

О. С. Мазурок¹, О. М. Михайленко¹, В. М. Іванов¹, Ю. Ю. Воробйов¹, А. О. Тюрін¹, А. М. Ганенко¹,
E. Kostov², V. Pashynskiy³, C. Hartmann⁴, Á. Pérez-Salado Kamps⁴

¹ ТОВ «Енергобезпека Груп», пров. Лабораторний, 1, офіс 244, м. Київ, 01133, Україна

² Westinghouse Electric Sweden AB, Mladost-4, Business Park Sofia, Building 4 and Building 8A, floor 7, Sofia, 1766, Bulgaria

³ Westinghouse Electric Sweden AB, SE-721 36 Västerås, Sweden

⁴ Westinghouse Electric Germany GmbH, Dudenstrasse 6, Mannheim, 68167, Germany

Система довготривалого відведення тепла від гермооболонки для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000. Оновлена концепція і перші результати розрахунків

Ключові слова:

важка аварія,
реактор ВВЕР-1000,
довготривале відведення тепла
з гермооболонки,
управління важкими аваріями,
позакорпусна стадія,
коріум,
накопичення радіоактивної води

Проблема накопичення й поводження зі значними обсягами радіоактивної води в умовах важких аварій (ВА) пов'язана з необхідністю постійного охолодження ядерного палива незалежно від стану його пошкодження. Зберігання радіоактивної води у додаткових ємностях на майданчику АЕС «Фукусіма-Даїчі» показало значні ризики й недоліки такого методу. Утримання радіоактивної води на позакорпусній стадії ВА в межах гермооболонки (ГО) енергоблоку АЕС і охолодження коріуму проектними системами призведе до вимивання високоактивних паливовмісних частинок коріуму і накопичення їх у проектному обладнанні. Це несе ризики відмов проектних систем, неможливості їх ремонту й витoku радіоактивного теплоносія. Пропонується альтернативна концепція системи довготривалого відведення тепла (СДВТ) від ГО з використанням у контурі охолодження парогазової суміші, що утворюється в ГО за рахунок затоплення коріуму на позакорпусній стадії ВА. Такий підхід має більшу ефективність тепловідведення за рахунок кипіння, забезпечує відсутність виходу рідкого радіоактивного теплоносія, обмежує винесення паливовмісних частинок коріуму за межі ГО і відповідно дозволяє запобігати збільшенню об'єму радіоактивної води під час управління ВА. Основною функцією СДВТ для енергоблоків АЕС із реакторами ВВЕР-1000 є збереження цілісності ГО за рахунок зменшення негативного впливу коріуму на опорну плиту ГО, запобігання перевищення допустимих меж за тиском і температурою в ГО шляхом організації тепловідведення від коріуму. Концепція базується на організації процесу тепловідведення з використанням теплообмінника та турбопривідного насоса, розташованих зовні ГО в оббудові реакторного відділення. Попередні розрахунки показали ефективність запропонованої концепції СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000.

Вступ

Результати аналізу причин і наслідків важких аварій (ВА) на АЕС спонукають до розробки та впрова-

дження нових підходів і технічних засобів, спрямованих на забезпечення ефективного управління таких аварій.

Наразі одним із найбільш обговорюваних наслідків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі» є проблема

© О.С. Мазурок, О.М. Михайленко, В.М. Іванов, Ю.Ю. Воробйов, А.О. Тюрін, А.М. Ганенко,
E. Kostov, V. Pashynskiy, C. Hartmann, Á. Pérez-Salado Kamps, 2025. License CC BY4.0

накопичення і поводження зі значними обсягами радіоактивної води в умовах ВА. На прикладі АЕС «Фукусіма-Даїчі» вказана проблема може стати ключовою за довготривалого управління ВА і залишається актуальною для АЕС із реакторами типу ВВЕР, що експлуатуються.

Після аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі» були реалізовані додаткові заходи з підвищення безпеки АЕС України. Ці заходи забезпечують збереження стабільного стану енергоблоку, зокрема безпечного стану гермооболонки (ГО), лише протягом перших 72 год від початку виникнення вихідної події аварії. Однак для вирішення питання довгострокового збереження цілісності ГО в умовах ВА необхідна реалізація додаткових технічних засобів для охолодження ГО і коріуму. Потреба у впровадженні таких засобів зумовлена також тим, що на сьогодні, з урахуванням наявних результатів досліджень, відсутні однозначні висновки щодо гарантованого утримання розплаву активної зони в корпусі реактора ВВЕР-1000. Крім того, згідно з вимогами нормативного документа НП 306.2.218-2018 [1] на енергоблоках АЕС мають бути передбачені технічні засоби для запобігання пошкодженню ГО в разі перевищення визначених проектом меж безпечної експлуатації за тиском і температурою, для утримання розплавленого палива всередині зони локалізації аварій, обмеження викидів радіоактивних речовин у навколишнє природне середовище.

