

З КАФЕДРИ ПРЕЗИДІЇ НАН УКРАЇНИ



КОТРЕЧКО

Сергій Олексійович – доктор фізико-математичних наук, завідувач відділу фізики міцності та руйнування Інституту металофізики ім. Г.В. Курдюмова НАН України

ФІЗИЧНІ ОСНОВИ ПРОГНОЗУВАННЯ РАДІАЦІЙНОГО РЕСУРСУ КОРПУСНОГО МЕТАЛУ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ

За матеріалами наукової доповіді
на засіданні Президії НАН України
24 вересня 2014 року

Розглянуто основи фізичного підходу до проблеми прогнозування радіаційного ресурсу корпусного металу, який, на відміну від існуючого нині, ґрунтується на фундаментальних закономірностях переходу металу із пластичного стану в крихкий і дозволяє з єдиних позицій описати всю сукупність чинників (як властивостей металу, так і умов термосилового навантаження корпусу реактора при аварійному розхолодженні), що впливають на величину критично допустимого флюенсу. Наведено приклади практичного використання запропонованого підходу.

Вступ

В Україні більше половини загального обсягу виробленої електроенергії генерується на атомних електростанціях, при цьому структура наших енергоносіїв така, що і в майбутньому нам без атомної енергетики не обійтися. Особливо наочно про це свідчать події останнього часу. Проте на сьогодні одним із викликів ядерній енергетиці України є той факт, що термін експлуатації майже половини енергоблоків атомних електростанцій вичерпується найближчим часом. У зв'язку з цим виникає нагальна потреба адекватно оцінити поточний стан корпусного металу діючих енергоблоків і зробити на цій основі висновки щодо можливості або неможливості подальшого безпечного подовження терміну їх експлуатації.

Термін експлуатації енергоблока визначається за рівнем гранично допустимої дози опромінення (критичного флюенсу Φ_c) корпусного металу. Величина Φ_c залежить від трьох основних факторів, а саме: схильності металу до радіаційного окрихчен-

ня; розмірів тріщиноподібного дефекту в корпусі реактора та параметрів термосилового навантаження корпусу при його аварійному розхолодженні. Як показано на рис. 1, схильність металу до радіаційного окрихчення (параметр A_F) експериментально встановлюють за величиною зсуву критичної температури ΔT_F руйнування зразків-свідків типу «Шарпі» при їх ударних випробуваннях [1]. Відповідно до регламенту ці зразки час від часу вивантажують з корпусів діючих енергоблоків. Кількісно другий і третій фактори характеризуються критичною температурою T_{ka} . Її величину визначають як критичну температуру, за якої в умовах аварійного розхолодження наявний (нормативний) тріщиноподібний дефект у корпусі реактора втратить рівновагу, що призведе до розгерметизації корпусу.

Отже, в рамках існуючої методології величина радіаційного ресурсу є «дистанцією» між початковою температурою крихкості T_{k_0} і критичною температурою T_{ka} (рис. 2). При цьому слід зазначити, що величину T_{k_0} визначають на основі результатів динамічних випробувань зразків-свідків у неопромінену стані. З наукової точки зору температури T_{ka} і T_{k_0} не можна порівнювати, оскільки вони характеризують опір металу крихкому руйнуванню за суттєво різних параметрів напружено-деформованого стану. В цілому, цю методику було запропоновано ще в середині минулого століття, і всі науково-методичні недоречності в цьому випадку компенсуються запасом надійності (консерватизмом розрахунків). У разі перепризначення термінів експлуатації корпусів виникає потреба у зменшенні консерватизму розрахунків шляхом використання більш адекватних методів оцінювання радіаційного окрихчення корпусного металу.

