



# ЗАСТОСУВАННЯ МЕТОДУ АКУСТИЧНОЇ ЕМІСІЇ ДЛЯ ДІАГНОСТУВАННЯ КОРПУСІВ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ (Огляд)

## Повідомлення II. Метод акустичної емісії в діагностуванні корпусів реакторів АЕС. Частина 2

**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 початку їх становлення були різні твердження щодо цього. Бібліогр. 40, рис. 3.

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

**Перші застосування методу АЕ.** Як зазначено у попередній частині повідомлення\*, у 1960–1970-х роках метод АЕ бурхливо розвивався у різних напрямках. Із поступом електроніки швидко розвивалась інструментальна база для АЕ-діагностування. Завдяки розробкам Данегана почали виробляти промислові зразки АЕ-систем. За цей час створено кілька мобільних лабораторій з багатоканальними АЕ-системами. Крім того, покращували характеристики АЕ-перетворювачів, що дозволяло підвищити якість зареєстрованих АЕ-сигналів. Використовуючи наявне обладнання, лабораторії накопичували досвід щодо характерних особливостей АЕ-даних, що реєстрували під час руйнувань матеріалів, причому спектр досліджених матеріалів був дуже широкий. Аналіз отриманих даних дозволив висунути кілька емпірико-аналітичних залежностей між параметрами сигналів АЕ та параметрами руйнування, що за характером відносяться як до крихких, так і до в'язких, чи змішаних. Залучення основ механіки руйнування та фізичного матеріалознавства дозволило створити теоретичну основу для методу АЕ.

Швидкий розвиток методу АЕ зацікавив розробників та експлуатаційників ядерного енергетичного обладнання та відповідні контролюючі органи. Виникла надія, що цей метод зможе стати принципово важливим доповненням до існуючих методів НК для контролю цілісності корпусів реакторів та відповідності їхніх механічних характеристик нормативним вимогам, що гарантують їх

безпечне експлуатування. Для цього метод АЕ повинен був пройти всі необхідні етапи для затвердження у нормативній базі, яка є юридичною основою для експлуатування АЕС.

Ще на початку 1980-х років виходить друком кілька оглядів, в яких узагальнено досвід впровадження методу АЕ на корпусних реакторних сталях [1–3]. Бентлі у своєму огляді, опублікованому у 1981 р. [1], вважав, що у другій половині 1970-х років ентузіазм щодо застосування АЕ на корпусах ядерних реакторів згас, оскільки в'язкі сталі корпусів реакторів є слабкими джерелами акустичних хвиль.

Від 1975 р., зазначено в огляді, відбулося зміщення акценту з прямого застосування методу на корпусі реактора до більш фундаментальних лабораторних вимірювань, які допомагали встановити фізичну природу АЕ. Розглядаючи практичність методу АЕ тільки для виявлення динаміки крихкого руйнування, Бентлі наголошує на можливій користі від методу на етапі виготовлення корпусу, коли здійснюють гідростатичні випробування, або ще й раніше – на етапі виконання зварних з'єднань, коли за допомогою методу АЕ можна ефективно визначити дефектність зварного шва. Джерелами АЕ в корпусі ядерного реактора є пластична деформація та повільний ріст тріщини. При цьому, на думку фахівців, на мікроструктурному рівні головними джерелами АЕ є відшарування та розтріскування неметалевих включень. З огляду на рівень чутливості, якого можна було до-

\*Див. журнал «Техническая диагностика и неразрушающий контроль», 2014, № 4, с. 3–11



сягнути на діючих реакторах типу PWR за допомогою наявних АЕ-систем, один зареєстрований АЕ-імпульс відповідав у середньому 300 мм<sup>3</sup> пластично здеформованого об'єму металу. Зварні шви випромінювали ще менш сигналів через відсутність видовжених неметалевих включень. У сталі А533В, у якій знизили вміст сірки, низько-амплітудна АЕ була пов'язана з груповим рухом дислокацій, однак на відміну від лабораторних досліджень, її реєстрування на корпусах діючих реакторів ускладнювала значна дисперсія сигналу. Ріст тріщини у типовому товстостінному в'язкому матеріалі спричиняє АЕ внаслідок розширення пластичної зони навколо її вершини. Тріщина росте повільно за механізмом коалесценції мікропор. Під час руйнування корпусної сталі А533В, однак, зареєстровано незначну частину АЕ-сигналів, які, з огляду на їхні характеристики, можливо виникали від ступінчастого підростання тріщини. Радіаційне старіння та термовплив під час зварювання можуть зумовити збільшення частки таких сигналів. З іншого боку, згасання хвиль у корпусах реакторів та наявність промислового шуму зумовлює втрату більшості сигналів АЕ. За певними оцінками один імпульс АЕ, зареєстрований на діючому реакторі, відповідав би підростанню площі тріщини на 2 мм<sup>2</sup> [1].

Огляд Бентлі містить також інформацію про випробування методу АЕ на модельних реакторах, у стінках яких було наведено дефекти відповідного розміру. У більшості випадків такі дослідження були перевіркою правильності підходів механіки руйнування, а застосування при цьому АЕ-контролю виконувало допоміжну функцію. Відібравши чотири випадки, коли АЕ-дослідження були проведені на належному рівні, Бентлі підсумовує отримані результати. Наприклад, під час гідростатичного випробування корпусу експериментального реактора EBOR діаметром 3,4 м і товщиною стінки 150 мм не виявлено АЕ-сигналів, які б переконливо свідчили про розвиток руйнування. Гідростатичні випробування до руйнування ємності діаметром 1,5 м в лабораторії UKAEA Culcheth, під час яких три групи науковців використовували одночасно три різні АЕ-системи, дали суперечливі результати. Одна з груп успішно передбачила час до руйнування, але не зуміла здійснити локації джерела АЕ. Інша група була успішніша у локації джерел. Третя – не зуміла показати, що отримані АЕ-дані мають якесь відношення до розвитку руйнування. Під час випробувань вченими Berkeley Nuclear Laboratories дослідної ємності CEGB аж до її руйнування було зареєстровано АЕ-сигнали від розвитку пластичної зони. Однак перевищення амплітудами цих сигналів рівня шумів було незначне. Врешті, АЕ-контроль під час гідростатичних випробу-

вань кількох ємностей, які випробовували в рамках програми товстостінних сталевих технологій (Heavy Section Steel Technology – HSST), не дав достовірних результатів для етапу субкритичного розвитку руйнування, за винятком одного досліду на ємності V-5, коли вдалося зареєструвати підвищення рівня акустичної активності перед початком закритичного розвитку тріщини [1].

