

С. В. Альохіна^{1,2}, О. М. Дибач³,
А. О. Костіков¹, Д. О. Дімітрієва³

¹ Інститут проблем машинобудування ім. А. М. Підгорного
НАН України, м. Харків, Україна

² Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна,
м. Харків, Україна

³ Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки, м. Київ, Україна

Прогнозування температур у контейнері з відпрацьованим ядерним паливом

Визначення теплового стану контейнерів з відпрацьованим ядерним паливом є важливою складовою забезпечення безпеки його сухого зберігання протягом усього терміну експлуатації сховища. Дослідження виконані для контейнерів зберігання відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР-1000, що експлуатуються на сухому сховищі відпрацьованого ядерного палива Запорізької АЕС. Проведено аналіз існуючих у світовій практиці досліджень щодо прогнозування максимальних температур у контейнері зберігання відпрацьованого ядерного палива, виявлено відсутність робіт у цьому напрямку та зазначено необхідність встановлення залежностей максимальної температури в контейнері зберігання та температури охолоджуючого повітря на виході з вентиляційного тракту контейнера від змінних температур атмосферного повітря та залишкового тепловиділення. Із застосуванням чисельного моделювання за допомогою розв'язання спряжених задач теплообміну встановлено залежність рівня максимальних температур у контейнері з відпрацьованим паливом від температури атмосферного повітря та залишкового тепловиділення. Порівнянням даних замірів температури на виході з вентиляційних каналів та обчислених даних температури вентиляційного повітря виконано верифікацію існуючої методики розрахунку. За допомогою регресійного аналізу результатів чисельних досліджень встановлено залежність температури вентиляційного повітря від температури атмосферного повітря та залишкового тепловиділення відпрацьованого ядерного палива. Для отриманих залежностей проведено статистичний аналіз та обчислено довірчий інтервал з рівнем довіри 95 %. Отримані залежності доцільно використовувати для оцінки рівня максимальних температур за відповідних умов експлуатації контейнерів зберігання відпрацьованого ядерного палива, а також під час контролю коректності роботи системи теплового моніторингу.

Ключові слова: відпрацьоване ядерне паливо, вентиляований контейнер зберігання, теплові процеси.

© С. В. Альохіна, О. М. Дибач, А. О. Костіков, Д. О. Дімітрієва, 2018

Визначення теплового стану контейнерів з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) є важливою складовою забезпечення безпеки його сухого зберігання. Цій проблематиці присвячено багато досліджень [1–4], результати деяких з них можуть бути корисні й для наукового супроводження єдиного в Україні на сьогоднішній день сухого сховища відпрацьованого ядерного палива (ССВЯП), що експлуатується на Запорізькій АЕС з 2003 року.

Як показав аналіз результатів попередніх досліджень [3–5], тепловий стан контейнерів з відпрацьованим ядерним паливом залежить від ряду факторів; зокрема суттєво впливає на температуру ВЯП температура атмосферного повітря.

Зазвичай тепловий стан ВЯП визначають одиничним моделюванням процесів, що мають місце в об'єкті, за тих чи інших умов. Теплові дослідження є також складовою звітів з аналізу безпеки, які супроводжують експлуатацію будь-якого сховища ВЯП. Такий підхід є ефективним, але дає обмежену інформацію: наприклад, із зміною температур оточуючого повітря, які мають суттєвий вплив на контейнер зберігання ВЯП, моделювання треба проводити знову. Під час проектування та експлуатації контейнерів сухого зберігання ВЯП вміння «передбачати» тепловий стан основного обладнання може бути доцільним у багатьох випадках. Так, з урахуванням кліматичних особливостей регіону експлуатації контейнерів можна встановлювати відповідні обмеження на рівень максимального тепловиділення відпрацьованих паливних збірок, що зберігаються. Прогнозування теплового стану контейнерів зберігання ВЯП корисне і при експлуатації: відхилення від прогнозованих значень температур має бути причиною непланової перевірки стану обладнання та роботи системи теплового моніторингу.

Метою цієї роботи є визначення залежностей максимальної температури в контейнері зберігання та температури охолоджуючого повітря на виході з вентиляційного тракту контейнера для використання у прогнозуванні теплового стану вентилязованого контейнера зберігання та ВЯП.

