|  |
| --- |
| **Моделювання теплового режиму в контейнері для ядерного палива, що відпрацювало.**  ***Магістрант*** Ящук Богдан Валентинович, гр. ТЯ-1704  ***Науковий керівник*** Ковальчук В’ячеслав Іванович, доц., к.т.н.  ***Анотація***  ***Мета роботи****. Оцінка теплового режиму виїмної частини транспортного контейнера залежно від залишкового тепловиділення, зумовленого тривалістю попереднього витримування тепловиділяючих збірок у басейнах витримки.*  ***Методи дослідження.*** *Математичне моделювання, чисельне розв’язання диференційних рівнянь задач теплообміну.*  ***Отримані результати.*** *Отримано розподіл температур в корзині зберігання тепловиділяючих збірок, що відпрацювали, реакторів ВВЕР-1000 транспортного контейнеру. Із застосуванням ітеративної методики моделювання теплових процесів отримані детальні поля температур. Визначені максимальні температури в кожній зоні в залежності від радіусу.*  ***Наукова новизна.*** *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 транспортному контейнері. Отримані результати доцільні для використання при розробці та впровадженні конструктивних та технологічних рішень стосовно створення або модернізації обладнання зберігання відпрацьованого ядерного палива енергетичних реакторів.*  **Ключові слова**: атомна електроенергетика; ядерне паливо, що відпрацювало; транспортнийконтейнер сухого зберігання; паливні збірки; теплові процеси; задачі теплообміну; коефіцієнт теплопровідності. |
| **Modeling of the thermal regime in a spent nuclear fuel container.**  Master's student Yashchuk Bohdan Valentinovych, c. TYA-1704  Academic supervisor Vyacheslav Ivanovych Kovalchuk, associate professor, Ph.D.  Annotation  The goal of the work. Evaluation of the thermal regime of the removable part of the transport container depending on the residual heat generation caused by the duration of the previous exposure of the heat-emitting assemblies in the exposure pools.  Research methods. Mathematical modeling, numerical solution of differential equations of heat transfer problems.  The results obtained. The temperature distribution in the storage basket of spent heat-releasing assemblies of WWER-1000 reactors of the transport container was obtained. Using the iterative method of modeling thermal processes, detailed temperature fields were obtained. The maximum temperatures in each zone are determined depending on the radius.  Scientific novelty. Using the iterative method of modeling thermal processes during dry storage of spent nuclear fuel, detailed information on thermal processes in the middle of the basket with spent fuel under normal operating conditions was obtained.  Practical value. The safety of storage of spent nuclear fuel of WWER-1000 reactors in a transport container has been confirmed. The obtained results are appropriate for use in the development and implementation of constructive and technological solutions regarding the creation or modernization of equipment for the storage of spent nuclear fuel of power reactors.  Keywords: nuclear power industry; spent nuclear fuel; dry storage transport container; fuel assemblies; thermal processes; problems of heat exchange; thermal conductivity coefficient. |
| **І. ВСТУП**  Атомна енергетика базується на основних принципах - безпека, економічність, доцільність. Перехід на паливні цикли із збільшеними початковим збагаченням та глибиною вигоряння ядерного палива, зумовлює підвищені вимоги безпеки до засобів поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). Життєвий цикл палива складається з трьох основних стадій: видобуток сировини та виготовлення робочого ресурсу, експлуатація ресурсу в реакторах та післяексплуатаційне зберігання з подальшою переробкою для захоронення відходів.  