

Застосування методів аналізу шумів у системах діагностики реакторів типу ВВЕР

Наведено деякі результати досліджень, отриманих за допомогою систем діагностики, які побудовані на методах аналізу шумів, та представлено історію впровадження систем шумової діагностики починаючи з перших ВВЕР до теперішнього часу. Розглянуто фізичні особливості визначення параметрів вібростану внутрішньокорпусних пристроїв та тепловидільних збірок, а також інших параметрів, важливих для безпечної експлуатації ВВЕР. Представлено спектри шумової складової сигналів нейтронних детекторів, розташованих в активній зоні та поза корпусом реактора. Основну увагу приділено можливості виконання комплексною системою діагностики таких завдань, як визначення швидкості теплоносія через активну зону та температурного коефіцієнта реактивності.

Ключові слова: системи шумової діагностики, вібростан внутрішньокорпусних пристроїв, вібростан тепловидільних збірок, швидкість теплоносія, температурний коефіцієнт реактивності.

В. І. Борисенко, Д. В. Будик, В. В. Горанчук

Применение методов анализа шумов в системах диагностики реакторов типа ВВЭР

Приведены некоторые результаты исследований, полученные с помощью систем диагностики, которые построены на методах анализа шумов, и представлена история внедрения систем шумовой диагностики, начиная с первых ВВЭР до настоящего времени. Рассмотрены физические особенности определения параметров вибросостояния внутрикорпусных устройств и тепловыделяющих сборок, а также других параметров, важных для безопасной эксплуатации ВВЭР. Представлены спектры шумовой составляющей сигналов нейтронных детекторов, расположенных в активной зоне и вне корпуса реактора. Основное внимание уделено возможности реализации в комплексной системе диагностики таких задач, как определение скорости теплоносителя через активную зону и температурного коэффициента реактивности.

Ключевые слова: системы шумовой диагностики, вибросостояние внутрикорпусных устройств, вибросостояние тепловыделяющих сборок, скорость теплоносителя, температурный коэффициент реактивности.

Забезпечення надійної та безпечної експлуатації реакторної установки (РУ) неможливе без контролю вібростану основного обладнання РУ, зокрема корпусу реактора, внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП), тепловидільних збірок (ТВЗ), обладнання та трубопроводів головного циркуляційного контуру (ГЦК). Отримані при цьому параметри вібростану дають змогу виявити вузли і компоненти, які найбільше піддаються впливу експлуатаційних режимів РУ, щоб оцінити вироблення проектного ресурсу обладнання й можливість продовження терміну експлуатації енергоблоків.

Безпека АЕС багато в чому залежить від надійності палива в процесі нормальної експлуатації та в разі зовнішніх динамічних впливів. Значну частку відмов ядерного палива реакторів з водою під тиском становлять відмови, спричинені вібрацією.

Фретинг-знос оболонки тепловидільних елементів (ТВЕЛ) у місцях контакту з дистанціонуючими решітками (ДР) призводить до значних економічних втрат через забруднення першого контуру та необхідність дострокової зупинки РУ для виявлення та заміни відмовивших ТВЗ. За даними [1], на зарубіжних реакторах відмови ядерного палива внаслідок вібрації ТВЗ становлять близько 50 %. Тому фретинг-знос оболонки ТВЕЛ має важливий вплив на забезпечення надійності палива як через збільшення глибини вигорання і терміну експлуатації ТВЗ, так і в зв'язку з впровадженням нових конструкцій ТВЗ.

Для моніторингу вібраційного стану ВКП, ТВЗ і корпусу реактора розроблено й впроваджуються системи внутрішньореакторної шумової діагностики (СВШД).

Діагностування вібростану ВКП та ТВЗ побудовано на непрямих вимірах. Наприклад, ВКП та ТВЗ контролюються за позазонним і внутрішньозонним нейтронним шумом. За нейтронним шумом визначаються й інші важливі параметри експлуатації РУ: швидкість теплоносія через активну зону, кипіння теплоносія, коефіцієнти реактивності тощо. Наявність сторонніх предметів у ГЦК виявляється за корпусним акустичним шумом. А ось, наприклад, вібраційна діагностика основного обладнання та трубопроводів ГЦК базується на прямих вимірах вібрацій і пульсації тиску теплоносія.

У статті наведено історію впровадження систем шумової діагностики починаючи з перших ВВЕР до теперішнього часу та результати досліджень, отриманих за допомогою СВШД на ВВЕР-1000.

