



ЗАСТОСУВАННЯ МЕТОДУ АКУСТИЧНОЇ ЕМІСІЇ ДЛЯ ДІАГНОСТУВАННЯ КОРПУСІВ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ (огляд)

Повідомлення І. Еволюція застосування неруйнівного контролю у світовій ядерній енергетиці

І. М. НЕКЛЮДОВ, З. Т. НАЗАРЧУК, В. Р. СКАЛЬСЬКИЙ, Л. Н. ДОБРОВОЛЬСЬКА

Фіз.-мех. ін-т ім. Г. В. Карпенка НАНУ. 79060, м. Львів, вул. Наукова, 5. E-mail: skal@ipm.lviv.ua

Проаналізовано етапи розвитку методу акустичної емісії для діагностування стану об'єктів ядерної енергетики. Показано, що методи неруйнівного контролю (НК) відіграють надзвичайно важливу роль у забезпеченні безаварійної роботи корпусів реакторів АЕС. Їх впровадження на етапі виготовлення та експлуатування ядерних реакторів знало суттєвого розвитку впродовж кількох десятиріч. Перша згадка про це датована 1958 р., коли відбувся симпозіум щодо застосування методів НК у ядерній енергетиці. На ньому відзначено застосування радіографічного методу та наголошено на необхідності використання інших методів НК для повної перевірки якості корпусів ядерних реакторів. Згодом появився Кодекс нормативів для котлів та ємностей, що працюють під тиском, розроблений Американським товариством інженерів, один із розділів якого присвячено формулюванню мінімальних вимог до виготовлення ємностей і охоплював візуальну перевірку та діагностування цілісності корпусу за допомогою стандартизованих методів НК, як то магнітопорошкового, проникаючих рідин, радіографії, ультразвукової дефектоскопії та вихрострумового. Особливу увагу на етапі виготовлення корпусу реактора приділяли зварним з'єднанням. Як показано в огляді на підставі аналізу літературних джерел, у всіх провідних країнах світу продовжує розвиватись ядерна енергетика, а разом з нею і застосування методів НК, в тому числі і акустичної емісії. Під це підведена відповідна нормативна база, що дозволяє поставити НК на промисловий рівень і уникати протиріч в тлумаченні результатів діагностування. Висвітлено важливість робіт, які проведені вітчизняними та зарубіжними фахівцями стосовно оцінювання стану корпусів реакторів ВВЕР та описано відповідні засоби, що використовують для цього. Бібліогр. 96.

Ключові слова: акустична емісія, ядерні реактори, діагностування, світова ядерна енергетика

Стан проблеми. Методи неруйнівного контролю (НК) призначені для виявлення, локації та встановлення параметрів дефектів у елементах конструкцій. Інформація щодо кількості, розташування та морфології дефектів є підставою для розрахунків залишкового ресурсу об'єктів експлуатації. Для обладнання та металоконструкцій АЕС це має винятково важливе значення, оскільки ядерні енергоустановки як об'єкти надвисокої небезпеки, вимагають відповідного рівня надійності їх експлуатування. Це, насамперед, стосується ядерного реактора та обладнання, яке забезпечує його функціонування, особливо з огляду на те, що корпус реактора не може бути замінений впродовж всього терміну експлуатування енергоблоку.

Підходи до оцінювання надійності та безпеки експлуатування корпусів реакторів розвивались десятиріччями завдяки дослідженням, які проводили одночасно у трьох напрямках:

- оцінювання граничних умов руйнування;
- методи діагностування;
- оцінювання залишкового ресурсу.

Серед методів діагностування важливе місце належить методам НК, використання яких (пряме чи непряме) допомагає експлуатаційникам та контролюючим органам відстежувати стан і пов'язану з ним безпеку реактора [1]. Використання НК можна поділити на кілька категорій:

– пряме застосування НК корпусів промислових реакторів;

– пряме застосування НК корпусів модельних реакторів;

– застосування методів НК у лабораторних умовах для вивчення процесів деградування корпусних реакторних сталей та розроблення методик для впровадження на об'єктах контролю;

Пряме застосування НК корпусів промислових реакторів здійснюють на етапі виготовлення та в процесі експлуатування, але не під час їх роботи, а тільки під час зупинок та ремонтів. Значно ширшим є досвід використання НК на корпусах модельних реакторів.

Впровадження методів НК на етапі виготовлення та експлуатування ядерних реакторів знало суттєвого розвитку впродовж кількох десятиріч. Вже у 1958 р. відбувся симпозіум щодо застосування методів НК у ядерній енергетиці, де МакГонагл відзначав застосування радіографічного методу та необхідність використання інших методів НК для повної перевірки якості корпусів ядерних реакторів [2]. Згодом у своєму огляді 1965 р., присвяченому застосуванню НК на етапі



виготовлення корпусів ядерних реакторів [3], цей автор посилатиметься на діючий Кодекс нормативів для котлів та ємностей під тиском, розроблений Американським товариством інженерів-механіків (ASME Boiler and Pressure Vessel Code), один із розділів якого був присвячений формулюванню мінімальних вимог до виготовлення ємностей, що працюють під тиском [4] і згідно з яким виготовляли корпуси ядерних реакторів. Процес виготовлення охоплював візуальну перевірку та діагностування цілісності корпусу за допомогою стандартизованих методів НК, як то магнітопорошкового [5–8], проникаючих рідин [9], радіографії [10–13], ультразвукової дефектоскопії [14–16] та вихрострумове [17]. Особливу увагу на етапі виготовлення корпусу реактора приділяли зварним з'єднанням [18–20].

У 1970 р. відбулось кілька форумів науковців та інженерів, на яких обговорювали результати досліджень щодо застосування методів НК для підвищення експлуатаційної надійності ядерних енергоустановок. Одним із них був симпозіум з питань НК елементів ядерних реакторів, що відбувся у 1970 р. в Роттердамі [21]. На ньому обговорювали Кодекс ASME нормативів для котлів та ємностей під тиском, один із розділів якого був присвячений методам діагностування та контролю, в тому числі і неруйнівним [22, 23], і у відповідності до якого розробляли підходи до НК корпусів ядерних реакторів. Більшість доповідей тоді була присвячена використанню НК на етапі виготовлення корпусу реактора перед введенням його в експлуатацію. Наголос робили на використанні УЗ дефектоскопії та радіографічного контролю. Щодо можливого застосування НК під час роботи реактора, то серед перспективних був названий метод акустичної емісії, який, як наголошували, має суттєві переваги, наприклад, можливість локації активних дефектів [22].

Про десятирічний досвід використання УЗ дефектоскопії корпусу ядерного реактора як на етапі виготовлення, так і під час його експлуатації доповідали на черговому з'їзді ASME у 1973 р. [24]. Ця праця розпочалася із УЗ діагностування корпусу реактора киплячого типу на АЕС Елк Ривер (США), який був введений в експлуатацію у 1963 р. Від того часу УЗ дефектоскопія матиме пріоритет перед іншими методами НК [25], причому для її якісного проведення вже на початку 1970-х років були створені відповідні механічні маніпулятори для дистанційного керування [26–28]. Інші методи НК розглядали тоді як перспективні. Із розвитком теоретичних напрацювань, експериментальних досліджень та інструментальної бази НК щораз виникала потреба оновлювати нормативні документи стосовно діагностування корпусів реакторів [29–31].

Розвиток методології НК корпусів реакторів АЕС. У 1972 р., аналізуючи стан НК на атомних електростанціях Японії, Міюші зазначив, що вимоги розділу XI Кодексу ASME були адаптовані у всіх країнах-виробниках атомної електроенергії, а впровадження таких методів НК, як проникаючих рідин, магнітопорошкового, радіографічного та УЗ дефектоскопії, наштовхується на деякі проблеми [32]. Найбільш задовільним для японських інженерів у той час виглядав метод УЗ дефектоскопії, який використовував різні методики виявлення дефектів: нормального зондування, кутового зондування тощо, які дозволяли з високою відтворюваністю виявляти та встановлювати параметри існуючих у корпусі дефектів [33, 34]. Паралельно японські дослідники вивчали перспективи використання методу вимірювання електропровідності реакторної сталі для відстежування процесу її деградування [22].

У цьому ж 1972 р. у Лондоні відбулася міжнародна конференція на тему періодичної інспекції корпусів ядерних реакторів, на якій зазначали, що обладнання для НК повинно витримувати високий рівень радіації та інших впливів середовища і при цьому проявляти високу надійність, чутливість та відтворюваність вимірювань [35]. Обговорювали можливість впровадження таких методів, як УЗ дефектоскопія, акустична голографія, ікс-променева дифрактометрія, акустична емісія, причому доповідачі ділились досвідом діагностування корпусів ядерних реакторів у Аргентині, Великобританії, Німеччині, США та Японії.

У Великобританії, де перший комерційний ядерний реактор був введений в експлуатацію ще у 1956 р., питанням НК корпусів ядерних реакторів приділяли особливу увагу. В Управлінні атомною енергією Великобританії (United Kingdom Atomic Energy Authority – UKAEA) було створено спеціальну службу для інспектування атомних електростанцій, послугами якої користувалися також інші європейські країни. Наприклад, у 1971 р. ця служба проводила перевірку корпусу бельгійського реактора типу PWR виробництва фірми «Westinghouse». Корпус цього реактора, який був виготовлений зі сталі SA-302 Grade B з аустенітною наплавкою на внутрішній поверхні, діагностували, використовуючи УЗ дефектоскопію та телекамеру за умов заповнення корпусу водою. Переміщення обладнання здійснювали дистанційно за допомогою маніпуляторів [36, 37].

У Німеччині впровадження методів НК домінувало на етапі виготовлення корпусів, причому використовували переважно такі методи, як радіографічний, УЗ та проникаючих рідин [38, 39]. НК корпусів діючих реакторів обмежувався періодичним візуальним контролем та УЗ дефектоскопією, яку вже у 1970-х роках виконували дистанційно за



допомогою маніпуляторів [40–42]. Інші методи, як наприклад, вихрострумовий, застосовували тоді в лабораторних умовах [43].