Пропонується альтернативна концепція системи довготривалого відведення тепла (СДВТ) від ГО, що передбачає використання в контурі охолодження парогазової суміші, яка утворюється в ГО внаслідок затоплення коріуму на позакорпусній стадії ВА. Такий підхід має більшу ефективність тепловідведення за рахунок кипіння, забезпечує відсутність виходу рідкого радіоактивного теплоносія, обмежує винесення паливовмісних частинок коріуму за межі ГО і, відповідно, дає змогу запобігати збільшенню об'єму радіоактивної води під час управління ВА.

Проблема накопичення радіоактивної води в умовах управління ВА

Об'єми радіоактивної води, накопиченої в процесі управління ВА, залежать від проектних особливостей енергоблоків, обраної стратегії управління ВА та характеристик майданчика АЕС.

Необхідність реалізації заходів з управління великими об'ємами радіоактивної води в результа-

ті ВА визначена Європейською групою регулюючих органів з ядерної безпеки ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) за результатами стрес-тестів з урахуванням уроків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі». Загальний перелік рекомендацій ENSREG наведено у відповідному звіті [2].

Міжнародні дослідження щодо поводження з великими об'ємами радіоактивної води, яка накопичується під час ВА, умовно виділяють два підходи: зберігання радіоактивної води за межами ГО в спеціалізованих баках та довготривале утримання радіоактивної води в межах ГО з подальшим поступовим її очищенням.

Недоліки зберігання радіоактивної води в ємностях за межами ГО

На зруйнованій АЕС «Фукусіма-Даїчі» накопичено понад 1,34 млн т радіоактивної води за рахунок роботи систем охолодження за розімкнутим контуром [3] (рис. 1). Подальше зберігання радіоактивної води в додаткових ємностях на майданчику АЕС «Фукусіма-Даїчі» виявило недоліки такого методу в частині обмежень по об'єму баків, ризиків витікання і радіоактивного забруднення навколишнього середовища.

Загалом концепція зберігання радіоактивної води в ємностях за межами ГО є неоптимальною з огляду на такі чинники:

- необхідність облаштування спеціальних територій з великою кількістю ємностей для зберігання радіоактивної води;
- необхідність розгалуженої системи технологічних зв'язків;
- ризик протікань і радіоактивного забруднення навколишнього середовища;
- ризик опромінення персоналу під час зберігання води за межами ГО;
- потенційно значні фінансові витрати з урахуванням усіх етапів робіт (закупівлі, випробування, довготривалого зберігання, технічного обслуговування);
- постійне розширення місць зберігання.

Довготривале утримання радіоактивної води в межах ГО з подальшим поступовим її очищенням

Значний вплив на об'єм накопиченої в умовах ВА радіоактивної води має тип циркуляції теплоносія в контурі охолодження активної зони: розімкнутий (на АЕС «Фукусіма-Даїчі») і замкнутий.



Рис. 1. Резервуари для зберігання радіоактивно забрудненої води на АЕС «Фукусіма-Даїчі» [4]

Замкнутий контур циркуляції, реалізований проектними системами аварійного охолодження активної зони (САОЗ) на енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000, може зменшити кількість радіоактивної води шляхом багаторазової циркуляції теплоносія в ГО. Однак використання підходу з утримання радіоактивної води на позакорпусній стадії ВА у межах ГО енергоблоку АЕС і охолодження коріуму з використанням проектних систем САОЗ призведе до вимивання високоактивних паливовмісних частинок коріуму з подальшим накопиченням їх у проектному обладнанні.

Проектні системи САОЗ енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 не кваліфіковані на умови ВА. Тому їх застосування під час ВА супроводжується низкою потенційних ризиків і обмежень, зокрема:

- забруднення контуру охолодження радіоактивними частинками коріуму внаслідок прямого контакту теплоносія (води) з коріумом;

- забивання фільтрів на всмоктуванні насосів САОЗ, пошкодження ущільнень насосів САОЗ механічними частинками;

- нагрівання і додаткова деградація обладнання САОЗ унаслідок залишкового енерговиділення від паливовмісних частинок коріуму;

- відсутність можливості обслуговування обладнання САОЗ через значне радіоактивне забруднення.

Унаслідок цього можливі відмови насосів САОЗ, які беруть участь в охолодженні коріуму під час ВА, виникнення течії радіоактивної води в негерметичній частині реакторного відділення тощо.

Для подовження часу роботи обладнання САОЗ в умовах ВА можна використати водообмін теплоносія або очищення замкнутого контуру охолодження. Однак такий режим також має певні застереження:

- очищення теплоносія шляхом водообміну призведе до накопичення додаткової радіоактивної води близько 240–720 м³/добу;

- проектні системи водоочищення не призначені для очищення високорадіоактивної води з частинками коріуму, що з часом призведе до втрати їх працездатності і неможливості обслуговування;

- утворення високоактивних відходів, що містять частинки коріуму.

