

УДК 621.039.5

Ю. К. Гапон, к.т.н., доц. каф. (ORCID 0000-0002-3304-5657)
М. В. Кустов, д.т.н., доцент, нач. наук. відділу (ORCID 0000-0002-6960-6399)
Р. В. Пономаренко, д.т.н., професор, нач. фак. (ORCID 0000-0002-6300-3108)
Є. Д. Слепужніков, к.т.н., нач. каф. (ORCID 0000-0002-5449-3512)
М. А. Чиркіна, к.т.н., доцент, заст. нач. каф. (ORCID 0000-0002-2060-9142)
Національний університет цивільного захисту України, Харків, Україна

ВИЗНАЧЕННЯ ДЖЕРЕЛ НЕБЕЗПЕКИ НА АТОМНИХ РЕАКТОРАХ З УРАХУВАННЯМ КОРОЗІЇ ТВЕЛІВ

Проаналізовано джерела потенційної небезпеки, що виникають на атомних електростанціях внаслідок утворення та накопичення у процесі експлуатації значної кількості небезпечних радіоактивних продуктів і наявності принципової можливості виходу їх у разі аварії за передбачені межі. Встановлено ризики радіаційного впливу на персонал, населення і навколишнє природне середовище в цілому. Встановлено, що одним з головних факторів, який негативно впливає та значно лімітує тривалість експлуатації ядерного реактора є корозійне зношування конструкційних матеріалів активної зони реактора і оболонок тепловиділяючих елементів, що зумовлено постійною циркуляцією водного теплоносія. Визначено характерну особливість для водо-водяних енергетичних реакторів, яка полягає у суцільному та локальному (нодулярному) корозійному руйнуванні за електрохімічним механізмом поверхні оболонок паливного елемента, який виготовлено із цирконієвого сплаву та сталевих деталей різних марок інших конструкційних деталей. Показано короткозамкнений гальванічний елемент, що утворюється на внутрішній стінці тепловиділяючих елементів зі сплаву $Zr + 1\% Nb$ та таблеток, які виготовлені із оксиду урану (U_xO_y), а також зовнішній гальванічний елемент тепловиділяючих елементів та конструкційних матеріалів реактора зі сталі різних марок. Проаналізовано небезпеки викликані корозійним руйнуванням та викидом із робочої зони реактора небезпечних радіоактивних речовин. Проведено дослідження щодо зміни товщин оксидних плівок в залежності від робочого часу в розчинах різного складу та кислотності середовища. Досліджено кінетику гальванічних процесів, що супроводжують внутрішню та зовнішню корозію, що відіграє важливу роль для удосконалення шляхів та методів спрямованих на запобігання та профілактики виникнення надзвичайних ситуацій на атомних електростанціях.

Ключові слова: атомна електростанція, гальванічний елемент, електродний потенціал, корозія, реактор, сплав

1. Вступ

Еволюційні напрямки світової енергетики на початку нового століття стали однією з самих актуальних проблем цивілізованого світу. Сучасні тенденції розвитку світового ринку свідчать про трансформації структури енергетичної галузі – з традиційної теплоенергетики на атомну. На користь атомної енергетики говорить її відносна невелика вартість, доступність, відсутність викидів продуктів згорання, а також наявність світових запасів урану. Так, наприклад, Китай приблизно має 50–60 тис тон запасів природного урану, що теоретично достатньо для забезпечення своїх АЕС на декілька десятиліть [1].

Сьогодні в Україні працює чотири атомних електростанції (АЕС), на яких діють 15 енергоблоків типу ВВЕР (водо-водяний енергетичний реактор) загальною потужністю 13880 МВт. За останнє десятиліття, щорічне виробництво електроенергії в Україні збільшилось, зросла й частка енерговиробітку на АЕС. Тобто, атомна енергетика перетворилася на основний стабілізуючий фактор енергетичної системи. Усі ці факти, а також аналіз енергетичних потреб та можливостей їх задоволення свідчать про доцільність і необхідність розвитку атомної енергетики України. Вибір саме такого шляху відповідає і світовій тенденції.

Аварію на «Фукусімі-1», що сталася 11 березня 2011 р., часто порівнюють із вибухом на Чорнобильській АЕС, шукають спільне та різне, адже історично це дві наймасштабніші техногенні катастрофи. Внаслідок екстремальних природних явищ (землетрус та цунамі), вийшла з ладу система електропостачання, що призвело до втрати функції охолодження на трьох працюючих реакторах та наступного перегріву активної зони реакторів енергоблоків 1–3. Ядерне паливо розплавилось, і цілісність трьох захисних оболонок було порушено. З реакторних корпусів високого тиску відбулися викиди водню, які призвели до вибухів усередині реакторних будівель блоків 1, 3 та 4. У результаті було зруйновано конструкції та обладнання станції [2, 3]. Після цієї аварії близько 97 % населення, що проживало на територіях у радіусі 20-30 км від майданчика станції, було евакуйовано протягом 4 діб. Загальне число відселених осіб становило приблизно 170 тис.

