

*С.І. Азаров¹, В.Л. Сидоренко², О.С. Задунай³*¹*Інститут ядерних досліджень Національної академії наук України*²*Інститут державного управління у сфері цивільного захисту*³*Державний науково-дослідний інститут спеціального зв'язку та захисту інформації*

ОЦІНКА ВИБУХОПОЖЕЖНОЇ НЕБЕЗПЕКИ В ПРОЦЕСІ ЗБЕРІГАННЯ ВІДПРАЦЬОВАНОВОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА

На сьогодні на ЧАЕС основною спорудою загальностанційної системи зберігання відпрацьованого ядерного палива є сховище відпрацьованого ядерного палива № 1 (СВЯП-1) «мокрого типу» призначене для прийому і зберігання ВЯП. У світлі «післяфукусімських» подій завдання підвищення вибухопожежної та пожежної безпеки є пріоритетним напрямком діяльності ДСП ЧАЕС. СВЯП-1 повинно відповідати сучасним вимогам нормативних документів з безпеки як за нормальних умов експлуатації, так і під час аварійних ситуацій. У числі аварійних ситуацій, настання яких імовірно на сховищі СВЯП-1, має бути розглянутий випадок виникнення та розвитку пожежі у внутрішньому просторі залізобетонних блоків. Такий стан зумовлюється надзвичайною важливістю даного радіаційно-небезпечного об'єкта. Вибух на СВЯП-1 може статися, головним чином, через порушення правил експлуатації та пожежної безпеки, а також у разі несправностей чи відмов окремих систем. Таким чином, проблема забезпечення вибухопожежної та пожежної безпеки на СВЯП-1 є вкрай актуальною.

Метою цієї роботи було розрахункове дослідження утворення радіолітичного водню та його вибуху в приміщеннях СВЯП-1.

Методи дослідження. Вимірювання, порівняння, системний аналіз, фізико-математичне моделювання.

Основні результати дослідження. Основною метою забезпечення вибухопожежної та пожежної небезпеки СВЯП-1 є запобігання неконтрольованому розвитку ядерних реакцій і поширенню радіації. При опроміненні води випромінюванням з низькою густиною іонізації (наприклад, γ -променями) переважає реакція утворення радикалів, в той час як для випромінювання з високою густиною іонізації (наприклад, α - і β -частинки, осколки поділу) стає більш важливою реакція утворення молекул. В ядерному реакторі, де є різні види випромінювання (γ -промені і протони високої енергії, що утворюються під час взаємодії з нейтронами), обидві ці реакції протікають одночасно. Радикали Н і ОН – надзвичайно реакційноздатні речовини, що швидко з'єднуються з продуктами, які утворюються в результаті реакції. Під час радіолізу води, що міститься у відкритих посудинах та насичена повітрям і не містить будь-яких активних акцепторів радикалів ОН в помітних концентраціях, вихід водню, що спостерігається, зазвичай дорівнює 0,1–0,2 молекула/100 еВ, тобто помітно менший від початкового виходу утворення водню. Чим більша посудина за висотою, тим більша ймовірність цієї реакції порівняно з імовірністю видалення водню з рідкої фази. Якщо ж організувати нерівноважну відкриту систему шляхом примусового видалення водню з води, наприклад, барботажем інертного газу, то швидкість його видалення буде перевищувати швидкість хімічного розкладання. У цьому випадку вихід водню зростає і на межі виявиться рівним початковому виходу (якщо, звичайно, у воді немає домішок органічних речовин, радіоліз яких призводить до утворення молекулярного водню). Тому для розрахунку швидкості утворення радіолітичного водню у воді басейну-сховища використовується початковий вихід, тобто розраховується максимально можлива швидкість утворення водню. Оскільки радіоліз води в басейні відбувається в основному в результаті впливу гамма-випромінювання (бета- і альфа-випромінювання затримуються оболонками тепловиділяючих збірок і їх енергія переходить в тепло), то початковий вихід радіолітичного утворення водню дорівнює 0,45 молекула/100 еВ. За нормальної експлуатації СВЯП-1 в приміщенні басейнів витримки накопичення радіолітичного водню виключається завдяки роботі витяжної системи вентиляції надводного простору. Основними факторами, що визначають умови для утворення вибухонебезпечної газової суміші на основі водню, є кількість ВЯП, що зберігається, та обсяг води і повітря в просторі, де зберігається ВЯП. Розрахунок виконано від всіх джерел γ -випромінювання з рівномірним розподілом за об'ємом джерела. Для розрахунку був використаний основний радіонуклідний склад палива в нижньому пучку тепловиділяючого елемента у разі витримки 20 років і глибиною вигорання 24 МВт·добу/кг. Розрахункове значення потужності поглиненої дози водою за обсягом від всього ВЯП, становить $I=1,098 \cdot 10^{24}$ еВ/(м³·год). Відмови обладнання комплексу системи зберігання, що викликані як зовнішніми, так і внутрішніми подіями, які призводять до відмов системи вентиляції надводного простору басейнів витримки, можуть привести до накопичення радіолітичного водню в по-

