

ЕНЕРГЕТИКА

УДК 621.039.58

Азаров С.І.

Інститут ядерних досліджень НАН України

Сидоренко В.Л.

Інститут державного управління у сфері цивільного захисту

Задунай О.С.

Державний науково-дослідний інститут спеціального зв'язку та захисту інформації

ОЦІНКА ТЕПЛОФІЗИЧНОЇ БЕЗПЕКИ БАСЕЙНУ ВИТРИМКИ СВЯП-1

Розглянуто питання теплофізичної безпеки басейну витримки в процесі розвитку запроектованої аварії в сховищі відпрацьованого ядерного палива. Методом чисельного моделювання на основі рішень рівнянь тепломасопереносу і рівняння теплового балансу виконаний розрахунок теплового стану басейну зберігання відпрацьованого ядерного палива в аварійній ситуації, викликаний раптовим припиненням циркуляції води через басейн (на прикладі СВЯП-1).

Ключові слова: басейн витримки, відпрацьоване ядерне паливо, СВЯП, сценарій, аварія, теплови-ділення.

Постановка проблеми. На Чорнобильській АЕС ефективно функціонує комплекс «мокрого» зберігання відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) для реакторних установок РВПК-1000. У світлі «післяфукусімських» подій завдання підвищення безпеки експлуатації басейнів витримки (далі – БВ) відпрацьованого ядерного палива (далі – ВЯП) є пріоритетним напрямом діяльності ДСП ЧАЕС. БВ повинен відповідати сучасним вимогам нормативних документів із безпеки як за нормальних умов експлуатації, так і під час аварійних ситуацій.

До цих вимог належить забезпечення [1; 2]:

- 1) ядерної безпеки;
- 2) прийнятної потужності дози іонізуючого випромінювання на поверхні БВ і біля нього;
- 3) допустимої температури оболонок ТВЕЛів;
- 4) герметичності БВ і цілісності його вмісту за статичних і динамічних навантагах.

Експлуатація БВ пов'язана з можливістю виникнення аварійної ситуації. Причинами аварії може бути:

- зношення і вироблення встановленого ресурсу обладнання;
- корозійні пошкодження;
- порушення вимог експлуатації;
- помилкові дії персоналу;
- зовнішні впливи природного і техногенного походження.

Зазначені причини можуть призвести до аварійної ситуації з виникненням протікання через металеве облицювання днища БВ, випаровуванню води аж до повного осушення, розігріву і розплавлення ВЯП і, як наслідок, до тяжких радіаційних наслідків. У цьому разі гостро постає питання обґрунтування сценарію розвитку аварії й забезпечення безпеки БВ на всіх етапах перебігу аварії.

Аналіз останніх досліджень та публікацій.

Аварія на японській АЕС «Фукусіма» виявила, що під час розгляду можливих сценаріїв розвитку запроектованої аварії у СВЯП необхідна оцінка малоймовірних подій, аналіз і оцінка теплофізичної безпеки БВ під час розвитку аварії [3]. У результаті розвитку такого сценарію за короткий час може відбутися осушення БВ ВЯП. Над проблемою дослідження безпеки СВЯП, розташованих на території атомних станцій, працюють багато вітчизняних і закордонних спеціалістів та науковців. Різні аспекти та окремі підходи до дослідження цієї проблеми висвітлено у численних працях (наприклад, [4]), але через те, що цей процес є безперервним, постійним і надзвичайно актуальним, то дослідження тривають.

Стислий опис сховища ВЯП. СВЯП є технічно складним небезпечним об'єктом [5]. У ньому зосереджено обладнання різного призначення та номенклатури. Сховище складається з 5-ти басейнів

витримки: 4-х робочих і 1-го резервного (рис. 1). Зберігання відпрацьованих збірок передбачено поштучно в спеціальних трубчастих пеналах, залитих водою, з розстановкою пеналів у басейні з кроком 23×11 см.

