

УДК 536. 24: 621. 039.584

## ПРОБЛЕМИ СТВОРЕННЯ НАУКОВО- МЕТОДОЛОГІЧНИХ ОСНОВ ТЕПЛОВОЇ БЕЗПЕКИ СУХОГО ЗБЕРІГАННЯ ВІДПРАЦЬОВАНОВОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА В УКРАЇНІ

<sup>1,2</sup> С. В. Альохіна, канд техн. наук  
[svitlana.alyokhina@gmail.com](mailto:svitlana.alyokhina@gmail.com)

<sup>1</sup> Інститут проблем  
машинобудування  
ім. А.М. Підгорного НАН України,  
61046, Україна, м. Харків,  
вул. Пожарського, 2/10

<sup>2</sup> Харківський національний  
університет імені В. Н. Каразіна,  
61000, Україна, м. Харків, майдан Свободи, 4

*Подано аналітичний огляд сучасних досліджень теплових процесів за сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) та висвітлено проблеми створення науково-методологічних основ теплової безпеки сухих сховищ відпрацьованого ядерного палива. Розглянуто результати досліджень нормальних та аварійних умов експлуатації сховищ ВЯП, а також результати наукових доробок, що спрямовані на підвищення ефективності роботи основного обладнання та загального рівня безпеки сховищ. Наведені переваги та недоліки сучасних підходів до теплових досліджень під час зберігання відпрацьованого ядерного палива. За чисельних досліджень основним лімітуючим фактором є обчислювальні ресурси. Отже, у рамках консервативного підходу, що домінує під час аналізу безпеки, використовують геометричні спрощення, еквівалентні теплофізичні властивості окремих компонентів або спрощують задачу, розглядаючи частину об'єкта в найбільш вірогідних умовах експлуатації. Висвітлюючи стан проблеми теплового дослідження аварійних режимів зберігання, показано, що відсутні дослідження ряду аварійних ситуацій, не приділено уваги узагальненню результатів існуючих досліджень та, зазвичай, не визначаються температури безпосередньо палива в контейнерах зберігання, що значно обмежує цінність таких результатів. У роботі висвітлені напрями проведення оптимізаційних досліджень за сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива енергетичних реакторів, обґрунтована необхідність проведення досліджень щодо прогнозування теплового стану ВЯП та робіт, що направлені на створення спеціальних захисних конструкцій, основною функцією яких буде поліпшення теплового стану палива та основного обладнання. Зазначена необхідність формалізації теплових процесів, що мають місце під час зберігання ВЯП, та включення результатів до науково-методологічних основ безпеки експлуатації сховищ відпрацьованого ядерного палива.*

**Ключові слова:** *теплова безпека, відпрацьоване ядерне паливо, теплові процеси, аварійні ситуації, нормальні умови експлуатації, сухе контейнерне сховище, сухе модульне сховище.*

### Актуальність

Проблема зберігання відпрацьованого ядерного палива у світі, і в Україні зокрема, останнім часом набуває все більшого значення [1–3]. Оскільки доля атомної енергії у загальному обсязі електроенергії, що виробляється в Україні, традиційно висока і складає понад 50 %, щороку від енергетичних реакторів чотирьох діючих атомних електростанцій утворюється значна кількість високоактивних радіоактивних відходів, до яких належить і відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП).

Проблема поводження з відпрацьованим ядерним паливом енергетичних реакторів в нашій країні регулюється, зокрема, наказом Міністерства енергетики та вугільної промисловості України від 19.06.2015 № 386 «Про затвердження Стратегічних напрямів поводження з відпрацьованим ядерним паливом атомних електростанцій України з реакторами типу ВВЕР на період до 2030 року та Планів заходів щодо їх реалізації» [4]. Ним передбачено довгострокове зберігання ВЯП Запорізької АЕС на пристанційному сховищі, паливо інших вітчизняних реакторів – у сховищах зони відчуження Чорнобильської АЕС.

Довгострокове зберігання ВЯП на території України сьогодні фактично здійснюється лише на найбільшій атомній електростанції – Запорізькій. Пристанційне сухе сховище відпрацьованого ядерного палива (ССВЯП) розраховане на зберігання понад 9 тисяч відпрацьованих паливних збірок шести реакторів ВВЕР-1000 Запорізької АЕС та передбачає експлуатацію близько 50 років, тобто протягом проектного строку експлуатації атомної станції [5].

