УДК 536.24:621.039.584

УМОВИ ТЕПЛООБМІНУ В КОНТЕЙНЕРІ СУХОГО ЗБЕРІГАННЯ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ЕНЕРГЕТИЧНИХ РЕАКТОРІВ

АЛЬОХІНА С.В. канд. техн. наук, старший науковий співробітник, старший науковий співробітник Інституту проблем машинобудування ім. А. М. Підгорного НАН України, доцент кафедри теплофізики, молекулярної фізики та енергоефективності Харківського національного університету імені В.Н.Каразіна, м. Харків, Україна, e-mail: alyokhina@karazin.ua

Мета роботи. *Обґрунтування безпеки експлуатації сухого сховища відпрацьованого ядерного палива енергетичних реакторів ВВЕР-1000 Запорізької АЕС шляхом проведення чисельних досліджень теплових процесів в контейнері сухого зберігання.*

Методи дослідження. *Математичне моделювання, чисельне розв'язання прямих спряжених та обернених задач теплообміну.*

Отримані результати. *Отримані розподіл температур та коефіцієнтів тепловіддачі на поверхнях направляючих труб в корзині зберігання відпрацьованих паливних збірок енергетичних реакторів ВВЕР-1000 Запорізької АЕС. Із застосуванням ітеративної методики моделювання теплових процесів отримані детальні поля температур відпрацьованих паливних збірок в корзині зберігання. Визначені максимальні температури в кожній з відпрацьованих збірок та ідентифіковані місця розташування найбільш гарячих твелів.*

Наукова новизна. *Вперше із застосуванням ітеративної методики моделювання теплових процесів при сухому зберіганні відпрацьованого ядерного палива отримано детальну інформацію про теплові процеси в середині корзини з відпрацьованим паливом в нормальних умовах експлуатації.*

Практична цінність. *Підтверджено безпеку зберігання відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР-1000 у сухому сховищі Запорізької АЕС. Отримані результати доцільні для використання при створенні науково-методологічних основ безпеки сухого зберігання відпрацьованого палива енергетичних реакторів, а також корисні при розробці та впровадженні конструктивних та технологічних рішень стосовно створення або модернізації обладнання зберігання відпрацьованого ядерного палива енергетичних реакторів.*

Ключові слова: атомна електроенергетика; відпрацьоване ядерне паливо; вентильований контейнер сухого зберігання; відпрацьовані паливні збірки; теплові процеси; спряжені задачі теплообміну; коефіцієнт тепловіддачі

I. ВСТУП

На сучасному етапі розвитку енергетичної галузі України все більшу актуальність набувають питання енергобезпеки та енергонезалежності. Традиційні для України джерела енергії – вугілля та газ – відходять на другий план та постійно зростає частка атомних електростанцій у загальному видобутку електроенергії. Цілком природно, що маючи велику долю виробництва електроенергії атомними станціями (на сьогодні більш ніж 50%), для України постає проблема поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). Донедавна проблема поводження з відпрацьованим паливом в Україні вирішувалась шляхом вивезення ВЯП на переробку до Російської федерації, що потребувало значних фінансових витрат та знижувало рівень енергонезалежності нашої країни. Такий стан речей спонукав розробку так званого «відкладеного» рішення – тривалого (50 років і більше) зберігання ВЯП у сухих сховищах. Лідером у вирішенні проблеми поводження з ВЯП в Україні стала найбільша в Європі Запорізька АЕС, на території якої було створене найбільше в Європі сухе сховище відпрацьованого ядерного палива (ССВЯП).

Створення і введення в експлуатацію на Запорізькій АЕС ССВЯП, як складової енергонезалежності України, та подальше здійснення його безпечного функціонування неможливе без науково-технічного супроводу, який включає в себе розробку, вдосконалення методик визначення параметрів ядерної, радіаційної безпеки та комплексу заходів щодо дотримання безпечних теплових режимів експлуатації сховища.

II. АНАЛІЗ ДОСЛІДЖЕНЬ І ПУБЛІКАЦІЙ

Роботи по визначенню теплового стану відпрацьованих паливних збірок при сухому зберіганні проводяться багатьма науковцями світу [1]–[6], особливо у тих країнах, де активно використовується технологія сухого зберігання (США, Японія та ін.). Серед усіх підходів до моделювання теплового стану відпрацьованих паливних збірок, що застосовуються, можна виділити два основних.

Відповідно до першого і найбільш розповсюдженого підходу при моделюванні теплових процесів при сухому зберіганні відпрацьованого ядерного па-

© Альохіна С.В., 2018
DOI 10.15588/1607-6761-2018-2-3

лива збірки розглядаються як суцільні конструкції з відповідними еквівалентними теплофізичними властивостями [1], [2] – [5]. У такого підходу є свої позитивні та негативні риси. Розглянемо їх детальніше.

При розробці критеріїв безпеки сухих сховищ ВЯП, одним з яких є температура оболонок твелів, що входять до складу паливних збірок, важливим є створення таких умов експлуатації, коли гарантовано не відбудеться занадто велике підвищення температури, що може зруйнувати оболонку твела, та викликати спонтанну ланцюгову реакцію. Для таких задач часто використовується підхід, коли у тепловий розрахунок свідомо закладаються припущення, які зрештою завищують максимальні температури у відпрацьованих паливних збірках. Якщо критерії безпеки створені із застосуванням результатів такого розрахунку то під час їх дотримання створюється своєрідний запас температур, який в умовах експлуатації дає додаткові гарантії безпеки.

При аналізі теплової безпеки часто використовують методи, коли збірки представлені суцільними теплогенеруючими конструкціями з еквівалентними теплофізичними властивостями. Як було зазначено вище, такий підхід створює додаткові гарантії безпеки, оскільки результати дещо завищені через використання еквівалентного коефіцієнту теплопровідності. Це, безумовно, корисно при створенні критеріїв безпеки, але не дає детального уявлення про температури компонентів збірки.

Складністю цього підходу є також необхідність визначення еквівалентних теплофізичних властивостей. Оскільки тіла, що розглядаються як суцільні, насправді є поєднанням твердотільних елементів з різними теплофізичними властивостями, а в деяких випадках поєднанням рухомого середовища та твердотільних елементів. Останній випадок найбільш складний, оскільки за таких умов в тілі необхідно розглядати не лише процеси теплопровідності, але й конвективний перенос тепла.

