

СУХЕ СХОВИЩЕ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ЗАПОРІЗЬКОЇ АЕС. ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ БЕЗПЕКИ

А. Є. Лучна¹, А. І. Лавренчук¹, В. А. Сєднєв¹, В. М. Васильченко²,
О. М. Двоєглазов², В. І. Медведєв², Ю. М. Печера³

¹ Запорізька АЕС, Енергодар, Україна

² Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки, Київ, Україна

³ ДП НАЕК "Енергоатом", Київ, Україна

Для забезпечення проміжного зберігання відпрацьованого ядерного палива на Запорізькій АЕС створене і експлуатується спеціальне сухе сховище відпрацьованого ядерного палива (ССВЯП). Існуюча система зберігання ССВЯП передбачає завантаження відпрацьованих тепловиділяючих збірок (ВТВЗ) у багатомісний герметичний кошик, розміщення кошика в бетонному вентилярованому контейнері та зберігання контейнера на спеціально обладнаному майданчику. У статті представлено передумови створення ССВЯП, показані основні складові забезпечення безпеки та заходи щодо вдосконалення й підвищення рівня безпеки ССВЯП, проаналізовано результати дослідно-промислової експлуатації сховища, показано основні результати експлуатації ССВЯП на даний час.

Вступ

Донедавна в Україні поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) АЕС з реакторами ВВЕР-1000 базувалось на концепції зберігання ВЯП протягом трьох років у приреакторних басейнах витримки, після чого ВЯП перевозилося до спеціалізованого заводу РТ-2 (Железнодорожського ГХК, розташованого в Красноярському краї Російської Федерації) для проміжного зберігання в сховищах басейнового типу та наступної переробки.

Розпад Радянського Союзу та створення в нових незалежних державах національних законодавств привели до певних міждержавних незгодженостей у сфері поводження з ядерними матеріалами. Між підприємствами та організаціями ядерної галузі України та Росії така ситуація склалася внаслідок формування нових економічних відносин, яке потребувало певного часу. Так, наприклад, узгодження та врахування правових, економічних та організаційних питань відправлення ВЯП з України до Росії тривали кілька років. Оскільки в цей період відправлення ВЯП з АЕС України не здійснювалось і ВЯП накопичувалося на блоках АЕС, приреакторні басейни витримки почали заповнюватися до такої міри, що приводило до порушення вимог нормативних документів. У критичній ситуації, що склалася у зв'язку з цим, через певний період часу блоки АЕС України (Запорізької АЕС (ЗАЕС), зокрема) мали бути зупинені з причини фізичної неможливості їх подальшої експлуатації [1]. Враховуючи долю електроенергії, яку виробляють в Україні АЕС, це була загроза не тільки для колективів діючих АЕС, але й загроза національним інтересам і національній безпеці України.

На початку 90-х років минулого сторіччя, проаналізувавши тенденції, що склалися, і поставивши стратегічну задачу уникнення колапсу в роботі найбільшої АЕС України, керівництво Запорізької АЕС зайнялося пошуками альтернативних варіантів поводження з ВЯП. За сприяння Харківського інституту «Енергопроект» було організовано та проведено конкурс на кращий проект проміжного сховища ВЯП. Найприйнятнішою для ЗАЕС була визнана технологія зберігання ВЯП із використанням контейнера типу VSC-24, який був розроблений американською компанією «Sierra Nuclear Corporation» і використовувався в США [2].

Робота по створенню ССВЯП ЗАЕС закінчилася в 2001 р., коли сховище було введено в експлуатацію. У 2004р. розпочався етап експлуатації ССВЯП ЗАЕС. На етапах введення в експлуатацію та експлуатації ССВЯП вирішувалися задачі, які до того часу не виникали на ядерних установках України. Унаслідок цього був набутий досвід адаптації іноземних проектів до вимог законодавства України, був проведений аналіз безпеки ядерної установки та її ліцензування, була організована взаємодія з іноземними постачальниками на основі передових технологій та матеріалів, розроблених в Україні, був удосконалений проект ССВЯП.

У даній роботі наведено та проаналізовано технологію зберігання ВЯП, проект та основні результати введення в експлуатацію та експлуатації ССВЯП ЗАЕС.