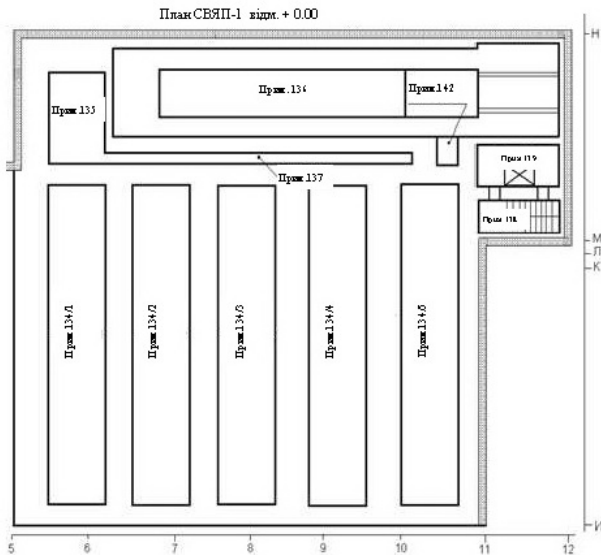


Рис. 1. Комплекс «мокрого» зберігання ВЯП СВЯП-1

У відділенні БВ розміщено чотири відсіки, що розраховані на зберігання 4380 відпрацьованих тепловиділяючих збірок (далі – ВТВЗ) кожен, один резервний відсік, призначений для експлуатації на час ремонту одного з чотирьох робочих відсіків, зала БВ. Кожний відсік БВ – приміщення, що має такі основні характеристики: довжина – 26 600 мм; ширина – 5 600 мм; глибина – 11 300 мм; об'єм води – $1\,600\text{ м}^3$; об'єм надводного простору – 90 м^3 .

Проектна ємність СВЯП-1 складає 17 520 ВТВЗ. Відповідно до проекту, нормальне зберігання ВТВЗ передбачено здійснювати поштучно в одномісних пеналах, виконаних із труб діаметром 102 мм та товщиною стінки 2 мм, заповнених водою, з розташуванням пеналів у басейні з кроком 250×160 мм у відсіках 1–4. У цьому разі пенал ізольований від води БВ, тобто змішування вод не передбачено.

Хіміко-технологічна частина СВЯП-1 складається з таких основних систем: охолодження води БВ; підпитка води БВ; збору та повернення течі води БВ; очищення води БВ; збору та видалення рідких радіоактивних відходів (РАВ).

Крім основних технологічних систем, до складу СВЯП-1 входять допоміжні системи: тепло- та водопостачання; каналізації; опалення

та вентиляції; електропостачання; контрольно-вимірювальних приладів (далі – КВП) та автоматики; збору низькоактивних та рідких РАВ.

ВЯП зберігають під захисним шаром води (3,0 м над активною частиною ВТВЗ). Зберігання ВЯП здійснюється в заповнених водою пеналах у вертикальному положенні, охолодження яких проводиться водою БВ [6]. Вода слугує для відводу залишкових тепловиділень ВТВЗ та циркулює через систему охолодження і пов'язану з нею систему очищення води БВ. Для підтримки заданого рівня води передбачено підживлення. Кожен БВ оснащений технологічним і підйомно-транспортним устаткуванням для прийому, зберігання і вивантаження палива.

Будівельні конструкції басейну виконано у вигляді прямокутної залізобетонної конструкції з металевим. Вони забезпечують утримання активних продуктів поділу, а також ослаблення іонізуючих випромінювань під час зберігання палива.