Залежно від технічного стану енергоблока, особливостей його експлуатації найбільш ймовірним терміном подовження є 10 років із можливістю подальшого подовження ще на 10 років [4, 5], тобто максимальний термін подовження становить 20 років. Тому актуальною проблемою, що потребує вирішення є визначення джерел небезпек атомних реакторів.

2. Аналіз літературних даних та постановка проблеми

В роботі [6] наведені результати досліджень щодо електродних процесів в електролізі цирконію при виробництві пластичного цирконію для атомної енергетики. Показано, що цирконій завдяки своєму низькому перерізу захоплення теплових нейтронів і іншим властивостям є чудовим конструкційним матеріалом для атомної техніки. Але залишилися не вирішеними питання, пов'язані з високою реакційною здатністю цирконію з іншими елементами, зокрема з киснем, азотом, воднем, водою з галогенами – фтором, хлором, йодом, а також цезієм, телуrom і іншими елементами, які можуть накопичуватися всередині тепловиділяючих елементів. Варіантом подолання відповідних труднощів може бути застосування сплавів цирконію з ніобієм для підвищення корозійних та механічних властивостей.

В роботах [7–9] наведені результати корозійних автоклавних випробувань при 350 °C зразків пластин, прокатаних з ливарного сплаву Zr1Nb потрібної шихти та Zr-Sn-Nb в розчинах різної кислотності робочих розчинів. Показано, що високу корозійну стійкість при експресних випробуваннях цирконієві сплави проявляють в нейтральному середовищі при кислотності в межах $7 \pm 0,2$.

Але залишилися не вирішеними питання, пов'язані із зміною рН середовища в процесі експлуатації та накопичення продуктів корозії різного хімічного складу до становлять потенційну небезпеку при роботі атомних реакторів.

В роботах [10, 11] наведені результати досліджень корозійних процесів при нормальних умовах експлуатації проведені випробування, що імітували умови аварій при великих течах і розривах головної циркуляційної труби 1-го контуру водо-водяного енергетичного реактора зі зневодненням активної зони, падінням тиску в реакторі до 0,1 МПа і підвищенням температури тепловиділяючих елементів до 1200 °C. Показано, що після витримки при температурах 500 і 600 °C вони суцільні, в той час як після витримки при температурах 660 і 770 °C в шарах оксидів добре видно тріщини, що поширюються в глибину, але які не доходять до металу, так як в тріщинах наростають захисні оксидні плівки. Але залишилися не вирішеними питання потенційних небезпек, що пов'язані із кількісною оцінкою

швидкості корозійних руйнувань, оскільки допустима температура цирконієвих оболонок до 400 °С.

У Національному науковому центрі «Харківський фізико-технічний інститут» також проводяться дослідження властивостей цирконієвих сплавів при корозійних випробуваннях в воді і парі в широкому діапазоні температур. У роботі [12] додатково досліджуються характеристики труб з експериментального сплаву Zr1Nb при окисленні в діапазоні температур проєктних аварій, які можуть виникати в зв'язку з розгерметизацією першого контуру реакторних установок типу ВВЕР. Однак недоліком існуючих досліджень процесів корозії тепловиділяючих елементів є нехтування врахуванням процесами радіолізу води. За умов високих температур та радіоактивності радіоліз води протікає достатньо швидко. Крім цього процес ускладнюється наявністю в воді спеціальних добавок інгібіторів корозії і радіолізу (водень, аміак, гідразин), поглиначів нейтронів (боратна кислота, нітрат гадолінію), а також продуктів корозії конструкційних матеріалів. Таким чином невирішеною частиною розглянутої проблеми щодо встановлення джерел потенційних небезпек є невизначеність швидкості корозії тепловиділяючих елементів при різних режимах роботи.

3. Мета та завдання дослідження

Метою роботи є визначення джерел небезпек на атомних реакторах з урахуванням внутрішньої корозії тепловиділяючих елементів.

Для досягнення поставленої мети передбачено вирішення наступних завдань:

1. Встановити вплив радіолізу на внутрішню нодулярну корозію тепловиділяючих елементів.
2. Дослідити кінетичні залежності мікрогальванопар при корозійному руйнуванні тепловиділяючих елементів.

4. Матеріали та методи дослідження

Об'єктом дослідження є тепловиділяючі елементи атомних водо-водяних енергетичних реакторів. Предметом дослідження є процес корозії тепловиділяючих елементів при різних режимах роботи реактору. Робочою гіпотезою обрано положення про утворення гальванічного елемента між матеріалом стінок ТВЕЛів та оксидів урану. Експериментальне визначення природи і кількості продуктів радіолізу проводиться за допомогою різних фізико-хімічних методів, серед яких найважливішими являються метод імпульсного радіолізу і метод електронного парамагнітного резонансу, що дозволяє досліджувати вільні радикали; широко застосовуються також різні хімічні методи, наприклад метод, заснований на визначенні співвідношення компонентів в окисно-відновних системах.