Далі у своєму огляді Бентлі приділяє увагу механізмам генерування та поширення пружних хвиль під час руйнування металу; обладнанню (перетворювачам АЕ, хвилеводам, системам обробки та реєстрування сигналів) та АЕ-діагностуванню корпусів ядерних реакторів. Узагальнивши наявний матеріал застосування методу для діагностування корпусів ядерних реакторів, дослідник ділить цей досвід на такі категорії [1]:

- виявлення дефектів виробництва під час гідростатичних випробувань перед введенням ємності в експлуатацію;
- виявлення дефектів під час гідростатичних випробувань діючих реакторів та АЕ-моніторинг дефектів, які розвиваються;
- АЕ-моніторинг витоків теплоносія;
- АЕ-моніторинг процесу зварювання.

АЕ-моніторинг проводили також під час роботи ядерних реакторів для встановлення рівня і характеристик акустичних шумів. На реакторі San Onofre потужністю 430 МВт виробництва Westinghouse під час його роботи на повну потужність акустичні шуми, заміряні групою Гаттона на корпусі реактора, приходили переважно від охолоджувальних помп. Спектр шуму згасав досить швидко зі зростанням частоти від 100 до 3000 кГц. Рівень шумів на частотах 1100 кГц і вище можна вважати достатньо низьким для задовільного проведення АЕ-моніторингу. З огляду на значне згасання сигналу на високих частотах, АЕ-перетворювачі повинні бути розташовані поблизу небезпечного дефекту. Для нижчих частот рівень шуму є занадто високий, щоб виявити підростання тріщини. Це пояснює, чому на реакторі EBOR, на корпусі якого були встановлені АЕ-перетворювачі з частотою 200 кГц, не вдалося зареєструвати достовірних сигналів АЕ під час розвитку руйнування. Подібні вимірювання здійснювали на промислових реакторах Prairie Island потужністю 530 МВт (як під час введення в експлуатацію, так і при його роботі на повну потужність) та Indian Point [1].

Обговорюючи наведені результати, Бентлі вважає, що з огляду на амплітудно-частотні характеристики шумів, метод АЕ може бути ефективним тільки для моніторингу дефектів, розташованих яких у корпусі реактора відоме. Якщо б радіаційне окрихчування спричинило зміну механізму розвитку руйнування та збільшення амплітуди



АЕ-сигналів, то можливо, що АЕ-контроль можна було здійснювати для всього корпусу перетворювачами з нижчими робочими частотами. Серед чотирьох зазначених вище напрямів, де на думку автора можливе застосування АЕ-контролю, перші два на початку 1980-х років були неефективними, а от моніторинг витікання теплоносія та моніторинг зварювання виглядали більш перспективними [1].

Наступний огляд, який з'явився через два роки, опублікували Скрабі і Ведлі [2]. Описуючи позитивні і негативні аспекти застосування методу АЕ для різних етапів виготовлення та експлуатації корпусів ядерних реакторів, вони вказували на шляхи покращення точності локації та кількісної оцінки джерел акустичної емісії, враховуючи чутливість методу не тільки до росту тріщини, але і до пластичної деформації. Підтверджуючи висновки Бентлі [1], автори наголошують на перспективності застосування методу АЕ для моніторингу зварювання. Вони також зазначають, що метод може бути дуже корисним під час гідростатичних випробувань за обставин, коли матеріал частково втратив свою пластичність. Якщо ж матеріал зберігає високу в'язкість руйнування, то АЕ сигнали, які генеруються під час поширення в'язкої тріщини, можуть виявитися ослабленими для їх надійного виявлення. Високий рівень шумів і значна дисперсія інтенсивності сигналів, що виникають внаслідок підростання дефектів у експлуатаційних умовах, не дозволяють впроваджувати АЕ-моніторинг на цьому етапі розвитку. Тим не менш використання АЕ-методу для відстежування можливих наскрізних дефектів, що ведуть до витікання теплоносія, і далі виглядає дуже перспективно. Подальші дослідження потрібні, щоб з'ясувати наскільки ефективним є метод АЕ для відстежування дефектів, які виникають чи розвиваються внаслідок термошоку під час аварійного охолодження реактора.

У 1985 р. з'являється великий огляд Рунова, в якому на основі теоретико-експериментальних досягнень узагальнено багаторічний досвід використання методу АЕ для контролю цілісності конструкцій та обладнання (головним чином першого контуру) атомних електростанцій [3]. Відзначено, що метод АЕ має перевагу над іншими методами контролю у частині локації дефектів і зберігає певний потенціал для ефективного виявлення дефектів та місць витікання як перед введенням реактора в експлуатацію, так і під час періодичних гідростатичних тестів для підтвердження цілісності корпусу реактора. Саме локація тріщин під час гідростатичних тестів, на думку автора, є тим завданням, яке метод АЕ може вирішувати досить ефективно, хоч щодо результатів кількісної оцінки розмірів тріщини, то вони незадовільні. Набагато краще виглядає справа з кількісною оцінкою

наскрізних дефектів, через які витікає теплоносія, хоч і над цим застосуванням методу АЕ ще слід немало попрацювати.

У 1980–1990-х роках з'являються численні праці групи Гаттона про дослідження АЕ-моніторингу всього обладнання першого контуру включно з корпусом ядерного реактора та головних циркуляційних трубопроводів [4–31]. Ці дослідження, які проводились у Pacific Northwest Laboratory – PNL, фінансував Комітет із регулювання ядерної енергії США (U.S. Nuclear Regulatory Commission). Вони були спрямовані на впровадження методу АЕ для моніторингу цілісності корпусів ядерних реакторів. Це була єдина на той час програма, завдяки якій зазнав значного розвитку як інструментарій методу АЕ, так і його теоретичні та прикладні аспекти, включаючи значні масиви АЕ-даних, отриманих на лабораторних зразках і на реальних об'єктах контролю. Перший етап цієї програми полягав у проведенні лабораторних вимірювань на зразках, виготовлених з корпусної реакторної сталі, та встановленні кореляцій між розвитком руйнування та параметрами зареєстрованих сигналів АЕ. Другий етап полягав у АЕ-випробуваннях товстостінної модельної ємності ZB-1, яку піддавали тривалим втомним навантаженням. На третьому етапі АЕ-моніторинг проводили на діючому реакторі Watts Bar Unit 1 як під час гідростатичних передексплуатаційних випробувань, так і під час пуску реактора та його роботи. Задля кількісної оцінки параметрів АЕ-сигналів та ефективної локації джерел АЕ здійснювали окрему процедуру калібрування каналів АЕ-системи із використанням АЕ-імітаторів [26].

Впродовж цих років ідея впровадження методу АЕ для моніторингу цілісності корпусів реакторів зазнала як переоцінки, так і критики. Критика, однак, відіграла і позитивну роль, оскільки вказувала на недоробки та на проблемні місця, над якими слід було працювати. Це, загалом, сприяло розвитку самого методу АЕ.

Для відпрацювання методики було виготовлено спеціальний стенд зі зварною ємністю під тиском, на якій вивчали параметри сигналів АЕ, що виникають внаслідок поширення тріщин від механічних надрізів та від дефектів у зварному з'єднанні. Згодом цю методику було застосовано на діючому ядерному реакторі у США. Було показано, що АЕ-систему можна налаштувати так, щоб вона розрізняла сигнали від розвитку тріщини, відлаштовуючись від акустичних шумів, які виникають від перегрітого через реактор теплоносія.

