



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

Повідомлення II. Метод акустичної емісії в діагностуванні корпусів реакторів АЕС. Частина 1

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

Перші акустико-емісійні (АЕ) вимірювальні системи виробничого зразка та встановлені кореляції між параметрами сигналів АЕ та показниками розвитку руйнування були створені у другій половині ХХ сторіччя. Саме це й стало підставою зацікавлення розробників атомних енергетичних технологій та експлуатаційників цим новим методом, який згодом стане ефективним доповненням до існуючих технологій неруйнівного контролю (НК) для виявлення та моніторингу дефектів корпусів ядерних реакторів. Оскільки до таких об'єктів поставлено винятково високі вимоги якості та цілісності, то вже в кінці 1970-х років було спрямовано значні зусилля на розвиток методу АЕ і запровадження його у виробництво. Практична реалізація засобів і методик АЕ-моніторингу та діагностування стану корпусів реакторів АЕС підтвердила високу ефективність методу, хоча на початках їх становлення були різні твердження щодо цього.

Ключові слова: акустична емісія, показники розвитку руйнування, атомні енергетичні технології, виявлення та моніторинг дефектів

Стан проблеми. Впровадження методу АЕ у систему технічного діагностування обладнання АЕС, у тому числі і корпусів ядерних реакторів, має тривалу історію. Численні АЕ-дослідження стосувалися моніторингу розвитку тріщиноподібних дефектів, виявлення витоків теплоносія та контролю незалікованих конструкційних елементів. Серед результатів впровадження відзначимо налагоджений моніторинг розвитку тріщин у патрубкових зонах корпусів ядерних реакторів на АЕС Limerick (реактор типу BWR) та Watt Bar (реактор типу PWR). Проведені АЕ-випробування продемонстрували здатність засобів вимірювання відокремлювати корисні сигнали, що генеруються внаслідок підростання тріщини, від акустичних шумів, які виникають у першому контурі внаслідок руху теплоносія. Моніторинг при цьому провадився за умов, коли температура корпусу реактора сягала 300 °С [1].

У 1960–1970-х рр. були створені перші АЕ-системи виробничого зразка та встановлені кореляції між параметрами сигналів АЕ та показниками розвитку руйнування [2–4]. Це спричинило значне пожвавлення серед розробників атомних енергетичних технологій, подавши надію, що новий метод стане ефективним доповненням до існуючих технологій НК у виявленні та моніторингу дефектів корпусів ядерних реакторів, до яких ставили винятково високі вимоги якості та цілісності. Тому значні ресурси та зусилля почали спрямовувати на розвиток методу АЕ.

На період 1965–1975 рр. припадає великий обсяг науково-дослідних робіт, спрямованих на ви-

вчення методу АЕ та його впровадження у ядерну енергетику [5]. Цьому суттєво сприяв розвиток електроніки та покращення якості п'єзокерамічних перетворювачів, що дозволило АЕ-системам досягнути таких характеристик, за яких стало можливим реєструвати не тільки ріст тріщин, але й рух дислокацій у метала. Останнє мало величезне значення для дослідження руйнувань корпусних реакторних сталей, які відзначаються своєю високою пластичністю [6]. Сприяло розвитку АЕ і намагання розробників ядерних реакторів забезпечити так званий 100 %-ний контроль цілісності корпусів. Повне сканування металу за допомогою існуючих нормативних методів (ультразвукова дефектоскопія, радіографія) було дуже затратним. При цьому не можна було гарантувати, що якийсь із наявних у металі дефектів не виявиться прихованим для НК. Впровадження методу АЕ з огляду на суттєву відмінність його від інших методів НК давало надію на розв'язання цієї проблеми.

Серед дослідників, що активно розвивали метод АЕ для моніторингу цілісності корпусів ядерних реакторів у цей період, відзначимо Бентлі [5, 7], Ватанабе [8–10], Гаттона [11–13], Гартбовера і Гріна [14, 15], Данегана і Гарріса [2, 3, 16–19], Інґа [20–24], Ліптая і Татро [6], Палмера [25–28], Перрі [29–33], Поллока [34, 35], Синклера [36, 37] та ін. [38, 39]. Одним із найвагоміших постатей у цьому списку є Гаттон, праці якого охоплюють тематику від характерних АЕ-ознак руйнування до АЕ-інструментарію та впровадження цього методу у нормативну базу. Вже у своїх ранніх працях



дослідник приділив достатню увагу спектральним характеристикам як АЕ-сигналів, так і існуючих під час роботи реактора виробничих шумів [11]. Виявляється, що для ефективного АЕ-контролю слід зменшити не тільки вплив шумів, які генерують машинами та працююче обладнання на частотах нижче 20...50 кГц, але і вплив завод, що утворюються внаслідок кавітації, спричиненої роботою циркуляційних pomp та засувок. При цьому їх спектр виявляв значну амплітуду навіть до частоти 1000 кГц. Це було встановлено на одному з діючих реакторів у США. Намагаючись виділити корисний сигнал, Гаттон запропонував для моніторингу руйнування корпусної сталі використати частотний діапазон 750...3000 кГц як оптимальний для таких умов. Крім механічних шумів, перехідні електричні процеси від переключень різного обладнання спричиняли сигнали, які можна було сплутати з сигналами АЕ. Однак цю проблему вдалося вирішити [34]. Продовжуючи дослідження спектральних характеристик сигналів АЕ за умов присутності кавітаційних шумів, що виникають у теплоносії першого контуру, Гаттон дійшов висновку, що для виділення корисного сигналу більш відповідними є перетворювачі з вищою чутливістю до поперечних хвиль АЕ. Використовуючи такі перетворювачі з робочою смугою 1500...2500 кГц, вплив кавітації був зменшений, а реєстрування корисних сигналів АЕ можна було ефективно здійснювати на віддалі до 1 м від джерела.

Гаттон також запропонував впровадження методу АЕ на етапі виготовлення корпусів реакторів [13]. Виявилось, що АЕ-контроль зварювання дозволяє в режимі реального часу виявляти дефекти зварного з'єднання, коли частинки шлаку попадають у зварний шов у процесі автоматичного зварювання під флюсом. Згодом це було підтверджено у оглядовій праці Гарріса–Данегана [16].

Застосовуючи акустичну емісію, дослідники сподівались також вдосконалити методики оцінювання радіаційного окрихчування реакторних матеріалів. Наприклад, в роботі Інга під час динамічного розтягу гладких та WOL зразків, виготовлених із низьковуглецевої корпусної сталі А302В, параметри (інтенсивність і сумарний рахунок імпульсів) сигналів АЕ суттєво зростали, коли зразки зазнавали радіаційного опромінення флюенсом $1,2 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$ за температури 290 °С [21]. Цей висновок згодом був підтверджений дослідженнями Гарріса і Данегана [19].