Післяреакторні стадії поводження з ядерним паливом, що відпрацювало, припускають, поряд з витримуванням його в басейнах витримки, транспортування і зберігання різної тривалості в контейнерах. Транспортування ВЯП реакторних установок з АЕС на радіохімічні виробництва здійснюється з використанням транспортних пакувальних комплектів (ТПК).  Контейнерами високого рівня, що використовуються в країнах Європи для зберігання та транспортування, є німецькі контейнери CASTOR з корпусами із високоміцного чавуну з кулястим графітом (розробка «GNB»), шведські ТУК PWR фірми «Karnbranslehantering AB», французькі ТУК типу TN фірми «Transnu» різних видів палива, що вивозиться до Франції на переробку та ряд російських комплектів для перевезення та зберігання ВЯП різного ступеня вигоряння.  Конструкція контейнера повинна забезпечувати необхідну місткість палива, надійну фіксацію під час транспортування, радіаційний захист та допустимий тепловий режим. |
| **II. АНАЛІЗ ДОСЛІДЖЕНЬ І ПУБЛІКАЦІЙ**  Тепловий режим утримання відпрацьованого ядерного палива в транспортному пакувальному комплекті (ТПК) є важливим показником безпеки поводження з матеріалами, генеруючими іонізуюче випромінювання. При розробці критеріїв безпеки сухих сховищ ВЯІІ, 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 підвищенім температури, що може руйнувати оболонку твела, та викликати спонтанну ланцюгову реакцію.  Дослідження теплового стану відпрацьованих паливних збірок при сухому зберіганні наведені в роботах[1—8]. Можна виділити два основних підходу до моделювання теплового стану відпрацьованих паливних збірок. Найбільш розповсюджений підхід базується на поданні збірки як суцільної конструкції з відповідними еквівалентними теплофізичними властивостями [1, 3-5]. В іншому підході застосовується детальний розгляд показників елементів конструкції виїмної частини контейнера і їх вклади у загальні значення.  Коли збірки представлені суцільними конструкціями з еквівалентними теплофізичними властивостями створюються додаткові гарантії безпеки, оскільки отримуванні результати мають дещо завищені значення через використання еквівалентного коефіцієнту теплопровідності. Складністю цього підходу є необхідність визначення еквівалентних теплофізичних властивостей. Насправді ці конструкції є об'єднанням твердотільних елементів з різними теплофізичними властивостями, а також включень рухомого середовища.  При врахуванні теплофізичних властивостей складових конструкції та середовища між конструкційними елементами значно підвищується необхідний об’єм розрахунків [3, 6-8]. Однак отримувані результати дозволяють оптимізувати конструкції і режими експлуатації. |
| **III. МЕТА РОБОТИ**  Оцінка теплового режиму виїмної частини транспортного контейнера залежно від залишкового тепловиділення, зумовленого тривалістю попереднього витримування збирання у басейнах витримки. |
| **IV. ОБ'ЄКТ ДОСЛІДЖЕННЯ**  Як об'єкт дослідження розглянуто перспективний транспортний пакувальний комплект ТУК-141 (розробка ВАТ «Інженерний центр ядерних контейнерів»). Призначення - транспортування з територій АЕС опромінених тепловиділяючих збірок енергоблоків ВВЕР із підвищеним збагаченням та вигорянням залізницями загального користування у горизонтальному положенні на спеціальному залізничному транспортері.   |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  | | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | | Рис.1. ТУК-141. | **1. Корпус -** високоміцний чавун із кулястим графітом  **2. Чохол -** нержавіюча та борована сталь  **3.