Розробка проекту ССВЯП та обґрунтування його безпеки

Технологія зберігання ВЯП у ССВЯП ЗАЕС є модифікацією системи проміжного зберігання контейнерів VSC-24, яка була ліцензована Комісією ядерного регулювання США [2]. Сховища такого типу використовують у США для зберігання ВТВЗ реакторів типу PWR на АЕС Палісадес, Поінт Біч та Арканзас. Перший контейнер VSC-24 був завантажений ВЯП у травні 1993 р. на АЕС Палісадес.

Основу для вибору проекту ССВЯП ЗАЕС становили такі чинники:

можливість відносно просто адаптувати геометричну конфігурацію й типи застосованих матеріалів VSC-24 до відповідного вітчизняного аналога - вентильованого контейнера зберігання (ВКЗ-ВВЕР) шляхом модифікації VSC-24 під шестигранні ВТВЗ реакторів ВВЕР-1000;

нескладна адаптація ВКЗ-ВВЕР до транспортно-технологічного обладнання блоків № 1 - 6 ЗАЕС із реакторами ВВЕР-1000.

Слід відзначити, що технічні характеристики ВТВЗ PWR і ВВЕР дуже близькі, зокрема зі складом палива, питомою потужністю енерговиділення, глибиною вигорання палива, температурними критеріями для окремих елементів тощо. Близькість технічних характеристик полегшувало адаптацію VSC-24 до вимог проекту ССВЯП ЗАЕС.

На рис. 1 зображено систему зберігання ВКЗ-ВВЕР, яка являє собою бетонний контейнер із розташованим у ньому циліндричним сталевим багатомісним герметичним кошиком (БГК), в якому в направляючих металевих трубах розміщуються ВТВЗ реакторів ВВЕР-1000.

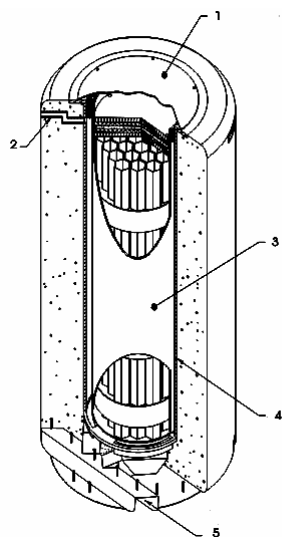


Рис. 1 Система зберігання ВКЗ-ВВЕР. 1 – кришка контейнера; 2 – вихід повітря; 3 – герметичний кошик зберігання; 4 – обичайка; 5 – вхід повітря та напрямні для транспортування.

Основні проектні принципи та експлуатаційні характеристики системи ВКЗ-ВВЕР такі:

1. Використання двох захисних бар'єрів на шляху розповсюдження радіоактивних речовин у навколишнє середовище: цирконієва оболонка твелів; БГК зберігання, виготовлений із сталі.

2. Пасивне охолодження, що дозволяє відводити тепло залишкового тепловиділення ВТВЗ шляхом природної циркуляції повітря вздовж БГК із ВТВЗ.

3. Мінімізація потенційного поширення радіоактивного забруднення середовища внаслідок виконання всіх операцій з паливом, включаючи завантаження контейнера, всередині реакторного відділення.

4. Застосування при перевантажувальних операціях із ВТВЗ у системі ВКЗ-ВВЕР апробованого транспортно-технологічного обладнання, яке використовують на всіх енергоблоках із реакторами ВВЕР-1000 при перевантажувальних операціях із транспортним контейнером ВЯП типу ТК-13.

5. Зберігання 24 ВТВЗ у шестигранних трубних чохлах (направляючих трубах), що знаходяться в циліндричному БГК зберігання. Заповнення БГК гелієм створює й підтримує протягом усього періоду зберігання сухе, інертне середовище та забезпечує теплообмін.

6. Транспортування БГК у межах реакторного відділення в спеціальному перевантажувальному контейнері.

7. Бетонний вентильований контейнер виконує такі функції:

- відвід надлишкового тепла від БГК;
- захист БГК від зовнішніх кліматичних, механічних і теплових впливів;
- біологічний захист персоналу, що обслуговує ССВЯП;
- забезпечення стійкого вертикального розміщення БГК із ВТВЗ при транспортуванні і зберіганні.

Завантажений бетонний контейнер встановлюють на спеціальному майданчику зберігання, який розташовується на території АЕС. Повна проектна ємність ССВЯП - 380 контейнерів або 9120 ВТВЗ.

Захисні функції ССВЯП забезпечуватимуть безпечне зберігання ВТВЗ у вентильованих бетонних контейнерах не нижче, а по деяких параметрах навіть вище рівня безпеки зберігання ВТВЗ у басейнах витримки енергоблоків.