На жаль, огляд відкритих джерел показав, що науково-дослідні роботи у напрямку прогнозування теплового стану (тобто «передбачення» температур ВЯП та основного обладнання залежно від змінного впливу багатьох факторів) не ведуться і авторам не відомі дослідження, які були би присвячені узагальненню перебігу теплових процесів в основному обладнанні сухого зберігання ВЯП. Деякі дослідження присвячені прогнозуванню нагріву ВЯП після інциденту [6], але дуже часто під прогнозуванням мається на увазі визначення невідомих значень температур у тих чи інших частинах ємності зберігання [7, 8]. Такий стан речей робить представлену роботу актуальною і важливою на завершальних етапах ядерного паливного циклу.

Постановка задачі. На майданчику ССВЯП Запорізької АЕС для зберігання ВЯП використовують вентилязовані контейнери зберігання (рис. 1) [9], кожний з яких містить у собі герметичну корзину зберігання. Охолоджується корзина зберігання повітрям, яке надходить через нижні вентиляційні канали, а далі, нагріваючись, піднімається вентиляційним трактом та виходить крізь верхні вентиляційні канали.

Для контролю за тепловим режимом зберігання відпрацьованого ядерного палива в ССВЯП ведеться тепловий контроль ВКЗ-ВВЕР. Реєстрацію вимірювань температури проводять в точках температурного контролю (рис. 2)

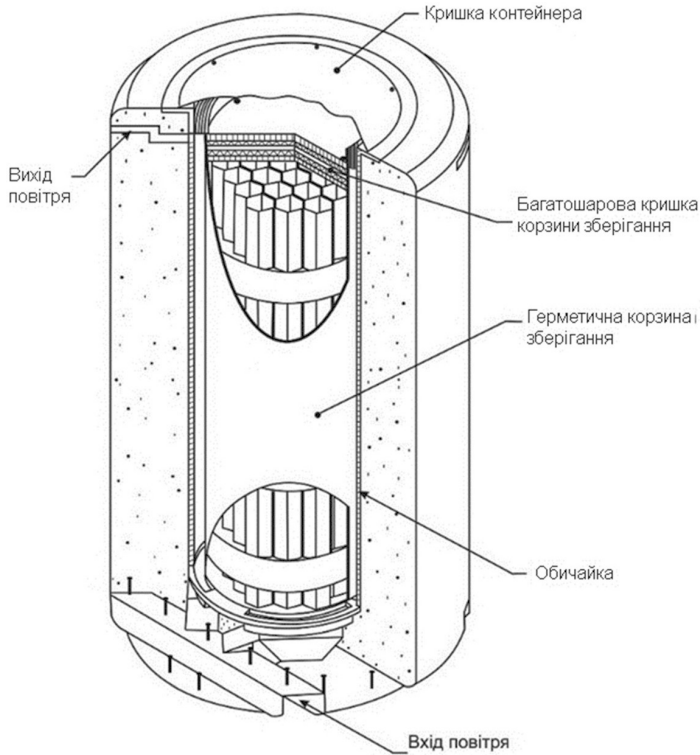
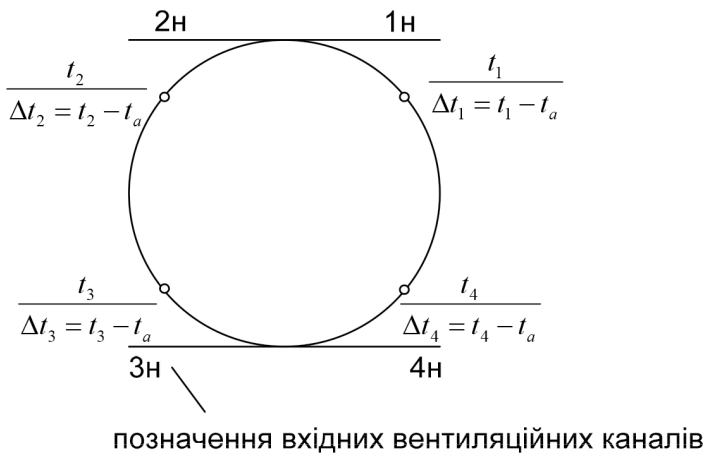


Рис. 1. Структура вентиляваного контейнера зберігання



позначення вхідних вентиляційних каналів

Рис. 2. Розташування точок температурного контролю у вентиляційному тракті ВКЗ-ВВЕР:

t_i — температура повітря в i -й точці; Δt_i — перевищення температури повітря в i -й точці над температурою атмосферного повітря t_a