Застосування методу АЕ для діагностування корпусів реакторів АЕС. У 1967–1971 рр. опубліковано праці Перрі про використання методу АЕ для неруйнівного виявлення розвитку тріщини на ядерному обладнанні, включно з товстостінними корпусами ядерних реакторів [29–33].

Автор зазначає, що АЕ від підростання тріщин у першому контурі ядерного реактора можна реєструвати під час його роботи, причому параметри АЕ-сигналів від підростання тріщини відрізняються від акустичних шумів, що генеруються в процесі роботи реактора. Характерні особливості АЕ-сигналів визначалися під час періодичних гідростатичних випробувань. Ці особливості, як виявилось, залежать від історії старіння та від поточного стану корпусу реактора. Згідно з висновками Перрі, таку інформацію, накопичену впродовж терміну експлуатування реактора, можна використати для оцінювання цілісності металоконструкцій та визначення ступеня експлуатаційного окрихчування металу [35]. Більше того, здатність методу АЕ виявляти місцезнаходження ростучого дефекту способом триангуляції, надає йому виняткової переваги. Геометрично-складна форма корпусу реактора вимагала використання більшої кількості АЕ-перетворювачів, однак застосування комп'ютера (IBM 7044) забезпечило високу швидкість розрахунку АЕ даних ($10^4 \dots 10^6$ емісійних подій за годину) та можливість визначити розташування джерел АЕ з точністю до 25 мм на корпусі місткістю $\sim 28 \text{ м}^3$ [34].

Вже у 1973 р. був опублікований звіт Перрі про американсько-британські дослідження щодо застосування акустичних методів неруйнівного контролю на британському модельному реакторі лабораторії Калчет. Про підтримку досліджень щодо впровадження методу АЕ для НК корпусів ядерних реакторів згадується і в оглядовій статті Гарріса–Данегана 1974 р. [16]. Ця програма, фінансована Комітетом з Атомної Енергії США та Електричним Інститутом Едісона, передбачала виготовлення для дослідних цілей великої ємності, на якій можна було б відпрацьовувати АЕ-методику діагностування та моніторингу і встановлювати кореляції між параметрами сигналів АЕ та параметрами розвитку руйнування сталі.

У звіті 1974 р. щодо цілісності корпусів легко-водяних ядерних реакторів, підготовленим Комітетом з Атомної Енергії США [40], зазначено, що у першій половині 1970-х років американські державні та приватні структури провели розширені наради щодо використання методу АЕ для НК корпусів ядерних реакторів. У цих нарадах взяли участь співробітники таких організацій, як Battelle Memorial Institute, Pacific Northwest Laboratory, Dunegan Research Corp., Jersey Nuclear Corp., Southwest Research Institute, Teledyne Materials Research та Westinghouse Electric Corp. У звіті також зазначено, що НК корпусів реакторів не може гарантувати виявлення всіх дефектів металу. Для підвищення достовірності НК запропоновано підвищити чутливість радіографічного методу та точність ультразвукової дефектоско-



пії, а також впровадити метод АЕ. Рекомендовано вивчити ефективність та перспективність застосування методів АЕ та акустичної голографії на етапі виготовлення корпусу реактора і під час гідростатичних випробувань.

Зазначимо також, що значні зусилля спрямовано на впровадження методів АЕ, акустичної голографії та акустичної спектроскопії на діючих ядерних реакторах для відстежування їх цілісності під час роботи. Саме на ці методи покладали надії щодо точнішої локації активних дефектів та встановлення характеристик їх розвитку. Із подальшим вдосконаленням методу АЕ, вважали автори звіту, впровадження вимоги гідростатичних випробувань надлишковим тиском під час періодичних перевірок корпусів реакторів може стати реальністю. Без повноцінного НК із залученням різних методів такі перевірки небажані, оскільки сприяють розвитку втоми металу. У звіті підкреслена можливість включення методу АЕ у нормативну базу, тобто у Кодекс ASME.

У Великобританії застосуванням АЕ-контролю стану корпусів реакторів займалась група Синклера у Ядерних лабораторіях Берклі (Berkeley Nuclear Laboratories). Для цього були виготовлені дослідні ємності з високопластичної вуглецевої корпусної реакторної сталі BS1501-221, аналогічної до тієї, з якої був виготовлений корпус реактора Magnox [37]. Ємність мала 3,65 м довжини, 1,52 м діаметра та 25,4 мм товщини стінки. На підставі вивчення залежності параметрів АЕ-сигналів від стадій розвитку руйнування створеного дефекту, встановлено просту емпіричну формулу $N = 2V$, де N – сумарний рахунок імпульсів АЕ, V – об'єм (см^3), що зазнав пластичного деформування перед вершиною тріщини. Таким чином, було показано, що метод АЕ дозволяє відстежувати в'язке руйнування високопластичного матеріалу, уможливаючи в тому числі й локацію джерел АЕ (локаційні дослідження здійснювали за допомогою трьох перетворювачів АЕ).

Впровадження АЕ-моніторингу як допоміжного методу НК корпусів реакторів у Великобританії патрунувала агенція UKAEA [5, 7]. Відповідну роботу вела у трьох напрямках. По-перше, було збудовано дослідницьку лабораторію, в якій під час гідростатичних випробувань за допомогою 10-канальної АЕ-системи можна було виявляти і визначати розташування невеликих тріщин як джерел АЕ у корпусі спеціально виготовленої ємності. Подібні лабораторії вже діяли, зокрема у США працювала промислова лабораторія National Reactor Test Site (Idaho Falls), в якій проводили численні АЕ-випробування [41]. По-друге, АЕ-вимірювання проводили на промислових великих ємностях. По-третє, значну кількість АЕ-вимірювань проводили в лабораторії як на зразках, що мі-

стили дефекти, так і на дослідних ємностях, виготовлених зі сталей низького та високого рівня міцності.