Для проведення експериментальних досліджень процес корозії відтворено на лабораторній установці в якій два електроди, виконані з цирконію (основний компонент сплаву оболонки ТВЕЛа) і заліза (основний компонент нержавіючої сталі), які занурено в розчин електроліту [13]. Схема корозійного гальванічного елемента та хімічні реакції, що протікають в ньому, наведені на рис. 1.

Як поширеного методу поза реакторного дослідження корозійної стійкості матеріалів тепловиділяючих елементів широко використовуються автоклавні випробування [14]. Для цього зразки труб оболонок ТВЕЛів реактора ВВЕР-1000 зі сплаву E110 (Zr+1 % Nb), сталі 06X18H10T і зразки конструкційних сталей, а саме, 08X18H10T і 12X18H10T були прошліфовані і протравлені.

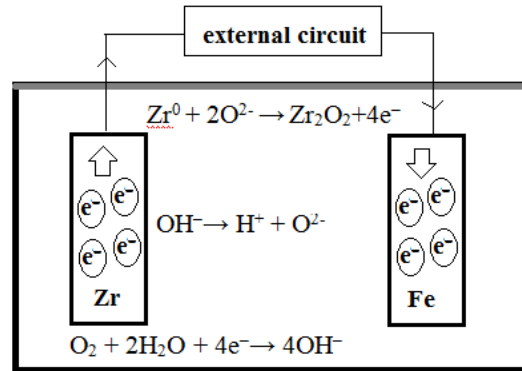


Рис. 1. Схема корозійного гальванічного елементу Zr–Fe

Перед проведенням дослідів поверхню досліджувальних зразків зачищають наждачним папером № 0 та знежирюють у розчині кальцинованої соди. Після механічної обробки вимірювалися геометричні розміри кожного зразка та висушувались у шафі з метою прибирання вологи. Зважування зразків виробляли на аналітичних вагах з точністю до 0,0002 г [15].

Хімічний склад корозійного середовища в початковому стані за основними добавкам наведено в табл. 1.

Табл. 1. Склад і значення рН середовища для корозійних випробовувань

| Склад середовища, [г/дм ³] | Компоненти корозійного середовища | | |
|--|-----------------------------------|----------|----------|
| | Розчин 1 | Розчин 2 | Розчин 3 |
| H ₃ BO ₃ | 32,5 | 7,0 | 7,5 |
| KOH | 0,11 | 0,025 | 6,6 |
| NH ₄ OH | - | 28 | - |
| pH | 5,0 | 7,0 | 10,0 |

Обрані склади корозійного середовища близькі до складу теплоносія реактора ВВЕР-1000 під час роботи на потужності (склад 2) і при гіпотетичних відхиленнях за значеннями рН якості теплоносія (склади 1, 3). Вимірювання рН корозійного середовища до і після випробувань проводили при кімнатній температурі [16]. Склад корозійного середовища кожен раз після випробувань і зважування зразків змінюється на свіжоприготовлений.

5. Визначення впливу радіолізу на внутрішню нодулярну корозію тепловідділяючих елементів

Відомо кілька шляхів надходження водню у конструкційні матеріали. Наприклад, перетин виходу протонів під час взаємодії нейтронів поділу з ядрами цирконію становить лише 0,38 мб. У результаті за час паливного циклу в оболонці ТВЕЛа може утворитися близько 10 ppm водню. Більш потужний механізм – радіоліз води – взаємодія катіонів H⁺ з поверхнею оболонки твела, розчинення і дифузія водню в об'ємі матеріалу. Іншим механізмом є корозія матеріалу оболонки у воді, при цьому кисень утворює окисну плівку, а водень розчиняється в металі. Однак до кінця механізм надходження водню в оболонку твела все ще залишається неясним.

Хімічні перетворення речовин, розчинених у воді, яка піддається дії опромінення, обумовлені, в першу чергу, взаємодією цих речовин з продуктами радіолізу води. Оскільки при радіолізі води одночасно утворюються і сильні відновники, і сильні окислювачі, розчинення речовини в залежності від їх ступеню окислення

можуть зазнати як відновлення, так і окиснення.

Природно, що легко окислюються речовини при радіолізі їх водних розчинів переходять в окислені форму. Так, галогени окислюються до молекулярних галогенів: $2\text{Cl}^- + \text{H}_2\text{O}_2 + 2\text{H}^+ = 2\text{H}_2\text{O} + \text{Cl}_2$. У табл. 2 наведені найважливіші характеристики процесу радіолізу водних розчинів деяких неорганічних речовин.

