Вісник ЛДУБЖД
Bulletin of Lviv State University of Life Safety
https://journal.ldubgd.edu.ua/index.php/Visnuk
ISSN 2078-4643 (print), ISSN 2708-1389 (online)

UDC 536.24:621.039.584
DOI: 10.32447/20784643.32.2025.11

This article is an Open Access article distributed under the terms and conditions of the Creative Commons Attribution 4.0 (CC BY 4.0) License (http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/).

Т. І. Римар[1,2], О. В. Станіславчук[2], О. В. Римар[3]
[1]Національний університет «Львівська політехніка», м. Львів, Україна
[2]Львівський державний університет безпеки життєдіяльності, м. Львів, Україна
[3]Автомобільно-дорожній фаховий коледж
Національного університету «Львівська політехніка» , м. Львів, Україна
ORCID: https://orcid.org/0000-0002-7662-2063 – Т. І. Римар
https://orcid.org/0000-0001-5784-005X – О. В. Станіславчук
https://orcid.org/0009-0005-5561-9294 – О. В. Римар
tetiana.i.rymar@lpnu.ua

МОДЕЛЮВАННЯ ТЕПЛОВИХ ПОТОКІВ ДЛЯ ПРОГНОЗУВАННЯ ПРОЦЕСУ ОХОЛОДЖЕННЯ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ЗБЕРІГАННЯ РІДКИХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ

Проблема. У процесі експлуатації енергоблоків атомних електростанцій генеруються три основні категорії радіоактивних відходів (РАВ): газоаерозольні, рідкі та тверді. Забезпечення безпеки поводження з ними передбачає їх ефективне знешкодження. З огляду на потенційну загрозу, яку становлять ці відходи для здоров'я людини та довкілля, критично важливим є організоване їх збирання та ізолювання з урахуванням специфіки та фізико-хімічних характеристик радіонуклідів.

Мета. Розроблення методики оцінювання загроз порушення експлуатації та теплового режиму в системі зберігання РАВ, які впливають на безпеку та надійність їх ізолювання.

Результати дослідження. Розроблено методику оцінювання ймовірності порушення експлуатації теплового режиму в системі зберігання РАВ. Під час дослідження реалізовано чисельне моделювання теплових потоків з метою прогнозування розподілу температурного поля на поверхні контейнера для зберігання РАВ. Модель враховувала теплофізичні характеристики теплоносія, геометричні параметри конструкції та умови теплообміну. Проведене моделювання дало можливість оцінити ефективність функціонування охолоджувальних систем (систем пасивного охолодження), які забезпечують відведення теплоти від контейнерів без застосування активних механізмів.

Наукова новизна Розроблено методику оцінювання ймовірності порушення теплового режиму, яка враховує теплофізичні характеристики теплоносія, геометрію контейнерів і умови теплообміну. Запропоновано чисельну модель прогнозування теплових потоків, що дає змогу визначати просторовий розподіл температурного поля. Обґрунтовано граничні умови теплового навантаження (до 2 кВт), перевищення яких призводить до втрати теплової стабільності контейнера. Розроблено підхід до моніторингу теплових процесів у реальному часі, який може бути інтегрований у систему автоматизованого контролю стану сховищ.

Висновки. На основі розробленої методики досліджено загрози для сховища рідких РАВ, виконано кількісне оцінювання ймовірності порушення експлуатації теплового режиму в системі зберігання РАВ, що виникають через їх радіоактивний розпад, проаналізовано можливі наслідки. Завдяки цьому підходу запропоновано технологію моніторингу теплових процесів, що дасть можливість знизити ризики та підвищити надійність сховищ РАВ.

Ключові слова: рідкі радіоактивні відходи, РАВ, теплова безпека, теплові процеси, нормальні умови експлуатації, контроль температури.

T.I. Rymar[1,2], O.V. Stanislavchuk[2], O.V. Rymar[3]
[1]National University "Lviv Polytechnic", Lviv, Ukraine
[2]Lviv State University of Life Safety, Lviv, Ukraine
[3]Automobile and Road Professional College
of the National University "Lviv Polytechnic", Lviv, Ukraine

THERMAL FLOW MODELING FOR PREDICTING THE COOLING PROCESS OF A LIQUID RADIOACTIVE WASTE STORAGE CONTAINER

Introduction. During the operation of nuclear power plant units, three primary categories of radioactive waste (RAW) are consistently generated: gaseous-aerosol, liquid, and solid forms. Ensuring the requisite safety of RAW management critically demands their effective and secure neutralization. Given the significant potential threat these wastes inherently pose to human health and the natural environment, it is critically important to organize their systematic collection and reliable isolation, meticulously taking into account the specific radionuclide composition and the particular physical and chemical properties of the accumulated waste materials.

