вертикальні розміри, розміри пенала і його вмісту збережені натурними, а міжпенальний простір змодельований простішим для розгляду, але подібним відносно конвективної теплопередачі кільцевим каналом. На момент початку аварії рівень води в БВ відповідав рівню води при перевантаженні і зберіганні палива (11,3 м від підлоги БВ), температура води приймалася рівною 40°C .

На початковому етапі сценарію розвитку аварії (через кілька годин після припинення циркуляції теплоносія) тепловий стан БВ мав такі особливості:

- внаслідок перемішування за рахунок дії вільної конвекції при досить малій щільності теплового потоку на поверхні ВЯП вода мала практично однакову температуру у всьому обсязі;

- темп розігріву води становив $0,45^\circ$;

- щільність теплового потоку 5 Вт/м^2 між настилом і ВЯП.

У розрахунках фізичні властивості пароповітряної суміші залежали від температури і відносної вологості, фізичні властивості води і твердих середовищ були прийняті постійними. Сумарна потужність ВЯП, розміщених в БВ, склала $10,5 \text{ МВт}$. Аналіз запроектних аварій зі зневодненням відсіків «мокрого» сховища виконаний на основі тривимірних моделей відсіку сховища з використанням сучасних програмних комплексів для виконання теплогідравлічних розрахунків (ANSYS, СОКРАТ, VIBROS2.1, CILINDR-KOMPLE та ін.). Широкий набір теплогідравлічних і фізико-хімічних моделей комплексу СОКРАТ [115] дозволяє моделювати поведінку БВ при важкої аварії з тривалим знеструмленням, що призводить до порушення охолодження БВ. Всі моделі ключових процесів верифіковані з використанням великої експериментальної бази, включаючи експерименти на інтегральних установках і експерименти за окремими явищами.

Представлена математична модель, призначена для визначення локальних значень температур елементів СВЯП-1 в різні моменти часу в аварійній ситуації, пов'язаній з припиненням циркуляції води через басейн. Модель включає в себе рішення нестационарних рівнянь переносу теплоти і враховує механізми теплопровідності, конвекції, теплового випромінювання, масообміну між водою і повітряним середовищем в надводному просторі, а також фазові переходи - випаровування води і конденсацію водяної пари. В розрахунках, виконаних в рамках даної роботи, досліджувалася динаміка розігріву і википання води з БВ, динаміка розігріву і плавлення тепловиділяючих збірок (ТВЗ) в БВ і генерація водню за рахунок окислення цирконію ТВЗ і металевих конструкцій БВ. Час виходу аварійного відсіку СВЯП-1 на квазістационарний тепловий режим і

температура води в такому режимі залежить від сумарної потужності залишкових тепловиділень ВЯП.

На рис. 4.2 представлені результати розрахунку зміни рівня води в відсіку БВ.

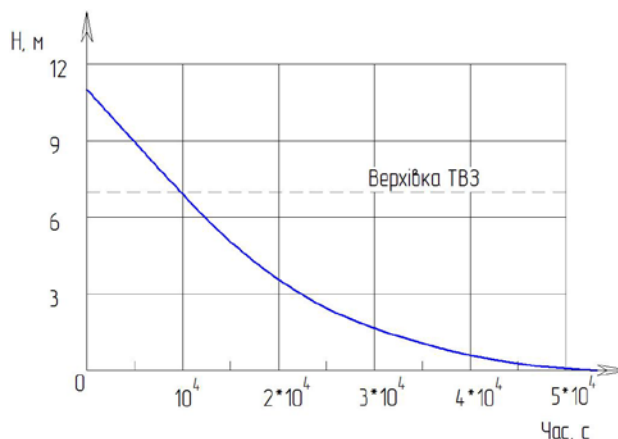


Рис. 4.2. Зміна рівня теплоносія в відсіку БВ

Темп зростання середньооб'ємної температури води в басейні на початковому етапі розвитку аварії склав $0,6^{\circ}\text{C}/\text{год}$.

Найбільш швидко тяжкоаварійна стадія аварії характеризується такими результатами: час зниження рівня води до верхньої частини ТВЗ становить 51800 с ($\sim 14,4$ год), а повне осушення БВ відбувається приблизно через 64800 с (~ 18 год) після початку аварії. На рис. 4.3 наведена зміна температури оболонки твेलів. З рис.4.3 видно, що температура твела досягає значення 1473 К через 66500 с ($\sim 18,5$ год), а температура палива значення 2813 К через 77400 с (21,5 год).

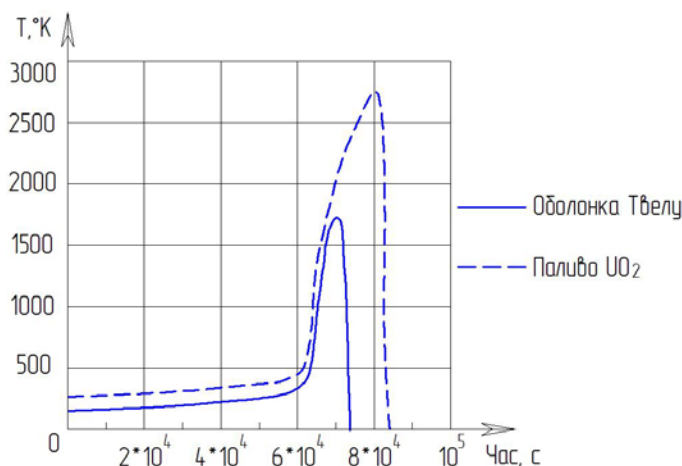
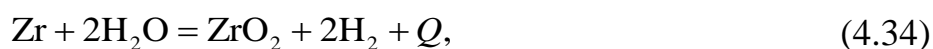


Рис. 4.3. Зміна температури оболонки твелів і палива

При підвищенні температури оболонок твелів вище 1100 К починається їх окислення водяною парою з інтенсивним утворенням водню і виділенням тепла. Розглянемо детальніше кінетику пароцирконієвої реакції. Різке підвищення температури конструкційних матеріалів при порушенні умов охолодження активної зони реактора призвело до їх активної взаємодії з водяною парою, що супроводжується утворенням водню і виділенням тепла. Екзотермічна пароцирконієва реакція всередині активної зони при взаємодії водяної пари з металевим цирконієм описується так [117]:



де $Q=6280,5$ кДж/кг.

За температур нижчих, ніж 1140 К, цирконій має щільну гексагональну структуру (α -фаза), яка за більш високих температур переходить у β -фазу з об'ємноцентрованою кубічною структурою (див. табл.4.5).

Таблиця 4.5

Коефіцієнт дифузії D кисню в цирконії [120]

Метал	Діапазон температур, К	$D, \text{м}^2/\text{с}$
α -Zr	673...858	$9,4 \cdot 10^{-4} \exp(-51800/(RT))$
α -Zr	923...1123	$224 \cdot 10^{-4} \exp(-59700/(RT))$
α -Zr	673...923	$0,00046 \cdot 10^{-4} \exp(-35000/(RT))$
α -Zr	973...1123	$69,2 \cdot 10^{-4} \exp(-56200/(RT))$
α -Zr	673...973	$9,13 \cdot 10^{-9} \exp(-29800/(RT))$
β -Zr	1273...1773	$0,0453 \cdot 10^{-4} \exp(-59700/(RT))$
α -Zr	1273...1773	$0,196 \cdot 10^{-1} \exp(-41000/(RT))$

У разі наявності кисню α -фаза цирконію існує при більш високих температурах.

Тому під шаром діоксиду цирконію в окисненому металі за високих температур перебуває α -підшар, стабілізований киснем, а під ним — шар β -цирконію.

Товщина α -підшару залежить від температури. Кінетика пароцирконієвої реакції описується рівнянням Бейкера–Джаста [121]:

$$\frac{dN}{dt} = 1,1 \cdot 10^{-5} [S(t)k_{Zr}]^{0,5} t^{-0,5}, \text{ моль } \text{H}_2/\text{с}, \quad (4.35)$$

де N — число молів водню; $S(t)$ — площа цирконію, що контактує з водяною парою (для реактора РВПК-1000 дорівнює $1,2 \cdot 10^8 \text{ см}^2$); t — час, с;

k_{Zr} — константа швидкості, яка визначається за формулою [108]:

$$k_{Zr} = 3,33 \cdot 10^7 \exp\left[-45500/(RT_k)\right]; \quad (4.36)$$

R — універсальна газова стала, Дж/(моль·К); T_k — температура твелів, К.

На рис. 4.4 наведені розрахункові дані про масу (M) згенерованого водню.

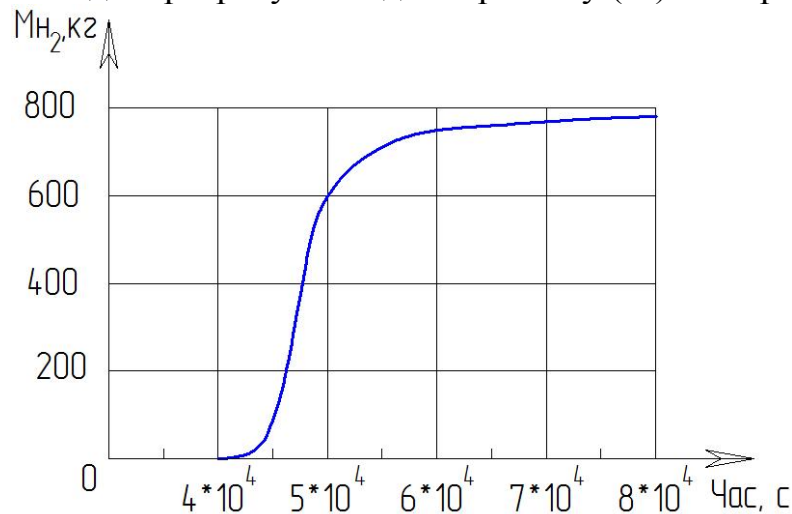


Рис. 4.4. Маса згенерованого водню

З рис. 4.4 видно, що генерація водню починається через 46700 с або 13 годин. Значна частина водню виділяється в інтервалі часу $(50 \div 200) \cdot 10^3$ с або 13,8 ÷ 55,5 год. Таким чином, середня швидкість генерації водню склала приблизно 19 г/с. Достатніми умовами дефлаграції та детонації воднеутримуючої пароповітряної суміші є критичне сполучення концентрацій палива-окиснювача-флегматизаторів при певному термодинамічному стані суміші. При аналізі вибухонебезпечності традиційно як критерій виникнення умов дефлаграції та детонації водню використовується трикомпонентна діаграма Шапіро-Моффетте: паливо – водень; окиснювач – повітря; флегматизатор – пара (рис.4.5).

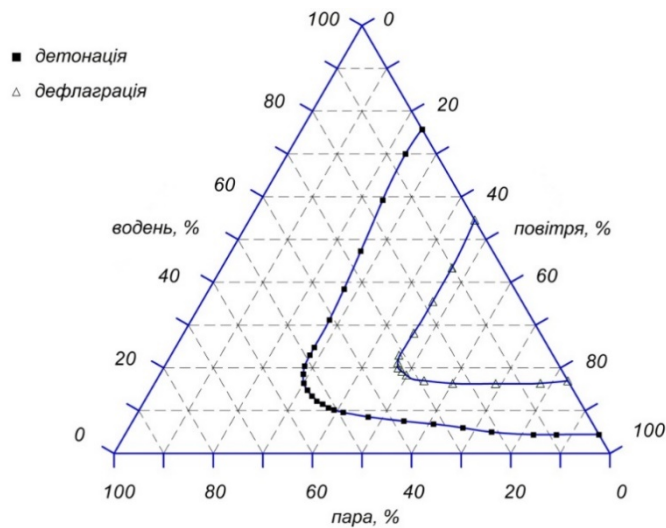


Рис.4.5. Діаграма Шапіро-Моффетте

Для виникнення детонації потрібно набагато більш високі концентрації водню, ніж для дефлаграції. Наявність вологості підвищує порогові значення концентрації водню і ініціюючої енергії.

Виникнення і розвиток дефлаграційно-детонаційних процесів, що мають терохімічну природу буде залежати в основному від:

- концентрації та теплофізичних властивостей компонентів середовища;
- початкового термодинамічного стану;
- зовнішніх умов, що визначають розвиток механізмів горіння і детонації.

Розрахунковим шляхом було встановлено, що під час згоряння водню виділиться енергія, яка дорівнює в середньому близько 260 кДж/моль реагенту, а під час вибуху $\sim 10^5$ моль водню, що утворився, виділиться енергія понад $3 \cdot 10^7$ кДж. Причому ця енергія буде розсіяна у вигляді імпульсу тривалістю в доли секунди.

Процеси дефлаграції та детонації будуть відрізнятися за максимальним значенням і тривалістю імпульсу збурювання тиску, напрямку фронту збурювання тиску і відбитої хвилі збурювання, а також за іншими визначальними параметрами. Подальший розвиток важкої аварії може викликати руйнування БВ, з проплавленням днища.

Потрапляння водню в повітряну атмосферу приведе до утворення вибухонебезпечної суміші, що створить умови для загоряння, вибуху, руйнування СВЯП-1 і виходу радіоактивності за її межі.

Для вибухобезпеки воднеутримуючої пароповітряної суміші найбільш значимими механізмами горіння є FA-механізм ("Flame Accleration") і DDT-механізм ("Deflagration-to-detonation transition"), що мають різні умови виникнення і наслідки [112].

Характерна форма тиску протягом детонаційної, шоквої і дефлаграційної хвилі наведені на рис. 4.6.

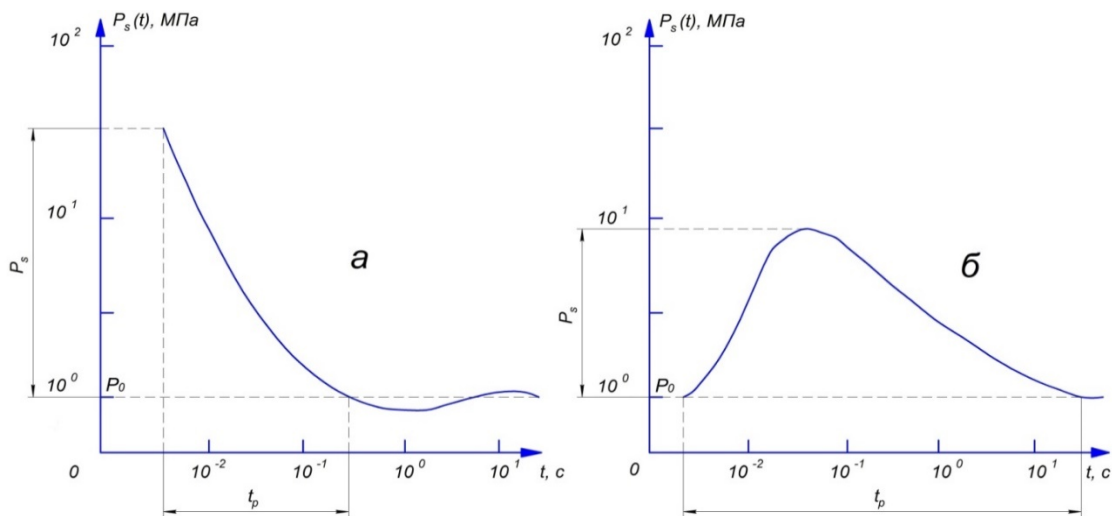


Рис.4.6. Характерна форма тиску протягом детонаційної, шоквої хвилі (а) і дефлаграційної хвилі (б): P_0 – початковий тиск; P_s – пік тиску; t_p – тривалість позитивної фази

Пікові значення тиску P_{\max} і температур T_{\max} у процесах детонації-горіння воднеутримуючої пароповітряної суміші зазвичай визначаються за напівемпіричними залежностями виду:

$$T_{\max} = f_1(C_k, T_0, Q_k); \quad P_{\max} = f_2(P_0, T_0, T_{\max}), \quad (4.37)$$

де C_k , Q_k – концентрація і питомі внутрішні теплоенергетичні характеристики компонентів воднеутримуючої пароповітряної суміші; P_0 , T_0 – початкові значення тиску і температури середовища.

Характерний час зниження вибухонебезпечних локальних концентрацій t_{VH}

можна оцінити співвідношенням:

$$t_{VH} \approx V_{AZ} / C_{VH}, \quad (4.38)$$

де V_{AZ} – «вільний» обсяг активної зони реактора; C_{VH} – середня за обсягом швидкість поширення водню, що залежить від нерівномірності розподілу концентрації водню, а також властивостей і стану парогазового середовища гермооб'єму.

Характерний час досягнення локальної критичної концентрації водню K_{KP} :

$$T_{LH} \approx K_{KP} / C_{LH}, \quad (4.39)$$

де C_{LH} – середня швидкість локального утворення, що залежить від джерел і механізмів утворення водню.

Отже, необхідна умова вибухонебезпечності (дефлаграції-детонації) водню в гермооб'ємі буде визначатися залежністю виду:

$$V_{AZ} / C_{VH} \geq K_{KP} / C_{LH}. \quad (4.40)$$

Тобто визначальним фактором необхідних умов вибухонебезпечної воднеутримуючої пароповітряної суміші в гермооб'ємі буде співвідношення швидкості локальної генерації газоподібного водню і швидкості поширення водню в парогазовому середовищі гермооб'єму.

Таким чином, реалізація умов вибухобезпеки воднеутримуючої пароповітряної суміші істотно залежить від сценаріїв розгерметизації контуру охолодження БВ і умов потрапляння джерел водню в приміщення СВЯП-1. Отримані в роботі дані можна застосовувати в подальших дослідженнях для моделювання утворення вибухонебезпечних сумішей в об'ємах приміщень, кількості повітря, пари і води в процесі аналізу вибухонебезпечності воднеутримуючої пароповітряної суміші. Практичні розрахунки дають змогу в подальшому оцінити енергію руйнування й спрогнозувати силовий вплив на будівельні конструкції.