Для визначення еквівалентного коефіцієнту теплопровідності використовують методологію розв'язання обернених задач теплообміну [7], [8] або обернених спряжених задач теплообміну [9], яка потребує значної кількості чисельних розрахунків та складна у реалізації.

Незважаючи на перелічені труднощі використання геометричних спрощень є дуже розповсюдженим при проведенні інженерних розрахунків, оскільки значно економить обчислювальні ресурси та дає прийнятні результати.

Альтернативою цьому підходу є детальний розгляд конструкції того чи іншого елементу [10], [11]. Такий підхід потребує значної кількості комп'ютерного часу через необхідність оперувати великим обсягом даних. Для того, щоб прискорити розрахунки часто розглядають задачу у двовимірній постановці, тобто моделюють найбільш термонапружену частину відпрацьованої паливної збірки чи контейнеру зберігання [3], [4], [6], [7]. Однак у такій постановці неможливо врахувати усі особливості теплообміну, зокрема конвективний перенос тепла.

Для детального уявлення про теплові процеси при сухому зберіганні відпрацьованого ядерного палива необхідно використовувати методологію, яка врахувала би позитивні риси підходів, що зазначені вище. Така методологія була створена за участю автора [12] та дозволяє визначити тепловий стан кожної з відпрацьованих паливних збірок та місця розташування найбільш гарячих твелів в збірці для більш ефективного аналізу теплової безпеки зберігання ВЯП.

III. МЕТА РОБОТИ

Обґрунтування безпеки експлуатації сухого сховища відпрацьованого ядерного палива енергетичних реакторів ВВЕР-1000 Запорізької АЕС шляхом проведення чисельних досліджень теплових процесів в контейнері сухого зберігання.

IV. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧІ

Вентильований контейнер зберігання, що використовується на Запорізькій АЕС має структуру, наведену на рис. 1 [13]. Конструктивно контейнер призначений для послаблення нейтронного і гамма-випромінювання ВЯП, протидії розповсюдженню радіонуклідів ВЯП в навколишнє середовище і забезпечення ефективного тепловідведення від багатомісної герметичної корзини (БГК) з 24 ВТВЗ. Вентиляційне повітря потрапляє у нижні вентиляційні канали, проходить по каналу між стінкою контейнера та БГК, охолоджуючи останню. Герметична корзина з ВТВЗ заповнена інертним газом – гелієм для забезпечення рівномірного і ефективного тепловідведення, тиск внутрішнього газового середовища протягом терміну зберігання підтримується на рівні близькому до 1 атмосфери.

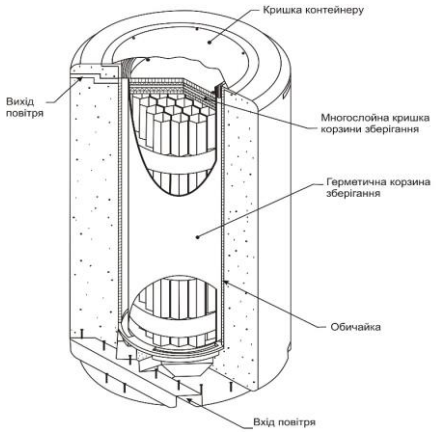


Рисунок 1. Структура вентильованого контейнера зберігання

Тепловиділення ВТВЗ зменшується протягом

років зберігання за рахунок розпаду продуктів поділу і актиноїдів, які накопичились за час кампанії в ВЯП. Розподіл тепловиділення по висоті ВТВЗ при моделюванні припускався рівномірним, його рівень визначався відповідно до [14], [15].

Для розрахункового дослідження теплового стану ВКЗ-ВВЕР температура зовнішнього повітря приймалася рівною 24 °С, що відповідає умовам нормальної експлуатації.

Зміна зовнішніх впливів на ССВЯП є дуже повільною порівняно з розповсюдженням тепла в твердих тілах і тепла і напруг в рухомому середовищі, тому у процесі моделювання доцільно використовувати деякі осереднені у часі погодні умови. Зважаючи на це теплові процеси в об'єкті дослідження можна розглядати як квазістаціонарні. Математична модель у цьому випадку прийме наступний вигляд:

– рівняння нерозривності

$$div(\rho \mathbf{v}) = 0,$$

де ρ – щільність, $\mathbf{v}$ – вектор швидкостей;

– рівняння руху Нав'є–Стокса

$$\rho(\mathbf{v} \times grad\mathbf{v}) = -grad\left(p + \frac{2}{3}\mu_{еф}\, div\mathbf{v}\right) + 2div\left(\mu_{еф}\dot{\mathbf{S}}\right) + \rho g,$$

де p – тиск; $\mu_{еф}$ – ефективна (з урахуванням турбулентної складової $\mu_т$) динамічна в'язкість; $\dot{\mathbf{S}}$ – тензор швидкостей деформації, g – прискорення вільного падіння;

– рівняння енергії

$$c_p \rho(\mathbf{v} \times gradT) - \mathbf{v} \times gradp = div\left(\lambda_{еф}\, gradT\right)$$

де c_p – питома теплоємність при постійному тиску; $\lambda_{еф}$ – ефективна (з урахуванням турбулентної складової $\lambda_т$) теплопровідність, T – температура газу;

– рівняння теплопровідності

$$div(\lambda gradT) + q_V = 0,$$

де q_V – потужність об'ємного джерела теплоти;

– рівняння моделі турбулентності

$$div(\rho k\mathbf{v}) = div\left(\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k}\right) gradk\right) + G_k + G_b - \rho\varepsilon,$$

$$div(\rho\varepsilon\mathbf{v}) = div\left(\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\varepsilon}\right) grad\varepsilon\right) + C_{1\varepsilon}\frac{\varepsilon}{k}\left(G_k + C_{2\varepsilon}G_b\right) -$$

$$- C_{3\varepsilon}\rho\frac{\varepsilon^2}{k},$$

де k – турбулентна кінетична енергія, ε – швидкості її дисипації, G_k – член, що описує генерацію турбулентної кінетичної енергії, що викликана наявністю градієнтів швидкості (відповідно до гіпотези Бусінеска $G_k = \mu_t S^2$); G_b – член, що описує генерацію турбулентної кінетичної енергії, що викликана дією архімедових сил (для ідеального газу:

$$G_b = -\frac{\mu_T}{\rho\, Pr_t}\left(g_x\frac{\partial p}{\partial x} + g_y\frac{\partial p}{\partial y} + g_z\frac{\partial p}{\partial z}\right));$$

де $C_{1\varepsilon}$, $C_{2\varepsilon}$, $C_{3\varepsilon}$ – константи моделі, що дорівнюють відповідно 1,44, 1,92, 0,09; σ_k = 1,0 – турбулентне число Прандтля для k; σ_ε = 1,3 – турбулентне число Прандтля для ε.

