

К. Л. Архангельський, С. Р. Михасюк

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

## Аналіз недоліків проекту АЕС «Fukushima Dai-Ichi» за наслідками важкої аварії в світлі подальшого посилення безпеки АЕС України

*Наведено хронологію розвитку аварії, проаналізовано роботу систем безпеки та протиаварійні дії персоналу, виконано оцінку недоліків проекту, надано рекомендації щодо посилення безпеки АЕС України.*

*Ключові слова: землетрус, цунамі, знеструмлення, втрата тепловідведення, системи безпеки, басейн витримки, пошкодження палива, вибух водню.*

**К. Л. Архангельский, С. Р. Михасюк**

**Анализ недостатков проекта АЭС «Fukushima Dai-Ichi» по последствиям тяжелой аварии в свете обеспечения безопасности АЭС Украины**

*Приведена хронология развития аварии, проанализирована работа систем безопасности и противоаварийные действия персонала, выполнена оценка недостатков проекта, представлены рекомендации по повышению безопасности АЭС Украины.*

*Ключевые слова: землетрясение, цунами, обесточивание, потеря теплоотвода, системы безопасности, бассейн выдержки, повреждение топлива, взрыв водорода.*

© К. Л. Архангельский, С. Р. Михасюк, 2011

**11** березня 2011 внаслідок землетрусу в Японії сталася безпрецедентна важка аварія на АЕС «Fukushima Dai-Ichi», майданчик якої зазнав суттєвих пошкоджень від цунамі. На станції було втрачене енергопостачання та тепловідведення від реакторів та басейнів витримки відпрацьованого палива на енергоблоках №№ 1–4, внаслідок чого сталися пошкодження ядерного палива та вибухи водню з подальшими пожежами та руйнуванням реакторних будівель енергоблоків. Пізніше аварії був присвоєний вищий — сьомий — рівень небезпеки за Міжнародною шкалою ядерних подій INES. Сьомий рівень означає значний викид радіоактивних речовин та важкі наслідки для здоров'я населення та довкілля. До цього такий рівень ядерної небезпеки встановлювався лише один раз для аварії на Чорнобильській АЕС в 1986 р.

Аварія є прецедентом для світової ядерної енергетики з точки зору розвитку подій та наслідків, тому її аналіз є корисним для оцінки рівня безпеки наявних проектів АЕС та планування подальшої діяльності з оцінки безпеки АЕС України в напрямках важких аварій та зовнішніх впливів.

### Хронологія подій

11 березня 2011 р. за фактом землетрусу магнітудою 9 балів три енергоблоки АЕС «Fukushima Dai-Ichi» були зупинені дією аварійного захисту. Всі аварійні системи спрацювали в штатному режимі. Внаслідок землетрусу в океані утворилися хвилі заввишки 14–15 м, які досягли майданчика станції за 15 хв. Захист від таких хвиль не передбачався проектом станції: за розрахункову бралася висота хвиль 5,7 м.

Тринадцять аварійних дизель-генераторів почали живлення охолоджувальних та керуючих систем станції, після чого дизель-генератори та електричні з'єднання в приміщеннях будівлі реакторів були затоплені цунамі. Енергопостачання власних потреб та з'єднання з енергосистемою Японії енергоблоків №№ 1–3 було втрачено. Втратили працездатність й побудовані на узбережжі охолоджувальні насосні станції. Після втрати резервних дизельних електростанцій оператор АЕС — компанія ТЕРСО — заявила уряду Японії про ядерно-небезпечну ситуацію внаслідок непрацездатності системи аварійного охолодження активної зони.

Енергоблоки №№ 5 та 6 фактично не постраждали від цунамі, маючи кращий проектний захист. Був затоплений турбінний зал; три насоси морської води для охолодження стали непрацездатними, але їх легко відновили. Електрогенератори розташовані в герметичній для води будівлі реактора.

Внаслідок втрати охолодження температура ядерного палива в реакторах енергоблоків №№ 1–4 зросла, збільшився тиск в активній зоні. На енергоблоці № 1 тиск досяг 150–210 % номінального. Автоматичний скид тиску унеможливився через непрацездатність обладнання. Зниження рівня теплоносія в реакторі за умов високої температури призвело до формування умов з окислення цирконію та утворення водню, що скопичувався під кришкою реактора. Пізніше персонал відкрив аварійні клапани для скидання водню у внутрішню сталеву захисну оболонку та будівлі реакторного відділення, де його накопичення в значній концентрації стало причиною вибухів. Це призвело до

руйнування даху та стін будівель енергоблоків №№ 1, 3, 4 та захисної оболонки енергоблока № 2, які були запроєктовані тільки для захисту внутрішніх приміщень у звичайних погодних умовах. Засоби для зпалювання водню, щоб запобігти утворенню вибухонебезпечних концентрацій, існували на станції, але відмовили (можливо, внаслідок відсутності електроживлення).

