

С. І. Азаров, д. т. н., с. н. с., провід. наук. співр.

Інститут ядерних досліджень НАН України
пр. Науки, 47, м. Київ, Україна, 03680

В. Л. Сидоренко, к. т. н., доц., нач. каф.

Інститут державного управління у сфері цивільного захисту
вул. Вишгородська, 21, м. Київ, Україна, 04074

О. С. Задунай, нач. центру

Державний науково-дослідний інститут спеціального зв'язку та захисту інформації
вул. М. Залізняка, 6, м. Київ, Україна, 03142.

АНАЛІЗ СЦЕНАРІЮ ВАЖКОЇ АВАРІЇ В БАСЕЙНІ ВИТРИМКИ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА СВЯП-1

Представлено підходи до моделювання басейну витримки (БВ) для сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1) та результати теплогідрравлічних розрахунків сценаріїв важкої аварії у БВ. Розглядається сценарій важкої аварії після землетрусу з тривалим знеструмленням й утворенням течії крізь металеве облицювання днища басейну. За результатами розрахунків визначено динаміку основних процесів, що супроводжують розвиток важкої аварії у БВ. Ключові результати розрахунків: темп зростання середньо-об'ємної температури води в басейні на початковому етапі розвитку аварії – 0,6 °С/год.; час зниження рівня води до верхньої частини відпрацьованих тепловиділяючих збірок – 51800 с (~14,4 год.); повне осушення БВ відбувається приблизно за 64800 с (~18 год.); температура твела досягає значення 1473 К за 66500 с (~18,5 год.), а температура палива значення 2813 К за 77400 с (21,5 год.) після початку аварії. При підвищенні температури оболонок твелів вище 1100 К починається їх окислення водяною парою з інтенсивним утворенням водню і виділенням тепла. Під час згоряння водню виділиться енергія, яка дорівнює в середньому близько 260 кДж/моль реагенту. Під час вибуху $\sim 10^5$ моль водню, що утворився, виділиться енергія понад $3 \cdot 10^7$ кДж, яка буде розсіяна у вигляді імпульсу тривалістю в доли секунди. Подальший розвиток важкої аварії може викликати руйнування БВ, з проплавленням днища. Попадання водню в повітряну атмосферу призведе до утворення вибухонебезпечної суміші, що створить умови для загоряння, вибуху, руйнування СВЯП-1 і виходу радіоактивності за її межі.

Отримані результати кількісного аналізу можуть бути використані з метою вдосконалення існуючих розрахункових моделей БВ. Це дасть змогу отримання більш правдивих розрахункових даних щодо розвитку аварійних процесів у БВ енергоблоків АЕС.

Ключові слова: басейн витримки, розрахункова модель, важка аварія, пожежа, вибух.

1. Постановка проблеми.

Наразі відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП) на ЧАЕС знаходиться в умовах так званого «мокрого» зберігання в сховищі відпрацьованого ядерного палива (СВЯП-1). Це басейни витримки (БВ), через які прокачується вода, що нагрівається теплотою залишкового енерговиділення ВЯП і потім охолоджується у теплообмінниках зовнішньої системи охолодження. У разі наявності великої кількості ВЯП загальна потужність тепловиділення в сховищі виявляється достатньою, щоб у разі припинення примусової циркуляції води через відсіки басейну температура води через кілька діб досягла високих значень, при яких інтенсивність випаровування стає неприпустимо великою.

Саме такі ситуації виникли на Ленінградській АЕС (ЛАЕС) [1]:

1) Січень 1996 року, ЛАЕС, сховище ВЯП.

Виявлена теча (12 літрів на добу) з басейну сховища ВЯП. Будівля сховища № 428 розташовується в 90 метрах від Балтійського моря. Через півроку протікання зросло до 144 літрів на добу, а до березня 1997 року досягли 360 літрів на добу. За участю фінських фахівців протікання були частково ліквідовані.

2) ЛАЕС, сховище ВЯП, 19 жовтня 2000 року. Було виявлено витік радіоактивної води з будівлі «мокрого» сховища відпрацьованого ядерного палива (будівля сховища № 428). Радіоактивний ґрунт з району течії (близько 1,5 т) був вивезений в сховище твердих радіоактивних відходів.

З іншого боку аварія на японській АЕС «Фукусіма-1» (Японія) в 2011 році показала, що при розгляді можливих сценаріїв розвитку запроектованої аварії (ЗПА) на АЕС необхідний аналіз малоймовірних сценаріїв, в тому числі, з тривалим знеструмленням. Як відомо [2], її наслідки були вкрай важкими: повна втрата (випарювання) води з басейну, перегрів цирконієвих оболонок тепловиділяючих елементів, паро цирконієва реакція з виділенням водню, утворенням гримучої суміші й вибухом.

Під час розвитку такого сценарію за відносно короткий термін відбувається осушення басейну витримки відпрацьованого палива. Втрата рівня в БВ, що містить значну кількість ВЯП, може викликати їх розігрів і плавлення, що, в свою чергу, може призвести до тяжких радіаційних наслідків.

2. Аналіз останніх досліджень і публікацій.

Над проблемою дослідження безпеки СВЯП працює багато вітчизняних і закордонних спеціалістів та науковців. Різні аспекти та окремі підходи до дослідження цієї проблеми висвітлено в чисельних працях, наприклад [3, 4], але через те, що цей процес є безперервним, постійним і надзвичайно актуальним, дослідження тривають.

