

## **Фізичні основи прогнозування радіаційного ресурсу металу корпусів ядерних реакторів**

Актуальною прикладною проблемою, що безпосередньо пов'язана з енергетичною безпекою України, є оцінювання рівня радіаційного окрихчення металу корпусів ядерних реакторів атомних електростанцій та прогнозування гранично допустимих доз опромінення (радіаційного ресурсу) корпусного металу. Розв'язання цієї проблеми потребує проведення глибоких фундаментальних досліджень.

Особливість сучасного стану української атомної енергетики полягає в тому, що, з одного боку, близько половини виробленої в країні електроенергії генерується атомними електростанціями, а з іншого – нормативні терміни експлуатації значної частини енергоблоків найближчим часом спливають. У зв'язку з цим одним із перспективних шляхів вирішення проблеми подовження термінів експлуатації корпусів ядерних реакторів є розроблення науково обґрунтованої методології оцінювання поточного стану рівня радіаційного окрихчення металу корпусу реактора в процесі експлуатації енергоблоків та прогнозування здатності опроміненого металу чинити опір порушенню цілісності корпусу реактора в аварійних ситуаціях (термошок).

Фізичні основи такої методології розроблено в Інституті металофізики ім. Г. В. Курдюмова НАН України у співпраці з науковцями Інституту ядерних досліджень НАН України та Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут». Запропоновані методи ґрунтуються на фундаментальних закономірностях процесу переходу металу з пластичного стану в крихкий в умовах дії не лише радіаційного опромінення, а й низьких температур, динамічного навантаження, концентрації напружень тощо. Встановлено, що незалежно від фізичної природи факторів окрихчення існує загальний мікромеханізм такого переходу, який полягає у втраті динамічної рівноваги в ансамблі особливого типу дефектів кристалічної ґратки – зародкових тріщин.

За результатами досліджень з прогнозування радіаційного ресурсу металу корпусів ядерних реакторів запропоновано нові механічні характеристики: коефіцієнт механічної стабільності, що характеризує вихідний рівень механічної стабільності металу; силовий еквівалент окрихчувальної дії, який показує, наскільки цей вихідний рівень знижується після нейтронного опромінення при зменшенні температури, дії концентраторів напружень тощо. Розроблено методику експериментального визначення цих характеристик металу за результатами випробувань зразків-свідків у вихідному та опроміненому станах.

Основною перевагою запропонованих методів є можливість прогнозувати ступінь окрихчення металу корпусу реактора за одночасної дії різних за фізичною природою факторів такого окрихчення в процесі експлуатації ядерного реактора. Отримано рівняння граничного стану металу корпусу реактора при його аварійному навантаженні, що дало змогу вперше в рамках єдиного підходу на кількісному рівні описати вплив на величину гранично допустимої дози опромінення (радіаційний ресурс) металу його властивостей у вихідному та опроміненому станах, температурно-силових умов навантаження в разі аварійного охолодження та розмірів можливих тріщиноподібних дефектів. Отже, отримано ефективний інструмент, який можна використовувати на етапі вибору матеріалу під час проектування корпусів ядерних реакторів, при оцінюванні поточного стану металу реактора за результатами випробувань зразків-свідків у процесі експлуатації енергоблока, у моделюванні сценаріїв аварійного охолодження корпусу та їх впливу на величину гранично допустимої дози опромінення.

У рамках завершеної Державної цільової програми фундаментальних і прикладних досліджень з проблем використання ядерних матеріалів та ядерних і радіаційних технологій у сфері розвитку галузей економіки (ЯМРТ) та цільової комплексної програми НАН України «Проблеми ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд і машин» («Ресурс») розроблені методи прогнозування ресурсу металу було апробовано на корпусах реакторів ВВЕР-1000. Зокрема, проведено аналіз впливу на величину радіаційного ресурсу розмірів тріщиноподібних дефектів залежно від схильності основного металу та металу зварних швів до радіаційного зміцнення. Крім того, результати цих досліджень було використано для обґрунтування термінів безпечної експлуатації другого енергоблока Запорізької АЕС.

Про підтримку міжнародною науковою спільнотою розробок з прогнозування ресурсу металу корпусів ядерних реакторів свідчить плідна співпраця фахівців НАН України з Українським науково-технологічним центром. Сьогодні дослідження в цій сфері здійснюють у рамках цільової комплексної програми наукових досліджень НАН України «Науково-технічний супровід розвитку ядерної енергетики та застосування радіаційних технологій у галузях економіки».

Отримані результати не лише удосконалюють методи оцінювання радіаційного ресурсу корпусу реактора, а й дають змогу на інженерному рівні прогнозувати величину гранично допустимого опромінення корпусу з урахуванням як стану опроміненого металу, так і умов його навантаження при аварійному охолодженні корпусу реактора.

Разом з тим Президія НАН України (на засіданні 24 вересня 2014 р. – Ред.) звернула увагу на недостатній рівень координації обговорюваних робіт. З огляду на міждисциплінарний характер зазначеної проблеми, слід розробити план спільних досліджень академічних інститутів металофізики ім. Г. В. Курдюмова, проблем міцності ім. Г. С. Писаренка, електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України та інших зацікавлених установ, що сприятиме вдосконаленню діагностичних методів, а отже, і підвищенню безпеки експлуатації енергоблоків АЕС України *(Із зали засідань президії НАН України. За матеріалами засідання підготувала О. Мележик // Вісник НАН України. – 2014. – № 11. – С. 3–5).*