Непрацездатність насосів охолодження стала причиною зростання температури палива понад 1500 К та його пошкодження до стадії формування розплаву активної зони та пропалення корпусів реакторів енергоблоків №№ 1–3. Велика кількість води, що подавалася на охолодження реакторів, випарювалася, внаслідок чого радіоактивні продукти розповсюдилися на велику відстань. У басейнах витримки енергоблоків №№ 1–4 через зниження рівня води відпрацьоване паливо перегрілося й пошкодилося.

На енергоблоці № 4 на момент аварії проводилася заміна захисного кожуху та перевантаження палива, при цьому всі 548 паливних стрижнів були вивантажені в басейн витримки у верхній частині будівлі реактора; всього в басейні утримувалося 1479 паливних стрижнів. За наслідками аварії басейн витримки відпрацьованого палива енергоблока № 4 вважається пошкодженим. На енергоблоках №№ 5, 6 було тимчасово втрачене енергопостачання та знизився рівень води в басейні витримки відпрацьованого палива енергоблока № 5. Після його відновлення охолодження палива переведено в безпечний штатний режим. В покрівлях будівель енергоблоків №№ 5,6 персоналом просвердлені отвори розміром 7 см для запобігання накопиченню водню.

Пізніше (за даними на 25 травня 2011 р.) у зовнішніх захисних оболонках першого і другого реакторів через нагрівання і підвищення тиску утворилися отвори діаметром від 7 до 10 см, через які стався викид радіоактивної пари й води.

### **Особливості конфігурації АЕС з реактором BWR. Аналіз роботи систем безпеки та дій персоналу**

Перша черга АЕС «Fukushima Dai-Ichi» складається з шести енергоблоків з реакторами з киплячою водою (типу BWR), запроєктованими компанією General Electric. Енергоблок № 1 потужністю 439 МВт має реактор типу BWR-3, побудований в липні 1967 р. та введений в промислову експлуатацію 26 березня 1971 р. Енергоблоки №№ 2, 3 з реакторами типу BWR-4 потужністю 784 МВт почали експлуатуватися в липні 1974 та березні 1976 рр. відповідно.

Первісна захисна оболонка реакторів першої черги станції складається з бетонних конструкцій стін, сухої та мокрої шахт («drywell» та «wetwell» в термінах проекту), що розташовані на нижньому рівні будівель та огортають безпосередньо реактор та басейн відпрацьованого палива (рис. 1).

Енергоблок № 1 потужністю 439 МВт з реактором типу BWR-3 запроєктований на максимальне прискорення ґрунту  $0,18g$  ( $1,74 \text{ м/с}^2$ ). Блоки №№ 2 та 3 потужністю 784 МВт з реакторами типу BWR-4 розраховані на прискорення  $0,42\text{--}0,46g$  ( $4,12\text{--}4,52 \text{ м/с}^2$ ). Після землетрусу «Miyagi» в 1978 р., для якого прискорення ґрунту складало  $0,125g$  ( $1,22 \text{ м/с}^2$ ) протягом 30 с, пошкоджень реакторних установок на всіх енергоблоках виявлено не було.

Після цунамі, що утворилися внаслідок землетрусу, на АЕС «Fukushima Dai-Ichi» було втрачене електроживлення, якого потребують фактично всі системи безпеки.

Здійснювати тепловідведення від палива до кінцевого поглинача стало неможливо. Особливістю конструкції реактора BWR є невеликий об'єм теплоносія в реакторі, через що після втрати охолодження відразу ж почалося зростання температури теплоносія.

Безпосередньо після зупину реакторів потужність залишкових тепловиділень становить приблизно 6 % номінальної потужності. Для забезпечення тепловідведення проектом передбачено системи охолоджуючої води для активної зони та басейну витримки [1]. Як видно зі схеми електроживлення (рис. 2), його втрата призводить до відмови всіх систем охолодження активної зони, крім системи з турбоприводним насосом (НРСІ). Ця система призначена для підтримки рівня теплоносія в реакторі у діапазоні високого тиску в разі аварій. Її насос приводиться в дію турбіною, яка в свою чергу працює від пари, що утворюється в реакторі. Система спрацьовує автоматично, коли рівень в реакторі знижується. Насос подає воду з бака запасу конденсату. За конденсатор використовується система зниження тиску (бак-барботер), ефективність якої знижується у разі збільшення тиску в баку внаслідок зростання температури або накопичення газів, що не конденсуються. Недоліком системи також є залежність від вироблення пари в реакторі та необхідність електроживлення для управління арматурою, що стало можливою причиною її відмови.