Purpose. The primary goal is to develop a robust methodology for assessing the risks associated with thermal instability (disruptions) within RAW storage systems, which directly impact the safety and long-term reliability of the waste isolation function.

Results. A specific methodology has been successfully developed to assess the probability of thermal regime disruption during the routine operation of radioactive waste (RAW) storage systems. The study involved detailed numerical modeling of heat fluxes to accurately predict the temperature field distribution on the external surface of RAW storage containers. The model carefully incorporated the specific thermophysical properties of heat transfer media, the precise geometric parameters of the container design, and the prevailing heat exchange conditions. The modeling conducted made it possible to rigorously evaluate the performance efficiency of passive cooling systems that ensure effective heat removal from the containers without the necessity of using active mechanical mechanisms.

Scientific novelty. A comprehensive methodology has been developed to assess the probability of thermal regime disruption, fully incorporating the thermophysical properties of heat transfer media, container geometry, and the actual heat exchange conditions. A numerical model for predicting heat fluxes has been precisely proposed, enabling the reliable determination of the spatial temperature field distribution and the identification of potentially critical overheating zones. Threshold conditions for thermal loading (up to 2 kW) have been scientifically substantiated; their exceedance leads directly to a complete loss of thermal stability in the container system. Furthermore, a real-time thermal process monitoring approach has been designed, which is suitable for seamless integration into an automated storage condition control system.

Conclusions. Based on the developed methodology, potential threats to liquid radioactive waste (RAW) storage facilities have been rigorously investigated, and a quantitative assessment of the probability of thermal regime disruption caused by radioactive decay within the RAW storage systems has been successfully performed. The potential severe consequences of such disruptions have been comprehensively analyzed. This methodological approach has led to the proposal of an advanced thermal process monitoring technology that is capable of significantly reducing potential risks and enhancing the overall operational reliability of RAW storage facilities.

Keywords: liquid radioactive waste, RAW, thermal safety, thermal processes, normal operating conditions, temperature control, thermal instability.

Вступ

Атомна енергетика стабільно забезпечує понад половину всього виробництва електроенергії в Україні навіть в умовах воєнного стану. Щороку на атомних електростанціях (далі – АЕС) накопичується значна кількість радіоактивних відходів, які потребують спеціального поводження, зберігання та ізоляції. Ці відходи містять як низькоактивні матеріали, так і високоактивне відпрацьоване ядерне паливо, що становить потенційну загрозу для довкілля та здоров'я населення у разі порушення умов безпеки [1].

Обсяги утворення рідких і твердих радіоактивних відходів (РАВ) на українських АЕС із реакторними установками типу ВВЕР щорічно становлять орієнтовно від 0,15 до 0,35 м³ рідких РАВ (РРВ) та від 0,1 до 0,3 м³ твердих РАВ (ТРВ) на кожен мегават встановленої потужності [3]. Згідно з інформацією [5], станом 2024 рік розподіл об'ємів накопичення РРВ на АЕС становить (рис. 1): кубовий залишок – 83,3 %; відпрацьовані фільтруючі матеріали – 15,0 %; зневоднений шлам – 1,7 %. Автори [4] вказують, що станом на 31 грудня 2018 р. у сховищах українських АЕС накопичено сольового плаву (СП) обсягом 8 763 м^3 (43 695 контейнерів), а також 1642 м³ відпрацьованих фільтруючих матеріалів і зневодненого шламу.

Огляд останніх наукових досліджень [6 – 11] демонструє, що термічні навантаження, корозійна стійкість та конструктивна надійність є ключовими аспектами безпеки контейнерів для ядерних відходів. Інтеграція чисельного моделювання, експериментальних досліджень та нормативних підходів дає можливість створювати більш ефективні та довговічні системи зберігання.