Табл. 2. Радіаційно-хімічні виходи процесу радіолізу водних розчинів деяких неорганічних речовин

| Об'єкт випромінювання | Концентрація, моль/л | Вид випромінювання | Вихід продуктів |
|--|----------------------|--------------------|---|
| $\text{Ti}^{3+}(0,4 \text{ M H}_2\text{SO}_4)$ | 10^{-3} | X* (50 кеВ) | $G(\text{Ti}^+) = 1,34$ |
| $\text{Sn}^{2+}(0,4 \text{ M H}_2\text{SO}_4)$ | 10^{-3} | L Co^{60} | $G(\text{Sn}^{4+}) = 0,49$ |
| $\text{Cr}_2\text{O}_7^{2-}(0,4 \text{ M H}_2\text{SO}_4)$ | 10^{-4} | L Co^{60} | $G(\text{Cr}^{3+}) = 0,78$ |
| $\text{U}^{4+}(0,4 \text{ M H}_2\text{SO}_4)$ | 10^{-3} | L Co^{60} | $G(\text{UO}_2^{2+}) = 1,3$ |
| ClO_2^- | 10^{-3} | X(50 кеВ) | $G(\text{ClO}^-) = 1,34$ $G(\text{Cl}^-) = 0,6$ $G(\text{ClO}_2^-) = 1,1$ |
| $\text{Fe}^{2+}(0,4 \text{ M H}_2\text{SO}_4)$ | 10^{-2} | L Co^{60} | $G(\text{Fe}^{3+}) = 8,1$ |

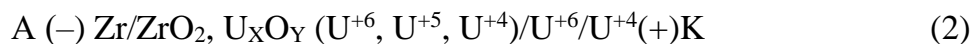
При опроміненні концентрованих водних розчинів хімічні перетворення розчинених речовин являються наслідком не тільки взаємодії цих речовин з продуктами радіолізу води, але і безпосередньо впливу випромінювання.

Процес зовнішньої корозії (зі сторони потоку теплоносія) корозії може супроводжуватися не тільки рівномірним ростом окисної плівки, а й утворенням локальних джерел прискореної (нодулярної) корозії. Активний кисень, який утворюється після радіолізу дифундує на внутрішню стінку ТВЕЛУ через стінку і в умовах високих температур кисень окислює метал (цирконій):



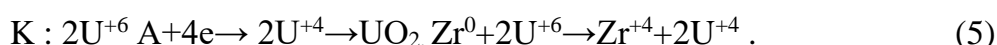
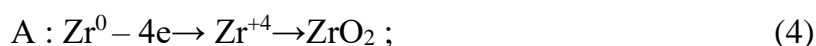
Внаслідок цього утворюється ZrO_2 – окисна плівка, товщина якої становить 6–10 мкм. Цей примітивний механізм має право на розгляд, оскільки кисень після радіолізу води володіє великою активністю. Він має малий період життя, але активність його настільки велика, що цього часу буде досить, щоб проникнути через кристалографічну структуру цирконію [17].

На підставі аналізу хімічного стану компонентів ТВЕЛУ (UO , UO_2 , UO_3 , U_3O_8 , U_2O_5), висловлено уявлення про можливості утворення на внутрішній стінці ТВЕЛів (Zr – сплави) корозійного короткозамкнутого гальванічного елемента, електрохімічний ланцюг якого має такий вигляд:

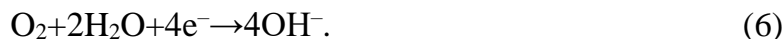


при цьому протікає твердофазна реакція між оксидами U(VI) і Zr^0 .

Напівреакції на електродах можуть бути записані таким чином:



Відзначимо, що реакція відновлення молекулярного кисню в лужному та нейтральному середовищах має вигляд:



При взаємодії заліза і цирконію з водним середовищем утворюються важкорозчинні гідроксиди – $\text{Fe}(\text{OH})_2$ і $\text{Zr}(\text{OH})_4$. При цьому в розчині встановлюється хімічна рівновага:



ЕРС корозійного гальванічного елемента може бути знайдений з різниці потенціалів катода і анода. В результаті запропонованої гіпотези про можливі взаємодії між оксидами урану і цирконію утворюється подвійні або потрійні змішані оксидні сполуки різного типу, наприклад $n\text{ZrO}_2$, $m\text{UO}_2$ тощо.

6. Результати дослідження кінетичних залежностей мікрогальванопар при корозійному руйнуванні ТВЕЛів

Кінетичні залежності зміни товщини оксидної плівки від часу корозії труб зі сплаву $\text{Zr}+1\% \text{Nb}$ в розчинах різного складу на 5000 хвилин наведені в табл. 3. По отриманим значенням, найбільш високі значення отримано в лужному середовищі $\text{pH}=10,0$, цей факт знайшов підтвердження в інших джерелах інформації [18].

Табл. 3. Зміни товщини оксидних плівок на трубках зі сплаву $\text{Zr}1\text{Nb}$ при різній кислотності середовища

| Склад корозійного середовища [г/л] | pH середовища | Товщини оксидних плівок, [мкм] | | | | | |
|---|---------------|--------------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|
| | | 0 хв. | 1000 хв. | 2000 хв. | 3000 хв. | 4000 хв. | 5000 хв. |
| H_3BO_3 -32,5 КОН -0,11 | 5,0 | 0 | 1,0 | 1,4 | 2 | 2,2 | 2,4 |
| H_3BO_3 -7,0 КОН -0,025 NH_4OH -2,8 | 7,0 | 0 | 1,1 | 1,5 | 2 | 2,3 | 2,6 |
| H_3BO_3 -7,5 КОН -6,6 | 10,0 | 0 | 1,5 | 2,0 | 2,4 | 3 | 3,5 |

Дослідження кінетики корозії труб зі сплаву $\text{Zr}1\text{Nb}$ поділяють на два етапи. Перший етап – дослідження кінетики протягом від 1 до 500 годин з нагріванням, хоча максимальний час аварії може бути меншим. Кінетичні залежності корозійних змін приросту маси від часу в інтервалі температур 600–1200 °С наведені на рис. 2.