Сутність сучасної тенденції щодо удосконалення методів оцінювання радіаційного окрихчення металу полягає в переході від випробувань на ударний згин зразків-свідків типу «Шарпі» до випробувань зразків-свідків з тріщинами при квазістатичному навантаженні. Фактично спостерігається перехід до використання методів механіки руйнування, які

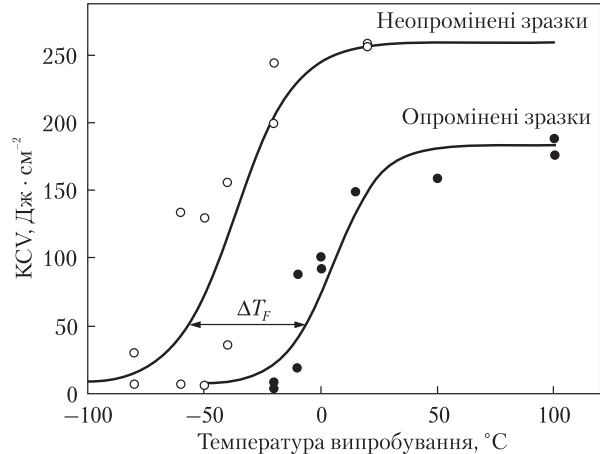


Рис. 1. Температурні залежності ударної в'язкості KCV зразків-свідків у вихідному і опроміненому станах

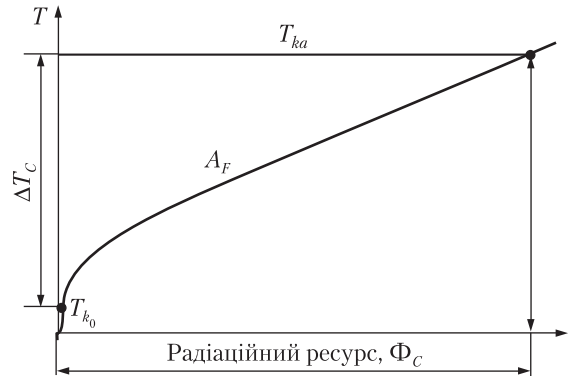


Рис. 2. Схема прогнозування величини критичного флюенсу Φ_c : T_{k_0} , T_{ka} – початкова і критична температури крихкості відповідно; A_F – коефіцієнт радіаційного окрихчення

дають змогу точніше оцінити «реакцію» опроміненого металу на наявність у ньому тріщиноподібних дефектів [2–4]. На рівні МАГАТЕ ця тенденція реалізується в рамках VFRLIFE-процедури, за якою для визначення рівня тріщиностійкості опроміненої сталі застосовують метод під назвою «майстер кривої». У Росії методичною основою для переходу на використання методів механіки руйнування в нормативних документах є Prometeu model. В Україні вже досить давно, починаючи з 1993 р., у відділі радіаційного матеріалознавства Інституту ядерних досліджень НАН України (к.ф.-м.н.

Л.І. Чирко і к.ф.-м.н. В.М. Ревка) паралельно зі стандартними випробуваннями на ударний згин проводили випробування опромінених зразків-свідків з тріщинами з використанням методу «майстер кривої». Свого часу цю методику було також апробовано в Інституті проблем міцності ім. Г.С. Писаренка. Відповідно, на сьогодні ми маємо кілька нормативних документів, які передбачають використання методу «майстер кривої».

В цілому, описана вище тенденція є прогресивною, однак вона стосується лише методичного аспекту проблеми, тоді як сама парадигма оцінювання ступеня радіаційного окрихчення корпусного металу і прогнозування величини критичного флюенсу лишається незмінною. Отже, змінилася лише методика експериментального визначення зсуву критичної температури і зразки, за результатами випробувань яких оцінюють величину цього зсуву. У зв'язку з цим в Інституті металофізики ім. Г.В. Курдюмова НАН України було розроблено принципово нову методологію прогнозування величини гранично допустимого флюенсу, яка ґрунтується на *фундаментальних* закономірностях процесу переходу металу з пластичного стану в крихкий.