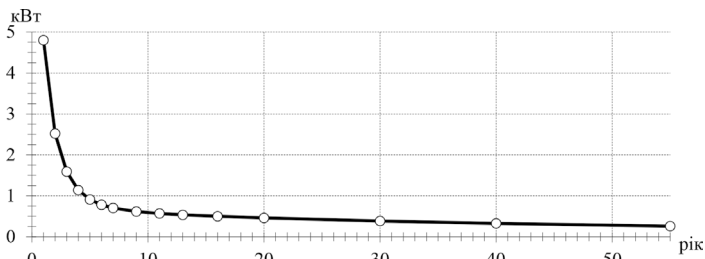


Рис. 3. Зміна залишкового тепловиділення в часі однієї відпрацьованої паливної збірки реактора ВВЕР-1000

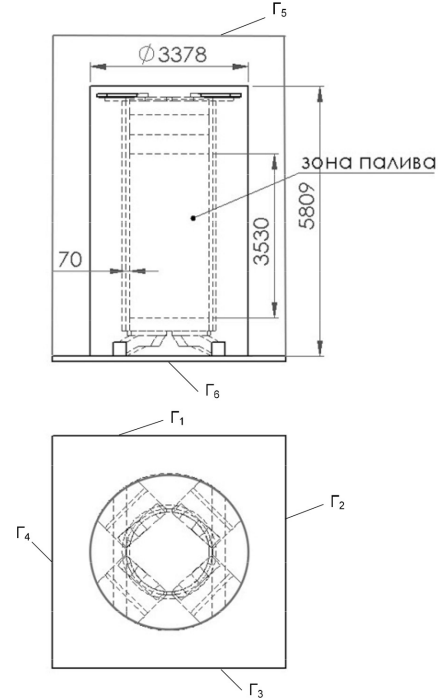


Рис. 4. Розрахункова область

на виходах з вентиляційних каналів контейнера зберігання. Температурний контроль здійснюють за допомогою термометрів опору, що встановлюють на осі вихідних вентиляційних каналів на глибину 150–200 мм від захисної сітки. Разом з температурою вентиляційного повітря також фіксують температуру атмосферного повітря, швидкість та напрямок вітру.

Відповідно до звіту з аналізу безпеки [10] температура вихідного вентиляційного повітря не повинна перевищувати температуру атмосферного повітря більше ніж на 61 °С. Мета даного обмеження — контроль нагріву ВТВЗ та, як наслідок, максимальної температури оболонок твелів.

Корзина розглядалась як завантажена збірками після 5 років витримки в басейні з однаковим залишковим тепловиділенням, що відповідає максимальному проектному завантаженню. Залишкове тепловиділення обчислювали відповідно до графіка його зміни в часі після вивантаження палива з реактора (рис. 3) [11].

Методологія. Зважаючи на повільну зміну залишкового тепловиділення ВЯП у часі та малий вплив добових коливань температури атмосферного повітря на температури всередині контейнера зберігання [12], задачі визначення температур ВЯП розв'язано в квазістаціонарній постановці.

Для визначення теплового стану контейнерів з ВЯП частково використано методику [13]. Розглянуто окремо розташований контейнер на майданчику сухого сховища, корзина зберігання представлена як суцільне тверде тіло з еквівалентною теплопровідністю, значення якої залежно від терміну зберігання ВЯП задавали відповідно до [14].

Для розв'язання поставленої задачі використано математичну модель, яка містить рівняння нерозривності, рівняння руху в'язкого газу, рівняння енергії для рухомого середовища, рівняння теплопровідності для твердих тіл, рівняння моделі турбулентності (відповідно до [4] вибрана к-ε модель турбулентності [15]). Цю систему рівнянь доповнено алгебраїчним рівнянням стану ідеального газу

та променевого теплообміну. Відповідно до [9] променевий теплообмін враховувався між зовнішньою поверхнею корзини зберігання та внутрішньою поверхнею контейнера, променевий теплообмін з поверхні контейнера не розглядався.

Чисельні дослідження проводилися із застосуванням ліцензійного програмного комплексу ANSYS CFX.

Розрахункова область мала вигляд, показаний на рис. 4. На гранях $\Gamma_1 - \Gamma_5$ було задано атмосферний тиск та температуру атмосферного повітря, на грані Γ_6 — відсутність теплового потоку, оскільки теплообміном з бетонною поверхнею майданчика сховища можна знехтувати. Припускалося, що потужність залишкового тепловиділення рівномірно розподілена в зоні палива корзини.