У період з 1976 по 1989 рр. були введені в експлуатацію системи зовнішнього контролю корпусів реакторів в колишньому СРСР на Південноукраїнській, Запорізькій, Хмельницькій та Рівненській АЕС, на Балаковській, Кольській, Калінінській та Нововоронезькій АЕС (тепер Російська Федерація), а також на АЕС Loviisa (Фінляндія), Paks (Угорщина), Bohunice (Словаччина), Dukovany (Чехія), Greifswald (Німеччина), Козлодуй (Болгарія). На згаданих АЕС було впроваджено періодичне зовнішнє обстеження корпусів реакторів. У 1988 р. на Нововоронезькій АЕС, а згодом і на інших АЕС, обладнаних реакторами ВВЕР-1000, встановлено систему контролю корпусу реактора зсередини [44].

Відзначимо, що розвиток впровадження методів НК для діагностування корпусів ядерних реакторів завдячує низці періодичних міжнародних форумів, серед яких виділимо такі:

- міжнародні конференції на тему «NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components» (неруйнівне діагностування, пов'язане зі структурною цілісністю елементів, що підлягають впливу радіації та тиску), в яких брали активну участь, зокрема, й українські вчені. Остання (дев'ята) конференція з цієї серії відбулась у 2012 р. у Вашингтоні [45];

- міжнародні конференції на тему «Periodic Inspection of Pressurized Components» (періодичне інспектування компонентів, що працюють під тиском), які організувала британська Institution of Mechanical Engineers (Інституція інженерів-механіків) і які відбувались у Лондоні у 1970-х роках;

- міжнародні конференції з НК «European Conference on Nondestructive Testing» [46] та «World Conference on Nondestructive Testing» (Європейська та Світова конференції з неруйнівного контролю) [47], що були започатковані у 1970-х роках;

- міжнародні конференції на тему «Pressure Vessel Technology» (технологія ємностей, що працюють під тиском), започатковані у 1973 р. товариством ASME [48];

- міжнародні конференції на тему «Nondestructive Evaluation in the Nuclear Industry» (неруйнівний контроль у ядерній промисловості);

- міжнародні конференції на тему «Nondestructive Evaluation in the Nuclear and Pressure Vessel Industries» (неруйнівний контроль у атомній промисловості та у сфері виготовлення ємностей, що працюють під тиском).

На таких форумах, а також на сторінках різних часописів науковці та інженери представляли результати своїх досліджень, які досить щедро фінансувалися, сприяючи розвитку методів НК.

Отож атомна енергетика з її високою вимогою до безпеки експлуатування ядерних реакторів та інших відповідальних елементів суттєво спричинилася до розвитку методів НК, серед яких можна відзначити і метод акустичної емісії.

У різних країнах історично склалися свої особливості застосування неруйнівних методів діагностування для оцінювання стану елементів ядерних реакторів. У своєму звіті щодо впливу радіаційного окрихчування на деградування сталей та пов'язаною з цим цілісністю корпусів ядерних реакторів на атомних електростанціях Міжнародна Агенція з Атомної Енергії ІАЕА зазначає, що у різних країнах використовують нормативні документи, в яких є як спільні положення, так і свої особливості [49]. Наприклад, у США корпуси реакторів контролюються згідно з розділом XI Кодексу ASME [23], за яким під час експлуатування ядерних реакторів використовують три типи контролю: візуальний, поверхневий та об'ємний. Їх результати порівнюють із даними, отриманими перед уведенням реактора в експлуатацію. Контроль здійснюють за програмою, встановленою для кожного реактора. Особлива увага надається зварним з'єднанням, внутрішнім поверхням металу патрубків, різьбовим з'єднанням фланців. При цьому рівень кваліфікації персоналу, методи та обладнання повинні перевірятися на навчальних макетах та стендах, що імітують діюче обладнання. Зауважимо, що такі вимоги прописані не тільки у Кодексі ASME, але й у нормативних документах Європейської Мережі Інспекцій та Кваліфікацій (European Network for Inspection and Qualification – ENIQ) [50]. Нормативні документи інших країн світу досить близькі, якщо не ідентичні, до сутнісної частини розділу XI Кодексу ASME, що стосується НК ядерних реакторів.

На сьогодні усі дефекти, виявлені в корпусах ядерних реакторів світу, пройшли процедуру оцінювання відповідно до вимог розділу XI Кодексу ASME в частинах IWB-3500, тобто Стандарту задовільності (Acceptance Standards) та IWB-3600, що встановлює процедуру аналітичного розрахунку дефектів (analytical evaluation of flaws), яка базується на принципах механіки руйнування [51]. Жоден із виявлених у корпусах ядерних реакторів дефектів не увійшов в категорію небезпечних та не потребував усунення шляхом заварювання.

Незначні відмінності від Кодексу ASME спостерігаються у нормативних документах Франції, Німеччини та Японії, які ввели у свої нормативні бази деякі національні особливості ядерної галузі. Наприклад, у Німеччині контроль цілісності корпусів ядерних реакторів був запроваджений ще в кінці 1960-х років, а у 1972 р. з'явилися Рекомендації до контролю, які видав Комітет стандартів ядерної безпеки (Kerntechnischer Ausschuss



– КТА). Цей документ згодом трансформувався у відповідний Кодекс з Техніки Безпеки КТА 3201 (Sicherheitstechnische Regel des KTA) – один із головних зобов'язуючих нормативних документів для виробників обладнання та експлуатаційників АЕС [52]. У КТА 3201.4 сформульовані вимоги до моніторингу працюючого обладнання; періодичного НК; запису, аналізу та впровадження нових процедур, пов'язаних із безпекою експлуатування; прогнозування змін фізичного стану обладнання першого контуру на підставі повторних перевірок та моніторингу; оцінювання результатів періодичних перевірок та моніторингу під час експлуатування. Перекликаючись із Кодексом ASME, цей документ робить найбільший наголос на ультразвуковому методі оцінювання розміру дефектів. У 1995 р. у німецькі нормативні документи додали вихрострумний метод та відеоінспекцію, що виконується за допомогою маніпулятора. Дотичними до КТА 3201.4 є всі підрозділи Кодексу КТА 3201 [53–55] та інші нормативні документи КТА [56–58], як також і 16 зобов'язуючих національних стандартів Німеччини, значна частина яких частково або повністю відповідає міжнародним нормативним документам.

Однією з функцій первинного контуру, згідно з КТА 3201.4, є надійне утримання теплоносія, який охолоджує ядерний реактор, впродовж усього терміну експлуатування енергоблоку [52]. Для забезпечення цієї функції здійснюють операційний моніторинг та експлуатаційний контроль якості оболонки першого контуру. Щодо операційного моніторингу працюючого обладнання, то його завданням є відстежувати як фізико-хімічні параметри процесів, що можуть призвести до порушення цілісності оболонки, так і параметри процесів, що характеризують наслідки такого порушення. До перших належить моніторинг стандартних параметрів первинного контуру – температури, тиску, потужності тощо, тоді як до других – можливі витіки з первинного контуру, наявність незакріплених металевих об'єктів, вібраційні характеристики обладнання першого контуру тощо.

Експлуатаційний контроль (in-service inspection – ISI) цілісності оболонки першого контуру включає: періодичний НК внутрішньої та зовнішньої поверхонь, а де потрібно і об'єму стінок, що утримують тиск першого контуру; оцінювання загального фізичного стану обладнання першого контуру під час періодичних оглядів; гідростатичні випробування цілісності першого контуру; функціональні тести систем захисту від перевищення тиску. Саме завдяки НК під час експлуатаційного контролю виявляють дефекти, що виникли в обладнанні первинного контуру, після чого їхній ступінь небезпеки оцінюють із використанням по-

переднього досвіду та відстежують у кожній наступній процедурі експлуатаційного контролю.

У Німеччині обов'язковими для перевірки поверхні обладнання першого контуру є такі методи НК: магнітопорошковий, рідиннопроникаючий, вихрострумний, радіографічний, УЗ дефектоскопія, візуального огляду. Для перевірки цілісності/дефектності об'єму металу рекомендовано використовувати УЗ дефектоскопію, радіографічний та вихрострумний методи. Застосування інших методів, як НК, так і руйнівних, дозволяється на деталях, які виводяться із експлуатування та замінюються на інші [52]. Потрібно зауважити, що головним методом НК цілісності обладнання першого контуру і тут слугує УЗ дефектоскопія, яку використовують для перевірки дефектності всіх зварних швів корпусу реактора, включаючи патрубків під час планових і непланових ремонтів через кожні чотири або п'ять років. Інші методи застосовують у значно меншому обсязі і значно рідше.

У Франції вимоги до контролю цілісності корпусів реакторів та їх діагностування за допомогою методів НК також специфічні [59–61]. Французький Кодекс вимагає проводити періодичні гідростатичні випробування з можливим одночасним використанням методу акустичної емісії, НК у випадку аварійної ситуації, використання зразків-свідків, моніторинг шумів та відстежування витоків теплоносія під час роботи реактора, а також моніторинг втоми металу [47]. Корпус реактора повинен періодично перевірятися у гарячій зоні, в ділянках всіх зварних швів, верхньої та нижньої накривки, патрубків, різьбових з'єднань та інших неоднорідностей. Вимога щодо гідростатичних випробувань за умов прикладання тиску, що на 33 % перевищує проектний перед введенням реактора в експлуатацію, та періодичних випробувань тиском, що на 20 % перевищує проектний, є ключовою відмінністю французького Кодексу. При цьому рекомендується використовувати низку методів НК, таких як ультразвукова дефектоскопія під водою, радіографічний, візуальний, телевізуальний під водою, контроль проникаючими речовинами, акустико-емісійний та вихрострумний.