Окрім ССВЯП Запорізької АЕС, ще два сховища відпрацьованого ядерного палива в Україні плануються до введення в експлуатацію. Це сховище ВЯП для палива реакторів РБМК-1000 Чорнобильської

АЕС (СВЯП-2) та централізоване сховище – для інших діючих реакторів атомних станцій України (ЦСВЯП) [6]. Обидва зазначені сховища будуть реалізовувати так званий «сухий» метод зберігання, тобто без використання води як охолоджувача відпрацьованого палива.

Сухий спосіб зберігання ВЯП є досить розповсюдженою стратегією поводження з відпрацьованим паливом для країн з незамкненим ядерним паливним циклом. Існує декілька типів сухих сховищ, два з них будуть використовуватись у сховищах в Україні – контейнерне зберігання (у ССВЯП Запорізької АЕС і ЦСВЯП) та модульне (у СВЯП-2). Незважаючи на відмінність у конструкціях основного обладнання зберігання сховища мають спільні науково-технологічні проблеми безпеки експлуатації, на вирішення яких і повинен бути спрямований їхній науковий супровід.

Безпека експлуатації будь-якого сховища ВЯП є комплексним поняттям [6] і, окрім заходів з ядерної та радіаційної безпеки, включає в себе створення належних умов для теплових режимів протягом усього терміну функціонування об'єкта зберігання, тобто вимагає дотримання норм теплової безпеки. Оскільки експлуатація сховищ, зазвичай, планується на період в декілька десятків років, умови зберігання, теплофізичні властивості матеріалів основного обладнання та ВЯП, а також його енергетичні характеристики змінюються досить суттєво. Через це виникають задачі розв'язання проблем у сфері теплового моніторингу й керування старінням обладнання та ВЯП, що неможливе без детального вивчення та узагальнення характеру перебігу теплових процесів.

Метою цієї роботи є аналітичний огляд сучасних досліджень теплових процесів за сухого зберігання ВЯП та висвітлення проблем створення науково-методологічних основ теплової безпеки сухих сховищ відпрацьованого ядерного палива.

### **Підходи до теплових досліджень під час зберігання ВЯП**

Існує багато науково-дослідних робіт провідних вітчизняних і зарубіжних вчених, які висвітлюють проблеми визначення рівня радіаційного випромінювання та його вплив на персонал і навколишнє середовище, дотримання необхідного рівня критичності та запобігання виникненню невідконтрольної ядерної реакції, створення додаткових радіаційно-захисних конструкцій і т. ін. На жаль, тепловій складовій комплексного поняття безпеки сухих сховищ ВЯП приділяється мало уваги.

Традиційним підходом під час аналізу теплової безпеки, зазвичай, є окремі теплові розрахунки на етапі проектування основного обладнання сховища із значною кількістю припущень та високим ступенем завищення базових параметрів з метою закладення у конструкцію так званого “запасу” надійності. Однак такий підхід, хоч і виправдовує себе у ряді позаштатних ситуацій протягом терміну експлуатації, не може вважатись у повній мірі ефективним. Завжди існує необхідність повного розуміння процесів, що відбуваються з ВЯП у тій чи іншій ситуації, для розробки ефективних мір протидії виникненню аварійних ситуацій та подальшого підвищення рівня безпеки експлуатації обладнання чи з метою його модернізації, що може бути викликано комерційною конкуренцією на ринку поводження з відпрацьованим ядерним паливом.

Ефективною методологією під час визначення детального теплового стану ВЯП є розв'язання задач обчислювальної гідрогазодинаміки (Computational Fluid Dynamics, CFD). Така методологія може бути реалізована у комерційних або у відкритих CFD-програмах. На жаль, усі відомі дослідження теплового стану ВЯП під час зберігання, де застосовується CFD-методологія, мають деякі недоліки. Так, наприклад, у роботах [7, 8] не розглядається рух охолоджуючого середовища або задача розв'язується у двовимірній постановці [9, 10]. Деякі дослідники під час аналізу безпеки зберігання ВЯП використовують спрощену геометричну модель основного обладнання зберігання та еквівалентні теплофізичні властивості матеріалів [11, 12]. Проте такий підхід не дозволяє отримати детальну інформацію про тепловий стан ВЯП протягом зберігання навіть із застосуванням CFD-методології, адже частина обладнання зберігання розглядається як суцільне тіло.

