

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

Металофізичні проблеми надійності зварювальних з'єднань корпусів реакторів ВВЕР

Ключові слова:

ядерний енергоблок,
експлуатаційний ресурс,
корпус реактора,
радіаційна окрихчуваність сталі,
заміна устаткування

Проаналізовано й узагальнено перспективи та можливості заміни потужностей ядерних енергоблоків АЕС України, які наразі майже повністю відпрацьовують свій експлуатаційний ресурс, а також можливості продовження гарантованого терміну їхньої експлуатації. На основі вивчення тенденцій реакторобудування та пропозицій на світовому ринку обрано й рекомендовано як базову перспективну для застосування в Україні модерну модель водо-водяного ядерного реактору великої потужності покоління 3+ AP1000 виробництва компанії Westinghouse El. Corp. Розглянуто результати нових досліджень щодо динаміки втрати міцності реакторних сталей корпусів реакторів ВВЕР та їхніх зварювальних з'єднань під дією радіаційного опромінювання. Основну увагу приділено присутності та процесам міграції і сегрегації у кристалічній структурі реакторних сталей шкідливих домішок, зокрема фосфору та нікелю. Зроблено висновок про суттєві переваги нових закордонних металургійних технологій, застосування яких у корпусних сталях забезпечує надійність та підвищений гарантований термін безпечної експлуатації реакторів PWR, зокрема типу AP1000. Оцінено невідкладні проблеми введення в Національну об'єднану енергетичну систему України додаткових маневрових потужностей і зроблено висновок про можливість їхнього вирішення шляхом підвищення маневрових характеристик наявних ядерних енергоблоків великої потужності та (переважно) шляхом прискореного будівництва і введення в експлуатацію малих модульних реакторів із високими маневровими характеристиками, зокрема моделі SMR-160 виробництва компанії SMR LLC (США).

Вступ

Як відомо, функціонування вітчизняного ядерного енергетичного комплексу сьогодні базується на експлуатації наявних потужностей п'ятнадцяти діючих енергоблоків АЕС, що були свого часу оснащені корпусними водо-водяними реакторами типу ВВЕР. Визначальним при цьому є той факт, що всі існуючі реакторні установки (РУ) України було розроблено та побудовано відповідно до досягнутого на кінець

сімдесятих років минулого століття рівня знань та технологій реакторобудування, оскільки перший промисловий зразок реактора ВВЕР-1000 було здано в експлуатацію на 5-му енергоблоці Нововоронезької АЕС у 1981 р. Очевидно, що всі наступні зразки РУ цього типу та їхні поліпшені модифікації, включно з тими, які на АЕС України були побудовані переважно в останнє двадцятиріччя минулого століття, віддзеркалюють той рівень наукових знань, особливо в галузі радіаційного матеріалознавства, а також

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

технологій електрозварювання корпусів реакторів ВВЕР, який було досягнуто в СРСР понад тридцять років тому. Відповідно до тогочасного рівня наукових знань та технологій продовжувала розбудовуватись атомна енергетика вже незалежної України в наступні роки. Загалом станом на тепер реакторний парк українських АЕС складають такі типи ядерних реакторів (ЯР): два енергоблока з реакторами ВВЕР-440, а також тринадцять РУ типу ВВЕР-1000 різних модифікацій. Втім, сьогодні доводиться констатувати, що майже всі діючі вітчизняні РУ зазначених типів уже відпрацювали свій гарантований виробником тридцятирічний проектний термін. Проте з урахуванням того визначального чинника, що за прогнозними економічними оцінками до 2040 р. споживання енергії в Україні має зрости на 50 %, а 13 з 15 діючих ядерних енергоблоків до цього терміну вже вичерпають свій проектний ресурс, було прийнято рішення залишити в роботі всі РУ, які відповідно до гарантій виробника ЯР мали бути вже виведені з експлуатації. З огляду на вищезазначене слід звернути увагу на той факт, що понадгарантійний термін експлуатації реакторів ВВЕР зумовлює суттєве підвищення ризику виникнення важкої аварії, а саме раптової руйнації корпусів ЯР. У той же час, з огляду на доволі оптимістичні прогнози залучених починаючи з 2010 р. російських та українських фахівців, що мали виконувати експертизу технічного стану енергоблоків АЕС України, насамперед, корпусів понадгарантійних ЯР, їхній рівень безпеки не дає підстав для занепокоєння. З огляду на такі позитивні оцінки залучених експертів ними було зроблено висновок про реальність пролонгації гарантованого виробником ЯР проектного експлуатаційного терміну. Водночас у контексті цієї актуальної проблеми слід звернути увагу на деякі принципові обставини.

По-перше, починаючи з 2010 р., коли фахівцями було пролонговано експлуатацію реакторів ВВЕР-440 Рівненської АЕС, прогнозні оцінки технічного стану корпусів ЯР приймалися за відсутності в експертного загалу новітніх даних про перебіг на мікрорівні металофізичних процесів, що під впливом нейтронного опромінення виникають та розвиваються в металі корпусу та його зварювальних з'єднаннях. По-друге, залучені експерти володіли обмеженою інформацією щодо суттєвих недоліків реалізованих виробником ЯР металургійних процесів та особливо технологій зварювання корпусної реакторної сталі, які використовувалися понад 40 років тому в СРСР. Як відомо, з погляду небезпеки раптової руйнації критичною

частиною корпусу ЯР є зона поясу, особливо зварювальні з'єднання цієї зони. З огляду на результати досліджень [1–6 та ін.] у галузі радіаційного матеріалознавства та зварювальних технологій (насамперед тих, що стосуються фізичних особливостей руйнації зварювальних з'єднань ЯР) та безпосередній вплив цих першочергових питань на актуалізацію пріоритетів безпеки діючих ядерних енергоблоків АЕС України, ця проблематика потребує системного розгляду та аналізу. Крім того, ці актуальні питання мають бути систематизовані також із позицій сучасного рівня знань, що був досягнутий за останні роки на таких наукових напрямках, як: а) аналіз металофізичних процесів та механізму руйнації зварювальних з'єднань корпусних ЯР; б) технологічні особливості зварювальних процесів під час виробництва корпусів реакторів ВВЕР.

Показово, що вищезазначені проблемні питання мають розглядатися також із позицій реалізації низки невідкладних завдань, що стоять перед атомною енергетикою України вже сьогодні. При цьому ці пріоритетні завдання мають, в першу чергу, розглядатися в контексті минулорічних домовленостей між Україною та США про використання технологій американського концерну Westinghouse El. Corp. у вітчизняній атомній енергетиці з метою побудови п'яти нових ядерних енергоблоків, зокрема на основі новітнього реактору цієї корпорації типу AP1000. Крім того, цими домовленостями передбачено передання Україні інших нових інженерних розробок, які на цій основі будуть запроваджені у вітчизняній атомній енергетиці. Враховуючи всі ці визначні обставини в представлений публікації системно розглядаються також актуальні питання аналізу визначальних напрямів розвитку світового ядерного енергетичного комплексу, а також систематизації зарубіжних реакторних технологій для забезпечення маневрових потужностей енергосистеми України.

