

**지르칼로이-4 및 지르코늄 신합금 피복관 노의 부식 거동**

**Out-of-Reactor Corrosion Behaviors of Zircaloy-4 and Zr-base New Alloy Cladding Tubes**

최 재명, 김 윤호, 목 용균, 정 진곤, 이 승재, 김 선두, 김 재원

한전원자력연료주식회사  
대전광역시 유성구 덕진동 150

**요 약**

핵연료 피복관으로 사용되고 있는 3종의 Zircaloy-4 계열 합금과 3종의 개량 지르코늄 합금 피복관에 대하여 360~415°C 온도 범위에서 물, 수증기 및 LiOH 분위기에서 장시간 부식 시험을 수행하여 각 피복관의 부식 거동을 비교하였다. 360°C 물 분위기에서는 ZRX 피복관이 가장 낮은 부식 저항성을 보였으며 다른 피복관들은 거의 유사한 무게 증가와 부식 속도를 나타내었다. 수증기 분위기 부식 시험에서는 열처리 지수가 상대적으로 높은 ZRC 합금 피복관이 가장 낮은 무게 증가량을 나타내었다. 그러나, ZRC 합금 피복관은 360°C/70ppm Li 조건에서 150 일 시험 후 가장 높은 무게 증가량을 나타내었다. 360°C LiOH 분위기 부식 시험에서는 ZRZ 피복관이 가장 낮은 무게 증가량을 나타내었다.

**Abstract**

Long-term corrosion tests were performed for three Zircaloy-4 alloys and three advanced Zr-alloy nuclear fuel cladding tubes at temperature range of 360 to 415°C under water, steam and LiOH environments. After testing at 360°C/Water conditions, ZRX exhibited inferior corrosion resistance to other cladding tubes, which showed similar weight gain and corrosion rate. ZRC cladding tubes with higher cumulative annealing parameter showed lowest corrosion weight gains under steam test conditions. However, ZRC cladding tubes exhibited highest corrosion weight gain after 150 days at 360°C/70 ppm Li condition. Under LiOH environments at 360°C, ZRZ cladding tubes showed lowest corrosion weight gains.