Про застосування СВШД на реакторах типу PWR. Стисло розглянемо стан справ на АЕС у світі із застосуванням систем діагностики, побудованих на використанні методів шумового аналізу.

Французький концерн EDF експлуатує 58 реакторів типу PWR (34 блоки потужністю 900 МВт, 20 блоків потужністю 1300 МВт і 4 блоки потужністю 1500 МВт). Протягом тривалого часу накопичується централізована база даних (ЦБД) вібростану ВКП на всіх реакторах. Віброшумові вимірювання позазонного нейтронного потоку і сигналів акселерометрів автоматизовані на всіх PWR.

Значний обсяг накопиченої інформації в централізованій базі даних допомагає достовірно ідентифікувати зміни вібростану ВКП та ТВЗ. При цьому виділяються три найбільш важливих, чисто механічних явища, які впливають на вібростан ВКП та ТВЗ:

зміна жорсткості елементів, що визначають вертикальний притиск шахти;

зміна жорсткості пружинних блоків і дистанціонуючих решіток ТВЗ;

знос поверхонь контакту шахти і корпусу реактора в нижніх шпонках.

Німеччина, маючи значний власний дослідницький потенціал, однією з перших стала виробляти промислові СВШД. На всіх енергоблоках АЕС Німеччини з PWR встановлено системи віброшумового моніторингу обладнання РУ, зокрема для визначення вібростану ВКП і ТВЗ.

Поряд із позазонним нейтронним шумом і сигналами датчиків вібрацій, у СВШД аналізуються сигнали внутрішньозонного нейтронного шуму. За допомогою останніх отримують більш детальну інформацію про вібростан ВКП і ТВЗ.

На енергоблоках АЕС США віброшумова діагностика ВКП здійснюється обробкою позазонних нейтронних шумів. Діагностичні вимірювання проводяться періодично, відповідно до регламенту технічного обслуговування PWR.

Впровадження СВШД на реакторах типу ВВЕР. Історія впровадження СВШД на ВВЕР є більш багатою [1, 2].

Розвиток віброшумового аналізу було ініційовано в НДР, де в 1972—1976 роках на АЕС Greifswald з ВВЕР-440 (проект В-230) відбувалися аномальні вібрації аварійних регулюючих касет (АРК), а в 1985—1986 роках — аномальні вібрації шахти реактора. Після вивчення причин підвищеної вібрації конструкцію паливної частини АРК змінили, щоб зменшити витрати теплоносія. Для контролю вібрацій вперше на ВВЕР-440 встановили внутрішньозонні нейтронні детектори прямого заряду (ДПЗ). На радянських АЕС перші блоки з ВВЕР-440 експлуатувалися без ДПЗ, енергорозподіл по об'єму активної зони визначався нейтронно-активаційними методами.

Діагностичні дослідження на АЕС Greifswald розпочалися в Інституті ядерних досліджень (м. Россендорф, НДР) у 1974 році; в 1975 році було розроблено й впроваджено першу дослідну СВШД, а в 1977 році організовано діагностичну групу. Співробітники цього Інституту брали участь у перших шумових дослідженнях на ВВЕР-1000 Запорізької АЕС в 1989 році.

Перші промислові СВШД SÜS на ВВЕР-440, встановлені на АЕС «Дуковани», «Богуніце», а пізніше на Кольській і Нововоронезькій АЕС, поставляла фірма Siemens.

На ВВЕР-1000 першу систему внутрішньореакторної шумової діагностики встановили на першому блоці Калінінської АЕС у 1991 році. Це була СВШД CARD угорського виробництва, яка пройшла широку апробацію на ВВЕР-440 АЕС «Пакш».

У 2000 році на першому блоці АЕС «Темелін» з ВВЕР-1000, вже на етапі пуско-налагоджувальних випробувань (ПНВ), впровадили СВШД компанії Westinghouse, обладнавши систему внутрішньозонними акселерометрами. Як і всі інші системи контролю та діагностики ВВЕР-1000, СВШД компанії Westinghouse включено в глобальну станційну мережу, побудовану за технологією ALLY [3].

Впровадження СВШД на реакторах типу ВВЕР-1000 в Україні. В Україні на реакторах типу ВВЕР системи шумової діагностики впроваджуються останнім часом для обґрунтованого продовження терміну експлуатації та застосування нових поколінь ТВЗ, зокрема ТВЗ альтернативних виробників. СВШД на АЕС України постачається у складі «Комплексної системи діагностики (КСД) систем реакторної установки і системи контролю переміщення трубопроводів 1-го контуру реактора ВВЕР-1000 типу В-320 (КСД-320)» [4].