** **Твердий** нейтронний захист  Таблиця 1. Характеристики ТУК-141   |  |  | | --- | --- | | Місткість по ВТВЗ, шт. | 18 | | Термін служби ТУК, років | 60 | | Тривалість зберігання ВЯП, років | 60 | | Діапазон температури під час експлуатації ТУК, °С |  | | глибина вигоряння палива, ГВт-добу/т | до 68 | | (нормативний діапазон) | - 40°С - +38°С | | (досліджений діапазон) | - 60°С -+50вС | | Повна маса (з ВТВЗ) ТУК з демпферами, т | До 125 | | Маса порожнього ТУК з демпферами, т | 98 | | Макс, висота з демпферами (без демпферів), мм | 7120 (5860) | | Макс, діаметр з демпферами (без демпферів), мм | 3120 (2770) | |   Комплект забезпечує довготривале зберігання ВТВЗ у вертикальному положенні у контейнерному сховищі або на контейнерному майданчику. Допускається модифікації під клімат та параметри палива. Базова технологія передбачає розміщення тепловиділяючих збірок ВВЕР-1000. ТВС ВВЕР-1000 являє собою активну конструкцію з 312 ТВЕЛів, закріплених в каркасі з 18 напрямних каналів, 15 дистанційних та однієї нижньої ґрати.  Таблиця 2. Характеристики тепловиділяючих зборок ВВЕР-1000   |  |  |  |  | | --- | --- | --- | --- | | Характеристики | ВВЕР-1000 | | | | ТВС | ТВСА | ТВСА-Альфа | | Габарити, (мм) |  | | | | довжина, | 4570 | 4570 | 4570 | | розмір «під ключ» | 234 | 234 | 234 | | Кількість у ТВС, шт.: |  | | | | ТВЕЛ-ів | 312 | 300 | 294 | | ТВЕГ-ів | – | 12 | 18 | | Кількість дистанційних ґрат у ТВС, шт. | 15 | 15 | 15 | | Маса ТВЗ, кг | 720 | 720 | 720 |   Тепловиділяючий елемент (ТВЕЛ) є цирконієвою трубкою зовнішнім діаметром 9,1±0,05 мм, товщиною стінки 0,65±0,03 мм, внутрішнім діаметром — 7,72+0,08 мм. Внутрішня порожнина заповнюється гелієм під тиском 20-25 атм. Внутрішній об'єм у холодному стані 181 см³ на 70 % заповнений пігулками палива. Довжина ТВЕЛ 3837 мм, маса палива 0.93-1.52 кг. У трубку із зазором 0,19-0,32 мм в діаметрі поміщені таблетки діоксиду урану заввишки 9-12 мм і діаметром 7,57-0,03 мм. У середині таблеток є отвори діаметром 2,3 мм, а краї заокруглені фасками. У холодному стані загальна довжина стовпа таблеток у твелі становить 3530 мм. Довжина трубки твела становить 3800 мм, положення стовпа паливних таблеток зафіксовано розрізними втулками з нержавіючої сталі та пружиною, що не перешкоджають тепловим переміщенням. Питомий тепловий потік становить 0,6 МВт/м2, а лінійний тепловий потік - 17 кВт/м трубки.  Діоксид урану має теплопровідність у 40 разів менше, ніж у сталі. Щільність діоксиду урану 10,4-10,7 г/см3. При протіканні ланцюгової реакції в обсязі паливних таблеток рівномірно виділяється енергія до 0,45 кВт/см3 (450 кВт/дм3).  Основний параметр ТВЕЛа - глибина вигоряння палива. У сучасних ВВЕР глибина вигоряння досягає 50-60 МВт·добу/кг за 4,5-5 років (3 кампанії по 1,5 року або 5 по року) |
| **V. ПОСТАНОВКА ТА МЕТОДОЛОГІЯ РОЗВ'ЯЗАННЯ ЗАДАЧІ**  Тепловий режим контейнера формується, переважно, в обсязі виїмної частини, де розташовані ТВС після їх тривалого витримування в басейнах витримки (рис.2).   |  |  | | --- | --- | |  |  | | Рис.2. Виймальна частина (чохол) для розміщення ВТВЗ у порожнині контейнера | |   Вийманна частина є макропористим тілом циліндричної симетрії. Просторово-часовий розподіл температури всередині циліндра при τ > 0 у циліндричній системі координат, у припущенні сталості теплофізичних параметрів та наявності розподілених джерел *qV*, представляється рівнянням [7]:  , (1)  де: *T*-температура; *τ*-час; *r, φ, z* – відповідно, радіальна, кутова та осьова координати; *λ*-теплопровідність; *ρ*- щільність; *c*-тепломісткість.  Початкові та граничні умови мають вигляд  ; ; (2)  Приймаючи умови на зовнішній межі вздовж осі z незмінними і враховуючи, що розмір циліндра вздовж осі симетрії значно перевищує радіус, розглядатимемо температурне поле лише за радіальною координатою відповідно до рівняння  ; (3)  Перетворивши диференціальне рівняння на різницеву форму отримуємо рівняння алгебри  ; (4)  якому відповідає наведена нижче схема   |  |  | | --- | --- | |  | Рис.3. Розрахункова схема до рівняння (4). |   Значення, необхідні для розв'язання рівняння незмінних постійних, отримані шляхом розрахунків (*ρ*ек, *с*ек, *qV* ) за наведеними вище даними (таб.1, 2; рис.2), а також за рекомендаціями [9].  Таблиця 3. Значення постійних розрахунку коефіцієнтів   |  |  |  |  |  |  |  | | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | | *λэк* | *ρэк* | *сэк* | Δτ | *r* | *Δr* | *qV* | | Вт/(м·К) | кг/м3 | Дж/(кг·град) | с | м | м | Вт/м3 | | **1,04** | 2204 | **134** | 360 | 0,6 | 0,06 | 191,5 | |