вітряному обсязі приміщень СВЯП-1 в умовах відмови систем вентиляції. Перерва в роботі системи вентиляції, за час якої теоретично можливе досягнення нижньої межі вибухонебезпечної концентрації водню, може тривати 12 діб. Для забезпечення вибухопожежобезпеки в залі басейнів необхідно, щоб концентрація радіолітичного водню в повітрі була нижчою за нижню концентраційну межу вибуховості водню в суміші з повітрям (~4% об.) з коефіцієнтом запасу 10. Таким чином, концентрація водню не повинна перевищувати 0,4% об. допустимої концентрації водню в повітрі приміщень щоб виключити утворення вибухонебезпечної суміші з киснем. Для випадку розміщення всього ВЯП (21284 од.) у відсіках басейнів витримки 1–5, $W(H_2)=1,34 \text{ Нм}^3/\text{год}$. Таким чином, припустимий обґрунтований час бездіяльності системи вентиляції становитиме не більше 7 діб. Для того, щоб концентрація радіолітичного водню над поверхнею басейну не перевищувала 0,4% об., здування повинне бути в 250 разів більше швидкості утворення водню, тобто витрата повітря, що продувається над басейном (вентиляція) для забезпечення вибухопожежобезпеки має дорівнювати $g=250 W(H_2)$, $\text{м}^3/\text{год}$. Температура самоспалахування водню у присутності водяної пари становить 970 К, а вибухонебезпечні властивості водневої суміші характеризуються межами спалаху 4,12–75% об'єму. Ступінь пошкодження будівельних конструкцій будівлі СВЯП-1 буде визначатися тими деформаціями і руйнуваннями, які вони отримали під час вибуху водню. Формування ударних навантажень під час аварійного вибуху безпосередньо визначається кількістю (обсягом), стехіометричним співвідношенням водню з паром і межами займання водню.

Висновки. Таким чином, наведена методика оцінки утворення радіолітичного водню та можливого його вибуху в приміщеннях СВЯП-1 дає змогу в рамках консервативного підходу оцінювати вибухопожежну безпеку і наслідки аварійного вибуху радіолітичного водню.

Ключові слова: відпрацьоване ядерне паливо, сховище відпрацьованого ядерного палива, аварійні ситуації, небезпека, пожежа, вибух.

Постановка проблеми. На сьогодні на ЧАЕС основною спорудою загальностанційної системи зберігання відпрацьованого ядерного палива (ВЯП – ядерне паливо, опромінене в активній зоні реактора й остаточно з неї вилучене) є сховище відпрацьованого ядерного палива № 1 (СВЯП-1) «мокрого типу» призначене для прийому і зберігання ВЯП. У світлі «післяфукусимських» подій завдання підвищення вибухопожежної та пожежної безпеки є пріоритетним напрямком діяльності ДСП ЧАЕС. СВЯП-1 повинно відповідати сучасним вимогам нормативних документів з безпеки як за нормальних умов експлуатації, так і під час аварійних ситуацій.

У числі аварійних ситуацій, настання яких імовірно на сховищі СВЯП-1, має бути розглянутий випадок виникнення та розвитку пожежі у внутрішньому просторі залізобетонних блоків. Такий стан зумовлюється надзвичайною важливістю даного радіаційно-небезпечного об'єкта. Потрібно зазначити, що СВЯП-1 не може бути класифіковане відповідно до чинної нормативної бази України за ступенем вогнестійкості у зв'язку з відсутністю необхідності забезпечення евакуації людей, гарантування безпеки пожежно-рятувальних підрозділів з урахуванням ризиків обвалення конструкцій. Основною задачею пожежної безпеки будівельних конструкцій СВЯП-1, рішення якої залежить від вогнестійкості конструкцій, є забезпечення їх живучості на час, необхідний для локалізації та ліквідації ймовірної пожежі.