До математичної моделі також включено рівняння променевого теплообміну:

$$Q_{12} = \sigma_0\varepsilon_{пр}\left(T_1^4 - T_2^4\right)H_{12}$$

де σ_0 = 5,672·10^{-8} Вт/(м^{2}К^4) – постійна Стефана-Больцмана; $\varepsilon_{пр}$ – приведена ступінь чорноти; T_1 – температура поверхні одного (більш нагрітого) тіла; T_2 – температура поверхні другого (менш нагрітого) тіла; H_{12} – площа взаємної поверхні опромінювання, яка може бути знайдена з рівняння

$$H_{12} = \int_{F_1} dF_1 \int_{F_2} \frac{\cos\theta_1 \cos\theta_2}{\pi R_{12}^2} dF_2,$$

де F_1, F_2 – площа поверхонь, що беруть участь у теплообміні; θ_1 и θ_2 – кути між прямою, що з'єднує центри елементарних площадок dF_1, та dF_2, та відповідними нормалями до цих площадок; R_{12} – відстань між цими елементарними площадками.

Приведена ступінь чорноти може бути визначена як

$$\varepsilon = \left[1 + \left(1/\varepsilon_1 - 1\right)\cdot\varphi_{12} + \left(1/\varepsilon_2 - 1\right)\cdot\varphi_{21}\right]^{-1}$$

де ε_1 и ε_2 – ступінь чорноти поверхні 1 та поверхні 2; $\varphi_{12} = H_{12}/F_1$ та $\varphi_{21} = H_{12}/F_2$ – коефіцієнти опромінення або кутові коефіцієнти випромінювання, що показують, яка частина випромінювання, що випускається одним тілом, падає на друге.

V. МЕТОДОЛОГІЯ РОЗВ'ЯЗАННЯ ЗАДАЧІ

Достатньо складна геометрія контейнерів, відсутність чітко вираженої направленості течії рухомого середовища в будь якому з напрямків робить недоцільним використання різних криволінійних систем координат. Тому доцільно проводити моделювання теплових процесів в ССВЯП у декартовій системі координат. Спрямуємо ось 0z догори, перпендикулярно поверхні землі, осі 0x, 0y спрямуємо паралельно поверхні землі таким чином, щоб вони знаходились у площинах симетрії корзини (рис. 2). У цьому випадку вектор прискорення вільного падіння можна записати у вигляді g = (0, 0, –g).

На рис. 2 цифрами позначені металевий корпус та направляючі труби (1), збірки (2), кришка корзини (3), гелій (4), зона оголовків збірок (5), зона палива (6), зона хвостовиків (7). На поверхнях розрахункової

області задавались наступні граничні умови:

– на поверхні П1 та П2 коефіцієнти тепловіддачі та температура охолоджуючого повітря, які були отримані на першому етапі дослідження [12];

– на поверхні П3 тепловий потік, який відповідає кількості тепла, що відводиться крізь нижню поверхню корзини у бетонний контейнер.

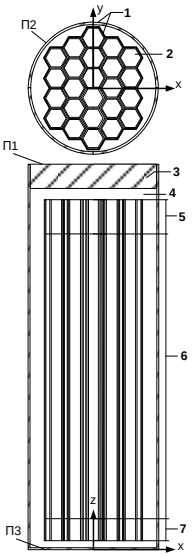
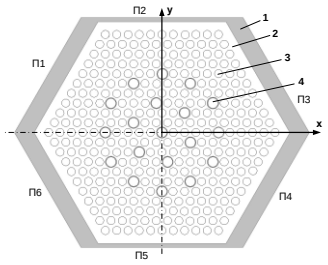


Рисунок 2. Розрахункова область

При проведенні досліджень відпрацьовані тепловиділяючі збірки розглядались як сукупність однорідних тіл (оголовок, зона палива, хвостовик) з еквівалентним значенням теплопровідності 1,04 Вт/(м·К). Металеві частини (корпус корзини та направляючі труби) мали теплопровідність 45,00 Вт/(м·К), багатошарова кришка БГК розглядалась як однорідне тіло з еквівалентною теплопровідністю 3,06 Вт/(м·К).

Розрахункова область для визначення теплового стану відпрацьованої паливної збірки в корзині зберігання представлено на рис. 3.



1 – направляюча труба, 2 – гелій, 3 – твел, 4 – стрижні вигоряючого поглинача

Рисунок 3. Розрахункова область для обчислювання теплового стану відпрацьованої паливної збірки

В залежності від місця розташування збірки у корзині на поверхнях П1-П6 задаються граничні умови – коефіцієнти тепловіддачі, використовувалось двовимірна розрахункова область (рис. 3), в якій твели розглядались як суцільні тепловиділяючі елементи. Потужність тепловиділення кожного твела задавалась як 3,2 Вт, зважаючи на те, що сумарна потужність тепловиділення однієї збірки при завантаженні у контейнер зберігання не повинна перевищувати 1 кВт.

Як зазначалось вище, складністю підходів, де використовуються спрощені суцільні тіла з еквівалентними теплофізичними властивостями, є саме визначення цих теплофізичних властивостей. Для задачі, що розглядалась, принциповим є значення еквівалентного коефіцієнту тепловіддачі твелів.