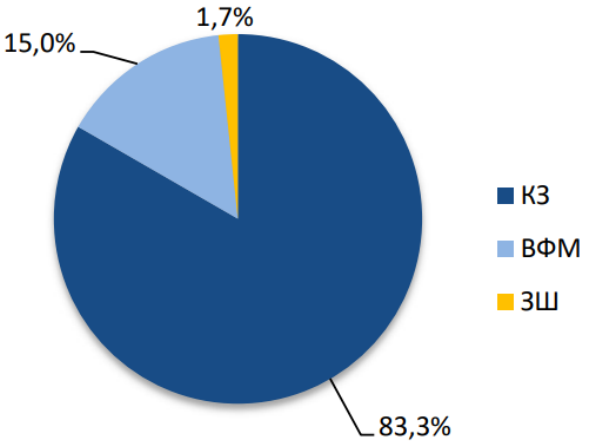

Рисунок 1 – Розподіл накопичених рідких радіоактивних відходів на АЕС України станом на 2024 рік [5]: КЗ – кубовий залишок; ВФМ – відпрацьовані фільтруючі матеріали; ЗШ – зневоднений шлам

Рідкі радіоактивні відходи (кубові залишки, відпрацьовані фільтруючі матеріали та шлами) зберігаються в металевих контейнерах, виготовлених зі стійкої до корозії сталі, та оснащених автоматизованою системою контролю рівня заповнення. З метою запобігання аварійному витоку вмісту резервуарів у навколишнє середовище, їх встановлюють в залізобетонних приміщеннях, внутрішні поверхні яких облицьовані корозійностійкими сталевими листами до рівня можливого розливу. Також приміщення обладнані системами сигналізації у разі виявлення протікань.

За хімічним складом кубові залишки є багатокомпонентною системою, склад якої визначається наявністю розчинних солей ($NaNO_3$, Na_2CO_3, $NaBO_2$, фосфати й оксалати натрію), суспензій (гідрооксиди марганцю, заліза та нерозчинні оксалати і фосфати), органічних речовин (детергенти та комплексони). Середній солевміст КЗ, що зберігаються у сховищах АЕС, становить 300-400 г/дм^3. За критерієм значень питомої активності в одиницях кратності [2] КЗ належить до середньоактивних відходів. Активність КЗ визначається переважно ізотопами ^{137}Cs, ^{134}Cs і ^{60}Co; у значно менших кількостях – це ізотопи ^{54}Mn, ^{58}Co, ^{122}Sb, ^{124}Sb [4].

КЗ переробляється на установках глибокого випарювання, утворюючи ще більш концентрований продукт – сольовий плав (СП) [4], який у процесі охолодження застигає до твердого стану. Згідно з діючою класифікацією ОСПРБУ-2005 сольовий плав належить до РРВ та, відповідно до законодавства, не підлягає прямому захороненню й тому потребує додаткового кондиціонування для передачі його на захоронення. На даний момент сольовий плав зберігається в контейнерах типу КРО-200 об'ємом 200 літрів (рис. 2), які розміщуються у спеціалізованих відсіках сховища твердих радіоактивних відходів (СТРВ), а також у комірках блоку зберігання будівлі переробки радіоактивних відходів (БЗ БПРВ) на майданчиках Рівненської та Хмельницької АЕС [5].

Рисунок 2 – Зовнішній вигляд контейнера КРО-200 [5]. Характеристика контейнера: об'єм 200 дм^3, висота 0,928 м, діаметр 0,560 м, маса 70 кг

Зберігання рідких радіоактивних відходів є одним із важливих завдань ядерної енергетики та радіаційної безпеки, яке останнім часом набуває все більшого значення [2, 3]. Одним із важливих аспектів цього процесу є ефективне охолодження контейнерів, у яких ці відходи зберігаються, з метою запобігання перегріву, руйнуванню конструкцій і неконтрольованому викиду радіоактивних речовин. Високі температури, що виникають унаслідок радіоактивного розпаду, створюють складні умови для теплового режиму в системі зберігання.

Методи дослідження

Моделювання теплових потоків дає можливість прогнозувати поведінку температурного поля на поверхні контейнера, оцінити ефективність охолоджувальних процесів і оптимізувати конструктивні параметри для забезпечення довготривалої безпеки. У цій роботі розглядається чисельне моделювання процесу охолодження контейнера з РАВ, з урахуванням фізичних властивостей матеріалів (поверхні контейнера та теплофізичних властивостей охолоджуваного повітря), геометрії конструкції та умов теплообміну. Такі підходи у прикладних питаннях тепломасообміну є поширеними і у випадках, коли дослідження спрямоване на оцінювання інтегральних характеристик (наприклад, загальних тепловтрат з поверхні тіл),

доцільним є застосування спрощених чисельних методів без повного використання диференційних рівнянь теплопровідності. Зокрема, можуть бути використані емпіричні чисельні моделі, побудовані на експериментальних даних та апроксимаціях, наприклад кореляційні рівняння для коефіцієнтів тепловіддачі. Результати моделювання можуть бути використані для вдосконалення технологій зберігання та підвищення рівня екологічної безпеки.