Аналіз металофізичних процесів та механізмів руйнації зварювальних з'єднань реакторів ВВЕР

Як відомо [1], радіаційна стійкість корпусної сталі ЯР фізично визначається ступенем спротиву цього конструкційного матеріалу нейтронному опроміненню. При цьому слід зазначити, що наявність у корпусній сталі 15X2НМФА, з якої виготовлено корпуси реакторів ВВЕР-1000, відповідної частки легуючого нікелю збільшила швидкість її радіаційного окрих-

чування навіть у порівнянні з реакторною сталлю 15Х2МФА, що використовувалася для корпусів РУ типу ВВЕР-440. Втім, відомо [2], що металу зварювальних з'єднань корпусу ЯР притаманний ступінь радіаційного окрихчування, що суттєво перевищує відповідні показники вищезазначених корпусних сталей реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000. Таким чином, відповідно до даних робіт [1–5], ресурс корпусів реакторів ВВЕР та PWR фактично обмежується металофізичними властивостями (насамперед ступенем радіаційного окрихчування) зварювальних з'єднань РУ, в першу чергу корпусів ЯР. За даними металофізичних досліджень корпусних сталей [6], значна схильність цих з'єднань до радіаційного окрихчування безпосередньо обумовлена підвищеною концентрацією в зварювальних швах небажаних супутніх домішок, зокрема фосфору та нікелю. Присутність останнього є особливо характерною для зварювальних з'єднань корпусу реактору ВВЕР-1000. З огляду на актуальність та фундаментальний фізичний характер проблеми впливу радіаційного окрихчування на структурну деградацію металу корпусу ЯР та особливо його зварювальних з'єднань, зазначений науковий напрям упродовж останніх років інтенсивно розвивався [2–5]. У результаті цих досліджень було остаточно з'ясовано, що радіаційне окрихчування з'єднань корпусу реактору, їхня поступова деградація та раптове катастрофічне руйнування зумовлені комплексним характером та складним перебігом металофізичних процесів, які реалізуються на рівні кристалічної ґратки металу зварювального з'єднання. Показовими в цьому плані є дослідження американських металофізиків [6], які понад три десятиліття тому виявили визначальний фізичний вплив на перебіг процесів радіаційного окрихчування, тріщиноутворення та руйнації реакторної сталі, а також її зварювальних з'єднань наноскопічних процесів, що реалізуються в кристалічній ґратці на міжатомному рівні.

Так, зокрема, у роботі [6] було доведено, що ключова роль в активації процесу руйнації окрихченої реакторної сталі, а також катастрофічного тріщиноутворення у зварювальних з'єднаннях корпусу ЯР належить присутності в реакторному металі низки шкідливих домішок, насамперед, фосфору. Показово, що наявність зазначеного елемента в металі зварювальних з'єднань суттєво прискорює процес розвитку в ньому прихованого тріщиноутворення, що завершується раптовою непередбаченою руйнацією зразка реакторної сталі або відповідного корпусного шва. Дані електронної спектроскопії поверхні зла-

му досліджених в [6] зразків корпусного металу та його зварювальних з'єднань наочно засвідчили, що радіаційно окрихчений метал руйнується вздовж аустенітних міжзеренних меж, причому поверхня руйнації є збагаченою такими небажаними домішками, як фосфор, молібден, вуглець та хром. Проте ці експерименти дали змогу з'ясувати, що поверхня зламу зруйнованих зразків реакторної сталі та її зварювальних з'єднань (досліджувались корпусні сталі А533В та А508 виробництва США) збагачена саме фосфором. При цьому руйнівна локалізація цього шкідливого для міцності радіаційно окрихченого металу елемента знаходилася лише на нановідстанях від поверхні руйнації. У цьому контексті слід також відзначити, що результати досліджень [6] були оперативно використані фахівцями США з металургійних процесів та технологій електрозварювання під час розробки удосконалених реакторних сталей та створення їхніх поліпшених зварювальних з'єднань. У результаті понад 30 років тому в США почали застосовувати суттєво удосконалені металургійні процеси, що використовуються під час виробництва реакторної сталі, а також було впроваджено покращені технології зварювання корпусів ЯР, що виробляються провідними фірмами США. Таким чином, вищезазначене дозволяє стверджувати, що результати виконаних в [6] та інших роботах металофізичних досліджень склали необхідне наукове підґрунтя для розробки фахівцями США реакторних сталей SA-508 та SA-533, а також дозволили створити аналогічні конструкційні матеріали типу 22NiMoGr36, 22NiMoGr37 та корпусні сталі 16MnD5, 18MnD виробництва відповідно Німеччини та Франції. Крім того, у зазначених країнах було суттєво вдосконалено технології зварювання, що використовуються в процесі виробництва корпусів ЯР. З огляду на вищезазначене доводиться констатувати, що американські та європейські корпуси ЯР за своїм експлуатаційним ресурсом та здатністю працювати в маневрових режимах суттєво перевищують корпусні сталі радянського виробництва, що використовувалися майже сорок років тому для виробництва реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000.

Дослідження зразків-свідків у роботі [2] дало змогу встановити, що корпус ЯР і особливо його зварювальні з'єднання окрихчуються достатньо нерівномірно. При цьому, як свідчать результати цього дослідження, ресурс корпусів реакторів ВВЕР фактично обмежується властивостями їхніх зварювальних з'єднань, оскільки саме їм властива підвищена схильність до радіаційного окрихчування в порівнянні з основ-

ним корпусним металом. Зазначена вразливість до окрихчування швів корпусу є зумовленою, як зазначено вище, насамперед, присутністю фосфору (особливо він є притаманним зварювальним з'єднанням реактору ВВЕР-440), а також нікелю, наявність якого є характерною для металу корпусу ВВЕР-1000 та його швів. Відповідно до даних роботи [2], руйнівний вплив на процес радіаційного окрихчування здатний спричинити не тільки флюенс нейтронів, але й одночасний вплив гамма-випромінювання. Синергетичний ефект від дії цих різновидів радіаційного випромінювання, як виявилось, може спричинити дифузійну рухливість фосфору. При цьому загальна енергія системи «залізо-фосфор» зменшується, коли атоми фосфору знаходяться в дефектах кристалічної ґратки та на межах аустенітних зерен, які являють собою пастки для цього руйнівного хімічного елементу. Показово, що вільна енергія меж аустенітних зерен загалом є вищою, ніж у локальних дефектів кристалічної ґратки у вигляді вакансій. Показово також, що процес збагачення міжзеренних меж фосфором продовжується до настання динамічної рівноваги. Однак аномально висока концентрація фосфору локалізована в зоні завтовшки лише 5...10 атомних шарів, у якій вона значно перевищує середню концентрацію цього небажаного елементу. З огляду на вищезазначені особливості такої металофізичної системи на початковому етапі руйнування виникає зниження її вільної енергії в процесі утворення міжзеренної тріщини. При цьому подальше руйнування окрихченого металу реалізується саме вздовж аустенітних меж. Наслідком такого тріщиноутворення є підвищення критичної температури крихкості, зниження опору втомному руйнуванню, міжзеренній корозії та подальшому розтріскуванню відповідної зони корпусу ЯР.