У цих роках опубліковано також низку інших праць, присвячених розвитку впровадження методу АЕ для НК ємностей, що працюють під тиском, у тому числі й корпусів ядерних реакторів [42–60]. Зокрема, у 1972 р. Ветрано і Джолі повідомляли, що зареєструвати та визначити розташування субкритичної тріщини, що росте у корпусі працюючого під тиском реактора, є цілком можливо, а метод АЕ є перспективним [44]. Ніколс і Кован зазначали, що АЕ є єдиним методом, який здатний доповнити існуючі методи НК для повного контролю цілісності корпусу реактора, як на етапі його виготовлення, так і перед введенням в експлуатацію [45]. У своєму огляді Белл зазначав, що застосування методу АЕ є перспективним як під час гідростатичних випробувань, так і для моніторингу цілісності корпусів ядерних реакторів під час їх роботи [50]. І хоч у кожному з цих випадків застосування методу АЕ має свої переваги та недоліки, все ж стосовно цілісності корпусу він дає більше інформації, ніж будь-який інший метод НК.

Група Інґама вивчала залежності параметрів сигналів АЕ від категорії міцності сталі, а відтак від типу руйнування, а також від розміру зразка. Показано суттєву різницю у сигналах АЕ, отриманих від крихких та в'язких руйнувань, та перевірено формулу Данегана про залежність сумарного рахунку АЕ від в'язкості руйнування. На основі аналізу параметрів (сумарний рахунок та швидкість рахунку) сигналів АЕ запропоновано АЕ-рейтинг сталей. Крім того, підтверджено ефект Кайзера про невідтворюваність АЕ за повторного навантаження [51, 53]. Ці результати загалом підтверджували результати Палмера, який встановив, що АЕ під час руйнування в'язких реакторних сталей пов'язана з пластичним деформуванням металу перед вершиною тріщини, з огляду на що сигнали АЕ мають відносно низьку інтенсивність [26]. Вивчали також як змінюються характеристики сигналів АЕ із переходом від лабораторних зразків до ємності, що працює під тиском [54]. Зазначено, що під час циклювання тиску всередині ємності аж до її руйнування надійного реєстрування сигналів АЕ досягти не вдається, хоч на лабораторних зразках це не викликало жодних проблем.

У 1970 р. у Роттердамі відбувся Міжнародний симпозіум з питань неруйнівного контролю елементів ядерних реакторів. На ньому серед інших була представлена доповідь Гартбоувера щодо перспективності застосування АЕ-інструментів для виявлення докритичного підростання тріщин. Перевагою методу АЕ, зазначив аме-



риканський дослідник, є не тільки реєстрування самої події підростання тріщини, але й можливість її локації за допомогою методу триангуляції. Для впровадження методу АЕ рекомендовано провести детальний аналіз акустичних сигналів, які можуть генеруватися під час різних режимів роботи ядерних реакторів; покращити якість первинних АЕ-перетворювачів та ретельно дослідити особливості параметрів акустичних сигналів, які генеруються в реакторних матеріалах під час розвитку у них тріщиноподібних дефектів. У доповіді британського дослідника Турнера йшлося про розвиток інструментальної бази для АЕ-контролю та про металознавчі засади виникнення пружних хвиль АЕ в елементах конструкцій [61].

Вже через два роки, у 1972 р., у Лондоні відбулась міжнародна конференція з АЕ, на якій кілька доповідей були безпосередньо пов'язані з використанням методу АЕ на АЕС [62]. Наприклад, Перрі ділився досвідом впровадження методу АЕ компанією «Jersey Nuclear Co». Вибором АЕ-перетворювачів, оптимізацією їх розміщення на геометрично складних об'єктах контролю, характерними ознаками сигналів АЕ, їх опрацюванням та оцінкою за допомогою комп'ютера тощо займаються, зокрема, задля впровадження АЕ-контролю на корпусах реакторів. Представник EURATOM Вольта доповідав про АЕ-дослідження пластичної деформації металу за різних швидкостей деформування. Данеган розповів про перспективність методу АЕ для контролю корпусів ядерних реакторів та інших ємностей, що працюють під тиском.

В умовах підвищених температур та впливів інших чинників важливу роль у практичному використанні методу АЕ відіграють хвилеводи. Представник Британської агенції з атомної енергії УКАЕА Даусон доповів про досвід впровадження АЕ-моніторингу на корпусі реактора за допомогою пересувної АЕ-лабораторії. Для прослуховування реактора використовували АЕ-перетворювачі з резонансною частотою 300 кГц, які приєднували до місць доступу. Показано, що така робоча частота АЕ-перетворювачів є найкращим компромісом між чутливістю, згасанням сигналу та наявнім у досліджуваному об'єкті шумом. Представник Central Electricity Research Laboratory (Велика Британія) Морфорд доповів про досвід АЕ-досліджень ємностей під тиском. Такі ємності є досить «мовчазними» і потребують перетворювачів із високими коефіцієнтами підсилення, оскільки АЕ під час руйнування вуглецевих сталей і сплавів, з яких виготовлені корпуси реакторів, суттєво відрізняється від АЕ під час руйнування типових конструкційних матеріалів.

В цьому ж 1972 р. відбувся Американсько-японський симпозіум з АЕ, а згодом, у 1974 р. – симпозіум у США, де були представлені досягнення в ділянці розробок акустико-емісійного обладнання [56]. Зокрема, компанія «Westinghouse Nuclear Energy System» ділилася своїми досягненнями у створенні системи АЕ моніторингу, призначеної для корпусів ядерних реакторів. Саме використовуючи дані такої системи доцільно здійснювати експлуатування ядерних реакторів, забезпечуючи їх безпечну роботу, вважали автори розробки. Крім того, застосування цієї системи АЕ-моніторингу було економічно обґрунтованим, оскільки для моніторингу нею цілісності обладнання першого контуру потрібна резонна кількість первинних перетворювачів [56]. Компанія ставила перед системою АЕ-моніторингу такі три завдання:

1. Реєструвати та виявляти місцезнаходження підростаючої тріщини;
2. Оцінювати ріст цієї тріщини;
3. На підставі оцінок розміру дефекта давати рекомендації щодо наступного планового контролю чи умов експлуатування реактора.

Система АЕ-моніторингу корпусів ядерних реакторів та іншого обладнання першого контуру повинна задовольняти строгим вимогам [56]. Зокрема, первинні перетворювачі повинні бути стійкими до тривалого впливу високих температур та радіаційного опромінення. Ще серйознішою була проблема відокремлення корисного сигналу в умовах інтенсивних шумів, що генеруються і передаються обладнанням першого контуру в умовах експлуатування. Для цього робоча смуга частот системи АЕ-моніторингу повинна бути вищою від частотного діапазону домінуючих шумів, але при цьому суттєво нижчою від частот значного згасання пружних хвиль.