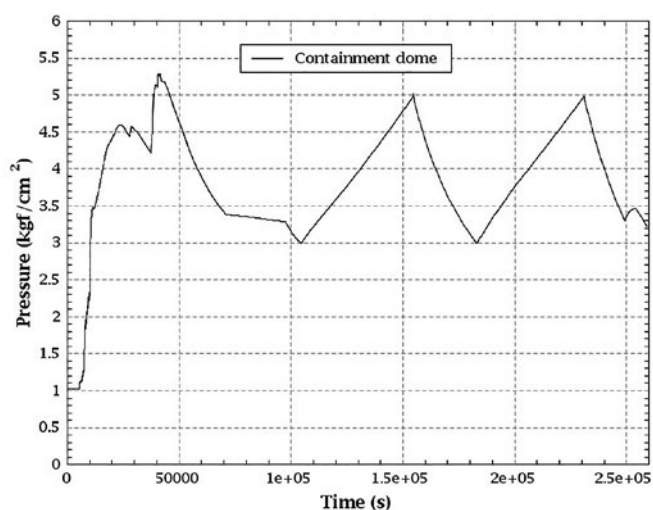
За результатами розрахунків, у разі водообміну всі потенційно вільні ємності АЕС будуть повністю заповнені протягом 9–34 діб (для різних енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000, з розрахунку водообміну лише для одного аварійного енергоблоку). При цьому:

- сумарний об'єм баків реакторного відділення одного енергоблоку Запорізької АЕС становить 1900 м³;

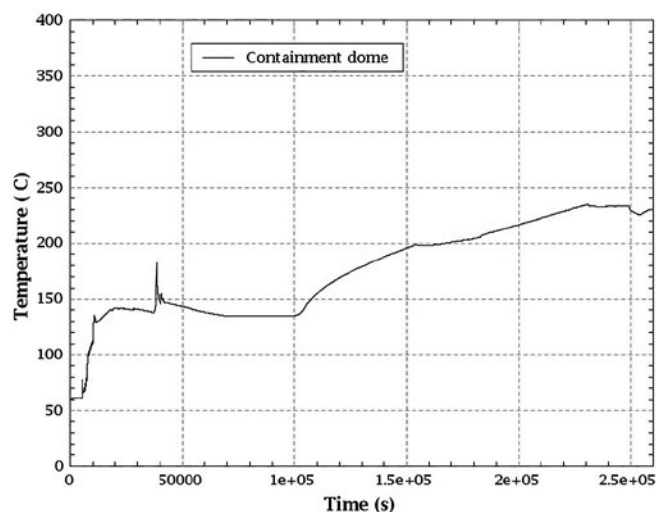
- сумарний об'єм баків майданчика Запорізької АЕС (спецкорпуси № 1, 2 та аварійний енергоблок) – 10 667 м³;

- сумарний об'єм баків 1-ї черги Південноукраїнської АЕС (спецкорпус та аварійний енергоблок) – 7400 м³.

Збільшення ресурсу для приймання, переробки та утилізації радіоактивної води понад проектні об'єми не вирішить проблему відведення тепла від коріуму в довгостроковій перспективі. Більш опти-



а



б

Рис. 2. Тиск (а) і температура (б) в ГО для сценарію з повним знеструмленням енергоблоку під час роботи СПСТ

мальним шляхом є розроблення та впровадження додаткових заходів, що виключатимуть надходження великої кількості радіоактивної води за межі ГО.

Концепція системи довготривалого відведення тепла від ГО для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

Стійкість українських АЕС до зовнішніх впливів і розширених проектних умов була значно підвищена в результаті впровадження заходів підвищення безпеки, розроблених після аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі». Однак залишаються невирішеними взаємопов'язані проблемні питання, які впливають на здатність управління ВА:

належне поводження з великими об'ємами радіоактивної води, яка утворюється під час ВА, коли застосовується стратегія управління ВА з подачею води в ГО та виведенням її назовні.

забезпечення тривалого (понад 72 год від початку аварії) відведення тепла, зниження тиску та температури в ГО на позакорпусній стадії ВА з метою неперевикнення проектних меж та запобігання потенційного виходу ГО з ладу;

охолодження коріуму на позакорпусній стадії ВА.

На енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000 вже впроваджена система примусового скидання тиску (СПСТ) з ГО, яка запобігає руйнуванню ГО під час ВА шляхом пасивного спрацювання при збільшенні тиску в ГО до 5,0 кгс/см² (абс.) (проектна межа), з подальшим управлінням оперативним персоналом (рис. 2) [5].

Однак під час роботи СПСТ не забезпечується відведення тепла від середовища ГО, що за час понад 72 год призводить до поступового зростання температури в ГО до 250 °C (обмеження для умов ВА), що відображено нижче.

Тому пропонується до впровадження альтернативний варіант замкнутого контуру охолодження — використання в контурі охолодження парогазової суміші, яка утворюється в ГО в зоні затоплення коріуму. Переваги такого варіанта:

більша ефективність тепловідведення за рахунок кипіння;

відсутність виходу рідкого радіоактивного теплоносія з частинками коріуму за межі ГО і можливість обслуговування систем;

довготривале утримання радіоактивної води в межах ГО без подальшого збільшення об'ємів води.