В Індії також інтенсивно ведуть пошуки підходів до впровадження методів НК на АЕС, у тому числі і на реакторах АЕС нового покоління, включаючи реактори на важкій воді (advanced heavy water reactor – AHWR) та реактори на швидких нейтронах (prototype fast breeder reactor – PFBR) [1]. Для корпусних реакторів (BWR і PWR) особливу увагу приділяють таким новим підходам, як застосування УЗ фазованих імітаторів та техніки УЗ напрямлених хвиль, методів УЗ візуалізації, акустичної емісії, шумів Баркгаузена, вихростру-



мового, нейтронної радіографії тощо. Акустичні методи НК також є перспективними для оцінювання ступеня деградування, оскільки такі два параметри як швидкість поширення пружної хвилі та коефіцієнт її згасання залежать від мікроструктурного стану металу [1].

Сучасні аспекти НК корпусів реакторів. Із похваленням активності у сфері ядерної енергетики, спрямованої на верифікацію рівнів безпеки діючих АЕС у світлі нових даних про катастрофу на АЕС Фукусіма 1, та на створення реакторів четвертого покоління не останнє місце займають питання встановлення ступеня дефектності обладнання першого контуру, зокрема корпусу ядерного реактора. НК призначений для використання спеціалістами відповідної кваліфікації з метою оцінювання цілісності обладнання, що працює під тиском. У Кодексі ASME розділ V відведений питанням НК для виявлення як внутрішніх, так і поверхневих дефектів чи неоднорідностей. У підрозділі А цього розділу перераховано такі методи НК: радіографічний, ультразвуковий, проникаючих рідин, магнітопорошковий, вихрострумний, візуальний, витоків та акустико-емісійний. У підрозділі В перераховані всі ASTM стандарти, що стосуються вищезгаданих методів контролю [62].

Традиційно технічне діагностування на таких об'єктах, як ядерні реактори, підлягає системі правил «якщо–то», сформульованим у відповідних нормативних документах. Такі системи правил привабливі тим, що вони здатні ефективно унормувати процедури експлуатування на підставі досвіду прийнятих інженерних рішень. Такі системи мають, звичайно, свої недоліки [63]. Зокрема, для того, щоб додати до існуючого переліку нову норму, її слід порівняти з усіма існуючими нормами задля уникнення несумісності чи протиріч, наприклад, коли один симптом відображає різні категорії дефектності чи руйнування. Із розширенням списку правил «якщо–то», себто кількості можливих сценаріїв, управління процесом ускладнюється. Оскільки ж правила не завжди засновані на глибокому розумінні протікаючих фізичних процесів, то така нормативна структура може стати нефункціональною, коли виникають нові обставини, які не можна ввести у чергове «якщо–то» правило, не порушивши хоча б одне із правил існуючих. На допомогу приходить підхід менш категоричний у своїх формулюваннях, тобто такий, що зберігає певний ступінь непевності у правилах і нормах. У такому разі системи діагностування повинні опиратися на певні алгоритми із використанням досвіду роботи (пошкоджень, аварій, відмов), якісних і кількісних моделей. Розроблення таких алгоритмів триває вже не одне десятиріччя [64–68].

Застосовуючи згадані алгоритмічні підходи до енергогенеруючого обладнання, EPRI створив систему даних під назвою Діагностичний порадинок. Діагностування пасивних компонентів (до яких відноситься і корпус ядерного реактора), себто таких, що не містять рухомих частин і приводів, полягає насамперед у виділенні сигналу, отриманого системою НК, із наступним встановленням відповіді на питання, чи виділений сигнал несе інформацію про пошкодження матеріалу. Якщо так, то оцінюється небезпека, спричинена пошкодженням (тут ідеться про локацію, розмір і форму пошкодження) [68].

Діагностування дефектів у корпусах діючих ядерних реакторів здійснюють, як зазначено вище, шляхом постобробки даних, отриманих від планових процедур НК. Останнім часом все більше зусиль прикладають до автоматизації процесу обробки даних із застосуванням калібраційних стандартів та кореляційних залежностей між параметрами сигналів і фізичними властивостями матеріалів.

На АЕС Borselle у Нідерландах ще у 1974 р. було встановлено особливу систему контролю реактора, яка відстежує стан його енергоблоку. У 1982 р. цю систему було модернізовано опцією статистичної обробки даних, які реєструються численними первинними перетворювачами. Серед інших ця система містила модуль, що здійснює моніторинг акустичних шумів, включно з вібраціями першого контуру, у тому числі і вібраціями у гарячій зоні реактора. У 2001 р. на цій АЕС було впроваджено нову систему онлайн-моніторингу, що містила дві підсистеми: 96-канальну підсистему на перетворювачах постійного струму для відстежування зміни експлуатаційних параметрів та перехідних процесів в енергоблоці та 32-канальну підсистему моніторингу шумів реактора. Використовуючи банк даних онлайн-моніторингу, були розроблені нові методики діагностування елементів енергоблоку [68–71].

Серед розробників обладнання для НК та моніторингу цілісності обладнання АЕС слід відзначити фірму AREVA, яка відома ще від початку 1980-х років, коли на замовлення німецького управління ядерною енергетикою була створена система моніторингу втомки FAMOS. За її допомогою було встановлено, що експлуатаційні температурні режими обладнання АЕС відрізняються від проектних. Це спонукало встановити системи FAMOS на 20-ти АЕС Німеччини. Система FAMOS на підставі онлайн-даних про теплове навантаження реактора розраховує параметри термічної втомки відповідальних елементів енергоблоку. Крім цього, фірма AREVA розробляє системи контролю ядерних енергоблоків. Прикладом сучасної розробки системи онлайн-моніторингу



є 256-ти канална система для легководного реактора третього покоління типу EPR (European Pressurized Reactor) на АЕС Olkiluoto, що споруджується у Фінляндії. Подібні системи розробляються для АЕС Flamanville 3 у Франції та для АЕС Taishan 1 і 2 у Китаї [68].

У контексті виявлення та оцінювання форми і розміру дефектів корпусних реакторних сталей, крім прямих методів технічного діагностування, впроваджують ітераційні методи із залученням відповідного моделювання. Використовують два класи прямих моделей: числові (наприклад, моделі скінченних елементів чи інтегральних рівнянь) та нейромереж. Запропоновано також неітераційні інверсні процедури, що включають томографічну реконструкцію, методики точкового джерела, лінійної проби. Ці методи не рекурсивні, тобто вони призначені для розв'язання інверсної проблеми використанням усіх наявних даних, що вимагає тривалих розрахунків.

Алгоритми зрощування даних (data fusion algorithms) для інверсних проблем в ділянці НК зазвичай використовують для прямих розв'язків. Це, наприклад, фільтрування Кальмана, техніка евідентного міркування Демпстера–Шафера, нейромережі та інші методи. Крім цього, пропонують вейвлетні перетворення, незалежний компонентний аналіз, деконволютивні, статистичні методи тощо.

Важливим питанням, що стосується НК пасивних компонентів АЕС (у тому числі і корпусів реакторів) є концепція надійності вимірювань. Це значить, що виявлення і оцінювання параметрів матеріалу залежить від таких чинників, як неінформативні шуми, мікроструктура матеріалу, стан поверхні, доступ, людський фактор. Для ранжування різних методів НК за надійністю ввели параметри ймовірності виявлення (probability of detection – POD) дефекту певного розміру, ймовірності помилкового «дзвінка», границі конфіденційності. Всі ці ймовірнісні параметри кодифіковано у Кодексі ASME [4, 72].

Старіння діючого на АЕС обладнання, особливо елементів першого контуру, що працюють в умовах високих температур, тисків та радіаційного опромінення, поставило питання системного підходу до моніторингу, контролю, оцінювання, прогнозування та прийняття рішень. Підходи до активного управління процесами деградації старіючого обладнання на АЕС були систематизовані та сформульовані, як «Proactive management of ageing degradation», що було представлено на з'їзді ASME у 2010 р. Йдеться про таке управління, яке вимагає впровадження на діючих легководних ядерних енергоблоках новітніх методів технічного діагностування, онлайн-моніторингу та прогностичних методів. Це повинно було б

забезпечити своєчасне виявлення зміни фізичного стану матеріалу внаслідок процесів старіння включно з фіксуванням ранніх стадій розвитку руйнування. Дані вимірювань, отримані від систем моніторингу, повинні б оброблятися для використання у прогностичних системах [73].

Існує чотири напрями, де необхідно впровадити такі системи управління [73]:

- моніторинг великих тріщиноподібних дефектів;
- моніторинг ранніх стадій зародження тріщин;
- моніторинг деградування кабелів;
- моніторинг стану бетонної герметичної оболонки.

Серед перерахованих лише перші дві системи моніторингу стосуються корпусу ядерного реактора. Для ефективної роботи такої системи управління слід забезпечити високу достовірність оцінок механізмів деградування задля правильного вибору прогностичної моделі, а відтак правильних прогнозів щодо динаміки деградування та ризиків, які з ним пов'язані. До методів НК, які є кандидатами для виявлення та оцінювання великих тріщиноподібних дефектів у металевих конструкціях, зараховують акустичну емісію, направлені ультразвукові хвилі (guided ultrasonic waves), розсіяні ультразвукові поля (diffuse ultrasonic wave fields), ультразвуковий контроль фазованим рядом (phased array ultrasonic testing) та вихрострумний метод [73].

Системи активного управління мають бути більш точними, ніж існуючі системи періодичного контролю. Для цього вони повинні включати такі три складові: виявлення ранніх стадій деградування, онлайн-моніторинг та прогностичну систему оцінки залишкового ресурсу. Деградування матеріалу можна умовно розділити на чотири етапи: створення передумов для зародження мікротріщин; виникнення мікротріщин; ріст і злиття мікротріщин; ріст макротріщин. Існуючі сьогодні процедури періодичного контролю цілісності корпусів ядерних реакторів передбачають лише контроль четвертого етапу деградування матеріалу. Для виявлення перших трьох етапів необхідне впровадження інших, чутливіших підходів. До них можна віднести мікромагнітні методи магнітоакустичної емісії та шумів Баркгаузена, які дозволяють відстежувати поступові зміни властивостей матеріалу за змінами його електромагнітних характеристик матеріалу [73].