Як відомо [1], зазвичай використовуються три основні методи зменшення негативного впливу радіаційного окрихчування корпусної сталі та зварювальних з'єднань корпусу ЯР. Ці підходи включають:

1. Зменшення рівня термонапружень у корпусі ЯР. При цьому реалізація цього підходу зазвичай забезпечується на основі суворо регламентованої послідовності дій експлуатаційного персоналу в процесі розігріву та розхолодження реактора.

2. Зниження флюенсу нейтронів на опромінювану стінку корпусу. Таке зниження забезпечується на основі екранування найбільш вразливої до радіаційного окрихчування частини ЯР. Звичайно таке екранування забезпечується на основі відповідної

картограми завантаження активної зони (АкЗ) шляхом використання тепловидільних збірок із різним ступенем їхнього відпрацювання.

3. Термообробка корпусу ЯР на основі реалізації процесу його відпалу за підвищених (відповідно робочого діапазону) температур, що дозволяє відновити деяку частину втраченої в процесі експлуатації в'язкості руйнування вже суттєво окрихченої реакторної сталі. Реалізація цього підходу має забезпечуватися відповідно до існуючого регламенту [7] і здебільшого для зони поясу ЯР. Втім, ці процедури є достатньо небезпечними, оскільки здатні ініціювати процеси незворотної повзучості реакторної сталі та її прискорене теплове старіння [2].

Проте в дослідженні [8] та інших роботах було доведено, що за умов нагрівання реакторної сталі до температур високого відпалу наявний у металі фосфор переходить у кристалічну ґратку, а під час повільного охолодження знову повертається до своєї звичайної локалізації. У результаті було встановлено, що термообробка корпусу ЯР на основі його відпалу фактично не може вплинути на зменшення концентрацій фосфору в місцях локалізації цього руйнівного для реакторної сталі хімічного елементу. Крім того, в роботі [9] привертається увага до того факту, що серед хімічних елементів, які також сприяють відпускній крихкості сталі корпусу ЯР, яка є ініційованою процесами сегрегації фосфору, присутнім є, зокрема, марганець, зазвичай наявний у всіх корпусних сталях. Проте для зменшення його негативного впливу на відпускню крихкість, як це відзначається в роботі [9], в останні роки в модернізованому металургійному процесі, який почали використовувати в США, почали застосовувати легування реакторної сталі молібденом у кількості 0,2...0,3 %, а також реалізовувати спеціальні заходи для зменшення в ній концентрації шкідливого фосфору. Показово, що в російській металургії цей напрям удосконалення корпусних сталей також визнано перспективним, хоч і з суттєвим запізненням. Проте дослідження в галузі радіаційного матеріалознавства розвиненими науковими школами, що їх було створено ще за радянських часів, продовжуються в Росії і тепер.

Так, наприклад, у роботі [10] було з'ясовано, що поряд із процесами радіаційного окрихчування реакторної сталі, що призводить до деградації цього конструкційного матеріалу, відбуваються також процеси деякого структурного відновлення під дією того ж радіоактивного випромінювання. Дійсно, результати цих досліджень показали, що на кінетику сегрегації

фосфору на межах аустенітних зерен, а отже і на характеристики відпускну крихкості корпусної сталі впливає також динаміка формування радіаційних дефектів під дією нейтронного опромінювання. При цьому радіаційні дефекти кристалічної ґратки знижують частку радіаційно-рухливого фосфору та поліпшують спротив сталі радіаційному окрихчуванню. Втім, слід відзначити також і той факт, що така фундаментальна наукова інформація про фізичні механізми радіаційного окрихчування корпусної сталі та особливо її зварювальних з'єднань на початку 80-х років минулого століття була ще невідомою. З огляду на це слід відзначити деякі особливості.

1. Ресурс корпусу ЯР фактично обмежується ефективністю спротиву його зварювальних з'єднань радіаційному окрихчуванню.

2. Зварювальним з'єднанням корпусу ЯР притаманна більша, ніж для корпусної сталі, схильність до радіаційного окрихчування.

3. Інформація про руйнівний вплив фосфору на стійкість зварювальних з'єднань корпусів реакторів ВВЕР на початку 80-х років минулого століття, коли створювався парк ЯР для українських АЕС, була практично невідомою.

З огляду на це в наступному розділі доцільним є також розгляд технологій зварювальних робіт, що використовувалися свого часу у виробництві корпусів діючих реакторів ВВЕР.

Технологічні особливості зварювальних процесів під час виробництва корпусів реакторів ВВЕР

Як відомо, корпуси реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 виготовлені з термостійких реакторних сталей марок 15X2МФА та 15X2НМФА відповідно, електрозварювання елементів яких під час їхнього виготовлення забезпечувалося відповідно на підприємствах «Іжорський завод» та «Атоммаш» із використанням зварювальних матеріалів та технологій, розроблених у науково-дослідному інституті «Прометей». Відповідно до даних [11, 12] корпуси зазначених ЯР склалися з семи кованих циліндричних елементів, а також донної частини, що з'єднувалися між собою на основі автоматичного дугового зварювання під флюсом. При цьому в усіх випадках застосовувався непокритий електродний дріт, а також флюс, який мав захистити зварювальну ванну від повітря. Відповідно до реалізованої технології електрозварювання подачу електродного дроту було механізовано,

а процеси запалювання електродної дуги та заварювання кінцевого кратера наприкінці шва автоматизовано. У процесі виконання зварювальних робіт частина захисного флюсу розплавлялася, причому навколо зварювальної дуги утворювалася газова порожнина, а на поверхні металу зварювального шва виникали рідкі шлаки.

Відповідно до зазначеної технології під час зварювання кільцевих швів перших корпусів ЯР ВВЕР-440, у яких, як відомо, товщина кільцевих елементів АкЗ становить 140 мм, використовували зварювальний дріт (ЗД) марки Св-10ХМФТ діаметром 5 мм, а також флюс типу АН-42. Відповідно до застосованої технології зварювані елементи корпусу попередньо підігрівалися до 350 °С, а після закінчення процесу електрозварювання піддавалися термічному відпуску. У 1975 р. у процесі виготовлення корпусу ЯР ВВЕР-440/В-213 для АЕС «Ловіса» (Фінляндія) було застосовано удосконалений ЗД марки Св-10ХМФТУ, а також поліпшений флюс АН-42М. Ці технологічні заходи дозволили зменшити в зварювальних матеріалах уміст низки шкідливих домішок. Зокрема, максимальна присутність фосфору була зменшена з 0,03 до 0,01 %. Зазначену технологію електрозварювання корпусів ВВЕР-440 широко використовували в наступні роки (зокрема, для виготовлення корпусів енергоблоків № 1 і 2 Рівненської АЕС) на Іжорському заводі, а також в концерні Škoda. Навпаки, при зварюванні корпусів ЯР типу ВВЕР-1000 зі сталі покращеної марки 15X2НМФА-А з товщиною металу корпусу в області АкЗ у 190 мм, а також зони патрубків, що виготовлялася зі стандартної сталі 15X2НМФА, використовувалися дещо інші технології. За першою з них використовували ЗД марки Св-10ХГНМА-А і флюс типу ФЦ-16 або АН-17М, а за другою було застосовано ЗД марки Св-08ХГНМТА і флюс НМ-18М.