На початок 1970-х років компанія «Westinghouse» розробила первинні АЕ-перетворювачі, які могли впродовж років працювати в умовах високих температур, вологості і радіації. Їх можна було встановлювати без хвилеводів, а рівень сигналу на виході із них був достатнім, щоб без попереднього підсилювача передавати сигнал на віддаль понад 150 м. АЕ-сигнали подавали на вхід багатоканальної комп'ютеризованої системи моніторингу. Вона розраховувала розташування джерела АЕ-сигналу та швидкість проходження пружної хвилі, а відтак, показувала на дисплеї розташування активного дефекту. Система мала модульну конструкцію з однаковими інтерфейсами типу САМАС, що давало можливість швидко налаштувати її у залежності від потреби, містила модулі локації і підрахунку сигналів АЕ. Восьмиканальний локаційний модуль містив блоки: комутації, зондування, буферного накопичення, реєстрування. Другий з модулів теж відбирав



8 АЕ-каналів для моніторингу, причому кожний канал містив 24-бітовий лічильник, що уможлилював реєстрування 2^{24} АЕ подій. Ці двійкові дані проходили подальшу комп'ютерну обробку, результат якої виводили на CRT дисплей. Для визначення x , y координат активного джерела АЕ використовували принцип гіперболічної триангуляції. При цьому все обладнання першого контуру реактора було представлено у x - y координатній площині. Масиви АЕ-даних окремо від кожного первинного перетворювача та розраховані координати імпульсів щогодини записували на касети з магнітними стрічками [56].

Оскільки серйозною проблемою моніторингу корпусів ядерних реакторів була наявність широкої частотної смуги неінформативного шуму, перед розробниками АЕ-обладнання постало завдання відпрацювати методики в лабораторних умовах, наближених до реальних. Для цього Edison Electric Institute створив спеціальну лабораторію, модифікувавши експериментальний берилій-оксидний реактор EBOR, корпус якого мав 3,4 м у діаметрі, 7,9 м висоти і товщину стінки 8...20 см, тобто був співмірним із усіма промисловими ядерними реакторами. На цьому реакторі відпрацьовували різні методи НК, причому, крім робочих шумів, що виникали у працюючому обладнанні, створювали додаткові шуми зовнішніми генераторами. В корпусі реактора штучно створювали дефекти—концентратори напружень, які розвивались під дією гідростатичних напружень у період випробувань і розвиток яких відстежували АЕ системою [56].

Іншим напрямом були дослідження можливості застосування АЕ-моніторингу для виявлення і оцінки витоків теплоносія через наскрізні дефекти та ущільнення. Чутливість такої АЕ-системи вимірювання повинна була бути кращою, ніж $1,2 \text{ см}^3/\text{с}$. Лабораторні випробування, проведені компанією «Westinghouse» показали, що їхнє обладнання може забезпечити реєстрування витоків зі швидкістю $0,9 \text{ см}^3/\text{с}$, причому рівень корисного сигналу переважав рівень шумів приблизно на 65 дБ [56].

Відпрацювавши методики АЕ-моніторингу на дослідному реакторі EBOR, працівники Westinghouse провели серію випробувань власного обладнання на шести діючих АЕС США. У цих випробуваннях цікавили, зокрема, параметри згасання акустичних хвиль АЕ у корпусах промислових реакторів. Встановлено, що поверхневі неоднорідності (наприклад, зварний шов) посилюють згасання хвиль АЕ. Крім того, виявили, що параметри хвилі, створеної імітатором на внутрішній поверхні корпусу реактора, суттєво відрізняються від параметрів хвиль, відображення яких зареєстроване первинними перетворювачами, встановленими на зовнішній поверхні. Сигнал від хвилі,

збудженої імітатором на зовнішній поверхні, має набагато стрімкіший фронт порівняно з сигналом, отриманим після збудження хвилі на внутрішній поверхні. Згасання хвиль в області накривки реактора виявились суттєвими, але сигнали АЕ можна успішно реєструвати первинними перетворювачами, встановленими на приварених вухах накривки. Зазначимо, що первинні перетворювачі встановлювали в місцях доступних, а не бажаних. Наприклад, встановити первинні перетворювачі в зоні «гарячого» пояса було неможливо через наявність біологічного захисту. Доступними виявились лише зона патрубків та дно корпусу. Серйозні обмеження доступу існували і у верхній частині, тому встановити первинні перетворювачі можна було лише на виступаючих монтажних вухах кришок [56].

Типові сигнали АЕ, зареєстровані під час гідростатичних випробувань корпусів ядерних реакторів, можна розділити на три групи [56]:

- тривалі сигнали зі стрімким фронтом і повільно згасаючою огинаючою відповідають поширенню тріщини та релаксації напружень у зварному шві;

- сигнали з пологим фронтом і згасаючою огинаючою відповідають поширенню хвиль від зовнішнього механічного збудження;

- окремі імпульси є електрично наведеними шумами, оскільки вони синхронні у всіх каналах багатоканальної системи.

Встановлення цих закономірностей та ідентифікація джерел АЕ зумовили подальше вдосконалення АЕ-систем для контролю цілісності корпусів ядерних реакторів. Наприклад, АЕ-випробування корпусу ядерного реактора і обладнання першого контуру другого енергоблоку АЕС Calvert Cliffs, що знаходилась у підпорядкуванні енергетичної компанії Балтимору, здійснювали 64-канальною АЕ системою [63]. Гідростатичні випробування обладнання першого контуру із застосуванням АЕ-контролю здійснювали перед уведенням енергоблоку в експлуатацію відповідно до існуючої на той час нормативної бази ASME стосовно ємностей, що працюють під тиском. Первинні п'єзокерамічні перетворювачі з резонансною частотою 140 кГц встановлювали на феритно-перлітні елементи за допомогою магнетних тримачів, а на аустенітні елементи – за допомогою відповідного клею. АЕ дані записували безперервно під час наростання тиску до 220 атм (21,6 МПа). Було виявлено 35 джерел АЕ незначної інтенсивності (джерела категорій В і С за трирівневою системою оцінювання). Після АЕ-випробувань місця локації виявлених джерел емісії провели розгорнуті обстеження цілісності металу з використанням інших методів НК, які не виявили жодних дефектів, що перевищують гранично



допустимі розміри відповідно до Кодексу ASME. Із виявлених в обладнанні першого контуру 35 джерел АЕ 13 належало корпусу ядерного реактора, а два – крищі. Дев'ять із цих 15 джерел було класифіковано до АЕ-категорії С, п'ять – перехідних від С до В і лиш один був віднесений до категорії С. Щодо місця локації, то переважна більшість стосувалася дрібних дефектів у патрубках (10). Решта – у зварних швах корпусу (3) та біля каналів системи контролю реактора (2).

