

І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

Актуальні проблеми фізики динамічних пошкоджень в елементах першого контуру реакторів типу ВВЕР

Ключові слова:

корпус реактора,
реакторна сталь,
термомеханічне та радіаційне
окрихчування,
експлуатаційний ресурс,
термін безпечної експлуатації

У контексті актуальної проблематики фізики експлуатаційних пошкоджень сучасних реакторних сталей, що виробляються у провідних країнах світу (США, Росія, Західна Європа) і застосовуються для виготовлення корпусів ядерних реакторів та іншого обладнання першого контуру ядерних енергоустановок, розглянуто характерні особливості можливих динамічних пошкоджень у відповідальних елементах цього обладнання. Зазначену проблематику систематизовано з позицій аналізу ефектів радіаційного окрихчування, а також фізико-хімічних процесів, що за певних умов здатні розвиватися в діючому обладнанні АЕС України, що вже відпрацьовують свій проектний експлуатаційний ресурс. Розглянуто характерні особливості можливих динамічних пошкоджень у діючому реакторному обладнанні українських та зарубіжних АЕС. Проблематику систематизовано в першу чергу з позицій аналізу експлуатаційної стійкості вітчизняних та зарубіжних реакторних сталей щодо їхнього радіаційного окрихчування. Проаналізовано особливості перебігу цього фізичного процесу, що має бути взятим до уваги при визначенні максимально можливих термінів продовження безпечної експлуатації ядерних енергоблоків з реакторами типу ВВЕР на АЕС України. Розглянуто головні металофізичні властивості різних типів реакторних сталей та можливі проблеми, що спричиняються нейтронним опромінюванням, фізико-хімічними процесами, вібраційною і термомеханічною втомлюваністю, загрожують непрогнозованою раптовою руйнацією корпусів реакторів. Особливу увагу приділено механічним пошкодженням та процесам, якими супроводжується експлуатація корпусів реакторів в умовах дії циклічних та динамічних навантажень. Наведено застереження щодо необґрунтованого продовження терміну безпечної експлуатації діючих реакторів. Відзначено суттєве технологічне відставання колишньої радянської, а зараз російської металургії від рівня металургії провідних західних країн. Наведено дані щодо високих експлуатаційних властивостей новітніх американських сталей, з яких у США виготовляються сучасні реактори типу AP1000, та обумовлені цими властивостями безпекові, технічні, економічні та екологічні переваги застосування в Україні цих реакторів у порівнянні з новими моделями реакторів типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-1200.

Вступ

Відповідно до базового сценарію Енергетичної стратегії України [1] розвиток її атомної енергетич-

ної галузі передбачає поступове зростання виробництва електроенергії на АЕС принаймні до 2035 р. Очевидно, що згідно із зазначеним планом розвитку має бути збережено не тільки вже існуючий, тобто

© І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський,
Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський, 2022

мінімально достатній для української економіки, рівень встановленої потужності парку з 15 ядерних енергоблоків, але й забезпечено розширене виробництво електроенергії на АЕС. Як відомо, на сьогодні генерування електроенергії ядерними енергоблоками базується на існуючих потужностях реакторних установок (РУ) і, з огляду на сучасні економічні реалії, забезпечується за рахунок науково обґрунтованого продовження терміну їхньої безпечної експлуатації. Проте, як неодноразово наголошувалось за останні роки в ряді публікацій, зокрема у [2], присвячених техніко-економічному аналізу сучасного стану ядерної енергетичної галузі України, шість із 15 ядерних реакторів, побудованих ще на початку 80-х років минулого століття, уже досягли свого проектного 30-річного терміну безпечної експлуатації. З огляду на такий факт у 2010 р. вперше в Україні було пролонговано експлуатаційний термін енергоблоків № 1 та 2 Рівненської АЕС, що оснащені реакторами типу ВВЕР-440 (загальна потужність 0,835 ГВт) та ВВЕР-1000. Загалом у період 2015–2017 рр. таку ж суттєву пролонгацію отримали ще чотири енергоблоки, а на інших АЕС було розпочато роботи з підготовки їх до реалізації програми понадпроектного терміну експлуатації.

Утім, як свідчать результати багаторічних досліджень динаміки структурної деградації металу корпусів ядерних реакторів (ЯР), а також їхніх зварювальних з'єднань у процесі експлуатації ядерних енергоблоків відповідно до даних [3–8] існують певні застереження щодо надійності реалізованих у попередні роки, у тому числі на українських АЕС, методик визначення понадпроектного терміну експлуатації металу корпусів діючих ЯР типу ВВЕР. З огляду на результати сучасних досліджень з радіаційного окрихчування та втомного розтріскування основного металу корпусу реакторів типу ВВЕР та їхніх зварювальних з'єднань прийняті на теперішній час терміни продовження експлуатації українських АЕС можуть бути в найближчий час переглянуті в бік їхнього суттєвого скорочення [3, 8]. Показово, що досвід такого дострокового припинення експлуатації ядерних енергоблоків з реакторами типу ВВЕР у країнах колишнього соціалістичного табору вже існує. З огляду на важливе народногосподарське значення цієї проблематики для ядерного енергетичного комплексу України у цій публікації систематизовано відомі, а також нові, виявлені за останні роки, ефекти можливих у процесі експлуатації реакторів типу ВВЕР та PWR пошкоджень елементів першого

контуру зазначених РУ в умовах їхніх динамічних навантажень. Показово, що зазначені аварійні пошкодження можуть мати місце не тільки в умовах радіаційного окрихчування реакторних сталей, але й також негативного впливу нерегламентних фізико-хімічних ефектів, що можуть виникати в першому контурі реакторів типу ВВЕР, а також аномальних динамічних коливальних процесів теплогідрравлічного походження. У цьому контексті практично важливим є також порівняльний аналіз радіаційної стійкості конструктивних матеріалів корпусів РУ, що на сьогодні експлуатуються в атомній енергетиці України, а також зарубіжних реакторних сталей, які в майбутньому мають використовуватись у конструкціях перспективних РУ, що будуть споруджуватись на заміну діючих енергоблоків з реакторами типу ВВЕР, які відпрацювали свій експлуатаційний ресурс.

Пріоритетні напрями розвитку вітчизняної атомної енергетики

Відповідно до прогнозних оцінок Енергетичної стратегії України [1] розвиток її атомної енергетичної галузі щодо базового сценарію передбачає підтримку щонайменше поточного рівня встановленої потужності ядерних енергоблоків. Водночас 13 з 15 діючих ядерних енергоблоків мають бути зупинені внаслідок об'єктивної причини — відпрацювання свого проектного ресурсу. Слід підкреслити, що, як відзначалося вище, існують об'єктивні обмеження на можливість пролонгації терміну безпечної експлуатації ядерних енергоблоків України. Крім того, слід особливо відзначити той факт, що теплове генерування електроенергії в Україні реально буде припинене до 2035 р. не тільки через його економічну збитковість, але й через фізичний знос генеруючих потужностей, незадовільний технічний стан, нехтування своєчасною модернізацією та ін. Таким чином, у зазначений період близько 80 % генеруючих потужностей української енергетики мають припинити своє функціонування. Показово, що виробництво електроенергії з використанням вітрового та сонячного генерування через їхні специфічні технологічні особливості, насамперед залежності від метеорологічних та сезонних умов, фізично не в змозі заповнити цю прогалину. Крім того, треба мати на увазі, що термін спорудження одного ядерного енергоблока становить не менше п'яти років, а його вартість становить близько п'яти мільярдів американських доларів. З огляду на це оцінка роботи [2], що в разі продовження понадпроектного терміну

експлуатації ядерних енергоблоків на 20 років у період 2030–2040 рр. необхідно буде вивести з експлуатації 12 ядерних енергоблоків загальною потужністю 10,8 ГВт, видається занадто оптимістичною.