Роботи по визначенню еквівалентного коефіцієнту теплопровідності твелу проводилися неодноразово вітчизняними та закордонними вченими [2, 16]. Отже, базуючись на представленій в літературі інформації, для твелів було прийнято коефіцієнт теплопровідності 5,5 Вт/(м·К), для стрижнів вигоряючого поглинача – 22 Вт/(м·К), для металу направляючих труб – 45 Вт/(м·К). Теплопровідність гелію була представлена поліноміальною залежністю від температури T:

$$\lambda = -5{,}0 \cdot 10^{-10} \cdot (T + 273{,}15)^3 + 6{,}0 \cdot 10^{-7} \cdot (T + 273{,}15)^2 + $$
$$+ 1{,}0 \cdot 10^{-4} \cdot (T + 273{,}15) + 0{,}0771.$$

VI. РЕЗУЛЬТАТИ РОЗРАХУНКУ

Зважаючи на симетричність розміщення відпрацьованих тепловиділяючих збірок у корзині зберігання розглянемо лише ті паливні збірки, що потрапляють до чверті корзини як показано на рис. 4. Нумерація поверхонь направляючих труб для кожної зі збірок виконувалась у напрямку руху часової стрілки.

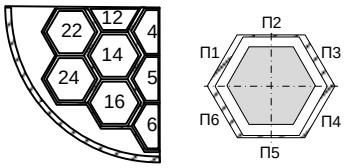
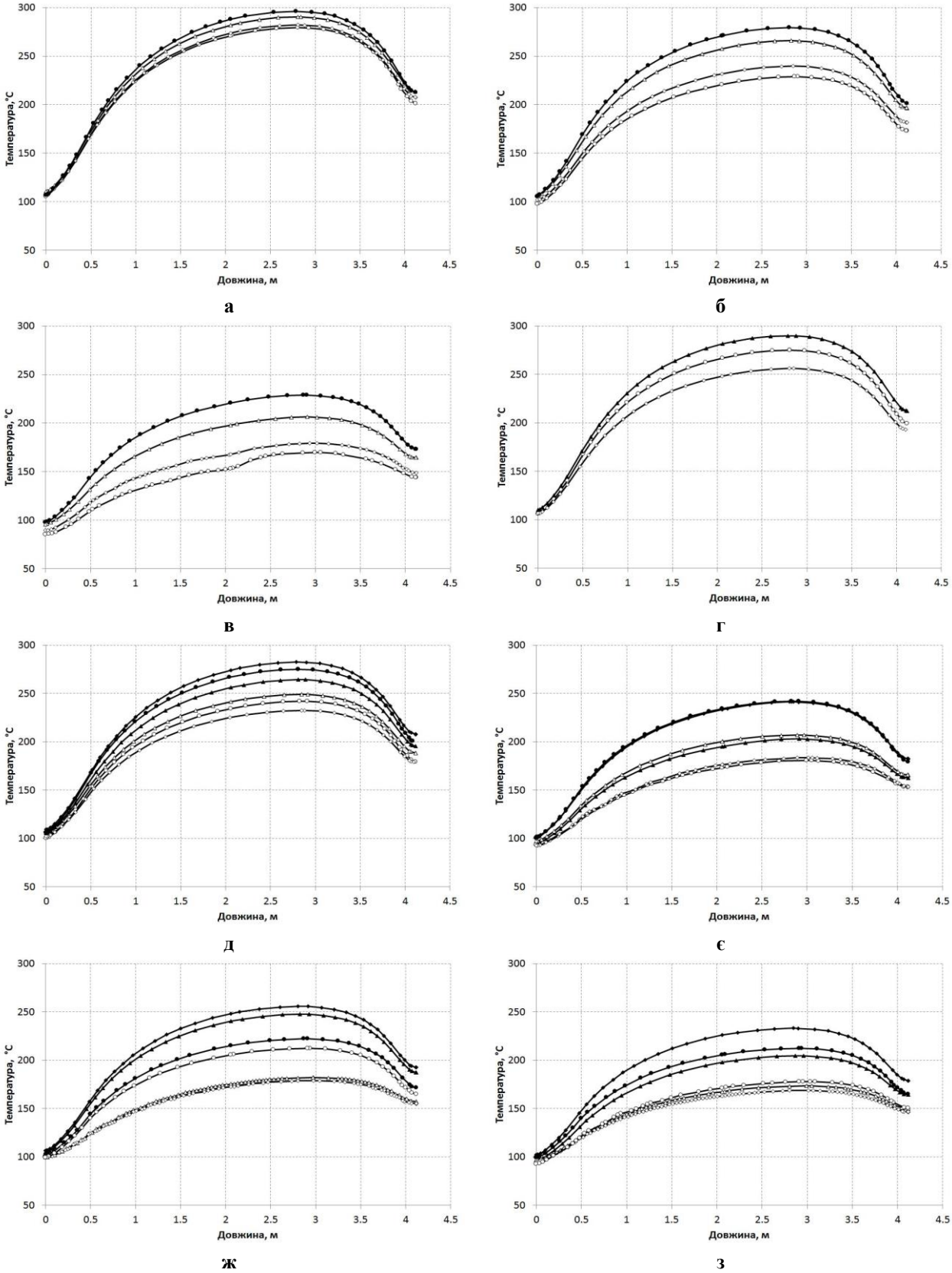