Результати. Запропоновану методику розрахунку перевірено порівнянням результатів обчислення з даними вимірів температури вентиляційного повітря (рис. 5). Оскільки виміри температури дещо різняться в каналах через нерівномірність розподілу залишкового тепловиділення в контейнері, верифікацію даних проведено порівнянням середніх температур вентиляційного повітря на виході з контейнера та даних обчислення. Різниця вимірних та обчислених температур не перевищує 4 градусів, що дозволяє говорити про коректність отриманих даних.

Подальші чисельні розрахунки виконано для визначення залежності максимальної температури в контейнері зберігання t_{\max} (°C) від температури атмосферного повітря t_a (°C) та рівня залишкового тепловиділення Q (Вт). Апроксимація отриманих даних дала таку залежність:

$$t_{\max} = 26,96 + 0,7355t_a + 0,014755Q - 0,003612t_a^2 - 1,141053 \cdot 10^{-7}Q^2 + 1,07073 \cdot 10^{-5}t_aQ. \quad (1)$$

У формулі (1) значення залишкового тепловиділення повинно відповідати моменту, на який проводиться розрахунок. Рівень залишкового тепловиділення у контейнері визначається відповідно до графіка його зміни в часі після вивантаження палива з реактора та з урахуванням терміну перебування контейнера на площадці зберігання.

Оскільки для обчислення даних, на основі яких була отримана апроксимаційна залежність (1), використовувались наближені чисельні методи розв'язання спряжених задач теплообміну, то в результатах розрахунків є похибки, на величину яких впливає багато факторів, котрі неможливо врахувати. Тому вважаємо, що зазначені похибки носять імовірнісний характер, та проведемо статистичне дослідження щодо отриманої залежності за допомогою регресійного аналізу, визначивши довірчий інтервал. Дали наведено результати щодо довірчого інтервалу з рівнем довіри 95 %.

Проведено статистичні дослідження щодо отриманої залежності. У процесі обчислення максимальної температури палива розглянуто два варіанти, які використовують найчастіше в оцінці безпеки: максимально допустиме залишкове тепловиділення 24 кВт (рис. 6) та середня літня температура 24 °C (рис. 7). Отримані значення максимальних температур дещо нижчі, ніж ті, що наведені в [10], оскільки в розрахунках використовуються більш точні математичні моделі, отже рівень консерватизму порівняно з [10] нижчий.

Оскільки тепловий стан контейнера з ВЯП контролюється замірянням температури вентиляційного повітря