Другий етап – випробування при більш тривалому часі витримки (рис. 3), що дозволяє більш повно оцінити корозійну стійкість та оцінити час до зниження захисних характеристик оболонок ТВЕЛів.

Максимальна товщина оксидної плівки становить 7–9 мкм при температурі 1200 °С. З визначення нахилу залежності $\ln K = f(1/T)$ розраховано енергію активації процесу окиснення. Цей діапазон температур практично повністю покриває температурне поле проектних аварій.

7. Обговорення результатів дослідження корозійних процесів

До речовин, що використовуються в енергетичних реакторах як теплоносії,

пред'являється ряд специфічних вимог, які обумовлені наявністю великих питомих теплових потоків в активній зоні (щільність теплового потоку від ТВЕЛУ до теплоносія досягає $(1-2) \text{ } ^\circ\text{C } 10^6 \text{ Вт/м}^2$ і вище, що істотно більше, ніж в екранних трубах сучасних парових котлів, де аналогічна величина не перевищує $0,5 \text{ } ^\circ\text{C } 10^6 \text{ Вт/м}^2$), необхідністю підвищеної надійності роботи обладнання реактора, сталості фізико-хімічних властивостей теплоносія під дією іонізуючого опромінення, радіаційної безпеки для персоналу і т.д.

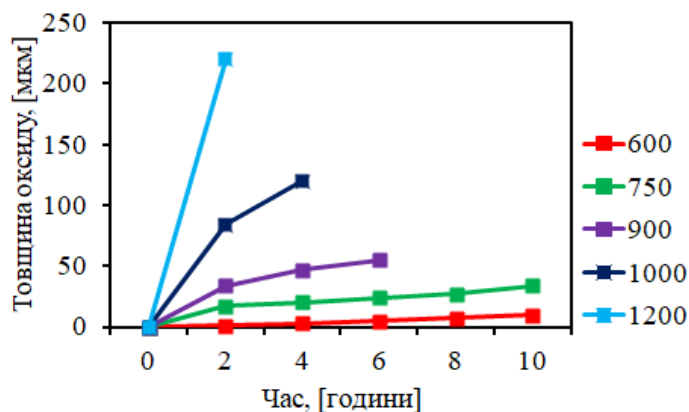


Рис. 2. Залежність величин приросту ваги в процесі корозії від часу при різних температурах в діапазоні 660–1200 °C при тривалості випробувань від 1 до 10 годин

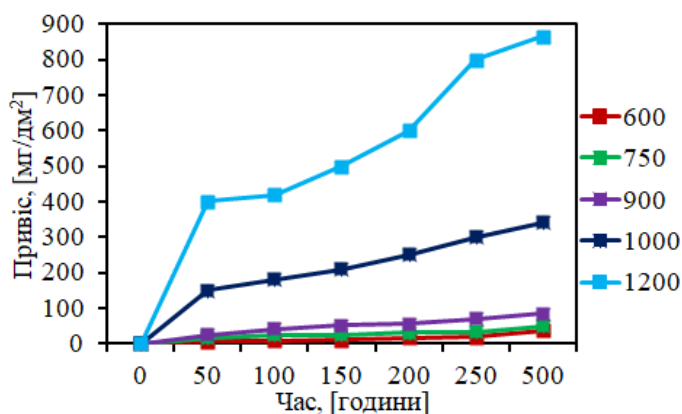


Рис. 3. Залежності приросту оксидних плівок від часу при корозії протягом 500 годин зі зразків труб із сплавів Zr1Nb при температурах 660–1200 °C

В реальних умовах температура води на вході до реактора 288 °C, а на виході 320 °C. Якщо вважати в першому наближенні рН в приелектродних шарах Fe і Zr рівними рН в потоці теплоносія, то ЕРС, цього короткозамкненого ланцюга становить 1,3–1,85 В.