Вимоги до ВТВЗ, що підлягає завантаженню у ВКЗ-ВВЕР, аналогічні таким, які встановлені в п. 2.4 документа [3]. ВТВЗ можуть мати у своєму складі поглинаючі стержні системи керування та захисту реактора або стержні вигоряючого поглиначя.

Система критеріїв безпеки ССВЯП, прийнята на цей час, відповідає наступному:

1) максимальна температура оболонки твєлів ВТВЗ реактора ВВЕР-1000 для нормального режиму тривалого сухого зберігання в гелієвому середовищі становить 350 °С;

2) для екстремальних погодних умов і при транспортно-технологічних операціях допускається підвищення температури оболонки твєлів до 450 °С протягом 8 год за весь період експлуатації;

3) допустимий розмір накопиченої окружної повзучості оболонки твєлів за період від моменту вивантаження з басейну витримки до закінчення терміну сухого зберігання не повинен перевищувати 2 %;

4) допустима кількість твєлів із розгерметизацією типу "газова нещільність" до кінця терміну сухого зберігання не повинна перевищувати 1 %.

5) основним кількісним проектним критерієм підтримки безпечної підкритичності ядерного палива, у відповідності до вимог нормативних документів, прийнято ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів $K_{ef} < 0,95$;

6) унаслідок того, що радіаційний вплив ССВЯП обмежений і не перевищує розмірів санітарно-захисної зони ЗАЕС (радіус 3 км), усі проектні критерії радіаційної безпеки, прийняті при розробці проекту ССВЯП ЗАЕС, засновано на допустимих рівнях радіаційно-гігієнічних регламентів за НРБУ-97 [4];

7) структури, системи й компоненти, що важливі для безпеки, розроблено, виготовлено, встановлено й перевірено відповідно до стандартів, які відповідають важливості виконуваної функції безпеки;

8) системи й компоненти, що є важливими для безпеки, розроблено таким чином, що дозволяє персоналу АЕС проводити їх інспектування, обслуговування та випробування;

9) ССВЯП розроблене з передбаченням можливості зняття з експлуатації. Створені умови, що полегшують дезактивацію устаткування, мінімізують кількість радіоактивних відходів і забрудненого устаткування;

10) проектом забезпечено постійний контроль наявної кількості ядерних матеріалів, сприяння виявленню можливих втрат, запобігання несанкціонованого використання або розкрадання цих матеріалів.

Для введення ССВЯП ЗАЕС в експлуатацію був проведений всебічний аналіз безпеки [5], який показав, що:

обґрунтування критеріїв цілісності оболонки твєлів та конструкційних елементів ССВЯП є прийнятними;

радіаційна безпека ССВЯП відповідає вимогам норм і правил із радіаційної безпеки;

обґрунтування ядерної безпеки проводиться для кожного конкретного завантаження;

поводження з одержуваними при експлуатації ССВЯП РАВ, проведення процедур обліку і контролю ядерних матеріалів, заходи фізичного захисту та аналіз аварій відповідають вимогам нормативно-правових актів України.

Урахування досвіду експлуатації прототипу ВКЗ-ВВЕР та аналіз безпеки призвели до коригувань проекту ССВЯП. Наприклад, було змінено технологію зварювання БГК (для виключення можливості появи тріщин), введено систему вентиляції та контролю наявності водню при зварюванні кришок БГК (для виключення утворення вогнебезпечних сумішей) тощо.

Слід зазначити, що на початковому етапі аналіз безпеки проводився для металоконструкцій виробництва США. У подальшому, у процесі введення в експлуатацію, було здійснено перехід на вітчизняне виробництво, внесено деякі зміни до проекту та проведено відповідний додатковий аналіз безпеки ССВЯП.

Уведення в експлуатацію

Відповідно до заяви експлуатуючої організації, на основі позитивних висновків аналізу обґрунтування безпеки ССВЯП ЗАЕС [6] та інших документів, необхідних відповідно до чинного законо-

давства, 16 липня 2001 р. Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» одержала ліцензію на введення в експлуатацію ядерної установки - ССВЯП ЗАЕС [7]. У серпні 2001 р. ЗАЕС приступила до дослідно-промислової експлуатації ССВЯП. Уведення в експлуатацію здійснювалося відповідно до розробленої та погодженої Програми дослідно-промислової експлуатації ВКЗ-ВВЕР. Суттєвою особливістю ліцензії [7] можна вважати наявність умов одержання окремого дозволу на завантаження кожного окремого контейнера. Дозвіл надавався відповідно до результатів розгляду обґрунтованих розрахунків умов підкритичності завантаження контейнера. Це дозволило, не знижуючи рівня безпеки експлуатації енергоблоків АЕС і ССВЯП, варіювати завантаження контейнерів з урахуванням наявної номенклатури ВЯП та розвиненості розрахункових та вимірних можливостей.