Локальними системами діагностики в КСД є:

система внутрішньореакторної шумової діагностики (СВРШД, раніше — СВШД);

система виявлення вільних і слабозакріплених предметів;

система контролю протікань теплоносія 1-го контуру в складі двох фізично незалежних підсистем: підсистеми акустичного контролю протікання і підсистеми контролю течі по вологості;

система віброконтролю і діагностики ГЦН;

система діагностики залишкового ресурсу;

система контролю переміщення трубопроводів 1-го контуру.

СВРШД у стандартному виконанні зазвичай базується на датчиках п'яти типів: датчиках абсолютних переміщень; датчиках відносних переміщень; датчиках пульсацій тиску; іонізаційних камерах (ІК); детекторах прямого заряду.

Першу СВРШД на ВВЕР-1000 впроваджено на енергоблоці № 1 Южно-Української АЕС в 2014 році.

Основні завдання СВШД. Шуми енергетичного реактора — це складні взаємопов'язані явища нейтронної фізики, теплогідравлики, акустики і механіки. Їх інтерпретація дає змогу створювати інструмент ранньої діагностики стану РУ — шумову діагностику. Нейтронно-шумова діагностика базується на моніторингу флукуаційних складових нейтронного потоку.

Головним завданням віброшумового діагностування є визначення вібростану обладнання на основі аналізу зміни частотних характеристик як за міжремонтний період, так і за час життя реакторної установки. Отримання частотних характеристик сигналу базується на виконанні швидкого перетворення Фур'є. Для визначення інших характеристик у СВШД застосовують алгоритми розрахунку авто- та взаємно кореляційних функцій, авто- та взаємно спектральної густини потужності, когерентності, реосансу, імпульсної перехідної функції, фазового аналізу тощо.

Розглянемо приклади реалізації деяких завдань у СВРШД КСД.

1. Швидкість теплоносія через активну зону (ТВЗ) є важливим параметром, що впливає на вібростан ТВЗ. Однак у проекті ВВЕР не вимірюються швидкість або витрата теплоносія через ТВЗ. Оцінка витрат через ТВЗ може бути виконана за загальною витратою по 1-му контуру реактора. Треба відзначити істотну невизначеність такого методу, на яку впливають різні фактори: потужність ТВЗ, конструкція ТВЗ, місце розташування ТВЗ в активній зоні тощо.

На ряді ВВЕР-440 реалізовано систему поканально-го виміру витрати теплоносія, засновану на аналізі нейтронних шумів флукуаційної складової сигналів ДПЗ. В основі методу визначення швидкості теплоносія лежить визначення кореляції сигналів ДПЗ, розташованих в одному каналі нейтронних вимірювань (КНВ) і викликаних проходженням по ТВЗ уздовж КНВ локальної флукуації тиску або температури (або інша неоднорідність) теплоносія. Схема методу зображена на рис. 1.

2. Американський дослідник Тай [5] вперше запропонував шумовий метод контролю вібрацій шахти реактора PWR за допомогою позазонних нейтронних детекторів. Ідея полягає в тому, що флукуації струму позазонного детектора нейтронів пропорційні флукуаціям товщини водяного зазору в опускній ділянці між шахтою та корпусом реактора.

За результатами досліджень з визначення середньоквадратичних значень флукуацій струму позазонного