Концепція механічної стабільності металу

Наріжним каменем сучасної фізики руйнування є уявлення про зародкові тріщини, які відіграють у процесі руйнування таку ж фундаментальну роль, як і дислокації в процесі пластичної деформації. Ці тріщини називають зародковими (ЗТ), оскільки спочатку їх у матеріалі немає, а утворюються вони в процесі пластичної деформації. Їхні розміри задаються структурою матеріалу, тобто вони несуть інформацію про матеріал [6]. У роботах [7–9], спираючись на фундаментальні властивості зародкових тріщин, сформульовано загальний підхід до оцінювання здатності металу чинити опір крихкому руйнуванню. Згідно з цим підходом, пластичність і крихкість не є внутрішніми властивостями металу, а визначаються його механічним станом. При цьому було показано, що перехід металу з пластичного стану в крихкий контролюється рівнем динамічної стабільності в ансамблі зародкових тріщин. Якщо в момент утворення зародкові тріщини є стабільними, то метал на макрорівні здатний до пластичної деформації, а якщо ні, то такий метал перебуває в крихкому стані. Кількісно

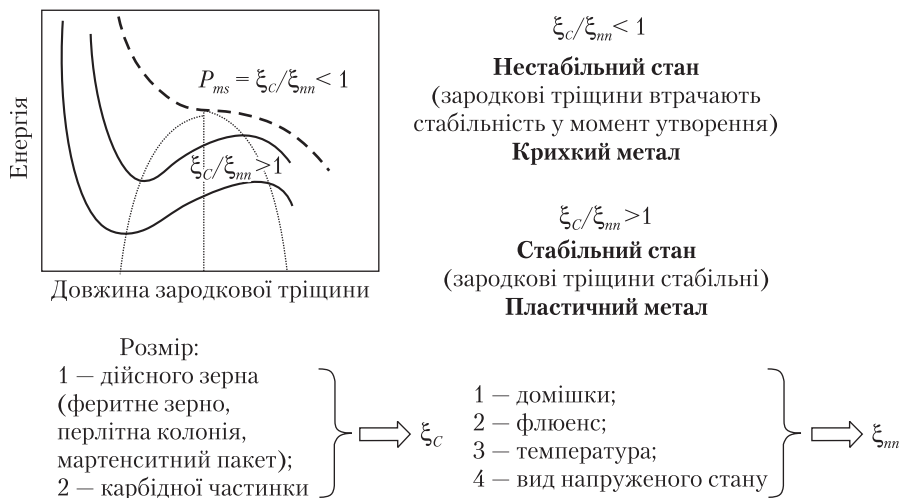


Рис. 3. Мікроскопічна інтерпретація стабільності пластичного стану металу. Залежність енергії системи «зародкова тріщина – дислокаційне скупчення» від довжини зародкової тріщини (схема); ξ_c – критичне напруження втрати стабільності зародкової тріщини, ξ_m^{in} – нормальні до поверхні ЗТ розтягуючі мікронапруження, які діють у момент утворення зародкової тріщини

це характеризується співвідношенням двох величин, а саме: критичного напруження втрати стабільності зародкової тріщини ξ_C і нормальних до поверхні ЗТ розтягуючих мікронапружень, які діють у момент утворення зародкової тріщини, ξ_{nm}^{in} . На рис. 3 це схематично показано на прикладі утворення і втрати стабільності однієї зародкової тріщини. Важливо, що значення ξ_C однозначно задається параметрами мікроструктури металу (сплаву), а ξ_{nm}^{in} залежить переважно від зовнішніх чинників, зокрема величини флюенсу.

Отже, відношення цих двох характеристик дозволяє в *єдиній шкалі* і з єдиних позицій описати окрихчувальну дію різних за своєю природою фізичних факторів. Тобто на макрорівні дія того чи іншого чинника може проявлятися по-різному, проте на мікрорівні ця дія реалізується за одним і тим самим механізмом, який полягає у впливі на рівень динамічної стабільності в ансамблі зародкових тріщин. Це співвідношення, що характеризує рівень стабільності пластичного стану, названо параметром механічної стабільності P_{ms} металу. Спираючись на ці теоретичні уявлення, було запропоновано нові механічні характеристики (коефіцієнт механічної стабільності K_{ms} і силовий еквівалент окрихчувальної дії E_m) і методики їх експериментального визначення [9–12]. Коефіцієнт механічної стабільності характеризує вихідний рівень стабільності пластичного стану за стандартних умов одновісного розтягу і визначається співвідношенням таких структурно чутливих характеристик, як рівень крихкої міцності R_{MC} , величина границі текучості $\sigma_{0,2}$ та показник деформаційного зміцнення n :

$$K_{ms} = \frac{R_{MC}}{\sigma_{0,2} \cdot 10^n}. \quad (1)$$

Зазвичай у конструкціях цей «вихідний» рівень механічної стабільності знижується під дією різних факторів, які впливають на матеріал при його навантаженні в конструкції. У рамках запропонованого підходу ступінь цього зниження характеризується силовим еквівалентом E_m окрихчувальної дії різних за