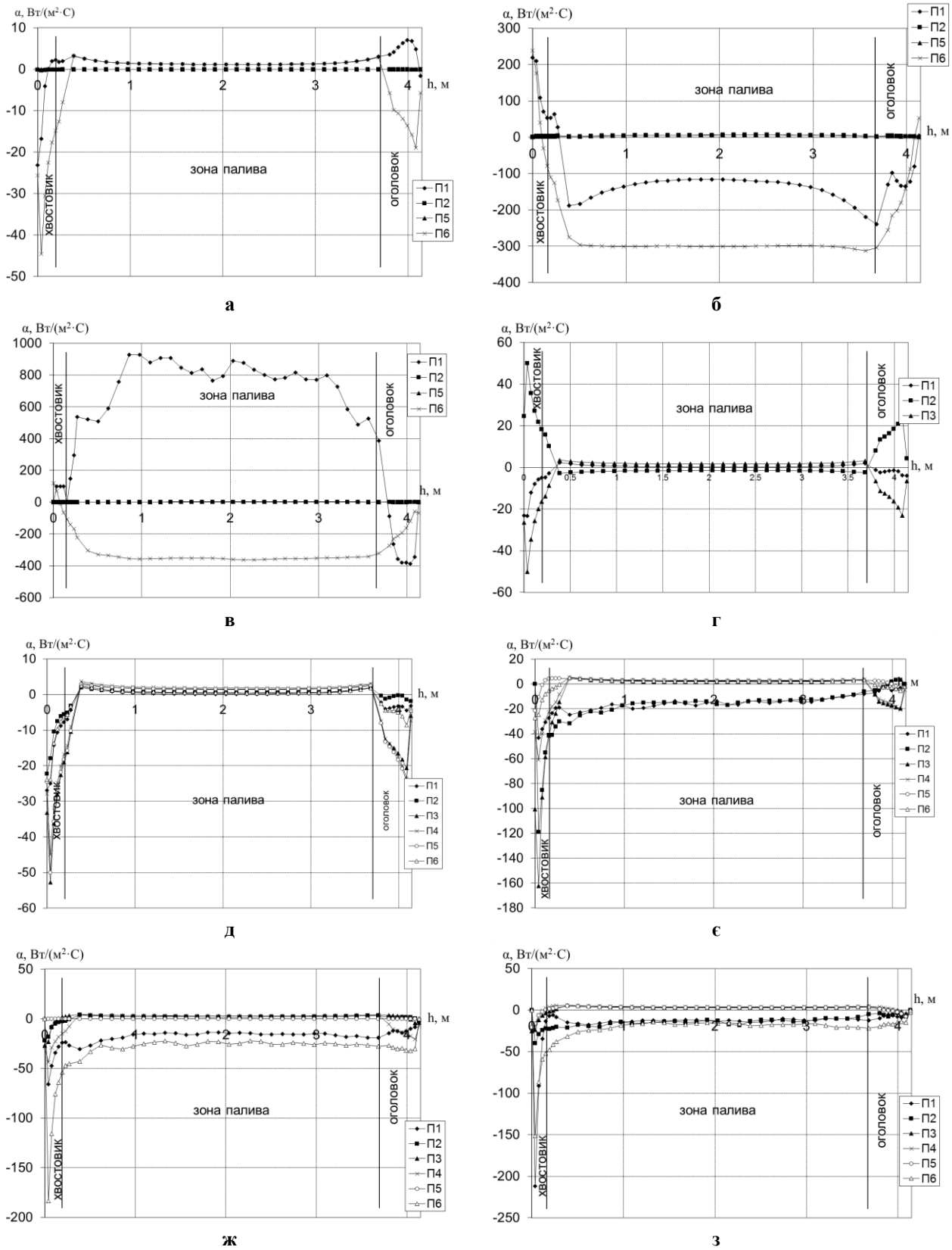
Рисунок 4. Номера збірок та поверхонь для визначення граничних умов

За результатами розрахунку були визначені також розподіли температур по кожній з поверхонь направляючої труби для кожної відпрацьованої паливної збірки (рис. 5). Найнижчі температури зафіксовані у зоні хвостовика, прогрів цієї частини направляючої труби для кожної із збірок майже однаковий, градієнт температур близько 50 градусів. Найвищі температури у зоні тепловиділення на відстані близько 3 м від низу направляючої труби. Найбільш нагрітою є поверхня П2 збірки №4, що розташована в центрі корзини, найменше нагрітою – поверхня П5 збірки №6. Для всіх направляючих труб кожної із збірок характерний ріст температур в зонах від хвостовика до оголовку і спад в зонні оголовка, де тепловиділення не відбувається. Такий характер охолодження збірок обумовлює



– П1, – П2, – П3, – П4, – П5, – П6.

Рисунок 5. Температура по поверхні направляючих труб: а – збірка 4, б – збірка 5, в – збірка 6, г – збірка 12, д – збірка 14, є – збірка 16; ж – збірка 22; з – збірка 24;



▲ – *П1*, ● – *П2*, ◆ – *П3*, ▲ – *П4*, ○ – *П5*, ◆ – *П6*.

Рисунок 6. Розподіл КТВ по поверхнях, що оточують збірку: а – збірка 4, б – збірка 5, в – збірка 6, г – збірка 12, д – збірка 14, є – збірка 16; ж – збірка 22; з – збірка 24

розподіл коефіцієнтів тепловіддачі на поверхнях направляючих труб.

На рис. 6, наведені розподіли КТВ по обмежуючим поверхням для кожної зі збірок. Від'ємні чи додатні значення коефіцієнтів тепловіддачі вказують на напрямок теплового потоку: від'ємні – тепловий потік направлений назовні розрахункової області, додатні – усередину.

Для усіх поверхонь направляючих труб характерними є сплески значень КТВ у зонах хвостовика та оголовка. Такий характер розподілу КТВ обумовлений відсутністю рівномірного нагріву зі сторони ВТВЗ, поверхні яких нагріваються завдяки теплопередачі з середньої частини направляючої труби або завдяки променевому теплообміну.

Як видно з рис.6 коефіцієнти тепловіддачі на поверхнях, що розділяють збірки і не межують з широкими чи вузькими каналами, мають найнижчі значення, що обумовлено слабким рухом гелію у середовищі біля збірки, яка має близьку температуру, а також тим, що поверхня розташована поруч з іншою тепловиділяючою збіркою. Більш інтенсивна тепловіддача відбувається на поверхнях, розташованих ближче до краю корзини, тим самим обумовлюючи вищий рівень КТВ.

Використовуючи результати розрахунку, коли збірки були представлені як суцільні тіла, були визначені їх детальні температурні поля. На зовнішніх поверхнях направляючих труб були задані граничні умови виходячи з результатів обчислення теплового стану відпрацьованих збірок, що були отримані на попередньому етапі роботи. Граничні умови визначалися у горизонтальному перерізі, що розташований на рівні максимальних температур збірки. Це дозволило отримати найбільш важливу з точки зору розробки теплових критеріїв безпеки інформацію про температури у твелах кожної зі збірок. Температурні поля твелів, направляючих труб та гелію, що заповнює простір між твелами та направляючими трубами наведено на рис. 7.