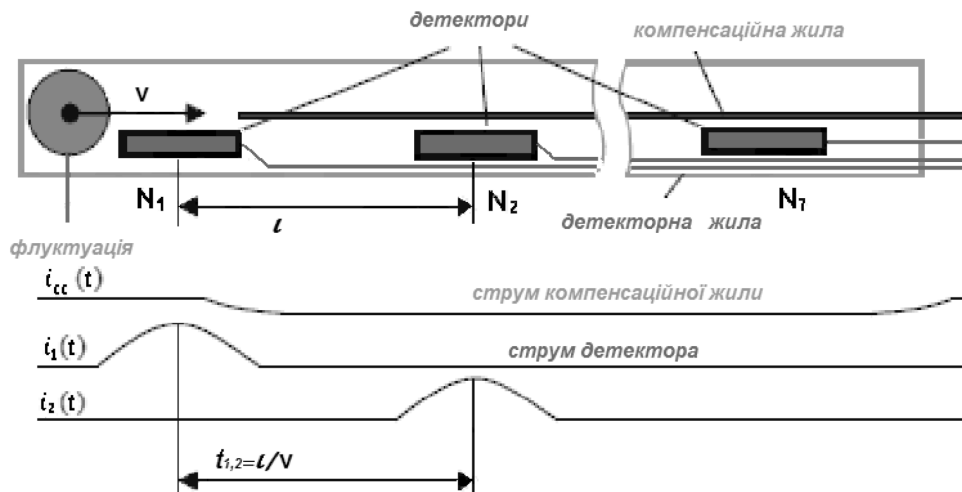


Рис. 1. Схема формування запізнювання в проходженні флуктуації теплоносія по ТВЗ

детектора нейтронів амплітуда коливань шахт реакторів типу PWR лежить в діапазоні 20–60 мкм [6].

Що стосується природи вібрації ТВЗ, то багато в чому вона визначається умовами фіксації головки і хвостовика ТВЗ. Так, коливання шахти реактора через нижню опорну плиту, в яку встановлено хвостовики ТВЗ, передаватимуться і на ТВЗ. Відповідно амплітуда вібрацій ТВЗ у нижній частині буде більшою, ніж у верхній, а в разі недостатнього закріплення головок ТВЗ з боку блока захисних труб амплітуда вібрацій головки ТВЗ буде більшою, ніж хвостовика ТВЗ. Можливий також вплив інших факторів: втрата жорсткості пружинного блока ТВЗ, зміщення дистанціонуючих решіток тощо.

З огляду на аналогічність конструктиву активної зони та внутрішньокорпусних пристроїв PWR і ВВЕР, можна очікувати аналогічних ефектів і для ВВЕР. Наведемо характерні частоти збуджуючих сил, які впливають на вібростан ВКП і ТВЗ, а також основні власні частоти коливань ВКП і ТВЗ для реакторів типу ВВЕР-1000:

0,6 Гц	Резонанс компенсатора тиску
6,5 Гц	Перша петльова акустична стояча хвиля
9,2 Гц	Перша корпусна акустична стояча хвиля
13,2 Гц	Друга корпусна акустична стояча хвиля
16,6 Гц	Частота обертання ГЦН
2,3–2,7 Гц	Маятникова мода коливань шахти
4,7 Гц	Балкова мода коливань шахти
8,9–10,0 Гц	Балкова мода коливань шахти за проектних умов закріплення
2,1–3,2 Гц	Маятникові моди коливань ТВЗ
4,2–4,6 Гц	Перша балкова мода коливань ТВЗ за проектних умов закріплення

Спектри шумового сигналу ДПЗ СВРШД першого енергоблока Южно-Української АЕС з частотою опитування датчиків 109 Гц наведено на рис. 2, 3. Спектр на рис. 2 характерний для ідеального вібростану ВКП і оточуючих ТВЗ. На рис. 3 є неідентифіковані резонанси, наприклад у районі 20 Гц, які спричинені поки що невизначеними процесами. Можна відзначити досить хорошу якість сигналів ДПЗ відносно екранування мережної частоти 50 Гц. А ось на рис. 4, де ілюструється одна з реалізацій спектра шумового сигналу одного з ДПЗ СВРШД першого блока Запорізької АЕС,

добре видно «мережне наведення», яке по деяких каналах істотно спотворює сигнал. У СВРШД першого енергоблока Запорізької АЕС частота опитування датчиків — 436 Гц. На спектрах добре відрізняються основні резонанси, що характеризують основні коливання шахти і ТВЗ (див. наведені вище частоти для ВВЕР-1000). Показником чутливості вимірювального каналу СВШД є наявність у спектрі гармонік зворотної частоти ГЦН 16,6 Гц.

Визначений в СВШД Южно-Української АЕС спектр шумового сигналу однієї з трьох ІК, розташованих у серпентеновому бетоні біологічного захисту реактора, наведено на рис. 5. Можна констатувати, що на спектрі шумового сигналу іонізаційної камери добре відображено основні резонанси вібростану ВКП та ТВЗ. Як було зазначено, в деяких країнах, наприклад у США, в аналізі вібростану ВКП використовують тільки сигнали позазонних нейтронних детекторів.

3. Температурний коефіцієнт реактивності (ТКР) визначається як зміна реактивності, спричинена зміною температури теплоносія, поділена на зміну середньої температури теплоносія в активній зоні реактора.