Показово, що обидві технології використовувалися під час виробництва корпусів ВВЕР-1000 тривалий час, оскільки вони забезпечували не тільки прийнятні механічні характеристики зварювальних з'єднань, але й також стабільний рівень присутності в них шкідливих домішок, насамперед фосфору, сірки та міді. При цьому масова частка цих домішок у процесі формування зварювальних з'єднань не мала перевищувати 0,025 % для фосфору, 0,020 % для сірки, 0,15 % для міді. Як підтвердив набутий до теперішнього часу досвід експлуатації корпусів реакторів ВВЕР-1000, вищезазначені технології зварювальних робіт загалом забезпечували проектні характеристики міцності швів корпусів та їхній гарантований

термін експлуатації 30 років. Проте, як відзначається в роботі [11], набутий у процесі виробництва досвід показав перевагу ЗД типу Св-08ХГНМТА не тільки з огляду на механічні характеристики отримуваних зварювальних з'єднань, але й унаслідок оптимізації величини критичної температури крихкості. Водночас за умови використання ЗД Св-08ХГНМТА вміст шкідливого нікелю у зварювальному з'єднанні доходив до достатньо високого рівня (1,8 %). Як відомо [13], підвищений вміст нікелю у зварювальному з'єднанні призводить до зниження радіаційної стійкості металу та негативно впливає на ресурс корпусу ЯР.

З урахуванням того факту, що використання ЗД типу Св-10ХГНМА-А призводило до зниження механічних характеристик зварювальних з'єднань, спеціалістами було запропоновано ЗД типу Св-12Х-2Н2МА-А зі збільшеним вмістом у ньому не тільки вуглецю, але й нікелю. У поєднанні з застосуванням флюсу ФЦ-16А це мало сприяти підвищенню міцності металу шва.

Ці зварювальні матеріали було впроваджено під час виробництва корпусів реакторів ВВЕР-1000 на «Атоммаші», а також на Іжорському заводі під час виготовлення корпусів ВВЕР-440. Проте, результати досліджень, виконаних уже в процесі експлуатації виготовлених корпусів ЯР, показали, що коефіцієнт радіаційного окрихчування металу зварювальних з'єднань відповідно до даних роботи [14] досяг значної величини $A_F = 23$. Водночас за умови використання ЗД типу Св-08ХГНМТА, а також Св-10ХГНМА-А коефіцієнт радіаційного окрихчування не перевищував величини $A_F = 20$. З огляду на це використання цих зварювальних матеріалів було визнано недоцільним. Проте корпуси ЯР, виготовлені за зазначеною недосконалою технологією зварювання, продовжують експлуатуватися і зараз.

Системні дослідження відповідності характеристик зварювальних з'єднань корпусів ЯР нормативним вимогам [15], що були виконані в деяких роботах, зокрема в [12] та раніше в [16], дозволили зробити деякі висновки. По-перше, нормативний рівень критичної температури крихкості для металу зварювального з'єднання забезпечується ЗД Св-12Х-2Н2МА-А. По-друге, підвищена масова частка нікелю в цьому ЗД призводить до інтенсивного радіаційного окрихчування зварювальних швів корпусу ЯР під час його тривалої експлуатації.

У контексті аналізу визначальних властивостей зварювальних матеріалів (насамперед схильності до радіаційного окрихчування, стійкості до відпускну

крихкості, а також спроможності до опору втомному руйнуванню), що використовувались у процесі виробництва реакторів ВВЕР, привертають до себе увагу деякі принципові аспекти.

1. У всіх відомих дослідженнях російських спеціалістів [1–3, 10–17] вони опікуються передусім забезпеченням надійності відповідних зварювальних з'єднань лише за умови неперевищення величини проектного флюенсу нейтронів, який у процесі експлуатації ЯР має отримати його корпус упродовж гарантованого 30-річного терміну експлуатації. Показово, що з урахуванням реальних, тобто недостатньо високих експлуатаційних характеристик зварювальних з'єднань, що були отримані на основі застосування у СРСР і Росії технологій електрозварювання, гарантувати суттєве продовження 30-річного терміну експлуатації спеціалісти-технологи зі зварювання корпусів реакторів ВВЕР-1000 різних модифікацій не мають підстав.

2. Звертає на себе увагу достатньо обмежений вибір зварювальних матеріалів (ЗД та флюсів), що використовуються в процесі пошуку оптимальних технологічних рішень. Так, наприклад, експерименти роботи [17] з автоматичним зварюванням з використанням ЗД нового типу Св-09ХГНМТА та флюсів НФ-18М та КФ-30 дозволили з'ясувати, що стара марка ЗД типу Св-08ХГНМТА є кращою, ніж нова. Втім, як зазначалося вище, саме Св-08ХГНМТА призводить до підвищеної концентрації нікелю на рівні 1,8 % у зварювальному з'єднанні, що спричиняє підвищене радіаційне окрихчування металу шва.

3. Підвищений гарантований строк безпечної експлуатації кращих зразків зарубіжних ЯР, зокрема AP1000 виробництва Westinghouse El. Corp., який сягає 80-річного терміну, свідчить про суттєві переваги технологій електрозварювання корпусів ЯР та металургії корпусного металу реакторів США в порівнянні з відповідними технологіями російських виробників реакторного обладнання.

У контексті розглянутої проблематики надійності зварювальних з'єднань корпусів діючих в Україні реакторів ВВЕР доцільним видається аналіз визначальних напрямів розвитку світової атомної енергетики.

Аналіз визначальних напрямів розвитку світового ядерного енергетичного комплексу

Як зазначено у багатьох роботах, наприклад [18], у 90-і роки минулого століття в багатьох промислових розвинених країнах світу, що активно розвивають

атомну енергетику, почалися концептуальні розробки ядерних енергоустановок (ЯЕУ) підвищеної безпеки та з покращеними техніко-економічними показниками, що мали бути співставними з кращими зразками теплових електростанцій на органічному паливі. При цьому відповідно до настанов Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) для наступного покоління РУ, що мало бути створене відповідно до «концепції реактора підвищеної безпеки», визначальними було обрано такі фізичні властивості перспективного водоохолоджуваного реактора четвертого покоління: 1) «...широке використання внутрішніх фізичних властивостей та фізичних бар'єрів безпеки ЯР із застосуванням природної циркуляції теплоносія, дії законів тепломасообміну, захищеності від водневих вибухів легководного теплоносія та уповільнювача, зменшення накопиченої в них теплової енергії на основі зниження рівня термодинамічних параметрів робочого тіла; 2) можливість автоматичного припинення ядерної реакції в аварійних умовах; 3) здатність до ефективного відводу теплоти від АкЗ на основі термогравітаційної циркуляції в автоматичному режимі; 4) гарантоване попередження можливості зневоднення АкЗ в умовах спрацювання системи аварійного розхолодження ЯР; 5) унеможливлення проникнення радіоактивності за межі всіх фізичних захисних бар'єрів; 6) зменшення енергонапруженості АкЗ; 7) унеможливлення руйнівних зовнішніх впливів на АкЗ; 8) висока якість виготовлення та монтажу; 9) можливість нарощування потужностей модульних енергоблоків...». Втім, аварія на АЕС «Фукусіма-1» пришвидшила цей науковий пошук. Зокрема, японські спеціалісти вважають [19], що особливу увагу слід звернути на новітні науково-технічні розробки для наступного покоління легководних ЯР, які, зокрема, завдяки використанню передових технологій сейсмоізоляції не є критично залежними від загальної сейсміки територій, де розташовані АЕС. Крім того, ці перспективні РУ мають відзначатися підвищеними характеристиками ядерної безпеки та використовувати ядерне паливо підвищеного збагачення (тобто понад 5 %) та мати експлуатаційний ресурс не менше 80 років.