Так, використовуючи класичну методологію аналізу безпеки з використанням розрахункового коду MELCOR 1.8.6 аварійних подій на СВЯП не стає менше. Більшість наукових праць відмічають переваги коду MELCOR 1.8.6 [4], що наразі застосовується для вирішення питань з безпеки в процесі експлуатації СВЯП, але мало хто вказує на її недоліки. Недостатня увага приділяється і відносно малоймовірним аварійним подіям на СВЯП, що мають катастрофічні наслідки.

Також зазначена проблема є логічним продовженням досліджень авторів [5].

3. Постановка завдання та його вирішення.

3.1. Стислий опис сховища ВЯП.

СВЯП-1 – сховище «мокрого типу», призначене для прийому й зберігання відпрацьованих тепловиділяючих збірок (ВТВЗ), які попередньо витримують у БВ або реакторах енергоблоків продовж 1,5 років [6]. СВЯП-1 введено в експлуатацію у вересні 1986 р. У тому ж році було розпочато роботи з вивантаження відпрацьованого ядерного палива з БВ блоків № 1 і 2 та розміщення його в БВ СВЯП-1. СВЯП-1 розташовується на

майданчику ЧАЕС на північний захід від головного корпусу другої черги АЕС. Зберігання ВЯП у СВЯП-1 здійснюється в БВ, який складається з п'яти відсіків. Конструктивно, відсіки БВ являють собою залізобетонну ємність, стіни і днище якої облицьовані корозійностійкою сталлю. Облицьовання днища наварене на заставні. Облицьовання стін вільно навішене з приварюванням до раніше встановлених залізобетонних плит. Стіни і днище відсіків БВ є біологічним захистом для персоналу СВЯП-1. Відсіки БВ мають щільне перекриття, що являє собою кронштейни консольного типу без підкосів для розвішування ВЯП в пеналах.

Зберігання ВЯП у відсіках БВ здійснюється в пеналах, залитих водою, з кроком 230 × 110 мм. Зверху щільне перекриття закривається відкидними металевими кришками, призначеними для захисту БВ від попадання сторонніх предметів і поліпшення відведення випарів в систему вентиляції. Секція БВ до позначки 11,35 м виконана з гідротехнічного бетону марки М300 і В-8. Уздовж цифрових осей товщина стін становить: внутрішніх – 125 см, зовнішніх 150 см. Вище позначки 11,35 м застосований звичайний бетон марки М300. Для забезпечення безпеки при експлуатації СВЯП-1 стіни і днище сховища виконані з нержавіючої сталі 12Х21Н5Т для стін товщиною 4 мм, для днища 8 мм. Для збору можливих протікань на бетонній основі виконані канавки, які забезпечують збір вологи з-під облицьовання. Канавки закінчуються контрольними трубами діаметром 76 мм виведеними в приміщення збору і контролю протікань БВ (рисунок 1).

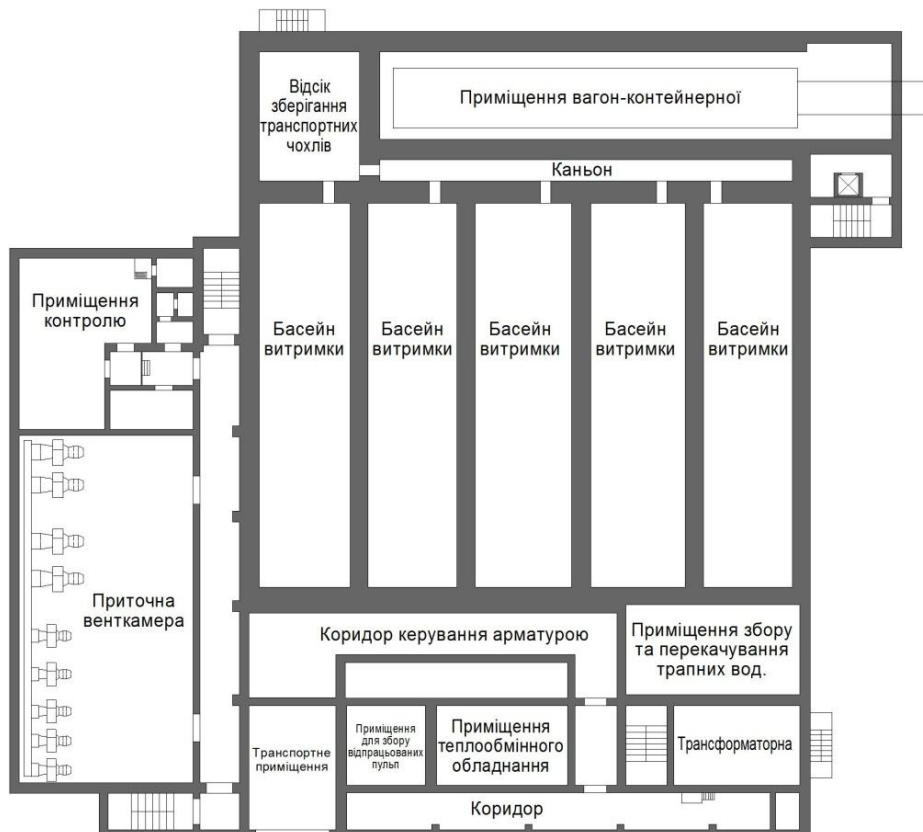


Рисунок 1 – Схема відсіку «мокрого» сховища ВЯП

Відділення зберігання ВЯП складається з басейну з водою й транспортної зали. Басейн має чотири відсіки для зберігання чохлів з ВТВЗ, та передаточний коридор, який з'єднує всі відсіки басейну між собою, а також з відсіками перевантаження та промивки збірок. Відсіки басейну з'єднані з передаточним коридором гідрозатворами для забезпечення можливості розділення відсіків за технологічними умовами та проведення ремонту.