Здатність виявляти ранні стадії деградування матеріалу ще на першому етапі, тобто перед зародженням мікротріщини, матиме велике значення для створення систем активного управління процесами деградування. Насамперед це уможливить відстежувати майже весь процес деградування ме-



талу (а не лише його кінцевий етап) та підвищувати імовірність виявлення дефекту POD. По-друге, раннє виявлення передумов для зародження мікротріщин допоможе підвищити точність прогностичних розрахунків. По-третє, для експлуатаційників залишиться більше часу, а це уможливить більш адекватне реагування на виявлений в обладнанні дефект [73].

Наступною важливою складовою нової системи управління є онлайн-моніторинг цілісності обладнання. Існуюча сьогодні практика полягає у періодичному контролі елементів обладнання під час планових відключень, що пов'язані із циклом паливних елементів і тривають 18–24 місяці. Оскільки цикл вигорання палива суттєво скоротити неможливо, виникає потреба онлайн-моніторингу цілісності обладнання під час роботи енергоблоку. Безсумнівною перевагою такого моніторингу є суттєве зростання імовірності виявлення дефекту POD та підвищення достовірності прогностичних розрахунків, хоч очевидно, що робота діагностичного обладнання в умовах постійно діючих високих температур, тисків і радіації є суттєво складніша, порівняно з умовами періодичного контролю. Більше того, моніторинг діючого обладнання повинен здійснюватись дистанційно, в автоматизованому режимі, за відсутності людей у безпосередній близькості до діагностованого обладнання [73].

Важливе місце в новій системі управління процесами деградування посідатиме її прогностична складова, що безпосередньо пов'язана із прийняттям рішень щодо безпеки експлуатування АЕС, а відтак щодо виробництва електроенергії та втрат на простоювання та ремонти. Прогностичні алгоритми можна умовно розділити на три типи. Перший, заснований на надійності, використовує експлуатаційні дані щодо пошкодження, старіння, відмов та руйнування обладнання АЕС. Другий уможливляє прогнози на підставі експлуатаційних параметрів навантаження енергоблоку. Третій тип прогнозування використовує дані вимірювань фізичних параметрів старіючих матеріалів [73].

Оскільки галузь ядерної енергетики має чи не найрозвиненішу нормативну базу, впровадження нових методик є тут дуже складним. Орієнтуючись на нормативну базу США, національні нормативні документи різних країн несуттєво відрізняються у питаннях підходів до технічного діагностування відповідального обладнання АЕС. Що стосується пасивного обладнання ядерного енергоблоку, то орієнтиром і далі залишається Кодекс ASME для котлів та ємностей під тиском, в якому для моніторингу пасивних компонентів дозволяється використовувати виключно метод акустичної емісії і то лише за певних умов. Такі обставини не стимулюють впроваджувати цей метод у практику,

навіть з огляду на проблеми, які існують із впровадженням інших методів діагностування [68].

Стаття IWA–2000 Кодексу ASME класифікує методи НК для візуального, поверхневого та для об'ємного аналізів. До поверхневих методів належать магнітопорошковий, проникаючих рідин, вихрострумний та УЗ. До об'ємних методів належать радіографічний, УЗ, вихрострумний та акустичної емісії. Кодекс допускає використання інших методів, якщо вони продемонстрували свої переваги над зазначеними. Щодо методу акустичної емісії, то його успішно застосовують на промислових об'єктах контролю у поєднанні з гідростатичними випробуваннями та для експлуатаційного контролю ємностей і трубопроводів, що працюють під тиском. Із виявленням дефекту та встановленням його розташування в об'ємі металу постає питання про його «ідентифікацію», під якою розуміють як геометричні особливості, так і чинники, що спричинили виникнення чи розвиток дефекту. Кількість первинних перетворювачів, необхідних для перевірки об'єкту, зумовлена не стільки його розмірами, скільки складністю форми. Для ємності з простими геометричними формами може вистачити 12–15 первинних перетворювачів, тоді як ядерний енергоблок може потребувати 60–90 перетворювачів, якими мусять бути обладнані корпус реактора, головні циркуляційні помпи, парогенератор, компенсатор тиску, головні циркуляційні трубопроводи і клапани [62].

Значимість компонентів АЕС щодо їх впливу на рівень безпеки також класифікована. Найвищі вимоги висувають до обладнання першого контуру, яке безпосередньо контактує з теплоносієм реактора і яке відносять до класу 1. До обладнання класу 2, яке забезпечує відвід тепла від теплоносія першого контуру, а також того, що відповідає за включення аварійних систем захисту, чи устаткування класу 3 вимоги нижчі. Корпус ядерного реактора належить до класу 1 і є найбільшим за розміром його представником. Тому і вимоги до цього компоненту АЕС виняткові як на стадії виготовлення, так і під час експлуатування [73].

Для ранжування готовності до впровадження технологій (матеріалів, пристроїв, методів тощо) у США, а згодом у Євросоюзі, у виробничий процес було запроваджено так званий рівень технологічної готовності (technology readiness level – TRL), що визначається за 9-тибальною шкалою [73, 74]. Після пробного застосування методу акустичної емісії на першому реакторі АЕС Limerick та з огляду на наявність високоякісних акустико-емісійних систем на ринку обладнання для НК, цей метод був класифікований як TRL 8–9 для моніторингу росту тріщин у корпусах обладнання першого контуру реакторів типу PWR [73]. TRL 8 означає, що технологія перевірена на пред-



мет працездатності у своєму остаточному вигляді в умовах, що відповідають експлуатаційним. Цей рівень означає кінець розробки технології. До TRL 9 відносять технології, які у своєму остаточному вигляді були використані для призначеної мети на діючих об'єктах. Отже, метод акустичної емісії, перейшовши всі етапи становлення, досягнув рівня готовності до впровадження на ядерних енергоблоках. Це стосується не стільки діючих АЕС, де акустико-емісійний контроль не передбачений, скільки для нових проектів, де можна закласти розміщення таких систем моніторингу.

На думку експертів Північнозахідної атлантичної національної лабораторії (Passific Northwestern National Laboratory – PNNL) у США метод безперервного акустико-емісійного моніторингу обладнання ядерних енергоблоків міг би повністю замінити існуючу сьогодні систему періодичного діагностування елементів обладнання за допомогою інших методів НК [73]. Така система контролю цілісності обладнання першого контуру могла би працювати лише за умов високонадійного рестрування актів зародження та поширення тріщин. Для цього ще слід розробити високоефективні алгоритми виокремлення інформативної складової сигналів акустичної емісії та забезпечити вимірювальні системи первинними перетворювачами, здатними безвідмовно працювати впродовж десятиріччя в умовах високих температур, радіаційного опромінення та можливого агресивного впливу навколишнього середовища.

Розширення спектру методів НК обладнання ядерних реакторів із додаванням опції онлайн-моніторингу цілісності корпусу реактора за допомогою методу акустичної емісії повинно сприяти підвищенню рівня безпеки експлуатування АЕС. Одночасно потрібно спрямувати зусилля на розвиток систем діагностування і моніторингу цілісності елементів ядерних енергоблоків, включно з компонентами ядерних реакторів, розташованими всередині корпусу. Зокрема, гостро стоїть потреба розробки первинних перетворювачів, стійких до середовища гарячої зони реактора (підвищені температура і тиск, радіаційне опромінення, агресивне середовище, тобто вода та продукти її радіолізу). Існуючі п'єзокерамічні перетворювачі не відповідають цим вимогам. Відеокамери візуального контролю теж не витримують більше, ніж кілька годин праці в умовах інтенсивної радіації. Не менш важливою є проблема передавання даних вимірювання назовні корпусу реактора без зниження надійності всього об'єкту [68].

Ще одним актуальним питанням, що сьогодні турбує розробників систем технічного контролю та діагностування пасивних елементів ядерних енергоблоків, є розміщення первинних перетворювачів. З огляду на розміри та особливості гео-

метрії корпусів ядерних реакторів, а також урахуваючи значне згасання акустичних хвиль у високочастотній області, кількість первинних перетворювачів акустичної емісії, необхідних для 100 % моніторингу корпусу реактора може бути доволі значним. Оскільки застосування цього методу сьогодні регламентується тільки за умов використання іншого методу НК, повний моніторинг корпусів діючих реакторів виглядає досить проблематичним. Не маючи змоги провадити 100 % діагностику цілісності корпусів, актуальними стають кількісне моделювання ризиків та прогностичне моделювання роботоздатності компонентів енергоблоку та АЕС в цілому [68].

Розвиток методів НК корпусів реакторів ВВЕР. НК корпусів реакторів типу ВВЕР у колишньому СРСР підлягав існуючій нормативній базі [75, 76] і передбачав гідростатичні випробування та візуальний контроль, застосування проникаючих речовин, магнітопорошкового, УЗ і вихрострумове методів на етапі виготовлення корпусу. Сьогодні у державах, де працюють реактори типу ВВЕР, відпрацьовують індивідуальні підходи, які адаптуються до міжнародних нормативних документів та сучасних розробок до діагностування корпусів ядерних реакторів. Зауважимо, що питання безпеки експлуатації ядерних реакторів виходить далеко за межі окремих держав і перебуває під пильною увагою міжнародної спільноти. Тому і підходи до діагностування та вимог безпеки у різних країнах світу є досить подібними.

Для реакторів типу ВВЕР–1000, відповідно до міжнародної практики щодо реакторів типу PWR, передбачено використання зразків-свідків типу Шарпі, причому передбачається 6 термінів огляду. Для кожного терміну передбачено по одному комплекту зразків радіаційного старіння і по одному комплекту зразків теплового старіння [77, 78].