Показово, що конструкції сучасних реакторів покоління 3+ вже мають задовольняти підвищеним вимогам експлуатаційної безпеки АЕС, яка має бути досягнута на основі впровадження новітніх інноваційних технологій. Відповідно до рекомендацій МАГАТЕ серед цих технологій, зокрема, мають бути: «... а) інтегрована цифрова система експлуатацій-

ного контролю, управління та безпеки АЕС; б) подвійна захисна оболонка РУ; в) головні циркуляційні насоси з водяним змашуванням; г) здатність енергоблоку до добового регулювання навантаження...». Однак за проектами цих новітніх ЯР покоління 3+ на теперішній час споруджується лише декілька енергоблоків, зокрема два енергоблока південнокорейської АЕС «Шин-Корі» з власним новітнім реактором APR-1400, що споряджений, однак, одинарною захисною оболонкою (експортний варіант цього ЯР має бути оснащений подвійною оболонкою). З позицій порівняльного аналізу деяких характеристик безпеки низки типів новітніх ЯР у таблиці за даними роботи [18] наведено визначальні конструктивні ознаки засобів безпеки трьох сучасних РУ.

Засоби безпеки реакторів покоління 3+

Реактор	Країна-проектант	Захист від зовнішніх впливів	Захисна оболонка реакторного залу	Наявність системи пасивного відводу тепла (СПВТ)
EPR-1600	Франція	+	Подвійна	+
AP-1000	США	+	Подвійна	+
APR-1400	Південна Корея	+	Одинарна (подвійна для експорту)	+

Втім, треба зазначити, що переважна більшість споруджуваних у світі ядерних енергоблоків продовжують використовувати реактори поколінь 2+ та 3. Так, наприклад, Китай у 2015 р. ввів до експлуатації 7 енергоблоків CPR-1000 другого покоління.

Загалом із позицій оцінки сучасного стану розвитку ядерної енергетичної галузі у світі слід відзначити декілька напрямів цього розвитку. Насамперед треба звернути увагу на той факт, що 2021 р. фахівці справедливо вважають роком початку ренесансу атомної енергетики. Оптимізм такої оцінки базується на тому, що США разом із Євросоюзом з огляду на безперечну користь ядерної енергетичної галузі для економіки, екології та декарбонізації промисловості світу передбачають на законодавчому рівні зарахувати атомну енергетику до «зеленої генерації» поряд із відновлюваною енергетикою. Показово, що така законотворча ініціатива на рівні Єврокомісії дає змогу, зокрема, європейським фінансовим інституціям відновити кредитування інноваційних проектів у сфері атомної енергетики після багаторічної перерви. Так,

наприклад, за словами президента Франції Е. Макрона, побудова нових ядерних енергоблоків має гарантувати енергетичну незалежність його країни та досягнення в ній вуглецевої нейтральності до 2050 р. У свою чергу Конгрес США планує на законодавчому рівні сприяти інвестиціям у продовження життєвого циклу АЕС та сприяти впровадженню високих технологій в американські ядерні проекти на суму 62 млрд. доларів. Відзначається суттєве пожвавлення ядерної енергетичної галузі в усьому світі. Так, сусідня Словаччина добудувала свою АЕС у Моховці, а на британській «Хінклі-Пойнт» добудовуються 2 нових ядерних енергоблока. Польща задекларувала будівництво новітньої АЕС не пізніше 2030 р. Загалом у 2021 р. у світі було введено в експлуатацію понад 5 ГВт електричної потужності нових ядерних енергоблоків. При цьому розпочалося будівництво нових ядерних енергоблоків загальною потужністю 6 ГВт. Слід відзначити, що в першу чергу будівництво нових ядерних енергоблоків розгорнуто в Китаї, Індії та ОАЕ. При цьому в контексті розгляду перспектив розвитку атомної енергетики України має бути враховано, що легководні реактори під тиском типу PWR (ВВЕР) домінують серед загальної кількості діючих ядерних енергоблоків. Показово, що провідними країнами з потужним парком реакторів такого типу є США, Росія, Китай, Японія та Франція [17]. Відповідно до даних [18–21], під час будівництва нових енергоблоків потужні ЯР (1 ГВт і більше) переважають, причому всі вони є реакторами типу PWR. Має бути відзначений також той факт, що в новому будівництві наявна тенденція до збільшення частки виробників обладнання з Росії та Китаю, а участь підприємств зі Східної Азії, Європи та США у виробництві ЯЕУ дещо зменшилася. Таким чином, у контексті вищевведених статистичних даних стосовно розбудови національних ядерних енергетичних комплексів, особливо в країнах, що розвиваються, слід відзначити нижченаведене.

1. Вітчизняне та світове експертне середовище спеціалістів у галузі ядерної безпеки діючих та споруджуваних АЕС має підвищити рівень уваги до пріоритетної проблематики радіаційного матеріалознавства, яка має безпосередній вплив на експлуатаційну безпеку, надійність та ресурс енергетичних ЯР.

2. З урахуванням розширення фронту створення ядерних енергетичних комплексів, особливо в країнах третього світу, національним регулюючим органам доцільно підвищити рівень контролю стосовно поточного технічного стану металу корпусів та

особливо зварювальних з'єднань діючих та споруджуваних РУ.

3. Посилення вимог до безпеки АЕС неминуче спричинить прискорене виведення з експлуатації старих станцій (особливо в США і Західній Європі), що вимагатиме розбудови нових потужностей ядерних енергоблоків.

4. Деякі країни, зокрема Індія та Китай, через швидке зростання потреб в енергії навряд чи згорнуть свої ядерні програми, хоча підвищать вимоги до нових проектів АЕС і посилять порядок отримання ліцензій. Заплановано також перегляд схем розташування нових АЕС.

5. За даними [18], Індія планує в найближчий час побудувати 23, а Китай — 77 ядерних енергоблоків, значна частка яких — із реакторами типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-1200 з притаманними цим ЯР вищезгаданими проблемами, насамперед у галузі радіаційного матеріалознавства корпусної сталі та зварювальних з'єднань РУ.

6. Зазначені об'єктивні обставини суттєво актуалізують матеріалознавчу проблематику забезпечення експлуатаційної надійності зварювальних з'єднань корпусів реакторів ВВЕР та PWR.