Фізично ефекти реактивності відповідно до зміни температури теплоносія можуть бути розділені на дві категорії: прямої та непрямі дії.

Прямі ефекти можуть бути розділені на тільки температурну чи спектральну складову на мікрорівні і складову густини теплоносія — на макrorівні. Спектральна складова обумовлена зміною температури нейтронного газу внаслідок зміни теплового розсіювання нейтронів водою в разі зміни температури уповільнювача. Складова густини є результатом зміни густини уповільнювача зі зміною його температури.

Непрямі ефекти стосуються перерозподілу аксіальних потоків. Аксіальний перерозподіл обумовлений тим, що навіть коли зміна температури теплоносія є відносно однорідною в активній зоні, зміна його густини не є аксіально однорідною, оскільки аксіальне розподілення температури теплоносія збільшується знизу доверху активної зони внаслідок нагрівання.

ТКР має враховувати прямі і непрямі ефекти. Тому якщо експериментальна процедура значно збудує аксіальну форму потужності або розподілення температури уповільнювача, то перерозподіл результуючого аксіального потоку не може розглядатися тільки як непрямий ефект ТКР.

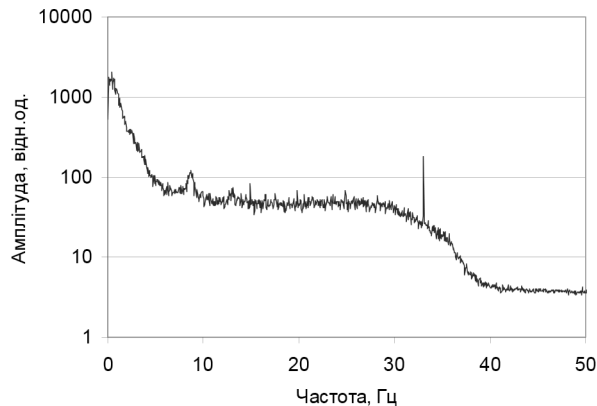


Рис. 2. Спектр сигналу ДПЗ № 1 (КНВ № 2, ТВЗ № 81) першого блока Южно-Української АЕС; 30-та паливна кампанія, 2015 р.

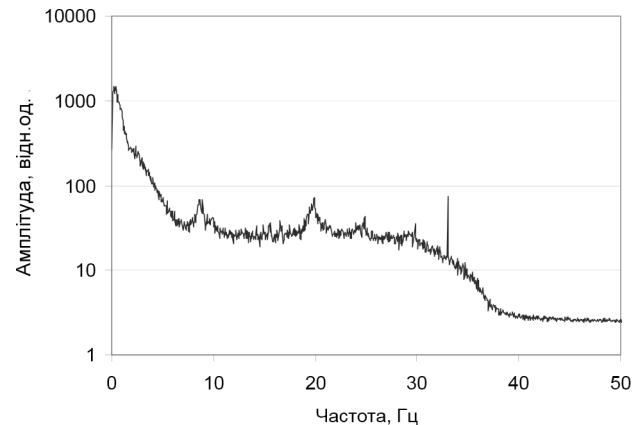


Рис. 3. Спектр сигналу ДПЗ № 4 (КНВ № 16, ТВЗ № 71) першого блока Южно-Української АЕС; 30-та паливна кампанія, 2015 р.

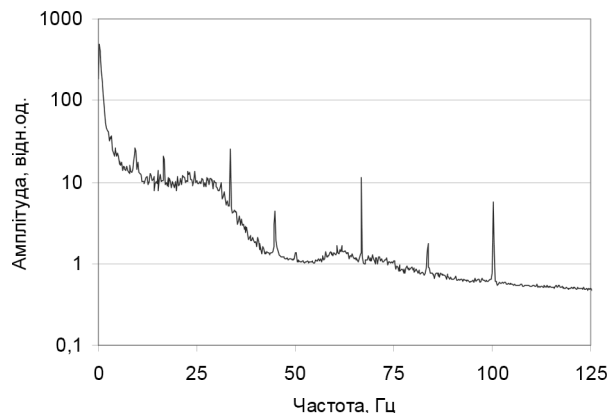


Рис. 4. Спектр сигналу ДПЗ № 7 (КНВ № 14, ТВЗ № 93) першого блока Запорізької АЕС-1; 27-а паливна кампанія, 2015 р.