Успішне впровадження АЕ-методу на корпусах ядерних реакторів вимагало поглиблення знань про природу акустичних сигналів, що генеруються за тих чи інших механізмів руйнування металу. Вже у першій половині 1970-х років з'являються праці, зосереджені на спектральних характеристиках АЕ-сигналів [55]. Ці дослідження мали на меті, з одного боку, встановити кореляції між частотними характеристиками сигналів АЕ та фізичними процесами в металі, що викликають їх генерування, наприклад, рух дислокацій, поширення тріщини, фазові перетворення, двійникування тощо. З іншого – потрібно було встановити спектральні особливості шумів (як акустичних, так і електричних) та сигналів від акустичних хвиль, що поширювались металом корпусу реактора від джерел, які знаходяться ззовні. Саме така інформація необхідна для ефективного виокремлення інформативної складової сигналу АЕ. Дослідження широкосмугових спектральних характеристик АЕ сигналів проводили, зокрема, в лабораторних умовах під час динамічного розтягування зразків, виготовлених з корпусної реакторної сталі А533В, якій притаманні високі пластичність та в'язкість руйнування.

У спектрах сигналів (у діапазоні 0...2 МГц) виділяли три складові: корисну акустико-емісійну; електричні шуми, що подаються на вхід системи переважно від попереднього підсилювача, та складову, утворену первинним перетворювачем від акустичного білого шуму. Спектр корисного АЕ сигналу, зареєстрованого під час розтягування зразка перед утворенням шийки, мав два розміти максимуми з резонансами біля 400 та 800 кГц. Із утворенням шийки значно посилюється низькочастотна складова. Тоді спостерігається два типи сигналів – один, що за характером спектру подібний до акустичних шумів, та інший, для якого інтенсивність низькочастотних складових швидко згасає із частотою. При цьому жодних значущих складових для частот, вищих від 150 кГц, не спостерігається. Таким чином, було встановлено, що поширення тріщини під час кінцевої фази руйнування відображається низькочастотними сигналами АЕ, тоді як високочастотні – відображають пластичне деформування, себто колективний рух дислокацій. Дослідження сигналів АЕ на зразках

різної геометрії виявили, що характер спектру відтворюється для високочастотної області, тоді як лише у низькочастотній ділянці він залежить від розмірів зразка, відображаючи, таким чином, його резонансні характеристики [55].

Для підтвердження сформульованих висновків щодо спектральних особливостей сигналів АЕ під час руйнування сталі А533В були проведені натурні випробування на корпусі експериментального реактора EBOR, який піддавали втомним навантаженням. Відзначено, що тривалість сигналів АЕ зменшилась на кілька порядків – із кількох мілісекунд до 10...20 мкс. Щодо спектральних особливостей, то для товстостінного (150 мм) корпусу практично зникла низькочастотна складова сигналу, яка для лабораторних зразків посилювалась резонансами в діапазоні 0...150 кГц. У той же час високочастотна складова сигналів АЕ, що відображають рух площин ковзання перед верхньою тріщиною, була дуже виразною і мала подібну форму до спектрів сигналів, записаних в умовах лабораторних випробувань.

У 1970-х роках методом АЕ зацікавились практично у всіх країнах, де працювали чи споруджувалися атомні електростанції. Зокрема, в Японії вже у 1969 р. розпочато фундаментальне вивчення явища АЕ зі специфічним ухилом до перевірки зварних з'єднань, якість яких є особливо важливою для корпусів ядерних реакторів. Із лабораторій компанії «Nippon Steel» дослідження методу АЕ у 1972 р. поширились у спеціальний інженерно-технологічний промисловий центр. Для цього було створено 28-ми- та 32-канальні АЕ-системи, отримані дані від яких обпрацьовував комп'ютер [9, 10]. Відпрацювання методики АЕ-діагностування здійснювали на модельному корпусі ємності, виготовленій з низьковуглецевої сталі. Діаметр ємності 1,5 м, довжина 4,8 м, товщина стінки 22 мм. Ємність була покрита з середини 3-міліметровим шаром хромистої корозійностійкої сталі. Зварні шви містили 15 дефектів як із зовнішньої, так і з внутрішньої поверхні. Ці дефекти перед гідростатичними випробуваннями та після них перевірялись радіографічним, ультразвуковим та магнітопорошковим методами. Гідростатичне навантаження корпусу здійснювали до тиску 8,5 МПа, що призвело до суттєвої пластичної деформації металу, але не до втрати герметичності. При цьому записували сигнали АЕ, використовуючи мобільну 32-канальну АЕ-систему. Встановили, що розвиток тріщин від дефектів зварних швів зумовлює виразні сигнали АЕ, параметри яких залежать від величини підрустання. Згодом подібні випробування провели на ємності меншого розміру, в якій у результаті надмірного тиску утворилась наскрізна тріщина в'язкого характеру. Встановили, що АЕ-система була



нечутливою до виявлення пластичного деформування і критичного звуження металу, що зумовило його в'язке руйнування. У цих дослідях коефіцієнт згасання акустичних сигналів становив 24 дБ/м. Автори дослідження стверджують, що за допомогою наявної АЕ-системи виявити розвиток в'язкого руйнування у пластичній низьковуглецевій сталі корпусу дуже важко. У той же час тріщиноподібні дефекти, які внаслідок прикладених напружень суттєво збільшуються, зумовлюють численні сигнали АЕ значних амплітуд. В цьому випадку метод АЕ є ефективним. До кінця 1970-х років використання методу АЕ у виробничих лабораторіях Японії, де займалися цілісністю та безпекою експлуатації корпусів ядерних реакторів, набуло масового характеру [64].

На зламі 1970–1980-х років метод АЕ продовжує стрімко розвиватися [64–70]. Компанія «Westinghouse» вдосконалює АЕ-обладнання, призначене для моніторингу корпусів ядерних реакторів, і одночасно в лабораторному режимі вивчає особливості генерування пружних хвиль під час руйнування корпусних реакторних сталей, порівнюючи їх вихідний та радіаційно-окрихчений стани. Наприклад, використовували розроблену тут систему для кількісної оцінки тріщиноутворення на компактних зразках, виготовлених із корпусної марганцево-молібдено-нікелевої сталі А533В класу 1 у вихідному стані та після її радіаційного опромінення. Встановлено, що розмір пластифікованої перед вершиною тріщини зони суттєво залежить від рівня опромінення, а коефіцієнт інтенсивності напружень пов'язаний з сумарним рахунком АЕ ступеневою залежністю.