Аналіз кривих на рис. 2 та рис. 3 показав, що за вказаний час процес окислення описується законом, близьким до параболічного. Це пояснюється тим, що при утворенні суцільних плівок ($V_{\text{оксидної плівки}}/V_{\text{металу}} > 1$) закон їх зростання визначається закономірністю процесів дифузії частинок окислювача і металу, якими можуть бути катіони, аніони і електрони (дифузійний контроль процесу окислення). На залежностях, наведено розрахункові значення товщини плівок, що утворилися на досліджувальних зразках сплавів. З визначення кута нахилу залежності $\ln K = f(1/T)$ обчислено енергію активації процесу окислення, яка для зазначених діапазонів температур та інтервалу часу випробувань склала величини 174,59 кДж/моль. Особливістю отриманих результатів є врахування в розрахунку

ках існування корозійного короткозамкненого гальванічного елемента між матеріалами стінок тепловиділяючих елементів та безпосередньо ядерного палива у вигляді оксидів урану. Це дозволило уточнити швидкість руйнування стінок ТВЕЛів. Отримані результати можуть бути використані при прогнозуванні часу безпечної роботи атомних реакторів та попередження виникнення аварійних ситуацій на них. Обмеженням використання даних результатів є невисокі швидкості потоку теплоносія (до 1 м/с). Це пояснюється тим, що високих швидкостях потоку теплоносія гідродинамічні ефекти починають вносити суттєвий вклад у швидкість корозії поверхні ТВЕЛів. Тому дослідження впливу гідродинамічних параметрів потоку теплоносія на динаміку корозії ТВЕЛів є напрямком наступних досліджень.

8. Висновки

1. Розглянутий процес радіолізу води становить небезпеку в роботі вододіляючих енергетичних реакторів, оскільки у процесах виділення водню на поверхні цирконієвої оболонки тепловиділяючих елементів при реакторному опроміненні. Викладені в даній статті результати можуть бути основою для подальшого вивчення процесів дифузії та корозійних процесів, які супроводжуються водневою деполяризацією. Результати проведених розрахунків свідчать, що гальванічний механізм відіграє суттєву роль в загальному корозійному процесі в активній зоні водо-водяного енергетичного реактора. Показан короткозамкнений корозійний гальванічний елемент, що утворюється на внутрішній стінці тепловиділяючих елементів зі сплаву $Zr+1\% Nb$.

2. Проаналізовано зміни товщин оксидних плівок в залежності від часу при різній кислотності водного середовища. Максимальна товщина оксидної плівки становить 7–9 мкм при температурі проектних аварій за максимальної температури 1200 °С. Визначено електрорушійну силу короткозамкненого корозійного елемента $Zr - Fe$ в потоці теплоносія, яка становить 1,3–1,85 В. За рахунок різниці електродних потенціалів металів з яких виготовлено тепловиділяючі елементи та матеріалу активної зони реактора виникає внутрішня (нодулярна) корозія, яка здатна розвиватися відносно рівномірно по всій поверхні тепловиділяючого елемента, при цьому її внесок в загальний корозійний процес в активній зоні може бути значним.

Література

1. Zhiming Wu, Qi Yang, Rong Zhou. Manufacture of nuclear fuel elements for commercial PWR in China. *Rare Metal Materials and Engineering*. 2001. Vol. 30. P. 9–12. URL: <https://inis.iaea.org/search/36024618>
2. National Research Council. *Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety of U.S. Nuclear Plants*. Washington, DC: The National Academies Press. 2014. doi: 10.17226/18294
3. Vambol S., Vambol V., Kondratenko O., Suchikova Y., Hurenko O. Assessment of improvement of ecological safety of power plants by arranging the system of pollutant neutralization. *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*. 2017. Vol. 3. P. 63–73. doi: 10.15587/1729-4061.2017.102314
4. Шугайло О. П., Гребенюк Ю. П., Зелений О. В., Рижов Д. І. Отриманий досвід та вивчені уроки щодо діяльності з переходу енергоблоків АЕС України до довгострокової експлуатації. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2020. Т. 1. № 85, С. 5–28. doi: 10.15587/1729-4061.2020.102314

10.32918/nrs.2020.1(85).02

5. Zhou L., Dai J., Li Y., Dai X., Xie C. Research Progress of Steels for Nuclear Reactor Pressure Vessels. *Materials*. 2022. Vol. 15.8761. doi: 10.3390/ma15248761

6. Mukhachov A. P., Nefedov V. G., Kharytonova O. A. Electrode processes in electrolysis of zirconium at production of plastic zirconium for nuclear energy. *Questions of atomic science and technology*. 2019. № 2. P. 111–115. doi: 10.46813/2019-120-111

7. Zirui Chen, Yongfu Zhao, Min Tang, Zhaohui Yin. Influence of Ammonia on the Corrosion Behavior of a Zr–Sn–Nb Alloy in High Temperature Water. *Frontiers in Materials*. 2022. Vol. 9. P. 1–9. doi: 10.3389/fmats.2022.910186

8. Lai Ping, Lu Junqiang, Zhang Hao, Liu Qingdong. The corrosion behavior of M5 (Zr–1Nb–0.12O) alloy in 360 °C water with dissolved oxygen. *Journal of Nuclear Materials*. 2020. Vol. 532. 152079. doi: 10.1016/j.jnucmat.2020.152079

9. Kuprin A. S., Belous V. A., Voyevodin V. N. High-temperature air oxidation of E110 and Zr-1Nb alloys claddings with coatings. *Problems of atomic science and technology*. 2014. Vol. 89. № 1. P. 126–132. URL: <https://www.researchgate.net/publication/260134041>