Подібні нормативні вимоги існують у Російській Федерації, Україні, Чехії, Угорщині, Словаччині, де працюють реактори цього типу. На деяких реакторах використовують спеціальні екрани для проведення візуального огляду внутрішньої поверхні корпусу реактора та її контролю проникаючими речовинами. За підтримки Євросоюзу у країнах, де працюють реактори типу ВВЕР, впродовж останнього десятиріччя проводиться робота з уніфікації процедур розрахунку ресурсу ядерних реакторів типу ВВЕР та залучення нових підходів до прогнозування ресурсу корпусних реакторних сталей, у тому числі використання майстер-кривої (програма VERLIFE) [79, 80]. Крім цього, в Російській Федерації тривають пошуки нових методів НК корпусів ядерних реакторів. Наприклад, на Волгодонській АЕС випробувано так званий магнітотвердометричний контроль на основі спіль-



ного використання методів кінетичної твердості та магнітного [81]. Хоча такий контроль не є самостійним, а використовується як доповнення до випробувань зразків-свідків, все ж його застосування є дуже важливим з огляду на недостатню комплектацію зразками-свідками деяких діючих реакторів типу ВВЕР.

Цікавим є також досвід Фінляндії, де на АЕС Ловііса від 1977 та 1980 рр. працює два реактори ВВЕР-440/В-213, корпуси яких виготовлені зі сталі 15Х2МФА. Щоб привести роботу АЕС у відповідність до сучасних вимог ядерної безпеки, на станції було встановлено обладнання виробництва фірм «Westinghouse» та «Siemens». Задля ефективного узгодження технічних характеристик цього обладнання та ядерного реактора, спроектованого в колишньому СРСР, було реалізовано проект, що отримав назву «Eastinghouse» [82]. У 1996 р. корпуси реакторів піддали термообробці відпалом задля зменшення ступеня радіаційного окрихчення, зумовленого низькою якістю металу. Це дозволило продовжити термін експлуатування двох реакторів до 2027 і 2030 рр., відповідно. На АЕС Ловііса надійність методів НК, які використовують під час роботи реактора, досліджували в рамках кількох європейських програм [72, 83, 84]. Для цих випробувань використовували УЗ первинні перетворювачі, детектори витоку та інше обладнання для УЗ дефектоскопії, а їх процедура відповідає Кодексу ASME, який і сьогодні слугує універсальним стандартом у всьому світі [4, 72]. Для виявлення та оцінювання параметрів дефектів використовували кілька різних методик УЗ діагностування: фокусування, конверсії моди УЗ хвилі, відтінювання та нормального удару поздовжньої хвилі. Крім того, аналізували дієвість інших методів НК: акустичної голографії, електромагнітних акустичних перетворювачів (electromagnetic acoustic transducers – EMAT), часу протікання дифракції (time of flight diffraction – TOFD).

В Інституті ядерних досліджень Чеської Республіки проводять постійне відстежування нових тенденцій НК обладнання першого контуру реакторів типу ВВЕР [85]. До сфери застосування НК, яким приділяють найбільше уваги, належать: перевірка стикових зварних з'єднань за допомогою дифракційно-часового методу TOFD; контроль поздовжніх аустенітних швів у вигинах імпульсним луно-методом; контроль колових зварних з'єднань та поздовжніх з'єднань зігнутих ділянок методом фазованих решіток. Тобто головну увагу тут приділяють УЗ методам діагностування.

У Російській Федерації на об'єднанні «НИКИМТ-Атомстрой» (НИКИМТ – Науково-дослідний і конструкторський інститут монтажної технології) створюють оптичні телевізійні систе-

ми СТС-К-78П у радіаційно-стійкому виконанні для сканування контрольованої поверхні корпусу реактора з високою швидкістю і вимірювання виявлених відхилень з метрологічно-атестованою точністю. Відповідна система призначена для автоматизованого передексплуатаційного та експлуатаційного контролю основного металу, наплавленого покриття і зварних з'єднань усередині корпусу реакторів типу ВВЕР. Вона повністю задовольняє вимогам російських нормативних документів на візуальний контроль ПН АЕ Г-7-016-89 і РД-ЕО-0079-2005. За допомогою СТС-К-78П у наплавленому металі корпусів реакторів на АЕС Російської Федерації, Фінляндії та України виявлено більше ніж 50 дефектів, які не вдавалось виявити за допомогою інших засобів контролю [44, 86].

У 1998–2002 рр. системи типу СК187 для контролю корпусів реакторів були істотно модернізовані. До основних систем контролю, розроблених НИКИМТ, належать:

СК27 – система контролю корпусу реактора і внутрішньої поверхні шахти;

СК54 – система контролю СКУ з боку зовнішньої поверхні;

СК187 – підсистема контролю корпусу реактора;

СК33 – автоматизований комплекс для ультразвукового та вихрострумowego контролю шпильок корпусу [44].

Система СК27 контролю корпусу реактора і внутрішньої поверхні шахти призначена для проведення [87]:

– періодичного телевізійного візуального контролю (ТВК) стану аустенітної наплавки внутрішньої циліндричної поверхні корпусу і його дна, радіусних переходів від циліндричної поверхні корпусу до патрубків головних циркуляційних трубопроводів (ГЦТ), внутрішньої поверхні патрубків ГЦТ, внутрішньої поверхні внутрішньокорпусної шахти з метою виявлення дефектів і визначення координат їх розташування, видачі протоколу результатів контролю та архівації відеоданих;

– періодичного УЗ контролю зварних швів і металу навколошовних зон, радіусних переходів циліндричної поверхні корпусів до патрубків ГЦТ, контролю з визначенням координат виявлених неоднорідностей, опрацювання отриманих даних з видачею протоколів результатів контролю та їх архівацією.

Телевізійний контроль та УЗ діагностику системою СК27 проводять всередині корпусу реактора, заповненого водою з параметрами теплоносія. Зауважимо, що подібну систему контролю розроблено хорватськими спеціалістами [88]. Вона поєднує в собі УЗ фазованого ряду, вихрострумовой



та візуальний методи обстежень і призначена для ретельної перевірки внутрішньої поверхні корпусу реактора ВВЕР-1000 в умовах, коли корпус реактора заповнено водою. Чутливість вихрострумового обладнання дозволяє виявляти поверхневі тріщини довжиною 3 мм і шириною 1...10 мкм.

Підсистема СК187 зовнішнього контролю корпусу призначена для:

- періодичного УЗ контролю зварних швів № 1, 7 з боку зовнішньої поверхні, основного металу циліндричної частини корпусу і дна з визначенням координат неоднорідностей, опрацюванням та архівацією результатів контролю і видачею протоколу;

- періодичного телевізійного візуального контролю стану зовнішньої циліндричної поверхні корпусу і дна реактора з метою виявлення та визначення координат розташування відхилень (подряпин, тріщин) та архівації відеозображень [89].

Згідно з технічними характеристиками система СК187 може працювати за температури навколишнього повітря не вище 30 °С та температури корпусу реактора не вище 60 °С. Для акустичного контакту використовують воду, що містить інгібітор корозії. З огляду на технічні характеристики, таку систему можна застосовувати в ході ремонтної кампанії, як це недавно було зроблено на першому енергоблоці Південноукраїнської АЕС [90]. Системи СК187 були запроваджені на всіх АЕС України, а також на енергоблоках типу ВВЕР у Фінляндії (Loviisa – 2 реактори ВВЕР-440), Угорщині (Paks – 4 реактори ВВЕР-440), Словаччині (Bohunice V2 – 2 реактори ВВЕР-440), Чеській Республіці (Dukovany – 4 реактори ВВЕР-440), Німеччині (Greifswald – 5 реакторів ВВЕР-440, виведені з експлуатації у 1990 р.) та в Болгарії (Козлодуй – 5-й блок ВВЕР-1000). При цьому версія системи контролю для реакторів ВВЕР-440 називається УСК-213 відповідно до модифікації реактора (ВВЕР-440/В-213).

Система СК187 може функціонувати з підсистемами 01 (СК-187.01) – для зовнішнього телевізійного і УЗ контролю циліндричної частини корпусу і дна; 02 – УЗ контролю зварних швів корпусу в зоні патрубків і основного металу головних патрубків та основного металу патрубків системи аварійного охолодження і захисту та їхніх зварних швів. Модифікацію СК-187.04 розробили для внутрішнього УЗ і телевізійного контролю корпусу реактора і впровадили на Нововоронезькій АЕС у Російській Федерації.

Крім згаданих вище систем контролю, розроблених у Російській Федерації, для корпусів реакторів ВВЕР (серій як 440, так і 1000) використовують автоматизовані системи SAPHIR фірми «Siemens», відомою, зокрема, своїми розробками

корпусів ядерних реакторів [49]. Система SAPHIR (Siemens ALOK Phased Array Integrated Reliable) є поєднанням УЗ діагностування за принципом фазованого ряду та маніпуляторів і роботів для проведення відповідного діагностування. Таку систему можна ефективно використовувати як на реакторах типу PWR, так і BWR. Її успішно впровадили на корпусах реакторів, виготовлених такими фірмами як «Framatome», «Westinghouse» та «Babcock&Wilcox». За допомогою цієї системи тривалість обстеження одного блоку зменшилася вдвічі. Оснащена самодіагностичним модулем ця система відзначалась винятковою надійністю експлуатування. Вона з'явилась на ринку в Німеччині у 1996 р. Після цього її зразки були виготовлені для Угорщини, Словаччини, України та Російської Федерації для діагностування корпусів реакторів типу ВВЕР [91–93].

НК корпусів реакторів ВВЕР в Україні. Створення та впровадження нових методів діагностики та контролю основного металу та зварних з'єднань корпусів реакторів типу ВВЕР, обладнання і трубопроводів АЕС має велике значення для безпеки України. Провідною науковою інституцією, яка займається цими питаннями в Україні, є Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут» (ННЦ ХФТІ) НАН України. Колектив цього інституту розробив методики для контролю механічних властивостей та структури металу головних циркуляційних трубопроводів, виявлення експлуатаційних дефектів у теплообмінних трубках парогенераторів, виявлення тріщин в зоні зварного з'єднання «гарячого» колектора до корпусу парогенератора. Не оминули розробки науковців і корпусних сталей. Для контролю напружено-деформованого стану корпусу ВВЕР-1000 запропоновано застосування магнітних методів. Для їх впровадження на АЕС України виконано комплекс науково-дослідних робіт та дослідно-конструкторських розробок. Проведено діагностичний контроль напружено-деформованого стану шести корпусів реакторів Запорізької та Південно-Української АЕС. Виявлено найкритичніші точки, що вимагають постійного контролю, оскільки вони найсприятливіші до зародження і розвитку дефектів в умовах експлуатування [94].