З рисунку видно, що найбільші температури спостерігаються у збірці, що розташована найближче до центру корзини – збірці № 3. Найнижчі температури – у збірці № 18, що розташована найближче до стінки корзини та охолоджується гелієм у вузькому та широкому каналах.

Застосований підхід дозволив визначити максимальні температури у кожній зі збірок під час їх сухого зберігання. Результати представлені у вигляді гістограми, що наведена на рис. 8. Такі дані добре кореспондуються з даними по максимальним температурам у корзині зберігання, що були отримані на попередніх етапах роботи, коли корзина зберігання розглядалась як суцільне тіло та при моделюванні корзини з ВТВЗ, коли збірки розглядались як суцільні тіла з еквівалентними теплофізичними властивостями [11].

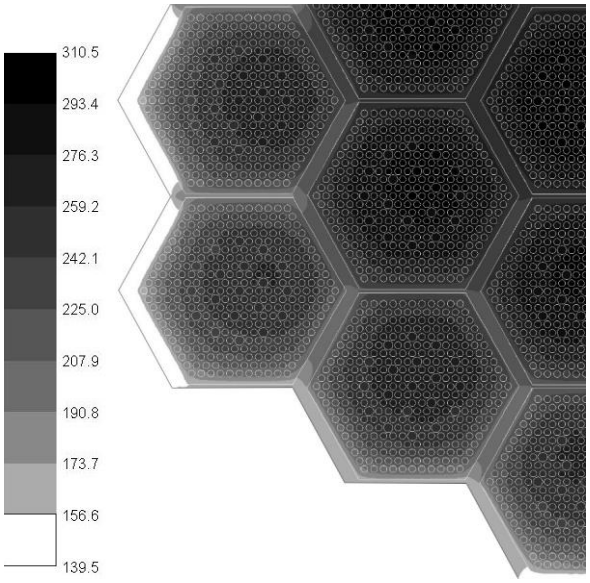


Рисунок 7. Температурне поле в горизонтальному перерізі корзини зберігання відпрацьованого ядерного палива на рівні максимальних температур при температурі атмосферного повітря 40 ºС

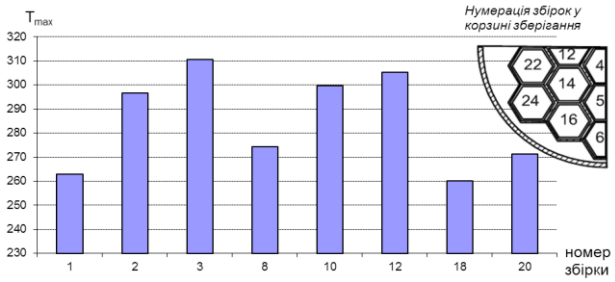


Рисунок 8. Максимальні температури збірок у корзині зберігання

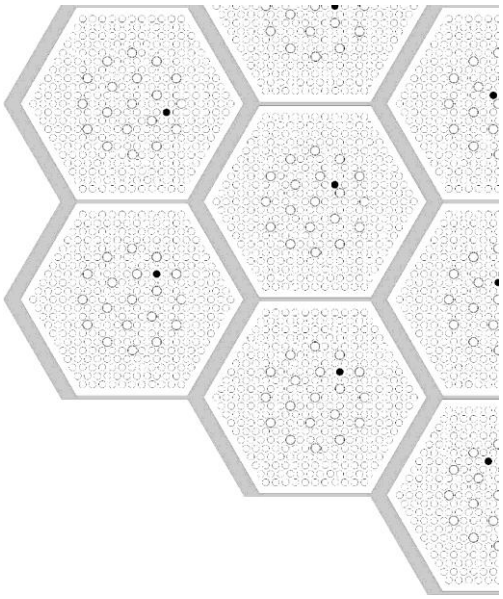


Рисунок 9. Місцеположення твелів з максимальною температурою

Отримані дані важливі, перш за все, для розробки теплових критеріїв безпеки при сухому зберіганні ВЯП. Для цього необхідно мати інформацію про місце розташування твелів з максимальною температурою. На рис. 9 чорним позначені твели в яких спостерігаються найбільші з усіх твелів збірки температури.

З рис. 9 видно, що найбільш термонапруженими є твели, що розташовані у центральній частині збірки, де, вочевидь, рівень променевого теплового потоку з поверхні твелів значно нижче ніж у твелів, що розташовані на периферії збірки, а конвективний теплообмін грає незначну роль у їх охолодженні. Однак, слід зауважити, що твели з найбільшими температурами розташовані не у центрі збірки, а ближче до тієї стінки направляючої труби, яка розташована ближче до центру корзини та межує з більш гарячої збіркою.

VII.ВИСНОВКИ

В роботі застосовано ітеративний підхід щодо визначення теплового стану відпрацьованого ядерного палива при його сухому зберіганні. Визначено температури паливних збірок та зміна інтенсивності охолодження кожної з них. Найбільші температури досягаються в центральній їх частині, що обумовлює також відповідний нагрів направляючих труб. Місця розташування найбільш гарячих твелів також обумовлені умовами теплообміну в корзині зберігання – найбільш гарячі твели розташовані у збірці у напрямку до центру корзини та ближче до найбільш нагрітих стінок направляючої труби.

Результати проведених досліджень дозволили підтвердити теплову безпеку експлуатації вентильованих контейнерів зберігання ВЯП у сухому сховищі Запорізької АЕС, яке розраховано на зберігання відпрацьованих тепловиділяючих збірок реакторів ВВЕР-1000, що накопичаться за весь період експлуатації станції. Отримані дані можуть бути використані також для розробки нових критеріїв безпеки сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива, розробки та впровадження конструктивних та технологічних рішень стосовно створення або модернізації обладнання зберігання відпрацьованого ядерного палива Запорізької АЕС.