Аналіз останніх досліджень та публікацій. Аварія на японській АЕС «Фукусіма» показала, що в ході розгляду ймовірних сценаріїв розвитку запроектованої аварії в СВЯП необхідно оцінювати малоімовірні події та проводити аналіз пожежної безпеки під час розвитку аварії [1].

Над проблемою дослідження безпеки СВЯП працює багато вітчизняних і закордонних спеціалістів та науковців. Різні аспекти та окремі підходи до дослідження цієї проблеми висвітлено у чисельних працях [2, 3], але через те, що цей процес є безперервним, постійним і надзвичайно актуальним, дослідження тривають.

Стислий опис сховища ВЯП. Сховище відпрацьованого ядерного палива № 1 «мокрого типу» призначене для прийому і зберігання відпрацьованих тепловиділяючих збірок (ВТВЗ) після попередньої не менше ніж 1,5-річної витримки їх в басейні витримки (БВ) або реакторах енергоблоків 1, 2, 3, а також для операцій вивантаження ВТВЗ зі СВЯП-1 з наступним переміщенням його в СВЯП-2 «сухого типу» [4]. СВЯП є технічно складним і ядерно-небезпечним об'єктом [5]. У ньому зосереджено обладнання різного призначення та номенклатури. СВЯП-1 являє собою окремо розташовану будівлю, що складається з 3 блоків:

1) транспортно-технологічний блок, що в свою чергу складається з двох об'ємів: відділення БВ (розмір в плані 36×24 м) і відділення прийому і перевантаження вагона-контейнера (розмір в плані 42×14 м);

2) хімблок з приміщеннями установки очищення і охолодження води відсіків БВ, каньйону і відсіку зберігання транспортних чохлаів, вузла приготування десорбуючих розчинів, трансформаторної, збору і перекачування стоків та іншими приміщеннями (розмір в плані 15×36 м);

3) адміністративно-побутовий блок з приміщеннями санпропускників і саншлюзів, вентцентру з фільтрувальною станцією, електрощитової та іншими допоміжними приміщеннями (розмір в плані 15×36 м).

Сховище складається з 5-ти басейнів витримки: 4-х робочих і 1-го резервного. Зберігання ВЯП здійснюється в заповнених водою пеналах у вертикальному положенні, що охолоджуються водою басейну витримки. В цьому разі відбувається утворення водню в воді БВ. Видалення водню забезпечується вентиляційною системою СВЯП-1. Упродовж всього періоду експлуатації СВЯП-1 вентсистеми 1ВЦ, 2П, 5П забезпечують водневу безпеку. Основні експлуатаційні процедури системи вентиляції СВЯП-1 такі:

1) включення вентагрегатів припливної та витяжної вентиляції;

2) контроль параметрів системи вентиляції СВЯП-1. Під час роботи вентиляційних систем контрольно-вимірювальними приладами (КВП) здійснюється контроль таких параметрів:

– температура повітря після калорифера до вентагрегату – ≥ 15 °С.

– витрата повітря й аеродинамічний опір фільтрів (граничний тиск повітря для фільтрів на притоці дорівнює 250 Па);

3) виведення на ремонт одного з вентагрегатів і підключення резервної фільтрувальної ланки.

Вибух на СВЯП-1 може статися, головним чином, через порушення правил експлуатації та пожежної безпеки, а також у разі несправностей чи відмов окремих систем. Сховище обладнане такими системами, необхідними для забезпечення безпеки: охолодження води (за винятком випадків, коли доведено, що виключається перевищення проектних значень температури води в сховищі і без спеціального охолодження); водоочищення; технологічного контролю (вмісту гомогенних поглиначів в воді або гетерогенних поглиначів у стелажах, якщо ці системи передбачені проектом, температури і рівня води, її водно-хімічного режиму, вмісту водню у повітрі); радіаційного контролю; вентиляції; заповнення та спорожнення БВ; контролю, збору і повернення протікань; підживлення. Вихідними подіями, що можуть призвести до порушення нормальних умов експлуатації СВЯП-1, аварійних ситуацій або аварій є: землетрус; вибухи; пожежа; руйнування. Таким чином, проблема забезпечення вибухопожежної та пожежної безпеки на СВЯП-1 є вкрай актуальною.