У серпні – вересні 2001 р. на енергоблоці № 2 ЗАЕС було завантажено ВКЗ-ВВЕР № 1 - 3, які було встановлено на майданчику зберігання ССВЯП. У кожному з цих контейнерів, відповідно до наданого обґрунтування ядерної безпеки завантаження, було встановлено 22 ВТВЗ. У подальшому кожний ВКЗ-ВВЕР було завантажено 24 ВТВЗ. При завантаженні ВКЗ-ВВЕР № 4 - 6 ядерна безпека забезпечувалася завантаженням у БГК зберігання палива з обмеженням його початкового збагачення й застосуванням гетерогенних поглиначів. Починаючи з ВКХ-ВВЕР № 7, ядерна безпека забезпечувалася контролем глибини вигорання ядерного палива та застосуванням гетерогенних поглиначів у вигляді розміщених та зафіксованих у ВТВЗ ПС СУЗ та СВП. Регламентний контроль систем ВКЗ-ВВЕР здійснювався відповідно до [8].

За період введення в експлуатацію було проведено значний обсяг робіт, виконаних як за умовами ліцензії, так і за ініціативою експлуатуючої організації. Обладнання ССВЯП було апробовано та використано на всіх енергоблоках ЗАЕС і всюди було одержано позитивні результати. Для вдосконалення експлуатації певне транспортно-технологічне обладнання було модернізоване або замінено на більш досконале. Для забезпечення процедур експлуатації ССВЯП було вдосконалено існуючі та розроблено ряд нових експлуатаційних та галузевих нормативних документів. Успішно було проведено додаткову верифікацію розрахункових програм, використаних при обґрунтуванні ядерної та радіаційної безпеки.

На заводі нестандартного обладнання ЗАЕС було організоване виготовлення БГК зберігання ВЯП. Виготовлення БГК проводиться з вітчизняних комплектуючих за вітчизняними технологіями. Завдяки заміні бороцинкового покриття, яке використовувалося в комплектуючих американського виробництва, на епоксидне покриття була повністю знята проблема виділення водню при завантаженні БГК.

Для мінімізації радіаційного впливу на персонал та оточуюче середовище (при встановленні на майданчик зберігання кілька десятків контейнерів із ВЯП) по периметру майданчика зберігання ССВЯП було споруджено захисну стінку. Параметри захисної стінки й терміни її спорудження було розраховано на основі оціночних, прогнозних даних. З метою уточнення проектних розрахунків та розробки робочого проекту захисної стінки під час введення в експлуатацію проводився постійний контроль радіаційних характеристик навколо майданчика з розташованими на ньому контейнерами. На основі відповідних даних було оптимізовано схему розміщення контейнерів на майданчику та розроблено робочий проект захисної стінки.

Для забезпечення підкритичності ВКЗ було розроблено методику виконання обґрунтувань ядерної безпеки паливних завантажень ВКЗ з урахуванням глибини вигорання ВЯП та методику виконання контролю глибини вигорання ВЯП. Процедура виконання обґрунтування ядерної безпеки паливних завантажень ВКЗ ССВЯП з урахуванням глибини вигорання ВЯП складається з таких етапів: вибір ВТВЗ та ПС СУЗ для завантаження до БГК, розрахунок глибини вигорання ВТВЗ із урахуванням нерівномірності вигорання ВТВЗ, розрахунок концентрацій ізотопів, що враховуються під час аналізу ядерної безпеки залежно від глибини вигорання палива, та аналіз розмножуючих властивостей паливного завантаження ВКЗ ССВЯП відповідно до переліку ізотопів та їх концентраціями. Розрахунок вигорання та енерговиділення ВТВЗ виконувався за допомогою програм моделювання паливної кампанії активної зони реактора «ПІР-А» та «БІПР7-А», що були розроблені в РНЦ «Курчатівський інститут». Результати розрахунків глибини вигорання ВТВЗ використовувались для розрахунків K_{eff} під час завантаження кожного ВКЗ.