З урахуванням вищезазначених перспектив на порядку денному гостро постає невідкладне завдання подальшого розвитку ядерної енергетичної галузі України на основі будівництва нових ядерних енергоблоків з реакторами, що відповідають сучасним вимогам економічності, екології та експлуатаційної безпеки. До останнього часу будівництво нових ядерних енергоблоків з російськими реакторами типу ВВЕР було передбачене лише на майданчиках недобудованих блоків № 3 та 4 Хмельницької АЕС. Проте після денонсування угоди з російською стороною про добудову цих блоків на основі реакторів типу ВВЕР як альтернативного постачальника РУ замість концернів «Росенергоатом» та Škoda у вересні 2021 р. було підписано угоду [9] між НАЕК «Енергоатом» та корпорацією Westinghouse El. Corp. (США) про використання реакторних технологій та устаткування цієї корпорації для спорудження новітніх реакторів типу AP1000 в Україні. При цьому слід відзначити також можливість прискореної реалізації підписаної домовленості, оскільки комплект необхідного для побудови перших енергоблоків обладнання вже є виготовленим у США, оскільки це устаткування спочатку призначалось для американської АЕС V. C. Summer. Очевидно, що цей об'єктивний чинник здатний суттєво прискорити будівництво першого українського ядерного енергоблока з новітнім обладнанням для ЯР покоління 3+, який оснащено новітніми системами активної та пасивної безпеки. Переваги ЯР типу AP1000 є безперечними. Ця РУ має електричну потужність, що становить 1100 МВт і забезпечує коефіцієнт використання встановленої потужності (КВВП) у 93 %, а також є розрахованою на подовжений паливний цикл — 18 місяців. Американський реактор є здатним до роботи в маневрових режимах у діапазоні навантажень від 20 до 100 %. Крім того, AP1000 конструктивно складається з 50 великих та 250 малих модулів, що дає змогу забезпечити швидкий монтаж їх на будівельному майданчику АЕС. Слід підкреслити, що технології реактора AP1000 сертифіковані одним із найавторитетніших у світі регулюючих органів у галузі ядерної енергетики — Комісією з ядерного регулювання США (NRC). Усе вищезазначене дозволяє впевнено стверджувати про наявність значних переваг американських реакторних технологій перед існуючими російськими, які до цього часу реалізовувались в Україні концерном «Росенергоатом».

Таким чином, в атомній енергетиці України складаються доволі драматичні обставини. Слід підкреслити, що навіть за умови подальшої успішної пролонгації експлуатаційного терміну всіх діючих ядерних енергоблоків українських АЕС уже на межі 2030 р. має розпочатися системне припинення їхньої експлуатації. З урахуванням такої несприятливої перспективи треба мати на увазі також такий об'єктивний факт — мінімально можливий період затвердження проекту та наступної побудови нової АЕС відповідно до накопиченого Україною в попередні роки досвіду триває щонайменше 10 років. Крім того, слід відзначити принципові аспекти. Насамперед, не можна вважати, що зазначені вище критичні проблеми дефіциту генеруючих потужностей у вітчизняній ядерній енергетиці виникли тільки вчора. Сучасний критичний стан українського ядерного, урановидобувного, та електроенергетичного комплексу є добре відомим широкому експертному загалу вітчизняних фахівців. Так, зокрема, у роботах [2, 8] докладно розглянуто пріоритетні напрями довгострокового розвитку національної атомної енергетики, включаючи огляд деяких питань реалізації вітчизняного ядерного паливного циклу. Утім, критично важливі питання сучасного стану ядерної енергетичної галузі України в роботі [2] розглядаються, насамперед, у контексті Директив ЄС щодо нагальних вимог суттєвого зменшення вмісту забруднюючих речовин у димових газах діючих в Україні ТЕС. В інших публікаціях, наприклад у бібліографії до нещодавньої монографії [8], можна знайти інформацію про те, що загальний обсяг світового ринку обладнання для ядерних енергоблоків, послуг з їхнього обслуговування та палива для РУ на сьогодні знаходиться на рівні половини трильйона доларів. У той же час в оглядовій роботі [2] дано оцінку доцільності впровадження перспективних легководних ядерних реакторів різної потужності з урахуванням вимог до їхньої надійності та екологічності. Проте така аналітична інформація не дає змоги зробити остаточний висновок щодо оптимального для умов України типу РУ з урахуванням сучасних економічних та зовнішньополітичних реалій. Таким чином, за винятком монографії Харківського фізико-технічного інституту [8], а також досліджень Інституту ядерних досліджень Національної академії наук України (ІЯД НАН України), що аналізуються далі, існує певний дефіцит актуальної інформації щодо експлуатаційної проблематики енергоблоків АЕС України, реактори яких уже відпрацювали свій проектний термін експлуатації. З огляду на це слід відзначити:

1) суттєві техніко-економічні переваги новітніх РУ типу AP1000, що є очевидними при порівнянні зазначених ЯР з останніми розробками російських ВВЕР, а також можливість швидкої побудови нових ядерних енергоблоків в Україні з використанням прогресивних американських технологій реакторобудування та монтажу ядерних енергоблоків визначають вибір цих реакторних технологій як безальтернативний;

2) з урахуванням існуючих економічних, екологічних та зовнішньополітичних реалій, в яких має розвиватися українська атомна енергетика, пріоритетний розвиток вітчизняного ядерного енергокомплексу має відбуватися на основі невідкладної побудови (на першому етапі) нових енергоблоків на майданчиках АЕС, що знаходяться в експлуатації. Зазначене будівництво має відбуватися з використанням передових американських енерготехнологій в умовах поступового відпрацювання діючими реакторами типу ВВЕР свого експлуатаційного ресурсу;

3) результати багаторічних досліджень динаміки структурної деградації металу корпусів ЯР, що були виконані у світі за останні десятиліття, вимагають порівняльного металофізичного аналізу основних типів реакторних сталей американських та російських виробників;

4) з точки зору експлуатаційної безпеки корпусних ЯР різних поколінь із використанням російських та американських реакторних сталей аналізу та порівнянню підлягають характеристики радіаційної стійкості цих конструкційних матеріалів.

З огляду на вищезазначене системному аналізу та систематизації перелічених актуальних питань безпеки вітчизняних та зарубіжних легководних корпусних ЯР присвячено наступні розділи цієї публікації.

Металофізичні проблеми непрогнозованої руйнації корпусів реакторів типу ВВЕР

Не претендуючи на вичерпний розгляд усіх досліджень з металофізичних аспектів фізики радіаційного окрихчування реакторних сталей, які було виконано за період у шість десятиліть (відповідна бібліографія цих робіт представлена, зокрема, у монографії [8]), слід, насамперед, відзначити такі визначальні аспекти цієї проблематики. Як відомо [8–15], процеси старіння корпусних сталей РУ типу ВВЕР та РWR мають безпосередній вплив на термін експлуатації корпусів та експлуатаційну безпеку ЯР цього типу. З огляду на цей об'єктивний факт та фундамен-

тальний характер цієї проблеми зазначений науковий напрям інтенсивно розвивається впродовж останніх десятиліть. За ці роки було остаточно з'ясовано, зокрема в [3–8, 10–17], що структурна деградація основного металу корпусу ЯР має складний та багатоплановий перебіг фізичних процесів на мікрорівні, серед яких домінують такі мікромеханізми: а) радіаційне окрихчування корпусного металу; б) накопичення в ньому початкових фаз міжатомних дислокацій з наступною трансформацією їх у мікропошкодження кристалічної ґратки; в) перехід до фаз квазікрихкої руйнації в умовах загальної пластичної деформації ослабленого процесом тріщиноутворення перерізу металу.

Наочною ілюстрацією цих складних металофізичних механізмів можуть бути, наприклад, структурні дослідження низки конструкційних матеріалів, що використовуються в енергомашинобудуванні, зокрема реакторної сталі 15X2НМФА для корпусу ЯР типу ВВЕР-1000, із використанням скануючого електронного мікроскопа з роботи [10]. Фрагмент цих фрактографічних досліджень наведено на рис. 1, який ілюструє поверхню зламу сталі 15X2НМФА в різних

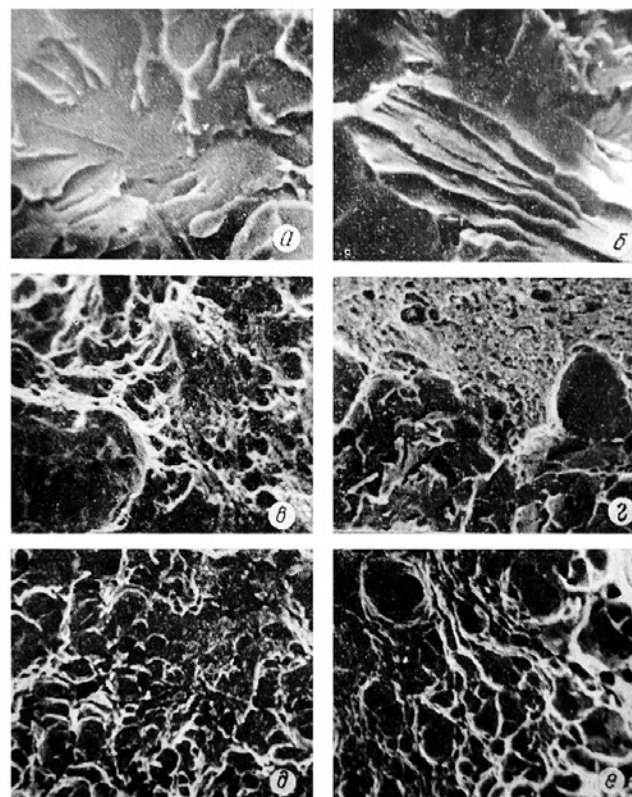


Рис. 1. Поверхні зламу зразків зі сталі 15X2НМФА (скануючий електронний мікроскоп) за даними [10]. Збільшення: а — 760, б — 1700, в — 800, г — 750, д — 720, е — 550

фазах її руйнації та за різної кратності збільшення електронного сканування.