Метою цієї роботи було розрахункове дослідження утворення радіолітичного водню та його вибуху в приміщеннях СВЯП-1.

Виклад основного матеріалу. Основною метою забезпечення вибухопожежної та пожежної небезпеки СВЯП-1 є запобігання неконтрольованому розвитку ядерних реакцій і поширенню радіації. Можливими причинами виникнення пожежі та вибуху в СВЯП-1 можуть бути [5]:

– пробій ізоляції або коротке замикання в елек-

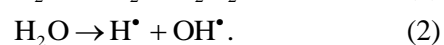
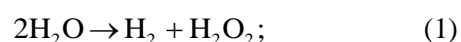
тричних ланцюгах;

- перевантаження електроспоживачів;
- недотримання правил пожежної безпеки персоналом, що виконує роботи в СВЯП-1;
- порушення технологічного режиму роботи обладнання (розігрів вище допустимих меж);
- помилка персоналу (неправильне включення обладнання).

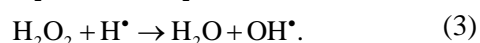
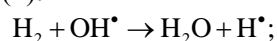
Пожежа в приміщеннях сховища може призвести до таких наслідків:

- повне знеструмлення сховища;
- відмова системи охолодження води БВ;

Процеси і механізми утворення радіолітичного водню під час мокрого зберігання. Під дією іонізуючого випромінювання розкладання води може відбуватися двома шляхами [6]:



При опроміненні води випромінюванням з низькою густиною іонізації (наприклад, γ -променями) переважає реакція утворення радикалів, в той час як для випромінювання з високою густиною іонізації (наприклад, α - і β -частинки, осколки поділу) стає більш важливою реакція утворення молекул. В ядерному реакторі, де є різні види випромінювання (γ -промені і протони високої енергії, що утворюються під час взаємодії з нейтронами), обидві ці реакції протікають одночасно. Радикали Н і ОН – надзвичайно реакційноздатні речовини, що швидко з'єднуються з продуктами, які утворюються в результаті реакції (1):



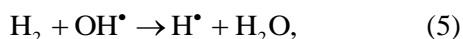
Якщо об'єднати ці реакції разом, то отримаємо



– реакцію, обернену до першої реакції радіолізу (1). Рівновага зазвичай зміщена в бік утворення води (низький радіоліз). Однак рівновагу можна порушити додаванням у воду речовин, які активно реагують із вільними радикалами, що призведе до уповільнення реакції рекомбінації. Наприклад, іони хлору і бромиди надзвичайно реакційноздатні відносно радикалів Н і ОН. Їх наявність у кількості декількох міліграмів на літр може викликати швидкий радіоліз води. Тому необхідно підтримувати дуже високу чистоту води, для того, щоб радіоліз був мінімальним.

Оцінка кількості утворення радіолітичного водню. Під час радіолізу води, що міститься у відкритих посудинах та насичена повітрям і не містить будь-яких активних акцепторів радикалів ОН в помітних концентраціях, вихід водню, що спостерігається, зазвичай дорівнює 0,1–0,2 моле-

кула/100 еВ, тобто помітно менший за початковий вихід утворення водню. Це обумовлено тим, що має місце реакція [7]



яке ефективно руйнує молекулярний водень, що утворюється в результаті дії іонізуючого випромінювання. Ця реакція конкурує з процесом видалення водню шляхом дифузії з рідкої фази в газу над поверхнею води. Чим більша посудина за висотою, тим більша ймовірність цієї реакції порівняно з імовірністю видалення водню з рідкої фази. Якщо ж організувати нерівноважну відкриту систему шляхом примусового видалення водню з води, наприклад, барботажем інертного газу, то швидкість його видалення буде перевищувати швидкість хімічного розкладання. У цьому випадку вихід водню зросте і на межі виявиться рівним початковому виходу (якщо, звичайно, у воді немає домішок органічних речовин, радіоліз яких призводить до утворення молекулярного водню).

Тому для розрахунку швидкості утворення

водню, є кількість ВЯП, що зберігається, та обсяг води і повітря в просторі, де зберігається ВЯП. Швидкість утворення радіолітичного водню в басейні дорівнює [8]:

$$W(\text{H}_2) = \frac{G(\text{H}_2) I V 0,0224}{100 N_A}, \frac{\text{Hm}^3}{\text{год}}, \quad (6)$$

де $G(\text{H}_2) = 0,45$ молекул/100 еВ – початковий вихід утворення радіолітичного водню;

- I – середня потужність поглиненої водою дози за обсягом сховища, еВ/(м³·год);
- N_A – число Авогадро;
- V – об'єм води в басейні, що піддається дії випромінювання, м³;
- 0,0224 – обсяг ідеального газу за нормальних умов, м³/моль.