Таким чином, впровадження системи СДВТ на енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000 дозволить вирішити

Допустимі параметри середовища в гермооболонці енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

Параметр	Проектна аварія «Велика течя»	ВА
Температура, °C	150	250
Тиск (абс.), кгс/см²	5,0	5,0

вказані вище проблемні питання безпеки. Аналогічне обладнання застосовується в СДВТ, розроблений на основі патентів Westinghouse [6, 7], яка впроваджується на енергоблоках № 1 і 2 Рівненської АЕС із реакторами ВВЕР-440.

Загальна схема СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 наведена на рис. 3.

Концепція роботи СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 передбачає:

запобігання збільшенню об'єму радіоактивної води за рахунок роботи СДВТ за замкнутим контуром циркуляції з виходом лише парогазової суміші з ГО;

незалежність від інших систем під час управління ВА;

можливість паралельної роботи з СПСТ;

запуск у роботу СДВТ на позакорпусній стадії ВА.

Основна функція СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 — збереження цілісності ГО за рахунок зменшення негативного впливу коріуму на опорну плиту ГО, а також запобігання перевищенню допустимого тиску й температури в ГО за рахунок організації тепловідведення від коріуму.

Компонування і принцип роботи системи СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 складається з двох контурів (див. рис. 3).

Перший контур не потребує електроживлення і працює з використанням насосного агрегату з гідравлічною приводною турбіною (рис. 4). Турбопривідний насос і теплообмінник розташовані за межами ГО в оббудові реакторного відділення. На позакорпусній стадії ВА вода, яка покриває розплавлені паливні маси за межами корпусу реактора, нагрівається та випаровується всередині ГО. За рахунок надлишкового тиску в ГО пара спрямовується по першому контуру СДВТ на теплообмінник для конденсації та охолодження. Конденсат приймається у проміжний бак і далі за допомогою турбопривідного насоса повертається до ГО. Така схема забезпечує замкнутий циркуляційний контур пароводяного теплоносія і запобігає потраплянню в обладнання СДВТ механічних домішок з високоактивними частинками коріуму і сміття. Суцільне покриття коріуму водою за рахунок створення «басейну» на нижній плиті ГО забезпечує рівномірне охолодження коріуму в усіх місцях його розтікання порівняно з варіантом зрошування спринклерною системою.

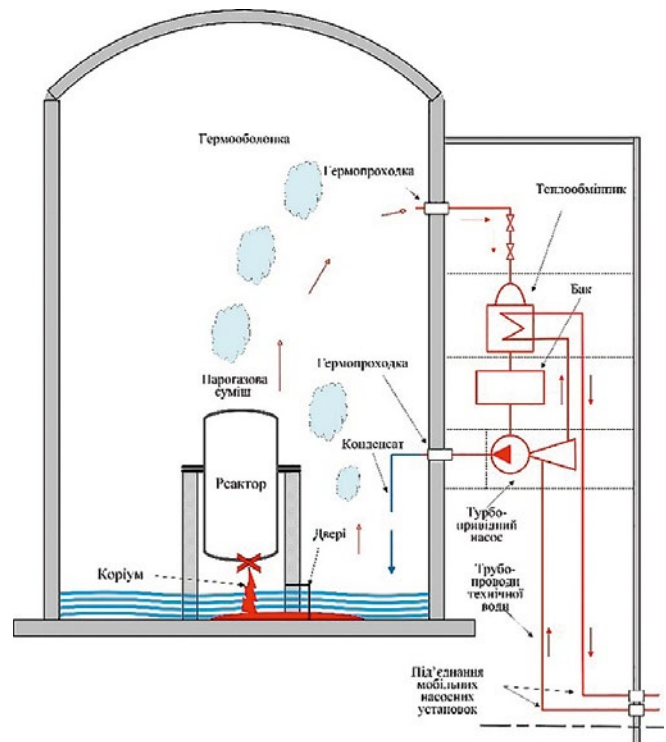


Рис. 3. Загальна схема СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

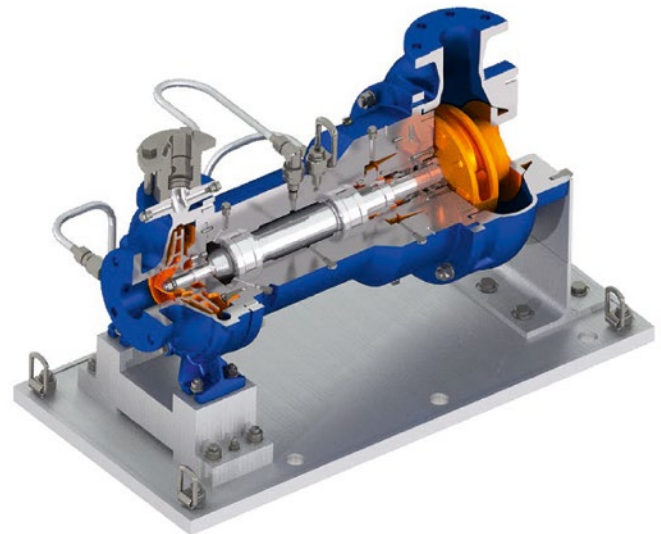


Рис. 4. 3D-ескіз турбопривідного насоса компанії KSB [8]

Другий контур СДВТ є «чистим» контуром технічної води, який не має прямого контакту з продуктами радіоактивного поділу. Для подачі води другого контуру передбачається використовувати окремі мобільні насосні установки. Спочатку технічна вода використовується як робоча рідина, що приводить у рух турбіну турбопривідного насоса [8]. Далі технічна вода подається в теплообмінник СДВТ для охолодження

пари, що надходить із ГО. Тиск другого контуру вибирається більшим, ніж тиск першого контуру. Таким чином запобігається можливість витoku радіоактивної води через обладнання СДВТ, потрапляння її в об'єкт реакторного відділення і далі в навколишнє середовище. Відведене тепло в кінцевому підсумку розсіюється у відкритій водоймі поблизу енергоблоку АЕС.