Слід зазначити, що використання еквівалентних теплофізичних властивостей відпрацьованого ядерного палива є досить розповсюдженим підходом, що має ряд переваг. Так, замінюючи частину розрахункової області однорідним тілом з еквівалентними теплофізичними властивостями, значно економляться обчислювальні ресурси. Правильно вибираючи еквівалентні теплофізичні властивості, в розрахунки гарантовано закладається «запас надійності», що є, безумовно, перевагою під час експлуатації об'єктів підвищеної небезпеки.

Існує декілька ключових досліджень щодо визначення еквівалентної теплопровідності паливних збірок різних реакторів. Відомо дві моделі для обчислення еквівалентної теплопровідності, що викорис-

товуються переважно закордонними вченими для оцінки теплового стану відпрацьованих паливних збірок. Перша з них – це дослідження [13], що базуються на дворегіонній моделі та одновимірній аналітичній моделі теплопровідності. Інша модель [14] ґрунтується на скінченноелементному теплому аналізі різних паливних збірок, що зберігаються в різному середовищі. Відмінність між цими двома моделями полягає в тому, що променева та кондуктивна складова в дворегіонній моделі подані як нелінійна температурна залежність у другій.

В дослідженні [15] автором запропоновано розглядати паливні збірки як однорідні стрижні з постійною теплопровідністю та внутрішнім джерелом теплоти. Метод базувався на чисельному моделюванні та підборі значення еквівалентної теплопровідності. Значення було знайдено для різних частин паливної збірки, порівняно з експериментальними даними, та обчислено як середнє для усієї збірки.

Моделі еквівалентної теплопровідності були протестовані та порівняні у роботі [11] для обчислення максимальної температури збірки з використанням двовимірної скінченноелементної моделі. Як результат, була зазначена необхідність застосування нерівномірної температури стінки корзини зберігання.

Інший чисельний підхід з використанням розв'язання двовимірних задач CFD було розглянуто у [16] для моделювання теплового стану корзин зі збірками реакторів PWR. Це дозволило взяти до уваги конвективний рух газу та радіаційний теплообмін через зону палива та врахувати його вплив на процеси теплопровідності у твердих тілах.

Усі зазначені методика обчислення еквівалентної теплопровідності спрямовані на визначення її для паливних збірок, а не для групи збірок, розташованих у герметичній ємності, а також для чотирьохгранних збірок різних типів реакторів. Це створює ряд обмежень і не дозволяє використовувати отримані результати для моделювання теплових процесів у великих сховищах ВЯП та тих, де зберігаються шестигранні збірки реакторів ВВЕР. Отже, існує необхідність розширення методології застосування еквівалентної теплопровідності для використання під час аналізу теплової безпеки великих об'єктів зберігання ВЯП, зокрема і в Україні.

Особливістю багатьох теплових досліджень є проведення аналізу процесів, що відбуваються під час зберігання ВЯП, у стаціонарній постановці. На жаль, дуже часто дослідження нестационарного теплообміну щодо ядерного палива виконані для умов його знаходження у реакторі [наприклад, 17, 18]. Такі результати є важливими, але теплові процеси під час сухого зберігання палива дещо відрізняються від тих, що мають місце у реакторі. У відкритих джерелах, однак, зустрічаються дослідження щодо нестационарного теплового стану об'єктів на завершальному етапі ядерного паливного циклу [19, 20]. Однак вони стосуються підземних сховищ або короткого періоду транспортування ВЯП і не можуть бути використані для аналізу теплової безпеки проміжних сховищ.

Проблему зміни теплового стану ВЯП протягом терміну зберігання деякі автори розглядають у квазістаціонарній постановці [21, 22], але такий підхід не відображає повною мірою перехідних процесів в основному обладнанні зберігання і паливі, отже, не може бути застосований під час аналізу теплової безпеки.