Розрахунок виконано від всіх джерел γ -випромінювання з рівномірним розподілом за об'ємом джерела. Для розрахунку був використаний основний радіонуклідний склад палива в нижньому пучку ТВЕЛ у разі витримки 20 років і глибиною вигорання 24 МВт·добу/кг (табл. 1).

Таблиця 1

Ізотопний склад нижнього пучка ВЯП (глибина вигорання 24 МВт·добу/кг U) залежно від часу витримки

Ізотоп	Маса ізотопу після 20 років витримки, г	$T_{1/2}$	Константа розпаду, с ⁻¹	Енергія гамма-випромінювання, МеВ
^{110m} Ag	$3 \cdot 10^{-11}$	253,0 днів	$3,17 \cdot 10^{-8}$	0,6577
¹²⁵ Sb	$1,9 \cdot 10^{-3}$	2,7 року	$8,14 \cdot 10^{-9}$	0,0280
¹³⁴ Cs	$4,2 \cdot 10^{-3}$	2,07 року	$1,06 \cdot 10^{-8}$	0,7958
¹³⁷ Cs	34,5	30 років	$7,37 \cdot 10^{-10}$	0,6616
¹⁴⁴ Pr	$9 \cdot 10^{-12}$	17,3 хв.	$6,69 \cdot 10^{-3}$	0,6965
¹⁵² Eu	$5 \cdot 10^{-4}$	12,4 року	$1,77 \cdot 10^{-9}$	0,12177
¹⁵⁴ Eu	0,12	16 років	$1,37 \cdot 10^{-9}$	1,278
¹⁵⁵ Eu	$1,1 \cdot 10^{-2}$	1,81 року	$1,21 \cdot 10^{-3}$	0,086
²⁴¹ Am	25,1	45,8 року	$4,8 \cdot 10^{-11}$	0,0595
²⁴³ Am	3,25	$7,95 \cdot 10^3$ років	$2,76 \cdot 10^{-12}$	0,07467

радіолітичного водню у воді басейну-сховища використовується початковий вихід, тобто розраховується максимально можлива швидкість утворення водню. Оскільки радіоліз води в басейні відбувається в основному в результаті впливу гамма-випромінювання (бета- і альфа-випромінювання затримуються оболонками тепловиділяючих збірок і їх енергія переходить в тепло), то початковий вихід радіолітичного утворення водню дорівнює 0,45 молекула/100 еВ

За нормальної експлуатації СВЯП-1 в приміщенні БВ накопичення радіолітичного водню виключається завдяки роботі витяжної системи вентиляції надводного простору. Основними факторами, що визначають умови для утворення вибухонебезпечної газової суміші на основі вод-

Розрахункове значення потужності поглиненої дози водою за обсягом від всього ВЯП, становить $I=1,098 \cdot 10^{24}$ еВ/(м³·год).

Відмови обладнання комплексу системи зберігання, що викликані як зовнішніми, так і внутрішніми подіями, які призводять до відмов системи вентиляції надводного простору БВ, можуть привести до накопичення радіолітичного водню в повітряному обсязі приміщень СВЯП-1 в умовах відмови систем вентиляції. Перерва в роботі системи вентиляції, за час якої теоретично можливе досягнення нижньої межі вибухонебезпечної концентрації водню, може тривати 12 діб. Для забезпечення вибухопожежобезпеки в залі басейнів необхідно, щоб концентрація радіолітич-

ного водню в повітрі була нижчою за нижню концентраційну межу вибуховості водню в суміші з повітрям (~4% об.) з коефіцієнтом запасу 10. Таким чином, концентрація водню не повинна перевищувати 0,4% об. допустимої концентрації водню в повітрі приміщень щоб виключити утворення вибухонебезпечної суміші з киснем.

Для випадку розміщення всього ВЯП (21284 од.) у відсіках БВ 1–5, $W(H_2)=1,34 \text{ Нм}^3/\text{год}$. Таким чином, припустимий обґрунтований час бездіяльності системи вентиляції становитиме не більше 7 діб. Для того, щоб концентрація радіолітичного водню над поверхнею басейну не перевищувала 0,4% об., здування має бути в 250 разів більше від швидкості утворення водню, тобто витрата повітря, що продувається над басейном (вентиляція) для забезпечення вибухопожежобезпеки має дорівнювати $g=250 \cdot W(H_2)$, $\text{м}^3/\text{год}$.

