

МЕТАЛОЗНАВЧИЙ СУПРОВІД СТАНУ МЕТАЛУ КОРПУСІВ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ В УКРАЇНІ

Л. І. Чирко

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ

Як відомо, ресурс кожного енергоблоку атомної електростанції фактично визначається ресурсом корпусу реактора (КР), оскільки він не підлягає заміні. Хоча всі корпуси ВВЕР-1000 виготовлені за однаковими кресленнями і з однакової марки сталі, але кожен корпус є індивідуальним як за хімічним складом матеріалів, так і за умовами його експлуатації. Найбільш небезпечним наслідком впливу нейтронного опромінення є так зване явище радіаційного окрихчування металу корпусу реактора, тобто зниження характеристик в'язкості корпусних матеріалів. Для контролю за цими характеристиками проводяться періодичні випробування зразків-свідків (ЗС) металу корпусу реактора, які виготовляються з металу того корпусу, в якому і опромінюються надалі. Такі випробування можна проводити тільки в спеціалізованих лабораторіях, де передбачені умови захисту при роботі з високоопроміненими матеріалами.

В Інституті ядерних досліджень знаходяться єдині в Україні важкі захисні камери (так звані "гарячі" камери). Камери оснащені необхідним сучасним обладнанням для проведення випробувань зразків-свідків, результати яких дають інформацію про стан металу корпусу реактору і можливість його подальшої експлуатації. Фахівцями відділу радіаційного матеріалознавства проводяться систематичні дослідження стану металу корпусів реакторів енергоблоків АЕС України.

Критична температура крихкості T_K , яка визначається за результатами випробувань ЗС, розглядається як один із ключових параметрів, що характеризують в'язкість руйнування корпусних матеріалів. Критична температура крихкості використовується при визначенні меж безпеки для термогідравлічних параметрів при проведенні регламентних гідравлічних випробувань корпусу реактора. Розрахунки на крихку міцність КР для умов нормальної експлуатації, порушення умов нормальної експлуатації і при аварійних ситуаціях також проводяться з використанням цього параметра. Крім того, порівняння величини T_K з гранично допустимою температурою крихкості T_k^a дозволяє підтвердити проектний ресурс КР і оцінити можливість продовження терміну його експлуатації.

Корпус дослідницького реактора ВВР-М кардинально відрізняється від корпусів ВВЕР-1000 не тільки за розмірами, а, в першу чергу, за конструкційними матеріалами і за температурою теплоносія. На жаль, алюмінієвий сплав САВ-1, з якого виготовлений корпус ВВР-М, також окрихчується під дією нейтронного опромінення.

Дослідження стану сплаву САВ-1 виконувалось у відділі радіаційного матеріалознавства починаючи з 1976. Виявлений механізм окрихчування і підтверджена працездатність корпусу реактора ВВР-М до флюенсу щонайменше $3,6 \cdot 10^{26}$ нейтр \cdot м⁻².