Для проектних аварій з великими течами першого контуру призначена система впорскування високого тиску [2]. З урахуванням необхідності замкнення контуру охолодження для рециркуляції теплоносія через течу передбачено автоматичне переключення насоса системи від бака запасу конденсату на бак зниження тиску (барботер). Тепловідведення від бака здійснюється електроприводними насосами проміжного контуру через теплообмінні апарати, які в свою чергу охолоджуються електричними насосами морської води. У разі запроєктних аварій внаслідок конденсації великої кількості пари в барботері значно зростають рівень води та температура. Змашувальна олія насосів охолоджується водою, що перекачується, і ця схема стає непрацездатною.

Таким чином, конфігурація систем безпеки проекту BWR не передбачає достатньої кількості та резерву пасивних систем безпеки, які дозволили б уникнути суттєвого пошкодження ядерного палива внаслідок важкої аварії. Баки запасу охолоджуючої води розташовані нижче активної зони і вода з них подаватися самопливом не може.

Дії персоналу на майданчику АЕС зосереджувалися на відновленні живлення систем безпеки, для чого на станцію були доставлені мобільні силові установки. Роботи з приєднання пересувного електрогенеруючого обладнання для живлення охолоджуючих насосів були ускладнені відсутністю необхідних кабелів, затопленням, пожежами та вибухами. Численні пожежі сталися на енергоблоці № 4.

Для управління реакторами було прийнято рішення тримати параметри в першому контурі максимальними, щоб запобігти втраті теплоносія та забезпечити час для відновлення електропостачання. Зниження рівня теплоносія в реакторі за умов високої температури призвело до окиснення цирконію та утворення водню, що скопичувався від кришкою реактора. Після досягнення критичного значення тиску пари, що утворювалася з теплоносія, її скидали у внутрішню сталеву захисну оболонку. Витрата пари перевищувала конденсацію у внутрішній захисній оболонці через її стінки, тому тиск в ній також збільшувався. Коли тиск удвічі перевищив розрахункове значення, персонал