Температура самоспалахування водню за наявності водяної пари становить 970 К, а вибухонебезпечні властивості водневої суміші характеризуються межами спалаху 4,12–75% об'єму (рис.).

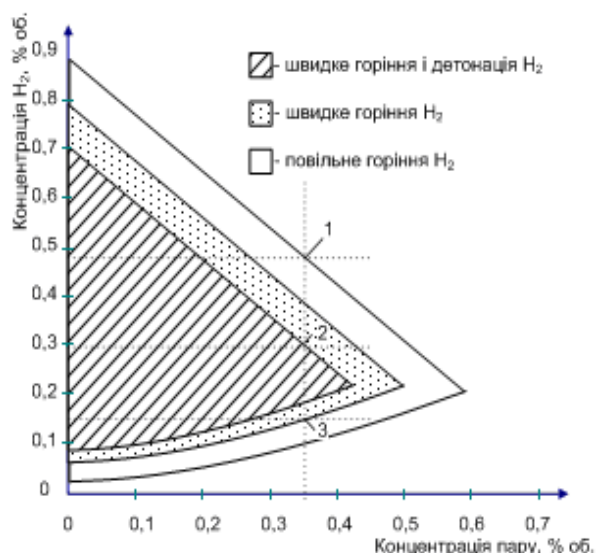


Рисунок – Діаграма детонації та горіння водню [9]

З даних, наведених на рисунку, видно, що у випадку 1 відбудеться повільне горіння водню, для випадків 2 та 3 – швидке горіння водню.

Ступінь пошкодження будівельних конструкцій будівлі СВЯП-1 буде визначатися тими деформаціями і руйнуваннями, які вони отримали під час вибуху водню. Формування ударних навантажень під час аварійного вибуху безпосередньо визначається кількістю (обсягом), стехіометричним співвідношенням водню з парою і межами займання водню.

Висновки. Таким чином, наведена методика оцінки утворення радіолітичного водню та можливого його вибуху в приміщеннях СВЯП-1 дає змогу в рамках консервативного підходу проводити вибухопожежну оцінку безпеки і наслідків аварійного вибуху радіолітичного водню.

Список літератури:

1. Fukasawa M. Overview of Fukushima-Accident Analysis. – Proc. 2012 SARNET International Meeting (SARNET 2012), Cologne, Germany, March 21–23, 2012.

2. Коцуба О.Л. Аналіз важких аварій в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива АЕС «Фукусіма-Даїчі» / О.Л. Коцуба, Ю.Ю. Воробйов, О.І. Жабін, Д.В. Гуменюк // Ядерна та радіаційна безпека. – № 4(72). – 2016. – С. 13–20.

3. Азаров С.І. Комплексний аналіз техногенної безпеки СВЯП-1 на ЧАЕС / С.І. Азаров, В.Л. Сидоренко, О.С. Задунай // Матеріали Науково-практичного семінару «Запобігання надзвичайним ситуаціям і їх ліквідація». – НУЦЗУ. – 7 лютого 2018 року. – Харків, 2018. – С 6–8.

4. Чернобыльская АЭС, III очередь. Хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ), I очередь. Рабочий проект. Сборно-монолитный вариант. Общая пояснительная записка. Раздел «А». – 1983. – 672 с.

5. Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними / Ключников А.А., Пазухин Э.М., Шигера Ю.М., Шигера В.Ю. – К.: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2005. – 487 с.

6. Azarov S.I. Fire alarm, examining the Chernobyl Sarcophagus / S.I. Azarov, V.V. Tokarevsky // Nuclear engineering international. – 1995. – Vol. 40, № 491. – P. 38–39.

7. Azarov S.I. Modeling of physical-chemical processes inside the Sarcophagus./ S.I. Azarov, A.V. Taranovsky, V.L. Sydorenko // Nuclear Power and the Environment. – 2014. – Vol. 1(3). – P. 53–63.

8. Азаров С.І. Аналіз умов і механізмів формування вибухонебезпечних сумішей на ранній стадії розвитку Чорнобильської аварії / С.І. Азаров, В.Л. Сидоренко, В.М. Євланов, М.М. Гаврилюк // Ядерна та радіаційна безпека. – 2016. – Вип. 4. – С. 39–44.