4.5. Система контролю вибухо та пожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1

Система контролю вибухо та пожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1 належить до систем забезпечення їх безпеки. Для розробки та проектування таких систем повинні бути відомі всі вихідні обставини, що можуть призвести до вибухо або пожежі та виходу радіоактивних речовин в навколишнє середовище. Небезпека пожежі на СВЯП-1 пояснюється тим, що йому сприяють конвективні потоки повітря, в наслідок чого можуть виникати зрушення повітряних мас насичених радіоактивним пилом. Під впливом високотемпературної напруги в ході пожежі ВЯП можуть розтріскуватися та перетворюватися на радіоактивний пил. Система контролю вибухо та пожежонебезпечних ситуацій повинна забезпечувати [123,125]:

- завчасне виявлення ознак пожежі та факторів пожежної небезпеки (ФПН);
- розпізнавання ознак імовірності виникнення пожежі та прогноз пожежних та радіаційних умов;
- оповіщення персоналу та пожежних про місце виникнення пожежі та шляхах її розвитку у просторі і часі.

Система контролю вибухо та пожежонебезпечних ситуацій, є складовим елементом комплексної системи безпеки СВЯП-1 та повинна виконувати наступні функції:

- 1) контроль зміни температури повітря, поверхні обладнання та систем;
- 2) контроль газового складу та радіаційного стану за нормальних умов експлуатації та в аварійних ситуаціях.

До складу системи входять [126]: пожежні сповіщувачі; апаратура вимірювання первинних сигналів; апаратура аналого-цифрового перетворення сигналів; спеціалізовані засоби обчислювальної техніки; апаратура впуску-випуску цифрових та релейних сигналів.

Архітектура системи контролю вибухопожежних ситуацій включає в себе дві структури: локальну та загальну, що працювали сумісно та доповнювали одна одну (рис.4.7, 4.8).

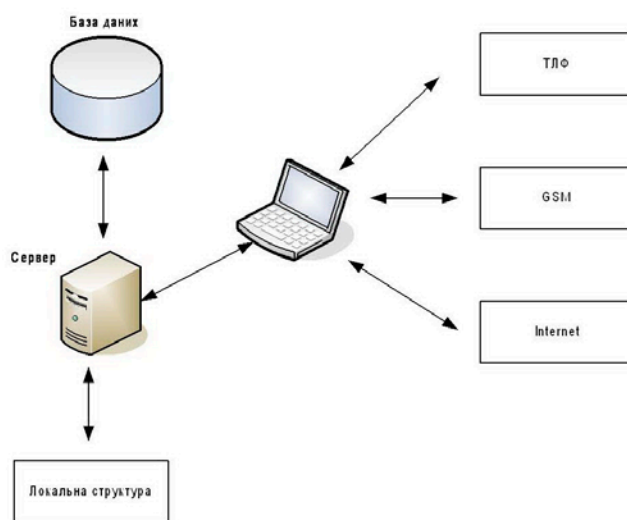


Рис.4.7. Структурна схема системи контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1.

База даних містить програми обробки та управління, архів даних та картотеки факторів пожежної небезпеки (ФПН) і управління пожежною небезпекою (УПН)

Локальна структура будується на базі 1-Wire інтерфейсу [126].

Головною особливістю інтерфейсу 1-Wire є те, що для обміну даними використовується лише два дроти (сигнальний та дріт заземлення). У разі якщо 1-Wire магістраль довга, використовують додатковий зовнішній дріт *EXT_POWER*.

До шини підключаються один або декілька пристроїв, що підтримують інтерфейс 1-Wire.

Кожний пристрій системи 1-Wire має 64- розрядний ідентифікатор (ID). Він складається з 8-розрядного коду сімейства, 48- розрядного серійного номеру та 8-розрядного коду контролю (CRC-8). ID вводиться при виготовленні пристрою та зберігається в ПЗУ.

Кількість пристроїв, що можуть бути підключені до шини обмежується довжиною магістралі (табл.4.6).

Деякі характеристики 1-Wire мережі.

Класифікація 1-Wire мережі	Довжина кабелю магістралі, м	Кількість ведених абонентів, од
Мініатюрна	До 5	До 10
Коротка	До 30	До 50
Середня	До 100	До 100
Довга	До 300	До 250

Типова система 1-Wire складається з контролера керування (як правило – «майстер») та декількох пристроїв, що підключені до загальної шини («ведений»). Рівень сигналу у шині – від 3 до 5 вольт. У пасивному стані в лінії підтримується високий рівень напруги (логічна «1»). Всі інформаційні сигнали формуються шляхом замкнення сигнальної шини на «землю» (логічний «0»). Більшість пристроїв 1-Wire підтримують дві швидкості передачі даних: 15 кбіт/с і 111 кбіт/с. Режим передачі даних у шині – напівдуплексний, тобто майстер та ведений передають дані по черзі. Весь обмін у шині проходить за спеціальними командами. Їх кількість для кожного типу пристроїв різна але є стандартний набір ROM-команд. Перелік пристроїв, що підтримують 1-Wire, та варіантів їх застосування надто великий, тому в даній роботі наведено лише приклад базової конфігурації локальної структури та її складових (рис. 4.8).

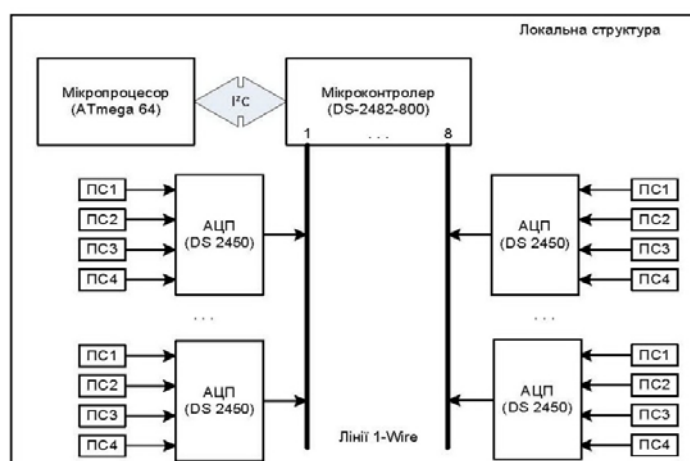


Рис. 4.8. Локальна структура системи контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1. ПС – пожежний сповіщувач, АЦП – аналого-цифровий перетворювач

Надійне та швидке виявлення пожежі в приміщеннях СВЯП-1 неможливо організувати застосовуючи лише один тип датчика. Рациональне поєднання декількох типів ПС, які реагують на різні ознаки пожежі, дозволяє вирішити проблему мінімізації наслідків небезпечного впливу пожежі на важливі для безпеки об'єкту та персоналу системи. Це пов'язано з тим, що в кожній зоні СВЯП-1, які контролюються, знаходяться горючі матеріали, що відрізняються за первинною ознакою осередку пожежі, а деякі речовини можуть проявляти різноманітні механізми займання, які залежать від фізико-хімічних якостей. Локальна структура являє собою сукупність визначеної кількості датчиків перевищення температури та обмеженої кількості малогабаритних газо-чутливих датчиків, які контролюють концентрацію вибухонебезпечних газів (CO , H_2 та CH_4) [127]. Датчики розміщуються в потенційно вибухонебезпечних місцях приміщення. Конструкція датчиків достатньо мініатюрна та має дуже високу чутливість та швидкодію і зберігає працездатність при впливі радіації, підвищеної температури та вологості. Основна задача датчиків з піроелектричним чутливим елементом (ЦТС-19) – оперативне реагування на різні зміни температури середовища, яке контролюється та сигналізувати про це. Чутливий елемент (сенсор) датчиків розташовується зверху в кожному приміщенні, а електронні блоки поза приміщенням.

Для протипожежного захисту приміщень СВЯП-1 були розроблені нові конструкції сенсора для контролю газового складу (рис. 4.9) та перевищення температури (рис. 4.10).

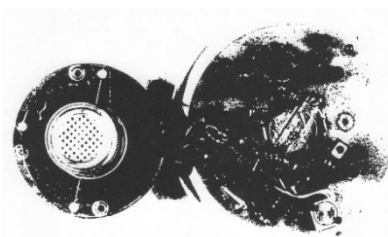


Рис. 4.9. Малогабаритний чутливий сенсор газу

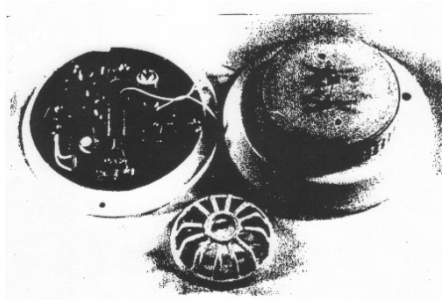


Рис. 4.10 Датчик перевищення температури

В табл. 4.7 наведені основні технічні характеристики сенсору для контролю газового середовища в приміщеннях СВЯП-1.

Таблиця 4.7

Технічні характеристики малогабаритного газо-чутливого сенсору

Параметр	Компонент, що контролюється		
	CO	H ₂	CH ₄
Діапазон концентрації, млн ⁻¹	1,0–30	1,0–100	1,0–30
	1,0–100	1,0–1000	1,0–100
	1,0–1000	–	1,0–1000
Інерційність ($\tau_{0,9}$), с	30	25	45
Похибка, %	±5,0	±1,0	±15,0
Температура навколишнього середовища, К	263–313		
Відносна вологість повітря, %	40–90		
Габаритні розміри, мм			
- блок пробопідготовки	100×70×60		
- електронний блок	150×130×45		
Маса, кг			
- блок пробопідготовки	1,0		
- електронний блок	0,75		
Споживана потужність, Вт	6,0		

Для контролю зміни температури навколишнього середовища був розроблений датчик, основні технічні характеристики якого наведені в табл. 4.8.

Таблиця 4.8

Технічні характеристики датчика перевищення температури

Найменування характеристики	Чисельне значення характеристики
Діапазон робочих температур, К	від 213 до 413
Поріг чутливості при співвідношенні сигнал/шум, що дорівнює 10, К	$1,5 \cdot 10^{-2}$
Крутість вихідної характеристики, мВ/к	20

Частота коливань температури амплітудою 1 К, Гц, які фіксуються	3	більше 0,2
Напруга живлення, В		9,0
Довжина лінії зв'язку, м		до 100
Радіаційна стійкість, м ⁻²		2,4·10 ¹⁸

Для протипожежного захисту приміщень СВЯП-1 були розроблені датчики з чутливими елементами, які дозволяють контролювати випромінювання полум'я та підвищення температури [128]. Завдяки високій швидкодії та простоті конструкції, розроблені ІЧ-сповіщувачі можуть застосовуватися для виявлення локалізованих джерел полум'я в приміщеннях СВЯП-1. В табл. 4.9 наведені основні технічні характеристики ІЧ пожежного сповіщувача полум'я.

Таблиця 4.9

Основні технічні характеристики інфрачервоного пожежного сповіщувача полум'я

Найменування характеристики	Чисельне значення характеристики
Спектральний діапазон, мкм	від 2 до 15
Інтегральна чутливість на частоті 7,5 Гц,	не менше 2·10 ⁴
Кут огляду, град	100
Віддаленість виявлення теплового осередку пожежі TF-5 за стандартом EN-54, м	не менше 20
Діапазон робочих температур, К	від 263 до 328
Стала часу, с	0,02
Напруга живлення: - сповіщувача полум'я, В - електронної схеми, В	±5 ±15
Споживана потужність, мВт	не більше 150
Маса, кг	0,6
Габарити, мм	діаметр 50
Напрацювання на відмову, годин	10000
Радіаційна стійкість, м ⁻²	10 ¹⁶

В табл. 4.10 наведені основні технічні характеристики оптоволоконного точкового сповіщувача температури [127].

Основні технічні характеристики оптоволоконного точкового
сповіщувача температури

Найменування характеристики	Чисельне значення характеристики
Діапазон робочих температур, К	від 253 до 523
Стала теплової інерції, с	не більше 12
Похибка вимірювання температури - в діапазоні: (243–423) К, % - в діапазоні: (423–523) К, %	± 1 $\pm 2,5$
Напруга живлення, В	15
Радіаційна стійкість, м ⁻²	$9 \cdot 10^{15}$

Малогабаритний оптоволоконний точковий сповіщувач температури здійснює перетворення температури середовища, яке контролюється в оптичний сигнал та через оптоволоконну лінію зв'язку, довжиною до 30 метрів, передає його на приймально-контролюючий пристрій, де формується аналоговий вихідний електричний сигнал по напрузі. Сповіщувач забезпечений індикацією обриву лінії зв'язку, а його чутливий елемент зберігає свою працездатність. Теплові сповіщувачі з оптоволоконним зондом та болометром розроблялися для контролю пожежонебезпечного стану в радіаційно небезпечних приміщеннях, де загоряння супроводжується появою відкритого полум'я [128]. На рис.4.11 наведена конструкція ІЧ сповіщувача полум'я.

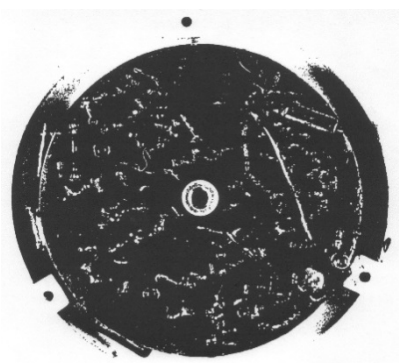


Рис. 4.11. Конструкція інфрачервоного пожежного сповіщувача полум'я

Волоконно-оптичний зонд дозволяє контролювати пожежонебезпечний стан в зоні значних електромагнітних перешкод, в агресивних хімічних та вибухонебезпечних середовищах.

Він вигідно відрізняється від існуючих датчиків своїми незначними габаритами (діаметр чутливого елемента 1,5 мм), низькою інерційністю, наявністю аналогового висхідного сигналу, низькою напругою живлення тощо. Його можна встановлювати у важкодоступних для контролю просторах, наприклад живильні помпи, ємності з горючими рідинами тощо.

В табл. 4.11 наведені основні технічні характеристики пожежного сповіщувача полум'я з оптоволоконним зондом [128].

Таблиця 4.11

Основні технічні характеристики сповіщувача полум'я
з оптоволоконним зондом

Найменування характеристики	Чисельне значення характеристики
Робочий діапазон спектра, мкм	1,0–2,5
Діапазон робочих температур, К	253–328
Віддаленість виявлення теплового осередку пожежі TF-5 за стандартом EN-54, без оптоволоконного зонду, м	<25
Віддаленість виявлення осередку з ацетилену Ø 50 мм, з оптоволоконним зондом, м	<3
Кут огляду оптоволоконного зонду, град.	30
Довжина оптоволоконного зонду, м	15
Гранична температура для оптоволоконного зонду, К	263–423
Напруга живлення, В	±15
Радіаційна стійкість, м ⁻²	5·10 ¹⁵

Програмні засоби системи контролю та діагностики вибухопожежонебезпечних ситуацій містять:

- спеціалізовану мікропроцесорну систему та додане програмне забезпечення до неї;
- базу даних про ознаки факторів пожежної небезпеки, які контролюються та технічний стан систем і обладнання, які захищаються.

Було розроблено прикладне програмне забезпечення (ПЗ), методи створення програмних компонентів, які реалізують режими реального часу та конструювання циклограм. Для управління локальною обчислювальною сіткою

використовувався протокол обміну інформацією 1-WIRE. Для ПЗ типу IBM/PC застосовувалася операційна система MS/DOS.

Таким чином, наведені дані дають змогу проводити експертну оцінку передумов виникнення пожеж в приміщеннях СВЯП-1 та місць їх розповсюдження та можуть бути використані як алгоритми в системах контролю вибухо та пожежонебезпечних ситуацій. Завдяки простоті конструкції, розроблені ПЧ-сповіщувачі можуть застосовуватися для виявлення локалізованих джерел полум'я в приміщеннях СВЯП-1. Застосування запропонованої системи дозволяє в режимі реального часу контролювати та, в свою чергу, своєчасно і оперативно реагувати на будь які зміни вибухо-пожежного стану контрольованого об'єкту.

4.6 Висновки до розділу 4

Розглянуто можливі сценарії наслідків аварійних ситуацій на СВЯП-1 (пожежа, тяжка аварія в БВ), методи і програмні засоби оцінки параметрів вражаючих чинників виникнення пожежі, детонаційного або дефлаграційного вибухів, а також сейсмічних ефектів. Виконано моделювання аварійних варіантів. Кількісні результати аналізу дозволяють прогнозувати наслідки аварії на контрольованій території.

Системний розгляд аварій дозволив виявити критичні шляхи їх розвитку (наприклад, за найменшою кількістю відмов, що призводять до несприятливих наслідків), усвідомити і проаналізувати взаємозв'язок різних систем, що беруть участь в забезпеченні безпеки, роль і значення персоналу в здійсненні захисних заходів, виявити можливі відмови з загальної причини.

РОЗДІЛ 5

ОЦІНКА ЕКОЛОГІЧНОГО СТАНУ ЗОНИ СПОСТЕРЕЖЕННЯ ПІСЛЯ МОЖЛИВОЇ АВАРІЇ НА СВЯП-1

В даний час важливими напрямками в забезпеченні екологічної безпеки в процесі експлуатації СВЯП є запобігання ядерних аварій з людськими жертвами і мінімізація радіаційних наслідків.

Безпека функціонування СВЯП залежить від багатьох чинників: фізико-хімічних властивостей ВЯП, характеру технологічного процесу, конструкції і надійності обладнання, ефективності засобів протиаварійного захисту та ін. Наявність великої кількості факторів, від яких залежить безпека нормального функціонування СВЯП, робить цю проблему вкрай складною. Як показує аналіз причин великих аварій, що супроводжуються р/а викидом, в даний час залишається ще досить висока ймовірність їх виникнення, що пов'язано в першу чергу з досить великим зносом технологічного обладнання, людським фактором (порушенням технологічного процесу), відсутністю систем аварійного захисту і збільшенням імовірності проведення терористичних актів.