Тепловіддача з поверхні контейнера здійснюється за двома основними механізмами: природною конвекцією повітря та тепловим випромінюванням. Відповідно, загальна теплова потужність Q може бути представлена у вигляді суми двох складових [12]:

$$Q = Q_в + Q_к, \quad (1)$$

де $Q_в$ – потужність тепловиділення, що передається в навколишнє середовище шляхом теплового випромінювання, Вт, $Q_к$ – потужність тепловиділення, що передається шляхом природної конвекції повітря, Вт.

Потужність $Q_в$ визначається із закону Стефана-Больцмана, який описує інтенсивність теплового випромінювання абсолютно чорного тіла [12, 13]:

$$Q_в = \varepsilon \cdot \sigma \cdot F \cdot (T_c^4 - T_0^4), \text{ Вт}, \quad (2)$$

де ε – ступінь чорноти контейнера; σ – стала Стефана-Больцмана, $\sigma = 5{,}67 \cdot 10^{-8}$ Вт/(м^2·К^4); F – площа поверхні теплообміну контейнера, м^2; T_c – температура поверхні контейнера, К; T_0 – температура навколишнього повітря, К.

Для реальних матеріалів застосовується ступінь чорноти ε, який враховує відхилення від ідеального випадку. Вважаючи, що теплообмін здійснюється з бічної і верхньої торцевої поверхонь контейнера, отримаємо:

$$Q_в = \varepsilon \cdot \sigma \cdot \pi \cdot R \cdot (2H + \mathrm{R}) \cdot (T_c^4 - T_0^4), \text{ Вт}, \quad (3)$$

де R – радіус торцевої частини контейнера, приймаємо, R = 0,28 м (рис. 2); H – висота контейнера, приймаємо H = 0,928 м (рис. 2). Для металевого контейнера приймаємо ступінь чорноти ε ≈ 0,8, що відповідає середньому значенню для сталевих поверхонь [13].

Конвективна складова теплової потужності $Q_к$ визначається як сума теплових потоків з бічної та верхньої торцевої поверхонь контейнера [12, 13]:

$$Q_к = \alpha_т \cdot \pi \cdot R^2 \cdot (T_c - T_0) + \alpha_б \cdot 2\pi \cdot R \cdot H \cdot (T_c - T_0), \quad (4)$$

де $\alpha_т$ – коефіцієнт тепловіддачі від поверхні торцевої частини контейнера до навколишнього повітря, Вт/(м^2·К); $\alpha_б$ – коефіцієнт тепловіддачі від бічної поверхні контейнера до навколишнього повітря, Вт/(м^2·К).

Для визначення середнього коефіцієнта тепловіддачі для режиму природної конвекції прийнято користуватись критеріальним рівнянням [12, 13]:

$$Nu = C \cdot Ra^n, \quad (5)$$

де Nu – число Нуссельта ($Nu = \frac{\alpha \cdot d}{\lambda}$); Ra – число Релея ($Ra = \frac{g \cdot \beta \cdot (T_c - T_0) \cdot d^3}{\nu \cdot a}$), що враховує співвідношення між силами, викликаними тепловим розширенням рідини під дією гравітації, та силами в'язкості і температуропровідності, які прагнуть стабілізувати систему; β – коефіцієнт об'ємного розширення повітря ($\beta \approx 1/T_{сер}$) 1/К, a – коефіцієнт температуропровідності повітря, м^2/с; ν – кінематична в'язкість повітря, м^2/с; C, n – емпіричні коефіцієнти, що залежать від діапазону значень числа Релея.

За визначальний геометричний розмір (d) в числах Нуссельта і Релея використовували для бічної поверхні висоту $d = H$, а для торцевої $d = R/2$.

У формулі (5) коефіцієнт C і показник ступеня n залежать від числа Релея і дорівнюють:

– C = 0,54 і n = 1/4 за умови, якщо $500 < \mathrm{Ra} < 2 \cdot 10^7$;

– C = 0,135 і n = 1/3, за умови якщо $\mathrm{Ra} \geq 2 \cdot 10^7$.