Реакторні технології для забезпечення маневрових потужностей енергосистеми

За оцінками НАЕК «Енергоатом», для поступової заміни генеруючих потужностей діючих АЕС України, що в найближчі роки мають бути виведені з експлуатації через вичерпання свого ресурсу, мають бути побудовані 14 нових ядерних енергоблоків із новітніми реакторами AP1000. Відповідно до результатів такого планування мають бути побудовані 3 енергоблоки на Хмельницькій АЕС, по одному блоку на Запорізькій, Рівненській та Південно-Українській АЕС. Крім того, ще 8 нових енергоблоків мають бути побудовані на двох нових АЕС, що плануються до будівництва в найближчі роки. Показово, що реактор типу AP1000 є здатним до тривалої роботи в маневрових режимах у діапазоні потужностей від 20 до 100 %, що вирішує, таким чином, проблему дефіциту маневрових потужностей в об'єднаній енергосистемі України (ОЕС). Дійсно, системоутворюючу роль під час визначення перспектив атомної енергетичної галузі України на сучасному історичному етапі відіграє можливість ефективного вирішення цієї економічної проблеми, що пов'язана з наявним дефіцитом маневрових потужностей в ОЕС. Показово, що означена

проблема за останні роки все більше актуалізується в умовах збільшення частки виробництва електроенергії на потужностях з відновлюваних джерел енергії з мінливим та слабопрогнозованим характером. При цьому маються на увазі насамперед вітрові та фотоелектричні станції, наявність яких в ОЕС вимагає присутності в ній додаткових маневрових потужностей.

З огляду на вищезазначене далі доцільно навести аналітичні дані робіт [22, 23]. Ядерні енергоблоки у Франції та Німеччині працюють у режимі слідування за навантаженням, тобто маневрування в межах добового графіку. Вони беруть участь у первинному та вторинному регулюванні частоти, а деякі установки виконують програму змінного завантаження з однією або двома значними змінами потужності на день. Найбільший досвід у цьому напрямі має Франція, основу електробалансу якої складає атомна генерація, що обумовило необхідність збільшити можливості маневрування АЕС для адаптації їхнього електропостачання до добових, сезонних або інших змін попиту на електроенергію. Усі енергоблоки французької компанії EDF експлуатуються в маневрових режимах, що включають участь у первинному регулюванні частоти $\pm 2\%$ від номінальної потужності ($N_{\text{ном}}$), у вторинному регулюванні частоти $\pm 5\%$ від $N_{\text{ном}}$, у добовому регулюванні потужності (100–25–100) % від $N_{\text{ном}}$, у режимах слідування за навантаженням та тривалої роботи на проміжній і зниженій потужності. Для німецьких АЕС запровадження режиму слідування за навантаженням є актуальним через підключення до національної енергосистеми значної частини слабопрогнозованих джерел виробництва електроенергії (таких, як вітроелектростанції). Використання високотехнологічних реакторних сталей та застосування сучасної технології електрозварювання корпусів ЯР типу Convoi німецького виробництва дозволило досягти таких показників за весь термін проектної експлуатації: близько 15 000 циклів добових змін потужності від 60 до 100 % $N_{\text{ном}}$ та 100 000 циклів із варіаціями потужності від 80 до 100 % $N_{\text{ном}}$. Відповідно до технічних вимог до нових АЕС із реакторами легководного типу та Європейських вимог експлуатуючих ядерні реактори компаній (European Utility Requirement — EUR), сучасна АЕС має бути здатною забезпечити циклічну зміну добового навантаження від 50 до 100 % $N_{\text{ном}}$ зі швидкістю зміни електричної потужності $3\% N_{\text{ном}}/\text{хв}$.

У той же час у ЯР типу ВВЕР-1000/В-320 інтервал зміни потужності протягом першої 2/3 паливного циклу становив 30–100 % $N_{\text{ном}}$ та 70–100 % $N_{\text{ном}}$ про-

тягом останньої 1/3 паливного циклу зі ступеневим зниженням 3–4 % $N_{\text{ном}}/\text{хв}$ (10–70 % паливного циклу) й 1–1,5 % $N_{\text{ном}}/\text{хв}$ (70–100 % паливного циклу). Таким чином, маневрова спроможність цього типу ЯР суттєво поступається кращим сучасним зразкам американських та європейських РУ. Створений у Росії проєкт АЕ-2006 з ВВЕР-1200/В-491 розроблено відповідно до європейських вимог. Енергоблок призначений для роботи в режимах слідування за навантаженням енергосистеми протягом всього терміну експлуатації, а також для участі у регулюванні частоти. У режимі слідування за навантаженням енергоблок може працювати в діапазоні 50–100 % від номінальної потужності зі швидкостями зміни потужності не більше 5 % $N_{\text{ном}}/\text{хв}$ з кількістю циклів не більше 200 на рік (проте не більше 2 циклів на добу), у діапазоні 20–100 % $N_{\text{ном}}$ відповідно до добового графіка навантаження з кількістю циклів не більше 100 на рік. Крім того, реактор АЕС-2006 передбачає швидкі зміни потужності до 5 % $N_{\text{ном}}$ за секунду в інтервалі $\pm 10\% N_{\text{ном}}$ та падіння потужності на 20 % за хвилину в інтервалі 50–100 % від $N_{\text{ном}}$. Втім, кількість таких дуже швидких варіацій потужності обмежена, і вони в основному резервуються для аварійних ситуацій. Загалом слід відзначити, що маневрові характеристики ВВЕР-1200 також значно поступаються вищерозглянутому кращим сучасним зразкам американських та європейських РУ.

Допоміжну, але суттєву роль у забезпеченні надійності функціонування енергосистеми України можуть відіграти перспективні модульні реактори малої потужності (ММР), що адаптовані до можливості роботи в маневровому режимі, порівняно з енергоблоками великої потужності. Застосування в атомній енергетиці ЯР типу ММР забезпечує підвищення економічності виробництва електроенергії завдяки зниженню капітальних і експлуатаційних витрат, скорочення термінів будівництва, швидке повернення інвестицій, забезпечення високого рівня надійності та безпеки, наближення джерела енергії до споживачів, можливість функціонування в маневровому режимі генерування електричної енергії, як це відзначається, зокрема, у роботах [22, 23].

У стандартних вимогах до експлуатації удосконалених легководних реакторів типу ММР (User Requirements Document — URD) у США, які подібні до вимог EUR, затверджено такі стандарти динаміки навантаження, передбачені для експлуатації ММР: добовий цикл навантаження: 100 % $\rightarrow$ 20 % $\rightarrow$ 100 % зі швидкістю зміни потужності 40 % за годину. Показово, що РУ типу ММР є установками інтегрального

типу, у яких усі структурні елементи першого контуру зосереджено в одному захисному корпусі. При цьому зазначені ЯЕУ можуть будуватися як окремими модулями, так і у складі багатомодульного комплексу. Серійне виробництво та модульне компонування ММР потенційно знижує рівень капітальних витрат і скорочує терміни будівництва, що дозволяє реалізувати швидке повернення інвестицій.

Загалом серед ММР-технологій покоління 3+ імовірним претендентом на першочергове впровадження в Україні є NuScale Power, тобто модуль, створений на базі розробок Орегонського університету однойменною компанією. Цей ЯР став першим у США малим реактором сучасної конструкції, щодо якого Комісія з ядерного регулювання почала в грудні 2016 р. процедуру сертифікації. Енергетичний блок NuScale станції складається з 12 модулів. Розробник технології планує задіяти перші реактори NuScale в США в 2026–2030 рр.