10. Akhiani H., Szpunar J. A. Effect of surface roughness on the texture and oxidation behavior of Zircaloy-4 cladding tube. *Applied Surface Science*. 2013. Vol. 285. P. 832–839. doi: 10.1016/j.apsusc.2013.08.137

11. Белаш Н. Н., Петельгузов И. А., Ожигов Л. С., Савченко В. И., Куштым А. В. Влияние высокотемпературного нагрева в водяном паре на свойства оболочек. *Вопросы атомной науки и техники*. 2011. № 2. С. 88–94. URL: <http://dspace.nbuv.gov.ua/handle/123456789/111291>

12. Bobro D. International experience of development and implementation of energy innovative technologies in nuclear and related fields. *Strategic Priorities*. 2019. Vol. 51. № 3–4. P. 31–37. URL: <https://niss-priority.com/index.php/journal/article/view/261>

13. Гапон Ю. К., Калугін В. Д., Кустов М. В. Механізм внутрішньої корозії сплаву цирконію Zr1Nb в ТВЕЛax. *Promising Materials and Processes in Applied Electrochemistry : monograph / editor-in-chief V.Z. Barsukov*. Kyiv, 2020. 288 p. URL: <http://repositsc.nuczu.edu.ua/handle/123456789/13477>

14. Renčuková V., Macák J., Sajdl P., Novotný R., Krausová A. Corrosion of zirconium alloys demonstrated by using impedance spectroscopy. *Journal of Nuclear Materials*. 2018. Vol. 510. P. 312–321. doi: 10.1016/j.jnucmat.2018.08.005

15. Hapon Y., Kustov M., Kalugin V., Savchenko O. Studying the Effect of Fuel Elements Structural Materials Corrosion on their Operating Life. *Materials Science Forum*. 2021. Vol. 1038. P. 108–115. doi: 10.4028/www.scientific.net/MSF.1038.108

16. Barberis P., Skocic M., Kaczorowski D. Shadow corrosion: Experiments and modeling. *Journal of Nuclear Materials*. 2019. Vol. 523. P. 310–319. doi: 10.1016/j.jnucmat.2019.06.001

17. Hapon Yu., Kustov M., Chyrkina M., Romanova O. Multistage Corrosion of Fuel Element Materials in Nuclear Reactors. *Solid State Phenomena*. 2022. Vol. 334 P. 63–69. doi: 10.4028/p-0s9zyu

18. Baek Jong, Park Ki, Jeong, Yong. Oxidation kinetics of Zircaloy-4 and Zr-1Nb-1Sn-0.1Fe at temperatures of 700-1200 °C. *Journal of Nuclear Materials*. 2004. Vol. 335. P. 443–456. doi: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2004.08.007>

Yu. Hapon, PhD, Associate Professor of the Department
M. Kustov, DSc, Associate Professor, head of the Scientific Department
R. Ponomarenko, DSc, Professor, Head of the Faculty
Ye. Slepuzhnikov, PhD, Head of the Department
M. Chyrkina, PhD, Associate Professor, Deputy Head of the Department
National University of Civil Defence of Ukraine, Kharkiv, Ukraine

IDENTIFICATION OF HAZARD SOURCES AT NUCLEAR REACTION WITH CONSIDERATION OF FUEL ELEMENT CORROSION

The paper analyzes the sources of potential danger, arising at nuclear power plants as a result of the formation and accumulation of a significant amount of hazardous radioactive products during the process of release and the presence of a principal possibility of release in the event of an accident beyond the limit. The risks of radiation impact on the personnel, population and the environment as a whole are determined. It is established that one of the main factors that negatively affects and significantly limits the lifetime of a nuclear reactor is the corrosion wear of structural materials of the reactor core and fuel cladding, which is caused by the constant circulation of water coolant. A characteristic feature of water-water power reactors has been determined, which consists in continuous and local (nodular) corrosion destruction by the electrochemical mechanism of the surface of the fuel element cladding, which is made of zirconium alloy and steel parts of various grades of other structural parts. The paper shows a short-circuited galvanic element formed on the inner wall of fuel elements made of Zr + 1 % Nb alloy and pellets made of uranium oxide (UxOy), as well as the outer galvanic element of fuel elements and structural materials of the reactor made of steel of different grades. The hazards caused by corrosion destruction and release of hazardous radioactive substances from the reactor core are analyzed. Studies were conducted on the change in the thickness of oxide films depending on the operating time in solutions of different composition and acidity of the environment. The kinetics of galvanic processes accompanying internal and external corrosion was investigated, which plays an important role in improving the ways and methods aimed at preventing and preventing emergencies at nuclear power plants.