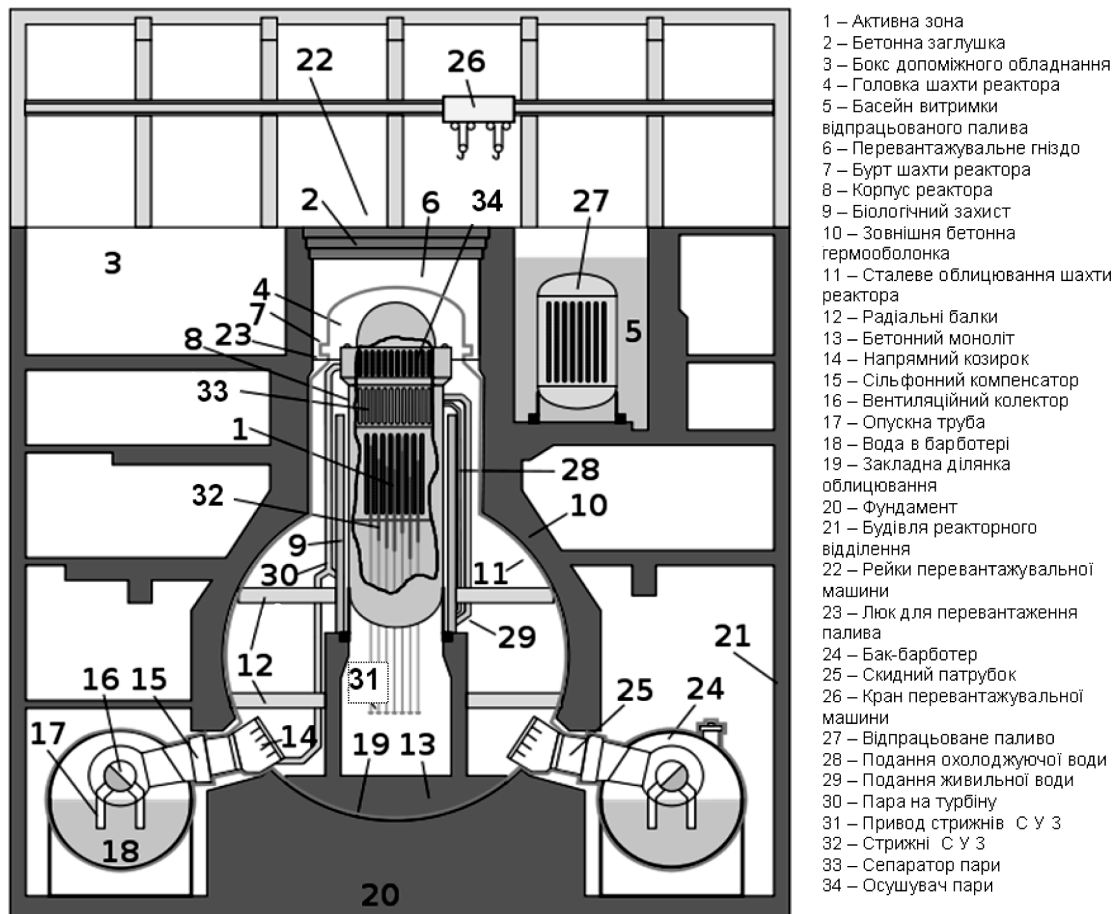


Рис. 1. Споруди головної будівлі

прийняв рішення скидати пару в реакторне відділення (залізобетонна споруда). Пара конденсувалася в будівлі, водень накопичувався під дахом, що й призвело до утворення вибухонебезпечної концентрації та вибуху водню.

Подальші дії з ліквідації наслідків аварії здійснювалися за такими напрямками:

заливання морської води для охолодження палива на енергоблоках №№ 1–4;

періодичне скидання пари з герметичної оболонки;

підтримання в безпечному стані енергоблоків №№ 5, 6;

видалення води із затоплених приміщень турбінних залів в систему конденсату.

Вода в турбінних відділеннях набула радіоактивності, з чого були зроблені висновки щодо нещільності гермооболонки блоків №№ 1, 2, 3. Радіоактивність води на енергоблоці № 2 становила до 1000 мЗв/год. Під час пошуку шляхів потрапляння радіоактивних речовин в морську воду ліквідаторами було виявлено, що бетонний канал для електрокабелів, розташований на глибині 2 м близько до водозабору морської води для технічних потреб, також заповнений високоактивною водою. Цей канал має зв'язок з підвальними приміщеннями енергоблока № 2 через систему технологічних тоннелів. У стіні кабельного каналу утворилася тріщина 20 см завширшки. Велика витрата води через тріщину не дала змоги залити ділянку бетоном та полімером. В результаті теча була зупинена заливанням 1500 л рідкого скла у два пробурені отвори біля місця течі.

За результатами моделювання важкої аварії з повним знеструмленням АЕС «BrownFerry» [3], що має такий

самий тип реактора та захисної оболонки, у разі втрати енергопостачання власних потреб та відмови всіх аварійних дизель-генераторів енергоблок живиться від акумуляторних батарей протягом приблизно 4 год, при цьому працюють насоси систем впорскування високого тиску та системи з турбіною на парі з реактора. Після закінчення заряду батарей системи безпеки не працюють та починається перегрівання й пошкодження палива.

Противарійні інструкції персоналу для АЕС «Brown-Ferry» підтверджують, що на японській АЕС, виходячи з аналізу ситуації, персонал діяв правильно в спробі утримання розплаву активної зони в корпусі реактора [3, п. 10.4]:

«На додаток до дій щодо відновлення електропостачання рекомендується після втрати вприскування води, коли вода в зоні кипить та пошкодженню палива запобігти неможливо, використовувати переносні насоси, в тому числі від пожежних засобів, для заливу сухої шахти («drywell») з метою запобігти проплавленню корпусу реактора. Це допоможе утримати паливо в корпусі та запобігти відмові захисної оболонки та виходу радіоактивних речовин у довкілля.

Для аварійних послідовностей, в яких припускається неможливість вприскування води в активну зону з початку повної втрати енергопостачання, рекомендована витрата заливу сухої шахти становить 50000 галонів на хвилину (11350 м<sup>3</sup>/год) для забезпечення покриття верху активної зони до того моменту, коли корпус реактора буде проплавлений».