У моделі враховано теплофізичні характеристики теплоносія (теплопровідність, теплоємність, густина, коефіцієнти в'язкості охолоджуваного повітря) та ступінь чорноти поверхні металевого контейнера, які були взяті з довідкових даних [13]. Умови теплообміну описувалися через граничні умови конвекції та теплового випромінювання, що відповідають реальним експлуатаційним сценаріям. Визначальною температурою для розрахунку теплофізичних властивостей прийнято середню температура повітря [12, 13]:

$$t_{сер} = 0{,}5 \cdot (t_0 + t_c). \quad (6)$$

Результати дослідження

Для моделювання обрано металевий контейнер, що має форму циліндра висотою H = 0,928 м і радіусом R = 0,28 м (рис. 2), у якому знаходяться РРВ. Для контролю за станом теплового режиму контейнера необхідно визначити температуру його поверхні залежно від тепловиділення з поверхні контейнера. Характеристика теплового режиму контейнера у діапазоні температур його поверхні від 40 до 150 °С представлена на рис. 3 та рис. 4.

Діапазон температур поверхні контейнера від 40 до 150 °С було обрано на основі аналізу нормативних документів [14] та експериментальних даних [15], які визначають допустимі режими роботи контейнерів для зберігання радіоактивних матеріалів. Окремі компоненти або бар'єри об'єкта

кінцевого захоронення РАВ можуть потребувати конкретних проектних температур для збереження їхніх властивостей після розробки концепції довгострокової безпеки кінцевого місця захоронення. Нижня температурна межа (40 °С) відповідає умовам нормальної експлуатації за відсутності додаткових теплових навантажень, тоді як верхня температурна межа (150 °С) відображає граничний сценарій, пов'язаний із можливістю порушення цілісності контейнера через зростання тиску всередині об'єму контейнера. Умова незакипання рідини у контейнері визначена як температура кипіння води за атмосферного тиску (100 °С). Таким чином, вибраний діапазон дає можливість дослідити як штатні, так і потенційно аварійні режими теплообміну.

Рисунок 3 ілюструє конвективну складову процесу повітряного охолодження контейнера для зберігання РАВ для верхньої торцевої (крива 1) та бічної (крива 2) поверхонь контейнера. Аналіз рис. 3 вказує, що зростання температури поверхонь контейнера від 40 °С до 150 °С призводить до зростання коефіцієнтів тепловіддачі (для верхньої торцевої поверхні від 4,3 до 7,3 Вт/(м^2·К), а для бічної поверхні – від 3,7 до 7,1 Вт/(м^2·К)) та чисел Релея, а також те, що для торцевої частини контейнера теплообмін відбувається за перехідного режиму вільної конвекції за чисел Релея $0{,}3\cdot10^7\ldots1{,}32\cdot10^7$ (крива 1), а для бічної поверхні контейнера теплообмін відбувається за турбулентного руху вільної конвекції, тобто за чисел Релея $8{,}7\cdot10^8\ldots3{,}8\cdot10^9$ (крива 2). Число Релея характеризує умови виникнення та розвиток природної конвекції в газах.

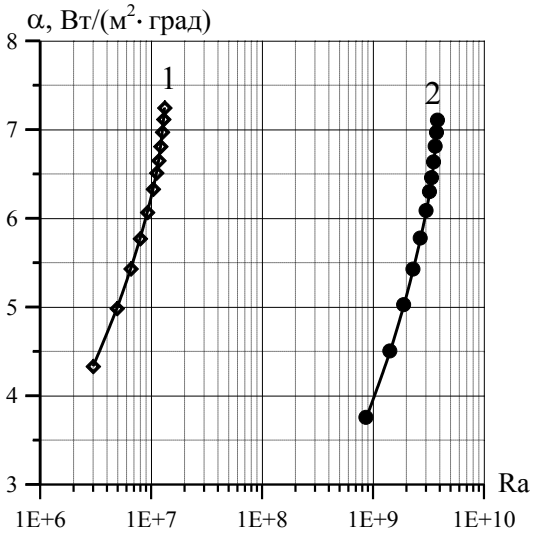

Рисунок 3 – Конвективна складова процесу повітряного охолодження контейнера у діапазоні температур від 40 °С до 150 °С для зберігання РРВ: 1 – залежність середнього коефіцієнта тепловіддачі для верхньої торцевої поверхні контейнера $\alpha_т$ від числа Релея; 2 – залежність середнього коефіцієнта тепловіддачі для бічної поверхні контейнера $\alpha_б$ від числа Релея

На рис. 4 представлено результати моделювання теплових потоків, зокрема, залежність температури поверхні контейнера (діапазон зміни від 40 °С до 150 °С) від потужності тепловиділення Q (сумарне тепловиділення) і частки тепловиділення від теплового випромінювання $Q_в$ та тепловиділення від конвективного теплообміну $Q_к$.