У колишньому СРСР АЕ дослідження корпусних реакторних сталей розпочато більш ніж 30 років тому [71, 72]. Їх впровадження, зазначають автори праці [72], не мало успіху через відсутність метрологічних основ застосування методу, не кажучи вже про серійне обладнання. Дослідники Інституту атомної енергії ім. Курчатова провели великий обсяг робіт щодо вивчення залежностей сигналів АЕ від параметрів руйнування для корпусних реакторних сталей типу 15Х2МФА. Лабораторні дослідження АЕ під час динамічного розтягу сталі 15Х2МФА показали, що максимальна емісійна активність спостерігається в умовах досягнення металом межі плинності. Під час випробувань цієї ж сталі на малоциклову втому залежність інтенсивності сигналів АЕ від кількості циклів виявляє певну закономірність із стрімким зростанням цього параметру, як і сумарного рахунку АЕ, під час останньої стадії руйнування (кількість циклів 200–240). Оскільки ефект Кайзера за умов фіксованих параметрів циклу майже не виявлявся, розглядали інші від сколу механізми руйнування: накопичення пластичної деформації

перед вершиною тріщини; стрибкоподібне підростання втомної тріщини із динамічним розвантаженням прилеглих ділянок матеріалу; взаємне тертя берегів втомної тріщини. Останнє спричиняє АЕ активність не тільки за умов стискальних напружень, але й через несумісність берегів тріщини, що містить пластифіковані об'єми металу. У цьому випадку сигнали АЕ генеруються навіть у часових інтервалах, коли тріщина не росте. Це не суттєво, коли потрібно з'ясувати розташування тріщини, але створює проблеми виділення сигналів, що генеруються від підростання тріщини, та значно ускладнює їх кількісну оцінку [72]. Загалом результати цих досліджень підтвердили закономірності, встановлені в описаних вище працях.

Первые акустико-эмиссионные (АЭ) измерительные системы производственного образца и установленные корреляции между параметрами сигналов АЭ и показателями развития разрушения были созданы во второй половине XX века. Именно это и стало основанием заинтересованности разработчиков атомных энергетических технологий и эксплуатационников этим новым методом, который впоследствии станет эффективным дополнением к существующим технологиям неразрушающего контроля для выявления и мониторинга дефектов корпусов ядерных реакторов. Поскольку к таким объектам предъявлены исключительно высокие требования к качеству и целостности, то уже в конце 1970-х годов были направлены значительные усилия на развитие метода АЭ и внедрение его в производство. Практическая реализация средств и методик АЭ-мониторинга и диагностирования состояния корпусов реакторов АЭС подтвердили высокую эффективность метода, хотя в начале их становления были различные утверждения по этому поводу.

1. *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.*
2. *Dunegan H. L., Harris D. O., Tatro C. A. Fracture analysis by use of acoustic emission // Engineering Fracture Mechanics. – 1968. – 1. – P. 105–122.*
3. *Dunegan H., Harris D. Acoustic emission – a new nondestructive testing tool // Ultrasonics. – 1969. – 7. – P. 160–166.*
4. *Harris D. O., Tetelman A. S., Darwish F. A. Detection of fiber cracking by acoustic emission // Acoustic Emission, ASTM STP 505. – Philadelphia, PA: American Society for Testing and Materials, 1972. – P. 238–249.*
5. *Bentley P. G. A review of acoustic emission for pressurised water reactor applications // NDT International. – 1981. – 14. – P. 329–335.*
6. *Liptai R. G., Tatro C. A. Acoustic emission technique in nondestructive testing / preprint № UCRL-74549: submitted to the Proc. of the 7th Intern. conf. on Nondestructive Testing; Warsaw, May 28 – June 1, 1973. – Lawrence Livermore Laboratory of the University of California, 1973. – 10 p.*
7. *Acoustic emission test on a 25 mm thick mild steel pressure vessel with inserted defects / P. G. Bentley, D. G. Dawson,*