Конструктивно відсіки БВ є залізобетонною ємністю, стіни і днище якої облицьовані корозійностійкої сталлю. Облицьовання днища наварено на заставні. Облицьовання стін вільно навішене з приварюванням до раніше встановлених залізобетонних плит. Відсіки БВ мають щільне перекриття, що є кронштейнами консольного типу без підкосів для розвішування ВЯП в пеналах. Зверху щільне перекриття закривається відкидними металевими кришками, призначеними для захисту БВ від потрапляння сторонніх предметів і поліпшення відведення випарів у систему вентиляції. Секція БВ до позначки 11.35 м виконана з гідротехнічного бетону марки М300 і В-8. Уздовж цифрових осей товщина стін становить: внутрішні – 125 см, зовнішні – 150 см. Вище позначки 11.35 м застосовано звичайний бетон марки М300. Для забезпечення безпеки під час експлуатації СВЯП-1 стіни і днище сховища виконано з нержавіючої сталі 12Х21Н5Т для стін товщиною 4 мм, для днища – 8 мм. Для збору можливих протікань на бетонній основі виконано канавки, що забезпечують збір вологи з-під облицьовання. Канавки закінчуються контрольними трубами діаметром 76 мм, виведеними в приміщення збору і контролю протікань БВ.

У нормальних умовах експлуатації СВЯП вихід радіоактивних продуктів у навколишнє середовище вищевстановлених норм виключається. Устаткування і захисні споруди СВЯП-1 розраховано на можливість експлуатації в межах проектних значень внутрішніх і зовнішніх впливів. У межах цих значень зберігається цілісність всіх захисних бар'єрів:

контейнерів, чохлів, трубопроводів, басейнів, будівель тощо. Пошкодження або руйнування бар'єрів можливо лише в разі перевищення проектних значень внутрішніх і зовнішніх впливів.

Постановка завдання. Основною метою забезпечення безпеки СВЯП-1 є запобігання неконтрольованого розвитку ядерних реакцій і поширення радіації.

Метою роботи є розрахункове дослідження течі через металеве облицювання днища й оцінка теплофізичної безпеки БВ під час розвитку аварії.

Виклад основного матеріалу дослідження. Вихідною подією розглянутої аварії є утворення течі через металеве облицювання днища БВ. Під час аналізу цієї аварії розглядався сценарій із трьома різними протіканнями води через облицювання БВ [7]:

- 1) мала теча теплоносія – 10 м³/год;
- 2) середня теча теплоносія – 50 м³/год;
- 3) велика теча теплоносія – 100 м³/год.

Розрахункова модель БВ – елементарний вісесиметричний сегмент СВЯП, що містить всі елементи, які беруть участь у теплообміні: тепловидільні елементи, пенали, вода пеналів і басейну, торцеве і бічне огороження басейну та ін.

У моделі всі вертикальні розміри, розміри пеналу і його вмісту збережено натурними, а міжпенальний простір змодельований простішим для розгляду, але подібним до конвективної теплопередачі кільцевим каналом.

На момент початку аварії рівень води в БВ відповідав рівню води під час перевантаження і зберігання палива (11,3 м від підлоги БВ), температура води приймалася рівною 40°C.

На початковому етапі сценарію розвитку аварії (через кілька годин після припинення циркуляції теплоносія) тепловий стан БВ мав такі особливості:

- унаслідок перемішування за рахунок дії вільної конвекції за досить малої густини теплового потоку на поверхні ВЯП вода мала практично однакову температуру по всьому обсягу;
- темп розігріву води становив 0,45°C/год;
- густина теплового потоку – 5 Вт/м² між настилом і ВЯП.

У розрахунках фізичні властивості пароповітряної суміші залежали від температури і відносної вологості, фізичні властивості води і твердих середовищ було прийнято постійними.

Для розрахунку теплових параметрів СВЯП-1 був обраний метод інтегрального теплового балансу, диференціальне рівняння якого в цьому разі має вигляд [8]:

$$\frac{dT}{dt} = \frac{q_{ВЯП} - q_{КОНВ} - q_{ВИП} - q_{БЕТ}}{C_{БАС}}, \quad (1)$$

де T – середня за обсягом СВЯП-1 температура води; t – час; $C_{БАС}$ – повна теплоємність басейну з ВЯП; $q_{ВЯП}$ – повна потужність залишкового тепло-виділення ВЯП; $q_{КОНВ}$ – конвекційний потік тепла з поверхні випаровування; $q_{ВИП}$ – потужність, що витрачається на випаровування води з басейну; $q_{БЕТ}$ – тепла потужність, що витрачається на нагрів бетонних огорож басейну і теплопередачу до навколишнього повітря.