При цьому противарійні дії щодо збереження локалізуючих бар'єрів безпеки, включаючи протидію утворенню

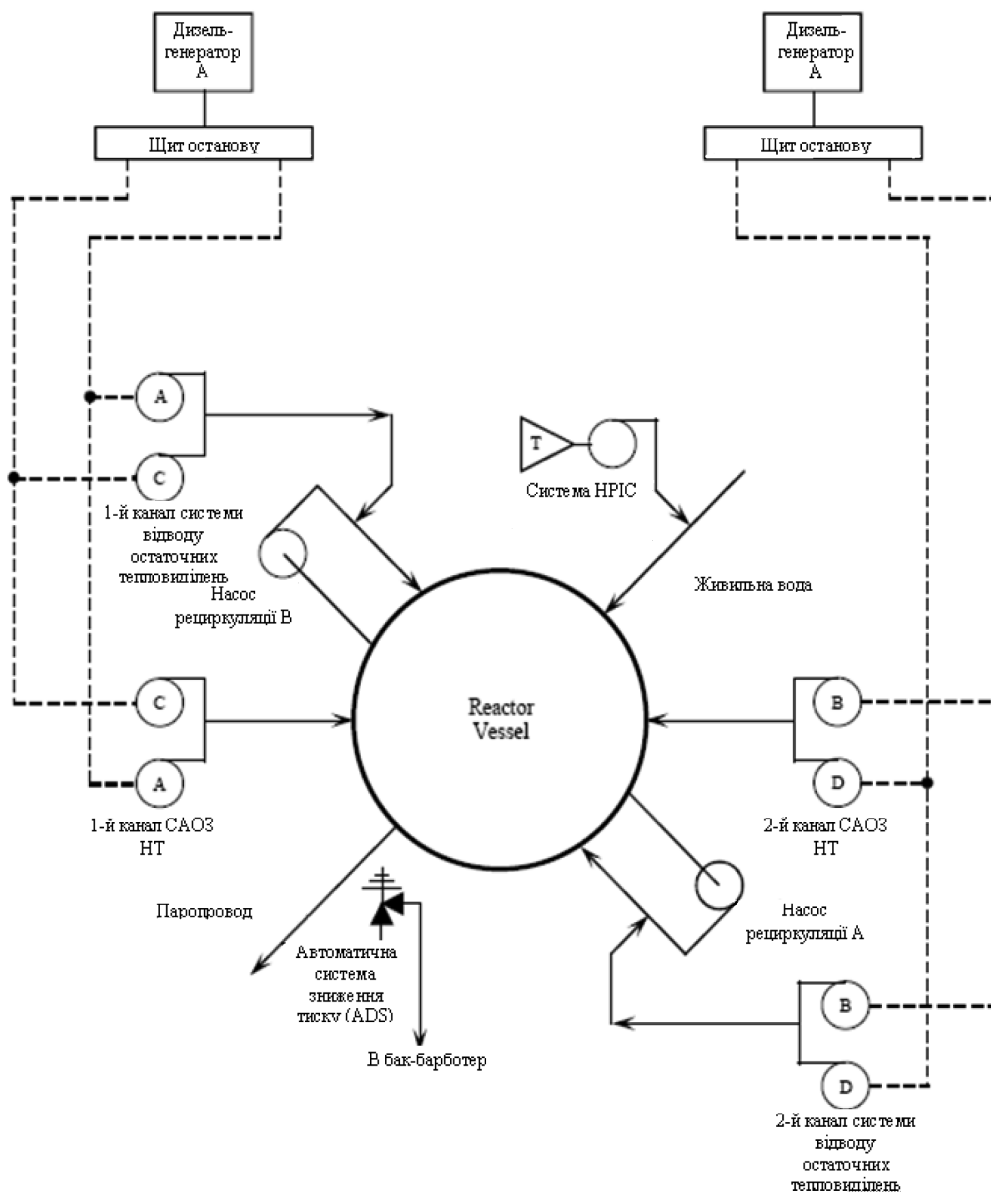


Рис. 1. Схема живлення систем охолодження активної зони

вибухонебезпечних концентрацій водню, слід визнати не-ефективними.

**Висновки щодо недотримання критеріїв безпеки та недоліків проекту BWR**

Основними наслідками важкої аварії на першій черзі АЕС «Fukushima Dai-Ichi» стали повне знеструмлення, втрата охолодження ядерного палива в активній зоні реакторів та басейнах витримки, перегрівання та пошкодження палива, вибух водню в приміщеннях енергоблоків та викид радіоактивних речовин за межі, встановлені проектом.