Нестационарні дослідження з використанням CFD-методів застосовуються, переважно, до компонентів контейнерів зберігання [20] або моделюються спеціальні умови зберігання [23,24] чи невентильовані контейнери [25]. На жаль, такі результати не можуть бути використані під час теплового аналізу сховищ інших типів.

Для деяких задач теплового аналізу у відкритих літературних джерелах взагалі не було знайдено результатів щодо прогнозування теплового стану ВЯП та основного обладнання. Схожа ситуація склалась і з захисними конструкціями, що, переважно, розробляються для зменшення рівня радіації, а не для локалізації впливу зовнішніх факторів, які можуть призвести до підвищення рівня температур палива, що зберігається.

### **Дослідження аварійних режимів**

Дослідження аварійних режимів експлуатації основного обладнання зберігання відпрацьованого ядерного палива є необхідною складовою аналізу безпеки будь-якого сховища. Досліджень у цьому напрямі, зазвичай, багато, але присвячені вони вузькому переліку аварійних ситуацій, що мають найбільшу вірогідність виникнення. До таких аварійних ситуацій відносять екстремальні температури атмосферного повітря для регіону, де експлуатується сховище ВЯП [25], пожежу [26, 27] й аварії зі втратою охолоджувача (для мокрих сховищ – втрата води, для сухих вентильованих сховищ – відсутність руху охолоджуючого повітря) [8,28]. Такі аварійні ситуації аналізуються, як правило, з точки зору консервативного підходу з великою кількістю припущень і не дають відповіді на питання, які саме температури ВЯП будуть досягатись і які температурні поля матимуть елементи основного обладнання зберігання.

Так, у роботі [8] розглянуто вентиляований контейнер, корзина якого була подана суцільним тілом з еквівалентною теплопровідністю, та визначені температури поверхні корзини за умов повної та часткової втрат охолодження. Задача була розглянута у квазістаціонарній постановці. Проте результатів щодо температур палива всередині корзини зберігання не наведено, отже, неможливо визначити, чи дотримуються критерії теплової безпеки. У роботах [26, 27] розглянуті деякі стандартні аварійні ситуації, однак теж застосовано підхід, у якому розрахункова область спрощується для зменшення розрахункового часу та економії обчислювальних ресурсів. У жодному із зазначених вище досліджень не вказано, які саме температури матимуть відпрацьовані паливні збірки, адже корзина з паливом відповідно до консервативного підходу розглядалась як суцільне тіло з еквівалентною теплопровідністю.

Ще одним недоліком під час теплового аналізу аварійних ситуацій можна вважати суттєве обмеження переліку можливих ситуацій. Так, наприклад, не розглядаються варіанти часткового перекриття каналів, а лише ситуації з повним та 50 %-м перекриттям [8, 29]. Отже, у такому випадку додатковий тепловий аналіз аварійних ситуацій є необхідним для оцінки безпеки експлуатації сховищ ВЯП.

Як показав огляд літератури, таким проектним аваріям, як перекидання контейнера, зсув корзини зберігання тощо, увага приділяється лише під час аналізу цілісності обладнання зберігання [наприклад, 30, 31]. Зазвичай результати досліджень показують надійність обладнання і відсутність механічних пошкоджень ВЯП, що зберігається, проте питання, наскільки зміняться теплові режими зберігання внаслідок аварії, залишається відкритим. Обмежений перелік аварійних ситуацій розглянуто і для єдиного в Україні сухого сховища ВЯП на Запорізькій АЕС, звіт про аналіз безпеки якого не містить даних щодо рівня можливих температур ВЯП за умов деяких проектних аварій [32].

### Оптимізаційні дослідження

Під час зберігання відпрацьованого ядерного палива часто постають задачі проведення оптимізаційних досліджень щодо обладнання, в якому здійснюється це зберігання [33, 34], або щодо технологічних процесів [35, 36], для підвищення загального рівня безпеки сховища. Так, наприклад, щодо СВЯП-2 проведені роботи, направлені на зменшення кількості радіоактивних відходів та запропонована оптимальна схема поводження з ними [37]. Однак роботи такого типу хоч і мають значне практичне значення, проте не розв'язують проблем безпеки зберігання ВЯП повною мірою, зокрема проблеми створення належних теплових режимів зберігання.