3.2. Постановка завдання.

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

«Мокры» сховища для довгострокового зберігання відпрацьованого ядерного палива - це споруди, що представляють високу потенційну небезпеку, отже, їх сейсмостійкість є важливим і актуальним питанням. Такі сховища складаються з жорсткою нижньої частини і гнучкого каркасного верху, який найбільш вразливий для землетрусу.

Метою цієї роботи є розрахункове дослідження поведінки БВ СВЯП-1 під час важкої аварії після землетрусу з тривалим знеструмленням і утворення течі крізь металеве облицювання днища басейну.

Специфікою прогнозу важких аварій є принципова неможливість як проведення натурних великомасштабних експериментів, так і прямого перенесення результатів лабораторних експериментів на реальні умови розвитку аварії. У цій ситуації зростає роль обчислювального експерименту і підвищуються вимоги до якості чисельного моделювання фізичних явищ. Особливість досліджуваних процесів полягає в істотному розходженні характерних просторово-часових масштабів теплофізичних процесів, газодинамічних плинів і хімічних реакцій, а також в значному впливі геометричних факторів на характеристики газодинамічних збурень. Це викликає значні труднощі при математичному моделюванні. По-перше завдання, що розглядаються істотно багатомірні. По-друге, через різницю в масштабах провідних процесів системи рівнянь є жорсткими. По-третє, дуже значна кількість теплофізичних процесів і фізико-хімічних чинників, що впливають на розвиток аварійної ситуації. Враховуючи перераховані особливості проблеми, для чисельного аналізу нестационарних рівнянь переносу теплоти, а також фазові переходи був розроблений комплекс програм, що дозволяють проводити розрахунки із застосуванням широкого набору чисельних алгоритмів. Це дало можливість підвищити надійність результатів розрахунків і вибирати для вирішення конкретного завдання найбільш адекватний алгоритм.

В ході аналізу даної аварії розглядався сценарій важкої аварії після землетрусу з тривалим знеструмленням і утворенням течі через металеве облицювання днища БВ.

Вихідною подією розглянутої аварії є утворення течі крізь металеве облицювання днища БВ зі швидкістю більше ніж $120 \text{ м}^3/\text{год}$.

Розрахункова модель БВ являла собою елементарну віссиметричну комірку сховища ВЯП, що містить всі елементи, які беруть участь в теплообміні: тепловиділяючі елементи, пенали, воду пеналів і басейну, торцеве і бічне огороження басейну тощо.

У моделі всі вертикальні розміри, розміри пенала і його вмісту збережені натурними, а міжпенальний простір змодельований простішим для розгляду, але подібним відносно конвективної теплопередачі кільцевим каналом. На момент початку аварії рівень води в БВ відповідав рівню води при перевантаженні і зберіганні 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:

- внаслідок перемішування за рахунок дії вільної конвекції при досить малій щільності теплового потоку на поверхні ВЯП вода мала практично однакову температуру у всьому обсязі;
- темп розігріву води становив $0,45^\circ$;
- щільність теплового потоку $5 \text{ Вт}/\text{м}^2$ між настилом і ВЯП.

У розрахунках фізичні властивості пароповітряної суміші залежали від температури і відносної вологості, фізичні властивості води і твердих середовищ були прийняті постійними. Сумарна потужність ВЯП, розміщених в БВ, складала $10,5 \text{ МВт}$.

3.3. Матеріали та методи. Опис розрахункових моделей, що використовувались.

Аналіз запроектованих аварій зі зневодненням відсіків «мокрого» сховища виконаний на основі тривимірних моделей відсіку сховища з використанням сучасних програмних комплексів для виконання теплогідравлічних розрахунків (ANSYS, СОКРАТ, VIBROS2.1, CILINDR-KOMPLE тощо). Широкий набір теплогідравлічних й фізико-хімічних моделей комплексу СОКРАТ [7] дозволяє моделювати поведінку БВ при важкій аварії з тривалим знеструмленням, що призводить до порушення охолодження БВ. Всі моделі ключових процесів верифіковані з використанням великої експериментальної бази, включаючи експерименти на інтегральних установках і експерименти за окремими явищами.

Представлена математична модель, призначена для визначення локальних значень температур елементів СВЯП-1 в різні моменти часу в аварійній ситуації, пов'язаній з припиненням циркуляції води через басейн. Модель включає в себе рішення нестационарних рівнянь переносу теплоти і враховує механізми теплопровідності, конвекції, теплового випромінювання, масообміну між водою і повітряним середовищем в надводному просторі, а також фазові переходи – випаровування води і конденсацію водяної пари. В розрахунках, виконаних

в рамках даної роботи, досліджувалася динаміка розігріву і википання води з БВ, динаміка розігріву і плавлення тепловиділяючих збірок (ТВЗ) в БВ і генерація водню за рахунок окислення цирконію ТВЗ і металевих конструкцій БВ.