Результати попередніх розрахунків

Розрахункове моделювання роботи СДВТ було проведено з використанням розрахункового коду MELCOR [9] на моделі реакторної установки ВВЕР-1000 (В-320) [5] для сценарію «Повне знеструмування енергоблоку». Під час моделювання використовувалися значення теплової потужності СДВТ в діапазоні 10–15 МВт. Перебіг основних подій розрахункового сценарію:

відкриття запобіжного клапана компенсатора тиску — 10 000 с;

руйнування корпусу реактора, розлив коріуму — 34 000 с;

автоматичне відкриття скиду з ГО через СПСТ, тиск в ГО > 5 кгс/см² — 35 500 с;

закриття скиду з ГО через СПСТ, тиск у ГО < 3 кгс/см² — 70 000 с;

підключення СДВТ — 75 000 с.

Перед початком роботи СДВТ було змодельовано одноразове додаткове підживлення ГО водою близько 650 м³ для забезпечення покриття шару коріуму.

Із наведених на рис. 5 даних видно, що робота СДВТ дає змогу зменшити та стабілізувати тиск і температуру в ГО нижче проектних меж в умовах ВА.

При цьому зменшується необхідна кількість циклів роботи СПСТ — у сценарії з потужністю СДВТ 10 МВт умови для роботи СПСТ після підключення СДВТ досягаються лише один раз. Обидва ці фактори дозволяють зменшити викид радіоактивних продуктів у навколишнє середовище через проектні нещільності ГО і тракт СПСТ.

Залежно від характеристик системи вже через 3–5 діб потужність СДВТ може зрівнятися з залишковими енерговиділеннями активної зони (рис. 6). Розрахунки також показали, що за умов фіксованих характеристик обладнання системи потужність СДВТ може регулюватися величиною здування неконденсованих газів після теплообмінника (здування в скруббер).

Введення в роботу СДВТ виключає подальше спрацювання СПСТ із різким зменшенням тиску в ГО та одночасним викидом середовища ГО за його межі. Оскільки температура води басейну витримки (БВ), який моделюється загальним об'ємом без розділення на відсіки, відповідає стану насичення за поточного тиску в ГО, то в результаті значно уповільнюється зменшення рівня в БВ за рахунок википання (рис. 7).

За такого розвитку аварії в умовах загальної потужності в БВ 2,6 МВт [5] рівень в БВ стабілізується та повільно зменшується. Це забезпечує додатковий запас часу до можливого підживлення БВ,

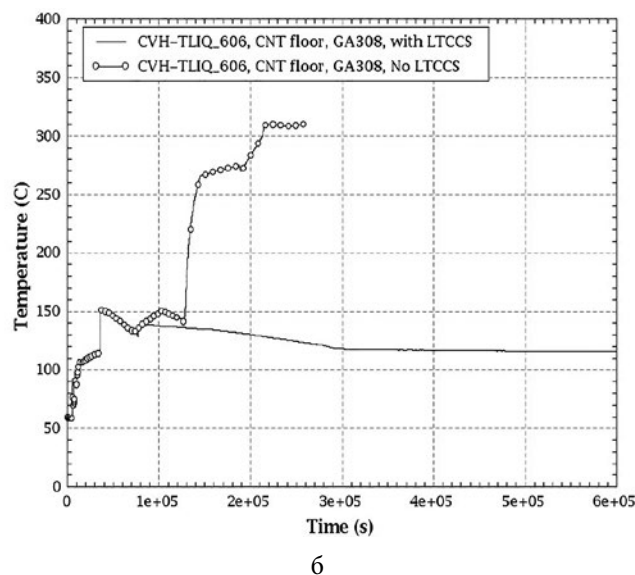
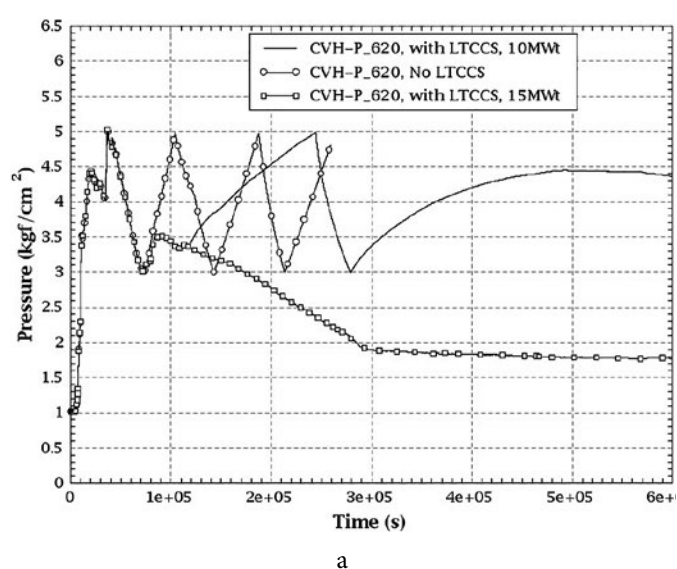