Зменшення загального рівня температур основного обладнання зберігання та відпрацьованого ядерного палива і, як наслідок, підвищення рівня теплової безпеки сховища протягом всього терміну його експлуатації можливе, наприклад, за рахунок таких дій, як оптимальне розміщення паливних збірок в корзинах зберігання та контейнерів на площадці сховища, оптимізації параметрів системи охолодження і т. ін. На жаль, робіт у цьому напрямі мало, вони містять, переважно, перелік конструкторських або технологічних рішень, результати розв'язання окремих прикладних задач або мають оглядовий характер. Так, у роботі [38] наведено опис принципу дії ряду систем сухого зберігання ВЯП та дається опис систем тепловідведення разом із аналізом режимів їхньої роботи в різних умовах експлуатації. З результатів дослідження видно найбільш оптимальні режими експлуатації з точки зору зменшення загального рівня температур основного обладнання та палива, що зберігається. На відміну від [38], у роботі [39] проведено аналіз впливу ряду факторів на тепловий стан ВЯП та визначено ті, що є найважливішими під час аналізу теплової безпеки. Однак чітких рекомендацій щодо зміни характеристик обладнання зберігання, умов експлуатації чи способу завантаження ВЯП не надано, так само як і не зазначена можливість поширення отриманих результатів на обладнання іншого

Аналіз роботи систем сухого зберігання ВЯП, їх порівняльний аналіз та висвітлення шляхів модернізації основного обладнання зберігання є розповсюдженим підходом серед вітчизняних та закордонних дослідників. Так, наприклад, у роботі [40] висвітлено етапи розвитку систем охолодження під час зберігання ВЯП та запропоновано нові способи відведення залишкового тепла ВЯП протягом усього терміну його зберігання. Дослідження [41] також носить оглядово-аналітичний характер і має значний доробок щодо принципу роботи систем охолодження, який увійшов до ряду винаходів, запатентованих авторами. Зазначені та інші дослідження хоч і не мають чіткого оптимізаційного характеру, однак можуть бути віднесені до цього класу. Вони, зазвичай, направлені на більш ефективну «організацію» теплових процесів, що мають місце в обладнанні зберігання, тобто оптимізують роботу систем охолодження, підвищуючи їхню ефективність.

Стосовно досліджень, направлених на оптимізацію завантаження контейнерів (корзин) з ВЯП та розміщення їх у сховищах для зменшення рівня температур та підвищення рівня теплової безпеки, слід

зазначити майже повну відсутність результатів. Наприклад, для модульних сховищ, що плануються для використання у СВЯП-2, досліджень такого типу у відкритих джерелах не знайдено. Для обладнання, що планується для використання у ЦСВЯП, існують окремі результати теплових досліджень (наприклад, зазначена вище робота [39]), але лише частково і без рекомендацій щодо алгоритму встановлення контейнерів чи завантаження паливних збірок. Для вже існуючого сховища ВЯП Запорізької АЕС такі роботи частково були проведені [42], але вони теж мали деякі обмеження, тобто було запропоновано кілька варіантів завантаження відпрацьованих збірок у корзину зберігання без загального алгоритму, якого слід дотримуватись протягом усього терміну експлуатації сховища.

## Висновки

Дослідження теплових процесів під час сухого зберігання ВЯП у контейнерних або модульних сховищах є необхідною складовою аналізу безпеки їхньої експлуатації. У цьому аспекті постає ряд задач, зокрема, дослідження нормальних та аварійних умов експлуатації, та таких, що спрямовані на підвищення рівня безпеки та поліпшення ефективності роботи основного обладнання. Серед зазначених типів досліджень домінують чисельні розрахунки порівняно з натурними експериментами, що, перш за все, обумовлено підвищеною небезпекою поводження з радіоактивними матеріалами.

Під час аналізу нормальних умов експлуатації основною проблемою є обмеженість обчислювальних потужностей, отже, використовують спрощення геометрії, еквівалентні теплофізичні властивості або розв'язують задачу лише для частини об'єкта. У всіх зазначених випадках задачі, зазвичай, розв'язуються на етапі первинної оцінки безпеки об'єкта сухого зберігання ВЯП, результати стосуються конкретних, чітко описаних ситуацій і відсутнє узагальнення даних щодо перебігу теплових процесів у ВЯП. Зважаючи на це існує необхідність проведення додаткових досліджень, особливо для тих типів сухих сховищ, що використовуються в Україні, узагальнення їхніх результатів та створення науково-методологічних основ для аналізу теплової безпеки об'єктів такого типу.