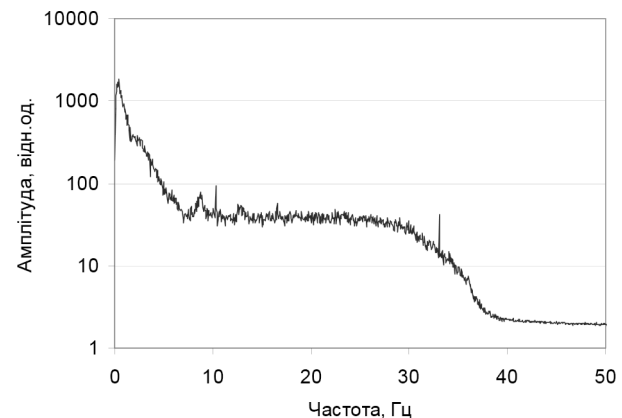


Рис. 5. Спектр сигналу ІК-3 першого блока Южно-Української АЕС; 30-та паливна кампанія, 2015 р.

ТКР є частиною механізму зворотного зв'язку в ВВЕР, бо збурення реактивності активної зони вплине на потужність, що в свою чергу змінить температуру теплоносія через зміну температури палива. Ефекти реактивності, пов'язані з ТКР і ефектом Доплера, є основними показниками власної стабільності ВВЕР

У багатьох країнах, зокрема в Україні, спостерігається практика вимірювати ТКР тільки на початку паливної кампанії, а після цього покладатися повністю на розрахунки зміни ТКР протягом кампанії. Експериментальна ж перевірка розрахунків ТКР на потужності ніколи не виконувалась.

Додаткова можливість визначити ТКР на потужності з'явилася з розвитком вимірювальної техніки, зокрема використовуючи шумові методи. У методиці визначення ТКР застосовуються внутрішньозонний нейтронний детектор і термопара на виході з ТВЗ, яка розташована над тою самою або сусідньою збіркою. Шумові сигнали цих двох детекторів містять інформацію щодо ТКР, яка може бути виділена. Основна перевага цієї методики — у відсутності потреби вносити збурення в реактор для визначення ТКР.

Рівень шуму нейтронного детектора зазвичай низький, оскільки відношення між стандартним відхиленням

і середнім значенням сигналів менше за 1%. Проте така обробка сигналів, як апаратне видалення постійної складової та застосоване в СВРШД аналогово-цифрове перетворення шумової складової, забезпечує досить точний сигнал шуму. Більше того, потрібним є тільки *віднормований* (на середнє значення) шум потоку нейтронів. Оскільки детектори нейтронів, як правило, дають прямо пропорційний нейтронному потоку струм, то будь-яка похибка калібрування цих детекторів взаємно відкидається в шумовому аналізі. А для сигналу шуму температури при оцінці ТКР потрібне *абсолютне* значення сигналу шуму, яке відповідно визначається в градусах Цельсія. З цього випливає, що невизначеність у вимірюваних сигналах має бути нехтовно малою порівняно з рівнем шуму. Наприклад, для термопар стандартне відхилення сигналу температури зазвичай менше за 0,01 °С, тоді як невизначеність у вимірюваному сигналі менше за 0,005 °С. Отже, рівень шуму є переважно великим порівняно з невизначеністю термопар, і тому варто очікувати відносно добру точність шумової оцінки ТКР.

Якщо реактивність залежить від реакторних параметрів $s_i(t)$, $i = 1, \dots, N$, то, припускаючи лінійну залежність реактивності від ефектів реактивності, зміна реактивності навколо стаціонарного значення дорівнюватиме

$$\delta\rho(t) \approx MTC \times \delta T_m^{ave}(t) + \sum_{i=1, s_i \neq T_m^{ave}}^N \frac{\partial\rho}{\partial s_i} \times \delta s_i(t), \quad (1)$$

де $\rho(t)$ — реактивність реактора; MTC (Moderator Temperature Coefficient) — ТКР; $\delta T_m^{ave}(t)$ — зміна середньої температури по активній зоні реактора.

Ідея застосовувати шумовий аналіз для спостереження ТКР виникла в 1977 році: визначати ТКР пропонувалося за середньоквадратичними значеннями шуму температури $\sigma_{\delta T_m^{ave}}$ і шуму реактивності $\sigma_{\delta\rho}$ [7]:

$$MTC = \frac{\sigma_{\delta\rho}}{\sigma_{\delta T_m^{ave}}}.$$

Пізніше, в 1985 році, було показано, що внесок інших джерел шуму можна видалити, якщо використовувати спектральний аналіз сигналів.