Методика контролю вигорання, що застосовується на ЗАЕС, ґрунтується на статистичному аналізі результатів вимірів швидкостей рахунку нейтронів ВТВЗ, що завантажуються в БГК, за допомогою вимірної системи FDET [9]. Застосування цього неруйнівного методу з використанням атестованої та сертифікованої апаратури дозволяє вирішувати на ЗАЕС дві задачі – підтвердження виконань

Кількість ВКЗ-ВВЕР та ВТВЗ, що встановлювались щорічно на етапі введення в експлуатацію ССВЯП

Рік	Кількість ВКЗ-ВВЕР	Кількість ВТВЗ
2001	3	66
2002	-	-
2003	10	240
до 10 серпня 2004	5	120
Усього	18	426

ципам безпеки, нормам і правилам з ядерної та радіаційної безпеки. У таблиці наведено дані щодо встановлених на майданчику ВКЗ-ВВЕР на етапі введення в експлуатацію ССВЯП.

Одержані результати введення в експлуатацію ССВЯП було проаналізовано ліцензіатом і представлено у [10]. Результати дослідно-промислової експлуатації свідчать про відповідність ССВЯП критеріям безпеки, викладеним у ЗАБ ССВЯП, та умовам ліцензії на введення в експлуатацію ССВЯП.

При введенні в експлуатацію підтверджено, що:

відповідно до [10 - 13] паливо, що завантажується в БГК, задовольняє проектному критерію: максимальне енерговиділення кожної завантаженої ВТВЗ не більше 0,99 кВт;

різниця температури повітря на виході з вентиляційних каналів і температури навколишнього середовища для всіх ВКЗ-ВВЕР не перевищує встановленої проектом межі 61 °С для нормальної експлуатації [10 - 13];

на етапі введення в експлуатацію ССВЯП аномальних погодних умов в районі майданчика не зафіксовано.

У процесі введення в експлуатацію було підтверджено відповідність проекту ССВЯП основним принципам безпеки, нормам і правилам з ядерної та радіаційної безпеки. Дослідно-промислова експлуатація ССВЯП показала, що система герметизації БГК контейнера ВКЗ-ВВЕР здатна виконувати свої функції.

Було підтверджено, що персонал ЗАЕС здатний забезпечити та безпечно провести роботи по відправці ВТВЗ на майданчик ССВЯП. Не було відмічено будь-яких істотних відхилень від закладених проектних рішень.

За весь період дослідно-промислової експлуатації ССВЯП не були допущені порушення меж та умов безпечної експлуатації ВКЗ-ВВЕР. Щомісячне спостереження в контрольних точках майданчика ССВЯП показало, що за період 2001 - 2004 рр. вміст радіонуклідів у ґрунті, воді свердловин радіаційного контролю та стічній воді знаходився на рівні "нульового" фону майданчика ССВЯП. На основі набутого досвіду було переглянуто та вдосконалено експлуатаційну документацію.

На основі аналізу введення в експлуатацію ССВЯП ЗАЕС були розроблені заходи з вдосконалення та модернізації ССВЯП. Вони були викладені у відкоригованій версії звіту з аналізу безпеки і визнані Держатомрегулюванням України прийнятними.



Рис. 2. Розміщення ВКЗ-ВВЕР на майданчику ССВЯП.

гарантій МАГАТЕ та контроль вигорання ВТВЗ. Результати дослідної експлуатації ССВЯП підтвердили можливість використання даної методики. Слід зазначити, що реальне втілення методу врахування вигорання в Україні було вперше пророблене та впроваджене для подальшого використання саме для забезпечення роботи ССВЯП ЗАЕС.

Реалізація всіх нових робіт, що впливали на безпеку ССВЯП та енергоблоків АЕС, проводилася на основі окремих дозволів Держатомрегулювання України, які видавалися на основі позитивних результатів розгляду відповідних обґрунтувань безпеки.

Результати реалізації етапу введення ССВЯП в експлуатацію підтвердили відповідність проекту основним прин-

Експлуатація ССВЯП

10 серпня 2004 р. експлуатуючій організації - ДПНАЕК "Енергоатом" - було видано, з урахуванням одержаних результатів введення в експлуатацію ССВЯП ЗАЕС та його вдосконалення, ліцензію на експлуатацію ЗАЕС, до складу якої входять сім ядерних установок: шість енергоблоків та ССВЯП [14]. Почався етап експлуатації ССВЯП ЗАЕС.