Як показав аналіз сучасних досліджень, аварійні ситуації під час зберігання ВЯП сухим способом розглядаються лише частково, не узагальнюються процеси, що відбуваються під час аварії, та, як наслідок, не висуваються рекомендації щодо поліпшення конструктивних характеристик основного обладнання зберігання. Проведення додаткових досліджень та узагальнення результатів у цій сфері є необхідною складовою створення науково-методологічних основ безпеки експлуатації сухих сховищ ВЯП.

Усі відомі дослідження, що можуть бути віднесені до класу оптимізаційних, на жаль, мають ряд недоліків. Це, зокрема, відсутність узагальнення щодо факторів, які впливають на рівень теплової безпеки під час зберігання ВЯП, уніфікованість результатів та їхня практична цінність для обладнання зберігання різних виробників, залежність від умов зберігання та експлуатації сховищ і т. ін. Отже, формалізація процесів, що відбуваються під час зберігання ВЯП, і пошук оптимальних параметрів обладнання та умов зберігання є важливими складовими під час аналізу теплової безпеки і повинні бути включені до науково-методологічних основ безпеки експлуатації сховищ відпрацьованого ядерного палива.

Роботи виконані у рамках спільного українсько-литовського науково-дослідного проекту М/81-2018, що фінансується Міністерством освіти і науки України, та за часткової підтримки Міжнародної агенції з атомної енергії (МАГАТЕ) відповідно до договору CRP-20605.

## Література

1. Nuclear technology review. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2017. 54 p.
2. Патон Б. Е., Неклюдов И. М., Красноруцкий В. С. Будущее атомной энергетики определяет задачи ядерного топливного цикла Украины. *Вопр. атом. науки и техники*. 2013. № 5(87). С. 3–10.
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. Про затвердження Стратегічних напрямів поводження з відпрацьованим ядерним паливом атомних електростанцій України з реакторами типу ВВЕР на період до 2030 року та Планів заходів щодо їх реалізації [Електронний ресурс]: Наказ Мін-ва енергетики та вугільної пром-сті України від 19.06.2015 № 386 / Інформаційно-аналітична система по законодавству України – Режим доступу: <http://parusconsultant.com/?doc=09NZ22A550>. – Назва з екрана.