**Промислове застосування АЕ для діагностики стану корпусів реакторів АЕС.** У 1984 р. Гаттон доповідав про можливість застосування АЕ-контролю за підростанням дефектів у єм-



ностях високого тиску ядерних реакторів (як під час гідростатичних випробувань, так і в робочих режимах) [10]. Роботи проводили у таких трьох напрямках:

- розроблення методів ідентифікації підростання тріщин за сигналами АЕ;
- встановлення співвідношень між зареєстрованою АЕ і підростанням тріщини;
- визначення можливостей контролю ємностей високого тиску під час гідростатичних випробувань і у робочих режимах.

Під час підготовки до гідростатичних випробувань у центральній частині ємності розмірами 120×700×1500 мм штучно створювали три втомні тріщини (рис. 1): дві на внутрішній поверхні (криві 1, 2) і одна – на зовнішній (крива 3). Розміри всіх трьох дефектів були різними. Це дозволило одержати для кожного дефекту різні швидкості росту у подальших випробуваннях.

Під час проведення гідростатичних випробувань вода мала температуру 65 і 265 °С. Для реєстрації сигналів АЕ використовували АЕ-перетворювачі трьох типів: з металевими хвилеводами, які закручували у спеціально просвердлені отвори на поверхні ємності; з металевими хвилеводами, які щільно притискали до досліджуваної поверхні; низькочастотні АЕ-перетворювачі, що безпосередньо встановлювали на поверхні ємності (їх використовували тільки у випадку гідростатичних випробувань).

Апаратура АЕ-контролю складалася з блоку реєстрації, де прийняті АЕ-сигнали опрацьовували – визначали їх часові залежності, амплітуду, різницю часу приходу та інші характеристики. Отриману інформацію переводили у цифровий код, записували на магнітну стрічку і паралельно подавали у процесор, де визначалося місце розташування дефекту, встановлювалося чи зв'язаний даний сигнал АЕ з підростанням тріщини. На підставі накопиченої інформації виробляли оцінку ступеня небезпеки дефекту.

За результатами проведених випробувань були одержані залежності глибини тріщини від числа циклів навантаження при 65 °С (рис. 1). Глибину тріщини оцінювали за величиною розкриття її вершини. У зв'язку з дією води на внутрішні дефекти останні, як виявилось, росли дещо швидше, ніж зовнішні.

З аналізу сигналів АЕ, одержаних з досліджуваної частини ємності, було встановлено, що емісія тут має певні закономірності. У всіх випробуваннях, проведених при 65 °С, сигнали мали великі амплітудні значення, які відповідали максимальним значенням навантаження в циклі. Більше 60 % сигналів мали значення амплітуди вище 9 В. На відміну від цього, за лабораторних випробувань зразків тільки 8,5 % сигналів АЕ мали ана-

логічні значення амплітуд. Крім того, виявилось, що сигнали щільно групуються біля максимального навантаження в циклі. Під час проведення лабораторних досліджень тільки близько 2 % зареєстрованих сигналів відповідало максимальному навантаженню в циклі. Більшість подій АЕ була притаманна середній величині навантаження. Інформацію про величину навантаження під час випробувань вводили в систему АЕ-контролю і запам'ятовували. З цією метою цикл навантаження умовно ділили на 100 частин. Кожному значенню навантаження відповідав номер відповідної частини, який запам'ятовувала система.

На підставі інформації про місцеположення дефекту були отримані значення швидкості рахунку сигналів АЕ залежно від часу. Разом із результатами лабораторних випробувань, що дозволили встановити швидкість рахунку сигналів, коли зростання дефектів відсутнє, отримали можливість оцінити швидкість росту дефектів. Виявилось, що швидкість росту тріщини, встановлена за даними АЕ, є дещо вищою від встановленої за вимірюваннями розкриття її вершини.

Окрім сигналів АЕ, обумовлених підростанням штучно створених дефектів, за циклічних випробувань зареєстрували АЕ від природних втомних тріщин. Ці джерела зосереджені біля області зварних швів. Подальша перевірка швів методами НК підтвердила наявність у них тріщин. Необхідно зазначити, що сигнали від тріщин реєстрували і на відстанях 3 м до найбільш віддалених АЕ-перетворювачів. У цих випробуваннях АЕ-перетворювачі щільно притискали до поверхні. Так само вони були встановлені і у випадку АЕ-контролю реактора.

Окремою задачею АЕ-досліджень під час проведення гідростатичних випробувань було оцінювання можливості локації втомних тріщин за випромінюваними ними сигналами. Проте, за періодичних навантажень, які в 1,1 рази перевер-

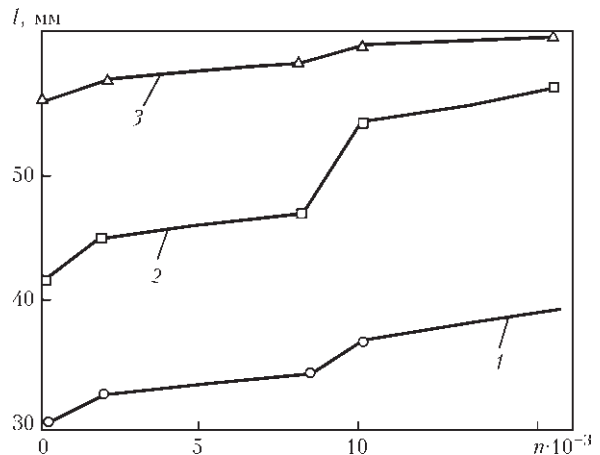


Рис. 1. Залежність глибини тріщини  $l$  від числа циклів  $n$  навантаження за температури 65 °С (позначення відповідають нумерації тріщин) [10]



шували максимальні навантаження у циклічних випробуваннях, суттєвої АЕ зареєструвати не вдалося. Ці результати змусили засумніватися в ефективності застосування АЕ-контролю з метою виявлення дефектів за гідростатичних випробувань. Зазначимо, що активність АЕ була значно вищою у випадку, коли ємність заздалегідь циклічно не навантажували до вказаних вище величин.

Однією з найважливіших проблем під час проектування систем АЕ-контролю ядерних реакторів є розроблення методу розділення сигналів, які генерує рстуча тріщина та сигналів від джерел, які не становлять небезпеки. З цією метою здійснювали чисельну обробку сигналів, яка дозволяє виділити їх істотні особливості, пов'язані зі спектральним складом (наприклад, особливості енергетичного спектру окремого сигналу, автокореляційної функції або статистичних моментів енергетичного спектру). Виділення таких особливостей дозволило зменшити кількість інформації, необхідної для опису характеристик аналізованого сигналу. На підставі встановлених особливостей імпульсів АЕ одержали правила, що дозволяють класифікувати зареєстровані сигнали.