9. Бесчаснов М.В. Оценка и обеспечение взрывобезопасности промышленных объектов // Безопасность труда в промышленности. – 1980. – № 1. – С. 52–97.

References:

1. Fukasawa, M. (2012, March 21–23) *Overview of Fukushima-Accident Analysis*. Proc. 2012 SARNET International Meeting (SARNET 2012), Cologne, Germany.

2. Kotsuba, O. L., Vorobyov, Yu. Yu., Zhabin, O. I., Humenyuk D. V. (2016) "Analysis of severe accidents in the Fukushima-Daiichi NPP spent nuclear fuel run-off pool". *Yaderna ta radiatsiyyna bezpeka*, vol. 4, no. 72, pp. 13–20.

3. Azarov, S. I., Sydorenko, V. L., Zadunay, O. S. (2018) "Comprehensive analysis of SNF-1

technological safety at ChNPP" *Materialy Naukovo-praktychnoho seminaru «Zapobihannya nadzvychaynym sytuatsiyam i yikh likvidatsiya»* [Materials of the Scientific and Practical Seminar "Prevention of Emergency Situations and Their Elimination"], Kharkiv, NUCPU, February 7, 2018, pp. 6–8.

4. *Chernobyl'skaya AES, III ochered'. Khranylyshche otrabotavsheho yadernoho toplyva (KHOYAT), I ochered'* [Chernobyl Nuclear Power Plant, III turn. Storage of spent nuclear fuel (SNF), And the turn] (1983), Working project Collective-monolithic version. General explanatory note. Section "A".

5. Klyuchnykov, A. A., Pazukhyn, E. M., Shyhera, Yu. M., Shyhera, V. Yu. (2005), *Radyoaktyvnye otkhody AES y metody obrashchenyya s nymy* [Radioactive waste of NPP and methods of handling them], Institute for Nuclear Safety Problems of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine.

6. Azarov, S. I., Tokarevsky, V. V. (1995), Fire alarm, examining the Chernobyl Sarcophagus, *Nuclear engineering international*, vol. 40, no. 491, pp. 38–39.

7. Azarov, S. I., Taranovsky, A. V., Sydorenko, V. L. (2014), Modeling of physical-chemical processes inside the Sarcophagus, *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1, no. 3, pp. 53–63.

8. Azarov, S. I., Sydorenko, V. L., Yevlanov, V. M., Havrylyuk, M. M. (2016), " Analysis of conditions and mechanisms for the formation of explosive mixtures at an early stage of the development of the Chernobyl accident", *Yaderna ta radiatsiyina bezpeka*, vol. 4, pp. 39–44.

9. Beschastnov, M. V. (1980), "Assessment and provision of explosion safety of industrial facilities" *Bezopasnost' truda v promyshlennosti*, no. 1, pp. 52–97.

S. Azarov, V. Sydorenko, O. Zadunaj

EVALUATION OF EXPLOSIVE RISK IN THE PROCESS OF STORAGE OF WELDED NUCLEAR FUEL

At present, at the Chornobyl NPP, the main building of the general-purpose storage system for spent nuclear fuel is the "wet type" storage of spent nuclear fuel number 1 (SNF-1), designed for receiving and storing spent nuclear fuel. In the light of the post-Fukushima events, the task of increasing the explosion and fire safety is a priority direction of the Chornobyl NPP operation. SNF-1 should meet the current requirements of safety regulatory documents, both under normal operating conditions and during emergency situations. Among the emergencies that are likely to occur in the SNF-1 repository, the occurrence and development of fire in the interior space of reinforced concrete blocks should be considered. This condition is conditioned by the extraordinary importance of this radiation-hazardous object. An explosion on SNF-1 may occur, mainly due to violation of the rules of operation and fire safety, as well as in the event of malfunctions or failures of individual systems. Thus, the problem of providing explosion and fire safety on SNF-1 is extremely relevant.

The **purpose** of this work was to calculate the study of the formation of radionuclide hydrogen and its explosion in the premises of SNF-1.

Methods. Measurement, comparison, system analysis, physical and mathematical modeling.