Проведення досліджень з метою виявлення особливостей проявів небезпечних процесів в тих чи інших умовах і оцінки ризиків виникнення аварійних ситуацій на СВЯП-1 пов'язано з необхідністю обґрунтування концептуальних підходів і раціональних комплексів методів досліджень, які б забезпечили можливість всебічного вивчення стану СВЯП-1, аргументованого виявлення чинників формування небезпек, оцінки ризику виникнення аварій, прогнозування екологічно негативних наслідків [129,130]. У сукупності вони складають інструментарій ризик-аналізу, який дозволяє вибрати методи оцінки ризиків, обґрунтувати сценарії подальшого розвитку небезпечних процесів і пропозиції щодо зниження ризиків виникнення аварій і запобігання негативним наслідкам, а також напрямки комплексного моніторингу небезпечних процесів і явищ.

В процесі проведення таких досліджень особливого значення набувають принципи дотримання прийнятих нормативів оцінки природного середовища з метою вирішення різних завдань:

- превентивності виявлення небезпечних станів на СВЯП-1, які можуть привести до виникнення негативних екологічних наслідків;
- комплексності при інтегральній оцінці території з урахуванням існуючих загроз прояви небезпечних процесів;
- доцільності використання території з урахуванням гранично допустимих параметрів ризиків;
- передбачуваності (прогнозованості) негативних подій, в процесі функціонування техногенних і природно антропогенних екосистем, які загрожують безпеці населення;
- мінімізації ризиків виникнення радіаційно-небезпечних процесів.

В ході вирішення проблем, пов'язаних з необхідністю методичного обґрунтування виявлення конкретних факторів, джерел небезпек і ризиків розвитку аварійних ситуацій на СВЯП-1, виникає багато питань, які потребують глибокого і науково обґрунтованого аналізу зв'язків між компонентами природно-антропогенних екосистем, оцінки змін, здатних привести до їх деструкції, матеріальних втрат і погіршення здоров'я населення [131-133].

СВЯП-1 є потужним джерелом р/а забруднень навколишнього середовища під час аварії, які отруюють одночасно атмосферу, водний басейн і ґрунт.

СВЯП-1 є екологічно безпечним, якщо радіаційний вплив від нього на персонал, населення і навколишнє середовище:

- не перевищує встановлених меж при нормальній експлуатації і при проектних аваріях;
- обмежується прийнятними значеннями при важких (запроектних) аваріях.

Екологічна безпека СВЯП-1 повинна забезпечуватись на всіх етапах його життєвого циклу від проектування до зняття з експлуатації. При проектуванні

закладаються основи екологічної безпечної експлуатації СВЯП-1. Для цього в проекті в повному обсязі враховуються основні принципи екологічної безпеки, а також використовуються системи безпеки і такі проектні рішення, при яких установка має властивості само захищеності, що зумовлені фізичними і технічними характеристиками обладнання та систем СВЯП-1.

Відповідно до принципу глибокоешелонованого захисту, для запобігання або обмеження несприятливих наслідків збоїв та відмов технічних засобів і помилок персоналу передбачається кілька послідовних рівнів захисту СВЯП-1.

Найважливішою вимогою принципу глибокоешелонованого захисту є організація ряду фізичних бар'єрів, які повинні запобігти поширенню продуктів поділу в навколишнє середовище при їх потенційно можливому витокі з паливної композиції. Кожен фізичний бар'єр проектується і виготовляється з урахуванням спеціальних норм і правил для забезпечення його підвищеної надійності. При аналізі безпеки необхідно переконатися в ефективності цих бар'єрів як в умовах нормальної експлуатації, так і в аварійних ситуаціях. Так, для забезпечення цілісності твелу як бар'єру безпеки необхідна підтримка заданого температурного режиму його роботи, а також обмеження механічного та корозійного впливу на оболонку. Для цього встановлюють проектні межі на запас до кризи теплообміну, температуру палива, внутрішній тиск газу під оболонкою, напругу і деформацію оболонки, накопичену втомну циклічну пошкоджуваність.

В процесі експлуатації бар'єри безпеки повинні перебувати в працездатному стані, що забезпечується підтримкою параметрів СВЯП-1 в заданих проектних межах, а також контролем цілісності та ефективності бар'єрів безпеки. Крім встановлення фізичних бар'єрів безпеки передбачаються технічні та адміністративні заходи по збереженню працездатності цих бар'єрів. Також, незважаючи на всі вжиті заходи щодо запобігання аваріям, плануються заходи щодо захисту населення і навколишнього середовища в разі руйнування бар'єрів.

Аварії з р/а викидом відрізняються різноманітністю характеру протікання, наслідків, комплексною дією вражаючих факторів в залежності від особливостей виробництва, властивостей р/а речовин, що використовуються і зберігаються,

умов навколишнього середовища. При виникненні аварійної ситуації на такому об'єкті стан ОПС життя і здоров'я людей знаходяться під загрозою. Тому доцільно, виходячи з наявності ЯП на СВЯП, оцінити можливі наслідки р/а впливу продуктів, що утворюються при аварії, визначити межі зон і ступінь р/а забруднення. Це дозволить мінімізувати радіаційні наслідки, вибрати відповідну схему реагування та забезпечити екологічну безпеку. В даний час в області ідентифікації небезпек, оцінки ризику та реагування ведуться активні розробки та запропоновано різні підходи, такі як сценарії розвитку аварії, моделювання поширення р/а хмари і оцінка радіаційних ризиків.

В області оцінки радіаційного ризику при аваріях виділяють два класи аварійних ситуацій: проектні (заздалегідь визначені як можливі, всі параметри відомі) і запроектні (надзвичайні). Значний інтерес представляє розробка методики і алгоритмів оцінки радіаційного ризику і реагування для запроектних аварійних ситуацій. Особливо важливими завданнями в таких випадках є: ідентифікація вражаючої р/а речовини або групи р/а речовин, моделювання зміни концентрації вражаючої р/а речовини за часом і відстані від джерела викиду, розрахунок ступенів тяжкості ураження по зонам, визначення стратегії реагування. Незважаючи на глибину і широту виконаних теоретичних і експериментальних робіт, особливої актуальності для забезпечення сучасних вимог екологічної безпеки набуває створення науково обґрунтованої методики досліджень з оцінки радіаційних ризиків. В основі концепції розробки даної методики повинен лежати принцип комплексної оцінки екологічної безпеки СВЯП в процесі можливих проектних і запроектних аварій.

5.1. Оцінка радіаційного навантаження та ризику під час пожежі на СВЯП-1

Радіоактивні речовини, що утворюються під час пожежі на СВЯП-1 можна умовно розділити на газоподібні, рідкі та тверді; за ступенем активності на слабоактивні, неактивні і високоактивні; по виду випромінювання на α -, β -

частинки і γ - випромінювання. У результаті проходження радіоактивної хмари диму над ЧЗВ, персонал буде підпадати під дію таких радіаційно небезпечних факторів: зовнішньої дії гамма-випромінювання від шлейфу хмари; зовнішнього гамма-випромінювання нуклідів, які осідають із шлейфу диму на поверхню; внутрішнього опромінення, обумовленого вдиханням радіоактивних частинок РПЗ, які надходять з димової хмари; внутрішнього опромінення за рахунок вдихання радіоактивних частинок попелу. Головними факторами радіаційного впливу на організм людини є: зовнішнє опромінення всього тіла, зовнішнє опромінення шкіри, кистей, стоп і кришталіка очей прямим і розсіяним фотонним випромінюванням, внутрішнє опромінення за рахунок інгаляційного надходження активності (р/а). Для оцінки дозового навантаження необхідно знати: величину активності (р/а), вид і енергію випромінювання, ступінь токсичності, період напіврозпаду, фізичного та агрегатного стану радіонукліда [134,135]. Основними джерелами α - випромінювачів при радіаційній аварії є ізомери урану (^{235}U , ^{238}U) плутонію (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu) і америцій (^{241}Am). Джерелами γ - випромінювання при радіаційній аварії є такі ізомери: цирконій (^{95}Zr), молібден (^{99}Mo), рутеній (^{103}Ru , ^{106}Ru), телур (^{132}Te), йод (^{132}I) цезій (^{134}Cs , ^{137}Cs), церій (^{141}Ce , ^{144}Ce), уран (^{235}U), плутоній (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Pu) і америцій (^{241}Am). Для персоналу при індивідуальному моніторингу доз інгаляційного опромінення необхідно знати рівні початкового відкладення радіоактивних частинок, що летять, з використанням референтного розподілу фізичного навантаження і параметрів людини (див. табл. 5.1).

Таблиця 5.1

Рівні початкового відкладення радіоактивних частинок з використанням референтного розподілу фізичного навантаження і параметрів людини

Параметр	Людина
Функціональний об'єм, мл	3300
Мертвий простір позагрудної області, мл	50
Мертвий простір трахеї і бронхів, мл	49
Мертвий простір бронхіол, мл	47
Обсяг вдиху, мл	1920

Швидкість потоку вдихуваного повітря, мл/с	1670
Ефективність інгаляції, %:	
нормальне дихання	50
ротове дихання	30

Дозу внутрішнього опромінення у разі інгаляційного потрапляння в організм радіоактивних частинок, які знаходяться в продуктах згоряння можна визначити за формулою [137]:

$$H^{inhal} = \omega \sum_i P_i^r \cdot C_i^{inhal} \cdot t, \quad (5.1)$$

де ω - темп дихання людини, що залежить від тяжкості виконання робіт;

C_i^{inhal} - концентрація і-го радіонукліда в продуктах згоряння;

P_i^r - доза на одиницю надходження активності інгаляційним шляхом, зумовлена і-м радіонуклідом.

Індивідуальний ризик на віддалі L від місця пожежі розраховувався за формулою:

$$R(L) = K(L) \int_Q P(E, L) H[F(L), Q] f(Q) dQ, \quad (5.2)$$

де $K(L)$ – фактор, який враховує рівномірність напрямку вітру при пожежі; $H[F(L), Q]$ – умовна щільність ймовірності пожежі, яка приводить до опромінення $F(L)$ при активності викиду Q ; $f(Q)dQ$ – частота пожеж, які приводять до активності викиду в інтервалі від Q до $Q + dQ$; $P(E, L)$ – імовірність порушення здоров'я людини при попаданні РПЗ в її організм.

Імовірність порушення здоров'я людини від дії РПЗ із зони пожеж можна представити таким чином:

$$P(E, l) = g \left[H(E, t)_{eff} + H(E, \tau)_{ext} \right], \quad (5.3)$$

де g – коефіцієнт ризику, який характеризує ймовірність виникнення соматичних і генетичних наслідків опромінення на одиницю дози; $H(E, t)_{eff}$ – доза внутрішнього опромінення шляхом вдихання РПЗ з повітрям, яке поступає через шлунково-кишковий тракт і відкриті рани; $H(E, \tau)_{ext}$ – доза зовнішнього опромінення, яке обумовлюється впливом випромінювання радіонуклідів з хмари

диму і шлейфу випадіння РПЗ на поверхню.

Ефективну дозу внутрішнього опромінення, наприклад інгаляційну визначали за формулою:

$$H(E,t)_{eff} = \sum_j \beta_j I \left\{ \left[\eta + \sigma_j (1 - \eta) \right] \int_0^{t_0} C_j(t) dt + \int_{t_0}^{t_n} C_j(t) dt \right\}, \quad (5.4)$$

де β_j – коефіцієнт інгаляційної дози для j -го радіонукліду; I – інтенсивність дихання людини, яка знаходиться в полі дії РПЗ без застосування засобів захисту органів дихання; η – час, який проводить людина у зоні радіоактивної дії; σ_j – коефіцієнт зменшення (вимивання) j -их радіоактивних часток з димової хмари; $C_j(t)$ – концентрація активності j -го РПЗ у повітрі на висоті 1,7 м від поверхні землі.

Шляхи дії радіонуклідів в продуктах згоряння і максимальна еквівалентна ефективна доза опромінення будуть пов'язані з ризиком виникнення віддалених генетичних наслідків, а також максимального індивідуального ризику ракових захворювань протягом всього життя. У табл.5.2 наведено шляхи дії РПЗ на організм людини і розраховані показники імовірності соматико-стохастичних ефектів.

Таблиця 5.2

Шляхи дії РПЗ на організм людини і показники ймовірності соматико-стохастичних ефектів

Шляхи дії	Доза опромінення, мЗв/рік	Індивідуальні показники ризику
Занурення в радіоактивний дим	$7 \cdot 10^{-8}$	$4,5 \cdot 10^{-10}$
Радіоактивна дія радіонуклідів, які випали на поверхню землі	$2 \cdot 10^{-3}$	$8,1 \cdot 10^{-6}$
Інгаляційне потрапляння	$9 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-7}$
Пероральне потрапляння	$8 \cdot 10^{-4}$	$2,5 \cdot 10^{-7}$
Разом:	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$8,54 \cdot 10^{-6}$

З даних, наведених в табл.5.2 видно, що мінімальна доза річного опромінення для персоналу від РПЗ не перевищує межу дози річного опромінення

від усіх можливих джерел випромінювання 1,0 мЗв/рік і межу індивідуального ризику $R = 5 \times 10^{-5}$ рік⁻¹[136].

Коллективний радіаційний ризик у зоні дії радіоактивного диму з місця пожежі розраховували за формулою:

$$R_c(L) = \int_0^L \int_0^{2\pi} \int_0^l \rho(L, V) R(L) H[F(L)Q] f(Q) L dL dQ, \quad (5.5)$$

де $\rho(L, V)$ – щільність персоналу, яке мешкає в зоні впливу РПЗ.

Тут:
$$R(L) = K(L) \int H[F(L)Q] f(Q) L dL dQ, \quad (5.6)$$

де $K(L)$ – фактор, який враховує рівномірність напрямку вітру при пожежі; $H[F(L)Q]$ – умовна щільність ймовірності лісової пожежі, яка приводить до дози зовнішнього і внутрішнього опромінення при активності викиду; $f(Q)dQ$ – частота пожеж, які активізують викид в інтервалі $Q - Q+dQ$.

Дозу зовнішнього опромінення, яка обумовлена впливом i -го радіонукліду, який знаходиться у продуктах згорання, розраховували за формулою:

$$H[F(L)_{\dot{\alpha}\alpha}] = \sum \xi \sigma / V_h \Theta_i \int_0^{\tau} Q_i(\tau) / h_{\dot{\alpha}\alpha}(\tau) \cdot d\tau, \quad (5.7)$$

де ξ – частка i -го радіонукліду в продуктах згорання, значного для зовнішнього опромінення; Θ_i – ширина сектора забруднення i -м радіонуклідом; V_h – середня швидкість вітру на висоті шару перемішування; $Q_i(\tau)$ – сумарна активність i -го радіонукліду в хмарі диму; $h_{\dot{\alpha}\alpha}(\tau)$ – ефективна висота підймання димової хмари.

Тут: $\Theta_i = \Theta_w + \Theta_f; \quad \Theta_w = 1,1\tau^{0,64} \cdot L^{-0,125}; \quad \Theta_f = 1,1\tau^{0,5} \cdot L^{-0,16};$

$$h_{\dot{\alpha}\alpha}(\tau) = K_h q(\tau)^{0,25} / V_0,$$

де τ – тривалість викиду РПЗ в атмосферу; K_h – коефіцієнт, рівний 530; $q(\tau)$ – потужність теплового потоку над місцем пожежі; V_0 – швидкість вітру в районі пожежі.

Розподіл імовірнісних вихідних подій – частоти пожеж визначали за формулою:

$$f[E(Q)] = \int_0^{\tau} \int_0^{\tau} f[Q(\tau)] dq d\tau, \quad (5.8)$$

де $f[Q(\tau)]$ – частота пожеж, які приводять до викиду РПЗ в інтервалі $Q(\tau) - Q(\tau) + dQ\tau$.

Значення $f[Q(\tau)]$ можна представити у вигляді:

$$f[Q(\tau)] = \mu \left[1 + a \ln [Q(\tau) / \bar{Q}_0] \cdot [Q(\tau \cdot \Delta\tau)]^{-1} \right]. \quad (5.9)$$

Тут
$$\mu = \left[(2\tau / \lambda)^{1/2} - 1 \right] \cdot [\ln Q(\tau) / \bar{Q}_0]^{-1}, \quad (5.10)$$

де \bar{Q}_0 – вміст радіонуклідів в горючих матеріалах; $Q(\tau)$ – сумарна активність радіонуклідів, які надійшли в атмосферу; $\Delta\tau$ – період часу, що проходить між пожежами; λ – частота пожеж.

Еквівалентну дозу внутрішнього опромінення $H(L)$ (Зв), обумовленого надходженням з повітрям в організм людини радіоактивних часток РПЗ від пожежі, розраховували за формулою [137-139]:

$$H(L)_{\text{аі}} = \int_0^{\tau} q_{\text{аааі сі еі}}(t, L) \delta_{\text{а}} \cdot \hat{A} \cdot W_{\text{ч}}(\tau) \cdot dt, \quad (5.11)$$

де $a_{\text{аерозоль}}(t, L)$ – концентрація р/н в аерозолі попелу (попіл в летучому РПЗ), Бк/м³; $\delta_{\text{в}}$ – вміст продуктів горіння речовин на висоті 1,7 м від землі; $W_{\text{ч}}(t)$ – об'ємна швидкість вдихання звичайної людини, м³/с; B – перехідний дозовий коефіцієнт, який зв'язує активність р/н, що надійшов в організм, з дозою на критичний орган, Зв/Бк; τ – тривалість перебування населення у зоні впливу димового шлейфу від пожежі.

Якщо вплив РПЗ має місце для людини у віці t_0 , то, відповідно, ризик смерті впродовж життя буде складати t_{70} :

$$U(t_0, H) = \int_{t_0}^{70} [Y(t_0, H) X(t_0, H) t] dt, \quad (5.12)$$

де $Y(t_0, H)$ – абсолютна додаткова смертність при дозі H у віці t ; $X(t_1, H)$ – імовірність дожити до віку t у людини залежно від впливу РПЗ.