Аналіз рис. 4 показує, що тепловиділення від теплового випромінювання є домінуючим над тепловідведенням від природної конвекції. Максимальне сумарне тепловиділення з поверхні контейнера, за якого рідина в контейнері не закипить, становить 1826 Вт. Складні умови для теплового режиму в системі зберігання РАВ виникають через радіоактивний розпад радіоактивних відходів, оскільки відходи будуть перебувати в температурних умовах, що відповідають умовам їхнього закипання, що призведе до неконтрольованого зростання тиску всередині об'єму контейнера та спричинить порушення цілісності контейнера та безпеки сховища РАВ. Зважаючи на це необхідний періодичний моніторинг сумарного тепловиділення поверхонь контейнерів.

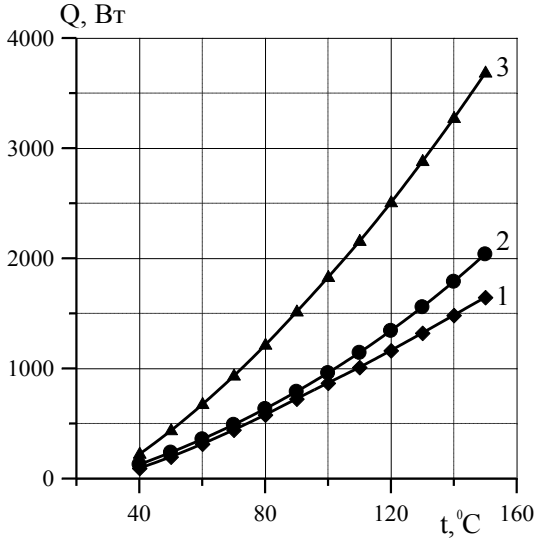

Рисунок 4 – Залежність температури поверхні контейнера з РРВ від потужності тепловиділення, де: 1 – тепловиділення шляхом конвективного теплообміну; 2 – тепловиділення шляхом теплового випромінювання; 3 – сумарне тепловиділення

Дані про виділення газів (через закипання РРВ) з контейнерів необхідні для оцінювання безпеки захоронення відходів та для радіологічного захисту під час експлуатації та транспортування. Якщо газопроникність контейнера занадто мала, то необхідно організувати вентиляцію контейнера, щоб уникнути перепресування [16]. Таким чином, необхідно запровадити системи апаратно-програмних засобів, що дають можливість у реальному часі відстежувати та аналізувати рух теплової енергії на поверхні об'єктів зберігання контейнерів з РАВ з метою забезпечення надійності

роботи систем, що забезпечується ефективною системою моніторингу теплових потоків.

Висновки

На основі чисельного моделювання теплових потоків розроблено та застосовано методику кількісного оцінювання ймовірності порушення експлуатації теплового режиму в системі зберігання рідких радіоактивних відходів (РАВ). Цей підхід дав можливість дослідити загрози, що виникають через радіоактивний розпад, враховуючи при цьому теплофізичні характеристики теплоносія, геометрію контейнерів та умови теплообміну.

Розроблено підхід до моніторингу теплових процесів у реальному часі, який може бути інтегрований у систему автоматизованого контролю стану сховищ. Запропонована технологія моніторингу дасть можливість оперативно знизити ризики порушення теплового режиму та підвищити надійність сховищ РАВ. Теплове моделювання є невід'ємною частиною системи безпеки сховищ РАВ, надаючи можливість прогнозувати їхню поведінку та оптимізувати експлуатацію. Моделювання не лише відтворює теплові процеси, але й дає можливість кількісно оцінити наслідки радіоактивного розпаду у вигляді теплових навантажень на поверхні контейнера.