Ці фотографії ілюструють, що на значній частині зламу сталі домінує механізм квазікрихкої руйнації: транскристалічне сколювання (а) та квазікрихкий відрив (б). При цьому характерні ознаки в'язкої руйнації з'являються лише на окремих ділянках зламу, що охоплюють фрагменти початку зрізу (в). Крім того, цей тип руйнації фіксувався поблизу втомної тріщини (г), де мало місце латентне докритичне зростання прихованого зародка майбутньої мікротріщини. Присутність на поверхні зламу мікрократерів (д, е) свідчить про можливість реалізації механізму руйнації реакторної сталі 15X2НМФА за різними мікромеханізмами, а саме сколюванням та мікрократерами, що реалізуються за однакової температури лише за рахунок виду напруженого стану у вершині майбутньої мікротріщини.

З огляду на ці металофізичні механізми та відповідно до даних досліджень, проаналізованих у монографії [8], можна засвідчити таке:

- 1) головним фізичним механізмом, що ініціює латентну руйнацію реакторної сталі під впливом нейтронного опромінювання, є радіаційне окрихчування;
- 2) стійкість сталі до радіаційного окрихчування вирішальною мірою визначає експлуатаційний ресурс відповідного конструктивного елемента РУ;
- 3) оперативне виявлення мікрозародків процесу формування майбутньої мікротріщини дає змогу забезпечити прогноз руйнації відповідного конструктивного елемента РУ, включаючи корпус ЯР.

Таким чином, радіаційна стійкість реакторної сталі фактично визначає можливість її спротиву процесам радіаційного окрихчування та тріщиноутворення. При цьому цей фізичний параметр є виключно важливою безпековою характеристикою корпусного ЯР, яка визначальною мірою впливає на величину експлуатаційного терміну РУ та можливість його пролонгації. Слід також підкреслити, що процес радіаційного окрихчування безпосередньо впливає на фізичний перебіг двох визначальних безпекових термомеханічних ефектів: а) зменшення температури переходу від в'язкого до крихкого типу руйнування металу корпусу ЯР; б) радикальну зміну енергії в'язкого руйнування. Як відомо [8, 10], у процесі реалізації протиаварійних заходів для реактора типу ВВЕР — його аварійного розхолодження — реалізується ефект температурної втрати в'язкості його корпусного металу, хоча втомне розтріскування може відбуватися й у зварних з'єднаннях поясу корпусу,

його патрубках та шпильках кришки ЯР. Заслугове на увагу також той факт, що особливу небезпеку для обладнання першого контуру реактора типу ВВЕР вищезазначені аномалії міцності реакторного металу становлять саме в умовах його аварійних динамічних навантажень, як це відзначається в монографіях [11, 12]. Іншими словами, погіршення характеристик в'язкості реакторного металу є найнебезпечнішим наслідком нейтронного опромінювання корпусів реакторів типу ВВЕР та PWR. До того ж, відповідно до [8, 10], зі збільшенням терміну експлуатації цих ЯР величина критичної температури T_i в'язко-пластичного переходу зростає, підвищуючи небезпеку крихкого руйнування реакторного металу. Певну роль тут відіграють також і тривалий вплив високої робочої температури (так зване теплове окрихчування), а також циклічність навантажень, однак визначальним є негативний вплив саме радіаційного окрихчування. Врешті, температура T_i може досягти і навіть перевищити мінімальну робочу температуру корпусу реактора, безпосередньо ініціюючи тим самим раптову крихку руйнацію цього корпусу, як це було свого часу відзначено в монографії [13].

Як підкреслюється в деяких публікаціях, зокрема в [5, 8], завдання створення корпусних реакторних сталей з підвищеним рівнем міцності та можливістю глибокого прогартування стінки виробу — корпусу реактора типу ВВЕР-1000 — було вирішено на основі легування сталі 15X2МФА нікелем, який додавався до розплаву в кількості 1,0–1,5%. Проте використання цього легуючого елемента призвело в процесі експлуатації зазначених реакторів до низки негативних наслідків. З огляду на цей небажаний вплив далі в контексті проблематики надійності існуючих методик подовження терміну експлуатаційного ресурсу ядерних енергоблоків АЕС України доцільно відзначити базові фізичні засади механіки руйнування реакторних сталей. Так, одним з параметрів, за допомогою якого визначають ступінь радіаційного окрихчування, є зсув критичної температури крихкості металу ΔT_F залежно від інтегрального значення флюенсу нейтронів, що визначається залежністю $\Delta T_F = A_F (F \cdot 10^{-18})^{1/3}$, де A_F — коефіцієнт радіаційного окрихчування, що відображає швидкість цього процесу. Для сталі 15X2МФА параметр $A_F = 15$, а для сталі 15X2НМФА — $A_F = 29-31$. Це означає, що присутність у сталі нікелю подвоює швидкість радіаційного окрихчування. З огляду на це в роботах з радіаційного матеріалознавства останніх років можна зустріти занепокоєння спеціалістів щодо реального

стану реакторної сталі та, особливо, зварювальних швів корпусів реакторів типу ВВЕР-1000, де частка нікелю може бути досить високою. Враховуючи це, у наукових установах триває пошук ефективних підходів до надійної оцінки безпечного терміну експлуатації ЯР, зокрема за рахунок відновлення властивостей реакторної сталі та матеріалу зварювальних швів унаслідок реалізації спеціальної термообробки, технологія якої розглядається в роботі [4]. Як відомо, відповідно до існуючих підходів ступінь радіаційного окрихчування матеріалу контрольованого корпусу оцінюється з використанням зразків-свідків, виготовлених одночасно з реактором. Так, зокрема, у циклі робіт, виконаних в ІЯД НАН України [14, 15] на основі даних щодо радіаційного навантаження зразків-свідків та корпусів реакторів типу ВВЕР-1000, було обґрунтовано такі терміни експлуатації корпусів РУ енергоблоків українських АЕС: № 1 Південноукраїнської АЕС (2025 р.), № 1 Запорізької АЕС (2030 р.), № 6 Запорізької АЕС (2017 р.). Інформацію про ці дослідження узагальнено в монографії [8]. Показово, що оцінка стану корпусів цих ЯР засвідчила: серед 13 корпусів реакторів типу ВВЕР-1000 є два, де металу зварювальних швів притаманна підвищена схильність до радіаційного окрихчування, а саме РУ енергоблока № 1 Хмельницької АЕС та РУ енергоблока № 2 Південноукраїнської АЕС. Крім того, у роботах [8, 14, 15] було відзначено, що крім зварювальних з'єднань основний метал корпусу ЯР енергоблока № 2 Запорізької АЕС також має схильність до прискореного радіаційного окрихчування.

Таким чином, дані цих досліджень засвідчили наступне. Насамперед, для корпусних сталей реакторів типу ВВЕР-1000 критична температура окрихчування, яку згідно з існуючими нормативними підходами [16] до останнього часу вважали надійним критерієм в'язкого руйнування, виявилась недостатньо ефективним параметром, як це, зокрема, показано в роботі [15]. Слід відзначити також, що в попередніх дослідженнях іншого автора [17] було доведено, що розрахунки крихкої міцності корпусів ЯР, які базуються на діючих нормативних методиках, потребують суттєвого вдосконалення. Таким чином, нормативні температурні залежності коефіцієнта інтенсивності напружень, що характеризується критичною температурою в'язко-пластичного переходу, у деяких випадках можуть недооцінювати процеси в'язкого руйнування корпусної сталі. Це стосується в першу чергу її зварювальних швів із підвищеною масовою часткою нікелю та марганцю.

Таким чином, вищенаведений стислий огляд низки визначальних металофізичних чинників можливої непрогнозованої руйнації елементів корпусів РУ в умовах їхнього радіаційного окрихчування дає змогу зробити такі практичні висновки:

1) визначення безпечного терміну експлуатаційного ресурсу реакторної сталі 15X2НМФА для ЯР типу ВВЕР-1000, включаючи зварювальні шви його корпусу, особливо в області активної зони цієї РУ, вимагає системного багатофакторного і суто консервативного підходу до його оцінки, оскільки недостатньо обґрунтоване перевищення гарантованого виробником 30-річного проектного терміну експлуатації підвищує рівень ризику раптової втрати несучої спроможності відповідального структурного елемента корпусу ЯР;

2) системно не обґрунтоване перевищення терміну безпечної експлуатації ЯР типу ВВЕР-1000 зумовлює реальну загрозу раптового крихко-пластичного переходу в корпусі реактора і його наступної незворотної руйнації;

3) використання реакторної сталі російського виробництва, зокрема 15X2НМФА та її модифікацій, і подальша розбудова ядерної енергетичної галузі України із використанням модернізованих РУ типу ВВЕР-1000 або ВВЕР-1200 та інших консервує технологічне відставання вітчизняної атомної енергетики та зменшує її неконкурентноспроможність із відповідними сучасними високотехнологічними розробками провідних країн світу.