Рис. 5. Тиск (а) і температура (б) в ГО (with LTCCS — з роботою СДВТ, No LTCCS — без СДВТ)

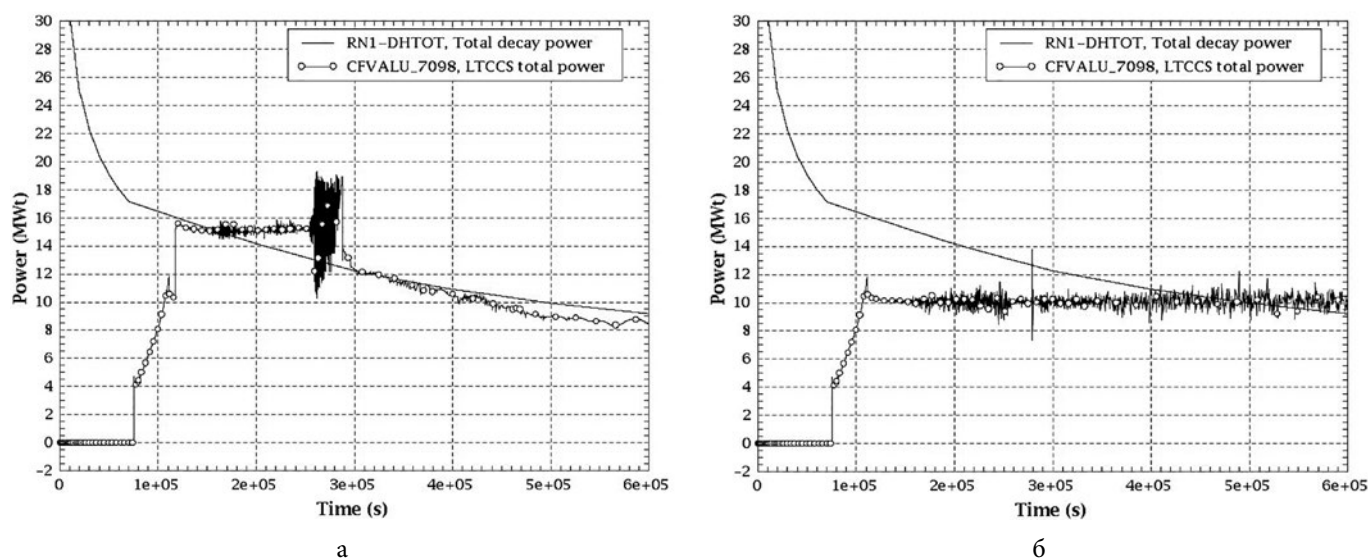


Рис. 6. Потужність СДВТ (а — 15 МВт, б — 10 МВт) і залишкового енерговиділення активної зони