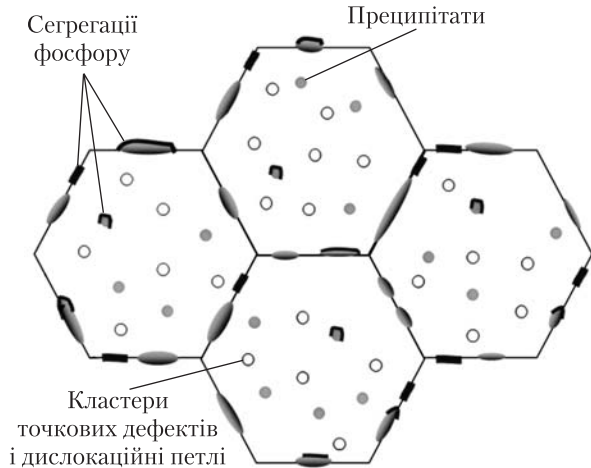


Рис. 4. Еволюція субструктури корпусного металу в процесі довготривалого опромінення

фізичною природою факторів:

$$E_m = q_T \times q_\sigma \times q_V \times q_{ir}, \quad (2)$$

де q_T , q_σ , q_V і q_{ir} — безрозмірні характеристики окрихчувальної дії, зумовленої зниженням температури; локальним перенапруженням, створеним конструкційними концентраторами або тріщиноподібними дефектами; ударним навантаженням та радіаційним зміцненням.

Відповідно, розроблено методики експериментального визначення цих складових окрихчення металу [10, 13, 14]. Слід підкреслити, що чим більше таких складових, тим більшою мірою виявляються переваги запропонованого підходу. Саме така комплексна дія факторів окрихчення має місце при експлуатації корпусу реактора.

На рис. 4 схематично зображено радіаційно індуковані зміни субструктури корпусного металу реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 у процесі довготривалої експлуатації. Як показали дослідження, ці зміни субструктури впливають на пластичність металу тією мірою, якою вони впливають на стабільність зародкових тріщин та інтенсивність їх генерування в одиниці об'єму металу. Так, радіаційне зміцнення корпусного металу спричинює зростання рівня розтягуючих напружень ξ_{nm}^{in} у момент утворення ЗТ, що знижує рівень механічної ста-

більності металу, тобто сприяє його окрихченню. Поява після довготривалого опромінення сегрегацій на межах карбідних частинок та міжзеренних межах впливає на інтенсивність генерування ЗТ в одиниці об'єму металу, тобто на їх густину.

Граничний стан корпусного металу і фактори, що його визначають

Кількісно втрата стабільності пластичного стану металу, тобто перехід від пластичного стану до крихкого, описується умовою:

$$P_{ms} = \frac{K_{ms}}{E_m} = 1. \quad (3)$$

Залежність (3) дозволяє отримати рівняння граничного стану металу в корпусі реактора в умовах його аварійного навантаження (термошоку). Його перше наближення у вигляді, зручному для аналізу, можна записати так [15]:

$$\frac{R_{MC}}{q_{\sigma} \cdot \left\{ \left[\sigma_{0,2} + B_h \left(\frac{\Phi_c}{10^{22}} \right)^{1/3} \right] \cdot 10^n \right\}} = 1, \quad (4)$$

де R_{MC} – рівень крихкої міцності металу у вихідному (неопромінену) стані; $\sigma_{0,2}$ і n – значення величини границі текучості і показника деформаційного зміцнення неопроміненого металу за температури термошоку; B_h – коефіцієнт радіаційного зміцнення; q_{σ} – силовий еквівалент окрихчувальної дії нормативної тріщини; Φ_c – величина критичного флюенсу.