Keywords: nuclear power plant, galvanic cell, electrode potential, corrosion, reactor, alloy

References

1. Zhiming, Wu, Qi, Yang, Rong, Zhou. (2001). Manufacture of nuclear fuel elements for commercial PWR in China. *Rare Metal Materials and Engineering*, 30, 9–12. Available at: <https://inis.iaea.org/search/36024618>
2. National Research Council. (2014). *Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety of U.S. Nuclear Plants*. Washington, DC: The National Academies Press. doi: 10.17226/18294
3. Vambol, S., Vambol, V., Kondratenko, O., Suchikova, Y., Hurenko, O. (2017). Assessment of improvement of ecological safety of power plants by arranging the system of pollutant neutralization. *Eastern-European Journal of Enterprise Technologies*, 3, 63–73. doi: 10.15587/1729-4061.2017.102314
4. Shuhailo, O. P., Hrebenuk, Yu. P., Zelenyi, O. V., Ryzhov, D. I. (2020). Otrymanyi dosvid ta vyvcheni uroky shchodo diialnosti z perekhodu enerhoblokiv AES Ukrainy do dovhostrokovoї ekspluatatsii. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka*, 1(85), 15–28. doi: 10.32918/nrs.2020.1(85).02
5. Zhou, L., Dai, J., Li, Y., Dai, X., Xie, C. (2022). Research Progress of Steels for Nuclear Reactor Pressure Vessels. *Materials*, 15, 8761. doi: 10.3390/ma15248761
6. Mukhachov, A. P., Nefedov, V. G., Kharytonova, O. A. (2019). Electrode processes in electrolysis of zirconium at production of plastic zirconium for nuclear energy. *Questions of atomic science and technology*, 2, 111–115. doi: 10.46813/2019-120-111
7. Zirui, Chen, Yongfu, Zhao, Min, Tang, Zhaohui, Yin. (2022). Influence of

Ammonia on the Corrosion Behavior of a Zr–Sn–Nb Alloy in High Temperature Water. *Frontiers in Materials*, 9,1–9. doi: 10.3389/fmats.2022.910186

8. Lai, Ping, Lu, Junqiang, Zhang, mHao, Liu, Qingdong. (2020). The corrosion behavior of M5 (Zr–1Nb–0.12O) alloy in 360 °C water with dissolved oxygen. *Journal of Nuclear Materials*, 532, 152079. doi: 10.1016/j.jnucmat.2020.152079

9. Kuprin, A. S., Belous, V. A., Voyevodin, V. N. (2014). High-temperature air oxidation of E110 and Zr-1Nb alloys claddings with coatings. *Problems of atomic science and technology*, 1(89), 126–132. Available at: <https://www.researchgate.net/publication/260134041>

10. Akhiani, H., Szpunar, JA. (2013). Effect of surface roughness on the texture and oxidation behavior of Zircaloy-4 cladding tube. *Applied Surface Science*, 285, 832–839. doi: 10.1016/j.apsusc.2013.08.137

11. Belash, N. N., Peteluzov, Y. A., Ozhyhov, L. S., Savchenko, V. Y., Kush-tym, A. V. (2011). Vlyanye vysokotemperaturnoho nahreva v vodiano-m pare na svoistva obolochek. *Voprosy atomnoi nauky y tekhniki*, 2, 88–94. Available at: <http://dspace.nbuv.gov.ua/handle/123456789/111291>

12. Bobro, D. (2019). International experience of development and implementation of energy innovative technologies in nuclear and related fields. *Strategic Priorities*, 51, 3–4, 31–37. Available at: <https://niss-priority.com/index.php/journal/article/view/261>

13. Hapon, Yu. K., Kaluhin, V. D., Kustov, M. V. (2020). Mekhanizm vnutrishnoi korozii splavu tsyrkoniiu Zr1Nb V TVELakh. *Promising Materials and Processes in Applied Electrochemistry* : monograph, editor-in-chief V.Z. Barsukov, Kyiv, 288. Available at: <http://repositsc.nuczu.edu.ua/handle/123456789/13477>

14. Renčíuková, V., Macák, J., Sajdl, P., Novotný, R., Krausová, A. (2018). Corrosion of zirconium alloys demonstrated by using impedance spectroscopy. *Journal of Nuclear Materials*, 510, 312–321. doi: 10.1016/j.jnucmat.2018.08.005

15. Hapon, Y., Kustov, M., Kalugin, V., Savchenko, O. (2021). Studying the Effect of Fuel Elements Structural Materials Corrosion on their Operating Life. *Materials Science Forum*, 1038, 108–115. doi: 10.4028/www.scientific.net/MSF.1038.108

16. Barberis, P., Skocic, M., Kaczorowski, D. (2019). Shadow corrosion: Experiments and modeling. *Journal of Nuclear Materials*, 523, 310–319. doi: 10.1016/j.jnucmat.2019.06.001

17. Hapon, Yu., Kustov, M., Chyrkina, M., Romanova O. (2022). Multistage Corrosion of Fuel Element Materials in Nuclear Reactors. *Solid State Phenomena*, 334, 63–69. doi: 10.4028/p-0s9zyu

18. Baek, Jong, Park, Ki, Jeong, Yong. (2004). Oxidation kinetics of Zircaloy-4 and Zr-1Nb-1Sn-0.1Fe at temperatures of 700-1200 °C. *Journal of Nuclear Materials*, 335, 443–456. doi: 10.1016/j.jnucmat.2004.08.007

Надійшла до редколегії: 02.03.2023

Прийнята до друку: 10.04.2023