

## 고온의 40% NaOH 수용액에서 alloy 600과 alloy 690의 응력부식파괴

오 창용\*, 김택기 : 충남대학교

김 홍표, 황 성식, 김 정수 : 한국원자력연구소

## 1. 서론

원자력발전소 증기발생기 전열관재료로 기존의 발전소에서는 alloy 600이 신규 및 교체 발전소에서는 alloy 690이 사용되고 있다. alloy 600은 고온의 염기성 및 산성분위기에서 응력부식파괴(stress corrosion cracking, SCC)가 발생하며, 중성분위기에서도 장시간 사용하면 SCC가 진행된다. 반면에 현재까지 alloy 690은 염기성 분위기에서만 SCC가 관찰되고 있다. 가동 발전소에서 증기발생기 틈새부분에  $\text{Na}^+$ 의 농축으로 틈새부분이 염기성으로 되어 전열관의 손상을 유발시키는 사례가 보고되고 있다. 재료 개선측면에서 alloy 600 및 alloy 690의 용해방법, 가공방법과 열처리 등을 변화시켜 SCC 저항성을 증가시키는 연구가 진행되고 있다. 본 연구에서는 여러 종류의 alloy 600과 alloy 690의 염기성 분위기에서 SCC거동을 미세조직, 부하전위와 분극곡선의 관점에서 설명하고자 하였다.

## 2. 실험방법

여러 조성의 alloy 600과 alloy 690을 열처리하여 크롬탄화물의 분포, 입계의 형태와 입계에서의 Cr 고갈정도를 달리한 시편을 만들었다. 이 시편을 사용하여 SCC시험용 C-ring 시편과 전기화학시험용 시편을 만들었다. SCC시험과 전기화학시험은 315°C의 40% NaOH 수용액에서 수행하였으며, reference electrode와 counter electrode로 external Ag/AgCl 전극과 Pt를 사용하였다. 시험 후 SCC 파면을 SEM과 광학현미경으로 관찰하였다.

## 3. 결과 및 고찰

부식전위로부터 +200mV 양극 분극시킨 조건에서 alloy 690은 alloy 600에 비해 SCC 저항성이 더 컸다. alloy 600은 열처리에 관계없이 SCC에 상당히 민감하였다. alloy 690의  $i_{crit}$   $6.5 \times 10^{-2} \text{A/cm}^2$ 이었으며 부동태 영역에 Cr과 관련된 peak있다. alloy 600의  $i_{crit}$  과  $i_{passive}$ 는  $9.0 \times 10^{-2} \text{A/cm}^2$ 과  $6 \times 10^{-3} \text{A/cm}^2$ 이었다. Alloy 600과 alloy 690의 SCC거동을 미세조직과 분극곡선의 관점에서 고찰하다.

## 참고문헌

1. G. P. Airey, EPRI NP-1354, 1980
2. P. E. Doherty, et. al., Proceedings of the Eighth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors August 10-14, 1997 Florida