Роботи виконані у рамках цільової комплексної програми наукових досліджень НАН України «Наукове забезпечення розвитку ядерно-енергетичного комплексу та перспективних ядерних технологій» відповідно до договору К-5-40/2018 та за часткової підтримки Міжнародної агенції з атомної енергії (МАГАТЕ) відповідно до договору CRP-20605.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

[1] Yamakawa, H. Demonstration test for a shipping cask transporting high burn-up spent fuels – thermal test and analyses / H.Yamakawa, M.Wataru, Y.Kouno, T.Saegusa // The 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, May 10-15, 1998, Paris, France – P. 659-666.

[2] Evaluation of the use of Homogenized Fuel Assemblies in the Thermal Analysis of Spent Fuel Storage Casks / G.R.Thomas, R.W.Carlson – Lawrence Livermore National Laboratory, 1999 – 45 P.

[3] Murakami, J. Li, H. Peak Cladding Temperature in a Spent Fuel Storage or Transportation Cask / J. Li, H. Murakami, Y. Liu, P.E.A. Gomez, M.Gudipati, M.Greiner // The 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, October 21-26, 2007, Miami, Florida, USA – 1–11 P.

[4] Wataru, M. Thermal Hydraulic Analysis Compared with Tests of Full-scale Concrete Casks /, H.Takeda, K.Shirai, T. Saegusa // Nuclear Engineering and Design. – 2008. –No. 238. –1213-1219 pp.

[5] Suffield, S.R. Thermal Modeling of NUHOMS HSM-15 and HSM-1 Storage Modules at Calvert Cliffs Nuclear Power Station ISFSI / J.M. Cuta, J.A. Fort, B.A. Collins, H.E. Adkins, E.R. Siciliano // Pacific Northwest National Laboratory – 2012. – 102 P.

[6] Preliminary Thermal Modeling of HI-STORM 100 S-218 Version B Storage Modules at Hope Creek Nuclear Power Station ISFSI / U.S. Department of Energy – 2013. – 59 P.

[7] Spent Nuclear Fuel Effective Thermal Conductivity Report – CRWMS M&O, Nevada Site – 1996. – 204 p.

[8] Alyokhina, S. Equivalent thermal conductivity of the storage basket with spent nuclear fuel of VVER-1000 reactors / S. Alyokhina, A. Kostikov // Kerntechnik. – 2014. – Vol. 79, No. 6. – P. 484-487, DOI: 10.3139/124.110443

[9] Костиков, А. О. Обратные сопряженные задачи теплопереноса / А.О.Костиков, Ю.М.Мацевитий // Проблемы машиностроения. – 2007. – Т. 10. – № 5. – С.19-26.

[10] Ivankov, V. Calculation of cfd-thermal models of oil-cooled transformer equipment / V. Ivankov, A. Basova // Electrical Engineering And Power Engineering. – 2016. – №2. – P.19-32, DOI: 10.15588/1607-6761-2016-2-3

[11] Walavalkar, A. Y. 3-D CFD Simulation of a ventilated concrete cask used for spent nuclear fuel storage / A. Y. Walavalkar, D. G. Schowalter // Proceedings of WM'04 Conference, February 29 – March 4, 2004, Tucson. P. 75-77

[12] Alyokhina, S. Simulation of thermal state of containers with spent nuclear fuel: multistage approach / S. Alyokhina, V. Goloshchapov, A. Kostikov, Yu. Matsevity // International Journal of Energy Research. – 2015. – V. 39. – №. 14. – P. 1917-1924, DOI: 10.1002/er.3387

[13] Рудычев, В. Г. Безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива / В. Г. Рудычев, С. В. Алёхина, В. Н. Голощапов и др. / Под общ. ред. акад. НАН Украины Ю. М. Мацевитого, чл.-

кор. НАН Украины И. И. Залюбовского. – Х.: ХНУ имени В. Н. Каразина, 2013. – 200 с.

[14] Bergel'son, B. R. Residual energy release and actinide and fission product radiotoxicities during long-term storage of high burnup spent VVÉR fuel / B. R. Bergel'son, A. S. Gerasimov, T. S. Zaritskaya, G. V. Tikhomirovт // Atomic Energy. – 2005. – V. 102. – № 5 – pp 364-368, DOI: 10.1007/s10512-007-0057-4

[15] Отчет по анализу безопасности сухого хранилища отработавшего ядерного топлива Запорожской АЭС. Версия 3.01.1 / ОП «Запорожская АЭС» – Инв. № 1526(3). – Энергодар, 2008 – 624 с.

[16] Чиркин, В. С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В. С. Чиркин. М.: Атомиздат, 1967. – 474 с.

Стаття надійшла до редакції 21.06.2018

УСЛОВИЯ ТЕПЛООБМЕНА В КОНТЕЙНЕРЕ СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

АЛЁХИНА С. В. канд. техн. наук, старший научный сотрудник, старший научный сотрудник Института проблем машиностроения им. А. Н. Подгорного НАН Украины, доцент кафедры теплофизики, молекулярной физики и энергоэффективности Харьковского национального университета имени В. Н. Каразина, Харьков, Украина, e-mail: alyokhina@karazin.ua

Цель работы. *Обоснование безопасности эксплуатации сухого хранилища отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов ВВЭР-1000 Запорожской АЭС путем проведения численных исследований тепловых процессов в контейнере сухого хранения.*

Методы исследования. *Математическое моделирование, численное решение прямых сопряженных и обратных задач теплообмена.*

Полученные результаты. *Получены распределение температур и коэффициентов теплоотдачи на поверхностях направляющих труб в корзине хранения отработавших топливных сборок энергетических реакторов ВВЭР-1000 Запорожской АЭС. С использованием итеративной методики моделирования тепловых процессов получены детальные поля температур отработавших топливных сборок в корзине хранения. Определены максимальные температуры в каждой из отработавших топливных сборок и идентифицированы места расположения наиболее горячих твэлов.*

Научна новизна. *Впервые с использованием итеративной методики моделирования тепловых процессов при сухом хранении отработавшего ядерного топлива получена детальная информация о тепловых процессах в середине корзины с отработавшим топливом в нормальных условиях эксплуатации.*