- D. J. Hanley, N. Kirby // Proc. of the 3rd conf. on Periodic inspection of pressurized components, London, Sept. 20–22, 1976. – London: The Institution of Mechanical Engineers, 1976. – P. 113–124.
8. *Watanabe T., Hashirizaki S., Arita H.* A method of evaluating the harmfulness of flaws in structures using AE techniques // Proc. of the 4-th Acoustic Emission Symposium, Tokyo, Japan, Sept. 18–20, 1978. – Tokyo, 1978. – P. 5.59–5.69.
9. *Watanabe T.* Inspection of large pressure vessels by acoustic emission technique // Welding and Metal Fabrication. – 1975. – **43**. – P. 525–527.
10. *Watanabe T., Hashirizaki S., Arita H.* Acoustic-emission inspection during water-pressure testing of pressure vessels // NDT International. – 1976. – **9**. – P. 227–232.
11. *Hutton P. H.* Detecting acoustic emission in the presence of hydraulic noise // Non-Destructive Testing. – 1969. – **2**. – P. 111–115.
12. *Hutton P. H.* Acoustic emission in metals as an NDT tool // Materials Evaluation. – 1968. – **26**, № 7. – P. 125–129.
13. *Hutton P. H.* Acoustic emission applied outside of the laboratory // Acoustic Emission, ASTM STP 505. – Philadelphia: American Society for Testing and Materials, 1972. – P. 114–128.
14. *Green A. T.* Detection of incipient failures in pressure vessels by stress-wave emissions // Nuclear Safety. – 1969. – **10**, №1. – P. 4–18.
15. *Use of acoustic emission for the detection of weld and stress corrosion cracking / C. E. Hartbower, W. G. Reuter, C. F. Morais, P. P. Crimmins // Acoustic Emission, ASTM STP505. – Philadelphia: American Society for Testing and Materials, 1972. – P. 187–221.*
16. *Harris D. O., Dunegan H. L.* Acoustic emission – 5. Application of acoustic emission to industrial problems // Non-Destructive Testing. – 1974. – **7**. – P. 137–144.
17. *Engle R. B., Dunegan H.* Acoustic emission: stress wave detection as a tool for nondestructive testing and material evaluation, Lawrence Livermore Laboratory Rept. № UCRL-71267 [submitted to 8th Symposium on Physics and Nondestructive Testing, Schiller Park, IL, Sept. 24–26, 1968]. – 28 p.
18. *Dunegan H. L., Harris D. O., Tetelman A. S.* Detection of fatigue crack growth by acoustic emission techniques // Materials Evaluation. – 1970. – **28**, № 10. – P. 221–227.
19. *Harris D. O., Dunegan H. L.* Continuous monitoring of fatigue crack growth by acoustic emission techniques // Experimental Mechanics. – 1974. – **11**. – P. 71–81.
20. *Ying S. P., Hamlin D. R., Whiting A. R.* Acoustic emission from welds, ceramic materials, and radiation effect of the emission from nuclear reactor steel // Proc. of the 9th Symposium on Non-destructive evaluation; Apr. 25–27, 1973, San Antonio, TX. – San Antonio, TX: ASNT and SWRI, 1973. – P. 217–223.
21. *Ying S. P.* Characteristics and mechanisms of acoustic emission from solids under applied stress // Critical Reviews in Solid State Science. – 1973. – **4**. – P. 85–123.
22. *Ying S. P., Grigory S. C.* Acoustic emission from flawed heavy section steel plates // Materials Evaluation. – 1975. – **33**. – P. 30–36.
23. *Ying S. P.* Effect of crack size on acoustic emission related to moving dislocations // J. of Applied Physics. – 1975. – **46**, № 2882. – 7 p.
24. *Ying S. P.* The use of acoustic emission for assessing the integrity of a nuclear reactor pressure vessel // NDT International. – 1979. – **12**. – P. 175–179.
25. *Palmer I. G.* The application of acoustic emission measurements to fracture mechanics // Materials Sci. and Engin. – 1973. – **11**. – P. 181–184.
26. *Palmer I. G.* Acoustic emission measurements on reactor pressure vessel steel // Ibid. – 1973. – **11**. – P. 227–236.
27. *Palmer I. G.* The relationship between acoustic emission and crack opening displacement measurements // Ibid. – 1974. – **14**. – P. 3–6.
28. *Lindley T. C., Palmer I. G., Richards C. E.* Acoustic emission monitoring of fatigue crack growth // Ibid. – 1978. – **32**. – P. 1–15.
29. *Parry D. L.* Nondestructive flaw detection by use of acoustic emissions // Technical Report IDO-17230, Atomic Energy Division of Phillips Petroleum Co., Idaho Falls, 1967. – 44 p.
30. *Parry D. L.* Incipient failure detection by acoustic emissions: A development and status report // Techn. Report № IN-1398. – Idaho Falls: Idaho Nuclear Corp, 1970. – 111 p.
31. *Parry D. L.* Nondestructive flaw detection in nuclear power installations // Transactions of the American Nuclear Society. – 1967. – **10**. – P. 107–126.
32. *Parry D. L., Robinson D. L.* Incipient failure detection by acoustic emission. A development and status report. – Idaho Falls: Idaho Nuclear Corp., 1970. – 102 p.
33. *Waite E. V., Parry D. L.* Field evaluation of heavy-walled pressure vessels using acoustic emission analysis // Materials Evaluation. – 1971. – **29**, № 6. – P. 117–124.
34. *Pollock A. A.* Stress-wave emission in ndt // Non-Destructive Testing. – 1969 – **2**. – P. 178–182.
35. *Pollock. A. A.* Stress-wave emission – a new tool for industry // Ultrasonics. – 1968. – **6**, № 2. – P. 88–92.
36. *Sinclair A. C., Connors D. C., Formby E. C. L.* Acoustic emission analysis during fatigue crack growth in steel // Materials Sci. and Engin. – 1977. – **28**. – P. 263–273.
37. *Sinclair A. C. E., Formby C. L., Connors D. C.* Acoustic emission from a defective C/Mn steel pressure vessel // Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping. – 1975. – **3**, № 3 – P. 153–174.
38. *Fujimura T., Kamata Y., Nakanii T.* Applicability of AE method to nuclear reactor vessel // Proc. of the Japan–U.S. joint symposium on Acoustic emission and its applications to structural safety; July 4–6, 1972, Tokyo / High Pressure Institute of Japan and Japan Society for Non Destructive Inspection. – Tokyo: Japan Industrial Planning Association, 1972. – P. 90–104.
39. *Gopal R.* On-line acoustic emission monitoring systems for nuclear power plants // Proc. of the Japan–U.S. joint symposium on Acoustic emission and its applications to structural safety; July 4–6, 1972, Tokyo / High Pressure Institute of Japan and Japan Society for Non Destructive Inspection. – Tokyo: Japan Industrial Planning Association, 1972. – P. 273–274.
40. *Report on the integrity of reactor vessels for light water power reactors. The Advisory Committee on Reactor Safeguards // Nuclear Engineering and Design. – 1974. – **28**. – P. 147–195.*
41. *Drouillard T. E.* Acoustic emission – the first half century // Proc. of the 12th Intern. Acoustic emission symposium “Progress in Acoustic Emission”, Sapporo / The Japanese Society for NDE. – 1974, VII. – P. 27–38.
42. *Frederick J. R.* Acoustic emission as a technique for nondestructive testing // Materials Evaluation. – 1970. – **28**, № 2. – P. 43–47.
43. *Jolly W. D.* The application of acoustic emission to in-process inspection of welds // Ibid. – 1970. – **28**, № 6. – P. 135–139.
44. *Vetrano J. B., Jolly W. D.* In service acoustic emission monitoring of reactor pressure vessels // Ibid. – 1972. – **30**, № 1. – P. 9–12.
45. *Nichols R. W., Cowan A.* The prevention of fracture initiation in reactor structural material // Nuclear Engineering and Design. – 1972. – **20**. – P. 287–302.
46. *Kelly M. P., Bell R. L.* Detection and location of flaw growth in the EBOR nuclear reactor vessels // Report № DE 73–4. – Dunegan Corp, 1973. – 16 p.
47. *Bell R. L., Kelly M. P., Dunegan H. L.* Acoustic emission monitoring of proof tests simulated in-service nuclear pressure // Transactions of the American Nuclear Society. – 1973. – **16**. – P. 85–86.
48. *Romrell D. M.* Acoustic emission weld monitoring of nuclear components // Weld Journal. – 1973. – **52**, № 2. – P. 81–87.
49. *Chretien N., Bernard P., Barrachin B.* Inspection of steel pressure vessels by acoustic emission // Proc. of the 2nd Intern. conf. on Pressure vessel technology, 1–4 Oct. 1973, San Antonio, TX. – New York: American Soc. Mech. Eng, 1973. – P. 655–667.