У ході планово-попереджувального ремонту на другому енергоблоці Південно-Української АЕС було проведено ресурсне обстеження обладнання та контроль корпусу реактора зсередини за допомогою УЗ обладнання зі щогловим маніпулятором. Це обладнання привезли з Рівненської АЕС, а процедуру обстеження, яка тривала 18 діб, виконували ліцензовані фахівці Рівненської АЕС. Контроль корпусу реактора зовні фахівці Південно-Української АЕС виконують са-



мостійно, маючи для цього необхідне обладнання. У 2009 р. обстеження корпусу реактора зсередини було виконано на першому енергоблоці [95].

Оцінка механічних властивостей зварних з'єднань конструкцій проводиться на зразках, виконаних із застосуванням тих самих зварювальних матеріалів і з повним відтворенням натурної товщини зварюваних заготовок, типу обробки, режимів і методів зварювання. Такі випробування, однак, не враховують можливості існування дефектів металу. Тому програми контролю якості деталей і зварних з'єднань навіть під час проведення ретельної інспекції різними методами обов'язково виходять із наявності дефектів певних розмірів. Допускаються, наприклад, шлакові включення у зварних швах, що є тріщиноподібними дефектами. Що більше, навіть дуже ретельний контроль не може дати абсолютної гарантії відсутності дефектів, які мають розміри більші, ніж дозволено. Це пояснюється не тільки можливими суб'єктивними помилками під час проведення контролю, але й об'єктивними умовами. Так, просвічування та УЗ контроль може не виявити несприятливо орієнтовані і слабо розкриті тріщини, особливо тріщини у підповерхневому шарі. Тому НК відповідальних конструкцій – наприклад, зварних корпусів реакторів – проводять в обсязі 100 % із паралельним застосуванням просвічування, УЗ та поверхневої дефектоскопії. Проте слід орієнтуватися на те, що окремі дефекти, які перевищують за розмірами встановлені норми, і зокрема тріщини, все ж не будуть виявлені. Тому слід говорити лише про більшу чи меншу ймовірність виявлення тріщиноподібних дефектів певних розмірів. Виходячи з технічних можливостей методів НК та досвіду виготовлення реакторних конструкцій, можна вважати, що в якості граничного вихідного гіпотетичного дефекту з достатньою надійністю можна прийняти протяжну тріщину глибиною близько 7 мм. Можливі й песимістичніші припущення щодо розмірів вихідних дефектів. Практично неймовірною ситуацією є існування в корпусі реактора тріщини глибиною, що дорівнює чверті товщини стінки (~50 мм). При цьому передбачається, що тріщина 10-кратного розміру не повинна викликати крихкого руйнування контрольованого виробу [4, 96].

Можливість існування тріщиноподібних дефектів вимагає проведення відповідних оцінок міцності матеріалу. Це особливо необхідно, коли матеріал працює під дією циклічних навантажень, а також в умовах окрихчування. Розроблений на даний час апарат механіки руйнування (лінійної і нелінійної) дає можливість для відповідних кількісних оцінок та прийняття технічних рішень про допустимість експлуатації без проведення ремонту випадково пропущених дефектів. Разом з тим

для відповідальних конструкцій необхідні не тільки суворий контроль під час виготовлення, а й дефектоскопія під час експлуатації. Періодичний контроль різними методами, зокрема ультразвуком, повинен забезпечити додаткові гарантії відсутності небезпечних дефектів, як вихідних, так і таких, що виникли за екстремальних умов експлуатації. Ретельній періодичній перевірці підлягають найнапруженіші ділянки корпусу реактора, наприклад, зона патрубків [96].

Оцінку міцності і ресурсу роботи елементів обладнання АЕС проводять за фізико-механічними характеристиками матеріалів і розрахунковими схемами, які претендують на правильний опис умов тривалої експлуатації. Вибір таких схем представляє значні труднощі. У простішому випадку розрахункові схеми виходять із консервативних припущень, забезпечуючи значний запас міцності. Наприклад, запобігання крихкому руйнуванню ємностей під тиском згідно з такими схемами вимагає вибору мінімальної робочої температури, що перевищує зі значним запасом критичну температуру крихкості металу в найгірших ділянках зварних вузлів. Ця умова забезпечує гальмування тріщини, запобігає її нестабільному поширенню фактично незалежно від початкових розмірів тріщини. Тим самим гарантується відсутність небезпечного переходу до крихкого лавиноподібного руйнування корпусу реактора за умов утворення наскрізної тріщини [96].

Обзор посвящен анализу этапов развития метода акустической эмиссии для диагностирования состояния объектов ядерной энергетики. Показано, что методы неразрушающего контроля (НК) играют чрезвычайно важную роль в обеспечении безаварийной работы корпусов реакторов АЭС. Их внедрение на этапе изготовления и эксплуатации ядерных реакторов претерпело существенное развитие в течение нескольких десятилетий. Первое упоминание об этом датируется 1958 г., когда состоялся симпозиум по применению методов НК в ядерной энергетике. На нем отмечено применение радиографического метода и подчеркнута необходимость использования других методов НК для полной проверки качества корпусов ядерных реакторов. Впоследствии появился Кодекс нормативов для котлов и сосудов, работающих под давлением, разработанный Американским обществом инженеров, один из разделов которого был посвящен формулировке минимальных требований к изготовлению емкостей и охватывал визуальную проверку и диагностирование целостности корпуса с помощью стандартизированных методов НК, таких как магнитопорошкового, проникающих жидкостей, радиографии, ультразвуковой дефектоскопии и вихретокового.



Особое внимание на этапе изготовления корпуса реактора уделяли сварным соединениям. Как показано в обзоре, на основании анализа литературных источников, во всех ведущих странах мира продолжает развиваться ядерная энергетика, а вместе с ней и применение методов НК, в том числе и акустической эмиссии. Под это подведена соответствующая нормативная база, позволяющая поставить НК на промышленный уровень и избежать противоречий в толковании результатов диагностирования. Показана важность работ, проведенных отечественными и зарубежными специалистами относительно оценки состояния корпусов реакторов ВВЭР и описаны соответствующие средства, используемые с этой целью.