У табл.5.3 наведено шляхи впливу р/н в продуктах згорання на колективну дозу опромінення, пов'язану з ризиком виникнення віддалених генетичних наслідків, а також колективного ризику смертельних наслідків в розрахунку на один рік для персоналу.

Таблиця 5.3

Шляхи впливу радіації на персонал і показники дози опромінення та імовірність ризику смерті.

Шляхи впливу	Доза опромінення , мЗв/рік		Колективний ризик смерті, люд/рік
	Колективна	Генетична	
Занурення в радіоактивний дим	$2 \cdot 10^{-6}$	$7 \cdot 10^{-6}$	$2,3 \times 10^{-6}$
Опромінення від радіоактивних випадінь	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$9,7 \times 10^{-4}$
Інгаляційне надходження	$6 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \times 10^{-5}$
Пероральне надходження	$9 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-4}$	$6,3 \times 10^{-4}$
Разом:	$2,79 \cdot 10^{-2}$	$1,77 \cdot 10^{-2}$	$1,66 \times 10^{-3}$

Для проведення розрахунків дозових навантажень, обумовлених інгаляційним надходженням РПЗ на організм людини, використовувалась дозиметрична камерна модель (модель респіраторного тракту людини), що викладена в роботі [140-143].

Для опису потрапляння р/н в організм людини була використана біокінетична модель, яка викладена в роботі [144]. Для оцінки відносного вкладу різних за розмірами фракцій РПЗ у формування дози на організм людини, проведено розрахунки доз окремо для кожної з фракції.

Швидкість «сухого» осідання радіоактивних аерозольних часток різного радіуса (мкм) можна визначити за законом Стокса:

$$V = \frac{m_0 g}{6\pi\eta_\beta r_0}, \quad 0,7 \leq r_0 \leq 1,8; \quad (5.13)$$

$$V = \frac{r_0 g}{36\eta_\beta} (\rho - \rho_0), \quad 13,0 \leq r_0 \leq 2,5\rho; \quad (5.14)$$

де $\eta_\beta = 1,84 \cdot 10^{-5}$ Па·с – динамічний коефіцієнт в'язкості повітря;
 $r_0 = 3 \cdot 10^{-10}$ м, $m_0 = 3,6 \cdot 10^{-25}$ кг – радіус та маса димової частки;
 $g = 9,81$ м/с² – прискорення вільного падіння;
 $\rho_\beta = 1,2193$ кг/м³ – густина повітря.

При цьому враховувались дані про долю активності, що припадає на кожну з фракцій.

В роботі обчислювались еквівалентні дози на основні органи та ефективні еквівалентні дози, що формуються в організмі впродовж одного року і спричинені різними шляхами потрапляння в організм людини.

Для зручності оцінки доз, в залежності від розподілу активності радіонуклідів по фракціям, спочатку були розраховані дозові коефіцієнти Дк.

У табл. 5.4 наведені розраховані значення дозових коефіцієнтів, для оцінки еквівалентних доз на органи людини, спричинених інгаляційним надходженням радіонуклідів.

Таблиця 5.4

Значення дозових коефіцієнтів (Дк) для розрахунку еквівалентних річних доз на організм людини, отриманих від інгаляції радіонуклідів в залежності від

АМАД «димового аерозолю»

Орган	Дк × 10 ⁻⁸ , Зв·Бк ⁻¹ ·м ³					
	АМАД, мкм					
	0,5	0,8	2,0	6,0	14,0	26,0
Поверхня кісток	3,3	3,9	5,7	5,9	4,8	4,0
Легені	53,5	54,2	57,0	34,9	14,8	7,3
Гонади	3,6	4,5	6,7	7,2	5,9	5,0
Товста кишка	3,5	4,4	6,6	7,0	5,8	4,9
Шлунок	4,0	4,8	6,9	7,2	5,8	4,9
Печінка	4,3	5,0	6,9	6,9	5,6	4,7
Кістковий мозок	4,2	5,1	7,3	7,5	6,1	5,1

Розраховані індивідуальні і колективні дози опромінення ¹³⁷Cs різних

критичних органів людини, а також максимальні індивідуальні ризики фатальних ракових захворювань протягом всього життя і колективні ризики смертельних наслідків в розрахунку на один рік для населення (табл.5.5).

Таблиця 5.5

Річні дози опромінення р/н різних органів людини, індивідуальні і колективні ризики імовірності соматико-стохастичних ефектів захворювання персоналу.

Орган людини	Річна ефективна доза опромінення, мЗв/рік		Ризик онкологічних захворювань	
	Індивідуальна	Колективна	Індивідуальна	Колективна
Кістки (поверхня)	0,19	0,57	$3,5 \times 10^{-10}$	$1,6 \times 10^{-7}$
Легені	0,28	0,64	$9,2 \times 10^{-9}$	$3,6 \times 10^{-6}$
Молочна залоза	0,24	0,60	$8,7 \times 10^{-10}$	$3,6 \times 10^{-7}$
Червоний кістковий мозок	0,19	0,54	$1,2 \times 10^{-10}$	$0,2 \times 10^{-7}$
Щитовидна залоза	0,24	0,67	$1,2 \times 10^{-10}$	$4,4 \times 10^{-7}$
Гонади	0,25	0,69	$2,5 \times 10^{-10}$	$9,7 \times 10^{-7}$
Інші органи	0,22	0,56	$4,9 \times 10^{-10}$	$1,9 \times 10^{-7}$
Разом:	1,71	4,27	$3,12 \times 10^{-9}$	$5,74 \times 10^{-6}$

З даних, наведених в табл. 5.5, видно, що сумарна індивідуальна доза опромінення на критичні органи людини склала 1,71 мкЗв/рік, колективна доза склала 4,27 мкЗв/рік, а ризик онкологічних захворювань індивідуальний – $3,12 \times 10^9$ люд./рік, колективний – $5,74 \times 10^{-6}$ люд./рік.

5.2. Радіаційний вплив на довкілля під час запроектої аварії

Згідно з рекомендаціями МАГАТЕ [63,64], для моделювання та розрахунків розсіювання радіонуклідів в атмосфері застосовувалася модель дифузії Пасквілла, заснована на статистичному (гауссовому) розподілі домішок. Нижче наведено опис вихідних умов для моделювання та оцінки радіаційних впливів СВЯП-1 на навколишнє середовище (консервативний підхід). Висота викиду радіонуклідів

склала 100 м. Викид у повітря радіонуклідів під час запроектої аварії наведено у табл. 5.6 із зазначенням нуклідного складу.

Таблиця 5.6

Нуклідний склад і активність окремих нуклідів

Радіонуклід	Активність, Бк
Sr-90	$9,8 \cdot 10^{13}$
Y-90	$9,8 \cdot 10^{13}$
Ru-106	$2,1 \cdot 10^{12}$
Rh-106	$2,1 \cdot 10^{12}$
Cs-134	$5,0 \cdot 10^{12}$
Cs-137	$1,2 \cdot 10^{14}$
Ce-144	$1,3 \cdot 10^{12}$
Pr-144	$1,3 \cdot 10^{12}$
Pm-147	$3,0 \cdot 10^{13}$
Pu-238	$5,4 \cdot 10^{12}$
Pu-239	$4,5 \cdot 10^{11}$
Pu-240	$6,2 \cdot 10^{11}$
Am-241	$8,5 \cdot 10^{11}$

Блок-схема організації розрахунків характеристик забруднення довкілля при аварійному викиді радіонуклідів наведена на рис.5.1



Рис. 5.1. Блок-схема організації розрахунків характеристик забруднення повітря і ґрунту при аварійному викиді.

Об'ємна активність радіонуклідів у повітрі для миттєвого викиду є функція часу:

$$C(t) = Q_0 \cdot G_0(t), \quad (5.15)$$

де Q_0 – інтегральна величина миттєвого викиду, Бк; $G_0(t)$ – фактор, що залежить від часу, метеорологічного розбавлення для миттєвого викинутого об'єму домішки, м³. Фактор розбавлення $G_0[\text{м}^{-3}]$ хмари викиду задається формулою:

$$G_0(x, y, z, t) = \frac{F(x)}{(2\pi)^{3/2} \sigma_x(t) \sigma_y(t) \sigma_z(t)} \cdot \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{(x-V \cdot t)^2}{\sigma_x^2(t)} + \frac{y^2}{\sigma_y^2(t)}\right)\right] \times \left\{ \exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2(t)}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2(t)}\right) \right\}, \quad (5.16)$$

де x, y, z – координати точки у просторі; V – швидкість вітру, м/с; t – час, який минув після викиду, с; H – висота хмари викиду над землею на відстані x , м; $F(x)$ – функція виснаження хмари; $\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z$ – стандартні відхилення розподілу домішки в хмарі димового викиду у напрямку відповідних координатних осей, м. Ці коефіцієнти характеризуються монотонно зростаючими функціями часу, їхній вид і розмір залежать від погодних умов і визначаються за наступними формулами:

$$\sigma_i^2 = S^2 + 0,02(1 + 0,03k_f)HVt + ss_i^2(Vt)^2, \quad (5.17)$$

де k_f – коефіцієнт фонові турбулентності; ss_i – кутові дисперсії напрямку вітру, що залежать від стану стійкості атмосфери; H – висота центру хмари; V – розрахункова швидкість вітру.

Варто підкреслити, що у зазначених формулах для дисперсії перша складова S^2 характеризує дисперсію домішки в початковий момент часу, друга – відповідає за механізм розсіювання домішки дрібномасштабною турбулентністю, а третя – враховує внесок великомасштабних вихорів.

Для чинника розведення G_0 [м^{-3}] хмари викиду на рівні землі, вважаючи $z=0$, отримаємо формулу:

$$G_0(x, y, t) = \frac{2F(x)}{(2\pi)^{3/2} \sigma_x(t) \sigma_y(t) \sigma_z(t)} \cdot \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{(x-V \cdot t)^2}{\sigma_x^2(t)} + \frac{y^2}{\sigma_y^2(t)} + \frac{H^2}{\sigma_z^2(t)}\right)\right]. \quad (5.18)$$

Для концентрації радіоактивного забруднення при поверхневого прошарку повітря навколо об'ємного джерела викиду ($\text{Бк}/\text{м}^3$) маємо:

$$Cv(x, y, t) = \frac{Mat\left(t - T_0 - \frac{x - At}{V}\right)}{\pi \cdot sy(x + x_0) \cdot sz(x + x_0) \cdot V} \cdot \exp\left[\frac{-y^2}{2 \cdot sy(x + x_0)^2}\right]. \quad (5.19)$$

Для оцінки густини поверхневого забруднення землі внаслідок сухого осадження до моменту T нами отримана така формула:

$$E(x, y) = \frac{1}{\pi \cdot sy(x) \cdot sz(x) \cdot V} \cdot \exp\left[-\frac{y^2}{2 \cdot sy(x)^2}\right], \quad (5.20)$$

$$FT(T) = \int_0^T F(t) dt, \quad (5.21)$$

$$S1v(x, y, T) = Vg \cdot lat \cdot Qat \cdot E(x + x_0, y) \cdot FT\left(T - T_0 - \frac{x - At}{V}\right). \quad (5.22)$$

Вважаючи $z=H$, отримаємо:

$$G_0(x, y, t) = \frac{F(x)}{(2\pi)^{3/2} \sigma_x(t) \sigma_y(t) \sigma_z(t)} \cdot \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{(x-V \cdot t)^2}{\sigma_x^2(t)} + \frac{y^2}{\sigma_y^2(t)}\right)\right] \times \left(1 + \exp\left[-\frac{2H^2}{\sigma_z^2(t)}\right]\right). \quad (5.23)$$

Параметр стійкості атмосфери s [с^{-2}], для різних категорій можна прийняти: $s=8,7 \cdot 10^{-4}$ – для категорії Д; $s=1,75 \cdot 10^{-3}$ – для категорії F.

Інтенсивність осідання домішки на поверхню C'_s [$\text{Бк}/\text{с} \cdot \text{м}^2$] внаслідок сухого осідання дорівнює:

$$C'_s(x, y, t) = V_g \cdot C(x, y, t), \quad (5.24)$$

де C – приземна об'ємна активність в точці x, y , Бк/м³; V_g – швидкість сухого осідання, м/с.

Для опису дисперсного складу найбільш виправдано логарифмічно-нормальний розподіл для функції щільності розподілу $F(X)$ числа частинок за розмірами діаметрів, X :

$$F(X) = \frac{1}{X \cdot \sigma \cdot \sqrt{2\pi}} \cdot \exp(-(\ln X - \mu)^2 / 2\sigma^2) \quad (5.25)$$

де μ - медіана і σ - стандартне відхилення величини $\ln X$.

Перевага, що надається логарифмічно-нормальному розподілу пов'язана із зручністю вирішення практичних завдань, а також з тим фактом, що він пов'язаний з фізичною суттю утворення аерозольних систем в результаті специфічних процесів диспергування [145]. В роботі [137] авторами показано, що статистичні показники обсягів паливного зерна можуть служити заміщуючим критерієм (ознакою) для вираження імовірнісної міри зв'язку між результатами ІАБ-1 і ІАБ-3.

Значення μ і σ можуть бути отримані з результатів статистичної обробки вибірки вимірювань розмірів частинок за такими формулами:

$$\begin{aligned} \mu &= (\ln(X_{10}) + \ln(X_{90}))/2 \\ \sigma &= (\ln(X_{90}) - \mu)/1,28 \end{aligned} \quad (5.26)$$

де X_{10} і X_{90} - 10- і 90% - ні квантилі, відповідно.

Параметри логарифмічно-нормального розподілу X_G і σ_G можуть бути використані для характеристики середньої поверхні і середнього обсягу частинок з тим же стандартним відхиленням σ_G на підставі співвідношення

$$\ln X_{G\nu} = \ln X_G + \nu \cdot \ln^2 \sigma_G \quad (5.27)$$

при $\nu=2$ і $\nu=3$.

В роботі [135] показано, що не тільки розподіл часток за розмірами, але і пов'язані з ними фізичні характеристики підкоряються логнормальному закону. Так, при $\nu=2$ активність акумулюється на поверхні частинки, а при $\nu=3$ активність міститься в обсязі частки:

$$A = ar^\nu \quad (5.28)$$

Для реалізації дискретної моделі аварійного джерела у вигляді сукупності радіоактивних частинок, статистичні розміри яких розподілені по логнормальному закону (5.27), використані процедури Монте-Карло. Припустимо, що X_i - випадковий розмір частки з інтервалу $[X_{min}, X_{max}]$. Виходячи з припущення про вид функцій розподілу, за допомогою методу Монте-Карло побудуємо вибірку розміру n :

$$X_{min} \leq X_1, X_2, X_3, \dots, X_n \leq X_{max} \quad (5.29)$$

З вибірки (5.29) можна знайти всі характеристики, включаючи середнє значення, моду, медіану, стандартне відхилення на інтервалі $[X_{min}, X_{max}]$. Побудувавши на підставі (5.29) інтегральну функцію розподілу, можемо знайти чисельні оцінки для квантилів розподілу будь-якого порядку. Наприклад, якщо виявлено, що 95% -а квантиль не перевищує X_i , то факт, що лише 5% частинок можуть мати розмір, що перевершує X_i , може бути корисно використаний в ході аналізу невизначеності внесеної в результат припущенням про вид розподілу.

При наявності в викиді декількох типів аерозолів дискретна імовірнісна модель аварійного джерела представляється сумою за всіма n -частинкам кожної з фракцій (Q^k):

$$Q = \sum_{j=1}^k \sum_{i=1}^n Q^i_j \quad (5.30)$$

Розміри частинок, щільність аерозолу і концентрація частинок впливають на поведінку радіоактивних матеріалів в процесі перенесення і осадження при

атмосферній дифузії. Процеси, які описують поведінку аеродисперсних частинок в процесі атмосферної дифузії та осідання занадто складні, щоб використовувати детальні моделі в практичних цілях. У даній роботі використані емпіричні дані для швидкостей осідання частинок в залежності від діаметра, що отримані в роботі [139] (табл.5.7).

Таблиця 5.7

Швидкості осідання частинок в залежності від діаметра

Діаметр частинок, мкм	Швидкість осідання, м/с
0–0,03	$0,87 \cdot 10^{-16} - 0,35 \cdot 10^{-14}$
0,03–0,1	$0,35 \cdot 10^{-14} - 8,7 \cdot 10^{-7}$
0,1–0,3	$8,7 \cdot 10^{-7} - 4,2 \cdot 10^{-6}$
0,3–1	$4,2 \cdot 10^{-6} - 35 \cdot 10^{-6}$
1–3	$3,5 \cdot 10^{-5} - 2,8 \cdot 10^{-4}$
3–10	$2,8 \cdot 10^{-4} - 3 \cdot 10^{-3}$
10–30	$3 \cdot 10^{-3} - 2,7 \cdot 10^{-2}$
30–100	$2,7 \cdot 10^{-2} - 3,0 \cdot 10^{-1}$

При практичних розрахунках розсіювання викидів можна приймати $V_g=2$ см/с для газоподібного йоду і 0,8 см/с для інших нуклідів. Для інертних радіоактивних газів $V_g=0$.