З огляду на це та з урахуванням результатів вищенаведеного стислого огляду металофізичних аспектів латентного розвитку в конструкційних матеріалах сучасних корпусних РУ прихованих структурних дефектів, у наступному розділі доцільно розглянути визначальні фізичні аспекти впливу інтенсивних динамічних навантажень на процес тріщиноутворення в корозійно пошкодженій або радіаційно окрихченій сталі.

Інтенсифікація тріщиноутворення в умовах динамічних навантажень

З огляду на актуальність проблеми аварійної динаміки першого контуру корпусних ЯР, яку в монографії [12] систематизовано в контексті теплофізичної проблематики надійності та безпеки сучасних РУ, необхідно відзначити принципові аспекти виникнення аварійних динамічних навантажень у першому контурі реакторів типу ВВЕР та PWR. Слід особливо

підкреслити той факт, що неконтрольована на теперішній час динаміка цих навантажень здатна, як буде показано далі, катастрофічно впливати на процеси тріщиноутворення та непередбачуваної руйнації елементів РУ в умовах радіаційного, корозійного та інших видів окрихчування реакторної сталі. При цьому в контексті розгляду цієї актуальної проблематики слід, насамперед, відзначити той факт, що в науковій літературі останніх років, що присвячена нагальним питанням ефективної реалізації ядерних енерготехнологій і в першу чергу проблемним теплофізичним аспектам експлуатації ЯР, включаючи їхні аварійні режими, практично відсутні дослідження, що присвячені аналізу динамічних експлуатаційних пошкоджень елементів та систем першого контуру РУ. Показовим є той факт, що зазначені пошкодження спричинені специфічними та майже невідомими широкому загалу фахівців з наукового супроводу експлуатації та проектування ядерних енергоблоків динамічними коливальними режимами, які, однак, здатні за певних умов виникати в першому контурі реакторів типу ВВЕР та PWR, включаючи їхні активні зони (АкЗ). З урахуванням негативного досвіду низки аварій, що сталися в ядерній енергетиці за останні роки, прискіпливої уваги заслуговує насамперед аналіз загальноконтурної теплогідрравлічної нестійкості першого контуру ЯЕУ як коливальної системи. Фізичні підходи до такого аналізу розглянуто в зазначеній роботі [12].

Як відзначено, зокрема в [11, 12], оперативний контроль герметичності та напруженого стану кришки корпусу енергетичного ЯР є одним із пріоритетних завдань, що підлягає ефективному вирішенню для зменшення ризику виникнення важких аварій на АЕС. Актуальність цієї проблеми продемонструвала аварійна зупинка ядерного енергоблока на американській АЕС Davis-Besse-1 у лютому 2002 р. Серед ядерних фахівців цей інцидент було визнано найбільш небезпечним після відомої аварії на АЕС TMI-2 в США в 1979 р. Показово, що аналогічні потенційно небезпечні пошкодження кришок реакторів типу PWR було виявлено і в інших країнах, зокрема на АЕС Sendai-1 (Японія), Jose Cabrera Zoria (Іспанія), Beznau-2 (Швейцарія). При цьому в усіх зазначених країнах при виявленні значного тріщиноутворення в реакторній сталі кришки корпусного ЯР було виконано термінову заміну цього дефектного елемента РУ. Як ілюстрацію характеру цих пошкоджень на рис. 2 та 3 за даними [19] показано зони локалізації та глибину проникнення аварійної тріщини ЯР на АЕС Davis-Besse-1.

Загалом, починаючи з 1991 р., в атомній енергетиці різних країн було виявлено близько 50 дефектних кришок корпусних ЯР, які були терміново замінені. Разом з тим, незважаючи на небезпеку відмов відповідальних елементів корпусів реакторів типу PWR, аналіз причин подібних експлуатаційних пошкоджень обмежувався лише констатацією факту розвитку корозійних процесів та впливом на них присутньої в теплоносії борної кислоти. Можливий розвиток корозійного окрихчування в умовах динамічних навантажень та циклічної втоми металу в цих умовах як головних причин подібних аварій до уваги не приймались. Можливий вплив гідродинамічних процесів резонансної природи, що здатні, як відзначається в роботі [12], виникати у циркуляційному контурі, до теперішнього часу є практично недослідженим. З огляду на це втрата несучої спроможності структурних елементів корпусу ЯР сприймалась як раптова відмова, що проявляла

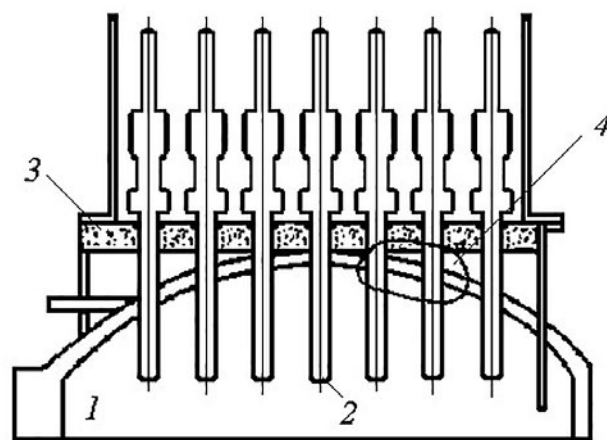


Рис. 2. Кришка корпусу реактора і блок захисних труб:
1 — реактор; 2 — орган СУЗ; 3 — теплова ізоляція;
4 — зона тріщин

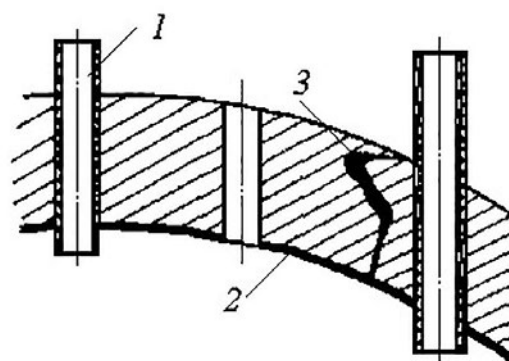


Рис. 3. Фрагмент кришки корпусу реактора:
1 — патрубок органу СУЗ; 2 — наплавка з нержавіючої сталі; 3 — виявлена тріщина

себе випадково. Враховуючи вищезазначене, треба підкреслити, що на сьогодні надійна методика оцінки ресурсу елементів першого контуру ЯР в умовах динамічних навантажень відсутня. Проте слід відзначити, що вимушена зупинка ядерного енергоблока на АЕС Davis-Besse-1 та термінова заміна кришки реактора типу PWR призвели до економічних збитків — 375 млн доларів у цінах того часу.

У роботі [19] відзначається той факт, що короткотерміновий режим інтенсивних циклічних навантажень кришки корпусу ЯР у більшості випадків відзначається в умовах пусків та зупинок РУ, зокрема під час експлуатації реактора типу ВВЕР-1000. За даними цієї роботи, динаміка таких циклічних навантажень призводить до накопичення напруг від утомленості в конструкційних матеріалах ядерних енергетичних установок (ЯЕУ), наслідком чого є інтенсивне тріщиноутворення у відповідальних структурних елементах РУ. Як відзначено в монографії [12], особливо небезпечним є наближення частот теплогідрравлічних коливань тиску, що збуджується за певних умов (наприклад, при кипінні теплоносія) у першому контурі РУ, до механічних коливальних резонансів елементів конструкції АкЗ ЯР. З огляду на ці резонансні ефекти, в роботі [19] запропоновано модель механізму взаємодії зовнішніх збурень, що генеруються турбулентним потоком теплоносія та періодичними імпульсами тиску на виході напірного патрубку ГЦН з вібраційними процесами кришки корпусу ЯР. Згідно із зазначеною моделлю небезпечний резонансний експлуатаційний стан цього елемента ЯР суттєво залежить не тільки від особливостей конструкції РУ, але й від конкретного співвідношення режимних параметрів ЯЕУ. Таким чином, за даними [12, 19], плин теплоносія викликає механічні коливання внутрішньокорпусних елементів ЯР і зумовлює можливість (за певних умов) взаємодію автоколивань тиску з власними частотами окремих механічних складових цієї коливальної системи.