Таким чином, в ході аварії були порушені принципи глибокоешелонованого захисту:

- підтримання реактора в підкритичному стані;
- аварійне відведення тепла від ядерного палива;
- запобігання поширенню або обмеження розповсюдження радіоактивних речовин, що виділяються під час аварій, за передбачені проектом межі.

Міжнародне агентство з атомної енергії (МАГАТЕ) під час зустрічі «великої вісімки» в 2008 р. в Токіо на засіданні експертної групи з ядерної безпеки заявило, що землетрус з магнітудою вище 7 балів може завдати серйозних проблем японським АЕС. В період з 2005 до 2007 рр. три АЕС Японії зазнали землетрусів, максимальне ґрунтове прискорення яких суттєво перевищувало закладені в проекті АЕС значення. Комісії японського уряду в 2006 р. було доручено переглянути стан захисту АЕС від землетрусу, що останній раз суттєво переглядався в 2001 р. Результатом роботи комісії стало нове регулююче керівництво «Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities», що вимагає перегляду проектів всіх існуючих АЕС Японії.

За інформацією «The Wall Street Journal» від 23.03.2011, японський регулюючий орган обговорював питання використання нових технологій охолодження за наслідками аварії на АЕС «Fukushima Dai-Ichi», при цьому не розглянувши питання уразливості діючих реакторів.

Виходячи з наслідків аварії на АЕС «Fukushima Dai-Ichi», основними недоліками проекту станції слід вважати:

некоректне розміщення на майданчику станції обладнання аварійних джерел енергоживлення та відсутність альтернативних джерел;

фактично повну відсутність пасивних систем безпеки; недостатню захищеність від зовнішніх впливів, включаючи землетрус та затоплення;

малий об'єм теплоносія в корпусі реактора з точки зору забезпечення тепловідведення від ядерного палива;

неефективність систем видалення водню з приміщень реакторного відділення та їх залежність від електроживлення;

відсутність резервної системи охолодження басейну витримки;

необґрунтованість сейсмічної безпеки.

Згідно з рекомендаціями МАГАТЕ, аналіз зовнішніх впливів АЕС повинен мати більш детерміністичний напрямок [4, п. 11.2]:

«События, в результате которых образуются цунами, и исходные связи этих событий с водой зафиксированы документально в недостаточной степени и поэтому все еще необходимо проводить большую научно-исследовательскую работу. Следовательно, необходимо отдавать предпочтение площадкам, которые в меньшей степени подвержены воздействию цунами. Тем не менее, если планируется разместить АЭС в регионе, который может подвергнуться действию цунами, то следует проводить консервативный анализ потенциальных последствий воздействия цунами, а станция должна быть спроектирована на максимальное проектное наводнение с учетом максимальной вероятной цунами. Оценка максимальной вероятной цунами должна быть достаточно консервативной по своему характеру для обеспечения того, что АЭС будет адекватно защищена от всех потенциальных последствий цунами».

Необхідність дотримання такого підходу була також зазначена за результатами обговорення наслідків аварії на японській АЕС на технічній нараді МАГАТЕ із сумісного використання детерміністичного та імовірнісного аналізів безпеки, що проходила 23–27 травня поточного року в м. Дубровник (Хорватія) [5]:

«Подія на АЕС “Fukushima” є суттєвим прикладом порушення проектних меж, з якого необхідно зробити такі висновки:

1. Не враховано частоти зовнішніх подій з низьким чисельним значенням. Оцінка наслідків зовнішніх подій є важливою частиною проекту, тому їх слід розглядати з посиленням детерміністичного підходу. Статистику зовнішніх подій слід переглянути за достатній період часу та використовувати її з урахуванням всіх можливих подій на майданчику. Крім того, необхідно враховувати сумісний негативний вплив подій, наприклад високої температури та диму внаслідок пожежі, вібрації та затоплень через землетруси.

2. Рівень безпеки був знижений на угоду економічним міркуванням.

3. За наслідками аварії слід зробити висновки щодо модернізації проекту та експлуатаційних процедур.

4. Вимоги до вибору рівня проектних критеріїв слід переглянути.

5. Для майданчиків з кількома енергоблоками слід враховувати вплив енергоблоків один на одного та одночасні події на кількох енергоблоках.

6. Оцінка «Cliff-edge» ефектів має проводитися з точки зору внесення необхідних змін в проект.