Густина поверхневого забруднення одержимо інтегруванням за часом загальної інтенсивності осідання домішки на поверхню землі:

$$S(x, y) = \int_0^{\infty} C_s'(x, y, t) dt. \quad (5.31)$$

Обчислення $S(x, y)$ можна організувати більш раціонально, якщо визначити верхню і нижню межі інтегрування по t , враховуючи, що хмара впливає на точку (x, y) тільки у період, коли вона проходить поблизу від цієї точки (рис.5.2):

$$S(x, y) = \int_{g1(x)}^{g2(x)} C_s'(x, y, t) dt, \quad (5.32)$$

$$g1(x) = \frac{1}{V} \cdot (x - 3\sigma_x(x)), \quad (5.33)$$

$$g_2(x) = \frac{1}{V} \cdot (x + 3\sigma_x(x + 3\sigma_x(x))). \quad (5.34)$$

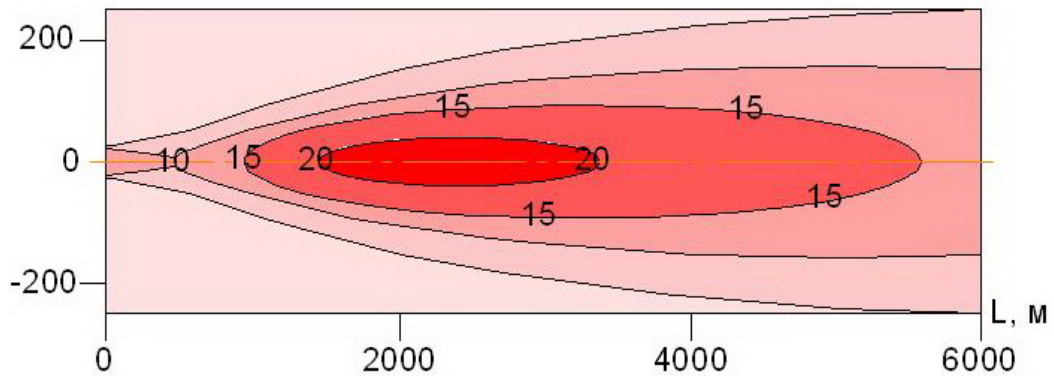


Рис.5.2. Лінії рівнів щільності поверхневого забруднення (Бк/м²).

Аналіз радіаційного впливу при ЗПА показав (рис.5.2), що максимальне додаткове поверхневе забруднення ґрунтового покриття ¹³⁷Cs досягне величини 500 кБк/м² і буде спостерігатися вже на відстані ~ 3000 м від об'єкта; тобто в разі розміщення СВЯП-1 не на території ЧЗВ, а в іншому районі України, такий розвиток подій призвів би до радіоактивного забруднення призначених для забудови територій і значного матеріального та морального збитку. Аналіз радіаційного впливу на поверхневі води показав, що при такому розвитку подій, на території затоплюваної заплави р. Прип'ять осяде близько $7,5 \cdot 10^9$ Бк ізотопів цезію, що значно менше величини її сумарного виносу з річним стоком - 10^{13} Бк.

Імовірність серйозного порушення здоров'я персоналу від дії радіації можна представити таким чином [142]:

$$P(E, l) = g [H(E, t)_{ext} + H(E, \tau)_{int}], \quad (5.35)$$

де g – коефіцієнт ризику, який характеризує ймовірність виникнення соматичних та генетичних наслідків опромінення на одиницю дози;

$H(E, t)_{ext}$ – доза зовнішнього опромінення, обумовлена вдиханням РПЗ з повітрям, яке надходить через шлунково-кишковий тракт та відкриті рани;

$H(E, \tau)_{int}$ – доза внутрішнього опромінення, обумовлена впливом випромінювання радіонуклідів з хмари диму і шлейфу випадіння РПЗ на

поверхню.

Консервативно розрахована питома об'ємна активність ^{90}Sr і ^{137}Cs у повітрі біля фронту вогню при пожежі може досягати одиниць Бк/м³: $^{238-240}\text{Pu} < 10^{-3}$ Бк/м³, $^{241}\text{Pu} < 10^{-2}$ Бк/м³ і $^{241}\text{Am} < 10^{-3}$ Бк/м³ (табл.5.8).

Таблиця 5.8

Основні характеристики радіонуклідів та їх дозових коефіцієнтів для персоналу

Радіо-нуклід	Основний вид випромінювання	Період напіврозпаду ($T_{1/2}$), років	Клас розчинності аерозолі і АМАД, мкм
^{90}Sr	β	29,0 (64,3 год.)	S, 1 мкм F, 1 мкм
^{137}Cs	β, γ	30,2 (2,5 хв.)	F, 5 мкм F, 1 мкм
^{238}Pu	α	87,7	M, 1 мкм
^{239}Pu	α	24 100	M, 1 мкм
^{240}Pu	α	6 563	M, 1 мкм
^{241}Pu	β	14,4	M, 1 мкм
^{241}Am	α	432,8	M, 1 мкм

Дози були розраховані для різних категорій стабільності атмосфери за Паскуїллом-Гіффордом і середніх швидкостей вітру (1.2-1,6) м/с, характерних для даних категорій (табл.5.9).

Таблиця 5.9

Прогнозна доза мЗв за перші 10 діб після аварії

Відстань, км	Категорія стійкості за Паскуїллом-Гіффордом					
	A	B	C	D	E	F
1,0	13,70	17,20	27,10	34,10	42,70	58,40
3,0	5,6	6,8	9,4	10,4	33,6	42,9

Сумарний радіаційний ризик для персоналу, від внутрішнього та зовнішнього опромінення можна визначити за формулою [143]:

$$R = R_{ext} + R_{int} = \int_0^t \alpha_{ext} H_{ext}(E, t)_i dt + \int_0^t \alpha_{inhal} H_{inhal}(E, t)_i dt, \quad (5.36)$$

де R_{ext} – радіаційний ризик від зовнішнього опромінення; R_{inhal} – радіаційний

ризик від внутрішнього опромінення; α_{ext} , α_{inhal} – коефіцієнти ризику; $H_{int}(E,t)_i$ – еквівалентна доза зовнішнього опромінення персоналу i -го радіонукліда за час пожежі t ; $H_{inhal}(E,t)_i$ – еквівалентна доза внутрішнього опромінення персоналу i -го радіонукліда за час пожежі t .

У табл.5.10 приведений розрахований радіаційний ризик.

Таблиця 5.10

Розрахунковий радіаційний ризик при зовнішньому R_{int} [151] та внутрішньому R_{inhal} [150] опроміненню РПЗ персоналу різними радіонуклідами

Радіонуклід	Клас всмоктування	Радіаційний ризик	
		R_{int}	R_{inhal}
^{137}Cs	F	$5,3 \cdot 10^{-2}$	$3,8 \cdot 10^{-2}$
^{90}Sr	S	$8,9 \cdot 10^{-3}$	$9,1 \cdot 10^{-3}$
^{238}Pu	M	$6,8 \cdot 10^{-3}$	$8,7 \cdot 10^{-4}$
$^{239,240}\text{Pu}$	M	$4,3 \cdot 10^{-4}$	$9,3 \cdot 10^{-4}$
^{241}Am	M	$9,1 \cdot 10^{-4}$	$7,6 \cdot 10^{-4}$

З наведених у табл.5.10 даних бачимо, що межа радіаційного ризику для персоналу може перевищувати межу граничного індивідуального радіаційного ризику – 10^{-3} [152], тому необхідно застосувати спеціальні міри і заходи захисту.

5.3. Порівняльний аналіз впливу наслідків проектних і запроектних аварій на довкілля

Під час розгляду питання екологічної безпеки в процесі експлуатації СВЯП-1 враховувалось наступне [149]:

- виникнення проектних аварій - запобігання їх переростання в запроектні, що забезпечується виконанням інструкцій і процедур з управління і ліквідації аварій, контролем правильності функціонування системи безпеки;
- виникнення запроектних аварій - зведення до мінімуму впливу радіації на персонал, населення і навколишнє середовище за допомогою введення в дію планів заходів щодо захисту персоналу та населення, дотримання вимог керівних документів і інструкцій з управління запроектними аваріями.

В ході аналізу безпеки СВЯП-1 розглядається достатність закладених в проекті заходів щодо попередження порушень режимів нормальної експлуатації, а також досліджуються потенційно можливі аварійні ситуації при різних початкових подіях.

Проектна аварія на СВЯП-1 характеризується початковою подією, шляхами протікання і наслідками. Під час моделювання проектної аварії (ПА) було розглянуто падіння (в момент перевантаження) однієї відпрацьованої тепловиділяючої збірки (ВТВЗ) з розгерметизацією всіх твелів при одночасній відмові системи спецвентиляції.

Висота викиду радіонуклідів склала 40 м. Вихід активності при аваріях з однієї ВТВЗ (паливо РВПК-1000,) був прийнятий наступний, Ки: ^{103}Ru - 23,3, ^{106}Ru - 3,6, ^{134}Cs - 129,0, ^{144}Ce - 50,3, ^{140}La - 43,6, ^{90}Sr - 2,0, ^{137}Cs - 98,2, ^{85}Kr - 51,1.

При консервативному підході (постійний напрямок вітру, природний розпад і міграція радіонуклідів не враховуються) максимальне додаткове радіоактивне забруднення прилеглих територій ізотопами цезію за 30-річний період експлуатації СВЯП-1 не перевищить 12 Бк/м² [148], що є нехтовно малою величиною.

Необхідно враховувати те, що підвищення концентрації радіонуклідів в повітрі буде короткочасним і не призведе до небезпечних впливів на навколишнє середовище. На найближчому кордоні ЧЗВ (12 км в південно-західному напрямку) в залежності від метеорологічних умов поверхневе забруднення ґрунту ^{137}Cs складе від 10 до 90 Бк/м², що відповідає 30 - 50% від сучасного фонового рівня забруднення ґрунтового покриву і не призведе до зміни статусу цих територій. На рис.5.3 приведено розрахункову дозу опромінення персоналу РПЗ при виникненні ЗПА.

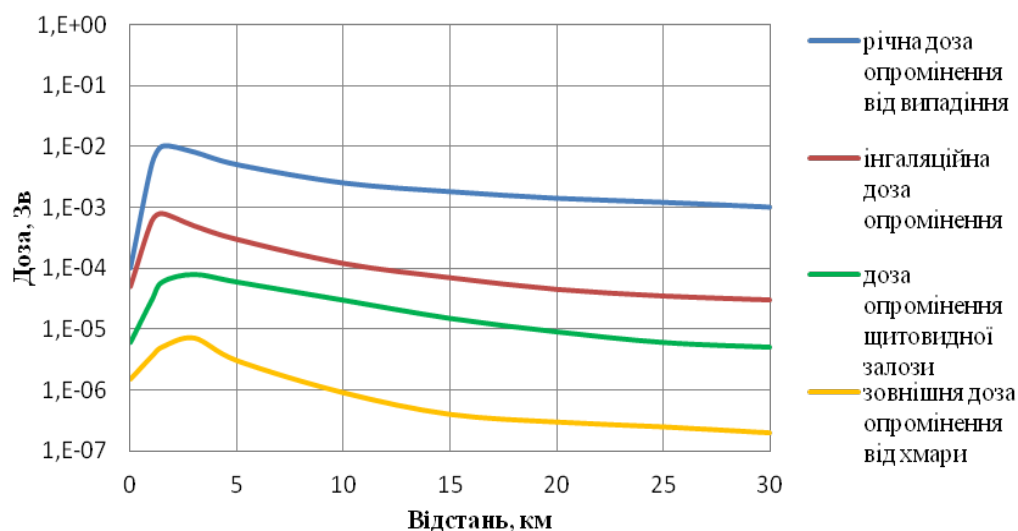


Рис.5.3. Доза опромінення персоналу РПЗ при ЗПА.

Розрахунок радіаційних впливів на повітряне середовище при ПА показує, що об'ємна активність ізотопів цезію на найближчому кордоні ЧЗВ досягне величини (10-50) Бк/м³. Специфіка виробничих умов на підприємствах, розташованих на території ЧЗВ, сприяє формальному «пом'якшенню» радіаційних впливів на їх персонал у разі виникнення ПА і ЗПА (табл.5.11).

Таблиця 5.11

Додаткові дозові навантаження на персонал сусідніх об'єктів при нормальній експлуатації і можливих аваріях в СВЯП-1.

Об'єкт	Контрольні рівні на підприємствах ЧЗВ [144], мЗв/рік	Існуючі дозові навантаження [138], мЗв/рік	Додаткові дозові навантаження в нормальних умовах, мЗв/рік	ПА, мЗв/рік	ЗПА, мЗв/рік
СВЯП-1	17	3,01	$7 \cdot 10^{-5}$	4,7	49,3
Головні корпуси ЧАЕС	17	3,01	$7 \cdot 10^{-5}$	2,9	25,8
Комплекс «Вектор»	18	0,14	$5 \cdot 10^{-3}$	1,3	12,3
ПЗРВ «Буряківка»	18	1,64	$2 \cdot 10^{-3}$	0,8	7,5
ЗПЖРВ, ПКОТРВ	17	3,01	$7 \cdot 10^{-5}$	0,3	4,3
Підприємства в м. Чорнобиль	2,3-15	0,1-3,9	$3 \cdot 10^{-5}$	0,02	1,2

Величина індивідуальної ефективної еквівалентної дози внаслідок ПА на кордоні 10-кілометрової зони ЧАЕС в залежності від метеорологічних умов складе від 1,3 до 4,7 мЗв., а для ЗПА від 12,3 до 49,3 мЗв. При цьому на найближчому кордоні ЧЗВ (на відстані 12 км від СВЯП-1) індивідуальні ефективні еквівалентні дози для ПА будуть варіювати в інтервалі від 0,02 до 0,8 мЗв., а для ЗПА від 1,2 до 7,5 мЗв [146,147]. Дані про ймовірність перевищення річного ліміту дози внаслідок ПА і ЗПА для населення наведено в табл. 5.12.

Таблиця 5.12

Додаткові дозові навантаження на населення в разі можливої аварії з максимальними наслідками.

Відстань від СВЯП-1, км	Межа дози опромінення населення [138], мЗв/рік	Додаткові дозові навантаження на населення при нормальній експлуатації, мЗв/рік	ПА, мЗв/рік	ЗПА, мЗв/рік
30	1,0	$1,5 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-3}$	1,6
40	1,0	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-3}$	0,9
70	1,0	$4,0 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-3}$	0,07

З даних наведених в табл.5.11 і 5.12 видно, що тривала безаварійна нормальна експлуатація СВЯП-1, практично не чинила радіаційних впливів на навколишнє середовище. Однак, у випадку можливих ПА і ЗПА тяжкість екологічних наслідків буде значна для довкілля і необхідно застосовувати превентивні заходи захисту. Також необхідно здійснювати регулярне вдосконалення системи попередження надзвичайних ситуацій на СВЯП-1 і системи реагування на радіаційні аварії.

Отже, реалізація техногенно-небезпечних факторів може привести: до втрати здоров'я і загибелі персоналу; до зростання травматизму на виробництві; до знищення матеріальних цінностей і значного економічного збитку.

Розрахована діаграма соціального ризику (F/N) при аваріях на СВЯП-1 представлена на рис.5.4.

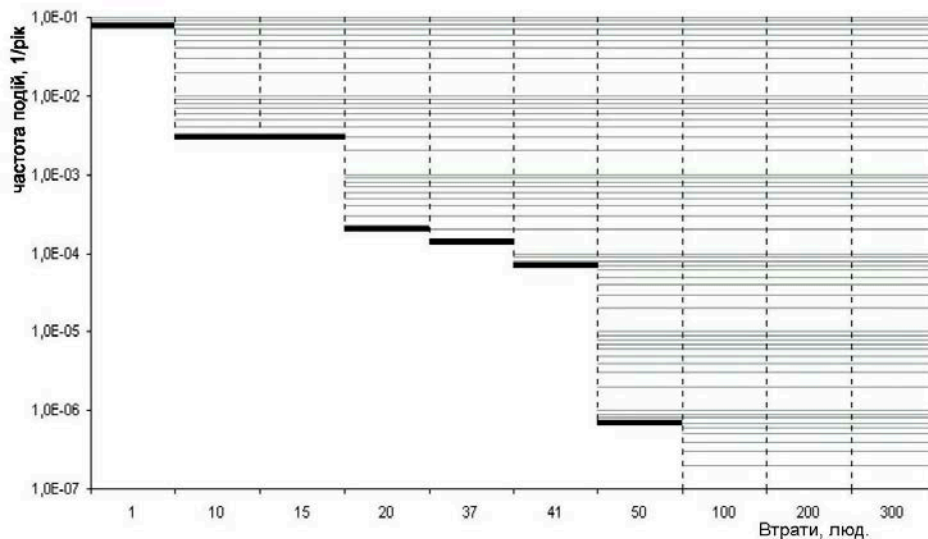


Рис.5.4. Діаграма соціального ризику (F/N) при аваріях на СВЯП-1

Рівень індивідуального ризику для персоналу при аварії на СВЯП-1 становить $1 \cdot 10^{-5}$ 1/рік. Рівень соціального ризику з кількістю загиблих при аварії 10 осіб становить $4 \cdot 10^{-5}$ 1/рік. Шкоду, яка наноситься здоров'ю персоналу від дії РПЗ визначали в грошовому еквіваленті за формулою [152]:

$$Y = \alpha \cdot H(t), \quad (5.37)$$

де α – коефіцієнт радіаційного ризику.

Розрахована діаграма ризику матеріальних втрат (F/G) представлена на рис.5.5.

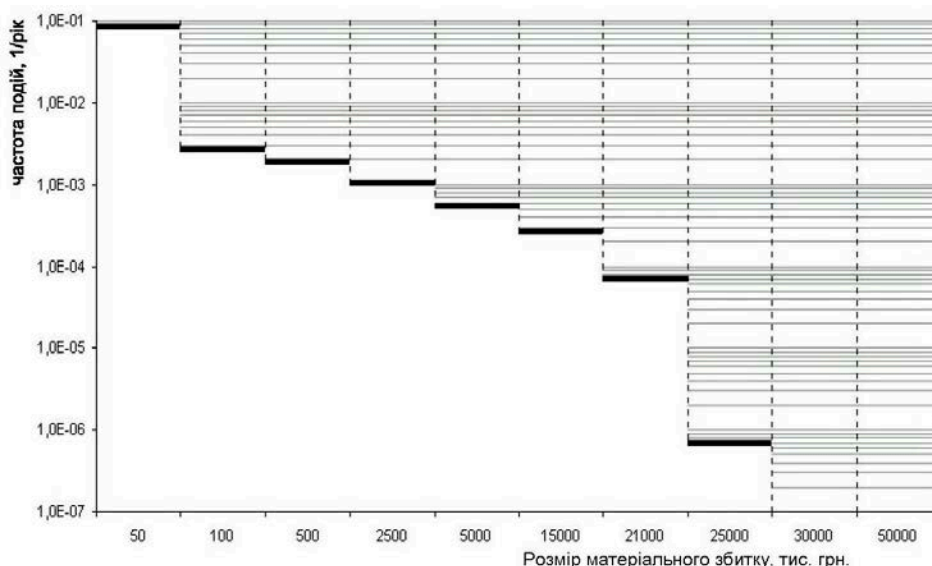


Рис.5.5. Діаграма ризику матеріальних втрат (F/G) при аваріях на СВЯП-1

У таблиці 5.13 приведені фонові показники ризику в Україні.