У червні 2006 р. на майданчику ССВЯП ЗАЕС вже було розміщено 41 контейнер із ВЯП. На рис. 2 показано частину всіх ВКЗ-ВВЕР, що зберігаються на майданчику ССВЯП.

Роботи з радіаційного контролю в період експлуатації ССВЯП здійснювалися в об'ємі та з періодичністю, передбаченою регламентом [15, 16]. Результати регламентного контролю свідчать, що радіаційна обстановка біля контейнерів ВКХ-ВВЭР у цілому стабільна. У зв'язку з відмінністю характеристик ВЯП, що завантажуються в контейнери, сумарна потужність дози нейтронного та гамма-випромінювань у центрі вхідних вентиляційних каналів коливається для різних контейнерів від 21 до 142 мкЗв/ч. Потужність дози нейтронного випромінювання від бічної поверхні ВКЗ-ВВЕР фіксується на відстані не більше 1 м. Відсутність радіоактивного забруднення, радіоактивних газів і аерозолів підтверджує герметичність контейнерів як імпортного, так і вітчизняного виробництва. Потужність дози гамма-випромінювання в контрольних місцях на відстані 50 м від зовнішнього огороження площадки становить (0,10 - 0,13) мкЗв/ч, що відповідає фоновим значенням.

Середнє значення сумарної бета-активності стічної води ССВЯП під час експлуатації перебувало на рівні «нульового» фону. Сумарна бета-активність атмосферного повітря перебувала на рівні природного фону. Вміст ^{137}Cs не перевищував рівень глобального забруднення повітря в районі розташування ЗАЭС. Вміст штучних радіонуклідів не перевищував їхньої концентрації на промайданчику ЗАЭС. Сумарна бета-активність атмосферних випадань відповідає природному фону.

Вміст радіонуклідів у ґрунтовому шарі, стічних і підземних водах, в атмосферному повітрі на промайданку ЗАЭС не перевищував рівень «нульового» фону, що є підтвердженням цілісності всіх захисних бар'єрів.

На етапі експлуатації ССВЯП у відповідності з документом [17] проводився регламентний температурний контроль ВКЗ-ВВЕР та візуальний огляд вентиляційних каналів і зовнішньої поверхні бетонного контейнера. Результати моніторингу, проведеного на майданчику ССВЯП, свідчать, що різниця між температурою повітря на виході з вентиляційних каналів і температурою навколишнього повітря для всіх ВКЗ-ВВЕР не перевищує встановленої проектом межі 61 °С для нормальної експлуатації. Максимальна різниця температур спостерігалася на контейнері ВКЗ-ВВЕР № 26 у другому кварталі 2005р. - 52.5 °С. Це свідчить, що умови зберігання в ССВЯП забезпечують виконання критерію неперевикнення температури оболонки твєлів для ВТВЗ реактора ВВЕР-1000 для нормального режиму тривалого сухого зберігання в гелієвому середовищі рівної 350 °С для всіх систем ВКЗ-ВВЕР.

Огляд внутрішніх і зовнішніх поверхонь ВКЗ-ВВЕР у місцях, доступних для огляду через верхні вентиляційні канали, проведений за допомогою інтроскопа ИТТ-10М, показав, що дефектів, які перешкоджають подальшій експлуатації системи ВКЗ-ВВЕР, не виявлено.

Відповідно до регламенту технічного обслуговування ВКЗ-ВВЕР критерієм задовільного стану вентиляційних каналів вважається відсутність порваних сіток на каналах і відсутність у каналах сторонніх предметів. При проведенні регламентного контролю на етапі експлуатації ССВЯП фактів закупорки та ушкоджень вентиляційних каналів на ВКХ № 1 - 41 не виявлено.

З часу встановлення на майданчику зберігання першого контейнера з ВЯП не зафіксовано жодного порушення умов та меж його безпечної експлуатації.

На етапі експлуатації проводиться розробка та систематичний перегляд заходів із вдосконалення ССВЯП з метою підтримки його на сучасному рівні розвитку передових технологій. Частина таких заходів уже реалізована, плануються подальші заходи вдосконалення ССВЯП, серед яких, зокрема:

обґрунтування безпеки зберігання нової модифікації ядерного палива, яка використовується на ЗАЕС – ТВЗ-А;

розробка та опробування нейтронопоглинаючих матеріалів вітчизняного виробництва;

розробка та виготовлення обладнання ССВЯП вітчизняного виробництва;

розробка та реалізація схеми автоматизованого температурного контролю ВКЗ-ВВЕР.