Зміну маси води в басейні виразимо так:

$$\frac{dM}{d\tau} = -K(t)S_{ВИП}, \quad (2)$$

тут M – маса води в басейні, $K(t)$ – масовий потік пари з одиниці поверхні випаровування; $S_{ВИП}$ – площа поверхні випаровування.

Питомий потік випаровування дорівнює:

$$K(t) = \beta_M (\rho_{П} - \rho_{ППП}), \quad (3)$$

де β_M – коефіцієнт масовіддачі; $\rho_{П}$ – густина водяної пари поблизу поверхні випаровування (дорівнює густині насичення за температури води); $\rho_{ППП}$ – густина водяної пари в повітрі приміщення.

Сумарна маса води, що випарувалася з басейну за час t , є результатом інтегрування:

$$m_{ВИП}(t) = \int_0^t K(\tau)S_{ВИП}d\tau. \quad (4)$$

Рівняння (1) і (4) були вирішені чисельно методом кінцевих різниць. Результати розрахунків зміни рівня води в БВ для трьох теч теплоносія наведено на рис. 2

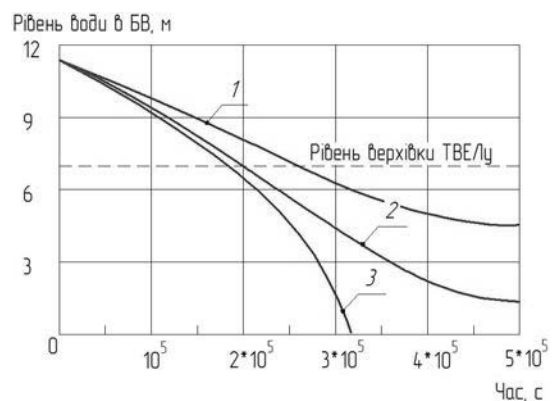


Рис. 2. Зміна рівня води в БВ:
1 – 10 м³/год; 2 – 50 м³/год; 3 – 100 м³/год

У дослідженому діапазоні $q_{ВЯП}=200-500$ кВт/відсік час досягнення сталого теплового режиму склав в умовах великої течі теплоносія від 36 до 40 діб, а максимальна температура води в БВ перевищила температуру кипіння (рис. 3).

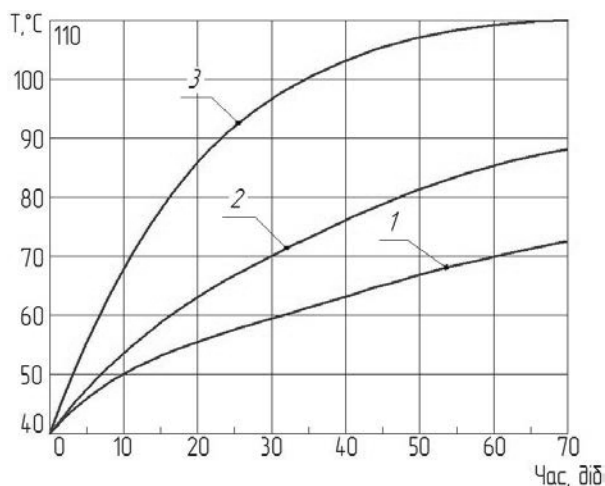


Рис. 3. Залежність температури води у відсіку басейну СВЯП-1 від часу: 1 – 10 м³/год; 2 – 50 м³/год; 3 – 100 м³/год

Час виходу аварійного відсіку СВЯП-1 на квазі-стаціонарний тепловий режим і температура води в такому режимі будуть залежати від сумарної

потужності залишкових тепловиділень ВЯП. Темп зростання середньо-об'ємної температури води в басейні на початковому етапі розвитку аварії склав 0,6 °C/год. Розрахунковий час повного випаровування води з басейну – ≥ 32 діб. У разі відсутності води в БВ температура оболонок ТВЕЛ (природне повітряне охолодження) перевищить 300 °C через 40 діб у центральній частині БВ.