Компанія Holtec International через свою філію SMR LLC впроваджує (поки що без ліцензії) модульний реактор типу SMR-160 з підземним розміщенням. Виготовлення обладнання та будівництво орієнтовно заплановано до 2024 р. Передбачається підземне зберігання використаного палива на майданчику станції протягом 100 років експлуатації. За оцінкою Holtec, перший енергоблок АЕС може бути збудовано приблизно за 3 роки, а весь цикл будівництва має скласти 5 років. Коефіцієнт використання встановленої потужності під час експлуатації такого енергоблока сягає 99 %, а термін експлуатації складе 80 років. Такий енергоблок забезпечує ефективний маневровий режим зі зміною потужності на 40 % за одну годину. Вартість одного енергоблока з SMR-160, за даними [22, 23], попередньо оцінюється в 1 млрд доларів.

Наведений вище із використанням даних [22, 23] короткий огляд сучасного стану зарубіжних реакторних технологій для забезпечення маневрових потужностей ОЕС України дозволяє зробити нижченаведені висновки.

1. Технологічне відставання російських виробників реакторного обладнання, насамперед у фундаментальних дослідженнях з питань радіаційного матеріалознавства, а також у технологіях металургійного процесу, що використовуються під час виробництва реакторної сталі та, крім того, відсутність сучасних технологій електрозварювання, здатних мінімізувати потрапляння в зварювальні з'єднання низки шкідливих домішок, насамперед фосфору та нікелю, є головними чинниками, що знижують по-

казники реакторів типу ВВЕР у порівнянні з сучасними зразками РУ, в першу чергу AP1000.

2. Вирішення проблеми ліквідації дефіциту маневрових потужностей в ОЕС України принципово може бути здійснене на основі розбудови нових енергоблоків з ЯР типу AP1000, а також малих модульних реакторів SMR-160 виробництва США.

Висновки

1. Експлуатаційний ресурс корпусів реакторів ВВЕР реально обмежується технічним станом зварювальних з'єднань цих корпусів, яким є притаманна більша схильність до небезпечного процесу радіаційного окрихчування, ніж основному реакторному металу.

2. Надійність експлуатації зварювальних з'єднань корпусу реактора ВВЕР, особливо в області його поясу, що є безпосередньо наближеною до АкЗ ЯР, визначається наявністю у зварних швах низки шкідливих домішок, що представлені насамперед такими хімічними елементами, як фосфор та нікель.

3. Наявність у зварювальному з'єднанні корпусу ЯР значних концентрацій фосфору та нікелю призводить до посиленого радіаційного окрихчування та тріщиноутворення в металі зварного шва, що може спричинити його передчасну раптову руйнацію.

4. У той час, як наявність підвищених концентрацій нікеля у зварювальному з'єднанні стимулює розвиток процесу радіаційного окрихчування металу шва, наявність фосфору призводить до небезпечного зростання критичної температури в'язко-пластичного переходу, в результаті чого підвищується небезпека раптового крихкого руйнування корпусу ЯР.

5. Потенційно небезпечний металофізичний процес сегрегації фосфору в зварювальному з'єднанні ініціює в ньому процес інтенсивного тріщиноутворення, незважаючи на його незначну масову частку в металі зварного шва.

6. У процесі виконання зварювальних робіт під час виготовлення корпусів реакторів ВВЕР для українських АЕС частка фосфору в металі саме зварювальних з'єднань не контролювалась, а його небезпечний металофізичний вплив на той час (початок 80-х років) був невідомий.

7. Реактори, що були виготовлені з використанням недосконалих технологій електрозварювання, від яких згодом відмовились, продовжують здебільшого перебувати в експлуатації й надалі, незважаючи на реальну небезпеку раптової руйнації корпусу ЯР у понаднормативний термін.

8. Через недосконалість корпусного металу реакторів ВВЕР та застосування застарілих технологій зварювальних процесів під час виготовлення корпусів ЯР цього типу зазначені РУ, включаючи їхні останні модифікації, не в змозі ефективно експлуатуватися в маневрових режимах та не можуть успішно конкурувати з кращими зарубіжними зразками сучасних ядерних енергоблоків.

9. Намічене будівництво в Україні 14 нових ядерних енергоблоків із новітніми реакторами типу AP1000 (США) принципово вирішує нагальну проблему дефіциту генеруючих потужностей, яку має вирішити українська атомна енергетика в найближчі два десятиліття років.

Список використаної літератури

1. Реакторная сталь. Условия работы конструкционных материалов и требования к ним // STEELCAST.RU. — Режим доступа: http://Steelcast.ru/reactor_steel100.
2. Касаткин О. Г. Тепловое охрупчивание сварных соединений корпусов реакторов ВВЭР / О. Г. Касаткин // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. — 2009. — Т. 94, № 4–2. — С. 232–235.
3. 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. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. — 2011. — № 2. — С. 46–53.
4. Preliminary materials selection issues for the next generation nuclear power plants pressure vessel. Report ANL/EXT-06-45 / K. Natesan, S. Majumdar, P. S. Shankar, V. N. Shah. — Argonne : Argonne National Laboratory, 2006. — 109 p.
5. 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 : IAEA, 2009. — 156 p.
6. Druce S. G. Effect of ageing on properties of pressure vessel steel / S. G. Druce, G. Gage, G. Jordan // Acta Metallurgica. — 1986. — Vol. 4. — P. 641–652.
7. Standard guide for in-service annealing of light-water moderated nuclear reactor vessels. ASTM E509-03. — West Conshohocken, 2008. — 11 p. — Available at: <https://www.astm.org/e0509-03r08.html>.
8. Bulloch J. H. Reversed temper embrittlement — environmentally assisted cracking interactions in ferrite low alloy steels / J. H. Bulloch // Theor. And Appl. Fracture Mech. — 1994. — Vol. 21. — P. 143–155.
9. Herring D. H. The heat treat doctor: The embrittlement phenomena in hardened tempered steel / D. H. Herring // Industrial Heating. — 2006. — Available at: <http://www.industrialheating.com/Aarticles/Column/34f38218045ae010VgnVCM100000f932a8c0>.
10. Касаткин О. Г. Механизм охрупчивания сварных соединений корпусов реакторов типа ВВЭР под действием примесей / О. Г. Касаткин // Тр. V Междунар. науч.-практ. конф. «Материаловедческие проблемы при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС» (Пушкин, 7–14 июля 1988). — Санкт-Петербург : Прометей, 1988. — № 2. — С. 168–176.
11. Применение новых сварочных материалов для кольцевых швов на корпусах реакторов АЭС повышенной мощности / И. В. Горынин, В. А. Игнатов, Б. Т. Тимофеев, Ю. И. Шкатов // Автоматическая сварка. — 1983. — № 10. — С. 38–42.
12. Совершенствование материалов и технологии сварки для повышения безопасности и ресурса АЭС с реакторами ВВЭР / И. В. Горынин, Г. П. Карпов, Б. Т. Тимофеев, С. Н. Галыткин // Автоматическая сварка. — 2006. — № 3. — С. 3–8.
13. Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов / Н. Н. Алексеенко, А. Д. Амаев, И. В. Горынин, В. А. Николаев [под ред. И. В. Горынина]. — Москва : Энергоиздат, 1981. — 192 с.
14. Радиационная повреждаемость и работоспособность конструкционных материалов / Под ред. А. М. Паршина, П. А. Платонова. — Санкт-Петербург : Политехника, 1997. — 312 с.
15. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. — Москва : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
16. Усталостная прочность металла шва сварных соединений из стали марки 15Х2НМФА / Р. П. Виноградов, М. А. Даунис, Б. Т. Тимофеев и др. // Вопросы судостроения. Сер. Сварка. — 1976. — № 22. — С. 46–54.
17. 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.
18. Азаров С. І. Огляд стану світової атомної енергетики / С. І. Азаров, В. Л. Сидоренко // Проблеми загальної енергетики. — 2019. — № 1 (56). — С. 24–30.