Здійснення наукових досліджень умов «сухого» зберігання ВЯП обумовлена необхідністю забезпечення одного з принципів безпеки – принципу апробованих технологій, забезпечення випереджувальних досліджень щодо безпечних та прийнятних і термінів зберігання ВЯП. За результатами цих досліджень умови зберігання ВЯП можуть бути змінені, а терміни – збільшені. На виконання цієї умови організовані та проводяться дослідження умов зберігання ВТВЗ у «ГНТЦ РФ НИИАР» (м. Дімітровград, Росія).

Планується розробка програми робіт із ВЯП після досягнення ним граничного терміну зберігання у ССВЯП для забезпечення загальної законодавчої вимоги безпеки щодо уникнення вчинення дій, що мають обґрунтовано передбачувані негативні наслідки для прийдешніх поколінь, серйозніші за ті, що припускаються щодо нинішнього покоління, та не покладання надмірного тягаря на прийдешні покоління [18]. Розробка такої програми має загальнодержавне значення.

Висновки

Аналіз результатів уведення в експлуатацію та експлуатації ССВЯП ЗАЕС показав, що система ВКЗ-ВВЕР забезпечує функції, визначені проектом, і в стані забезпечити виконання критеріїв ядерної та радіаційної безпеки.

Забезпечення підкритичності БГК, завантаженої ВЯП, досягається використанням вигоряння в якості параметра ядерної безпеки, використанням гетерогенних поглиначів, контролем за розташуванням ВТВЗ та поглиначів, контролем технологічних параметрів системи поводження з ВЯП на основі дозвільного порядку завантаження кожної окремої БГК та затверджених експлуатаційних процедур.

Проведений аналіз свідчить про те, що проектні критерії радіаційної безпеки при експлуатації ССВЯП виконуються.

Усі транспортно-технологічні операції по відправленню ВЯП на зберігання в ССВЯП виконувалися відповідно до програм виконання робіт та інструкцій для експлуатації обладнання.

Результатами експлуатації підтверджено, що штатне транспортно-технологічне обладнання на блоках сумісно з обладнанням ССВЯП, а персонал ВП ЗАЕС має відповідну кваліфікацію по безпечному проведенню робіт із ВЯП.

За час експлуатації ССВЯП ЗАЕС у проект було внесено зміни, що в основному обумовлені технічними й економічними причинами. Частина цих змін була викликана необхідністю обліку як результатів уведення в експлуатацію, так і досвідом використання прототипу контейнера ВКЗ-ВВЕР в США. До таких змін ставиться впровадження нових методів зварювання й заміна типу покриття БГК. Ці зміни дали змогу підвищити рівень безпеки ССВЯП, тому що виключили можливість появи тріщин на зварених з'єднаннях і виділення вибухонебезпечних кількостей водню. Одночасно було вдосконалено систему контролю герметичності зварених з'єднань при виготовленні БГК для підтвердження встановлених проектних критеріїв.

Було проведено перехід на вітчизняні матеріали при виготовленні БГК. Після цього виробництво БГК стало вітчизняним (крім матеріалу для захисту від нейтронів - RX-277). Було проведено деякі зміни в технологічних процесах, замінено системи (видалення води, контролю водню і тощо), у роботі яких відзначалися недоліки.

Установлений і погоджений з МАГАТЕ підхід до здійснення гарантій, що полягає як у використанні відповідних систем збереження, так і у вимірюваннях параметрів завантажених у БГК ВТВЗ.