Висновки. Запропонованим методом чисельного моделювання на основі рішень рівнянь тепломасопереносу і рівняння теплового балансу виконаний розрахунок теплового стану басейну зберігання ВЯП в аварійній ситуації, викликаній раптовим припиненням циркуляції води через БВ (на прикладі СВЯП-1). У разі виникнення аварійної ситуації з утворенням течії теплоносія через металеве облицювання днища необхідно передбачити, щоб система аварійного подання води в БВ працювала безперервно не менше 10 діб. Виходячи з розрахункового темпу випаровування води з відсіку БВ і кількості відсіків, слід рекомендувати запас води в гідроакумуляторі близько 1 000 т.

Список літератури:

1. Оценка безопасности установок хранения отработанного топлива. Серия изданий МАГАТЭ по безопасности. № 118. МАГАТЭ, Вена, 1994.
2. РД 306.8.02/2.067-2003 «Рекомендації щодо структури та змісту звіту з аналізу безпеки сховищ відпрацьованого ядерного палива». Київ, 2003.
3. Fukasawa M. Overview of Fukushima-Accident Analysis. Proc. 2012 SARNET International Meeting (SARNET 2012), Cologne, Germany, March 21–23, 2012.
4. Коцуба О.Л., Воробйов Ю.Ю., Жабін О.І., Гуменюк Д.В. Аналіз важких аварій у басейні витримки відпрацьованого ядерного палива АЕС «Фукусіма-Даїчі». Ядерна та радіаційна безпека. 2016. № 4(72). С. 13–20.
5. Чернобыльская АЭС, III очередь. Хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ), I очередь. Рабочий проект. Сборно-монолитный вариант. Общая пояснительная записка. Раздел «А». 1983. 672 с.
6. Ключников А.А., Пазухин Э.М., Шигера Ю.М., Шигера В.Ю. Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними. Киев: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2005. 487 с.
7. Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. Комплексний аналіз техногенної безпеки СВЯП-1 на ЧАЕС. Запобігання надзвичайним ситуаціям і їх ліквідація: матер. наук.-практ. сем. НУЦЗУ. (7 лютого 2018 р.). Харків: НУЦЗУ, 2018. С. 6–8.
8. Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Задунай О.С. Моделювання процесу тепломасообміну в сховищі відпрацьованого ядерного палива. Вчені записки ТНУ імені В.І. Вернадського. Серія: Технічні науки. 2018. Том 29(68). № 3, 2018. Частина 2. С. 56–60.

ОЦЕНКА ТЕПЛОФИЗИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БАСЕЙНА ВЫДЕРЖКИ ХОЯТ-1

Рассмотрен вопрос теплофизической безопасности бассейна выдержки в процессе развития запроектной аварии в хранилище отработанного ядерного топлива. Методом численного моделирования на основе решений уравнений тепломассопереноса и уравнения теплового баланса выполнен расчет теплового состояния бассейна хранения отработанного ядерного топлива в аварийной ситуации, вызванной внезапным прекращением циркуляции воды через бассейн (на примере ХОЯТ-1).

Ключевые слова: бассейн выдержки, отработанное ядерное топливо, ХОЯТ, сценарий, авария, тепловыделение.

ASSESSMENT OF THERMOPHYSICAL SECURITY OF THE POOL EXCERPTS SSNF-1

The question of thermophysical safety of pool of self-control is considered in the process of development of severe accident in the depository of exhaust nuclear fuel. The method of numeral design on the basis of decisions of equalizations of heat and mass transfer and equalizations of thermal balance is executing the calculation of the thermal state of pool of storage of exhaust nuclear fuel in an emergency situation, circulation of water through a pool (on the example of SSNF-1) caused by the sudden stopping.

Key words: pool excerpts, spent nuclear fuel, SSNF, screenplay, accident, heat release.