4. Результати теплофізичного аналізу та їх обговорення.

Час виходу аварійного відсіку СВЯП-1 на квазістаціонарний тепловий режим і температура води в такому режимі залежить від сумарної потужності залишкових тепловиділень ВЯП.

На рисунку 2 подані результати розрахунку зміни рівня води в відсіку БВ.

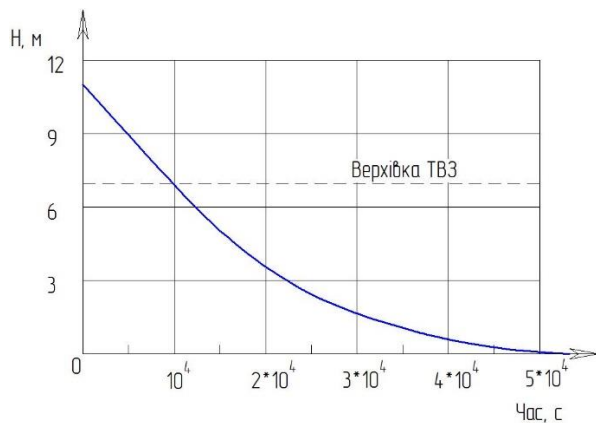


Рисунок 2 – Зміна рівня теплоносія в відсіку БВ

Темп зростання середньо-об'ємної температури води в басейні на початковому етапі розвитку аварії склав 0,6°С/год.

Найбільш швидко тяжко-аварійна стадія аварії характеризується такими результатами: час зниження рівня води до верхньої частини ТВЗ становить 51800 с (~14,4 год.), а повне осушення БВ відбувається приблизно через 64800 с (~18 год.) після початку аварії.

На рисунку 3 наведена зміна температури оболонки твєлів.

З рисунку 3 видно, що температура твєла досягає значення 1473 К через 66500 с (~18,5 год.),

а температура палива значення 2813 К через 77400 с (21,5 год.).

При підвищенні температури оболонок твєлів вище 1100 К починається їх окислення водяною парою з інтенсивним утворенням водню і виділенням тепла.

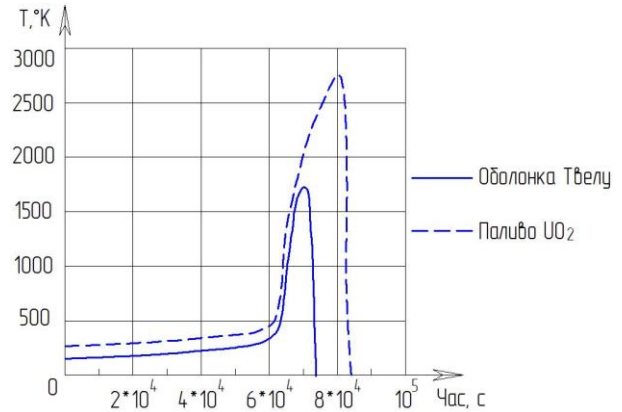
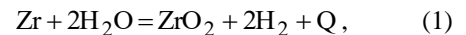


Рисунок 3 – Зміна температури оболонки твєлів і палива

Розглянемо детальніше кінетику пароцирконієвої реакції. Різке підвищення температури конструкційних матеріалів при порушенні умов охолодження активної зони реактора призвело до їх активної взаємодії з водяною парою, що супроводжується утворенням водню і виділенням тепла. Екзотермічна пароцирконієва реакція всередині активної зони при взаємодії водяної пари з металевим цирконієм описується так [8]:



де Q = 6280,5 кДж/кг.

За температур нижчих, ніж 1140 К, цирконій має щільну гексагональну структуру (α-фаза), яка за більш високих температур переходить у β-фазу з об'ємноцентрованою кубічною структурою (таблиця 1).

Таблиця 1 – Коефіцієнт дифузії D кисню в цирконії [9]

Метал	Діапазон температур, К	D, м ² /с
α-Zr	673...858	$9,4 \cdot 10^{-4} \exp(-51800/(RT))$
α-Zr	923...1123	$224 \cdot 10^{-4} \exp(-59700/(RT))$
α-Zr	673...923	$0,00046 \cdot 10^{-4} \exp(-35000/(RT))$
α-Zr	973...1123	$69,2 \cdot 10^{-4} \exp(-56200/(RT))$
α-Zr	673...973	$9,13 \cdot 10^{-9} \exp(-29800/(RT))$
β-Zr	1273...1773	$0,0453 \cdot 10^{-4} \exp(-59700/(RT))$
α-Zr	1273...1773	$0,196 \cdot 10^{-1} \exp(-41000/(RT))$

У разі наявності кисню α-фаза цирконію існує при більш високих температурах. Тому під шаром діоксиду цирконію в окисненому металі за високих температур перебуває α-підшар, стабілізований

киснем, а під ним – шар β-цирконію. Товщина α-підшару залежить від температури. Кінетика пароцирконієвої реакції описується рівнянням Бейкера–Джаста [9]:

$$\frac{dN}{dt} = 1,1 \cdot 10^{-5} [S(t)k_{Zr}]^{0,5} t^{-0,5}, \text{ моль Н}_2/\text{с}, \quad (2)$$

де N – число молів водню; $S(t)$ – площа цирконію, що контактує з водяною парою (для реактора РВПК-1000 дорівнює $1,2 \cdot 10^8 \text{ см}^2$); t – час, с; k_{Zr} – константа швидкості, яка визначається за формулою [10]:

$$k_{Zr} = 3,33 \cdot 10^7 \exp\left[\frac{-45500}{RT_k}\right], \quad (3)$$

де R – універсальна газова стала, Дж/(моль·К); T_k – температура твєлів, К.