На підставі вищенаведеного можна стверджувати, що система зберігання ВКЗ-ВВЕР відповідає проекту, вимогам з ядерної та радіаційної безпеки й придатна для надійного зберігання ВЯП упродовж довгострокового терміну експлуатації ССВЯП.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Печера Ю., Кошарна О. Поводження з відпрацьованим ядерним паливом і безпека // Інф.-аналіт. журн. "Безпека та нерозповсюдження". 2005. - № 2 [8].
2. *Ventilated Storage Cask VSC-24. US NRC Certificate of Compliance. 05.07.93. NUREG-1350.*
3. ГОСТ 95 745-95 "Загальні вимоги до постачання відпрацьованих тепловиділяючих збірок ядерних реакторів енергетичних установок".
4. *Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97).*
5. *Міністерство екології та природних ресурсів України. Департамент ядерного регулювання. Доповідь про результати оцінки безпеки сховища відпрацьованого ядерного палива Запорізької АЕС (затверджена заступником Міністра екології та природних ресурсів України 17 травня 2000 р.).*
6. *Отчет по анализу безопасности системы сухого хранения отработавшего ядерного топлива Запорожской АЭС, версия 01.02.99.*
7. *Лицензія серія ЕО, № 000014, видана 16 липня 2001 р. Державному підприємству Національна атомна енергогенеруюча компанія "Енергоатом" на право провадження діяльності «введення в експлуатацію ядерної установки (ССВЯП ЗАЕС)».*
8. *Система сухого хранения отработавшего ядерного топлива. Опытно-промышленная эксплуатация ВКХ-ВВЭР. Программа и методика испытаний. ОО.ОБ.УУ.ПМ.2993А.*
9. *Reference Manual FDET Measurement of LWR Fuel Assemblies. IAEA, November 1997, SG-RM-21 Rev 0.*
10. *Отчет ЗАЭС «О результатах ввода в опытно-промышленную эксплуатацию».*
11. *Годовой отчет ЗАЭС «О состоянии безопасности СХОЯТ ЗАЭС за 2003 год».*
12. *Годовой отчет ЗАЭС «О состоянии безопасности СХОЯТ ЗАЭС за 2004 год».*
13. *Итоговый отчет о результатах ввода в эксплуатацию СХОЯТ и выполнению мероприятий по его усовершенствованию.*

14. *Лицензія № 000196 серія ЕО на етап життєвого циклу експлуатація ядерних установок Запорізької АЕС, видана Держатомрегулювання України 10.08.04.*
15. *«Рабочая программа радиационного контроля при отправке отработавшего ядерного топлива на хранение в СХОЯТ» 00.РБ.ХQ.ПМ.03В.*
16. *«Регламент радиационного контроля при эксплуатации объектов ОП «Запорожская АЭС» 00.РБ.ХQ.Пр.01.*
17. *«Инструкция по техническому обслуживанию и контролю за состоянием отработавшего топлива и контейнеров хранения на площадке СХОЯТ» 00.ОБ.УМ.ИЭ.16В.*
18. *Об'єднана конвенція про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами. Ратифікована Законом України 20 квітня 2000 р.*

**SPENT NUCLEAR FUEL DRY STORAGE OF THE ZAPORIZHYA NUCLEAR POWER PLANT.
SAFETY ASSURANCE.**

**A. E. Luchna, A. I. Lavrenchuk, V. A. Sednev, V. M. Vasilchenko,
O. M. Dvoeglazov, V. I. Medvedev, Yu. M. Pechera**

In order to ensure interim storage of the spent nuclear fuel on the Zaporizhye NPP the special dry storage of spent nuclear fuel (DSSNF) is created and maintained. The existing system of storage DSSNF provides loading spent assemblies in a multi-placed sealed basket, accommodation of a basket in the ventilated concrete cask and storage of cask on the specially equipped platform. In article preconditions of creation DSSNF are submitted, the basic components of a safety and action on improvement and increase of a level of safety DSSNF are shown, results of trial operation of storage are analyzed, the basic results of operation DSSNF by present time are shown.

**СУХОЕ ХРАНИЛИЩЕ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ЗАПОРОЖСКОЙ АЭС.
ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ**

**A. E. Лучная, А. И. Лавренчук, В. А. Седнев, В. Н. Васильченко,
А. М. Двоглазов, В. И. Медведев, Ю.Н. Печера**

Для обеспечения промежуточного хранения отработанного ядерного топлива на Запорожской АЭС создано и эксплуатируется специальное сухое хранилище отработанного ядерного топлива (СХОЯТ). Существующая система хранения СХОЯТ предусматривает загрузку отработанных тепловыделяющих сборок в многоместную герметичную корзину, размещение корзины в бетонном вентилируемом контейнере и хранение контейнера на специально оборудованной площадке. В статье представлены предпосылки создания СХОЯТ, показаны основные составляющие обеспечения безопасности и мероприятия по усовершенствованию и повышению уровня безопасности СХОЯТ, проанализированы результаты опытно-промышленной эксплуатации хранилища, показаны основные результаты эксплуатации СХОЯТ к настоящему времени.