Список літератури:

1. Альохіна С. В. Проблеми створення науково-методологічних основ теплової безпеки сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива в Україні. Проблеми машинобудування. 2018. Т. 21, № 3. С. 4 – 12. DOI:10.15407/pmach2018.03.004

2. Nuclear technology review. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2017. – 54 p.

3. Afanasyev A., Gromok L., Pavelenko V., Steinberg N. Radioactive waste management in Ukraine: Status, problems, prospects. Intern. conf. on fifty years of nuclear power – The next fifty years. Book of extended synopses. 2004. Vol. 35, Iss. 41. P. 139 – 140.

4. Ольховик Ю. О. Перспективні схеми кондиціювання рідких радіоактивних відходів АЕС України. Ядерна енергетика та довкілля. 2020. № 3(18). С. 48 – 56. DOI: 10.31717/2311-8253.20.3.6.

5. Поводження з радіоактивними відходами при експлуатації АЕС АТ «НАЕК «Енергоатом»: звіт за 2024 рік. Режим доступу: https://energoatom.com.ua/storage/bezpeka_page/KJn1oj9KTssh1cDWS52nnLm3QDjjnkweKNA6Daja.pdf.

6. Yang X., Huang B., Li T., Gan Y., Zhu Y., Zheng J. Effect of glass cooling method on thermal shock behavior of nuclear waste container. Kerntechnik. 2025. Vol. 90, № 3. P. 325 – 340. DOI: 10.1515/kern-2024-0133

7. Li T., Yang X., Huang B., Gan Y., Zhu Y., Zheng J. Effect of pouring temperature and rate of glass on thermal shock behavior of nuclear waste container. Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers, Part C. 2025. Vol. 239. P. 107 – 131. DOI: 10.1177/09544062241297117

8. Chen Y., Chuai Y., Briggs S., Orazem M. E. Model for corrosion of copper in a nuclear waste repository. Corrosion Science. 2024. Vol. 226. Article ID: 11165. DOI: 10.1016/j.corsci.2023.111658

9. Barbhuiya S., Das B. B., Qureshi T., Adak D. Cement-based solidification of nuclear waste: mechanisms, formulations and regulatory considerations. Journal of Environmental Management. 2024. Vol. 356. P. 120712 – 120722. DOI: 10.1016/j.jenvman.2024.120712

10. Cheng K. J., Lees C. H., Peng C. C. Design and structural analysis of high payload C1 container. Journal of Physics: Conference Series. 2024. Vol. 2878. Article ID: 012012. DOI: 10.1088/1742-6596/2878/1/012012

11. Alyokhina S., Kostikov A., Smetankina N., Gontarovskyi P., Garmash N., Melezhyk I. Methodology for determining the thermal and thermal-stress states of a concrete storage container for spent nuclear fuel for assessment of its service life. Ядерна та радіаційна безпека. 2021. Вип. 4. С. 33 – 39. Режим доступу: http://jnas.nbuv.gov.ua/article/UJRN-0001441494

12. Мелейчук С. С., Арсеньєв В. М., Івченко О.В. Тепломасообмін: навч. посіб. Суми: Сумський державний університет, 2023. 176 с.

13. Вассерман О. А., Слинько О.Г., Мальчевський В. П. Основи тепломасообміну: навч. посіб. Одеса: Фенікс, 2011. 120 с.

14. Про затвердження Технічного регламенту щодо контейнерів для зберігання та захоронення радіоактивних відходів: постанова Кабінету Міністрів України від 18 лип. 2007р. № 939. Офіційний вісник України. 2007. № 53.

15. Sand, J., et al. On the temperature in a final disposal site for high-level radioactive waste. Journal of Nuclear Materials Management, 49(3), 2021, 45 – 53.

16. International Atomic Energy Agency (IAEA). Development of Specifications for Radioactive Waste Packages. IAEA-TECDOC-1515. 2006. Vienna: IAEA.

References:

1. Alyokhina, S. V. (2018). Problemy stvorennia naukovo-metodolohichnykh osnov teplovoi bezpeky sukhoho zberihannia vidpratsovanoho yadernoho

palyva v Ukraini. [Problems of developing scientific and methodological foundations for thermal safety of dry storage of spent nuclear fuel in Ukraine]. *Problems in Mechanical Engineering, 21*(3), pp. 4 – 12. https://doi.org/10.15407/pmach2018.03.004 [in Ukrainian].