Спочатку виділена сукупність особливостей імпульсів АЕ під час випробувань ємностей високого тиску реактора не дала задовільних результатів. Тому була складена нова група ознак сигналу АЕ, яка включала параметри авторегресійної моделі десятого порядку, що описує кожен окремий імпульс. Ця група ознак має ту перевагу, що вона не дуже чутлива до амплітуд сигналів. Ефективність її використання була продемонстрована на класифікації сейсмічних сигналів, а також в опрацюванні даних АЕ, одержаних на алюмінієвих зразках. Стосовно випробувань ємностей високого тиску реакторів, то коректність такого способу класифікації становила 75...80 %. Автори праці [10] вважають, що не дивлячись на зроблені вдосконалення, ці результати не можуть вважатися прийнятними. Статистичний аналіз показав, що коректний рівень точності у класифікації дефектів повинен забезпечувати величину похибки, яка не перевищує 10 %. Тільки в цьому випадку можливе ефективне застосування системи АЕ-контролю.

Під час проведення випробувань енергоблоку реактора система АЕ-контролю мала 16 АЕ-перетворювачів із високотемпературними хвилеводами, які притискали до поверхні корпусу реактора як у області його дна, так і біля вхідних і вихідних сопел системи циркуляції охолоджувача. Резонансні частоти перетворювачів вибирали в інтервалі 450...500 кГц. Випробування проводили за постійного підвищення температури і тиску аж до їх робочих значень 292 °С і 15,4 МПа з подальшою витримкою. У результаті експериментів встановлено, що величина шумів, що реєструють-

ся, зумовлена течією охолоджувача і залежить від умов роботи (значень температури і тиску), типу реактора, а також від типу перетворювача і конструкції хвилеводу (рис. 2).

Наведені на рис. 2 значення амплітуд сигналів від утомного підростання тріщин отримали під час попередніх випробувань ємностей високого тиску. Як видно, за температури 65 °С і тиску 2,6 МПа виділити сигнали АЕ, що генеруються втомними підростаючими тріщинами на фоні завод, навряд чи можливо навіть із використанням перетворювачів АЕ з резонансною частотою 500 кГц. За вищих температур і тиску охолоджувача умови реєстрації АЕ від тріщини значно поліпшуються. Так, за температури 177 °С і тиску 2,8 МПа, а також за вищих значень цих параметрів АЕ-перетворювачі з хвилеводами, що мають резонансну частоту 500 кГц, дозволяють досить ефективно реєструвати сигнали АЕ на фоні шумів. Окрім цього, із залежності сумарного рахунку  $N$  сигналів АЕ від рівня прикладених напружень  $p$  під час ступінчастого навантаження труби (рис. 3) видно, що під час використання високотемпера-

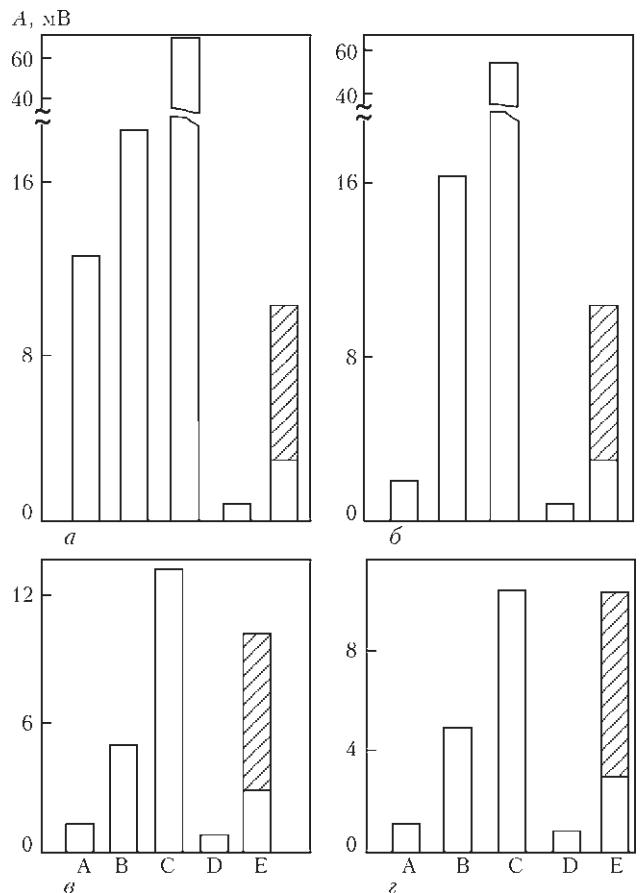


Рис. 2. Залежність рівня завод А охолоджувача від температури та тиску: А, В – зареєстрованих АЕ-перетворювачами з хвилеводом резонансної частоти 500 та 375 кГц відповідно; С – зареєстрованих високотемпературним АЕ-перетворювачем без хвилевода; D – рівень електричних завод; E – рівень сигналів АЕ за температури та тиску, відповідно: а – 65 °С, 2,8 МПа; б – 177 °С, 2,8 МПа; в – 292 °С, 8,4 МПа; з – 292 °С, 15,4 МПа [10]

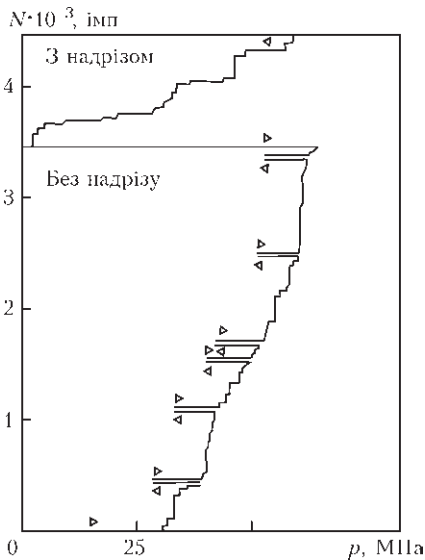


Рис. 3. Залежність сумарного рахунку  $N$  сигналів АЕ від рівня прикладених напружень  $p$  під час ступінчастого навантаження труби без надрізу та з ним [10]

турного перетворювача без хвилевода амплітуди сигналів незначно відрізняються від рівня завад і тому його застосування недоцільне. Застосовуючи ж низькотемпературні перетворювачі, можливе підвищення їх ефективності за допомогою хвилевода і зменшення чутливості до низькочастотних коливань.

З метою перевірки можливостей системи АЕ-контролю реєструвати АЕ-сигнали в робочих умовах провели серію експериментів. Компактний зразок, виготовлений з інструментальної сталі, задалегідь механічно навантажували. Після цього його встановлювали на трубу впускної магістралі, міцно прикріпивши до останньої. Далі до поверхні зразка притискали нагрітий латунний стрижень. За рахунок різниці температурних коефіцієнтів розширення відбувалося додаткове навантаження зразка, достатнє для його руйнування. Сигнали АЕ, які генерував зразок, що руйнувався таким чином, реєстрували системою АЕ-контролю за різних значень робочої температури, тиску і умов протікання охолоджувача.