Відповідно, вираз для критичної дози опромінення корпусного металу має вигляд:

$$\Phi_c \approx 10^{22} \cdot \left[\frac{1}{B_h \cdot 10^n} \cdot \left(\frac{R_{MC}}{q_{\sigma}} - \sigma_{0,2} \cdot 10^n \right) \right]^3. \quad (5)$$

Важливість цієї залежності полягає не лише в тому, що вона дозволяє прогнозувати величину Φ_c , найголовніше те, що вперше стало можливим у явному вигляді на рівні механічних характеристик показати всю сукупність факторів, які впливають на величину радіаційного ресурсу Φ_c , і встановити зв'язки між цими характеристиками.

Отже, механічними характеристиками вихідного стану металу, які впливають на Φ_c , є крихка міцність R_{MC} , границя текучості $\sigma_{0,2}$ та показник деформаційного зміцнення n . Реакція металу на радіаційне опромінення і чутливість опроміненого металу до тріщиноподібних дефектів характеризуються величиною коефіцієнта радіаційного зміцнення B_h та параметром окрихчувальної дії q_{σ}^0 тріщини у зразку-свідку. Вплив довжини фронту тріщини в корпусі реактора та рівня навантаження K_I корпусу при аварійному розхолодженні описується за допомогою параметра q_{σ} :

$$q_{\sigma} = q_{\sigma}^0 + a \cdot \ln \left[\frac{K_I / \sigma_{0,2}}{(K_I / \sigma_{0,2})_0} \right] + b \cdot \ln \frac{B}{B_0}, \quad (6)$$

де B_0 і B – довжина фронту тріщини в зразку-свідку та в корпусі реактора відповідно; $(K_I / \sigma_{0,2})_0$ – відносна величина навантаження при випробуваннях зразків-свідків; a і b – коефіцієнти, які визначаються за результатами випробувань зразків-свідків.

Таким чином, залежність (5) дає змогу в рамках єдиного підходу на кількісному рівні проаналізувати всю сукупність факторів, що визначають величину радіаційного ресурсу. Це означає, що запропонований підхід можна використовувати при: 1) виборі та оптимізації властивостей корпусного металу (матеріалознавчими проблемами атомної енергетики в НАН України займається ННЦ ХФТІ); 2) оцінюванні поточного стану опроміненого корпусного металу (цим займається ІЯД НАН України, випробовуючи зразки-свідки); 3) аналізі різних сценаріїв термошоку та їх впливу на величину радіаційного ресурсу (ІПМ НАН України). Отже, запропоновано універсальний інструмент для вирішення різних аспектів проблеми прогнозування радіаційного ресурсу [14, 15].

Ідею методики прогнозування величини радіаційного ресурсу Φ_c за рівнем стабільності корпусного металу наведено на рис. 5 на прикладі корпусного металу (основного металу та металу зварного шва) шостого блока ЗАЕС для типового режиму термошоку і наявності в стінці корпусу напівеліптичної тріщини.

Відповідно до цієї методики, за результатами випробувань зразків-свідків у вихідному стані визначається величина коефіцієнта механічної стабільності K_{ms} . Дані випробувань зразків-свідків у опромінену стані дають можливість оцінити схильність металу до радіаційного зміцнення B_h та його чутливість до окрихчувальної дії тріщини q_{σ}^0 . На основі цих даних встановлюється залежність величини параметра механічної стабільності P_{ms} від дози опромінення:

$$P_{ms} = \frac{K_{ms}}{q_{ir}(\Phi) \times q_{\sigma}(B)}, \quad (7)$$

де

$$q_{ir} \approx 1 + \frac{B_h}{\sigma_{0.2}} \cdot \left(\frac{\Phi}{10^{22}} \right)^{1/3}, \quad (8)$$

а значення $q_{\sigma}(B)$ розраховується з використанням залежності (6).

Критична величина флюенсу Φ_c визначається з умови втрати механічної стабільності опроміненого металу $\Phi_c = 1$. Слід зауважити, що в цьому випадку задача розв'язується в статистичній постановці, тобто з урахуванням стохастичної природи самого процесу ініціювання крихкого руйнування корпусного металу. Це дозволяє прогнозувати величину радіаційного ресурсу Φ_c з наперед заданим значенням імовірності її реалізації.