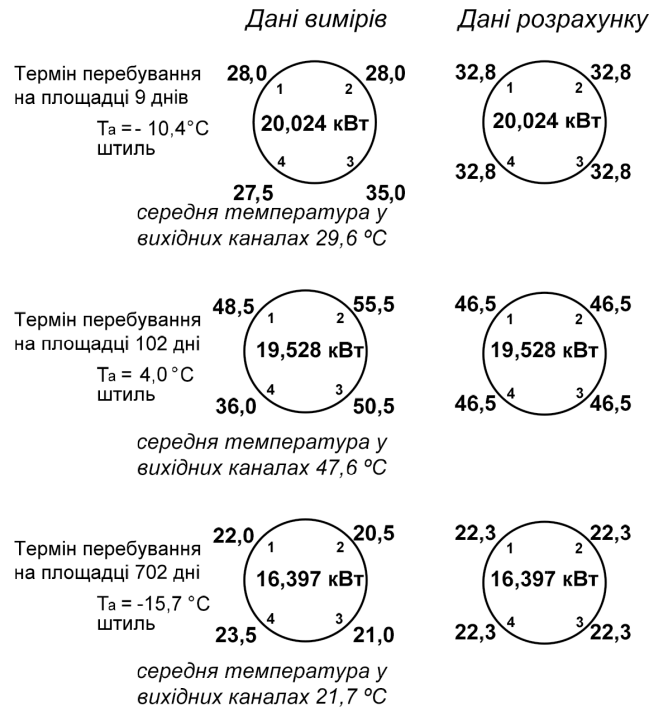


Рис. 5. Дані вимірів та розрахунку температури вентиляційного повітря

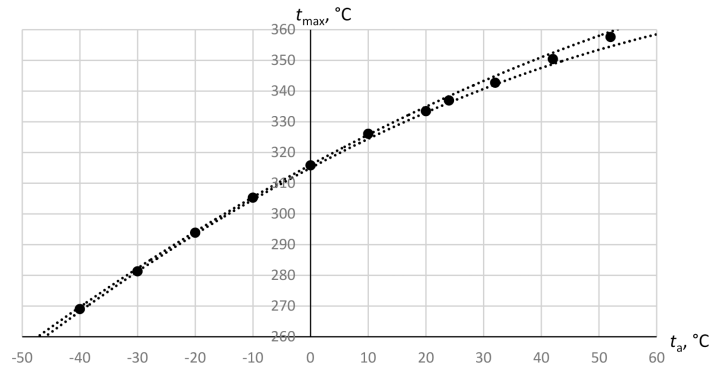


Рис. 6. Залежність максимальної температури в контейнері зберігання від температури атмосферного повітря за максимально допустимого рівня залишкового тепловиділення:
● — чисельний експеримент; — довірчий інтервал

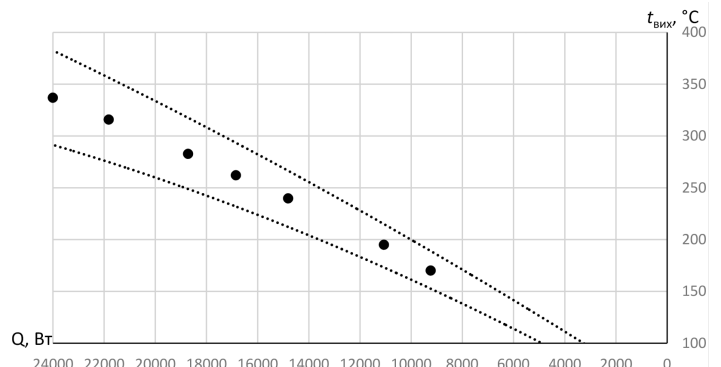


Рис. 7. Залежність максимальної температури в контейнері зберігання від рівня залишкового тепловиділення при середній літній температурі атмосферного повітря:
● — чисельний експеримент; — довірчий інтервал

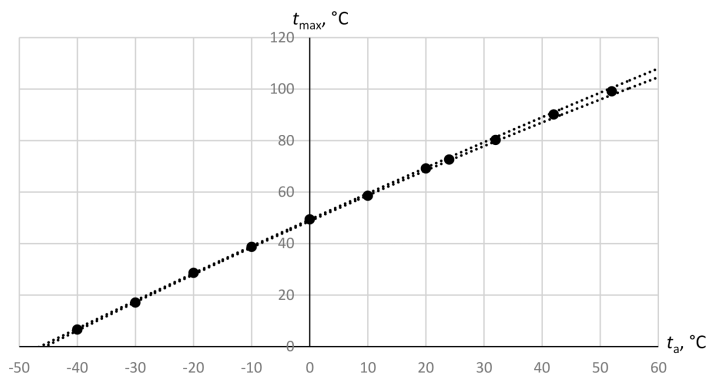


Рис. 8. Залежність максимальної температури в контейнері зберігання від температури атмосферного повітря за максимально допустимого рівня залишкового тепловиділення:
● — чисельний експеримент; — довірчий інтервал

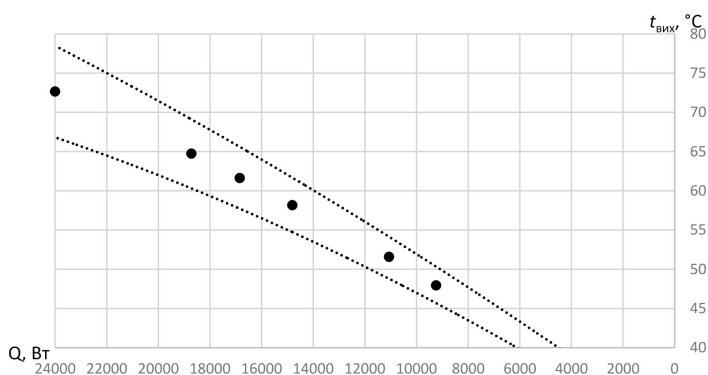


Рис. 9. Залежність середньої температури вентиляційного повітря на виході з контейнера зберігання від рівня залишкового тепловиділення при середній літній температурі атмосферного повітря:
● — чисельний експеримент; — довірчий інтервал

та визначенням ступеню його нагріву, доцільним було би прогнозувати температури саме вентиляційного повітря на виході з контейнера. Апроксимація розрахункових даних дала таку залежність:

$$t_{\text{вих}} = 8,1266 + 0,86858t_a + 0,002041Q - 0,0008514t_a^2 - 1,43216 \cdot 10^{-8}Q^2 + 6,115713 \cdot 10^{-6}t_aQ. \quad (2)$$

Як і в попередній залежності, у формулі (2) рівень залишкового тепловиділення повинен відповідати строку зберігання ВЯП у сховищі.