У цьому зв'язку слід зазначити, що серйозну небезпеку, якою є вищезазначені механічні коливальні та теплогідрравлічні процеси (ТГП), які, відповідно до даних [20], можуть виникати в першому контурі РУ, штатні технічні засоби АСУ ТП АЕС, КВП та А реакторів типу ВВЕР усіх модифікацій виявити не здатні. Крім того, слід відзначити, що адекватної оцінки реальності небезпеки досліджених у [12] динамічних коливальних ТГП, які являють собою небезпечну теплогідрравлічну аномалію, що може виникати в першому контурі реакторів типу ВВЕР та PWR, не можна

зустріти у звітах фахівців з експлуатаційної безпеки сучасних РУ і сьогодні. У той же час слід зазначити, що фізичні прояви впливу вищезазначених динамічних пошкоджень в елементах обладнання першого контуру реактора типу ВВЕР-440 Рівненської АЕС, що, очевидно, були уражені ще одним небезпечним різновидом окрихчування — корозійним, далися взнаки в січні 1982 р. в процесі раптового, але послідовного зриву декількох кришок гарячих колекторів парогенераторів (ПГ) типу В-213 ядерного енергоблока № 1 Рівненської АЕС. Наведена на рис. 4 фотографія з роботи [12] ілюструє характер руйнації шпильок однієї з кришок такого аварійного гарячого колектора.

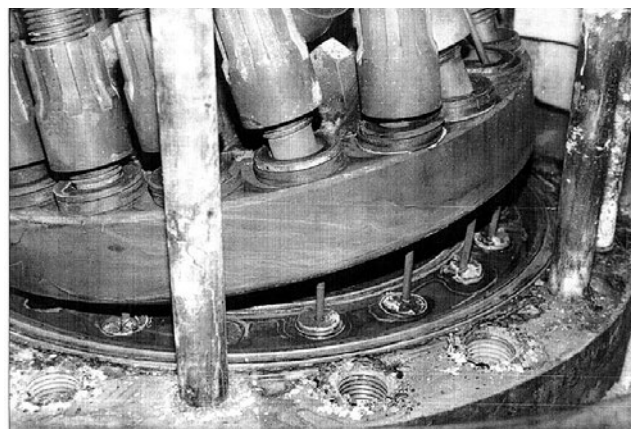


Рис. 4. Характер руйнації шпильок кришки гарячого колектора ПГВ-213 ядерного енергоблока № 1 Рівненської АЕС з роботи [12]

На думку фахівців, залучених до розслідування причин вищезазначеної аварії на Рівненській АЕС, серед головних фізичних чинників, що могли ініціювати розвиток аварійного процесу, особливо мають бути відзначені такі: а) гідродинамічний удар теплоносія; б) ненормативний напружений стан шпилькових з'єднань; в) міжкристалічне корозійне мікророзтріскування аустенітної сталі шпильок під впливом борної кислоти.

Очевидно, що гамма-випромінювання в зоні цього конструктивного елемента ПГ не здатне істотно вплинути на структурну деградацію його металу, бо може призвести лише до незначного залишкового радіаційного пошкодження аустенітної нержавіючої сталі цього елемента. Проте небезпечні процеси тріщиноутворення внаслідок складних фізико-хімічних процесів у металі колекторів ПГ та інших відповідальних елементах РУ також здатні реалізуватися під час експлуатації ЯЕУ. Слід відзначити, що ці процеси ініціюють та безпосередньо зумовлюють

небезпечні корозійні ушкодження відповідальних конструктивних елементів ЯЕУ і, з огляду на це, мають бути стисло розглянуті.

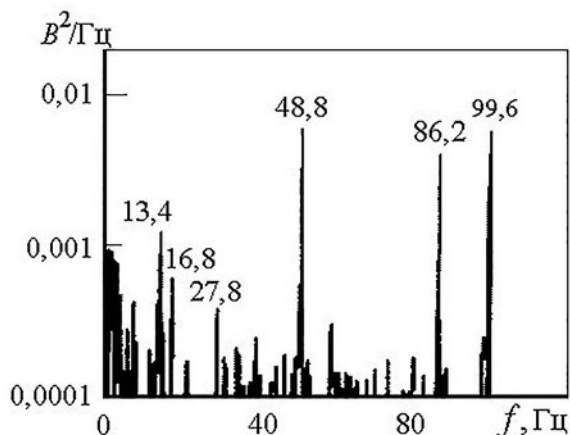


Рис. 5. Взаємна автоспектральна густина сигналів сенсорів динамічних напруг та вібропереміщень ПГВ-1000 відповідно на ПГ № 4 та на напорі ГЦН-4 при величині тиску $P = 16$ МПа та температурах — $T_{\text{гар}} = 287$ °C; $T_{\text{хол}} = 281$ °C

Враховуючи небезпеку таких раптових руйнацій критичних елементів ЯЕУ та з огляду на специфічні особливості тріщиноутворення в обладнанні РУ, у роботі [21] розглянуто деякі матеріалознавчі аспекти цієї проблематики. Зважаючи на ці аспекти та з урахуванням особливостей розвитку наведених пошкоджень ПГВ-213 енергоблока № 1 Рівненської АЕС в 1982 р., слід також звернути увагу на наступне. Як відомо [22], у парогенераторних установках типу В-213, що входять до складу головного технологічного обладнання ядерного енергоблока з реактором типу ВВЕР-440, в умовах динамічних коливань рівня теплоносія в цих ПГ має місце циклічна зміна зони змочування та осушення поверхні колекторів цих ПГ. Наслідком цього коливального процесу є концентрування на стінках цих колекторів низки шкідливих хімічних домішок, що зазвичай є в теплоносії. Показово, що ці домішки є здатними до утворення прихованих корозійних пошкоджень металу конструктивних елементів не тільки колекторів ПГ, що виготовлені з аустенітної нержавіючої сталі, але й інших структурних частин РУ. Так, зокрема, відомо, що наявність у теплоносії першого контуру водню, кисню та перекису водню є продуктами процесу радіолізу теплоносія. З огляду на небезпечні наслідки цього процесу та з метою його корекції в теплоносії першого контуру звичайно додають аміак. Адсорбція наявного водню реакторною сталлю та цирконієвими оболонками ТВЕЛ здатна призводити до їхнього швид-

кого водневого окрихчування. Крім того, присутність у теплоносії хлоридів може прискорити корозійне розтріскування конструкцій з аустенітних нержавіючих сталей, причому наявність кисню суттєво інтенсифікує цей процес. Відомо, що хімічно активні іони хлору потрапляють до теплоносія РУ разом з технологічними хімічними реагентами (борною кислотою, аміаком та ін.), а також із живильною водою. З огляду на це на сучасних АЕС у технологічному процесі мають застосовуватись лише реагенти високого рівня чистоти. Очевидно, що при порушенні цих вимог має місце активізація корозійних процесів із накопичення на поверхні окремих елементів першого контуру продуктів корозії у вигляді характерних відкладень. Наслідком цих небажаних фізико-хімічних явищ є концентрація корозійно-агресивних агентів під відкладеними на стінках конкреціями та подальша інтенсифікація корозії з виникненням небезпечного міжкристалічного тріщиноутворення. Очевидно, що останнє суттєво зменшує несучу спроможність конструктивних елементів ЯЕУ.

Цілком імовірно, що в усіх зазначених випадках мав місце процес інтенсифікації тріщиноутворення в корозійно ушкодженій сталі під впливом розвитку резонансних ТГП у першому контурі РУ, як це обґрунтовано в роботах [12, 20]. На рис. 5 відповідно до ПГВ-1000 наведено експериментальні дані з монографії [12], що характеризують складність динамічного напруженого стану елементів головного циркуляційного контуру в штатному режимі експлуатації ПГ реактора типу ВВЕР-1000, а саме структуру взаємного спектра сигналів діагностичного сенсора динамічних напружень та віброакселерометра, що встановлені на одній із петель циркуляції цієї РУ. Аналіз цих даних свідчить про те, що реакція конструкції гарячого колектора на пульсації тиску теплоносія, що зумовлені роботою головного циркуляційного насоса, проявляє себе на обертовій та кратній їй частотах обертання цього агрегату. Наявність піків у спектральних характеристиках пульсацій тиску на частотах коливань, що є кратними обертовій частоті насоса, відповідає гармонійним складовим такого ряду: 16,6; 33,2; 49,8; 99,6 Гц. Фізичне обґрунтування виникнення цих спектральних складових наведено в роботах [12, 20]. При цьому абсолютні та відносні рівні амплітуд коливань на зазначених частотах, як показано в цих роботах, безпосередньо залежать від режимних параметрів першого контуру РУ.