Вплив розмірів тріщиноподібних дефектів на величину радіаційного ресурсу

Одним із важливих факторів, які визначають рівень радіаційного ресурсу, є розміри тріщиноподібних дефектів та рівень термосилового навантаження при аварійному розхолодженні корпусу реактора. Саме цей фактор визначає допустимий рівень радіаційного окрихчення металу і, відповідно, флюенсу, за якого в умовах термошоку цей опромінений метал ще матиме здатність чинити опір поширенню тріщиноподібного дефекту та розгерметизації корпусу реактора.

У рамках запропонованої методології ступінь падіння рівня механічної стабільності

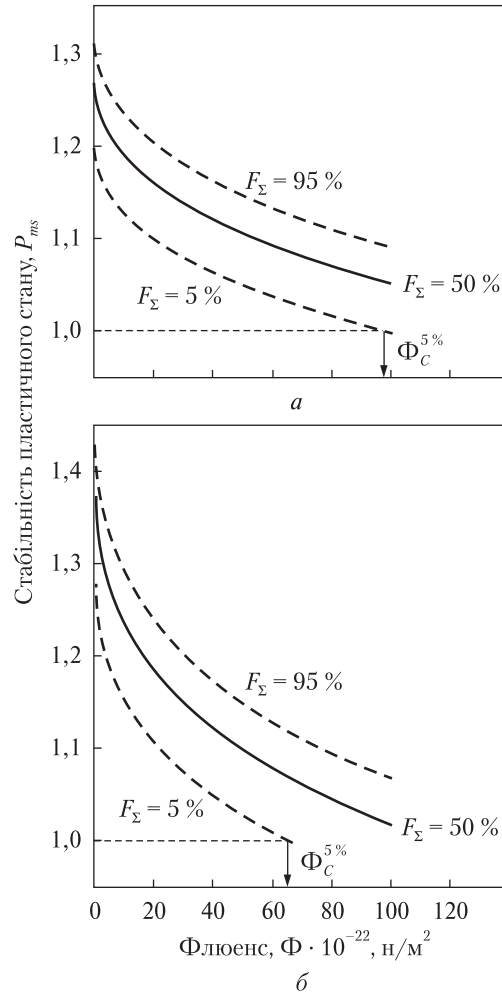


Рис. 5. Залежність величини параметра механічної стабільності P_{ms} корпусного металу від величини дози опромінення (флюенсу) за: *a* – типових умов термошоку ($K_I = 94 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{0.5}$, $T = +56 \text{ }^\circ\text{C}$); *б* – наявності в стінці корпусу напівеліптичної тріщини нормативної глибини 25 мм

металу, зумовленої дією сильно неоднорідних силових полів, створюваних тріщиноподібними дефектами, описується параметром q_{σ} . Уявлення щодо фізико-механічної природи цього ефекту розроблено в межах запропонованої фізичної версії Локального підходу до руйнування [16]. З прикладного погляду важливим є те, що у співпраці з ІЯД НАН України та ННЦ ХФТІ вдалося розробити та апробувати методику *експериментального* визначення параме-

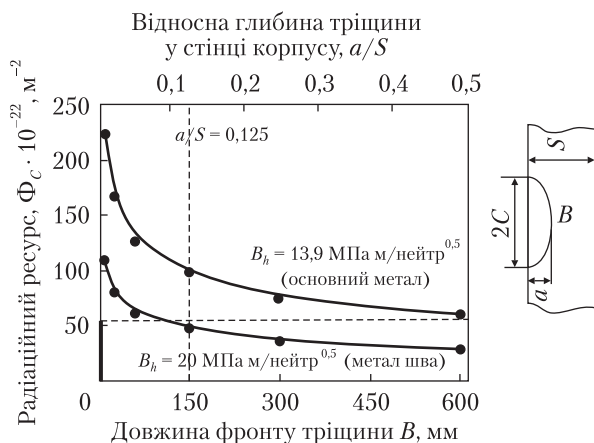


Рис. 6. Вплив на величину радіаційного ресурсу довжини фронту B нормативної напівеліптичної тріщини і схильності корпусного металу до радіаційного зміцнення B_h за типових умов термошоку ($K_I = 94 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{0,5}$, $T = +56 \text{ }^\circ\text{C}$)