7. У діяльності з оцінки проекту слід враховувати такі аспекти:

використання коректних історичних даних в достатньому просторовому та часовому інтервалах;

визначення адекватного порогового значення частоти з урахуванням додаткових факторів, таких, як вартісні втрати, модернізації, соціальні умови тощо;

якщо результати аналізу продемонстрували перевищення проектних меж, мають бути заплановані та впроваджені додаткові заходи з покращення глибокоेशелюваного захисту».

### Рекомендації щодо посилення безпеки АЕС України

**Аналіз необхідності перегляду норм та правил з ядерної та радіаційної безпеки.** За наслідками аварії на АЕС «Fukushima» слід приділити всеохоплюючу увагу перегляду й розробці нових норм та правил з ядерної та радіаційної безпеки, які б враховували, зокрема, детальний аналіз сумісного впливу можливих зовнішніх подій з оцінкою наслідків та впровадженням протиаварійних рекомендацій, а також посиленню критеріїв безпеки в детерміністичному напрямку згідно з рекомендаціями МАГАТЕ (див., наприклад, [4, п. 11.2] щодо зовнішніх затоплень внаслідок цунамі).

Приблизний перелік чинних норм та правил з ядерної та радіаційної безпеки для перегляду:

Правила безпеки при храненні і транспортуванні ядерного палива на об'єктах атомної енергетики (ПНАЭ Г-14–029–91);

Норми проектування сейсмостійких атомних станцій (ПНАЭ Г-5–006–87);

Правила устрою та експлуатації систем аварійного отвода тепла від ядерних реакторів к кінцевому поглинотелю (ПНАЭ Г-5–020–90);

Общие положения по устройству и эксплуатации систем аварийного электроснабжения атомных станций (ПНАЭ Г-9–026–90);

Правила проектирования систем аварийного электроснабжения атомных станций (ПНАЭ Г-9–027–91);

Вимоги з безпеки до вибору майданчика для розміщення атомної станції» (НП 306.2.144–2008);

Основні технічні вимоги до нових енергоблоків АЕС.

Приблизний перелік для розробки нових норм та правил з ядерної та радіаційної безпеки:

Вимоги до проектування та використання пасивних систем безпеки;

Вимоги до запобігання утворенню вибухонебезпечних концентрацій газів у приміщеннях;

Вимоги до аналізу зовнішніх впливів, зокрема землетрусів та затоплень.

### Виконання аналізу важких аварій для АЕС України.

З урахуванням подій на АЕС «Fukushima Dai-Ichi» для вдосконалення робіт з аналізу важких аварій енергоблоків АЕС України слід приділити увагу таким аспектам:

аналізу та, в разі потреби, доповненню переліку важких аварій подіями, що спричинені сумісною дією зовнішніх впливів;

аналізу роботи систем видалення водню та вентиляції;

аналізу достатності та ефективності систем аварійного тепловідведення, енергопостачання, підтримки ядерного

палива в активній зоні та басейні витримки в підкритичному стані;

аналізу надійності бар'єрів утримання радіоактивних речовин в межах, встановлених проектом;

розробці заходів з управління важкими аваріями та навчання персоналу з урахуванням забезпечення необхідними технічними засобами, резервним обладнанням та процедурами підтримання та відновлення функцій безпеки.

**Перегляд аналізів безпеки АЕС в напрямку посилення аналізу дотримання детерміністичних критеріїв безпеки.** Згідно з рекомендаціями МАГАТЕ, як зазначено вище, особливу увагу в процесі виконання аналізів безпеки зовнішніх подій слід приділяти детерміністичному підходу [4, п. 11.2]. У цьому сенсі слід звернути увагу на такі аспекти:

1. Перегляд аналізу запроектованих аварій, в тому числі з втратою енергопостачання та охолодження басейну витримки. Аналіз наявності та ефективності використання додаткових джерел охолоджуючої води та енергопостачання (наприклад, система пожежогасіння, наявність зовнішніх силових установок).