1. Kumar V. Role of non-destructive examination in nuclear industry // Reactor Technology and Eng. / Ed. by R. K. Sinha. – Mumbai: Bhabha Atomic Research Centre, 2006–2007. – Ch. 17 – P. 243–249.
2. McGonnagle W. J. Introduction // Symposium on Nondestructive tests in the field of nuclear energy. ASTM STP223-EB. – Baltimore: ASTM. – 1958. – P. 1–12.
3. McGonnagle W. J. Quality control and nondestructive testing in reactor pressure vessel fabrication // Nuclear Structural Eng. – 1965. – 2. – P. 293–300.
4. Criteria for design of elevated temperature class 1 components // ASME Boiler and Pressure Vessel Code. Section III, Division 1, Vol. 10. – New York: ASME, 1976. – 84 p.
5. ASTM E109–63(1976). Method for dry powder magnetic particle inspection / Replaced by ASTM E709–08. Standard guide for magnetic particle testing. – West Conshohocken: ASTM International. – 2008. – DOI: 10.1520/E0709-08. – 41 p.
6. ASTM E138–63(1976). Method for wet magnetic particle inspection / Replaced by ASTM E709–08 Standard guide for magnetic particle testing. – West Conshohocken: ASTM International. – 2008. – DOI: 10.1520/E0709-08. – 41 p.
7. ASTM E125–63(2008). Standard reference photographs for magnetic particle indications on ferrous castings. – West Conshohocken: ASTM International, 2008. – DOI: 10.1520/E0125-63R08. – 3 p.
8. ASTM A275/A275M–08. Standard practice for magnetic particle examination of steel forgings. – West Conshohocken: ASTM International, 2008. – DOI: 10.1520/A0275_A0275M-08. – 7 p.
9. ASTM E165–12. Standard practice for liquid penetrant examination for general industry. – West Conshohocken: ASTM International, 2008. – DOI: 10.1520/E0165_E0165M-12. – 18 p.
10. ASTM E52–49. Terminology of industrial radiographic for use in radiographic inspection of castings and weldments [Электронный ресурс]. – West Conshohocken: ASTM International, Withdrawn, 1969. – Режим доступа: <http://www.astm.org>.
11. ASTM E 94–04(2010). Standard guide for radiographic examination [First published 1952]. – West Conshohocken: ASTM International. – DOI: 10.1520/E0094-04R10. – 2010. – 13 p.
12. ASTM E99–63. Reference radiographs for steel welds / 1973 replaced with ASTM E390–11 Standard reference radiographs for steel fusion welds. – West Conshohocken: ASTM International, 2011. – DOI: 10.1520/E0390-11. – 4 p.
13. ASTM E142–92. Method for controlling quality of radiographic testing / 2000 replaced with ASTM E94–04(2010). Standard guide for radiographic examination. – West Conshohocken: ASTM Internat.– 2011. – DOI: 10.1520/E0094-04R10. – 13 p.
14. ASTM E113–67 (1974). Recommended practice for ultrasonic testing by the resonance method / 1981 withdrawn with no replacement [Электронный ресурс]. – West Conshohocken: ASTM Internat. – Режим доступа: <http://www.astm.org/Standards/E113.htm>.
15. ASTM E114–10. Standard practice for ultrasonic pulse-echo straight beam contact testing. – West Conshohocken: ASTM Internat. – 2010. – DOI: 10.1520/E0114-10. – 5 p.
16. ASTM E164–08. Standard practice for contact ultrasonic testing of weldments. – West Conshohocken: ASTM Internat. – 2008. – DOI: 10.1520/E0164-08. – 24 p.
17. ASTM E 309–11. Standard practice for Eddy-current examination of steel tubular products using magnetic saturation [First edition 1966]. – West Conshohocken: ASTM Internat. – DOI: 10.1520/E0309-11. – 2011. – 5 p.
18. Weymueller C. R. Inspecting welds in pressure vessels for nuclear systems // Welding Design in Fabrication. – 1978. – 51, № 3. – P. 95–97.
19. Dickinson F. S., Watkins B. Cracking in welded joints. Occurrence and prevention in nuclear plant. I // Welding and Metal Fabrication. – 1973. – 41, № 9. – P. 329–335.
20. Dickinson F. S., Watkins B. Cracking in welded joints. Occurrence and prevention in nuclear plant. II // Ibid. – 1973. – 41, № 10. – P. 346–352.
21. Crawford A. H. Non-destructive testing of nuclear power reactor components // Non-Destructive Testing. – 1970. – 3. – P. 217–219.
22. Proceedings of the International Symposium on Non-destructive testing of nuclear power reactor components, Rotterdam, 26–27 Feb. 1970. – Netherlands: Atoomforum, 1970. – 41 p.
23. Rules for in-service inspection of nuclear power plant components, Section XI / ASME Boiler and Pressure Vessel Code. – New York: ASME. – 2012. – 574 p.
24. Decade of pre- and inservice examination experience / C. E. Lautzenheiser, W. T. Flach, E. R. Reinhart, S. A. Wenk // Proceedings of the American Society of Mechanical Engineers winter annual meeting, 11–15 Nov. 1973, Detroit. – New York: ASME, 1973. – 11 p.
25. Watkins B., Jackson H. B-scan presentation of ultrasonic results as applied to thick-walled pressure vessels // Proceedings of the 2nd Conference on Periodic inspection of pressurized components, June 4–6 1974; Institution of Mechanical Engineers. – London: Mechanical Engineering Publications, 1975. – P. 79–91.
26. Reactor vessel in-service inspection assembly US Patent 3809607 / Murray T. R., Burns D. C., filed Nov. 23, 1971, Int. Cl. G21e 17/00. – 10 p.
27. Pat. 3929007 US. Apparatus for carrying out ultrasonic inspection of pressure vessels / Dent K. H., Challenger R. S., published 12/30/1975, Int. Cl. G21C17/003; G01N29/04; G01N29/265; G21C17/01; G01N29/04; G01N29/26; G21C17/003; (IPC1-7): G01N29/04. – 6 p.
28. Pat. 3934457 US. Vessel nozzle inspection apparatus; Clark J. P., Smith T. D., Foster A. C. publ. 01/27/1976, Int. Cl. G01N29/04; G01N29/265; G01N29/28; G21C17/017; G01N29/04; G01N29/26; G01N29/28; G21C17/017; (IPC1-7): G01N29/04. – 10 p.
29. Sattler F. J., Forrer G. R., Parker W. O. Inservice Inspection of Nuclear Plants // Materials Evaluation. – 1972. – 30, № 11. – P. 18A–22A, 27A–29A.
30. Forrer G. R., Sattler F. J. State-of-the-art review of nondestructive testing as applied to nuclear pressure vessels and components // Ibid. – 1975. – 33, № 10. – P. 20A–23A, 25A–27A.
31. Reinhart E. R. EPRI program to improve nuclear code inspection methods // Ibid. – 1978. – 36, № 6. – P. 36–42.
32. Myoshi S. Inservice inspection of nuclear power station // Atsuryoku Gijutsu. – 1972. – 10, № 6. – P. 50–57.
33. Results of mock-up test on ultrasonic in-service inspection tool for nuclear reactor vessel / T. Yamaguchi, Y. Fukushima, M. Yamamoto et al. // Proceedings of the 2nd International Conference on Pressure vessel technology; 1–4 Oct. 1973, San Antonio, TX. – Vol. 2: Materials, fabrication, and inspection. – New York: ASME, 1973. – P. 685–699.
34. Ultrasonic B-scan inspection system for nuclear reactor pressure vessels using compound scanning / S. Sasaki, K.



- Kanda, M. Tadauchi et al. // Proceedings of the 2nd Conference on Periodic inspection of pressurized components, June 4–6 1974; Institution of Mechanical Engineers. – London: Mechanical Engineering Publications. – 1975. – P. 1–6.
35. *Watkins B., Jackson H.* Technique for inspection of light water reactor pressure vessels // Proc. Conf. Periodic inspection of pressure vessels, London, May 9–11 1972. – London: Institute of Mechanical Engineers. – 1973. – 274 p.
 36. *Watkins B.* In-service inspection of the BR3 reactor in Mol // Non-Destructive Testing. – 1973. – 6. – P. 191–194.
 37. *Watkins B.* Periodic inspection of light water reactor pressure vessels // British Journal of Non-Destructive Testing. – 1973. – 15. – P. 165–175.
 38. *Meyer H. -J.* Aspects of in-service inspections on reactor pressure vessels in Germany // Materials Evaluation. – 1971. – 29, № 8. – P. 171–181.
 39. *Tenbusch T.* Zerstoerungsfreie Pruefung von Schweissnaehten im Druckbehaelterbau // Schweissen und Schneiden. – 1974. – 26, № 5 – S. 166–169.
 40. *Trumpfsheller R.* Requirements for in-service inspection of water-cooled reactor vessels by nondestructive testing methods in Germany // Proc. Conf. Periodic inspection of pressure vessels, May 9–11 1972; London / Institute of Mechanical Engineers in London. – 1974. – 26, № 5. – P. 166–169.
 41. *Kolb K., Woelfel M.* Zur Ultraschallpruefung von Kernreaktor-Druckbehaeltern // Materialpruefung. – 1975. – 17, № 10. – S. 352–358.
 42. *Seifert W.* Einrichtungen (Manipulatoren) Insbesondere fuer Ultraschall-Pruefungen in Kernkraftwerken – Entwicklungsstand, Einsatz und Betriebserfahrungen // VGB Kraftwerkstech. – 1978. – 58. – P. 506–511.
 43. *Stumm W.* Die Anpassung der Wirbelstrom-Verfahren an die Vielfaeltigen Probleme im Reaktor // Materialpruefung. – 1976. – 18, № 4. – S. 109–114.
 44. *Титов С.* С помощью неразрушающего контроля // Росэнергоатом. – 2011. – № 8. – С. 20–23.
 45. *9th International Conference on NDE in relation to structural integrity for nuclear and pressurized components*; May 22–24, 2012, Seattle [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.9thnde.com>.
 46. *The 10th European Conference on Nondestructive testing and technical diagnostics* // Russ. J. Nondestructive Testing. – 2008. – 44. – P. 727–731.
 47. *18th World Conference on Non destructive testing – WCNDT*; Durban, South Africa, 16–20 April, 2012 [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.wcndt2012.org.za>.
 48. *13th International Conference on Pressure vessel technology*; 20–23 May, 2012; Programme. – London: Institution of Mechanical Engineers. – 2012. – 8 p.
 49. *Weeks J. R.* Radiation embrittlement and annealing of VVER pressure vessels // Proceedings of the 4th international symposium «Environmental degradation of materials in nuclear power systems – water reactors» / Ed. by D. Cubicciotti. – Houston: NACE, 1990. – P. 2–64 – 2–75.
 50. *ENIQ Recommended Practice 10: Personnel Qualification / ENIQ report № 38*, European Commission, Joint Research Centre, Institute for Energy, Petten, The Netherlands. EUR 24112 EN. – Luxembourg: Publications Office of the European Union, 2010. – 26 p.
 51. *Flaw evaluation procedure and acceptance criteria for nuclear components in ASME Code Section XI* / R. C. Cipolla, G. H. DeBoo, W. H. Bamford et al. // Flaw evaluation, service experience, and reliability: Proc. 2003 ASME pressure vessels and piping conf.; Cleveland, July 20–24, 2003 / Ed. by P.-S. Lam. – PVP Series Vol. 463. – New York: ASME Press, 2003. – P. 3–18.
 52. *Kerntechnischer Ausschuss*, Komponenten der Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung, KTA 3201.4, Fassung 2010–2011. – Cologne: KTA, 2011. – 38 S.
 53. *Kerntechnischer Ausschuss*, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen, KTA 3201.1, Fassung 2010–2011. – Cologne: KTA, 2011. – 160 S.
 54. *Kerntechnischer Ausschuss*, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung, KTA 3201.2, Fassung 2010–2011. – Cologne: KTA, 2011. – 157 S.
 55. *Kerntechnischer Ausschuss*, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 3: Herstellung, KTA 3201.3, Fassung 2010–2011. – Cologne: KTA, 2011. – 164 S.
 56. *Kerntechnischer Ausschuss*, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen, KTA 3201.1, Fassung 2010–2011. – Cologne: KTA, 2011. – 160 S.
 57. *Kerntechnischer Ausschuss*, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung, KTA 3201.2, Fassung 2010–2011. – Cologne: KTA, 2011. – 157 S.
 58. *Kerntechnischer Ausschuss*, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 3: Herstellung, KTA 3201.3, Fassung 2010–2011. – Cologne: KTA, 2011. – 164 S.
 59. *Baylac G., Grandemange J. M.* The French code RCC-M: Design and construction rules for the mechanical components of PWR nuclear islands // Nuclear Engineering and Design. – 1991. – 129. – P. 239–254.
 60. *Heng C., Grandemange J. M., Morel A.* RCC-M (Rules for design and construction of nuclear components) // Nuclear Engineering and Design. – 1987. – 98. – P. 265–277.
 61. *Grandemange J. M.* Adaptation of RCC-M design and construction rules to the evolution of projects needs, regulatory evolutions and international exchanges // Proceedings of the ASME 2009 Pressure vessel and piping division conference (PVP2009, July 26–30, 2009; Prague). – Report PVP2009–78046. – ASME. – 2009. – 6 p.
 62. *Nondestructive examination*. Chapter 7 / 0071456368 Pressure Vessels. – McGraw–Hill, 2004. – P. 199–209.
 63. *Rich S. H., Venkatasubramanian V.* Model-based reasoning in diagnostic expert systems for chemical process plants // Computers & Chemical Engineering. – 1987. – 11. – P. 111–122.
 64. *Milne R.* Strategies for diagnosis // IEEE Transactions: Systems, Man and Cybernetics. – 1987. – 17. – P. 333–339.
 65. *A review of process fault detection and diagnosis. Pt I: Quantitative Model-Based Methods / V. Venkatasubramanian, R. Rengaswamy, K. Yin, S. N. Kavuri* // Computers & Chemical Engineering. – 2003. – 27. – P. 293–311.
 66. *Venkatasubramanian V., Rengaswamy R., Kavuri S. N.* A review of process fault detection and diagnosis. Pt II: Qualitative models and search strategies // Ibid. – 2003. – 27. – P. 313–326.
 67. *A review of process fault detection and diagnosis: Part III: Process history based methods / V. Venkatasubramanian, R. Rengaswamy, S. N. Kavuri, K. Yin* // Ibid. – 2003. – 27. – P. 327–346.
 68. *Prognostics and health management in nuclear power plants: a review of technologies and applications / J. B. Coble, P. Ramuhalli, L. J. Bond et al.* / Report PNNL–21515. – Richland: Pacific Northwest National Laboratory, July 2012. – 124 p.
 69. *Ayaz E.* Component-wide and plant-wide monitoring by neural networks for Borssele Nuclear Power Plant // Energy Conversion and Management. – 2008. – 49. – P. 3721–3728.
 70. *Real time reactor noise diagnostics for the Borssele (PWR) Nuclear Power Plant / B. Barutcu, S. Seker, E. Ayaz, T. Turkan* // Progress in Nuclear Energy. – 2003. – 43. – P. 137–143.
 71. *Comparisons between the various types of neural networks with the data of wide range operational conditions of the Borssele NPP / E. Ayaz, S. Seker, B. Barutcu, T. Turkan* // Ibid. – 2003. – 43. – P. 381–387.
 72. *Overview of the nuclear power plant structural integrity research in Finland / K. Toeronen, A. Aaltonen, H. Haenninen et al.* // International Journal of Pressure Vessels and Piping. – 1993. – 55. – P. 3–59.
 73. *Advanced instrumentation, information, and control system technologies: nondestructive examination technologies – FY11 report / R. M. Meyer, J. B. Coble, P. Ramuhalli, L. J. Bond* / Report PNNL–20671. – Richland: Pacific Northwest National Laboratory, 2011. – 86 p.