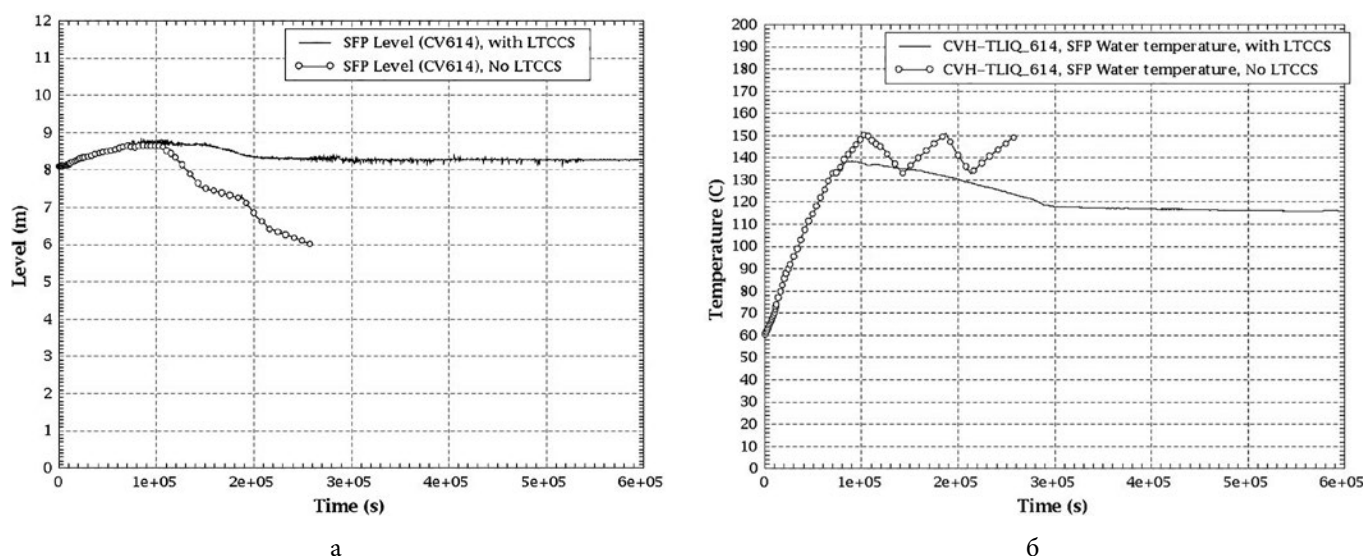


Рис. 7. Рівень (а) і температура (б) води в БВ (with LTCCS — з роботою СДВТ, No LTCCS — без СДВТ)

що буде більш детально оцінюватись у подальших розрахунках.

Робота СДВТ на пізніх стадіях ВА не впливає на водневу безпеку, оскільки значна кількість водню в ГО в цей період вже рекомбінована пасивними автокаталітичними рекомбінаторами, а СДВТ не конденсує пару безпосередньо в об'ємах ГО.

Висновки

Впровадження СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 значно розширює можливості та надійність стабілізації та приведення в безпечний стан ГО в умовах ВА.

За рахунок утримання більш низького тиску в ГО під час стабілізації параметрів викид радіоактивних речовин у навколишнє середовище зменшується. У довготривалій перспективі сам факт збереження цілісності ГО є важливим для обмеження викиду.

Робота вже впровадженої СПСТ на енергоблоках ВВЕР-1000 не заважає функціонуванню СДВТ і навпаки. За необхідності можлива спільна робота СПСТ та СДВТ, що забезпечить більшу гнучкість стратегій управління ВА.

У цілому запропонована концепція СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 має наведені нижче переваги.

1. Під час управління ВА:
довготривале охолодження й запобігання руйнуванню ГО;
виведення за межі ГО лише парогазової суміші й відсутність винесення та накопичення в обладнанні СДВТ високоактивних частинок коріуму;
незалежність СДВТ від інших систем АЕС.

2. Під час поводження зі значними об'ємами радіоактивної води:
запобігання збільшенню об'єму радіоактивної води за рахунок роботи СДВТ за замкнутим контуром циркуляції й утримання наявної радіоактивної води всередині ГО;
відсутність потреби в додаткових ємностях для зберігання радіоактивної води;
можливість довгострокового поводження з радіоактивною водою на більш пізніх етапах ліквідації наслідків аварії.

3. Під час впровадження СДВТ:
можливість використання уніфікованих компонентів рішень на серійних енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000 (В-320);
гнучкість для реалізації з урахуванням особливостей існуючих енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000, ступеня їх модернізацій, наявності додатково впроваджених систем, які впливають на перебіг ВА.

Конкретні характеристики обладнання СДВТ будуть визначені на відповідних етапах впровадження.

Для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 проекту В-302 (ПАЕС-1) та В-338 (ПАЕС-2) концепція СДВТ може бути застосована аналогічно до ВВЕР-1000 проекту В-320. При цьому слід враховувати відмінності в компонованні обладнання.

Список використаної літератури

1. НП 306.2.218-2018. Правила улаштування та безпечної експлуатації локалізуючих систем безпеки. – Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 03.04.2018 № 140. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0534-18#Text>.
2. Compilation of recommendations and suggestions. Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants. – ENSREG, 2012.
3. Schwartz G. M. Dangers of Releasing Fukushima's Radioactive Wastewater into the Pacific Ocean – 2 Articles / G. M. Schwartz, J. Laforge // Janata Weekly: web-site. – December 31, 2023. – Available at: <https://janataweekly.org/dangers-of-releasing-fukushimas-radioactive-wastewater-into-the-pacific-ocean-2-articles>.
4. Contaminated wastewater fills more than 1000 tanks at the site of the Fukushima Daiichi nuclear plant / D. Normile // Science: web-site. – April 13, 2021 – Available at: <https://www.science.org/content/article/japan-plans-release-fukushima-s-contaminated-water-ocean>.
5. Report on the calculation and analytical justification of the containment filtered venting system for South Ukraine NPP Unit 3, Ae 17838/Dok, 2018.
6. Containment Cooling System. Patent EP 3451346 B1. – Westinghouse Electric Germany GmbH, 2019.
7. Пат. 123910 С2 Україна, МПК G21C15/18, G21C15/257. Система охолодження захисної оболонки. / заявник і власник Westinghouse Electric Germany GmbH. – № а201809071; заявл. 31.08.2018; опубл. 23.06.2021, бюл. № 25/2021. – Режим доступу: <https://sis.nipo.gov.ua/uk/search/detail/1601024>.
8. Qualification and testing of a water turbine driven pump for use in a long-term containment cooling system / E. Kostov, A. Pérez-Salado Kamps, C. Hartmann [et al.] // RCCS-2021-OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems – long term management and reliability, Virtual Meeting (Levice, Slovakia, October 18-20, 2021).
9. MELCOR Computer Code Manuals. Reference Manuals Version 1.8.5. Sandia National Laboratories. NUREG/CR-6119, Vol. 2 Rev.2 SAND2000-2417/1, 2000.