Статистичні дослідження, за аналогією з попереднім дослідженням, виконано для двох варіантів, які використовують найчастіше в оцінці безпеки: максимально допустиме залишкове тепловиділення 24 кВт (рис. 8) та середня літня температура 24 °С (рис. 9).

Висновки

У результаті досліджень визначено залежність максимальної температури в контейнері з відпрацьованим ядерним паливом від рівня залишкового тепловиділення паливних збірок, що зберігаються, та температури

атмосферного повітря. Знайдено також залежність температури вентиляційного повітря на виході з контейнера від рівня залишкового тепловиділення ВЯП та температури атмосферного повітря. Цю залежність використано для верифікації розрахункових даних по даних вимірів температури вентиляційного повітря на площадці ССВЯП Запорізької АЕС. Відхилення розрахункових даних від даних вимірів не перевищує 10 %, що дає змогу говорити про достатню точність отриманих залежностей.

За визначеними залежностями можна оцінювати рівень температур у контейнері зберігання ВЯП при відповідних температурах його експлуатації; крім того, вони можуть служити засобом контролю коректності роботи системи теплового моніторингу.

Список використаної літератури

1. 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*, V. 99, p. 40–46, (2017), DOI: 10.1016/j.anucene.2016.09.031
2. Takeda H., Wataru M., Shirai K., Saegusa T. Heat removal verification tests using concrete casks under normal condition. *Nuclear Engineering and Design* 2008; 238: 1196 — 1205, DOI: 10.1016/j.nucengdes.2007.03.034
3. Alyokhina S.V., Goloshchapov V.N., Kostikov A.O., Matsevit'y Y.M. Thermal state of ventilated concrete cask with spent nuclear fuel in the conditions of exterior airflow leaking. *Nuclear Physics and Atomic Energy* 2009; V. 10, No. 2, pp. 171–177.
4. Yamakawa H., Gomi Y., Ozaki S., Kosaki A. Thermal test and analysis of a spent fuel storage cask. *Proceedings of the 10th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*. September 13–18 1992, pp. 549–556.
5. Alyokhina S., Kostikov A., Kruhlov S. Safety Issues Of The Dry Storage Of The Spent Nuclear Fuel. *Problems Of Atomic Science And Technology (PAST)*, 2017, 2(108), pp. 70–74
6. Boyd C. F. Predictions of Spent Fuel Heatup After a Complete Loss of Spent Fuel Pool Coolant. *U.S. Nuclear Regulatory Commission*, 2000. 50 p.
7. Manzo E. T., Nacer M. H., Green R., Greiner M. Prediction Of Cladding Temperatures Within A Used Nuclear Fuel Transfer Cask Filled With Rarefied Helium. *Proceedings of the ASME 2014 Pressure Vessels & Piping Conference*, Anaheim, California, USA, 20–24 July 2014. 10 p.
8. Greiner M., Gangadharan K. K., V. Gudipati Use Of Fuel Assembly/Backfill Gas Effective Thermal Conductivity Models To Predict Basket And Fuel Cladding Temperatures Within A Rail Package During Normal Transport, *Proceedings of ASME 2006 Pressure Vessels and Piping/ICPVT-11 Conference*, V. 7, 2006, pp. 659–668, DOI: 10.1115/PVP2006-ICPVT-11-93742.
9. Рудычев В. Г., Алёхина С. В., Голошапов В. Н. Залюбовский И. И., Климов С.П., Костиков А.О., Лучная А.Е., Мацевитый Ю.М., Письменецкий С.А., Пышный В.М., Седнев В.А., Тищенко В.А. Безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива / 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.
10. Отчет по анализу безопасности сухого хранилища отработавшего ядерного топлива Запорозькой АЭС. Версия 3.01.1 / ОП «Запорозькая АЭС». Инв. № 1526(3). Энергодар, 2008. 624 с.
11. Zalyubovskii I. I., Pismenetskii S. A., Rudychev V. G., Klimov S. P., Luchnaya A. E., Rudychev E. V. External radiation of a container used for dry storage of spent WWER-1000 nuclear fuel from the Zaporozhie nuclear power plant. *Atomic Energy*. 2011, V. 109, Iss. 6, pp. 396–403, DOI: 10.1007/s10512-011-9374-8.
12. Alyokhina S., Kostikov A. Unsteady heat exchange at the dry spent nuclear fuel storage. *Nuclear Engineering and Technology*, 2017. V. 49, Iss. 7, Oct. P. 1457–1462, DOI: 10.1016/j.net.2017.07.029
13. Alyokhina S., Goloshchapov V., Kostikov A., Matsevit'y Yu. Simulation of thermal state of containers with spent nuclear fuel:

multistage approach. *International Journal of Energy Research*; 39 (14): 1917–1924, (2015), DOI: 10.1002/er.3387