19. Examination of accident at Tokyo Electric Power Co. Inc.'s Fukushima Daichi Nuclear Station and Proposal of Countermeasures / Japan Nuclear Technology Institute, 2012. — P. 35–42.
20. Nuclear Power Reactors / World Nuclear Association. — Available at: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>.
21. Power Reactor Information System (PRIS). — International Atomic Energy Agency (IAEA). — Available at: <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>.
22. Нечаєва Т. П. Пріоритетні напрями довгострокового розвитку національної атомної енергетики / Т. П. Нечаєва // Проблеми загальної енергетики. — 2019. — № 2 (57). — С. 27–34.
23. 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.

**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, Lysogirskaya st., Kyiv, 03028, Ukraine*

Metalophysical Problems of WWER Reactor Vessel Welding Joints Reliability

The prospects and possibilities of replacing the capacities of nuclear power units of Ukrainian nuclear power plants, which are currently almost completely depleting their operational life, as well as the possibility of extending the guaranteed service life are analyzed and generalized. Based on the study of reactor construction trends and proposals on the world market, a basic promising modern model of a high-capacity 3+ AP1000 nuclear water reactor manufactured by Westinghouse El. Corp. was selected and recommended as a basic promising for use in Ukraine. The results of new studies on the dynamics of strength loss of reactor steels of WWER reactors and their welding joints under the action of radiation are considered. The main attention is paid to the presence and processes of migration and segregation in the crystal structure of reactor steels of harmful impurities, in particular phosphorus and nickel. It is concluded that there

are significant advantages of new foreign metallurgical technologies, the use of which in vessel steels provides reliability and increased guaranteed life of safe operation of PWR reactors, in particular, AP1000 type made in the USA. The urgent problems of commissioning additional shunting capacities in the National Unified Energy System of Ukraine were assessed and the conclusion was made that they can be solved by improving the shunting characteristics of existing high-capacity nuclear power units and (mainly) by accelerating construction and commissioning of small modular reactors with high shunting characteristics, in particular the SMR-160 model manufactured by SMR LLC (USA).

Keywords: nuclear power unit, service life, reactor vessel, radiation embrittlement of steel, equipment replacement.

References

1. Reactor steel. Working conditions of structural materials and requirements for them. Available at: steelcast.ru/reactor-steel100. (in Rus.)
2. Kasatkin O. G. (2009). [Thermal embrittlement of welded joints of VVER-type reactor vessels]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 94, no. 4–2, pp. 232–235. (in Rus.)
3. Karzov G. P., Teplukhina I. V. (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.)
4. 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.
5. 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: IAEA, 2009, 156 p.
6. Druce S. G., Gage G., Jordan G. (1986). Effect of ageing on properties of pressure vessel steel. *Acta Metallurgica*, vol. 4, pp. 641–652.
7. Standard guide for in-service annealing of light-water moderated nuclear reactor vessels. ASTM E509–03. West Conshohocken, 2008, 11 p. Available at: <https://www.astm.org/e0509-03r08.html>.
8. Bulloch J. H. (1994). Reversed temper embrittlement — environmentally assisted cracking interactions in ferrite low alloy steels. *Theor. And Appl. Fracture Mech.*, vol. 21, pp. 143–155.
9. Herring D. H. (2006). The heat treat doctor: The embrittlement phenomena in hardened tempered steel.

- Industrial Heating*. Available at: <http://www.industrial-heating.com/Aarticles/Column/34f38218045ae010Vgn-VCM100000f932a8c0>.
10. Kasatkin O. G. (1988). [The mechanism of embrittlement of welded joints of VVER type reactor vessels under the action of impurities]. *Proceedings of the V Intern. Scientific-practical. Conf. "Materials science problems in the design, manufacture and operation of nuclear power plant equipment"* (Pushkin, July 7–14, 1988). St. Petersburg: Prometheus, pp. 168–176. (in Rus.)
11. Gorynin I. V., Ignatov V. A., Timofeev B. T., Shkatov Yu. I. (1983). [Application of new welding consumables for circumferential welds on high power NPP reactor vessels]. *Avtomaticheskaya svarka* [Automatic welding], vol. 10, pp. 38–42. (in Rus.)
12. Gorynin I. V., Karpov G. P., Timofeev B. T., Galiatkin S. N. (2006). [Improvement of materials and welding technology to improve the safety and resource life of NPPs with VVER reactors]. *Avtomaticheskaya svarka* [Automatic welding], vol. 3, pp. 3–8. (in Rus.)
13. Alekseenko N. N., Amaev A. D., Gorynin I. V., Nikolaev V. A.; Gorynin I. V. (ed.) (1981). *Radiacionnoe povrezhdenie stali korpusov vodo-vodnykh reaktorov* [Radiation damage to the steel of pressurized water reactors]. Moscow: Energoizdat, 192 p. (in Rus.)
14. Parshin A. M., Platonov P. A. (eds) (1997). *Radiatsionnaya povrezhdaemost' i rabosposobnost' konstrukcionnykh materialov* [Radiation damage and performance of structural materials]. St. Petersburg: Politehnika, 312 p. (in Rus.)
15. 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 equipment and pipelines of nuclear power plants*. Moscow: Energoatomizdat, 525 p. (in Russ.)
16. Vinogradov R. P., Daunis M. A., Timofeev B. T., et al. (1976). [Fatigue strength of the weld metal of welded joints made of steel grade 15Kh2NMFA-A]. *Voprosy sudostroeniya. Ser. Svarka* [Shipbuilding Issues. Series Welding], vol. 22, pp. 46–54. (in Rus.)
17. Morozov A. M., Nikolaev V. A., Jurchenko 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 Intern. Conf. "Problems of materials science in the design, manufacture and operation of nuclear power plant equipment"* (St. Petersburg, June 19–23, 2000). St. Petersburg: Prometheus, pp. 372–396. (in Rus.)
18. Azarov S. I., Sydorenko V. L. (2019). [Review of the state of world nuclear energy]. *Problems of General Energy*, vol. 1 (56), pp. 24–30. (in Ukr.)
19. Examination of accident at Tokyo Electric Power Co. Inc.'s Fukushima Daichi Nuclear Station and Proposal of Countermeasures. Japan Nuclear Technology Institute, 2012, pp. 35–42.
20. *World Nuclear Association*. Nuclear Power Reactors. Available at: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>
21. *International Atomic Energy Agency (IAEA)*. Power Reactor Information System (PRIS). Available at: <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>
22. Nechaeva T. P. (2019). [Priority areas for long-term development of national nuclear energy]. *Problems of General Energy*, vol. 57, no. 2, pp. 27–34. (in Ukr.)
23. 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]. *Problems of General Energy*, vol. 52, no. 1, pp. 42–48. (in Ukr.)

Надійшла 22.02.2022

Received 22.02.2022