50. *Bell R. L.* A progress report on the use of acoustic emission to detect incipient failure in nuclear pressure vessels // *Nuclear Safety*. – 1974. – **15**. – P. 554–571.
51. *Bentley P. G., Dawson D. J., Parker J. A.* Instrumentation for acoustic emission testing of steel pressure vessels // *Proc. of the 2nd Acoustic emission symposium*, Tokyo, September 2–4, 1974. – Tokyo: Japan Industrial Planning Association, 1974. – P. 3-1–3-29.
52. *Ingham T., Stott A. L., Cowan A.* Acoustic emission characteristics of steels part 1: Acoustic measurements from tensile tests // *Intern. Journal of Pressure Vessels and Piping*. – 1974. – **2**. – P. 31–50.
53. *Ingham T., Stott A. L., Cowan A.* Acoustic emission characteristics of steels part 2: Acoustic measurements from fracture toughness tests // *Ibid.* – 1975. – **3**. – P. 267–293.
54. *Ingham T., Dawson D. G.* Application of acoustic emission measurements on laboratory testpieces to large scale pressure vessel monitoring // *Transactions of the 3rd Intern. conf. on Structural mechanics in reactor technology – SMIRT-3*, 1–5 Sept. 1975 / Ed. by T.A. Jaeger, International Association on Structural Mechanics in Reactor Technologies and British Nuclear Energy Society. – London: North-Holland, 1975. – **3**. – 14 p.
55. *Graham L. J., Alers G. A.* Acoustic emission in the frequency domain // *Monitoring structural integrity by acoustic emission* / Ed. by J. C. Spanner, J.W. McElroy. – ASTM STP 571. – Philadelphia, PA: American Society for Testing and Materials, 1975. – P. 11–39.
56. *Gopal R.* Acoustic monitoring systems to assure integrity of nuclear plants / R. Gopal // *Monitoring structural integrity by acoustic emission* / Ed. by J. C. Spanner, J.W. McElroy. – ASTM STP 571. – Philadelphia, PA: American Society for Testing and Materials, 1975. – P. 200–220.
57. *Gopal R., Smith L. R., Rao G. V.* Experience in acoustic monitoring of pressurized water reactor // *Proc. of the 3rd conf. on Periodic inspection of pressurized components*; Sept. 20–22, 1976; London. – London: The Institution of Mechanical Engineers, 1976. – P. 1–12.
58. *Preliminary investigations of on-line AE monitoring system for nuclear power plant* / N. Uesugi, K. Tatsuno, K. Uchida, T. Miyazawa // *Proc. of the 3rd Acoustic emission symposium*. – Tokyo: Japan Industrial Planning Association, 1976. – P. 167–181.
59. *Hatano H., Ono K.* Acoustic emission during fracture-toughness tests of a nuclear pressure vessel steel and its weldments // *Proc. of the 3rd Acoustic emission symposium*. – Tokyo: Japan Industrial Planning Association, 1976. – P. 475–491.
60. *Clark G., Knott J. F.* Acoustic emission and ductile crack growth in pressure-vessel steels // *Metal Science*. – 1977. – **11**. – P. 531–536.
61. *Crawford A. H.* Non-destructive testing of nuclear power reactor components // *Non-Destructive Testing*. – 1970. – **3**. – P. 217–219.
62. *Conference reports: Acoustic emission meeting*, London, 14 March // *Non-Destructive Testing*. – 1972 – **5**. – P. 177–178.
63. *Kelly M. P., Schlamp R. J.* Detecting structural degradation by acoustic emission // *Proc. of the 25th meeting of the Mechanical Failures Prevention Group*, November 3–5, 1976, Gaithersburg / Ed. by T. R. Shives, W. A. Willard. – SP 487. – Gaithersburg: NBS, 1977. – P. 210–238.
64. *Ando Y.* Research on structural integrity of pressure boundary in light water reactor designs // *Nuclear Engineering and Design*. – 1978. – **48**. – P. 135–147.
65. *Acoustic emission analysis of SUS 304 from fatigue crack under cyclic loading* / T. Nagata, Y. Sakakibara, Y. Mori, T. Kishi // *Proc. of the 4th Intern. Acoustic emission symposium / Japanese Society for Non Destructive Evaluation*. – Tokyo, 1978. – P. 3-45–3-59.
66. *Acoustic emission analysis for evaluation of critical faults in welded structures of an austenitic nuclear pressure vessel steel* / T. Fiuscher, K. Seifert, H. D. Kunze, K. Wolitz // *Proc. of the 4th Intern. Acoustic emission symposium / Japanese Society for Non Destructive Evaluation*. – Tokyo, 1978. – P. 4-22–4-32.
67. *Jolly W. D.* Investigation of flaw and thermal shock in heavy section steel structures with acoustic emission // *Proc. of the 4th Intern. Acoustic emission symposium / Japanese Society for Non Destructive Evaluation*. – Tokyo, 1978. – P. 4-46–4-53.
68. *Rao G. V., Gopal R.* Flaw growth characterization studies of irradiated pressure vessel steel by acoustic monitoring technique // *Transactions of the American Nuclear Society*. – 1980. – **34**. – P. 188–189.
69. *Iwasaki H.* Acoustic emission and fracture patterns of SUS–304 and A533B materials // *Proc. of the 5th Intern. Acoustic emission symposium / Japanese Society for Non Destructive Evaluation*. – Tokyo, 1980. – P. 209–220.
70. *Acoustic emission characteristics of type 304 stainless steel during fatigue crack propagation* / Y. Mori, Y. Sahakibara, T. Nagata et al. // *Proc. of the 5th Intern. Acoustic emission symposium / Japanese Society for Non Destructive Evaluation*. – Tokyo, 1980. – P. 465–474.
71. *Баранов В. М., Молодцов К. И.* Акустико-эмиссионные приборы ядерной энергетики. – М.: Атомиздат, 1980. – 142 с.
72. *Акустическая эмиссия и ее применение для неразрушающего контроля в ядерной энергетике* / В. И. Артюхов, К. Б. Вакар, В. И. Макаров и др. // Под ред. К. Б. Вакара. – М.: Атомиздат. – 1980. – 216 с.

First acoustic-emission (AE) measuring systems of production type were developed and correlations between parameters of AE signals and fracture propagation indices were established in the second half of the XXth century. This is exactly what aroused the interest of developers of nuclear power engineering technologies and operators in this new method, which later on will become an effective addition to the currently available technologies of nondestructive testing (NDT) for detection and monitoring of defects in nuclear reactor bodies. As extremely high requirements of quality and integrity are made of such facilities, considerable efforts were aimed at development of AE method and its introduction into industry already at the end of 1970ties. Practical implementation of the methods and procedures of AE monitoring and diagnostics of the condition of NPP reactor bodies confirmed the high effectiveness of the method, although at the beginning of their introduction into industry different opinions were expressed on this subject.

Keywords: acoustic emission, fracture propagation indices, nuclear power engineering technologies

*Надійшла до редакції
10.07.2014*