| **VI. РЕЗУЛЬТАТН РОЗРАХУНКІВ**  Розрахунки виконано за умови постійної температури на поверхні виїмної частини контейнеру. Початкове значення температури прийнято відповідно до умов вивантаження з басейнів витримки. Радіальні кроки прийняті дорівнюючими 0,1 радіуса виїмної частини, а кроки часу прийняті з умов забезпечення мінімальної похибки розрахунку.  Результати розрахунків дозволяють стверджувати, що при початковій температурі перевантаження ТВС з басейнів витримки у виємну корзину контейнера 25°С і залишковому тепловиділенні 3,2 Вт/ТВЕЛ найбільше підвищення температури, очікувано, спостерігається в центральній зоні. Час досягнення найбільшої температури в центрі не перевищує 72 години і сягає близько 79°С. В середній зони температура не перевищує 71°С, а на поверхні складає менше 37°С.    Рис.4. Інтенсивність підвищення температури по зонам радіальної коордінати.  Спостереження у продовж 200 годин довели, що температура на рівні більше 70°С зберігається в зоні від центру до середини радіусу. Далі вона інтенсивно знижується до 36,4°С.    Рис.5. Час досягнення стаціонарного теплового стану.  Застосована методика дозволяє досліджувати вплив початкової температури та залишкового тепловиділення на тепловий режим відпрацьованого палива в транспортному контейнері під час перевезення і подальшого зберігання. |
| **VII. ВИСНОВКИ**  В роботі застосовано ітеративний підхід щодо визначення теплового стану відпрацьованого ядерного палива при його транспортуванні і сухому зберіганні. Визначено, що найвища температура в центрі виїмної частини при підтримані постійної температури на її зовнішній межи на рівні 25°С не перевищує 80°С. Час досягнення найвищої температури складає близько трьох доб. Від центру до середини радіусу температура знижується до 70°С, а далі, до кінця радіусу швидко знижується до 35°С.  Отримані результати досліджень підтвердили теплову безпеку експлуатації контейнерів подвійного призначення для транспортування і зберігання ВЯІІ. Отримані дані можуть бути використані також для розробки конструктивних та технологічних рішень стосовно створення або модернізації обладнання зберігання відпрацьованого ядерного палива. |
| **СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ**   |  |  | | --- | --- | | 1 | 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. | | 2 | 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. | | 3 | Suffield, S. R. Thermal Modeling of NUHOMS HSM- 15 and HSM-l Storage Modules at Calvert Cliffs Nuclear Power Station 1SFS1 / J. M. Cuta, J. A. Fort, B. A. Collins,  H. E. Adkins, E. R. Siciliano // Pacific Northwest National Laboratory - 2012. - 102 P. | | 4 | Preliminary Thermal Modeling of HI-STORM 100 S- 218 Version В Storage Modules at Hope Creek Nuclear Power Station ISFSI / U.S. Department of Energy - 2013. - 59 P. | | 5 | Alyokhina, S. Equivalent thermal conductivity of the storage basket with spent nuclear fuel of VVER-1000 reactors / S. Alyokhina, A. Kostikov // Kemtechnik. - 2014. - Vol. 79, No. 6. - P. 484-487, DOI: 10.3139/124.110443. | | 6 | Walavalkar A. Y. З-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. | | 7 | 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: I0. l002/er.3387 | | 8 | 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. | | 9 | Bergel’son. В. R. Residual energy release and actinide and fission product radiotoxicities during longterm storage of high burnup spent VVER fuel / B. R. Bergel’son. A. S. Gerasimov, T. S. Zaritskaya. G. V. TikhomirovT // Atomic Energy. - 2005. - V. 102. - № 5 - pp 364-368. DOI: 10.1007/s 10512-007-0057-4 | |