Практическая ценность. *Подтверждена безопасность хранения отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 в сухом хранилище Запорожской АЭС. Полученные результаты целесообразны для использования при создании научно-методологических основ безопасности сухого хранения отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов, а также полезны при разработке и внедрении конструктивных и технологических решений относительно создания или модернизации оборудования хранения отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов.*

Ключевые слова: атомная электроэнергетика; отработавшее ядерное топливо; вентилируемый контейнер сухого хранения; отработавшие топливные сборки; тепловые процессы; сопряженные задачи теплообмена; коэффициент теплоотдачи

HEAT EXCHANGE CONDITIONS IN THE DRY STORAGE CONTAINER FOR SPENT NUCLEAR FUEL OF POWER REACTORS

ALYOKHINA S. PhD, Senior scientific researcher, Senior scientific researcher in A. Podgorny Institute of Mechanical Engineering Problems of the National Academy of Sciences of Ukraine, associate professor of the department of thermal physics, molecular physics and energy efficiency of V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, e-mail: alyokhina@karazin.ua;

Purpose. *The safety substantiation of the spent nuclear fuel of power reactors WWER-1000 of Zaporizhska NPP dry storage facility operation by carrying out of numerical study of the thermal processes inside dry storage container.*

Methodology. *Mathematical modeling, numerical solving of the direct and inverse heat transfer problems.*

Findings. *The distribution of temperatures and heat transfer coefficients on the surfaces of guide tubes inside storage cask with spent fuel assemblies of power reactors WWER-1000 of Zaporizhska NPP are obtained. With usage*

of the iterative methodology of thermal processes modeling the detailed temperature fields of spent fuel assemblies inside storage cask are obtained. The maximum temperatures in each spent fuel assembly are defined and the places of the most heated fuel rods are identified.

Originality. *For the first time with usage of iterative methodology of thermal processes modeling at the dry spent nuclear fuel storage the detailed information about thermal processes inside storage cask with spent fuela under normal conditions of operations is obtained.*

Practical value. *The safety of spent nuclear fuel of reactors WWER-1000 in the dry storage facility of Zaporizhska NPP is confirmed. The obtained results are reasonable for usage at development of scientific-methodological basis of safety of the dry storage of spent nuclear fuel of power reactors, and also useful at development and implementation of designs of creation and modernization of equipment for spent nuclear fuel.*

Keywords: ***nuclear energy industry; spent nuclear fuel; ventilated dry storage container; spent fuel assemblies; thermal processes; conjugate heat transfer problems; heat transfer coefficient***

REFERENCES

[1] Yamakawa, H., Wataru, M., Kouno, Y., Saegusa, T. (1998). Demonstration test for a shipping cask transporting high burn-up spent fuels – thermal test and analyses. *The 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, 659-666.

[2] G.R.Thomas, R.W.Carlson (1999). Evaluation of the use of Homogenized Fuel Assemblies in the Thermal Analysis of Spent Fuel Storage Casks. Lawrence Livermore National Laboratory, 45.

[3] Li, J., Murakami, H., Liu, Y., Gomez, P.E.A., Gudipati, M., Greiner, M. (2007). Peak Cladding Temperature in a Spent Fuel Storage or Transportation Cask. *The 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, 1-11.

[4] Wataru, M., Takeda, H., Shirai, K., Saegusa, T. (2008) Thermal Hydraulic Analysis Compared with Tests of Full-scale Concrete Casks. *Nuclear Engineering and Design*, 238, 1213-1219

[5] Suffield, S.R., Cuta, J.M., Fort, J.A., Collins, B.A., Adkins, H.E., Siciliano, E.R. (2012). Thermal Modeling of NUHOMS HSM-15 and HSM-1 Storage Modules at Calvert Cliffs Nuclear Power Station ISFSI. Pacific Northwest National Laboratory, 102.

[6] (2018). Preliminary Thermal Modeling of HI-STORM 100 S-218 Version B Storage Modules at Hope Creek Nuclear Power Station ISFSI. U.S. Department of Energy, 59.

[7] (1996). Spent Nuclear Fuel Effective Thermal Conductivity Report. CRWMS M&O, Nevada Site, 204.

[8] Alyokhina, S., Kostikov, A. (2014) Equivalent thermal conductivity of the storage basket with spent nuclear fuel of VVER-1000 reactors. *Kerntechnik*, 79, 6, 484-487. DOI: 10.3139/124.110443

[9] Kostikov, A. O., Matsevity, Yu.M. (2007) Obratnye soprjagennie zadachi teploperenosa. *Problemy mashinostroenija.* 10, 5, 19-26.

[10] Ivankov, V., Basova, A. (2016). Calculation of cfd-thermal models of oil-cooled transformer equipment. *Electrical Engineering And Power Engineering*, 2, 19-32. DOI: 10.15588/1607-6761-2016-2-3

[11] Walavalkar, A. Y., Schowalter, D. G. (2004). 3-D CFD Simulation of a ventilated concrete cask used for spent nuclear fuel storage. *Proceedings of WM'04 Conference*, 75-77

[12] Alyokhina, S., Goloshchapov, V., Kostikov, A., Matsevity, Yu. (2015). Simulation of thermal state of containers with spent nuclear fuel: multistage approach. *International Journal of Energy Research*, 39, 14, 1917–1924. DOI: 10.1002/er.3387

[13] Rudychev, V. G., Alyokhina, S. V., Goloschapov, V. N. (2013). Bezopasnost suhogo hranenija otrabotavshego jadernogo topliva. Kh.: HNU imeni V. N. Karazina, 200. (in Russian)

[14] Bergel'son, B. R., Gerasimov, A. S., Zaritskaya, T. S., Tikhomirov, G. V. (2005). Residual energy release and actinide and fission product radiotoxicities during long-term storage of high burnup spent VVÉR fuel. *Atomic Energy*, 102, 5, 364-368. DOI: 10.1007/s10512-007-0057-4

[15] (2008). Otchet po analizu bezopasnosti suhogo hranilischa otrabotavshego jadernogo topliva Zaporozhskoj AES. Versija 3.03.1. OP «Zaporozhskaja AES», Energodar, 624. (in Russian)

[16] Chirkin V. S. (1967). Teplofizicheskie svojstva materialov jaderoj tehniki. M: Atomizdat, 474