Помноживши (1) на $\delta T_m^{ave}(t + \tau)$ і взявши середнє, отримуємо

$$CCF_{\delta\rho, \delta T_m^{ave}}(\tau) = MTC \times ACF_{\delta T_m^{ave}}(\tau) + \sum_{i=1, s_i \neq T_m^{ave}}^N \frac{\partial\rho}{\partial s_i} \times CCF_{\delta s_i, \delta T_m^{ave}}(\tau),$$

де ACF та CCF — авто- і взаємно кореляційні функції відповідно:

$$\begin{aligned} CCF_{\delta\rho, \delta T_m^{ave}}(\tau) &= \langle \delta\rho(t) \delta T_m^{ave}(t + \tau) \rangle, \\ CCF_{\delta s_i, \delta T_m^{ave}}(\tau) &= \langle \delta s_i(t) \delta T_m^{ave}(t + \tau) \rangle, \\ ACF_{\delta T_m^{ave}}(\tau) &= \langle \delta T_m^{ave}(t) \delta T_m^{ave}(t + \tau) \rangle. \end{aligned}$$

Якщо припустити, що флуктуації різних параметрів ($s_i \neq T_m^{ave}$) статично незалежні від флуктуацій температури уповільнювача, то їх взаємна кореляція зникає:

$$CCF_{\delta s_i, \delta T_m^{ave}}(\tau) = 0.$$

Можна показати, що це припущення вірне тільки для певного діапазону частот. Тоді

$$MTC = \frac{CCF_{\delta\rho, \delta T_m^{ave}}(\tau)}{ACF_{\delta T_m^{ave}}(\tau)}. \quad (2)$$

Альтернативно, ТКР можна визначити, помноживши рівняння (1) на $\delta\rho(t + \tau)$ і взявши середнє:

$$MTC = \frac{ACF_{\delta\rho}(\tau)}{CCF_{\delta T_m^{ave}, \delta\rho}(\tau)}. \quad (3)$$

Хоча рівняння (2) і (3) записані в часовій області, зручніше (й практичніше) визначати ТКР у частотній області, тобто як

$$\begin{aligned} MTC &= \frac{CPSD_{\delta\rho, \delta T_m^{ave}}(\omega)}{APSD_{\delta T_m^{ave}}(\omega)}, \\ MTC &= \frac{APSD_{\delta\rho}(\omega)}{CPSD_{\delta T_m^{ave}, \delta\rho}(\omega)}, \end{aligned}$$

де $APSD$ та $CPSD$ — густини потужностей (авто- і взаємно спектральна відповідно). Вони визначаються як Фур'є-перетворення від визначених раніше ACF і CCF .

Тим не менш, внутрішньозонний детектор не вимірює тільки складову точкової кінетики в нейтронному шумі, а вимірює повний шум потоку. Отже, шум реактивності може бути визначений з шуму потоку лише в разі, коли реактор поводить себе як точковий. Добре відомо, що великі реактори не обов'язково поводять себе як точкові.

Щодо шуму температури, для ВВЕР можна виміряти тільки шум локальної температури, зазвичай лише на виході окремих ТВЗ. До теперішнього часу в усіх експериментальних роботах, заснованих на методі аналізу шумів, використовувалася всього одна термопара на виході з ТВЗ. Іншими словами, в усіх проведених досі експериментальних дослідженнях припускалося, що шум температури теплоносія є просторово однорідним в активній зоні. Якщо вважати це наближення вірним, з'являється нова проблема з відстанню між внутрішньозонним детектором нейтронів і термопарою на виході з ТВЗ. ТКР може бути точно визначено тільки за умови відсутності додаткової генерації шуму температури між детекторами нейтронів і температури. Існують експериментальні дані, які підтверджують це. Більш того, враховуючи сталу часу детекторів, велике значення фоновому шуму на високих частотах і відстань між двома детекторами, записаний на виході з ТВЗ шум температури теплоносія затухає порівняно з шумом внутрішньозонного детектора нейтронів. Наявна досить велика когерентність для частот нижчих за 1 Гц між двома термопарами всередині активної зони, які розташовані в межах одної ТВЗ, що дає змогу підтвердити: аксіальне затухання не є вирішальним для цих частот.

