

**ВИЗНАЧЕННЯ ПАРАМЕТРІВ ВВДМОВИ КОРПУСУ РЕАКТОРА ВВЕР- 1000 ПРИ  
ВАЖКИХ АВАРІЯХ**

Шпак М.Ю.

Науковий керівник - д.т.н, проф. каф. "Атомних електростанцій" Дубковський В.О.

У разі тяжкої аварії (ТА) в реакторах типу ВВЕР при тривалій втраті охолодження активної зони (АЗ) можливе переміщення і накопичення розплавлених фрагментів АЗ в нижній частині корпусу реактора. У цьому випадку корпус реактора грає роль основного бар'єру на шляху розповсюдження радіоактивних матеріалів за його межі, а характер його деформування і руйнування визначальним чином впливає на протікання наступних фаз ТА [1]. Аналіз цілісності корпусу реактора є ключовим при дослідженні можливості внутрішньореакторного утримання розплаву зруйнованих матеріалів активної зони.

Недопущення ушкодження корпусу реактора і виходу коріуму за його межі передбачає охолодження розплаву до температури нижче, ніж температура пластичного руйнування основного металу корпусу реактора, причому залишкова товщина корпусу повинна забезпечити його достатню міцність.

Метою даної роботи є оцінка термомеханічної напруги в корпусі реактора. А також розрахунок мінімальної товщини стінки КР, при якій можливо забезпечити утримання розплаву в КР.

В роботі, за допомогою універсальної програмної системи кінцево-елементного аналізу ANSYS, було виконано моделювання процесів високотемпературної повзучості та розрахунок на міцність. Було визначено, що з погляду тривалості збереження цілісності корпусу при ТА, найбільш критичним виявився випадок, коли зона максимального оплавлення знаходиться на дні корпусу. Також була обгрунтована актуальність проведення експериментальних робіт, пов'язаних з випробуваннями масштабних моделей корпусу ВВЕР в умовах, які імітують ТА.