тра q_σ за результатами випробувань дрібно-масштабних зразків-свідків [13, 15]. Зокрема, ця методика дозволила встановити закономірності впливу розмірів тріщиноподібних дефектів на величину Φ_c залежно від схильності металу до радіаційного зміцнення. Відповідно до (6), дія цих двох факторів окрихчення металу є взаємно підсилюючою. Дійсно, результати проведених досліджень показали, що збільшення в 1,5 раза схильності корпусного металу до радіаційного зміцнення значно посилює його чутливість до тріщиноподібних дефектів, у результаті чого для збереження критичної величини флюенсу на рівні $\Phi_c = 50 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$ довжину фронту допустимої тріщини необхідно зменшити в 4 рази (рис. 6). За фіксованої довжини фронту тріщини (нормативна напівеліптична тріщина глибиною 25 мм і довжиною фронту $B = 150 \text{ мм}$) зменшення B_h в 1,5 раза дозволяє вдвічі збільшити величину гранично допустимого флюенсу.

У співпраці з ІЯД НАН України та ВП НТЦ ДП НАЕК «Енергоатом» запропоновану методологію було використано при аналізі стану корпусного металу другого блока Запорізької атомної станції і при прийнятті рішення щодо можливості подовження термінів безпечної експлуатації цього блока.

Висновки

Розроблено принципово нову методологію прогнозування радіаційного ресурсу корпусного металу, яка ґрунтується на фундаментальних уявленнях щодо фізичної природи переходу металу з пластичного стану в крихкий в умовах комплексної дії таких окрихчувальних факторів, як радіаційне опромінення, концентрація напружень, зниження температури (термошок).

Для практичного використання розробленої методології запропоновано нові механічні характеристики: параметр механічної стабільності P_{ms} і силовий еквівалент E_m окрихчувальної дії різних за фізичною природою чинників та створено методику їх експериментального визначення за результатами випробувань зразків-свідків.

У рамках розробленої методології величину радіаційного ресурсу корпусу реактора (граничний флюенс Φ_c) визначають не з використанням опосередкованої інтегральної характеристики, якою є зсув критичної температури руйнування зразка-свідка, а за умовою втрати стабільності пластичного стану сталі в корпусі реактора, що дозволяє прогнозувати не лише критично допустиме значення дози опромінення, а й вплив на цю величину таких факторів, як:

- механічні властивості корпусного металу у вихідному (неопроміненому) стані та його схильність до радіаційного зміцнення;
- розміри тріщиноподібних дефектів у стінці корпусу реактора;
- умови навантаження у разі аварійного розхолодження (термошоку).

Запропонований підхід використано при обґрунтуванні терміну безпечної експлуатації корпусу енергоблока № 2 Запорізької АЕС.

Роботи виконувалися у співпраці з Інститутом ядерних досліджень, Національним науковим центром ХФТІ НАН України, Науково-технічним центром ДП НАЕК «Енергоатом» та за підтримки програм ЯМРТ, «Ресурс», НАНУ – УНТЦ і програми «Науково-технічний супровід розвитку ядерної енергетики та застосування радіаційних технологій у галузях економіки».