Таким чином, наведені вище та проаналізовані в [12, 20] результати натурних та стендових експериментів свідчать:

а) у першому контурі РУ типу ВВЕР та PWR можуть виникати практично неконтрольовані сучасними засобами АСУ ТП АЕС приховані нерегламентні динамічні ТГП, існування яких не передбачено проектами ЯР;

б) зазначені нерегламентні коливальні процеси проявлять себе у вигляді автоколивань, параметричних резонансів та резонансної взаємодії коливань теплоносія з коливаннями елементів обладнання першого контуру РУ;

в) виникнення зазначених резонансних ефектів не може бути прогнозоване сучасними теплогідравлічними кодами покращеної оцінки через відсутність у цих кодах відповідних фізичних та математичних моделей;

г) неконтрольований розвиток вищезазначених аномальних динамічних ТГП здатен спричинити серйозні пошкодження в обладнанні першого контуру РУ, особливо в умовах виникнення в елементах цього контуру розвинених процесів радіаційного та корозійного окрихчування.

Очевидно, що технологічна якість головного конструкційного матеріалу ЯЕУ — реакторної сталі — безпосередньо впливає на її стійкість до тріщиноутворення. З огляду на це та враховуючи характер вищерозглянутих динамічних навантажень, доцільним є порівняльний аналіз сучасних розробок реакторних сталей у провідних країнах світу, зокрема в США.

Матеріалознавчі аспекти експлуатаційного ресурсу корпусів реакторів типу ВВЕР

Технологія виготовлення двох основних типів радянських, а нині російських реакторних сталей, що були використані для виготовлення корпусів реакторів типу ВВЕР усіх нині діючих російських і українських ядерних енергоблоків, походить родом із середини минулого століття, як це підкреслено в роботі [8]. Перша з цих сталей, а саме 15Х2МФА, що згідно з даними [6, 21] містить 0,12 % вуглецю, 2,8 % хрому, 0,8 % молібдену та 0,2 % ванадію, була використана для виготовлення 32 корпусів реакторів типу ВВЕР-440, близько 300 реакторів для військового флоту та 18 для атомних криголамів. При цьому зазначена сталь забезпечувала достатньо високий проектний флюенс нейтронів у межах $(2,0 \dots 2,4) \cdot 10^{20} \text{ см}^2$, хоча з огляду на достатньо великі розміри заготовок, з яких виготовлялися корпуси зазначених реакторів, концентрації легуючих елементів в об'ємі циліндричних заготовок мали тенденцію до значної неоднорід-

ності. Звичайно, що такі зміни концентрації окремих елементів, наприклад вуглецю, призводили до значної варіативності механічних властивостей сталі в аксіальному та радіальному напрямках корпусу реактора. Для корпусних реакторів типу ВВЕР-1000 експлуатаційні вимоги до реакторної сталі 15Х2НМФА були дещо іншими. Так, на відміну від 15Х2МФА для ЯР типу ВВЕР-440, у реакторній сталі для ВВЕР-1000 як додатковий легуючий елемент було використано нікель у кількості 1–1,5 %. Останнє дало змогу підвищити характеристики міцності сталі, а також забезпечити підвищену експлуатаційну температуру, хоч і був знижений проектний флюенс, що становив лише $(4 \dots 6) \cdot 10^{19} \text{ см}^2$. Таким чином, додавання легуючого нікелю в реакторну сталь 15Х2НМФА разом із коригуванням вмісту в ній хрому дало змогу не тільки збільшити рівень її міцності, але й збільшити глибину прогартування конструкційних елементів корпусу ВВЕР-1000 значної товщини. Проте використання в сталі 15Х2НМФА легуючого нікелю мало і значний негативний вплив — суттєве зниження її опору до радіаційного окрихчування. Показово, що останнє має домінуючий характер, незважаючи на присутність теплового, а також циклічного типу навантажень у конструктивних елементах реактора типу ВВЕР-1000. У результаті зі збільшенням терміну експлуатації реактора цього типу критична температура в'язко-пластичного переходу зростає, що підвищило небезпеку можливого крихкого руйнування корпусу ВВЕР-1000. Таким чином, можна стверджувати, що радіаційна стійкість реакторної сталі (тобто ступінь її окрихчування в процесі нейтронного опроміювання) є виключно важливою характеристикою експлуатаційної безпеки ЯР і, як підкреслюється в роботі [10], має вирішальне значення при визначенні експлуатаційного ресурсу корпусу реактора типу ВВЕР-1000. При цьому, як зазначено вище, зі збільшенням тривалості експлуатації реактора критична температура в'язко-пластичного переходу зростає і може перевищити мінімальну робочу температуру корпусу реактора, що невідворотно призведе до його раптової руйнації.

Показово, що присутність у корпусній сталі ВВЕР-1000, тобто у 15Х2НМФА, нікелю вдвічі збільшила швидкість її радіаційного окрихчування в порівнянні з реакторною сталлю 15Х2МФА для ВВЕР-440. З огляду на цю визначальну експлуатаційну особливість сталі 15Х2НМФА, з якої виготовлено корпуси всіх діючих на теперішній час в Україні 13 ЯР типу ВВЕР-1000, з ряду досліджень, зокрема з робіт [13–15],

можна зробити такий практичний висновок. Оскільки опір сталі 15X2НМФА до радіаційного окрихчування є суттєво зниженим, особливо в тій частині корпусу, що відповідає області розташування АкЗ, ресурс корпусу є реально обмежений проектним експлуатаційним ресурсом тієї області корпусу, що знаходиться на рівні АкЗ. У результаті треба засвідчити, що відповідно до сучасних вимог експлуатаційної безпеки ядерних енергоблоків реальний ресурс корпусу ВВЕР-1000 не може суттєво перевищувати гарантований термін, тобто 30 років, без певної величини ризику.

Незважаючи на відзначену вище підвищену радіаційну стійкість реакторної сталі 15X2МФА ЯР типу ВВЕР-440, у неї також є і суттєвий недолік. Він стосується високої активації корпусу РУ під впливом нейтронного опромінення. Показово, що зазначена активація є зумовленою саме легуючими елементами, застосованими в цій сталі, які здатні утворювати довгоіснуючі ізотопи, насамперед молибден. У результаті висока здатність до активації сталі 15X2МФА призводить до проблем при утилізації корпусів ВВЕР-440, що відпрацювали свій ресурс, оскільки наведена радіоактивність цих корпусів знижується занадто повільно й потребує для досягнення безпечного рівня близько 1 000 років. З урахуванням цього недоліку на початку нового тисячоліття в Росії було розроблено нову низькоактивовану радіаційно стійку сталь типу 15X2В2ФА, в якій легуючий молибден замінено на вольфрам в еквівалентному атомному співвідношенні. Крім того, жорстко обмежено вміст таких легуючих домішок, як ніобій, нікель, кобальт, молибден та мідь, до рівнів, які може забезпечити на сьогодні російська металургійна промисловість. У 2009 р. в ковальсько-пресовому цеху металургійного підприємства «Спецсталь» (Росія), що виготовляє поліпшену реакторну сталь 15X2МФА_А (модифікація А), уперше було виготовлено дослідний циліндричний елемент верхньої частини корпусу реактора типу ВВЕР-1000, який було піддано всебічним матеріалознавчим дослідженням. За їхніми результатами було з'ясовано, що ця модифікація реакторної сталі відзначається достатньо високими механіко-технологічними властивостями за рахунок суттєво вдосконаленого металургійного процесу, поліпшеної пластичної та термічної обробки виробу, а також новітньої технології мікролегуювання. Ця сталь зі знизеним рівнем нікелю має забезпечити, на думку розробників, проектний термін експлуатації реакторів типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-1200 у 60–80 років. Крім того, зазначений реакторний матеріал має дати змогу під-

вищення теплової потужності ЯР на 30–40 %. Проте з урахуванням історії розбудови парку українських АЕС очевидним є те, що жодного українського ядерного енергоблока з реакторами типу ВВЕР, які всі без винятку були споруджені в Україні в останнє двадцятиріччя минулого століття, не могло бути виготовлено з покращених конструкційних матеріалів типу 15X2НМФА_А. Очевидно, що з урахуванням сучасних геополітичних реалій розбудова нових ядерних енергоблоків в Україні з використанням нових російських реакторних сталей у перспективі не видається можливою.