За результатами проведених випробувань встановили:

АЕ-контроль дозволяє виявляти зростання як штучно створених, так і природних втомних тріщин у товстостінних ємностях високого тиску, які використовуються у ядерних реакторах;

– існує можливість детектування сигналів АЕ за наявності технологічних шумів реактора;

– дані АЕ можна використовувати для оцінювання швидкості росту втомної тріщини у товстостінній ємності високого тиску;

– застосування високотемпературних перетворювачів АЕ з хвилеводами за умов експлуатації реактора є ефективним;

– АЕ-система дозволяє достатньо надійно і безперервно вести контроль за станом працюючого реактора впродовж тривалого періоду часу (мінімум один рік);

– застосування системи АЕ-контролю дозволяє виявляти дефекти, розташовані у важкодоступних ділянках реактора.

Не менш важливими з погляду застосування методу АЕ для моніторингу цілісності корпусів ядерних реакторів є й інші праці Гаттона. До переліку завдань, поставлених для досліджень, належить розпізнавання сигналів АЕ, які є характерними тільки для росту тріщини та встановлення кореляцій між параметрами сигналів АЕ та розвитком руйнування [15–27].

Починаючи з лабораторних досліджень зразків, виготовлених із реакторної сталі A533B Class 1, дослідження продовжили на дослідній ємності ZB-1 з товщиною стінки 120 мм, а згодом і на першому реакторі АЕС Watts Bar. Вони показали, що АЕ-моніторинг корпусу діючого реактора можна успішно здійснювати не менше року за умов відлаштування від існуючих акустичних завад. Для цього добре себе зарекомендували високотемпературні АЕ-перетворювачі. Навіть в області найвищого радіаційного опромінення АЕ-моніторинг цілісності корпусу реактора виглядав перспективно. У кінці 1980-х років накопичені результати АЕ-досліджень дозволяють перейти до активного впровадження АЕ-методу у ядерну енергетику [25]. Без такого впровадження отримані результати АЕ-досліджень залишаються цікавою технічною інформацією.

У 1993 р. опубліковано звіт групи Гаттона про впровадження АЕ-системи контролю на першому енергоблоці АЕС Limerick у Філадельфії [31]. Ця праця виконувалась впродовж 1989–1993 рр., маючи на меті продемонструвати, що за допомогою АЕ-моніторингу можна ефективно реєструвати зародження тріщини та відстежувати її ріст на обладнанні першого контуру під час роботи реактора. У 1989 р. під час чергового ультразвукового обстеження обладнання першого контуру виявили тріщиноподібний дефект у зварному з'єднанні головного циркуляційного трубопроводу реактора. Його було класифіковано як міжзеренну корозійну тріщину, яка мала приблизно 18 см довжини і 10 мм глибини. Розрахувавши тріщинозміцність трубопроводу, енергогенеруюча компанія вирішила встановити контрольний зразок для відстежування динаміки розвитку тріщини, а також використати систему АЕ-моніторингу для реєстрування актів підростання тріщини під час роботи реактора. Оскільки АЕ-моніторинг на цей час торував свій шлях до нормативної бази, було укладено контракт про впровадження такого моніторингу із використанням АЕ-системи, розро-



бленої у національній лабораторії PNL (згодом – PNNL) під патронатом USNRC, тобто державної наглядової Ради з ядерних досліджень.

У рамках цього контракту передбачали продемонструвати працездатність та ефективність АЕ-моніторингу на обладнанні першого контуру реактора, використовуючи попередні напрацювання PNL, серед яких [31]:

- встановлення в лабораторних умовах кореляційних залежностей між характеристиками сигналів АЕ та параметрами ростучої тріщини, використовуючи стандартні зразки на тріщиностійкість;

- відпрацювання в лабораторії методики АЕ-моніторингу на товстостінних трубах і ємностях як за статичних, так і за втомних навантажень аж до розриву в умовах, наближених до експлуатаційних;

Для моніторингу тріщини використали первинні перетворювачі з хвилеводами і попередніми підсилювачами та восьмиканальну АЕ-систему. Підготовку і встановлення системи здійснювали згідно із затвердженою у Кодексі ASME нормою Case N-471 “Acoustic emission for successive inspection” [32]. На першому етапі були виготовлені спеціальні модулі первинних перетворювачів, кожен з яких виглядав як блок розміром 64×38×32 мм. В середині перетворювача містився п’єзокристал, вихід якого під’єднаний до індуктивної обмотки для регулювання спектральних характеристик та до попереднього підсилювача з коефіцієнтом підсилення 20 дБ. Його вихід з’єднано з BNC-конектором на корпусі блоку. Поверхня п’єзокристала через ізоляційний диск з оксиду алюмінію випиралася у кінець хвилевода, який на кілька міліметрів заходив всередину блоку. Для акустичного з’єднання контактуючих поверхонь використали клей Hysol EA934. Хвилеводи довжиною 2,7 м і діаметром 8,2 мм, а також корпуси блоків виготовили із корозійностійкої сталі типу 304. Приєднання цих модулів до АЕ-системи здійснювали за допомогою коаксіальних кабелів [31].

Калібрування чутливості первинних перетворювачів проводили у лабораторіях PNL на сталевій плиті розміром 102×305×305 мм. Для визначення спектральних характеристик первинних перетворювачів на поверхні плити створювали широкосмуговий акустичний шум від обдування її поверхні струменем гелію під тиском. Виявилося, що всі первинні перетворювачі демонстрували найвищу чутливість на частотах 400...425 кГц. При цьому рівень сигналу був задовільний, незважаючи на майже триметрову довжину хвилеводів [31].

Функціональність АЕ-системи перевіряли за допомогою АЕ-симулятора AES-1, що генерував спеціальні сигнали відповідної амплітуди, тривалості та затримки для налаштування системи

локації джерел АЕ. Відтак система реєстрування АЕ-сигналів пройшла перевірку відповідно до нормативу Кодексу ASME, згідно з яким хвилевід первинного перетворювача був зафіксований на калібрувальній плиті, після чого реєстрували по 10 разів сигнали, збуджені одним із наступних трьох способів [31]:

- ламанням грифеля олівця 0,3 мм твердості 2Н відповідно до стандарту ASTM E976;

- ударом сталеві кульки, вкиненої з певної висоти на поверхню блоку;

- збудженням пружних хвиль за допомогою п’єзокерамічного імітатора, розташованого на верхній плиті і під’єданого до генератора сигналів. Кожний імпульс повинен містити не менше, ніж п’ять періодів коливань.