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

15. Wilcox, D. C. (1994). *Turbulence modeling for CFD*. California: DCW Industries Inc.

References

1. Poskas, R., Simonis, V., Poskas, P., Sirvydas, A. (2017), “Thermal Analysis of CASTOR RBMK-1500 Casks during Long-Term Storage of Spent Nuclear Fuel”, *Annals of Nuclear Energy*, V. 99, pp. 40–46, DOI: 10.1016/j.anucene.2016.09.031.

2. Takeda, H., Wataru, M., Shirai, K., Saegusa, T. (2008), “Heat Removal Verification Tests Using Concrete Casks under Normal Condition”, *Nuclear Engineering and Design*, 238: 1196 — 1205, DOI: 10.1016/j.nucengdes.2007.03.034.

3. Alyokhina, S.V., Goloshchapov, V.N., Kostikov, A.O., Matsevit, Y.M. (2009), “Thermal State of Ventilated Concrete Cask with Spent Nuclear Fuel in the Conditions of Exterior Airflow Leaking”, *Nuclear Physics and Atomic Energy*, V. 10, No. 2, pp. 171–177.

4. Yamakawa, H., Gomi, Y., Ozaki, S., Kosaki, A. (1992), “Thermal Test and Analysis of a Spent Fuel Storage Cask”, *Proceedings of the 10th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, pp. 549–556.

5. Alyokhina, S., Kostikov, A., Kruhlov, S. (2017), “Safety Issues of the Dry Storage of the Spent Nuclear Fuel”, *Problems of Atomic Science and Technology (PAST)*, No. 2(108), pp. 70–74.

6. Boyd, C.F. (2000), “Predictions of Spent Fuel Heatup after a Complete Loss of Spent Fuel Pool Coolant”, *U.S. Nuclear Regulatory Commission*, 50 p.

7. Manzo, E.T., Nacer, M.H., Green, R., Greiner, M. (2014), “Prediction of Cladding Temperatures Within a Used Nuclear Fuel Transfer Cask Filled with Rarefied Helium”, *Proceedings of the ASME 2014 Pressure Vessels & Piping Conference*, Anaheim, California, USA, 10 p.

8. Greiner M., Gangadharan, K. K., Gudipati, V. (2006), “Use of Fuel Assembly/Backfill Gas Effective Thermal Conductivity Models to Predict Basket and Fuel Cladding Temperatures Within a Rail Package During Normal Transport”, *Proceedings of ASME 2006 Pressure Vessels and Piping/ICPVT-11 Conference*, V. 7, pp. 659–668, DOI: 10.1115/PVP2006-ICPVT-11-93742.

9. Rudychev, V. G., Alyokhina, S. V., Goloshchapov, V. N., Zaliubovskii, I. I., Klimov, S. P., Kostikov, A. O., Luchnaia, A. E., Matsevit, Yu. M., Pysmenetskii, S. A., Pysnyi, V. M., Siedniev, V. A., Tyshchenko, V. A. (2013), “Safe Dry Storage of Spent Nuclear Fuel” [Bezopasnost sukhogo khraneniia otrabotavshogo yadernogo topliva], Kharkiv, V.N. Karazin Kharkiv National University, 200 p. (Rus)

10. Safety Analysis Report for the Dry Spent Nuclear Fuel Storage Facility at Zaporizhzhya NPP [Otchiot po analizu bezopasnosti sukhogo khranilishcha otrabotavshogo yadernogo topliva Zaporozhskoi AES], Version 3.01.1, Zaporizhzhya NPP, No. 1526(3), Energodar, 624 p. (Rus)

11. Zalyubovskii I. I., Pysmenetskii S. A., Rudychev V. G., Klimov S. P., Luchnaya A. E., Rudychev E. V. (2011), “External Radiation of a Container Used for Dry Storage of Spent WWER-1000 Nuclear Fuel from the Zaporizhzhya Nuclear Power Plant”, *Atomic Energy*, V. 109, Iss. 6, pp. 396–403, DOI: 10.1007/s10512-011-9374-8.