Фонові показники ризику в Україні

Ризик загибелі в НС природного характеру (2012)	$2,3 \times 10^{-6} \text{ рік}^{-1}$
Ризик загибелі в результаті авіакатастроф (2011)	$2,0 \times 10^{-6} \text{ рік}^{-1}$
Ризик загибелі під час пожежі (2015)	$1,38 \times 10^{-4} \text{ рік}^{-1}$
Ризик загибелі людини в ДТП (2015)	$2,3 \times 10^{-4} \text{ рік}^{-1}$
Ризик вбивства (2010)	$3,09 \times 10^{-4} \text{ рік}^{-1}$
Ризик смерті людини від будь-яких причин (2010)	$1,62 \times 10^{-2} \text{ рік}^{-1}$

З даних наведених на рис.5.4, 5.5 і в табл.5.13 видно, що в цілому рівень соціального ризику знаходиться в межах прийнятного значення і не виходить за рівень фонових показників по Україні.

5.4. Висновки до розділу 5

У результаті проходження радіоактивної хмари диму над ЧЗВ, що утвориться в процесі пожежі на СВЯП-1, персонал буде підпадати під зовнішню дію гамма-випромінювання від шлейфу хмари; зовнішнє гамма-випромінювання нуклідів, які осідають із шлейфу диму на поверхню; дію внутрішнього опромінення, обумовленого вдиханням радіоактивних частинок РПЗ, які надходять з димової хмари та дію внутрішнього опромінення за рахунок вдихання радіоактивних частинок попелу.

За результатами розрахунків визначено таке: сумарна індивідуальна доза опромінення на критичні органи людини склала $1,71 \text{ мкЗв/рік}$, колективна доза склала $4,27 \text{ мкЗв/рік}$, а ризик онкологічних захворювань індивідуальний – $3,12 \times 10^9 \text{ люд./рік}$, колективний – $5,74 \times 10^{-6} \text{ люд./рік}$.

Аналіз радіаційного впливу при ЗПА показав, що максимальне додаткове поверхневе забруднення ґрунтового покриву ^{137}Cs досягне величини 500 кБк/м^2 і буде спостерігатися вже на відстані $\sim 3000 \text{ м}$ від об'єкта; тобто в разі розміщення СВЯП-1 не на території ЧЗВ, а в іншому районі України, такий розвиток подій

призвів би до радіоактивного забруднення призначених для забудови територій і значного матеріального та морального збитку. Аналіз радіаційного впливу на поверхневі води показав, що при такому розвитку подій, на території затоплюваної заплави р. Прип'ять осяде близько $7,5 \cdot 10^9$ Бк ізотопів цезію, що значно менше величини її сумарного виносу з річним стоком - 10^{13} Бк.

За результатами порівняльного аналізу впливу наслідків проектних і запроектованих аварій на довкілля отримані такі висновки.

Величина індивідуальної ефективної еквівалентної дози внаслідок ПА на кордоні 10-кілометрової зони ЧАЕС в залежності від метеорологічних умов складе від 1,3 до 4,7 мЗв., а для ЗПА від 12,3 до 49,3 мЗв. При цьому на найближчому кордоні ЧЗВ (на відстані 12 км від СВЯП-1) індивідуальні ефективні еквівалентні дози для ПА будуть варіювати в інтервалі від 0,02 до 0,8 мЗв., а для ЗПА від 1,2 до 7,5 мЗв.

Рівень індивідуального ризику для персоналу при аварії на СВЯП-1 становить $1 \cdot 10^{-5}$ 1/рік. Рівень соціального ризику з кількістю загиблих при аварії 10 осіб становить $4 \cdot 10^{-5}$ 1/рік.

ВИСНОВКИ

За результатами дисертаційних досліджень наведено розв'язання актуальної наукової задачі розкриття особливостей виникнення і розвитку техногенних аварій на мокрих сховищах відпрацьованого ядерного пального як підгрунтя наукових засад підвищення ефективності забезпечення їх екологічної безпеки.

Наукові і практичні результати дисертаційної роботи такі.

1. За результатами аналізу світового та національного досвіду щодо систем забезпечення екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального виявлено, що під час створення систем забезпечення екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного палива у колишньому СРСР не достатньо враховувались можливості виникнення надзвичайних ситуацій з погіршенням їх екологічного стану та прилеглих до них територій внаслідок прояву небезпечних чинників землетрусів, вибухів, пожеж, тощо. Про можливість виникнення таких аварій свідчить світовий досвід, зокрема: короткочасна (близько доби) втрата охолодження басейнів з відпрацьованим ядерним паливом на підприємстві з переробки палива в Селлафілді (Великобританія), потрапляння води з баку басейну витримки ВЯП до реакторного відділення (помилка оперативного персоналу) на Хмельницькій АЕС, а також недавня тривала втрата охолодження приреакторних басейнів на енергоблоках АЕС «Фукусіма-1», що призвело до вкрай важких радіаційно-екологічних наслідків.

2. Висунуто ідею, що науково-технічний прогрес у сфері забезпечення екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального може бути досягнутий лише на підставі розкриття особливостей виникнення та розвитку можливих аварій різного генезису на таких об'єктах, а також удосконаленні методології прогнозування шкідливого впливу на довкілля їх наслідків.

3. Розроблено методологію досліджень імовірності виникнення аварійних ситуацій із застосуванням комплексу імовірнісних і детерміністських

методів. Розрахована в ході роботи імовірність виникнення запроектої аварії на СВЯП-1 складає $0,9 \cdot 10^{-6}$ на рік.

4. На підставі результатів оцінювання невизначеностей в імовірнісних і детерміністських моделях технологічних систем та аварійних процесів в мокрих сховищах відпрацьованого ядерного пального проведено ранжування можливих аварійних ситуацій імовірнісним методом, визначено найбільш імовірні ініціюючі події: зовнішні впливи - 51%; внутрішні впливи, пов'язані з пожежами - 21%; внутрішні події, пов'язані з падіннями крана і ТПК - 17%; внутрішні події, пов'язані з затопленням сховища - 6%; внутрішні події, пов'язані з відмовами внутрішніх систем безпеки - 5%.

5. Проведено детерміністський аналіз можливих аварійних процесів при виникненні малої, середньої та великої теч в басейні витримки. Розрахунковим методом встановлено що темп зростання середньої об'ємної температури води в басейні витримки на початковому етапі розвитку аварії складає 273,75 К/год, а час повного випаровування води з басейну - не менше 32 діб.

6. Науково обґрунтовано і запропоновано удосконалену методику прогнозування радіаційно-небезпечних ситуацій та моделювання наслідків їх впливу на довкілля в процесі розвитку аварії на прикладі об'єкту СВЯП-1, із застосуванням якої проведено оцінку дозових навантажень на персонал і населення у разі виникнення аварійної ситуації в його басейні витримки. Розрахована сумарна індивідуальна доза опромінення на критичні органи людини склала 1,71 мкЗв/рік, колективна доза - 4,27 мкЗв/рік, а індивідуальний ризик онкологічних захворювань - $3,12 \cdot 10^{-9}$ люд./рік, колективний - $5,74 \cdot 10^{-6}$ люд./рік, що не перевищує встановлені припустимі норми. Розрахунковим методом встановлено що рівень соціального ризику з загиблими при аварії 10 особами становить $4 \cdot 10^{-5}$ 1/рік.

7. Науково обґрунтовано та розроблено новий спосіб визначення параметрів концентрації водню в повітрі інтегрально-оптичним хімічним абсорбційним сенсором, із застосуванням якого удосконалено систему контролю

вибухо- та пожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях мокрог сховища відпрацьованого ядерного пального.

8. Розроблені науково-практичні рекомендації і пропозиції щодо підвищення ефективності забезпечення екологічної безпеки об'єкта СВЯП-1 та прогностичне моделювання дають змогу попередити виникнення аварійних ситуацій та упередити і пом'якшити вплив небезпечних чинників на довкілля.

9. Розроблено заходи з керування запроектними аваріями на мокрому сховищі з оцінкою радіаційних наслідків та представлено методику прийняття рішень за можливих аварійних ситуацій. Також в ході досліджень вироблено рекомендації щодо підвищення рівня безпеки СВЯП-1 за рахунок впровадження технічних рішень і організаційних заходів.

ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність»: розпорядження Кабінету Міністрів України від 18.08.2017 № 605-р.
2. Закон України «Про поводження з радіоактивними відходами» від 30.06.1995 №255/95-ВР // Відомості Верховної Ради України (ВВР). – 1995.–№ 27.
3. Закон України «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з РАВ» від 17.09.2008 № 516-VI // Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 2009. — № 5. — Ст. 130.
4. Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку». [Електронний ресурс]. — Режим доступу: <http://zakon3.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80>.
5. Закон України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії» від 11.01.2000 № 1370-XIV// Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 2000.
6. Закон України «Про внесення змін до деяких законодавчих актів України з питань використання ядерної енергії та радіаційної безпеки» від 20.04.2000. 1673-III-ВР.
7. Закон України «Про цивільну відповідальність за ядерну шкоду та її фінансове забезпечення» (від 13.12.2001р.).
8. Комплексна (зведена) програма підвищення рівня безпеки енергоблоків атомних електростанцій: постанова Кабінету Міністрів України від 07.12.2011 № 1270. Офіційний вісник України. 2011. № 96. Ст. 3504.
9. Про схвалення Стратегії реформування системи державного нагляду (контролю): розпорядження Кабінету Міністрів України від 18.12.2017 № 1020-р. Офіційний вісник України. 2018. № 16. Ст. 558.
10. Порядок визначення рівня фізичного захисту ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого

випромінювання відповідно до їх категорії, затвердженого постановою Кабінету Міністрів України від 26.04.03 №625.

11. Положення про державну систему обліку та контролю ядерних матеріалів, затверджене постановою Кабінету Міністрів України від 18.12.96 № 1525 (із змінами, внесеними згідно з постановами Кабінету Міністрів України № 1006 від 09.08.2001, № 257 від 25.03.2009).

12. Положення про порядок здійснення перевезення радіоактивних матеріалів територією України, затверджене постановою Кабінету Міністрів України від 15.10.2004 № 1373.

13. НП 306.02/1.034-2000 «Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій», 2000.

14. НП-024-2000 «Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии», 2000.

15. Умови та порядок видачі окремих письмових дозволів на види робіт або операцій на етапах введення в експлуатацію, експлуатації та зняття з експлуатації ядерної установки (НП 306.2.090-2004), затверджені наказом Держатомрегулювання від 27.02.2004 № 38 (zareєстровані Мін'юстом 17.03.2004 за № 331/8930).

16. План реагування на радіаційні аварії, НП – 306.5.01/3.083-2004, затверджений спільним наказом Держатомрегулювання та МНС України від 17.05.2004 р., zareєстрованим в Міністерстві юстиції України 10.06. 2004 р. за № 720/9319.

17. Вимоги до періодичності та змісту звітів, що надаються ліцензіатами у сфері використання ядерної енергії (НП 306.1.129-2006), затверджені наказом Держатомрегулювання від 16.10.2006 № 162 (zareєстровані Мін'юстом 06.12.2006 за № 1268/13142).

18. Правила фізичного захисту ядерних установок та ядерних матеріалів (НП 306.8.126-2006). Наказ Держатомрегулювання від 04.08.2006 № 116, zareєстровано Мін'юстом 21.09.2006 за № 1067/12941.

19. Загальні положення безпеки атомних станцій, затверджені наказом Держатомрегулювання 19.11.2007 № 162, зареєстрованим в Міністерстві юстиції України 25 січня 2008 р. за № 56/14747.

20. Загальні вимоги до систем фізичного захисту ядерних установок та ядерних матеріалів (НП 306.8.146-2008). Наказ Держатомрегулювання від 28.08.2008 № 156, зареєстровані Мін'юстом 21.10.2008 за № 999/15690.

21. Вимоги до оцінки безпеки атомних станцій (НП 306.2.162-2010): наказ Держатомрегулювання від 22.09.2010 № 124. Офіційний вісник України. 2010. № 82. Ст. 2897.

22. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № SF-1, Основополагающие принципы безопасности, основы безопасности, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Вена, 2007.

23. Reactor safety study. An assessment of accident risks in US Commercial Nuclear Power Plant. NUREG-75/014 (WASH-1400): Technical report. Washington, D.C.: US Nuclear Regulatory Commission, 1975.

24. FP7-EURATOM-FISSION - EURATOM: Nuclear fission and radiation protection [Електронний ресурс]. URL:https://cordis.europa.eu/programme/rcn/868_en.html (дата звернення: 11.01.2018). Назва з екрану.

25. Radioactive Materials (PATRAM '89) v. 3, p. 1413.

26. A framework for an integrated risk informed decision making process (INSAG-25): report by the International Nuclear Safety Group. Vienna: IAEA, 2011. 24 p.

27. Azarov S.I. Biospheric processes forecasting by the means of synergetics / Azarov S.I., Zadunaj O.S. // «Екологічна безпека та природокористування», Київ, № 4 (28), жовтень-грудень 2018. – С. 56-64.

28. Probabilistic Risk Assessment. Procedures Guide for NASA Managers and Practitioners. NASA/SP-2011-3421. Second Edition. Washington, DC: NASA, 2011. 431 p.

29. Risk-Informed Decision Making: A Survey of United States Experience: Technical Report / The B. John Garrick Institute for the Risk Sciences, CRIEPI, 2017. 177 p.

30. Про результати виконання цільової позачергової оцінки стану безпеки діючих енергоблоків АЕС з урахуванням подій на АЕС Фукусіма [Електронний ресурс] / Державна інспекція ядерного регулювання України. — 2011. — Режим доступу: <http://www.snrc.gov.ua/nuclear/uk/publish/article/167923> (Дата звернення: 15.10.2017).

31. Закон України «Про ратифікацію Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами» від 20.04.2000 № 1688-III-ВР.

32. Аварии и инциденты на атомных электростанциях: Учеб. пособие / Под общ. ред. С. П. Соловьева. - Обнинск: ИАТЭ, 1992. - 300 с.

33. Основні положення забезпечення безпеки проміжних сховищ відпрацьованого ядерного палива сухого типу (НП 306.2.105-2004): наказ Держатомрегулювання від 29.12.2004 № 198. Офіційний вісник України. 2005. № 3. Ст. 168.

34. В.М. Кузнецов «Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России» // Сборник материалов конференции «Оценка влияния радиационного загрязнения на здоровье человека», г.Новосибирск, 2001 г., изд-во «Артинфодата», с.19-45.

35. Fukasawa M. Overview of Fukushima-Accident Analysis. — Proc. 2012 SARNET International Meeting (SARNET 2012), Cologne, Germany, March 21-23, 2012.

36. Катастрофа на АЕС «Фукусіма» [Електронний ресурс].— Режим доступу: <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/fukushima/index.html>.

37. Международная шкала ядерных событий (ИНЕС): Руководство для пользователей. - Вена: МАГАТЭ, 2001.-124 с.

38. Sandia Report. Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012), Albuquerque, 2012, 298 p., NEA/CSNI/R(2015), available at: [https://fukushima.inl.gov/PDF/Fukushima Daiichi Accident Study.pdf](https://fukushima.inl.gov/PDF/Fukushima%20Daiichi%20Accident%20Study.pdf).

39. Азаров С.І. Порівняльний аналіз радіоекологічних наслідків аварій на ЧАЕС та «Фукусіма-1» / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Серeda Ю.П. // "Радіоекологія-2017". Збірник статей Науково-практичної конференції із міжнародною участю, м. Київ, 24-26 квітня 2017 року. – Житомир: Вид-во ЕЦ «Укрекобіокон», 2017.- с.29-33.

40. Азаров С.І. Комплексний аналіз техногенної безпеки сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) на ЧАЕС / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Матеріали Науково-практичного семінару «Запобігання надзвичайним ситуаціям і їх ліквідація», 07.02.2018р. – Харків, 2018. – С.6-8.

41. Азаров С.І. Аналіз факторів техногенного впливу АЕС на довкілля / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Екологічні науки». Вип. 1(20), том 1, 2018. – С.57-65.

42. Азаров С.І. Щодо оцінки безпеки атомних станцій України / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Техногенно-екологічна безпека», Харків, №3 (1/2018). – С. 58-63.

43. Predisposal Management of Radioactive Waste: Safety Standards. — Vienna: IAEA, 2010. — 67p. — (IAEA General Safety Requirements, № GSR, Part 5).

44. Disposal of Radioactive Waste: Safety Standards. — Vienna: IAEA, 2011. — 83 p. — (IAEA, Specific Safety Requirements, NSSR-5).

45. Classification of Radioactive Waste Safety Standards. — Vienna: IAEA, 2009. — 68 p. — (General Safety Guide. IAEA, № GSG-1).

46. 50-SG-D10 Серия изданий МАГАТЭ «Системы обращения с топливом и хранения его на атомных электростанциях», МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Вена 1994.

47. Safety Series No. 116. Design of Spent Fuel Storage Facilities, IAEA, Vienna, 1994.

48. Safety Series No. 117. Operation of Spent Fuel Storage Facilities, IAEA, Vienna, 1994.

49. Safety Series No. 118. Safety Assessment for Spent Fuel Storage Facilities, IAEA, Vienna, 1994.

50. Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals SF-1, Vienna, 2006.

51. Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, NS-R-5, Vienna, 2009.