За вимогами статті N-471 Кодексу ASME АЕ-система повинна розрізняти сигнали, отримані від росту тріщиноподібного дефекту (ламання грифеля олівця), від інших сигналів, що не пов’язані з ростом тріщини (кулька та імітатор), причому достовірність виявлення повинна бути щонайменше 8 із 10. Встановлено, що АЕ-система у всіх 10 випадках ламання грифеля олівця ідентифікувала сигнали як такі, що виникли від росту тріщини. Щодо падаючої кульки, то система ідентифікувала 6 із 10-ти сигналів, як таких, що не зумовлені внаслідок тріщиноутворення. А щодо імітатора, то всі 10 сигналів були категоризовані вірно [31].

Наступним етапом було встановлення первинних перетворювачів із хвилеводами на об’єкт контролю приєднанням кабелів через герметичну оболонку реактора. Після встановлення АЕ-системи необхідно було провести два кваліфікаційні кроки. Один повинен був довести працездатність на предмет виявлення та локації сигналів АЕ, інший – перевірити чи достатньо чутливі первинні перетворювачі із хвилеводами. Працездатність системи випробовували за допомогою ламання грифелів 0,5 мм на поверхні трубопроводу. Ці випробування пройшли успішно і після певних заходів, що були спрямовані на подолання проблеми шумів (наприклад, підсилення попередніх підсилювачів було підвищено до 40 дБ), АЕ-систему остаточно верифікували. Наприкінці 1989 р. система АЕ-моніторингу тріщини у циркуляційному трубопроводі першого контуру на АЕС Limerick була включена. Щомісяця оператори АЕС замінювали магнетний носій, наповнений АЕ-даними моніторингу, і відправляли його для аналізу до PNL. Після проведеного аналізу звіт про локацію джерел АЕ, кількість сигналів від кожного активного джерела та класифікацію джерел АЕ надсилали до енергогенеруючої компанії [31].

АЕ-система, що відпрацювала у безперервному режимі впродовж 16,5 місяців, показала свою



працездатність, а АЕ-метод продемонстрував перспективність для онлайн-моніторингу дефектів обладнання першого контуру реакторів АЕС. Виявилось, що шуми теплоносія не становлять серйозних проблем, як вважали на початку, оскільки АЕС Limerick обладнана реакторами типу BWR. Найбільшою проблемою виявився занадто високий рівень електричних наведених шумів, зумовлений якістю кабелів, що проходять через герметичну оболонку реактора [31].

Цікавими є особливості аналізу АЕ-даних, зареєстрованих системою АЕ-моніторингу. До результатів, які записувались на магнетній стрічці, належали рахунок імпульсів, диференційні часи приходу до кожного із первинних перетворювачів, послідовність прибування хвилі АЕ до перетворювачів, час наростання амплітуди, пікові значення амплітуд огинаючих та реальний час події. Для локації джерел АЕ обстежувана поверхня була умовно поділена на 36 однакових сегментів. Аналіз першого масиву АЕ-даних, проведений для встановлення кореляцій між параметрами сигналів АЕ та параметрами росту тріщини, виявив значну кількість неінформативних сигналів, не пов'язаних із ростом тріщини. Для їх відсіювання створено спеціальний фільтр. Як наслідок, переважна більшість неінформативних сигналів зникла, хоч була втрачена при цьому зовсім незначна частина інформативних сигналів від підростаючих тріщин [31].

Аналізуючи АЕ дані лабораторного моніторингу росту тріщини у корпусній реакторній сталі SA-533B та результати ультразвукового контролю, отримали апроксимаційну залежність:

$$da/dt = 10^3 (dN/dt)^{0,53}, \quad (1)$$

де  $da/dt$  виражена у мікродюймах за секунду, а швидкість рахунку у кількості імпульсів за секунду на градус. Така одиниця вимірювання швидкості рахунку була вибрана замість імпульс за секунду задля нормалізації рахунку імпульсів на 36-ти десятиградусних сегментах. Це відповідає залежності

$$da/dt = 2,62 (dN/dt)^{0,53}, \quad (2)$$

якщо  $da/dt$  виражена у мкм/с.

Використовуючи залежність (2), розрахували максимальне підростання тріщини за отриманими АЕ даними моніторингу циркуляційного трубопроводу. Воно становило приблизно 9 мм впродовж 15 місяців. Із аналізу результатів ультразвукового діагностування отримали ~12 мм росту тріщини, тобто досить добру кореляцію. Необхідно підкреслити, що чутливість методу АЕ є набагато вищою, ніж методу ультразвукового діагностування, хоч отримані розрахункові значення за даними АЕ були заниженими приблизно на 30 %, правдоподібно через кореляційну залеж-

ність (1). В той же час підростання тріщини на 2,5 мм в трубопроводі відображалося реєструванням 3–5 імпульсів системою АЕ, що можна вважати граничною чутливістю використаного обладнання. Для ультразвукового діагностування таким порогом вважали 20 % від товщини стінки, тобто понад 6 мм [31].

Крім зазначених вище, слід згадати й інші праці, в яких за допомогою лабораторних АЕ-досліджень вивчали механізми утворення пружних хвиль АЕ під час руйнування корпусних реакторних сталей. Зокрема, Огіра й Пао досліджували процес зародження мікротріщини у компактних зразках товщиною 25 мм, виготовлених із корпусної реакторної сталі A533B, під час випробувань на тріщиностійкість [33, 34]. Для цього використовували восьмиканальну АЕ-систему з широкосмуговими перетворювачами, які мали верхню частотну межу 3000 кГц та попередніми підсилювачами зі смугою пропускання 10...2000 кГц і підсиленням 60 дБ. Оцифрування сигналів здійснювали за допомогою десятизрядного аналого-цифрового перетворювача на частоті 30 МГц. Дослідження масивів даних дозволило виділити два характерні типи сигналів АЕ, які на думку дослідників мали б відповідати різним механізмам утворення пружних хвиль. Розглядаючи три можливі механізми генерування АЕ-сигналів – рух дислокацій; утворення мікротріщин через відшарування неметалевих включень (наприклад, MnS) та ріст тріщини за механізмом коалесценції мікропор – і аналізуючи характер акустограм, дослідники дійшли висновку, що перший тип зареєстрованих сигналів зі стрімким імпульсом шириною ~0,2 мкс відображає поздовжні хвилі, які генеруються під час відшарування MnS включень. Другий тип із повільнішим (~1 мкс) наростанням амплітуди, найправдоподібніше, відноситься до коалесценції мікропор – домінуючого механізму в'язкого руйнування.

Не менш цікавими є АЕ-дослідження німецьких учених, що проводились у рамках програми безпеки ядерних реакторів HDR на корпусі зупиненого ядерного реактора біля Франкфурта за умов термошоку, циклічного навантаження та гідростатичних випробувань [35–40]. Аналізуючи масиви АЕ-даних, отриманих за допомогою промислової АЕ-системи DART виробництва Dunegan/Endevco Co. та шестиканальної системи обробки АЕ-даних IzfP, учені зуміли виокремити сигнали, які генерувались під час тертя берегів тріщин, від сигналів, утворених під час їх підростання. При цьому границя чутливості виявлення розвитку тріщини за допомогою АЕ-методу становила 1...5 мм<sup>2</sup> [38]. У іншій праці наголошено, що справжні параметри розвитку тріщини за термошоку не можна отримати під час лабо-





раторних випробувань зразків, а лише внаслідок натурних випробувань на ємностях, ідентичних чи наближених до реальних [39]. Метод АЕ, на думку авторів, є перспективним, якщо отримані дані проходять відповідну математичну обробку із залученням апарату механіки руйнування.