У цьому зв'язку слід особливо відзначити також добре відомий фахівцям з реакторного матеріалознавства факт існування істотного відставання технологічного рівня радянської, а тепер і російської металургії, особливо в галузі створення спеціальних сталей, включаючи сталі для ЯР, від тогочасних і сьогоденних розробок провідних американських та європейських фірм. Варто підкреслити, що зазначене відставання мало місце не тільки в ретроспективі, але й дається взнаки і в сьогоденні. Треба мати на увазі, що зазначене технологічне відставання особливо відчутно проявило себе, зокрема, у середині 80-х років минулого століття, тобто в той період, коли виготовлялись корпуси всіх українських реакторів типу ВВЕР-1000. Як відомо [8, 21, 23], найкраща реакторна сталь радянської доби того періоду 15X2НМФА класу 1 (з дещо знизеним рівнем гранично допустимої концентрації нікелю для зменшення ефекту радіаційного окрихчування) значно поступалася американській реакторній сталі типу SA-336F22V (або за уніфікованою класифікацією американських сталей UNS K31835). Показово, що ця американська сталь, розроблена ще в середині 50-х років минулого століття, відзначається стійкістю до високотемпературної повзучості та старіння і розглядається також і сьогодні [24] як перспективний конструкційний матеріал для реакторів наступного покоління. Проте з урахуванням того факту, що сталь SA-336 потребувала значних витрат на термообробку, подібну до термообробки вітчизняних сталей 15X2МФА та 15X2НМФА, у виробництві американських реакторів типу PWR почали масово використовувати нові реакторні сталі SA-508 та SA-533, що відрізняються не тільки високотехнологічними, але й покращеними експлуатаційними якостями. За останні роки в Німеччині, подібно до США, було також впроваджено нові реакторні сталі 22NiMoCr36, 22NiMoCr37 та 20MnMoNi55, що є прямим аналогом американської сталі SA-508

класу 3. У Франції такими аналогами американських сталей стали 16MnD5 та 18MnD. За даними МАГАТЕ [25], вищеперелічені новітні розробки реакторних сталей відзначаються високими експлуатаційними якостями, включаючи підвищені вимоги до радіаційної стійкості та радіаційного старіння. Особливо цінною є притаманна цим конструкційним матеріалам можливість подовженої експлуатації реакторів типу PWR, виготовлених із цих сталей, та здатність зберігати свої високі характеристики в маневрових динамічних режимах.

Висновки

Підсумовуючи вищерозглянуті актуальні матеріалознавчі аспекти з проблематики експлуатаційної надійності корпусів вітчизняних реакторів типу ВВЕР-440, ВВЕР-1000, а також зарубіжних РУ типу PWR, можна зробити практичні висновки.

1. Можливість використання, відповідно до угоди [9], американських ядерних технологій та будівництва на українських АЕС нових енергоблоків з новітніми ЯР типу AP1000 сучасних високотехнологічних реакторних сталей типу SA-508, SA-533 та ін., що використовуються під час виробництва зазначеної РУ, вирішує ряд проблем, включаючи значне підвищення експлуатаційного ресурсу українських ядерних енергоблоків та можливість експлуатації РУ в маневрових режимах.

2. З урахуванням набутого досвіду низки експлуатаційних пошкоджень, що мали місце в світовій ядерній енергетиці за останні десятиліття, пильної уваги заслуговують динамічні теплогидравлічні процеси, які за певних умов здатні виникати в першому контурі РУ та ініціювати вихід з ладу його структурних елементів.

3. Невідкладну реалізацію оперативного контролю теплогидравлічної стійкості теплоносія першого контуру на основі моніторингу амплітудно-частотних характеристик можливих коливальних процесів в РУ відповідно до даних [12], а також акустичної емісії реакторної сталі згідно з методикою [8] слід вважати одним із пріоритетних завдань із забезпечення експлуатаційної безпеки сучасних ядерних енергоблоків.

4. Раптова втрата несучої спроможності відповідальних елементів першого та другого контурів сучасних ЯЕУ може бути ініційована не тільки радіаційним окрихчуванням реакторної сталі, але також розвитком небезпечних фізико-хімічних процесів,

здатних ініціювати ефекти міжкристалічного тріщинотворення, що мають корозійне походження і здатні проявляти себе в умовах динамічних навантажень.

Список використаної літератури

1. Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність» [Схвалено розпорядженням Кабінету Міністрів України від 18.08.2017 р. № 605-р]. — 66 с. — Режим доступу: <http://mpe.kmu.gov.ua/minugol/doccatalog/document?id=245229554>.
2. Нечаєва Т. П. Оцінка доцільності впровадження перспективних ядерних реакторів з урахуванням вимог до надійності та екологічності функціонування ОЕС України / Т. П. Нечаєва // Проблеми загальної енергетики. — 2018. — № 1(52). — С. 42–48.
3. Наноскопические процессы радиационного охрупчивания сталей корпусов ядерных реакторов / В. И. Карась, А. О. Комаров, В. Г. Папкович [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — 2010. — № 3. — С. 194–199.
4. Структурные критерии выбора режимов восстановительного отжига материала корпусов реакторов ВВЭР-1000 / Б. А. Гурович, Я. И. Штромбах, Е. А. Кулешова, С. В. Федотова // Вопросы атомной науки и техники. — 2010. — № 5. — С. 50–57.
5. Влияние никеля на радиационное охрупчивание основного металла и металла швов стали 15Х2НМФА-А / А. М. Морозов, В. А. Николаев, Е. В. Юрченко, В. Г. Васильев // Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС: Тр. VI междунар. конф. (Санкт-Петербург, 19–23 июня 2000 г.). — Санкт-Петербург : Прометей 2000. — Т. 2. — С. 372–396.
6. Карзов Г. П. Разработка и совершенствование радиационно стойких сталей для корпусов водо-водяных атомных реакторов / Г. П. Карзов, В. А. Николаев, Т. Н. Филимонов // Вопросы материаловедения. — 2006. — Т. 45, № 1. — С. 111–123.
7. Касаткин О. Г. Тепловое охрупчивание сварных соединений корпусов реакторов типа ВВЭР / О. Г. Касаткин // Вопросы атомной науки и техники. — (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»). — 2009. — Т. 94, № 4–2. — С. 232–235.
8. Назарчук З. Т. Метод акустичної емісії в діагностуванні корпусів реакторів атомних електростанцій / З. Т. Назарчук, І. М. Неклюдов, В. Р. Скальський (НАН України, ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут» фізико-механічний інститут ім. Г. В. Карпенка). — Київ : Наук. думка. — 2016–306 с.

9. Урядовий портал. Кількість атомних енергоблоків, що побудують в Україні за технологіями Westinghouse, збільшилась до 9 [Електронний ресурс] // kmu — Режим доступу: <https://www.kmu.gov.ua/news/killkist-atomnih-energoblokiv-shcho-pobuduyut-v-ukrayini-za-tehnologiyami-westinghouse-zbilshilas-do-9>. — Назва з екрана. — Дата публікації: 03.06.2022. Дата перегляду: 03.08.2022.
10. Красовский А. Я. Хрупкость металлов при низких температурах / А. Я. Красовский. — Киев : Наук. думка. — 1980. — 340 с.
11. Теплофизика аварий ядерных реакторов / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2012. — 528 с.
12. Теплофизика повреждений реакторных установок / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2013. — 528 с.
13. Aging and life extension of major light water reactor components / V. N. Shah, P. E. MacDonald. — New York : Elsevier Science & Technology. — 1993. — 943 p.
14. Радиационное охрупчивание корпусных сталей реактора ВВЭР-1000 / Э. У. Гриник, Л. И. Чирко [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — 2000. — № 4. — С. 57–60.
15. Оценка вязкости разрушения корпусных материалов реактора ВВЭР-1000 / Э. У. Гриник, В. Н. Ревко, Л. И. Чирко, Ю. В. Чайковский // Ядерна фізика та енергетика. — 2007. — Т. 8, № 19. — С. 83–88.
16. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. — Москва : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
17. Lambrigger M. Weibull master curves and fracture toughness testing. Part III. Master curves for the evaluation of dynamic Charpy impact tests / M. Lambrigger // J. Mater. Sci. — 1999. — Vol. 34. — P. 4447–4455.
18. Хмара Д. О. Зауваження громадськості щодо продовження експлуатації енергоблоків АЕС України у понадпроектний термін / Д. О. Хмара // Ядерна та радіаційна безпека. — 2010. — № 1. — С. 43–47.
19. Проскуряков К. Н. Теплогидравлические причины роста динамических напряжений трещин в крышках корпусных реакторов / К. Н. Проскуряков // Теплоэнергетика. — 2006. — № 9. — С. 22–25.
20. Шараєвський І. Г. Розпізнавання передаварійних теплогидравлічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах: автореф. дис. ... д-ра техн. наук / І. Г. Шараєвський. — Київ : ИПБ АЕС НАН України, 2010. — 48 с.
21. Карзов Г. П. Материаловедческие аспекты новых принципов повышения эксплуатационных характеристик теплоустойчивых сталей для корпусов АЭУ и их практическая реализация / Г. П. Карзов, И. В. Теплухина // Вопросы атомной науки и техники. — (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»). — 2011. — № 2. — С. 46–53.
22. Монахов А. С. Атомные электрические станции и их технологическое оборудование / А. С. Монахов. — Москва : Энергоатомиздат, 1986. — 224 с.
23. Тимофеев Б. Т. Стойкая к радиации / Б. Т. Тимофеев, А. О. Зотова // Атомная стратегия. — 2006. — Т. 24, № 4. — С. 28–29.
24. Preliminary materials selection issues for the next generation nuclear power plants pressure vessel / K. Natesan, S. Majumdar, P. S. Shankar, V. N. Shah / Report ANL / EXT — 06/45. — Argonne, 2006. — 109 p.
25. Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants assessment of irradiation embrittlement effects and reactor pressure vessel steels / IAEA Nuclear Energy Series NP-T-3.11. — Vienna, 2009. — 156 p.