52. Storage of Spent Fuel, SSG-15, Vienna, 2012.

53. Про Комплексну програму поводження з радіоактивними відходами: Постанова Кабінету Міністрів України від 05.04.99 № 542.

54. Про схвалення Стратегії поводження з радіоактивними відходами в Україні: Розпорядження від 19.08.2009 № 990-р. URL: <http://zakon4.rada.gov.ua/laws/show/990-2009-%D1%80> (дата звернення: 07.03.2017).

55. Разработка национальной стратегии и концепции обращения с радиоактивными отходами в Украине, включая стратегию обращения с радиоактивными отходами НАЭК «Энергоатом»: проект TACIS U4.03/4 / Под общ. ред. В. М. Шестопалова. Т. 1.К.: Промінь, 2008. 500 с.

56. Вимоги щодо структури та змісту звіту про аналіз безпеки сховищ зберігання радіоактивних відходів (НП 306.4.142-2008): наказ Держатомрегулювання від 07.12.2007 № 168. Офіційний вісник України. 2008. № 14. Ст. 345.

57. Загальні положення безпеки при поводженні з радіоактивними відходами до їх захоронення (НП 306.4.213-2017): наказ Держатомрегулювання від 01.08.2017 № 279. Офіційний вісник України. 2017. № 71. Ст. 2182.

58. Задунай О.С. Щодо безпеки експлуатації мокрого сховища відпрацьованого ядерного палива / Задунай О.С., Азаров І.С. // Тези доп. XXV щорічної наукової конференції інституту ядерних досліджень НАН України, 16-20 квітня 2018р. – Київ, 2018. – С.96-97.

59. Азаров С.І. Методичні основи екологічного аудиту АЕС / Азаров С.І., Задунай О.С., Євланов В.М. // Науково-виробничий журнал «Ядерна енергетика та довкілля «Nuclear power and the environment», Київ, №2(10)/2017 – С.48-59.

60. 25 років Чорнобильської катастрофи: минуле, сьогодення, майбутнє/ Технічний редактор С.І. Азаров – Київ: ІЯД НАНУ, ІДУЦЗ НУЦЗУ, 2011. – 93 с.

61. Экологические последствия аварии на Чернобыльской АЭС и их преодоление: двадцатилетний опыт / Доклад экспертной группы "Экология" Чернобыльского форума. [Серия докладов по радиологическим оценкам]. – Вена, МАГАТЭ, 2008. – 180 с.

62. Помощь министерствам и организациям, ответственным за обращение с радиоактивными отходами в Украине: проект INSC U.04.01/09-A. Пайнэ. DBE Technology. 2016. Электронно-оптический диск (CD-ROM).

63. Predisposal Management of Radioactive Waste: Safety Standards. — Vienna: IAEA, 2010. — 67p. — (IAEA General Safety Requirements, № GSR, Part 5).

64. Disposal of Radioactive Waste: Safety Standards. — Vienna: IAEA, 2011. — 83 p. — (IAEA, Specific Safety Requirements, NSSR-5).

65. ДБН А.2.2-1-95 Состав и содержание материалов оценки воздействий на окружающую среду (ОВОС) при проектировании и строительстве предприятий, зданий и сооружений. Основные положения проектирования. - К.: Госкомградостроительства Украины, Минэкобезопасности, 1996.

66. Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities (IAEA-TECDOC-1267). Vienna: IAEA, 2002. 72 p.

67. Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications (ASME RA-Sa-2009). NY: American Nuclear Society, 2009.

68. Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide (SSG-3). Vienna : IAEA, 2010. 215 p.

69. Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide (SSG-4). Vienna: IAEA, 2010. 108 p.

70. Probabilistic Risk Assessment. Procedures Guide for NASA Managers and Practitioners. NASA/SP-2011-3421. Second Edition. Washington, DC: NASA, 2011. 431 p.

71. Разработка и применение вероятностной оценки безопасности уровня 1 для атомных электростанций: Специальное руководство по безопасности № SSG-

3 [Электронный ресурс] / Международное Агентство по Атомной Энергии. — 2014. — Режим доступа: http://wwwpub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1430r_web.pdf (Дата обращения: 25.10.2017).

72. Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants (IAEA TECDOC-1804). Vienna: IAEA, 2016. 331 p.

73. Risk-Informed Decision Making: A Survey of United States Experience: Technical Report / The B. John Garrick Institute for the Risk Sciences, CRIEPI, 2017. 177 p.

74. Рекомендации по расчету пределов огнестойкости бетонных и железобетонных конструкций. - М.: Строй издат, 1986. - 39 с.

75. Инструкция по расчету фактических пределов огнестойкости железобетонных конструкций на основе применения ЭВМ. - М.: Строй издат, 1975.

76. НПБ 113-03. Пожарная безопасность атомных станций. Общие требования.

77. НАПБ Б.03.002-2007 Норми визначення категорій приміщень, будинків та зовнішніх установок за вибухопожежною та пожежною небезпекою.

78. MELCOR Computer Code Manuals. Demonstration Problems. Version 1.8.5. — May 2001. — (NUREG/CR-6119, Vol. 3, Rev. 0 SAND2001-0929P).

79. Gauntt R.O., Cash J.E., Cole R.K., Erickson C.M., Humphries L.L., Rodriguez S.B., Young M.F. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1 : Primer and User's Guides. Version 1.8.6, Albuquerque, September 2005, 785 p., NUREG/CR-6119.

80. Сорокин Г.А., Азаров С.И. Анализ уязвимости инфраструктуры ЧАЭС к воздушным терактам // Тези доп. VI конф. Міжнародного Чорнобильського центру, Славутич, 2003. – С. 286 - 287.

81. Щодо Плану дій з виконання цільової позачергової перевірки та подальшого підвищення безпеки АЕС України з урахуванням подій на Фукусіма-1 («stress-test»): Постанова Колегії Держатомрегулювання № 2 від 19 травня 2011

року [Електронний ресурс] / Державна інспекція ядерного регулювання України. — Режим доступу: <http://www.snrc.gov.ua/nuclear/uk/publish/article/155446> (Дата звернення: 25.10.2017).

82. Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest – Overview (NUREG/KM-0001, Revision 1). Washington, D.C.: US Nuclear Regulatory Commission, 2016. 48 p.

83. Задунай О.С. Розробка методології аналізу системних ризиків під час експлуатації об'єктів підвищеної екологічної небезпеки/ Задунай О.С., Азаров С.І. // «Системи управління, навігації та зв'язку», Полтава, 2017, випуск 1(41). – С. 132-134.

84. Азаров С.І. Аналіз безпеки потенційно небезпечних об'єктів /Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Техногенно-екологічна безпека», Харків, №1(1/2017). – С. 3-7.

85. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97) (ДГН 6.6.1.-6.5.001-98). Затверджено постановою Головного державного санітарного лікаря України від 01.12.1997 № 62.

86. Норми радіаційної безпеки України. Доповнення: радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000) (ДГН 6.6.1.-6.5.061-2000). Затверджено постановою Головного державного санітарного лікаря України від 12.07.2000р. № 116.

87. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ДСП 6.177-2005-09-02), затверджені наказом МОЗ від 02.02.2005 № 54 (zareestrovano Мін'юстом 20.05.2005 за № 552/10832).

88. Задунай О.С. Принципи і критерії безпеки експлуатації СВЯП-1 / Задунай О.С., Євланов В.М., Азаров С.І. // III Міжнародна конференція «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища» INUDECО 18, 25–27 квітня 2018 р. м. Славутич – С. 99-111.

89. Задунай О.С. Принципи створення системи оперативного моніторингу екологічної безпеки потенційно небезпечних об'єктів на основі мінімізації ризиків

/ Задунай О.С., Азаров С.І. // «Системи управління, навігації та зв'язку», Полтава, 2016, випуск 4(40). – С. 125-128.

90. Азаров С.І. Визначення надійності екосистем до чинника антропогенного тиску / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Екологічна безпека та природокористування», Київ, № 3–4 (24), липень-грудень 2017. – С. 50-57.

91. Азаров С.І. Аналіз характеристик існуючих екосистем / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Екологічні науки», Київ, № 3/4 2017 18-19. – С.77-85.

92. Atmospheric Dispersion in Nuclear Power Plant Siting. Safety series No. 50-SG-S3. - Vienna: IAEA, 1980. – 94 p.

93. Mayall A. T. Impact of Routine Releases. NRPB. - 1997.-172 p.

94. Simmonds J. Lawson G., Mayall A. Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment // Radiation Protection. NRPB. - 1995. - 353 p.

95. Barry S. Parks. User's Guide for CAP88-PC. Version 1.0. // Environmental Protection Agency. - USA, March, 1992.

96. Халатов С. Промежуточное хранение облученных топливных элементов // Атомная техника за рубежом. - 2004. - № 2. - С.17 - 21.

97. Чернобыльская АЭС, III очередь. Хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ), I очередь. Рабочий проект. Сборно-монолитный вариант. Общая пояснительная записка. Раздел «а», 1983.-672 с.

98. Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними / Ключников А.А., Пазухин Э. М., Шигера Ю. М., Шигера В. Ю. - К.: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2005. - 487 с.

99. Азаров С.І. Методика оцінки надійності конструкції басейну витримки СВЯП-1 Чорнобильської АЕС / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Magyar Tudományos Journal» (Budapest, Hungary) № 18(2018) – P. 43-49.

100. Азаров С.І. Розробка методу оцінки безпеки басейну витримки в умовах невизначеності / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Magyar Tudományos Journal» (Budapest, Hungary) № 19 (2018) – Р. 44-51.

101. Азаров С.І. Аналіз сценарію важкої аварії в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива СВЯП-1 / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Техногенно-екологічна безпека», Харків, №4 (2/2018). – С.32-39.

102. Азаров С.І. Пожежна безпека сховища відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Тези доп. Всеукраїнської науково-практичної конференції «Пожежна безпека: проблеми та перспективи», 01-02 березня 2018р. – Харків, 2018. – С.153-155.

103. Поздеев С.В. Оцінка класу вогнестійкості не несучої перегородки залізобетонних модулів сховища відпрацьованого ядерного палива/ С.В. Поздеев, Ю.А. Отрош, І.В. Федченко, В.В. Демешок // Пожежна безпека: теорія і практика №20, 2015 .- с.91-97.

104. Azarov S.I. Modeling of physical-chemical processes inside the Sarcophagus / S.I. Azarov, A.V. Taranovsky, V.L. Sydorenko. //Nuclear Power and the Environment (2014), 1 (3), p.53-63.

105. Азаров С.І. Аналіз умов і механізмів формування вибухонебезпечних сумішей на ранній стадії розвитку Чорнобильської аварії / С.І. Азаров, В.Л. Сидоренко, В.М. Євланов, М.М. Гаврилук // Ядерна та радіаційна безпека. – 2016. – Вип. 4. – С. 39–44.

106. Radiolysis of water in Sarcophagus / S.I. Azarov, O.V. Korchevna// – Preprint KIRN–98–5. – 1998. – 23 p.

107. Бесчаснов М.В. Оценка и обеспечение взрывобезопасности промышленных объектов // Безопасность труда в промышленности. – 1980. – № 1. – С.52-97.

108. Сидоренко В.Л. Методические основы пожарного аудита взрывопожароопасных объектов / Сидоренко В.Л., Задунай О.С., Азаров С.І. // Материалы IV международной заочной научно-практической конференции

«Актуальные вопросы совершенствования надзорной и правоприменительной деятельности МЧС», 24.05.2018г. – Минск, 2018. – С.51-53.

109. Азаров С.І. Аналіз стану нормативно-правової і законодавчої документації у сфері пожежної безпеки об'єктів атомної енергетики/ С.І. Азаров, В.Л. Сидоренко, С.А. Єременко, О.В. Бикова // Збірник тез доповідей ІХ Міжнародної науково-практичної конференції "Пожежна безпека – 2009" 5–6 листопада 2009 року. – Львів, 2009. – С. 3–4.

110. Азаров С.І. Аналіз стану пожежної безпеки на АЕС України / Інформ. бюлетень з охорони праці. – Київ, 2000. – № 4. – С. 30–32.

111. Азаров С.И., Токаревский В.В. Защита АЭС от пожаров / С.И. Азаров, В.В. Токаревский // Атомная техника за рубежом. – 1992. – № 5. – С. 3–8.

112. Проблемы противопожарной защиты на АЭС / Азаров С.И., Токаревский В.В. – Киев, 1990. – 13 с. – (Препр. /АН УССР. Ин-т ядерных исслед.; КИЯИ-90-25).

113. Бартльме Ф. Газодинамика горения / Бартльме Ф. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 280 с.

114. Аналіз пожежної безпеки дослідницького реактора ВВР-М / С.І. Азаров, О.В. Бабич, Л.М.Віленська, О.І. Малько // Зб. наук. пр. Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ. - 2001. – № 1(3). – С. 127-136.

115. Fire alarm, examining the Chernobyl Sarcophagus/ S.I. Azarov// Nuclear engineering international. – 1995. – Vol. 40, № 491. – P. 38–39.

116. Оценка пожарной опасности источников зажигания в помещениях АЭС / Азаров С.И., Токаревский В.В. – Киев, 1990. – 13 с. (Препр./АН УССР. Ин-т ядерных исслед.; КИЯИ-90-30).

117. Азаров С.І. Моделювання процесу тепломасообміну в сховищі відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // «Вчені записки Таврійського національного університету імені В.І. Вернадського. Серія: Технічні науки», Том 29 (68) № 3, Київ, 2018. – С.11-16.

118. Азаров С.І. Порівняльний аналіз результатів моделювання тяжкої аварії в системі охолодження басейну витримки з відпрацьованим ядерним паливом / Азаров С.І., Задунай О.С. // «The scientific heritage» (Budapest, Hungary) № 25 (2018) – P.51-58.

119. Baker L. Studies of metal-water reactions at high temperatures. III Experimental and theoretical of the zirconium-water reaction / Baker L., Just L. // ANI-6548-196. – 1976. – P. 20-56.

120. Brown A.F. The kinetics of total oxygen uptake in steam oxidized zircaloy-2 in range 1272-1673K / Brown A.F., Healen T. // J. Nucl. Mater. – 1980. – Vol. 88, № 1. – P. 1-6.

121. Lemmon A.W. Studies relating to the reaction between zirconium and water at high temperatures BMI-1154, 1957.

122. Азаров С.И. Основные концепции системы предупреждения пожаров на АЭС / Сахно В.И., Токаревский В.В. – Киев, 1990. – 12 с. – (Препр./АН УССР. Ин-т ядерных исслед.; КИЯИ-90-8).

123. Azarov S.I. Early warning system and fire prevention in nuclear power plant / Azarov S.I., Tokarevsky V.V., Sakhno V.I. – Kiev, 1991. – 23 p. – (Prepr./Academy of sciences of the Ukraine Institute for Nuclear Research; KINR-91-30).

124. Концепция системы раннего обнаружения и предупреждения пожаров на ядерных установках/ Азаров С.И., Токаревский В.В. // Тез. докладов Всесоюзной конф. "Интеграция АСУ ТП и тренажерных устройств". – М.: 1991. – С. 73–76.

125. Сидоренко В.Л. Розробка пожежних сповіщувачів для захисту АЕС / Сидоренко В.Л. Азаров С.І., Задунай О.С. // Тези доп. ІХ Міжнародної науково-практичної конференції «Теорія і практика гасіння пожеж та ліквідації надзвичайних ситуацій», 18-19 травня 2018р.– Черкаси, 2018. – С.123-125.

126. Задунай О.С. Система контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) / Задунай О.С. // «The scientific heritage» (Budapest, Hungary) № 23 (2018) – P.38-45.

127. Azarov S.I., Tokarevsky V.V. Early warning and prediction system for prefire situation in nuclear installation / Intern. Conf. on Fire and Safety, Barselona, (Spain), 5–7 December, 1994. – P. 111–123.

128. Азаров С.И. Перспективные типы чувствительных элементов для пожарных извещателей АЭС / С.И. Азаров, В.В. Токаревский, А.С. Фельдблюм // Материалы семинара МХО ИНТЕРАТОМЭНЕРГО. – Энергодар, 1991. – С. 93–100.

129. Азаров С.И. Принципы защиты населения от аварий в зоне размещения АЭС. // Матер. наук.-практ. конф. "Проблеми пожежної безпеки". – К., 1995. – С. 259–261.

130. Азаров С.И., Сидоренко В.Л., Єременко С.А. Прогнозування впливу аварійних викидів з ядерних реакторів на довкілля // "Чорнобильська катастрофа та її вплив на екологічну ситуацію в Україні" (матеріали науково-практичної конференції) 25 квітня 2006 року. – МНС України, АЦЗУ, м. Харків. – С. 102–103.

131. Єременко С.А., Азаров С.И., Сидоренко В.Л. До питання прогнозування впливу аварійних викидів з ядерних реакторів на навколишнє середовище // "Проблеми зниження ризику виникнення надзвичайних ситуацій в Україні" (матеріали VIII Всеукраїнської науково-практичної конференції рятувальників) 11-12 жовтня 2006 року. – МНС України, УкрНДІПБ, м. Київ. – С. 16–17.

132. Азаров С.И., Святун О.В., Сорокін Г.А. Екологічна безпека при знятті з експлуатації Чорнобильської АЕС // Екологія і ресурси. – 2004. – № 10. – С. 72–76.

133. Азаров С.И., Святун О.В., Сорокін Г.А. Радиологічні наслідки можливих наслідків при виведенні ЧАЕС з експлуатації // Гігієна населених місць. Зб. наук. праць. – 2004. – Вип. 43. – С. 331–333.

134. Азаров С.И. Анализ опасных и вредных факторов при пожаре на разрушенном IV энергоблоке ЧАЭС // Ядерная и радиационная безопасность. – 2001. – Т. 4. – Вып. 4. – С. 58–63.

135. Азаров С.І. Оцінка дозових навантажень за рахунок радіоактивних продуктів згоряння при пожежі в об'єкті "Укриття" / С.І. Азаров, Ю.В. Литвинов В.Л. Сидоренко, С.А. Єременко // Матеріали XV Всеукраїнської науково-практичної конференції рятувальників 24–25 вересня 2013 року. – Київ: МВЦ, 2013. – С. 197–199.