74. *Technology readiness level* / Wikipedia. The Free Encyclopedia: [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://en.wikipedia.org/wiki/Technology_readiness_level.
75. *Нормы* расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок: ПНАЭ Г-7-002–86. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
76. *Оборудование и трубопроводы* атомных энергетических установок сварные соединения и наплавки правила контроля, ПН АЭГ-7-010–89. – М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 73 с.
77. *Унифицированный ядерный реактор ВВЭР-1000 (В-320)* [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://sites.google.com/site/alexianon/chtivo/nuclear/unificirovannyjadernyj-reaktor-vver-1000-v-320>.
78. *Анализ* испытаний материалов корпусов ВВЭР–1000 на ударную вязкость по стандартной программе образцов-свидетелей / В. Н. Васильченко, В. Г. Ковыршин, Э. У. Гриник, В. Н. Ревка // *Атомная энергия*. – 2008. – **105**, В. 6. – С. 325–329.
79. *Review and comparison of WWER and LWR codes and standards* / Buckthorpe D., Tashkinov A., Brynda J. et al. // *Trans. 17th Internat. Conf. Structural mech. in reactor technology (SMiRT 17) Prague, Czech Republic, August 17–22, 2003. Paper № F01–2*. – 2003. – 8 p.
80. *Brumovsky M. VERLIFE: Unified procedure for lifetime assessment of components and piping in WWER NPPs during operation—updating and further development* / M. Brumovsky // *Proc. ASME 2009 pressure vessels and piping conf. (PVP2009)*. – Vol. 1, Codes and Standards. – Paper No PVP2009–77392. – 2009. – P. 745–750.
81. *Опыт* проведения магнито-твердомерического контроля металла корпуса и шахты реактора первого энергоблока Волгодонской АЭС на базе безобразцовой технологии / М. Б. Бакиров, В. В. Потапов, Б. И. Грибов и др. // *Сб. докладов на VII рос. конф. по реакторному материаловедению*; Димитровград, 8–12 сент. 2003 г. – Доклад № 37. – 19 с.
82. *Loviisa Nuclear Power Plant* / Wikipedia. The Free Encyclopedia: [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://en.wikipedia.org/wiki/Loviisa_Nuclear_Power_Plant.
83. *LYRA and other projects on RPV steel embrittlement: Study and mitigation of the AMES Network* / Debarberis L., von Estorff U., Crutzen S. et al. // *Nucl. Eng. Des.* – 2000. – 195. – P. 217–226.
84. *The role of the Joint Research Centre from the European Commission in the European Structural Integrity Networks AMES, ENIQ and NESC* / von Estorff U., Crutzen S., Frigola P. et al. // *Nucl. Eng. Des.* – 1999. – **190**. – P. 347–352.
85. *Horacek L. NDT Qualification achievements for WWER type RPV and piping systems* / L. Horacek // *Proc. ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2009) July 26–30, 2009, Prague, Czech Republic*. – ASME. – 5. – P. 151–157.
86. *Система* ТВ измерительного контроля корпуса реактора СТС-К-78П / Диаконт: [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.diakont.ru/ru/products/katalog/one/catalog_sect=702_id=49.html.
87. *Система* контроля СК27 / НИКИТМ «ЭКСПЕРТ-ЦЕНТР» 2012 [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.ndtexpert.ru/index.php?option=com_content&view=article&id=14&Itemid=28.
88. *Advanced approach of reactor pressure vessel in-service inspection* / Pajnic M., Markulin K., Matokovic A., Franjic H. // *Proc. 10th European conf. on Non-destr. Testing 10–ECNDT, June 7–11, 2010, Moscow*. – Paper 1-12-16. – М.: RSNTTD. – 2010. – 15 p.
89. *Система* контроля СК187 / НИКИТМ «ЭКСПЕРТ-ЦЕНТР» 2012 [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.ndtexpert.ru/index.php?option=com_content&view=article&id=13s13&catid=4:k4&Itemid=27.
90. *Реакторы* под усиленным контролем / ENERGOATOM [Опубл. 08.08.2006] [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.energoatom.kiev.ua/ua/news/nngc?_m=pubs&_t=rec&id=14418.
91. *Recent development for inservice inspection of reactor pressure vessels* / K. Fischer, G. Engl, W. Rathgeb, R. Heilmuller // *Nuclear Engineering and Design*. – 1991. – **128**. – P. 51–65.
92. *Heumüller R., Guse G., Rückelt B. Qualification and validation of new SAPHIR – UT–technology* // *The e-Journal of Nondestructive Testing & Ultrasonics*; ISSN: 1435-4934. – 1998. – **3**, № 11. – Paper 317 [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.ndt.net/article/ecndt98/reliabil/317/317.htm>.
93. *Dirauf F., Gohlke B., Fischer E. Innovative robotics and ultrasonic technology at the examination of reactor pressure vessels in BWR and PWR nuclear power stations* // *The e-Journal of Nondestructive Testing & Ultrasonics*; ISSN: 1435-4934. – 1998. – **3**, № 10. – Paper 222: [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.ndt.net/article/ecndt98/nuclear/222/222.htm>.
94. *Неразрушающие* методы диагностики и контроля металла / Нац. научный центр «Харьковский физико-технический институт» [Опубл. 14.12.2009] [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.atomic-energy.ru/technology/7406>.
95. *Влащенко А.* На Южно-Украинской АЭС начато обследование корпуса реактора энергоблока № 2 изнутри / *Novosti-N.mk.ua* [14.07.2011] [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://novostin.mk.ua/news/read/?id=32092>.
96. *Реакторная* сталь. Условия работы конструкционных материалов и требования к ним [Электронный ресурс] // STEELCAST.RU. – Режим доступа: http://steelcast.ru/reactor_steel00 (15.09.2013).

Stages of development of acoustic emission method for diagnostics of the state of nuclear engineering facilities have been analyzed. It is shown that NDT methods play an extremely important role in ensuring safe operation of NPP reactor cases. Their introduction at the stage of nuclear reactor manufacturing and operation has made significant progress during several decades. The first mention of it dates back to 1958, when a symposium was held on application of NDT methods in nuclear engineering. In it application of radiographic method was noted and the need to apply other NDT methods for complete check of nuclear reactor bodies was emphasized. Later on the Boiler and Pressure Vessel Code developed by American Society for Mechanical Engineering appeared, one of the sections of which is devoted to defining the minimum requirements to vessel manufacture and covers visual examination and diagnostics of the integrity of the body with application of standardized NDT methods, such as magnetic powder, penetrant, radiographic, ultrasonic and eddy current testing. Special attention at the stage of reactor body manufacture was given to welded joints. As shown in the review based on analysis of published sources, nuclear engineering was developing in all the leading countries of the world, and together with it, also application of NDT methods, including acoustic emission. Appropriate normative base was created for it that allows taking NDT to industrial level, and avoiding contradictions in interpretation of diagnostic results. Importance of the work conducted by local and foreign specialists as regards assessment of the condition of WWER reactor bodies is high-lighted, and respective means are described that are used for this purpose. 96 References.

Keywords: acoustic emission, nuclear reactors, diagnostics, world nuclear engineering

Надійшла до редакції
09.06.2014