5. Рудычев В. Г., Алёхина С. В., Голощапов В. Н. и др. Безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива (под общ. ред. Ю. М. Мацевитого, И. И. Залобовского). Харьков: Харьк. нац. ун-т им. В. Н. Каразина, 2013. 200 с.
6. Носовский А. В., Васильченко В. Н., Павленко А. А., Письменный Е. Н., Широков С. В. Введение в безопасность ядерных технологий ( под ред. А. В. Носовского). Київ: Техніка, 2006. 360 с.
7. Wataru M., Takeda H., Shirai K., Saegusa T. Thermal hydraulic analysis compared with tests of full-scale concrete casks. *Nuclear Eng. and Design*. 2008. №. 238. P. 1213–1219. doi: 10.1016/j.nucengdes.2007.03.036
8. Wataru M., Takeda H., Shirai K., Saegusa T. Heat removal verification tests of full-scale concrete casks under accident conditions. *Nuclear Eng. and Design*. 2008. №. 238. P. 1206–1212.
9. Yamakawa H., Gomi Y., Ozaki S., Kosaki A. Thermal test and analysis of a spent fuel storage cask. *Packaging and Transportation of Radioactive Materials*. Proc. the 10th Intern. Symposium (London, 13–18 Sept. 1992). London, 2010. P. 549–556.
10. Yamakawa H., Wataru M., Kouno Y., Saegusa T. Demonstration test for a shipping cask transporting high burn-up spent fuels – thermal test and analyses. *Packaging and Transportation of Radioactive Materials*. Proc. the 12th Intern. Symposium (Paris, 10–15 May 1998). Paris, 1998. P. 659–666.
11. Greiner M., Gangadharan K. K., Gudipati M. Use of fuel assembly/backfill gas effective thermal conductivity models to predict basket and fuel cladding temperatures within a rail package during normal transport. *ASME Pressure Vessels and Piping Division Conf. Proc.* (Vancouver, 23–27 July 2006). Vancouver, 2006. P. 2–11.
12. Li J., Murakami H., Liu Y., Gomez P. E. A., Gudipati M., Greiner M. Peak cladding temperature in a spent fuel storage or transportation cask. *Packaging and Transportation of Radioactive Materials*. Proc. the 15th Intern. Symposium (Miami, 21–26 October 2007). Miami, 2007. P. 21–32.
13. Manteufel R. D., Todreas N. E. Analytic formulae for the effective conductivity of a square or hexagonal array of parallel tubes. *Intern. J. Heat and Mass Transfer*. 1994. №. 37. P. 647 – 657. doi: 10.1016/0017-9310(94)90136-8
14. Bahney III R. H., Lotz T. L. Spent Nuclear Fuel Effective Thermal Conductivity Report. U.S. Department of Energy, 1996. 204 p.
15. Thomas G. R., Carlson R. W. Evaluation of the Use of Homogenized Fuel Assemblies in the Thermal Analysis of Spent Fuel Storage Casks. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1999. 57 p.
16. Kamichetty, K. K. Geometrically Accurate and Homogenized Fuel Region Models to Predict Fuel Cladding Temperatures within a Truck cask under Normal and Fire Accident Conditions: Thesis Master Sci. in Mech. Eng. / University of Nevada. Reno, 2010. 58 p.
17. Lebon G., Mathieu Ph., Van J. V. Modeling of the transient heat transfer in a nuclear reactor fuel rod using a variational procedure. *Nuclear Eng. and Design*. 1979. Vol. 51. Iss. 2. P. 133–142.
18. Othman R. Steady State and Transient Analysis of Heat Conduction in Nuclear Fuel Elements: Master's Degree Project / Royal Institute of Technology. Stockholm, 2004.
19. Talukder N. K. Unsteady heat conduction in the soil layers above underground repository for spent nuclear fuel. *Warme- und Stoffübertragung Zeitschrift*. 2000. Vol. 36, Iss. 2, P. 143–146.
20. Fort J. A., Cuta J. M., Bajwa C. S., Baglietto E. Modeling Heat Transfer in Spent Fuel Transfer Cask Neutron Shields: A Challenging Problem in Natural Convection. *ASME Pressure Vessels and Piping Division/K-PVP Conf. Proc.* (Bellevue, 18-22 July 2010). Bellevue, 2010. P. 45–50. doi: 10.1115/PVP2010-25752
21. Lee S. Y. Heat Transfer Modeling of Dry Spent Nuclear Fuel Storage Facilities, proceedings of 1999 ASME National Heat Transfer Conf. (Albuquerque, 15-17 August 1999). Albuquerque, 1999. P. 53–59.
22. Chalasani N. R., Greiner M. Natural convection/radiation heat transfer simulations of enclosed array of vertical rods. *Packaging, Transport, Storage & Security of Radioactive Material*. 2009. Vol. 20. No. 3. P.117–125. doi: 10.1115/pvp2006-icpvt-11-93734
23. Kwon Y. J. Finite Element Analysis of Transient Heat Transfer in and Around a Deep Geological Repository for a Spent Nuclear Fuel Disposal Canister and the Heat Generation of the Spent Nuclear Fuel. *Nuclear Sci. and Eng.*. 2010. Vol. 164. №. 3. P. 264–286. doi: dx.doi.org/10.13182/NSE09-11
24. Burnham Ch., Dreifke M., Ahn Ch., Shell D., Giminaro A., Shanahan M. Spent Nuclear Fuel Storage in a Molten Salt Pool: Honors Thesis Projects / University of Tennessee. Knoxville, 2012.
25. Poskas R., Simonis V., Poskas P., Sirvydas A. Thermal analysis of CASTOR RBMK-1500 casks during long-term storage of spent nuclear fuel. *Annals of Nuclear Energy*. 2017. № 99. P. 40–46. doi: 10.1016/j.anucene.2016.09.031
26. Droste B., Völzke H., Wieser G., Qiao L. Safety margins of spent fuel transport and storage casks considering aircraft crash impacts. *Ramtrans*. 2002. Vol. 13. №. 3–4. P. 313–316.
27. Pugliese G., LoFrano R., Forasassi G. Spent fuel transport cask thermal evaluation under normal and accident conditions. *Nuclear Eng. and Design*. 2010. Vol. 6. №. 240. P. 1699–1706.
28. Fedorovich E. D., Karyakin Y. E., Mikhailov V. E., Astafieva V. O., Pletnev A. A. Modeling of heatmasstransfer in "wet" and "dry" storages for spent nuclear fuel. *14th Intern. Heat Transfer Conf. Proc.* 2010. Vol. 7. P. 303–310.