1. *Bently P. G.* A review of acoustic emission for pressurised water reactor applications // *NDT Intern.* – 1981. – **14**. – P. 329–335.
2. *Scruby C. B., Wadley H.N.G.* An assessment of acoustic emission for nuclear pressure vessel monitoring // *Progress in Nuclear Energy.* – 1983. – **11**. – P. 275–297.
3. *Runow P.* The use of acoustic emission methods as aids to the structural integrity assessment of nuclear power plants // *Intern. J. of Pressure Vessels and Piping.* – 1985. – **21**. – P. 157–207.
4. *Acoustic emission monitoring of ASME section III hydrostatic test, Watts Bar Unit 1 nuclear reactor / P.H. Hutton, T.T. Taylor, J.F. Dawson et al. / Research Report NUREG/CR-2880, PNL-4307.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1982. – 52 p.
5. *Observation and identification of crack growth modes in reactor steels using acoustic emission / R.H. Jones, P.H. Hutton, M.A. Friesel, S.M. Wolf // Workshop Proceedings.* – PNL-SA-12656. – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1984. – 136 p.
6. *Acoustic emission monitoring of hot functional testing: Watts Bar Unit 1 nuclear reactor / P.H. Hutton, J.F. Dawson, M.A. Friesel et al. / Research Report NUREG/CR-3693, PNL-5022.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1984. – 52 p.
7. *Hutton P. H., Kurtz R. J., Pappas R. A.* AE/Flaw characterization for nuclear pressure vessels // *Proc. of the 10<sup>th</sup> annual Conference Review of progress in quantitative nondestructive evaluation; Santa Cruz, 7–12 Aug. 1983.* – New York, 1984. – 3B. – P. 735–743.
8. *Summary of detection, location, and characterization capabilities of AE for continuous monitoring of cracks in reactors / P.H. Hutton, R.J. Kurtz, M. A. Friesel et al. / Research Report PNL-SA-12548.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1984. – 20 p.
9. *Hutton P. H., Pappas R. A., Friesel M. A.* Acoustic emission monitoring of preservice testing at Watts Bar Unit 1 nuclear reactor // *Research report PNL-SA-12567.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1984. – 8 p.
10. *Hutton P. H., Kurtz R. J.* Acoustic emission for on-line reactor monitoring. Results from field tests // *Proc. of the 11<sup>th</sup> Annual conf. on Review of progress in quantitative nondestructive evaluation, San Diego, CA, 8–13 July, 1984.* – New York, 1985. – P. 701–708.
11. *Hutton P. H., Kurtz R. J.* Current capabilities for continuous AE monitoring to detect flaws in reactor pressure boundaries // *Research Report PNL-SA-13035.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1985. – 17 p.
12. *Hutton P. H.* Continuous AE monitoring of nuclear plants to detect flaws: status and future // *CSNI specialist meeting on continuous monitoring techniques for assuring coolant circuit integrity, London, 12 Aug 1985; Report PNL-SA-13336.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1985. – 14 p.
13. *Hutton P. H.* On-line acoustic emission monitoring of nuclear reactor systems – status and future // *J. of Acoustic Emission.* – 1985. – **4** – P. S74–S76.
14. *Hutton P. H., Kurtz R. J., Pappas R. A.* Acoustic emission for on-line reactor pressure boundary monitoring // *Research Report PNL-SA-12195.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1985. – 5 p.
15. *Hutton P. H., Kurtz R. J.* Acoustic emission for on-line reactor monitoring: Results of intermediate vessel test monitoring and reactor hot functional testing // *Nuclear Eng. and Design.* – 1985. – **86**. – P. 3–11.
16. *Acoustic emission results obtained from testing the ZB-1 Intermediate scale pressure vessel / P.H. Hutton, R.J. Kurtz, R.A. Pappas et al. / Research Report NUREG/CR-3915, PNL-5184.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1985. – 240 p.
17. *Hutton P. H., Kurtz R. J., Pappas R. A.* Acoustic emission monitoring of ZB-1 Intermediate scale vessel test // *Nuclear Eng. and Design.* – 1985. – **84**. – P. 171–178.
18. *Hutton P. H., Friesel M. A., Kurtz R. J.* Progress for on-line acoustic emission monitoring of cracks in reactor systems // *Research Report PNL-SA-13350.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1985. – 18 p.
19. *Summary of detection, location and characterization capabilities of AE for continuous monitoring of cracks in reactors / P.H. Hutton, R.J. Kurtz, M.A. Friesel et al. // Proc. of the 12<sup>th</sup> Water reactor safety research information meeting; USNRC Conference Proceedings NUREG/CP-0058.* – 1985. – **4**. – P. 362–380.
20. *Hutton P. H., Kurtz R., Friesel M. A.* Progress for on-line acoustic emission monitoring of cracks in reactor systems // *Proc. of the 13<sup>th</sup> Water reactor safety research information meeting; USNRC Conf. Proc. NUREG/CP-0072.* – 1986. – **2**. – P. 553–564.
21. *Hutton P. H., Friesel M.A., Kurtz R.* Progress for on-line acoustic emission monitoring of cracks in reactor systems // *Proc. of the 14<sup>th</sup> Water reactor safety research information meeting; USNRC Conf. Proc. NUREG/CP-0082.* – 1987. – Vol. 2. – P. 43–56.
22. *Hutton P. H., Friesel M. A., Kurtz R. J.* On-line acoustic emission monitoring for crack growth in LWRs // *Proc. of the 15<sup>th</sup> Water reactor safety research information meeting; USNRC conf. Proc. NUREG/CP-0091.* – 1988. – **2**. – P. 333–342.
23. *Doctor S. R., Taylor T. T., Hutton P. H.* Overview of NRC funded NDE research at US Pacific Northwest laboratory // *Nuclear Eng. and Design.* – 1985. – **87**. – P. 207–214.
24. *Hutton P. H.* Acoustic emission/flaw relationship for in-service monitoring of nuclear pressure vessels: Progress report // *Research Report NUREG/CR-4300; PNL-5511.* – Vol. 3, No. 2. – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1987. – 13 p.
25. *Hutton P.H., Kurtz R.J., Friesel M.A.* Progress for on-line acoustic emission monitoring of cracks in reactor systems // *Nuclear Eng. and Design.* – 1987. – **98**. – P. 135–140.
26. *Acoustic emission system calibration at Watts Bar Unit 1 Nuclear Reactor / P.H. Hutton, M. A. Friesel, J.F. Dawson, J.C. Harris / Research Report NUREG/CR-5144, PNL-6549.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1988. – 32 p.
27. *Hutton P. H.* Acoustic emission for continuous monitoring of light-water reactor systems: a status review // *Materials Evaluation.* – 1988. – **46**, № 2. – P. 241–246.
28. *Hutton P. H.* An overview of development and application of acoustic emission methods in the United States // *Nuclear Eng. and Design.* – 1989. – **113**. – P. 59–69.
29. *Hutton P. H., Kurtz R. J., Friesel M. A.* Acoustic emission/flaw relationships for inservice monitoring of LWRs // *Research Report NUREG/CR-5645, PNL-7479.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1991. – 116 p.
30. *Hutton P. H.* Listening to reactor pressure boundaries for the sounds of cracks and leaks // *Nuclear Eng. Intern.* – 1993. – **38** – P. 38–40.
31. *Hutton P. H., Friesel M. A., Dawson J. F.* Continuous AE crack monitoring of a dissimilar metal weldment at Limerick Unit 1 // *Research Report NUREG/CR-5963, PNL-8844.* – Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1993. – 91 p.
32. *Inservice inspection code case acceptability; Regulatory guide 1.147; ASME Section XI; Division 1 / Office of Nuclear Regulatory Research, USNRC.* – Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission. – 1994. – Revision 11. – 10 p.
33. *Ohira T., Pao Y.-H.* Microcrack initiation and acoustic emission during fracture toughness tests of A533B // *Metallurgical Transaction.* – 1986. – 17A. – P. 843–852.
34. *Ohira T., Pao Y.-H.* Quantitative characterization of microcracking in A533B steel by acoustic emission // *Ibid.* – 1989. – 20A. – P. 1105–1114.
35. *Kussmaul K., Blind D., Jansky J.* Influence of repair welding on cyclic thermal shock behaviour of a RPV nozzle corner // *Intern. J. of Pressure Vessels and Piping.* – 1986. – **25**. – P. 89–109.