Results. The main purpose of ensuring the explosion and fire danger of SNF-1 is to prevent the uncontrolled development of nuclear reactions and the spread of radiation. In the case of irradiation of water with low ionization radiation (for example, by gamma rays), the formation of radicals prevails, whereas for radiation with high ionization density (for example, α - and β -particles, splinters of division), the formation of molecules becomes more important. In a nuclear reactor where there are different types of radiation (γ -rays and high-energy protons formed during interaction with neutrons), both of these reactions take place simultaneously. Radicals H and OH are extremely reactive substances that are rapidly interconnected with the products formed as a result of the reaction. In the case of radioactive contamination of water in open containers filled with air and does not contain any active acceptors of OH radicals at appreciable concentrations, the observed hydrogen output is usually equal to 0.1-0.2 molecules/100 eV, which is significantly less the initial release of hydrogen formation. The larger the vessel in height, the greater the likelihood of this reaction compared with the likelihood of removing hydrogen from the liquid phase. But if we organize a non-equilibrium open system by forcing the removal of hydrogen from water, for example, by bubbling an inert gas, then the rate of its removal will exceed the rate of chemical decomposition. In this case, the hydrogen yield will increase and at the boundary it will be equal to the initial yield (unless, of course, there are no impurities of organic substances in the water, the radiolysis of which leads to the formation of molecular hydrogen). Therefore, to calculate the rate of formation of radio-hydrogen hydrogen in the reservoir basin water, the initial yield is used, that is, the maximum possible rate of hydrogen generation is calculated. Since the radioisotopes of water in the basin are mainly due to gamma radiation (beta and alpha radiation are delayed by the shells of the fuel assemblies and their energy is transferred to heat), the initial yield of the radiolytic formation of hydrogen is 0.45 molecules/100 eV. Under normal operation of SNF-1 in the basement area, the accumulation of radioactive hydrogen is eliminated at the expense of the work of the exhaust ventilation system of the surface area. The main factors determining the conditions for the formation of an explosive gas mixture based on hydrogen are the amount of stored spent fuel and the volume of water and air in the space where spent SNF is stored.

calculation is made from all sources of γ -radiation with a uniform distribution by source volume. For calculation, the main radionuclide composition of fuel in the lower beam of the fuel element was used in the case of holding 20 years and the burning depth of 24 MW·day/kg. The estimated value of the power absorbed by the water in terms of the total spent fuel, is $I=1,098 \cdot 10^{24}$ eV/(m³/h). The failures of the equipment of the complex of the storage system, caused by both external and internal events, which lead to failures of the ventilation system of the surface of the basin, can lead to the accumulation of radio-hydrogen hydrogen in the air volume of SNF-1 premises in the absence of ventilation systems. The break in the operation of the ventilation system, during which it is theoretically possible to achieve the lower limit of the explosive concentration of hydrogen, may be 12 days. In order to ensure explosion-proof safety in the pool of pools, it is necessary that the concentration of radiolytic hydrogen in the air be lower than the lower concentration limit of hydrogen explosion in a mixture with air (~ 4% of volume) with a stockrate of 10. Thus, the concentration of hydrogen should not exceed 0.4% of the permissible concentration of hydrogen in the air to exclude the formation of an explosive mixture with oxygen. For the case of placing all spent nuclear fuel (21284 units) in the compartments of the catchment pool 1-5, $W(H_2)=1.34$ Hm³/h. Thus, the reasonable time of inactivity of the ventilation system will be no more than 7 days. In order to ensure that the concentration of radical hydrogen above the surface of the pool does not exceed 0.4% of the volume, the blowdown must be 250 times higher than the hydrogen generation rate, that is, the flow of air blown over the pool (ventilation) to ensure explosion-proof safety must be equal to $g=250 W(H_2)$, m³/year. The temperature of self-ignition of hydrogen in the presence of water vapor is 970 K, and the explosive properties of the hydrogen mixture are characterized by an outbreak of 4.12–75% of the volume. The degree of damage to building structures of the building of SNF-1 will be determined by the deformations and destruction that they received during the explosion of hydrogen. The formation of shock loads during an accidental explosion is directly determined by the number (volume) of stoichiometric ratios of hydrogen with the vapor and the limits of hydrogen ignition. **Conclusion.** Thus, the presented methodology for the estimation of the formation of radiolitic hydrogen and its possible explosion in the premises of SNF-1 allows, within the framework of a conservative approach, to conduct an explosion safety assessment and the consequences of an accidental explosion of radioactive hydrogen.

Key words: spent nuclear fuel, storage of spent nuclear fuel, emergency situations, danger, fire, explosion.