29. Zhang Y., Ouyang Y., Zhou Y., Liu J. Accident safety evaluation method for spent fuel dry storage facilities. *Intern.l Conf. on Nuclear Eng. Proc.* 2017. Vol. 7. P. 17–20.
30. Saegusa T., Mayuzumi M., Ito C., Shirai K. Experimental studies on safety of dry cask storage technology of spent fuel allowable temperature of cladding and integrity of cask under accidents. *J. Nuclear Sci. and Techn.* 1996. Vol. 33. Iss. 3. P. 250–258.
31. Shirai K., Wataru M., Takeda H., Tani J., Arai T., Saegusa T. Testing of Metal Cask and Concrete Cask. *Intern. Conf. Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors. Proc.* (Vienna, 5 – 19 June 2015). Vienna, 2015. P. 102–105.
32. Safety Analysis report for Dry Spent Nuclear Fuel Storage Facility of Zaporizhska NPP. Version 3.01.1 / SE «Zaporizhska NPP». – Inv. No. 1526(3). – Energodar, 2008. 624 p.
33. Алёхина С. В., Голощапов В. Н., Костиков А. О. Оптимизация ширины вентиляционного тракта контейнера с отработанным ядерным топливом. *Проблемы машиностроения.* 2011. Т.14. № 6. С. 23–29.
34. Danker W., Schneider K. Optimization of cask capacity for long term spent fuel storage. *Storage of Spent Fuel from Power Reactors. Proc. the Intern. Conf.* (Vienna, 2-6 June 2003). Vienna, 2003. P. 195–201.
35. Nagano K. An economic analysis of spent fuel management and storage. *11th Pacific Basin Nuclear Conf.* Proc. (Toronto, 3–7 May 1998). Toronto, 1998. Vol. 2. P. 1073–1080.
36. Шаманин И. В., Гаврилов П. М., Беденко С. В., Мартынов В. В. Оптимизация нейтронно-физических характеристик систем хранения отработанного топлива. *Изв. Томск. политехн. ун-та.* 2012. Т. 320. № 4. С.10–14.
37. Батий В. Г., Кафтанатина О. А., Морозов Ю. В., Правдивый А. А., Рудько В. М., Богуцкий Д. В. Оптимизация процесса обращения с радиоактивными отходами в процессе эксплуатации нового хранилища отработавшего ядерного топлива Чернобыльской АЭС. *Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля.* 2011. Вип. 17. С. 147–153.
38. Monograph on Spent Nuclear Fuel Storage Technologies. Institute of Nuclear Materials Management, 1997. 270 p.
39. Herranz L. E., Penalva J., Fera F. CFD analysis of a cask for spent fuel dry storage: Model fundamentals and sensitivity studies. *Annals of Nuclear Energy.* 2015. Vol. 76. P. 54–62.
40. Письменный Е. Н., Гершуни А. Н., Нищак А. П. Состояние и развитие систем охлаждения отработанного ядерного топлива. *Пром. теплотехника.* 2000. Т. 22. № 5–6. С. 82–87.
41. Радченко М. В., Макачук Т. Ф. Современные тенденции обращения с облученным ядерным топливом. Аналитический обзор. М.: Издат. дом «Азимут». 2008. 294 с.
42. Костиков А. О. Ідентифікація та оптимізація геометричних параметрів об'єктів енергетики і радіоелектроніки шляхом розв'язання обернених задач теплопровідності: Автореферат дис. ... д-ра техн. наук / Ін-т проблем машинобудування ім. А. М. Підгорного НАН України. Харків, 2011. 34 с.

Надійшла до редакції 26.06.2018