136. Азаров С.И. О риске радиационного поражения спасателей при тушении пожара на объекте "Укрытие" / С.И. Азаров, Г.А. Сорокин // Пожарная безопасность. – 2004. – № 2. – С. 98–107.

137. Азаров С.І. Оцінювання дозових навантажень при пожежах на об'єкті "Укриття" / С.І. Азаров, В.Л. Сидоренко // "Щорічник-2013" ІЯД НАН України. – 2014. – С. 115.

138. Основні контрольні рівні, рівні звільнення та рівні дії щодо радіоактивного забруднення об'єктів зони відчуження. ГН 6.6.1. 076-01. – Київ, 2001.

139. Азаров С.І. Моделювання викиду радіоактивності при аварії та пожежі на ЧАЕС / С.І. Азаров, Г.А. Тарапон, В.Л. Сидоренко // Проблеми надзвичайних ситуацій. – 2007. – Вип. 6. – С. 23–29.

140. Annals of the ICRP. ICRP Publication 66. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. Pergamon, 1993. – P. 65–80.

141. Annals of the ICRP. ICRP Publication 67. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2 Ingestion Dose Coefficients. Pergamon, Vol. 23, No. 3/4, 1993. – P. 167.

142. Eckerman K.F., Ryman J.C. External Exposures to Radionuclides in Air, Water and Soil: Federal Guidance Report № 12. Document ERA 402-R-93-08 // United States Environmental Protection Agency. – Washington DC, 1993. – 220 p.

143. Health risks from low-level environment exposure to radionuclides. Radionuclide – specific life time radiogenic cancer risk coefficienty for the US population, basid on age – dependent intake, dosimetry and risk models: Federal Guidance Report № 13, Part 1. Document ERA 402-R-97-014 / ORNI, Oar-Ridge US ERA. – Washington DC, 1998. – 421 p.

144. Георгиевский В. Б. Экологические и дозовые модели радиационных аварий. – К.: Наук, думка, 1994.
145. Fuchs N.A. The mechanics of aerosols. Chap. 11, Pergamon, Oxford, 1964. – 139 p.
146. Gormley P.G., Kennedy M. Diffusion from a stream flowing through acylindrical tube // Proc. Roy. Irish. Acad., 1949. – Vol. 52A. – P. 163–169.
147. Справка о состоянии радиационной безопасности в ЗОиЗБ(О)В в 2002 г. – Чернобыль: ГД АЗО, 2003. – 50с.
148. План защиты персонала в случае радиационной аварии на ЧАЭС и ОУ / ЧАЭС; инв. № 32 П-С: Введен в действие приказом по ЧАЭС № 329 от 25. 07. 97. – Чернобыль, 1997. – 150с.
149. План реагування на радіаційні аварії, НП – 306.5.01/3.083-2004, затверджений спільним наказом Держатомрегулювання та МНС України від 17.05.2004 р., зареєстрованим в Міністерстві юстиції України 10.06. 2004 р. за N 720/9319.
150. Азаров С.И. Моделирование переноса радиоактивных загрязнений при пожаре / С.И. Азаров, Е.В. Бабич // Труды XV науч.-практ. конф. "Проблемы горения и тушения пожаров на рубеже веков". – М., 1999. – С. 11–13.
151. Азаров С.І. Дослідження форм і механізмів утворення та розповсюдження радіонуклідів в навколишньому середовищі при аваріях на об'єкті "Укриття" / С.І. Азаров // Тези доп. наук. конф. "9 років після Чорнобильської аварії". – К., 1995. – С. 4–6.
152. Азаров С.І. Деякі аспекти охорони здоров'я населення в складних радіоекологічних умовах / С.І. Азаров, В.І. Паламарчук, В.Л. Сидоренко // Екологічні науки. – 2014. – Вип. 6. – С. 5–11.

Публікації. Результати дисертації викладено в 23-х наукових роботах у фахових наукових виданнях (13 статей у наукових фахових виданнях з переліку МОН України, 9 опубліковані у закордонних наукових журналах) та додатково висвітлено в одній науковій публікації, 19-и тезах і матеріалах наукових конференцій.

Публікації в наукових фахових виданнях, затверджених МОН України:

1. Задунай О.С. Принципи створення системи оперативного моніторингу екологічної безпеки потенційно небезпечних об'єктів на основі мінімізації ризиків / Задунай О.С., Азаров С.І. // Системи управління, навігації та зв'язку. – 2016. – Вип. 4(40). – С. 125—128.

2. Задунай О.С. Розробка методології аналізу системних ризиків під час експлуатації об'єктів підвищеної екологічної небезпеки/ Задунай О.С., Азаров С.І. // Системи управління, навігації та зв'язку. – 2017. – Вип. 1(41). – С. 132—134.

3. Азаров С.І. Аналіз безпеки потенційно небезпечних об'єктів / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Техногенно-екологічна безпека. – 2017. – №1(1/2017). – С. 3—7.

4. Азаров С.І. Визначення надійності екосистем до чинника антропогенного тиску / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Екологічна безпека та природокористування. – 2017. – № 3–4 (24). – С. 50—57.

5. Азаров С.І. Аналіз характеристик існуючих екосистем / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Екологічні науки. – 2017. – № 3/4 2017 (18—19). – С. 77—85.

6. Азаров С.І. Щодо оцінки безпеки атомних станцій України / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Техногенно-екологічна безпека. – 2018. – № 3 (1/2018). – С. 58—63.

7. Задунай О.С. Прогнозування ризику виникнення надзвичайних ситуацій / Задунай О.С., Азаров С.І. // Новітні технології. – 2018. – Вип. 1(5). – С. 13—22.

8. Азаров С.І. Аналіз сценарію важкої аварії в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива СВЯП-1 / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Техногенно-екологічна безпека. – 2018. – №4 (2/2018). – С. 33—40.

9. Azarov S.I. Analysis of the stability of water bodies to the action of destabilizing factors. / Azarov S.I., Задунай О.С. // Екологічна безпека та природокористування. – 2018. – Вип. 2 (26). – С. 34—42.

10. Азаров С.І. Моделювання процесу тепломасообміну в сховищі відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Вчені записки Таврійського національного університету імені В.І. Вернадського. Серія: Технічні науки. – 2018. – Том 29 (68) № 3. – С. 11—16.

11. Азаров С.І. Аналіз факторів техногенного впливу АЕС на довкілля / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Екологічні науки. – 2018. – Вип. 1(20), том 1, – С. 57—65.

12. Азаров С.І. Застосування системного аналізу в сфері поводження з радіоактивними відходами / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Проблеми загальної енергетики. – 2018. – № 2(53). – С. 28—35.

13. Задунай О.С. Аналіз системних ризиків під час виникнення надзвичайних і кризових ситуацій / Задунай О.С., Азаров С.І. // Новітні технології. – 2018. – Вип. 2(6). – С. 6—15.

Публікації в зарубіжних виданнях:

14. Задунай О.С. Система контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) / Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 23. – Р. 38—45.

15. Азаров С.І. Методика оцінки надійності конструкції басейну витримки СВЯП-1 Чорнобильської АЕС / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Magyar Tudományos Journal (Budapest, Hungary). – 2018. – № 18. – Р. 43—49.

16. Азаров С.І. Розробка методу оцінки безпеки басейну витримки в умовах невизначеності / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // Magyar Tudományos Journal (Budapest, Hungary). – 2018. – № 19. – Р. 44—51.

17. Азаров С.І. Порівняльний аналіз результатів моделювання тяжкої аварії в системі охолодження басейну витримки з відпрацьованим ядерним паливом / Азаров С.І., Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 25. – Р. 51—58.

18. Азаров С.І. Оцінка екологічних наслідків під час експлуатації мокрого сховища відпрацьованого ядерного палива / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // East European Scientific Journal (Warsaw, Poland). – 2018. – № 8(36). – С. 45—52.

19. Азаров С.І. Аналіз аварії на АЕС Fukushima-Daiichi / Азаров С.І., Задунай О.С., Євланов В. М. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 27. – Р. 41—49.

20. Азаров С.І. Моделювання важкої аварії на енергоблоках №№ 1-3 АЕС «ФУКУСИМА-1» / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 28. – Р. 51—59.

21. Азаров С.І. Порівняльний аналіз радіаційно-екологічних наслідків важких аварій на ЧАЕС та ФУКУСИМА-1 / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // East European Scientific Journal (Warsaw, Poland). – 2018. – №10(38). – С. 59—67.

22. Азаров С.І. Моделювання тяжкої аварії в системі охолодження басейну витримки четвертого блока АЕС «Фукусіма-1» / Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. // The scientific heritage (Budapest, Hungary). – 2018. – № 29. – Р. 37—45.

Матеріали дисертації додатково висвітлено:

23. Азаров С.І. Методичні основи екологічного аудиту АЕС / Азаров С.І., Задунай О.С., Євланов В.М. // Ядерна енергетика та довкілля = Nuclear power and the environment. – 2017. – № 2(10)/2017. – С. 48—59.

Результати дисертаційних досліджень доповідались, обговорювались та отримали схвалення на міжнародних та національних наукових конференціях,

форумах, круглих столах, тощо, а саме: XII Міжнародна науково-практична конференція молодих вчених, курсантів та студентів «Проблеми та перспективи розвитку системи безпеки життєдіяльності» (м. Львів, 2017 р.), XIII Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення» (м. Харків, 2017 р.), XV Міжнародна науково-технічна конференція «Проблеми екологічної безпеки» (м. Кременчук, 2017 р.), IX Міжнародна науково-практична конференція «Теорія і практика гасіння пожеж та ліквідації надзвичайних ситуацій» (м. Черкаси, 2018 р.), IV Международная заочная научно-практическая конференция «Актуальные вопросы совершенствования надзорной и правоприменительной деятельности МЧС» (г. Минск, 2018 г.), 5-й Міжнародний конгрес «Сталий розвиток: захист навколишнього середовища. Енергоощадність. Збалансоване природокористування» (м. Львів, 2018 р.), XIV Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення» (м. Харків, 2018 р.), V Міжнародна науково-практична конференція «Безпека життєдіяльності на транспорті та виробництві – освіта, наука, практика» (м. Херсон, 2018 р.), XXIV Щорічна наукова конференція інституту ядерних досліджень НАН України (м. Київ, 2017 р.), XI Всеукраїнська науково-практична конференція молодих учених та студентів «Екологічна безпека держави» (м. Київ, 2017 р.), VI Всеукраїнський з'їзд екологів з міжнародною участю (м. Вінниця, 2017 р.), 19 Всеукраїнська науково-практична конференція «Сучасний стан цивільного захисту України та перспективи розвитку» (м. Київ, 2017 р.), Науково-практичний семінар «Запобігання надзвичайним ситуаціям і їх ліквідація» (м. Харків, 2018 р.), Всеукраїнська науково-практична конференція «Пожежна безпека: проблеми та перспективи» (м. Харків, 2018 р.), IV Всеукраїнська заочна науково-практична конференція «Проблеми цивільного захисту населення та безпеки життєдіяльності: сучасні реалії України» (м. Київ, 2018 р.), XII Всеукраїнська науково-практична конференція молодих учених та студентів присвячена пам'яті проф. Мовчана Я.І. «Екологічна безпека держави» (м. Київ, 2018 р.), XXV щорічна наукова конференція інституту ядерних досліджень НАН України (м. Київ, 2018 р.), VII Всеукраїнська науково-практична конференція

«Финансово-экономическое развитие Украины в условиях трансформационных преобразований» (м. Львів, 2018 р.), Всеукраїнська наукова конференція «Актуальні питання техногенної та цивільної безпеки України» (м.Миколаїв, 2018 р.).

ЗАТВЕРДЖУЮ

Начальник Інституту
державного управління
у сфері цивільного захисту
державного комітету



Волянський

18 жовтня 2018 р.

АКТ

про впровадження результатів дисертаційної роботи

"Наукові засади підвищення ефективності забезпечення екологічної безпеки мокрих сховищ відпрацьованого ядерного пального"

Задуная Олексія Сергійовича

Комісія у складі: голови – заступника начальника Інституту державного управління у сфері цивільного захисту (ІДУЦЗ) (з навчальної та методичної роботи) полковника служби цивільного захисту к.т.н., доцента СРЕМЕНКА С.А. та членів комісії – т.в.о. начальника кафедри профілактики пожеж та безпеки життєдіяльності населення ІДУЦЗ, к.х.н, доц., с.н.с. БІЛОШИЦЬКОГО М.В., професора кафедри профілактики пожеж та безпеки життєдіяльності населення ІДУЦЗ, к.т.н., доцента СИДОРЕНКА В.Л., професора кафедри організації заходів цивільного захисту, к.військ.н., доцента МАЗУРЕНКА В.І. склала даний акт про те, що результати дисертаційної роботи ЗАДУНАЯ О.С. у вигляді:

- оцінки рівня потенційної небезпеки СВЯП-1 з використанням імовірнісного та детерміністського методів;

- імовірнісного аналізу можливих аварій на СВЯП-1 та оцінки їх наслідків;

- оцінки радіаційного навантаження і ризику під час аварій на СВЯП-1 та порівняльного аналізу впливу наслідків проектних і запроектованих аварій на довкілля;

- системи контролю вибухопожежонебезпечних ситуацій в приміщеннях СВЯП-1

реалізовані в навчальному процесі для проведення лекційних та практичних занять при викладанні дисципліни "Пожежна безпека промислових об'єктів" (заочна форма, спеціальність 261 "Пожежна безпека", галузь знань 26 "Цивільна безпека", магістратура) та при проведенні курсів підвищення кваліфікації викладачів навчальної дисципліни "Безпека життєдіяльності" (цикл фахової підготовки, теми "Техногенні небезпеки та їхні наслідки", "Типологія аварій на потенційно-небезпечних об'єктах").

Впровадження результатів дисертаційної роботи дозволило підвищити ефективність і якість навчального процесу та актуальність матеріалу, що стосується підвищення рівня пожежної, техногенної, екологічної безпеки та безпеки праці при локалізації та ліквідації аварій і надзвичайних ситуацій на об'єктах підвищеної радіаційно-екологічної небезпеки.

Акт складено для представлення в спеціалізовану раду у зв'язку із захистом дисертації на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук.

Дійсний акт не є підставою для одержання премій та інших винагород з фондів Інституту державного управління у сфері цивільного захисту.

Голова комісії:

заступник начальника ІДУЦЗ
(з навчальної та методичної роботи)
полковник служби цивільного захисту
к.т.н., доц.



С.А. Єременко

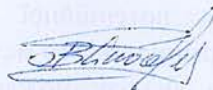
Члени комісії:

т.в.о. начальника кафедри профілактики пожеж
та безпеки життєдіяльності населення ІДУЦЗ
к.х.н., доц., с.н.с.



М.В. Білошицький

професор кафедри профілактики пожеж
та безпеки життєдіяльності населення
ІДУЦЗ, к.т.н., доц.



В.Л. Сидоренко

професор кафедри організації заходів
цивільного захисту, к.військ.н., доц.



В.І. Мазуренко

- за допомогою удосконаленої методики здійснити оцінку передаварійного та аварійного стану національної системи конфіденційного зв'язку, що дозволило підвищити рівень прийняття управлінських рішень і якісно оцінити існуючий стан безпеки зазначеної системи.

Вказані результати було використано в ході виконання дослідно-конструкторської роботи, шифр "Платформа-1", № держреєстрації 0118U000010цт. Впровадження даних результатів дозволило забезпечити підвищення ефективності функціонування систем спеціального зв'язку в Україні.

Голова комісії
вчений секретар ДержНДІ Спецзв'язку,
к.т.н., с.н.с.

"10" вересня 2018 р.



Леоненко Г.П.

Члени комісії:
начальник науково-дослідного центру
ДержНДІ Спецзв'язку

"10" вересня 2018 р.



Юдін О.Ю.

головний науковий співробітник науково-дослідного центру
ДержНДІ Спецзв'язку
к.т.н.

"10" вересня 2018 р.



Паламарчук А.А.

B4

МІНЕКОНОПРОЗВИТКУ

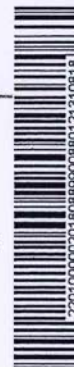
**ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО
"УКРАЇНСЬКИЙ ІНСТИТУТ ІНТЕЛЕКТУАЛЬНОЇ ВЛАСНОСТІ"
(УКРПАТЕНТ)**

вул. Глазунова, 1, м. Київ-42, 01601, Україна Тел.: (044) 494-05-05 Факс: (044) 494-05-06
E-mail: office@ukrpatent.org

31.08.2018 № 23234/ЗУ/18

Стосується заявки № у 2018 08899
/ при листуванні просимо посылатися на цей № /

Адреса для листування
Державний науково-дослідний інститут
спеціального зв'язку та захисту інформації,
вул. Залізняка, 6, м. Київ-142, 03142



**Повідомлення
про встановлення дати подання заявки на винахід (корисну модель)**

(21) Реєстраційний номер заявки у 2018 08899

(71) Заявник(и)
**ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ДОСЛІДНИЙ ІНСТИТУТ СПЕЦІАЛЬНОГО ЗВ'ЯЗКУ
ТА ЗАХИСТУ ІНФОРМАЦІЇ**

(54) Назва винаходу /корисної моделі/
**ІНТЕГРАЛЬНО-ОПТИЧНИЙ ХІМІЧНИЙ АБСОРБЦІЙНИЙ СЕНСОР ДЛЯ
КОНТРОЛЮ КОНЦЕНТРАЦІЇ ВОДНЮ В ПОВІТРІ**

Матеріали заявки відповідають вимогам ст.13 Закону щодо встановлення дати подання заявки на дату одержання Державним підприємством "Український інститут інтелектуальної власності":

- матеріалів заявки
Дата подання заявки **23.08.2018**

Заступник начальника відділу
Телефон 494-05-98

Н.М. Заїка