Пароцирконієва реакція істотно прискорюється при температурі 1700 К і супроводжується, в основному, такими ефектами:

- інтенсивним виділенням тепла при високих температурах;
- виділенням водню;
- зміненням фізичних властивостей матеріалу оболонок твєлів, зокрема зниженням механічної міцності через окрихчування;
- підвищенням температури плавлення від 2170 К (Zr) до 2900 К (ZrO_2).

На рисунку 4 наведені розрахункові дані про масу (M) згенерованого водню.

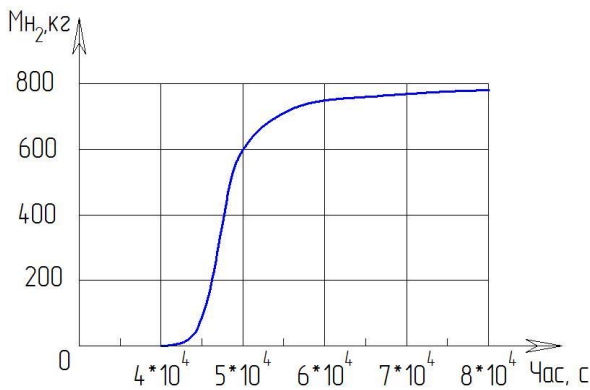


Рисунок 4 – Маса згенерованого водню

З рисунку 4 видно, що генерація водню починається через 46700 с або 13 год. Значна частина водню виділяється в інтервалі часу $(50 \dots 200) \cdot 10^3$ с або 13,8...55,5 год. Таким чином, середня швидкість генерації водню склала приблизно 19 г/с.

Достатніми умовами дефлаграції та детонації воднюотримуючої пароповітряної суміші є критичне сполучення концентрацій палива-окиснювача-флегматизаторів при певному термодинамічному стані суміші. При аналізі вибухонебезпечності традиційно як критерій виникнення умов дефлаграції та детонації водню використовується трикомпонентна діаграма Шапіро-Моффетте: паливо – водень; окиснювач – повітря; флегматиза-

тор – пара. Приклад використання критеріїв Шапіро-Моффетте при аналізі вибухонебезпечності воднюотримуючої пароповітряної суміші у процесі розвитку ранньої стадії аварії на 4-му блоці ЧАЕС наведено на рисунку 5.

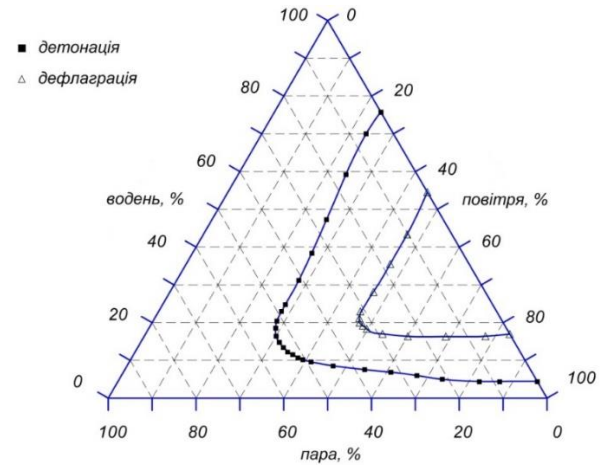


Рисунок 5 – Діаграма Шапіро-Моффетте

Виникнення і розвиток дефлаграційно-детонаційних процесів, що мають термохімічну природу буде залежати в основному від:

- концентрації та теплофізичних властивостей компонентів середовища;
- початкового термодинамічного стану;
- зовнішніх умов, що визначають розвиток механізмів горіння і детонації.

Розрахунковим шляхом було встановлено, що під час згоряння водню виділиться енергія, яка дорівнює в середньому близько 260 кДж/моль реагенту, а під час вибуху $\sim 10^5$ моль водню, що утворився, виділиться енергія понад $3 \cdot 10^7$ кДж. Причому ця енергія буде розсіяна у вигляді імпульсу тривалістю в доли секунди.

Процеси дефлаграції та детонації будуть відрізнятися за максимальним значенням і тривалістю імпульсу збурювання тиску, напрямку фронту збурювання тиску і відбитої хвилі збурювання, а також за іншими визначальними параметрами.

Подальший розвиток важкої аварії може викликати руйнування БВ, з проплавленням днища. Попадання водню в повітряну атмосферу приведе до утворення вибухонебезпечної суміші, що створить умови для загоряння, вибуху, руйнування СВЯП-1 і виходу радіоактивності за її межі.

Для вибухобезпеки воднюотримуючої пароповітряної суміші найбільш значимими механізмами горіння є FA-механізм («Flame Acceleration») і DDT-механізм («Deflagration-to-detonation transition»), що мають різні умови виникнення і наслідки [11]. Характерна форма тиску протягом детонаційної, шоквої і дефлаграційної хвилі наведені на рисунку 6.