2. Перегляд детерміністичного (в рамках додаткових матеріалів з аналізу безпеки) та імовірнісного аналізу зовнішніх та внутрішніх впливів, включаючи землетрус, затоплення, інші події природного та техногенного походження. При цьому слід переглянути коректність встановлених критеріїв безпеки та врахувати:

уразливість приміщень блочного та резервного щитів управління (БЩУ та РЩУ);

розрив трубопроводів великого діаметра (зокрема, напірні та зливні трубопроводи технічної води важливих споживачів на нижній відмітці реакторного відділення) із затопленням обладнання, важливого для безпеки, включаючи РЩУ;

відмову важливого для безпеки обладнання внаслідок затоплення турбінного відділення;

пошкодження та розрив внаслідок землетрусу, зміщення та пом'якшення ґрунтів трубопроводів технічної води важливих споживачів, циркуляційної води, технічної води блочної та загальної резервних дизельних електростанцій (РДЕС та ОРДЕС) та інших систем, що призначені для подання охолоджуючої води в турбінне та реакторне відділення, розташовані під землею, в приміщеннях РДЕС, ОРДЕС та блочної насосної станції (БНС) та на світловому дворі майданчиків;

руйнування будівельних конструкцій РДЕС, ОРДЕС та БНС внаслідок землетрусу, зміщення та пом'якшення ґрунтів, зростання рівня ґрунтових вод;

втрату електропостачання власних потреб внаслідок короткого замикання з приводу розриву водопроводів побутової води в приміщеннях етажерки електротехнічних пристроїв (ЕЕТП) енергоблоків з реакторною установкою В-320;

аналіз внутрішніх пожег;

аналіз предметів, що летять.

3. Урахування в складі перегляду аналізу поведінки зі свіжим та відпрацьованим паливом:

втрати цілісності облицювання басейну витримки, наслідком якої є втрата води в БВ;

втрати підживлення басейну через відмову спринклерної системи;

розриву трубопроводів системи охолодження, дренажування та контролю течії басейнів витримки відпрацьованого палива із втратою води в БВ;

аналізу можливості ремонту басейнів витримки з урахуванням вимог щодо вивантаження активної зони у разі аварії (зокрема, для енергоблоків з реакторною установкою В-213).

**Впровадження модернізації та оцінка перспективних проектів для спорудження нових енергоблоків.** На підставі наявних аналізів безпеки діючих АЕС України та оцінки світового досвіду розвитку нових ядерних установок для виконання комплексної програми підвищення безпеки АЕС України та планування діяльності з вибору типу нових енергоблоків пропонується:

встановлення герметичних дверей в приміщеннях з уразливим до зовнішніх факторів обладнанням систем, важливих для безпеки, зокрема АЕ052 (приміщення РЩУ на АЕС з реактором ВВЕР-1000).

встановлення пасивних систем видалення водню для проектних та запроектованих аварій;

встановлення додаткових систем запасу води для охолодження палива в реакторі та басейні витримки та точок підключення мобільних установок;

використання додаткових пасивних систем охолодження активної зони та басейну витримки;

встановлення точок підключення зовнішніх джерел енергопостачання та прокладання додаткових ліній енергопостачання від незалежних джерел, стійких до зовнішніх впливів;

посилення ефективності систем пожежогасіння;

встановлення герметичних насосів для видалення води у разі затоплення приміщень реакторного та турбінного відділень;

встановлення ємностей для видалення та зберігання радіоактивної води.

Держатомрегулюванням України у співпраці з Держтехногенбезпеки та ДП НАЕК «Енергоатом» розроблено План дій щодо виконання цільової позачергової оцінки стану безпеки та подальшого підвищення безпеки енергоблоків АЕС України з урахуванням подій на АЕС «Fukushima», що складається з реалізації короткострокових та довгострокових заходів, які викладено в Постанові колегії ДІЯРУ [6].

#### Список літератури

1. Long-term Training Course on Safety Regulation and Safety Analysis / Inspection 2005 Outline of safety design (case of BWR) 7 September — 11 November 2005 Tokyo, Japan, Nuclear Energy Safety Organization (JNES).

2. USNRC Technical Training Center. Reactor Concepts Manual/Boiling Water Reactor Systems.

3. NUREG/CR-2182. Station Blackout at Browns Ferry Unit One—Accident Sequence Analysis.

4. NS-G-3.5. Оценка риска наводнения на прибрежных площадках АЭС. — Вена; МАГАТЭ, 2008.

5. RER9095/9027/01. Regional Technical Meeting on Combining Insights from Probabilistic and Deterministic Safety Analyses. Croatia, Dubrovnik. 2011—05—23 — 2011—05—27. Звіт робочої групи 2 з застосування детерміністичного підходу до аналізу зовнішніх подій.

6. Постанова колегії Державної інспекції ядерного регулювання України від 19 травня 2011 р. «Щодо Плану дій з виконання цільової позачергової перевірки та подальшого підвищення безпеки АЕС України з урахуванням подій на Фукусіма-1 («stress-test»)».

Надійшла до редакції 09.06.2011.