**I. G. Sharaevsky, T. S. Vlasenko, L. B. Zimin,
A. V. Nosovskyi, N. M. Fialko, G. I. Sharaevsky**

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,
NAS of Ukraine, 12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

Current Physical Problems of the Dynamic Damage in Elements of the First Circuit of VVER Reactors

In the context of the actual problems of the physics of operational damage of modern reactor steels produced in the leading countries of the world (USA, Russia, Western Europe) and used for the manufacture of nuclear reactor vessels and other equipment of the first circuit of nuclear power plants, the characteristic features of possible dynamic damage in the responsible elements of this are considered. The mentioned problems are systematized from the standpoint of analyzing the effects of radiation embrittlement, as well as physical and chemical processes that, under certain conditions, are capable of developing in the operating equipment of Ukrainian NPPs, which are already working out their design operational resource. The characteristic features of possible dynamic damage in the operating reactor equipment of Ukrainian and foreign nuclear power plants are considered. The problem is systematized, first of all, from the standpoint of analyzing the operational stability of domestic and foreign reactor steels in relation to their radiation embrittlement. The peculiarities of the course of this physical

process have been analyzed, which should be taken into account when determining the maximum possible terms of extension of safe operation of nuclear power units with reactors of the VVER type at the NPP of Ukraine. The main metal-physical properties of reactor steels of various types and possible problems caused by neutron irradiation, physical and chemical processes, vibrational and thermomechanical fatigue, which threaten the unexpected sudden destruction of reactor vessels, are considered. Special attention is paid to mechanical damage and processes accompanying the operation of reactor housings under conditions of cyclic and dynamic loads. A warning has been given regarding the unjustified extension of the period of reactors safe operation. The significant technological lag of the former Soviet, and now Russian, metallurgy from the level of metallurgy of the leading Western countries was noted. Data are provided on the high operational properties of the latest American steels, from which modern reactors of the AR1000 type are manufactured in the USA, and the safety, technical, economic and environmental advantages of using these reactors in Ukraine in comparison with new models of reactors of the VVER-1000 and VVER-1200.

Keywords: reactor vessel, reactor steel, thermomechanical and radiation embrittlement, service life, term of safe operation.

References

1. Energy strategy of Ukraine for the period up to 2035 "Security, energy efficiency, competitiveness". Approved by the Order of the Cabinet of Ministers dated 18.08.2017 no. 605-p, 66 p. Available at: <http://mpe.kmu.gov.ua/minugol/doccatalog/document?id=245229554>. (in Ukr.)
2. Nechaeva T. P. (2018). [Estimation of expediency of perspective nuclear reactors introduction taking into account requirements to reliability and ecological functioning of UES of Ukraine]. *The Problems of General Energy*, vol. 52, no. 1, pp. 42–48. (in Ukr.)
3. Karas' V. I., Komarov A. O., Papkovich V. G., Pilipenko N. N., Shilyaev B. A. (2010). Nanoscopic processes radiation embrittlement pressure vessel steels. *Problems of Atomic Science and Technology*, no. 3, pp. 194–199. (in Rus.)
4. Gurovich B. A., Shtrombakch Ya. I., Kuleshova E. A., Fedotova S. V. (2010). Structural criteria of recovery annealing regime selection for VVER-1000 reactor pressure vessel materials. *Problems of Atomic Science and Technology*, no. 5, pp. 50–57. (in Rus.)
5. Morozov A. M., Nikolaev V. A., Yurchenko E. V., Vasil'ev V. G. (2000). [Influence of nickel on radiation embrittlement of base metal and weld metal of steel 15Kh2NMFA-A]. Proceedings of the VI Int. conf. "Problems of materials science in the design, manufacture and operation of nuclear power plant equipment" (Saint Petersburg, June 19–23, 2000). Saint Petersburg: Prometei, vol. 2, pp. 372–396. (in Rus.)
6. Karzov G. P., Nikolaev V. A., Filimonov T. N. (2006). [Development and improvement of radiation-resistant steels for vessels of pressurized water reactors]. *Voprosy materialovedeniya* [Materials science issues], vol. 45, no. 1, pp. 111–123. (in Rus.)
7. Kasatkin O. G. (2009). Thermal embrittlement of welded joints of bodies of WWER type reactors. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 94, no. 4–2, pp. 232–235. (in Rus.)
8. Nazarchuk Z. T., Neklyudov I. M., Skalskyi V. R. (2016). *Metod akustychnoyi emisii v diagnostuvanni korpusiv reaktoriv atomnykh elektrostancij* [The method of acoustic emission in the diagnosis of NPP reactor vessels]. National Academy of Sciences of Ukraine, NSC "Kharkiv Physical and Technical Institute", G. V. Karpenko Physical-Mechanical Institute. Kyiv: Naukova Dumka, 306 p. (in Ukr.)
9. The number of nuclear power units to be built in Ukraine using Westinghouse technology has increased to 9. Government portal. Available at: <https://www.kmu.gov.ua/news/kilkist-atomnih-energoblokiv-shcho-pobuduyut-v-ukrayini-za-tehnologiyami-westinghouse-zbilshilas-do-9>.
10. Krasovskiy A. Ya. (1980). *Khrupkost' metallov pri nyzrikh temperaturakh* [Brittleness of metals at low temperatures]. Kyiv: Naukova Dumka, 340 p. (in Rus.)
11. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskaya E. I. (2012). *Teplofizika avarii yadernykh reaktorov* [Thermal physics of NPP accidents]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 528 p. (in Rus.)
12. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskaya N. I. (2013). *Teplofizika povrezhdenij reaktornykh ustanovok* [Thermophysics of NPP damages]. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 528 p. (in Rus.)
13. Shah V. N., MacDonald P. E. (1993). Aging and life extension of major light water reactor components. New York: Elsevier Science & Technology, 943 p.
14. Grinik E. U., Chirko L. I., et al. (2000). [Radiation embrittlement of vessel steels of the VVER-1000 reactor]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 4, pp. 57–60. (in Rus.)
15. Grinik E. U., Revko V. N., Chirko L. I., Chaikovskiy Yu. V. (2007). Evaluation of fracture toughness of the VVER-1000 reactor vessel materials. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 8, no. 19, pp. 83–88. (in Rus.)
16. USSR State Committee for the Supervision of Safe Work in the Nuclear Power Industry (1989). PNAE G-7-002-86. *Norms for calculating the strength of equip-*

- ment and pipelines of nuclear power plants*. Moscow: Energoatomizdat, 525 p. (in Rus.)
17. Lambrigger M. (1999). Weibull master curves and fracture toughness testing. Part III Master curves for the evaluation of dynamic Charpy impact tests. *J. Mater. Sci*, vol. 34, pp. 4447–4455.
 18. Khmara D. O. (2010). [Public remarks on the continuation of operation of Ukrainian NPP power units beyond the project deadline]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1, pp. 43–47. (in Ukr.)
 19. Proskuriakov K. N. (2006). [Thermal-hydraulic reasons for the growth of dynamic stresses and cracks in the lids of vessel reactors]. *Teploenergetika* [Thermal power engineering], vol. 9, pp. 22–25. (in Rus.)
 20. Sharevsky I. G. (2010) *Rozpiznavannia peredavarijnykh teplohydraulichykh procesiv u vodookholodzhuvanykh jadernykh energenychnykh reaktorakh* [Recognition of pre-emergency thermohydraulic processes in water-cooled nuclear power reactors] (PhD thesis). Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 48 p. (in Ukr.)
 21. Karzov G. P. (2011). [Materials science aspects of new principles for improving the performance of heat-resistant steels for npp cases and their practical implementation]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 2, pp. 46–53. (in Rus.)
 22. Monakhov A. S. (1986). *Atomnyye elektricheskiye stantsii i ikh tekhnologicheskoye oborudovaniye* [Nuclear power stations and their technological equipment]. Moscow: Energoatomizdat, 224 p. (in Rus.)
 23. Timofeev B. T., Zotova A. O. (2006). [Radiation resistant]. *Atomic strategy*, vol. 24, no. 4, pp. 28–29. (in Rus.)
 24. Natesan K., Majumdar S., Shankar P. S., Shah V. N. (2006). *Preliminary materials selection issues for the next generation nuclear power plants pressure vessel*. Report ANL/EXT-06–45. Argonne: Argonne National Laboratory, 109 p.
 25. IAEA (2009). *Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants assessment of irradiation embrittlement effects and reactor pressure vessel steels*. IAEA Nuclear Energy Series no. NP-T-3.11. Vienna: IAEA, 156 p.

Надійшла 31.01.2022

Received 31.01.2022