36. *Interpretation of crack propagation events on the basis of acoustic emission signals and other non-destructive test results concerning cracks in RPV nozzle under cyclic thermal shock loading* / G. Deuster, F. Walte, E. Waschkies, G.E. Neubrech // Nuclear Eng. and Design. – 1986. – **96**. – P. 381–394.
37. *Waschkies E., Hepp K., Hoeller P.* Monitoring thermal shock induced crack growth in a feed water nozzle corner of a reactor pressure vessel by acoustic emission // NDT Intern. – 1986. – **19**. – P. 197–202.
38. *Gries H., Waschkies E.* Results of acoustic emission during mechanical and thermal loadings of vessel components and their fracture mechanical interpretation // Nuclear Eng. and Design. – 1988. – **106**. – P. 399–403.
39. *A fracture mechanics interpretation of acoustic emission results* / G. E. Neubrech, F. Walte, E. Waschkies, M. Klein // Ibid. – 1989. – **112**. – P. 139–154.
40. *Deuster G., Brinette R.* Surveillance of defects under cyclic loads and during hot and cold hydro-tests by acoustic emission, UT and potential drop techniques (German HRD-programme) // Ibid. – 1991. – **128**. – P. 67–78.

First acoustic-emission (AE) measuring systems of commercial modification were developed, and correlations between AE signal parameters and fracture propagation characteristics were established in the first half of the XXth century. This was exactly the basis for awakening the interest of nuclear energy technology developers and operators to this new method, which will eventually become an effective addition to the existing technologies of non-destructive testing (NDT) for detection and monitoring of nuclear reactor body defects. In view of the extremely high requirements made to such facilities in terms of their quality and integrity, significant efforts were focused on AE method development and its introduction into industry already at the end of 1970ties. Practical realization of the techniques and means for AE monitoring and diagnostics of the condition of NPP reactor bodies confirmed the high effectiveness of the method, although different opinions were expressed on this subject at the start of their introduction. 40 References, 3 Figures.

*Keywords: acoustic emission, fracture development indices, nuclear power technologies, defect detection and monitoring*

Надійшла до редакції  
10.09.2014

## СЕМІНАР «СТАНДАРТИЗАЦІЯ, СЕРТИФІКАЦІЯ, НОВІТНІ ТЕХНОЛОГІЇ»

27 січня 2015 р. відбувся науково-практичний семінар «Стандартизація, сертифікація, новітні технології», організований Українським товариством неруйнівного контролю та технічної діагностики. Участь у заході взяли представники учбових та екзаменаційних центрів, органів сертифікації персоналу неруйнівного контролю (НК), експертно-технічних центрів, органів атестації випробувальних лабораторій.

В ході семінару розглядалися проблеми стандартизації в галузі НК в Україні, зокрема Закон України про стандартизацію, який набув чинності 3 січня 2015 р. Бурхливе обговорення викликало повідомлення про прийняття 22 європейських та міжнародних стандартів як національних стандартів України методом підтвердження з набранням чинності з 01.01.2016 р. Цей метод став одним із нових положень Закону про стандартизацію України, який передбачає прийняття стандартів «однією з мов відповідних міжнародних або регіональних організацій стандартизації». Тобто, зазначені стандарти прийняті в Україні англійською мовою. З повним списком стандартів, прийнятих відповідно до наказу Мінекономрозвитку України від 30.12.2014 р. №1494, можна ознайомитися на офіційному сайті міністерства.

Цікавою та інформативною була презентація на семінарі Настанови Європейської Федерації неруйнівного контролю (EFNDT) «Комплексна система якості НК», яка охоплює всі аспекти діяльності, що стосуються неруйнівного контролю в Європейському союзі, зокрема, системи незалежної сертифікації персоналу НК та сертифікації роботодавцем, вимоги до кваліфікації персоналу НК в авіаційній промисловості та атомній енергетиці, вимоги та порядок акредитації органів оцінки відповідності в ЄС, чинні європейські та міжнародні стандарти в галузі НК для всіх методів неруйнівного контролю та різних секторів промисловості, а також людський фактор, який впливає на результати контролю.

Темами обговорення також були питання акредитації органів сертифікації персоналу НК в Україні, вимоги до екзаменаційних центрів та центрів підготовки фахівців у цій сфері.

Друга частина семінару була присвячена останнім розробкам відділу «Неруйнівні методи контролю якості зварних з'єднань» Інституту електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України. Учасникам семінару були продемонстровані прилади локального намагнічування з можливістю сканування поверхні, досягнення комп'ютерної радіографії без використання рентгеновської плівки та застосування низькочастотного ультразвукового контролю на об'єктах великої протяжності.

Учасники семінару в невимушеній атмосфері обговорили актуальні проблеми, з якими вони стикаються у повсякденній роботі, та шляхи їх вирішення, а також висловили побажання аби такі семінари стали традиційними.

Щунак С.О.  
ІЕЗ ім. Є. О. Патона НАН України