Отже, щоб визначити ТКР, потрібно брати частоти менші за 1 Гц (через шум температури) і більші за 0,1 Гц. У цьому діапазоні частот (0,1—1,0 Гц) можна використовувати простий вигляд передавальної функції реактора

$$G_0(\omega) \approx \frac{1}{\beta},$$

який називається апроксимаційним «плато», де β — ефективна частка нейтронів, що запізнюються.

Таким чином, розглянуто теоретичні основи, які дозволяють сподіватись, що при заведенні в СВРШД інформації від термопар на виході з ТВЗ у системі може бути реалізована функція з визначення ТКР.

Висновки

1. Впровадження СВРШД у складі КСД на реакторах типу ВВЕР-1000 дає змогу отримувати діагностичну інформацію про вібростан ВКП і ТВЗ, яка потрібна для обґрунтування можливості безпечної експлуатації ВВЕР-1000 в понадпроектний термін.

2. У складі СВРШД ВВЕР-1000 можуть бути реалізовані додаткові функції, наприклад «... оперативне автоматизоване визначення ... коефіцієнтів реактивності», за вимогами НП 306.2.145-2008 [8].

Список використаної літератури

1. Аркадов Г. В., Павелко В. И., Усанов А. И. Виброшумовая диагностика ВВЭР. М. : Энергоатомиздат, 2004. 344 с.
2. Аркадов Г. В., Павелко В. И., Финкель Б. М. Системы диагностирования ВВЭР. М. : Энергоатомиздат, 2010. 391 с.
3. Jakes M. Monitoring and diagnostic system of NPP Temelin operational monitoring of primary circuit components. Regional Workshop IAEA. 28–31.01.2003, Udomlya.
4. Техническое задание. ИТКЯ.20.0448 ТЗ. Оборудование комплексной системы диагностики систем реакторной установки и системы контроля перемещения трубопроводов первого контура (КСД) / СНПО «Импульс». 2015.
5. Thie J. A. Theoretical considerations and their application to experimental data in the determination of reactor internals' motion from stochastic signals. *Ann. Nucl. Energy*. 1975. V. 2(2-5). P. 253–259.
6. Thie J. A. Core motion monitoring. *Nuclear Technology*. 1979. Vol. 45(1). P. 4–45.
7. Thie J. A. Neutron noise sources in PWRs. *Progress in Nuclear Energy*. 1977. V. 1. P. 283–292.
8. Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском : НП 306.2.145-2008. *Офіційний вісник України*. 2008. № 43, стор. 138, стаття 1436.

References

1. Arkadov, G. V., Pavelko, V. I., Usanov, A. I. (2004), “VVER Vibration Noise Diagnostics” [Vibroshumovaia diagnostika VVER], Moscow, Energoatomizdat, 344 p. (Rus)
2. Arkadov, G. V., Pavelko, V. I., Finkel, B. M. (2010), “VVER Diagnostic Systems” [Sistemy diagnostirovaniia VVER], Moscow, Energoatomizdat, 391 p. (Rus)

3. Jakes, M. (2003), “Monitoring and Diagnostic System of NPP Temelin Operational Monitoring of Primary Circuit Components”, Regional Workshop IAEA, Udomlya.

4. Terms of Reference. ИТКЯ.20.0448 ТЗ. Equipment of the Comprehensive Reactor Diagnostic System and the System for Control of Primary Piping Movement” [Tekhnicheskoe zadaniie. ИТКЯ.20.0448 ТЗ. Oborudovaniie kompleksnoi sistemy diagnostiki system reaktornoii ustanovki i sistemy kontroliia peremeshcheniia truboprovodov pervogo kontura], Research and Production Association “Impulse”, 2015. (Rus)

5. Thie, J. A. (1975), “Theoretical Considerations and Their Application to Experimental Data in the Determination of Reactor Internals' Motion from Stochastic Signals”, *Ann. Nucl. Energy*, V. 2(2-5). pp. 253–259.

6. Thie, J. A. (1979), “Core Motion Monitoring”, *Nuclear Technology*, Vol. 45(1). pp. 4–45.

7. Thie, J. A. (1977), “Neutron Noise Sources in PWRs”, *Progress in Nuclear Energy*, V. 1, pp. 283–292.

8. NP 306.2.145-2008 Nuclear Safety Rules for Pressurized Water Reactors [Pravyla yadernoi bezpeky reaktornykh ustanovok atomnykh stantsii z reaktoramy z vodoiu pid tyskom. NP 306.2.145-2008], *Official Bulletin of Ukraine*, 2008, No. 43, Article 1436, P. 138. (Ukr)

Отримано 16.11.2016.