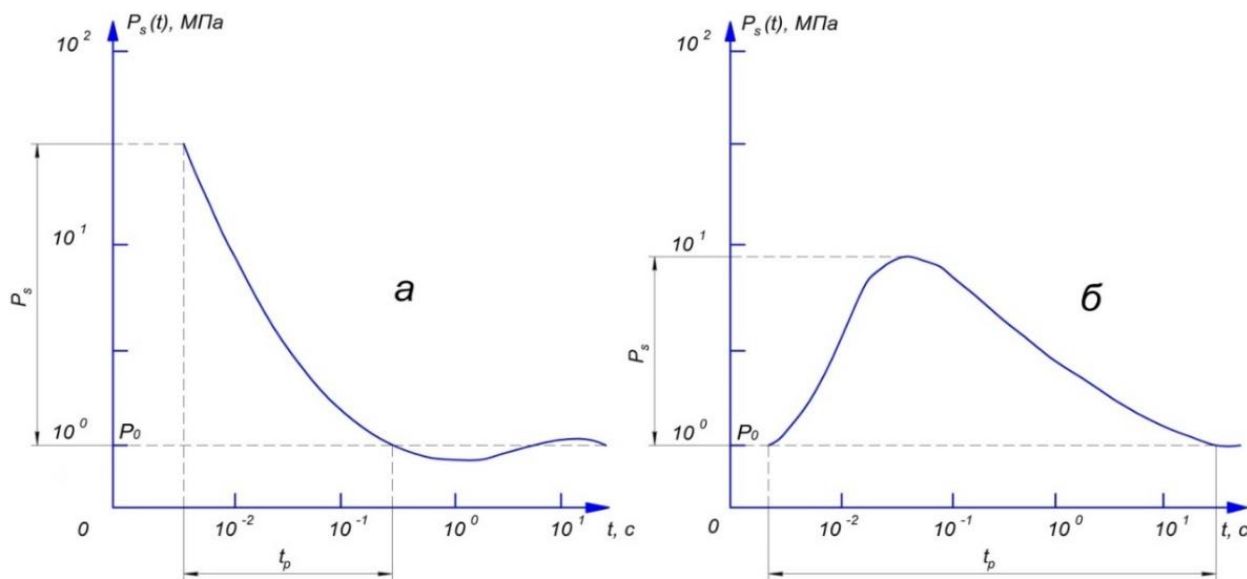


Рисунок 6 – Характерна форма тиску:
 а – протягом детонаційної, шоквої хвилі; б – дефлаграційної хвилі;
 P_0 – початковий тиск; P_s – пік тиску; t_p – тривалість позитивної фази

Пікові значення тиску P_{max} і температур T_{max} у процесах детонації-горіння водньоутримуючої пароповітряної суміші звичайно визначаються за напівемпіричними залежностями виду:

$$T_{max} = f_1(C_k, T_0, Q_k); P_{max} = f_2(P_0, T_0, T_{max}), \quad (4)$$

де C_k, Q_k – концентрація і питомі внутрішні теплоенергетичні характеристики компонентів водньоутримуючої пароповітряної суміші; P_0, T_0 – початкові значення тиску і температури середовища.

Характерний час зниження вибухонебезпечних локальних концентрацій t_{vH} можна оцінити співвідношенням:

$$t_{vH} \approx \frac{V_{A3}}{C_{vH}}, \quad (5)$$

де V_{A3} – «вільний» обсяг активної зони реактора; C_{vH} – середня за обсягом швидкість поширення водню, що залежить від нерівномірності розподілу концентрації водню, а також властивостей і стану парогазового середовища гермооб'єму.

Характерний час досягнення локальної критичної концентрації водню K_{KP} :

$$T_{LH} \approx \frac{K_{KP}}{C_{LH}}, \quad (6)$$

де C_{LH} – середня швидкість локального утворення, що залежить від джерел і механізмів утворення

водню.

Отже, необхідна умова вибухонебезпечності (дефлагації-детонації) водню в гермооб'ємі буде визначатися залежністю виду:

$$\frac{V_{A3}}{C_{vH}} \geq \frac{K_{KP}}{C_{LH}}. \quad (7)$$

Тобто визначальним фактором необхідних умов вибухонебезпечної водньоутримуючої пароповітряної суміші в гермооб'ємі буде співвідношення швидкості локальної генерації газоподібного водню і швидкості поширення водню в парогазовому середовищі гермооб'єму.

Таким чином, реалізація умов вибухобезпеки водньоутримуючої пароповітряної суміші істотно залежить від сценаріїв розгерметизації контуру охолодження БВ і умов потрапляння джерел водню в приміщення СВЯП-1. Отримані в роботі дані можна застосовувати у подальших дослідженнях для моделювання утворення вибухонебезпечних сумішей в об'ємах приміщень, кількості повітря, пари і води в процесі аналізу вибухонебезпечності воднеутримуючої пароповітряної суміші. Практичні розрахунки дають змогу в подальшому оцінити енергію руйнування й спрогнозувати силовий вплив на будівельні конструкції.

5. Висновки.