**O. S. Mazurok¹, O. M. Mykhailenko¹, V. M. Ivanov¹,
Yu. Yu. Vorobyov¹, A. O. Tyurin¹, A. M. Hanenko¹,
E. Kostov², V. Pashynskyi³, C. Hartmann⁴,
Á. Pérez-Salado Kamps⁴**

¹ Enegry Safety Group LLC, 1, Laboratornyi Ln, office 244, Kyiv, 01133, Ukraine

² Westinghouse Electric Sweden AB, Mladost-4, Business Park Sofia, Building 4 and Building 8A, floor 7, Sofia, 1766, Bulgaria

³ Westinghouse Electric Sweden AB, SE-721 36 Västerås, Sweden

⁴ Westinghouse Electric Germany GmbH, Dudenstrasse 6, Mannheim, 68167, Germany

Long-term Containment Cooling System for VVER-1000 Nuclear Power Units. Updated Concept and Preliminary Calculation Results

Severe nuclear accidents (SA) require continuous cooling of nuclear fuel, regardless of its condition, and thus generate large volumes of radioactive water. At Fukushima Daiichi NPP, storing this water in tanks proved problematic due to limited capacity, leakage risks, and environmental contamination.

A more effective approach is to manage radioactive water within the containment (CTMT) during SA ex-vessel phase. Cooling corium with design systems, however, washes out highly active particles that accumulate in equipment. Since VVER-1000 heat removal systems are not designed for such conditions, this can lead to system failure, loss of repair capability, and release of radioactive coolant.

Following the Fukushima accident, Ukrainian NPPs introduced safety upgrades to stabilize CTMT conditions during the first 72 hours after an initiating event. However, for long-term CTMT integrity, additional technical measures for CTMT and corium cooling are required.

This paper proposes a Long-Term Containment Cooling System (LTCCS) that condenses steam formed after ex-vessel corium flooding. This concept was created and patented through a partnership between Westinghouse and its subcontractor, ES Group. The system ensures efficient heat removal through boiling and condensation, prevents radioactive coolant leakage and spread of corium particles outside the CTMT, and avoids excessive accumulation of radioactive water by returning condensate to the CTMT. It also secures long-term CTMT integrity under SA conditions.

For VVER-1000 reactors, the LTCCS mitigates the impact of corium on the CTMT base plate and preserves containment integrity by maintaining pressure and temperature within safe limits. The concept uses a heat exchanger (condenser unit) and, if necessary, a turbo-driven pump (so-called RTS Pump™ by KSB) both located outside the CTMT. When possible, condensate flows back to the CTMT by gravity. Comparable systems, based on Westinghouse patents, are being implemented at Rivne NPP VVER-440 Units 1 and 2.

Preliminary calculations confirm the effectiveness of the proposed LTCCS concept for VVER-1000 reactors.

Keywords: severe accident, VVER-1000 reactor, heat removal, long term containment cooling system, severe accident management, ex-vessel phase, accumulation of radioactive water.

References

1. NP 306.2.218-2018. *Rules for design and safe operation of localizing safety systems*. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation dated 03.04.2018, no. 140. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0534-18#Text>. (in Ukr.)
2. *Compilation of recommendations and suggestions*. Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants. ENSREG, 2012.
3. Schwartz G. M., Laforge J. (2023). Dangers of Releasing Fukushima's Radioactive Wastewater into the Pacific Ocean – 2 Articles. *Janata Weekly*. Available at: <https://janataweekly.org/dangers-of-releasing-fukushimas-radioactive-wastewater-into-the-pacific-ocean-2-articles>.
4. Normile D. Available at: Contaminated wastewater fills more than 1000 tanks at the site of the Fukushima Daiichi nuclear plant. *Science*. Available at: <https://www.science.org/content/article/japan-plans-release-fukushima-s-contaminated-water-ocean>.
5. Report on the calculation and analytical justification of the containment filtered venting system for South Ukraine NPP Unit 3, Ae 17838/Dok, 2018.
6. Westinghouse Electric Germany GmbH (2019). *Containment Cooling System*. Patent EP 3451346 B1.
7. Westinghouse Electric Germany GmbH (2021). *Containment Cooling System*. Patent UA 123910 C2.
8. Kostov E., Pérez-Salado Kamps A., Hartmann C., Lauer D., Zeniuk D., Troselius H. (2021). Qualification and Testing of a Water Turbine Driven Pump for Use in a Long-Term Containment Cooling System. *Proceedings of the RCCS-2021-OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems – long term management and reliability, Virtual Meeting (Levice, Slovakia, October 18–20, 2021)*.
9. *MELCOR Computer Code Manuals*. Reference Manuals Version 1.8.5. Sandia National Laboratories. NUREG/CR-6119, Vol.2 Rev.2 SAND2000-2417/1, 2000.

Надійшла / Received 29.09.2025

Рекомендована до друку / Accepted 26.01.2026