2. International Atomic Energy Agency. (2017). *Nuclear technology review.* IAEA.

3. Afanasyev, A., Gromok, L., Pavelenko, V., & Steinberg, N. (2004). Radioactive waste management in Ukraine: Status, problems, prospects. In *Fifty years of nuclear power – The next fift years: Book of extended synopses.* Vol. 35, Iss. 41, 139 – 140.

4. Olkhovyk, Y. O. (2020). Perspektyvni skhemy kondytsiiuvannia ridkykh radioaktyvnykh vidkhodiv AES Ukrainy. [Promising schemes for conditioning liquid radioactive waste at Ukrainian nuclear power plants]. *Nuclear Energy and Environment, 3*(18), 48 – 56. https://doi.org/10.31717/2311-8253.20.3.6 [in Ukrainian].

5. Energoatom. (2024). Povodzhennia z radioaktyvnymy vidkhodamy pry ekspluatatsii AES AT "NAEK Enerhoatom" [*Radioactive waste management during operation of NPPs of JSC "NNEGC Energoatom"]*. https://energoatom.com.ua/storage/bezpeka_page/KJn1oj9KTssh1cDWS52nnLm3QDjjnkweKNA6Daja.pdf . [in Ukrainian].

6. Yang, X., Huang, B., Li, T., Gan, Y., Zhu, Y., & Zheng, J. (2025). Effect of glass cooling method on thermal shock behavior of nuclear waste container. *Kerntechnik, 90*(3), 325 – 340. https://doi.org/10.1515/kern-2024-0133

7. Li, T., Yang, X., Huang, B., Gan, Y., Zhu, Y., & Zheng, J. (2025). Effect of pouring temperature and rate of glass on thermal shock behavior of nuclear waste container. *Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers, Part C: Journal of Mechanical Engineering Science, 239*, 107 – 131. https://doi.org/10.1177/09544062241297117

8. Chen, Y., Chuai, Y., Briggs, S., & Orazem, M. E. (2024). Model for corrosion of copper in a nuclear waste repository. *Corrosion Science, 226*, 11165. https://doi.org/10.1016/j.corsci.2023.111658

9. Barbhuiya, S., Das, B. B., Qureshi, T., & Adak, D. (2024). Cement-based solidification of nuclear waste: Mechanisms, formulations and regulatory considerations. *Journal of Environmental Management*, *356*, 120712–120722. https://doi.org/10. 1016/j.jenvman.2024.120712

10. Cheng, K. J., Lees, C. H., & Peng, C. C. (2024). Design and structural analysis of high payload C1 container. *Journal of Physics: Conference Series, 2878*, 012012. https://doi.org/10.1088/1742-6596/2878/1/012012

11. Alyokhina, S., Kostikov, A., Smetankina, N., Gontarovskyi, P., Garmash, N., & Melezhyk, I. (2021). Methodology for determining the thermal and thermal-stress states of a concrete storage container for spent nuclear fuel for assessment of its service life. *Nuclear and Radiation Safety*, *4*, 33–39. http://jnas.nbuv.gov.ua/article/UJRN-0001441494

12. Meleichuk, S. S., Arseniev, V. M., & Ivchenko, O. V. (2023). Teplomasoobmin [Heat and mass transfer]. Sumy: Sumy State University. [in Ukrainian].

13. Vasserman, O. A., Slynko, O. G., & Malchevskyi, V. P. (2011). Osnovy teplomasoobminu [Fundamentals of heat and mass transfer]. Odesa: Feniks. [in Ukrainian].

14. Cabinet of Ministers of Ukraine. (2007, July 18). Pro zatverdzhennia Tekhnichnoho rehlamentu shchodo konteineriv dlia zberihannia ta zakhoronennia radioaktyvnykh vidkhodiv. [On approval of the Technical regulation on containers for storage and disposal of radioactive waste]: Resolution № 939. Official Bulletin of Ukraine, (53). [in Ukrainian].

15. Sand, J., et al. (2021). On the temperature in a final disposal site for high-level radioactive waste. Journal of Nuclear Materials Management, 49(3), 45 – 53.

16. International Atomic Energy Agency. (2006). Development of specifications for radioactive waste packages (IAEA-TECDOC-1515). Vienna: IAEA.

© Т. І. Римар, О. В. Станіславчук, О. В. Римар, 2025.

Науково-методична стаття.
Надійшла до редакції 03.11.2025.
Прийнято до публікації 26.11.2025.