У статті наведено результати розрахункових аналізів аварій, що характеризуються втратою функції тепловідведення від БВ та течею з БВ, а також додаткову оцінку впливу окремих параметрів моделювання БВ на отримані результати.

Результати досліджень описують основні аварійні процеси в басейні витримки СВЯП-1. Проведено теплофізичний аналіз безпеки

запроектної аварії з тривалим знеструмленням і накладенням некомпенсованої течії для басейну витримки СВЯП. Результати розрахунків показали, що без здійснення заходів з управління аварією вона може перейти у важко аварійну стадію: повне осушення БВ, руйнування значної кількості ТВЗ, що

знаходяться в ньому, аварійне вивантаження і наскрізне проплавлення днища басейну. Виявлено потребу в покращенні наукової бази досліджень запроєктної аварії з тривалим знеструмленням СВЯП з метою отримання більш достовірних результатів моделювання.

ЛІТЕРАТУРА

1. Кузнецов В. М. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России // Оценка влияния радиационного загрязнения на здоровье человека: сб. матер. конф., г. Новосибирск. 2001 г. С. 19–45.
2. Sandia Report. Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012), Albuquerque, 2012, 298 p., NEA/CSNI/R(2015). Available: <https://fukushima.inl.gov/PDF/FukushimaDaiichiAccidentStudy.pdf>.
3. Коцуба О. Л., Воробйов Ю. Ю., Жабін О. І., Гуменюк Д. В. Аналіз важких аварій в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива АЕС «Фукусіма Даїчі» з використанням розрахункового коду MELCOR 1.8.6 // Ядерна та радіаційна безпека. 2016. № 4(72). С. 13–20.
4. Gauntt R. O., Cash J. E., Cole R. K. et al. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and User's Guides. Version 1.8.6, Albuquerque. 2005. 785 p. NUREG/CR-6119.
5. Азаров С. І., Сидоренко В. Л., Задунай О. С. Щодо оцінки безпеки атомних станцій України // Техногенно-екологічна безпека. 2018. Вип. 3(1/2018). С. 58–63. <http://doi.org/10.5281/zenodo.1182845>.
6. Чернобыльская АЭС, III очередь. Хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ), I очередь. Рабочий проект. Сборно-монолитный вариант. Общая пояснительная записка. Раздел «а». 1983. 672 с.
7. Bolshov L., Strizhov V. SOCRAT – The System of Codes for Realistic Analysis of Severe Accidents. Proc. of Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'06), Reno, NV, USA, June 4–8. 2006. Paper 6439.
8. Azarov S. I., Taranovsky A. V., Sydorenko V. L. Modeling of physical-chemical processes inside the Sarcophagus // Nuclear Power and the Environment. 2014. № 1(3). P. 53–63.
9. Азаров С. І., Сидоренко В. Л., Євланов В. М., Гаврилюк М. М. Аналіз умов і механізмів формування вибухонебезпечних сумішей на ранній стадії розвитку Чорнобильської аварії // Ядерна та радіаційна безпека. 2016. Вип. 4. С. 39–44.
10. Baker L., Just L. Studies of metal-water reactions at high temperatures. III Experimental and theoretical of the zirconium-water reaction // ANI-6548-196. 1976. P. 20–56.
11. Brown A. F., Healen T. The kinetics of total oxygen uptake in steam oxidized zircaloy-2 in range 1272-1673K // J. Nucl. Mater. 1980. Vol. 88(1). P. 1–6.

Надійшла: 24 травня 2018 р.

Прийнята: 15 червня 2018 р.

S. Azarov, V. Sydorenko, A. Zadunaj

ANALYSIS OF THE SCENARIO OF A HEAVY ACCIDENT IN THE STORAGE POOLS FOR SPENT NUCLEAR FUEL ISF-1

Approaches to simulation of the storage pools (SP) for ISF-1 and the results of thermal-hydraulic calculation of scenarios of severe accidents in SP. In the course of the work, the scenario of a severe accident after an earthquake with a prolonged de-energization and the formation of a leak through the metal cladding of the bottom of the SP was considered. Based on the results of computational analyzes, the dynamics of the main processes accompanying the development of a severe accident in the SP of this type have been determined. Key results of calculations: growth rate of mean volume water temperature in the basin at the initial stage of the accident development is 0.6°C/h; when the water level in the upper part of the fuel assembly drops to 51800 s (~14.4 h), the complete dehumidification of SP takes place approximately 64800 s (~18 h) the fuel element temperature reaches 1473 K at 66500 s (~18.5 h), and the fuel temperature is 2813 K after 77400 s (21.5 h) after the start of the accident. When the fuel cladding temperature rises above 1100 K, they begin to be oxidized by water vapor with an intense formation of hydrogen and the release of heat, and when hydrogen is burned, an energy equal to an average of about 260 kJ/mol of reagent, with an explosion of ~105 moles of hydrogen formed, more than $3 \cdot 10^7$ kJ energy will be released, and this energy will be scattered as a pulse with a duration of a fraction of a second. Further development of a severe accident can cause destruction of the SP, with the penetration of the bottom. The ingress of hydrogen into the air atmosphere will lead to the formation of an explosive mixture, create conditions for the ignition, explosion, destruction of ISF-1 and the release of radioactivity beyond its limits.

The obtained results of the quantitative analysis can be used to improve the existing design models of SP and to obtain more reliable calculation data for the development of emergency processes in SP of power units of NPPs.