12. Alyokhina, S., Kostikov, A. (2017), “Unsteady Heat Exchange at the Dry Spent Nuclear Fuel Storage”, *Nuclear Engineering and Technology*, V. 49, Iss. 7, pp. 1457–1462, DOI: 10.1016/j.net.2017.07.029.

13. Alyokhina, S., Goloshchapov, V., Kostikov, A., Matsevit, 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.

14. Alyokhina, S., Kostikov, A. (2014), “Equivalent Thermal Conductivity of the Storage Basket with Spent Nuclear Fuel of VVER-1000 Reactors”, *Kerntechnik*, Vol. 79, No. 6, pp. 484–487, DOI: 10.3139/124.110443.

15. Wilcox, D.C. (1994), “Turbulence Modeling for CFD”, California, DCW Industries Inc.

С. В. Алехина, А. М. Дыбач, А. О. Костиков, Д. А. Димитриева

Прогнозирование температур в контейнере с отработанным ядерным топливом

Определение теплового состояния контейнеров с отработанным ядерным топливом является важной составляющей обеспечения безопасности его сухого хранения в течение всего срока эксплуатации хранилища. Исследования выполнены для контейнеров хранения отработанного ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000, которые эксплуатируются в сухом хранилище отработанного ядерного топлива Запорожской АЭС. Проведен анализ существующих в мировой практике исследований по прогнозированию максимальных температур в контейнере хранения отработанного ядерного топлива, выявлено отсутствие работ в этом направлении и отмечена необходимость установления зависимостей максимальной температуры в контейнере хранения и температуры охлаждающего воздуха на выходе из вентиляционного тракта контейнера от переменных температур атмосферного воздуха и остаточного тепловыделения. С применением численного моделирования с помощью решения сопряженных задач теплообмена установлена зависимость уровня максимальных температур в контейнере с отработанным топливом от температуры атмосферного воздуха и остаточного тепловыделения. Сравнением данных замеров температуры на выходе из вентиляционных каналов и вычисленных данных температуры вентиляционного воздуха выполнена верификация существующей методики расчета. Путем регрессионного анализа результатов многочисленных исследований установлена зависимость температуры вентиляционного воздуха от температуры атмосферного воздуха и остаточного тепловыделения отработанного ядерного топлива. Для полученных зависимостей проведен статистический анализ и рассчитан доверительный интервал с уровнем доверия 95 %. Полученные зависимости целесообразно использовать для оценки уровня максимальных температур при соответствующих условиях эксплуатации контейнеров хранения отработанного ядерного топлива, а также при контроле корректности работы системы теплового мониторинга.

Ключевые слова: отработанное ядерное топливо, вентилируемый контейнер хранения, тепловые процессы.

S. Alyokhina, O. Dybach, A. Kostikov, D. Dimitrieva

Prediction of the maximum temperature inside container with spent nuclear fuel

The definition of the thermal state of containers with spent nuclear fuel is important part of the ensuring of its safe storage during all period of storage facility operation. The this work all investigations are carried out for the storage containers of spent nuclear fuel of WWER-1000 reactors, which are operated in the Dry Spent Nuclear Fuel Storage Facility in Zaporizhka NPP. The analysis of existing investigations in the world nuclear engineering science concerning to the prediction of maximum temperatures in spent nuclear fuel storage container is carried out. The absence of studies in this field is detected and the necessity of the dependence for the maximum temperature in the storage container and temperature of cooling air on the exit of ventilation duct from variated temperatures of atmospheric air and decay heat formulation is pointed out. With usage of numerical simulation by solving of the conjugate heat transfer problems, the dependence of maximum temperatures in storage container with spent nuclear fuel from atmospheric temperature and decay heat is detected. The verification of used calculation method by comparison of measured air temperature on exit of ventilation channels and calculated temperature of cooling air was carried out. By regression analysis of numerical results of studies the dependence of ventilation air temperature from the temperature of atmospheric air and the decay heat of spent nuclear fuel was formulated. For the obtained dependence the statistical analysis was carried out and confidence interval with 95 % of confidence is calculated. The obtained dependences are expediently to use under maximum temperature level estimation at specified operation conditions of spent nuclear fuel storage containers and for the control of correctness of thermal monitoring system work.

Keywords: spent nuclear fuel, ventilated storage container, thermal processes.

Отримано 04.05.2018.