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
2. *Brumovsky M.* Check of Master Curve application to embrittled RPVs of WWER type reactors // *Int. J. Pres. Ves. Pip.* — 2002. — V. 79. — P. 715–721. — DOI: 10.1016/S0308-0161(02)00074-1.
3. *Server W., Rosinski S., Lott R. et al.* Application of Master Curve fracture toughness for reactor pressure vessel integrity assessment in the USA // *Int. J. Pres. Ves. Pip.* — 2002. — V. 79. — P. 701–713. — DOI: 10.1016/S0308-0161(02)00073-X.
4. Unified Procedure for Lifetime Evaluation of Components and Piping in WWER NPPS (VERLIFE). — 2008. — P. 54.
5. Методика прогнозирования температурной зависимости вязкости разрушения материалов корпусов реакторов типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. — МКС-КР-2000. — М., 2002.
6. *Котречко С.А., Подрезов Ю.Н., Максимчук И.Н., Краников А.В.* Механическое разрушение материалов // *Неорганическое материаловедение* / под ред. Г.Г. Гнесина, В.В. Скорохода. — К.: Наук. думка, 2007. — Т. 1. — С. 617–649.
7. *Котречко С.А., Мешков Ю.Я., Меттус Г.С.* К вопросу о вязком и хрупком состояниях поликристаллических металлов // *Металлофизика*. — 1990. — Т. 12, № 6. — С. 3–13.
8. *Котречко С.А., Мешков Ю.Я.* Механическое состояние поликристаллов. Физические представления о вязком и хрупком состояниях поликристаллических металлов // *Укр. физ. журн.* — 1991. — Т. 36, № 7. — С. 1087–1094.
9. *Котречко С.А., Мешков Ю.Я., Меттус Г.С., Никоненко Д.И.* Механика и физика квазихрупкого разрушения металлов в условиях концентрации напряжений // *Проблемы прочности*. — 2000. — № 1. — С. 72–92.
10. *Котречко С.А., Мешков Ю.Я.* Концепция механической стабильности конструкционных сталей // *Проблемы прочности*. — 2009. — № 2. — С. 55–78.
11. *Котречко С.А., Мешков Ю.Я.* Предельная прочность. Кристаллы, металлы, элементы конструкций. — К.: Наук. думка, 2008. — 295 с.
12. *Котречко С.А., Мешков Ю.Я.* Физические основы механической стабильности конструкционных сталей. Актуальные проблемы современного материаловедения. — К.: Академперіодика, 2008. — Т. 1. — С. 535–556.
13. *Неклюдов И.М., Мешков Ю.Я., Меттус Г.С., Полушкин Ю.А.* Использование концепции механической стабильности для оценки радиационного охрупчивания корпусных сталей // *Вопросы атомной науки и техники*. — 2007. — № 6. — С. 58–64.
14. *Kotrechko S., Meshkov Yu.* A new approach to estimate irradiation embrittlement of pressure vessel steels // *Int. J. Press. Ves. Pip.* — 2008. — V. 85, N 5. — P. 336–343.
15. *Котречко С.А., Мешков Ю.Я., Неклюдов И.М., Ревка В.Н.* Новая парадигма прогнозирования радиационного ресурса корпуса реактора // *Вопросы атомной науки и техники*. — 2011. — № 4. — С. 34–44.
16. *Kotrechko S.* Physical Fundamentals of Local Approach to Analysis of Cleavage Fracture // *Transferability of Fracture Mechanical Characteristic* / I. Dlouhy (ed.). — NATO Sci. Ser. II, 2002. — V. 78. — P. 135–150.

С.А. Котречко

Институт металлофизики им. Г.В. Курдюмова НАН Украины
бул. Академика Вернадского, 36, Киев, 03680, Украина

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО РЕСУРСА КОРПУСНОГО МЕТАЛЛА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Изложены основы физического подхода к проблеме прогнозирования радиационного ресурса корпусного металла, который, в отличие от существующего, основывается на фундаментальных закономерностях перехода металла из пластичного состояния в хрупкое и позволяет с единых позиций описать всю совокупность факторов (как свойств металла, так и условий термосилового нагружения корпуса реактора при его аварийном расхолаживании), влияющих на величину критически допустимого флюенса. Приведены примеры практического использования предложенного подхода.

S.A. Kotrechko

Kurdyumov Institute for Metal Physics of NAS of Ukraine
36 Vernadsky Blvd., Kyiv, 03680, Ukraine

PHYSICAL BASIS OF RPV METAL LIFE TIME PREDICTION

The basics of physical approach to the problem of prediction of RPV metal life time are presented. In contrast to existing one, it is based on the fundamental laws of transition of metal from ductile to brittle state. It gives unified approach to description all totality of factors (such as metal properties and conditions of thermo-power load of RPV at PTS), which governs the critical permissible fluence. Examples of application of the approach offered are given.