Keywords: storage pools, calculation model, severe accident, fire, explosion.

REFERENCES

1. Kuznetsov, V. M. (2001). Osnovnyye problemy i sovremennoye sostoyaniye bezopasnosti predpriyatiy yadernogo toplivnogo tsikla Rossii. Otsenka vliyaniya radiatsionnogo zagryazneniya na zdorov'ye cheloveka: sb. mater. konf., g. Novosibirsk, 19–45.
2. Sandia Report. Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012), Albuquerque, 2012, 298 p., NEA/CSNI/R(2015). <https://fukushima.inl.gov/PDF/FukushimaDaiichiAccidentStudy.pdf>.
3. Kotsuba, O. L., Vorobyov, Yu. Yu., Zhabin, O. I., Humenyuk, D. V. (2016). Analiz vazhkykh avariiv v baseyni vytrymky vidprats'ovanoho yadernoho palyva AES «Fukusima Dayichi» z vykorystanniam rozrakhunkovoho kodu MELCOR 1.8.6. Yaderna ta radiatsiyna bezpeka, 4(72), 13–20.
4. Gauntt, R. O., Cash, J. E., Cole, R. K. et al. (2005). MELCOR Computer Code Manuals, vol. 1: Primer and User's Guides. Version 1.8.6. Albuquerque, 785. NUREG/CR-6119.
5. Azarov, S., Sydorenko, V., Zadunay, O. (2018). Shchodo otsinky bezpeky atomnykh stantsiy Ukrainy. Naukovo-tekhnichnyy Zhurnal «Tekhnogenno-ekologichna bezpeka», 3(1/2018), 58–63. doi: 10.5281/zenodo.1182845.
6. Chernobyl'skaya AES, III ochered'. Khranilishche otrabotavshogo yadernogo topliva (KHOYAT), I ochered'. Rabochiy proyekt. Sbornno-monolitnyy variant. Obshchaya poyanitel'naya zapiska. Razdel «a». (1983). 672.
7. Bolshov, L., Strizhov, V. (2006). SOCRAT – The System of Codes for Realistic Analysis of Severe Accidents. Proc. of Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'06), Reno, NV, USA, June 4–8. Paper 6439.
8. Azarov, S. I., Taranovsky, A. V., Sydorenko, V. L. (2014). Modeling of physical-chemical processes inside the Sarcophagus. Nuclear Power and the Environment, 1(3), 53–63.
9. Azarov, S. I., Sydorenko, V. L., Yevlanov, V. M., Havrylyuk, M. M. (2016). Analiz umov i mekhanizmiv formuvannya vybukhonebezpechnykh sumishey na ranniyi stadiyi rozvytku Chornobyl's'koyi avariiv. Yaderna ta radiatsiyna bezpeka, 4, 39–44.
10. Baker, L., Just, L. (1976). Studies of metal-water reactions at high temperatures. III Experimental and theoretical of the zirconium-water reaction. ANI-6548-196, 20–56.
11. Brown, A. F., Healen, T. (1980). The kinetics of total oxygen uptake in steam oxidized zircaloy-2 in range 1272-1673K. J. Nucl. Mater., 88(1), 1–6.

Received: 24 May 2018

Accepted: 15 June 2018

С. И. Азаров, В. Л. Сидоренко, А. С. Задунай

АНАЛИЗ СЦЕНАРИЯ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ В БАСЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ХОЯТ-1

Представлены подходы к моделированию бассейна выдержки (БВ) для ХОЯТ-1 и результаты теплогидравлических расчетов сценариев тяжелых аварий в БВ. В ходе работы рассматривался сценарий тяжелой аварии после землетрясения с длительным обесточиванием и образованием течи через металлическую облицовку днища БВ. По результатам расчетных анализов определена динамика основных процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии в БВ данного типа. Ключевые результаты расчетов: темп роста среднеобъемной температуры воды в бассейне на начальном этапе развития аварии – 0,6°C/ч; при снижении уровня воды в верхней части ТВС – 51800 с (~14,4 ч) полное осушение БВ происходит примерно через 64800 с (~18 ч) температура твэла достигает значения 1473 К через 66500 с (~18,5 ч), а температура топлива значение 2813 К через 77400 с (21,5 ч) после начала аварии. При повышении температуры оболочек твэлов выше 1100 К начинается их окисления водяным паром с интенсивным образованием водорода и выделением тепла, а при сгорании водорода выделяется энергия, равная в среднем около 260 кДж/моль реагента, при взрыве ~ 105 моль образовавшегося водорода, выделится энергия более $3 \cdot 10^7$ кДж, причем эта энергия будет рассеяна в виде импульса длительностью в доли секунды. Дальнейшее развитие тяжелой аварии может вызвать разрушения БВ, с проплавлением днища. Попадание водорода в воздушную атмосферу приведет к образованию взрывоопасной смеси, создаст условия для возгорания, взрыва, разрушения ХОЯТ-1 и выхода радиоактивности за ее пределы.

Полученные результаты количественного анализа могут быть использованы для совершенствования существующих расчетных моделей БВ и для получения более достоверных расчетных данных по развитию аварийных процессов в БВ энергоблоков АЭС.

Ключевые слова: бассейн выдержки, расчетная модель, тяжелая авария, пожар, взрыв.