

지르코늄 합금의 고온 고압에서의 산화 속도 가속
Accelerating Oxidation of Zirconium Alloys at High Temperature under High Pressure Steam

양성우¹⁾, 박광현¹⁾, 백종혁²⁾, 정용환²⁾

1)경희대학교 원자력공학과 2)한국원자력연구소 첨단노심재료개발팀

1. 서론

지르코늄 합금 피복관은 원자력 발전소에서 방사성 물질의 1차 차폐체로서 그 건전성은 매우 중요하다. 최근의 원전운영 방향이 경제적 이점을 이유로 고연소도 장주기 운전으로 변화하면서 피복관의 건전성은 주요 관심사가 되었고, 고연소도 핵연료를 개발하기 위해 많은 피복관의 개발이 이루어졌다. 지르칼로이-4의 Sn함량이 낮아졌으며, 기존 Sn을 첨가하는 합금이 Nb을 첨가하는 합금으로 개발되고 있다. 이러한 피복관들은 사용되기 전에 검증절차를 반드시 거쳐야 한다.

현재 많은 연구자들에 의해 사고시 피복관의 건전성 연구가 진행되고 있다. 하지만 이들의 연구는 대부분 대기압 하에서의 고온 영역의 연구가 대부분이고 고압의 효과에 대해서는 연구가 많이 부족하다. Cox[1], Pawel[2], Bramwell[3]은 고온에서 고압 수증기 효과에 대해 연구하였다. 하지만 이들 연구는 정성적인 자료생산에 치우쳤으며, 이전의 피복관을 사용하여 현재 개발된 피복관에 적용하기에는 무리가 있다.

본 연구에서는 각각의 피복관의 고온 고압하에서의 산화 효과를 확인하는 데 그 목적이 있다.

2. 본론

시편은 튜브형 시편으로 이전의 지르칼로이-4(high-Sn)시편과 개선된 지르칼로이-4(low-Sn)시편, 그리고 Nb이 첨가된 시편(A alloy)을 사용하였다. 그리고 판재 시편으로 지르칼로이-4(low-Sn)시편과, Zr-1.0Nb, Zr-1.5Nb 시편을 사용하였다.

실험장치는 내부와 외부 두 개의 히터 시스템으로 구성되어 있다. 외부히터는 외부 용기에 있는 물을 끓여 압력을 높이는 역할을 하고 내부의 히터는 시편의 온도부분을 관장한다.

실험은 압력 0.05~1.25MPa, 온도 700~900℃에서 수행되었다. 실험 후 시편을 냉각시켜 무게증가량을 측정 후 산화량을 측정하였다. 그 후 광학 현미경, SEM 등의 관찰을 통하여 시편의 미세조직 및 산화막의 형태를 관찰하였다.

3. 결과

그림 1은 실험 후 무게증가량으로 측정된 산화량을 나타낸다. 이전의 지르칼로이-4(high-Sn)보다 개선된 지르칼로이-4(low-Sn)의 압력에 따른 산화가속 효과가 미비하게 나타나는 것을 확인할 수가 있다. 그러나 Nb이 첨가된 A alloy에서는 압력에 따른 산화가속 효과가 거의 없는 것으로 확인되었다. 또한 수소 첨가시 지르칼로이-4에서는 그 영향이 나타났지만 Zirlo에서는 아무런 영향을 확인할 수가 없었다.

그림 2는 산화 후의 시편의 단면을 광학현미경으로 관찰한 것이다. 이전의 지르칼로이-4(high-Sn)에서는 산화막의 많은 균열들을 관찰할 수 있는 것과 달리 개선된 지르칼로이-4(low-Sn)에서는 균열을 거의 찾아볼 수가 없었다.

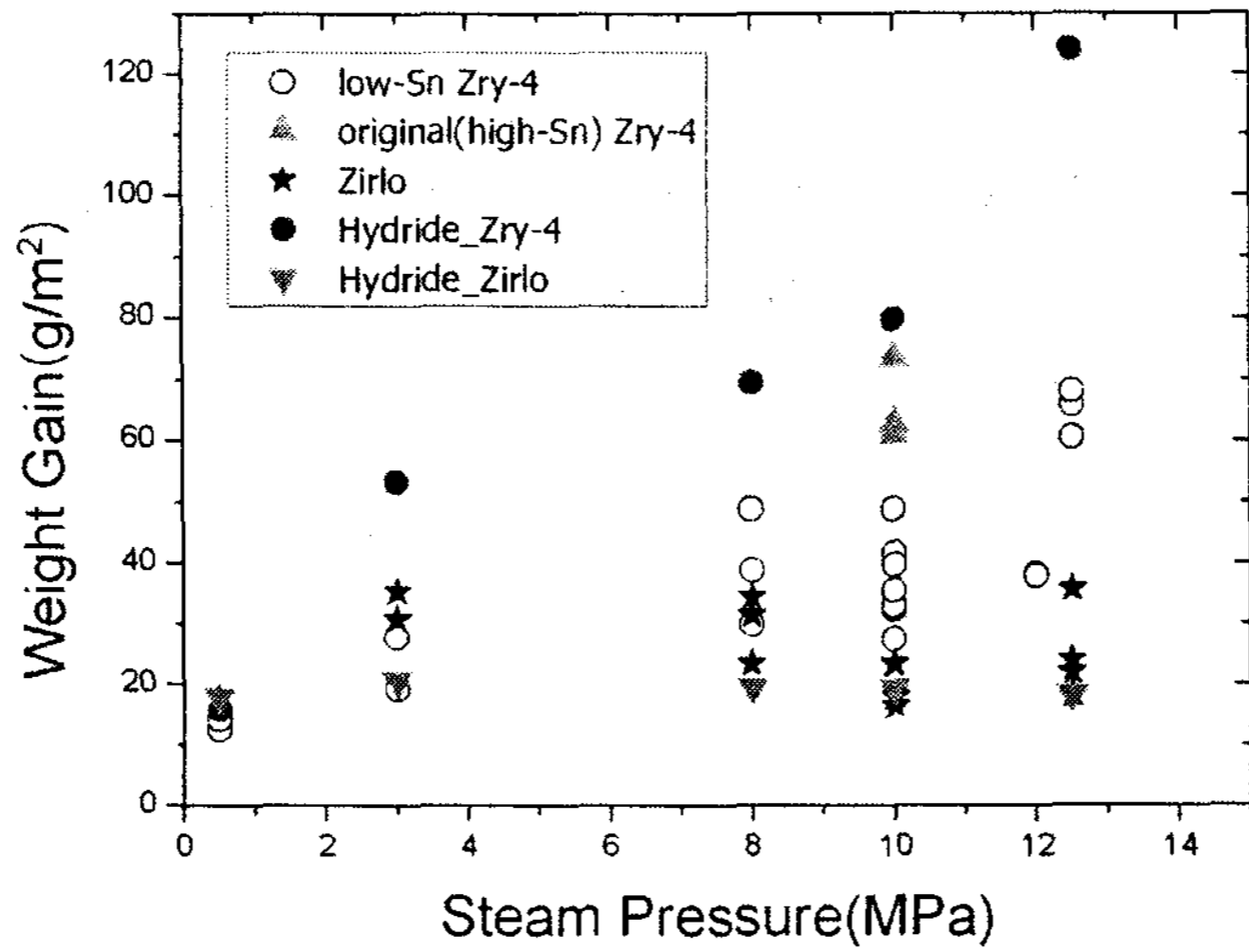


그림 1. 800°C, 1500sec에서 각 압력별 산화량 그래프

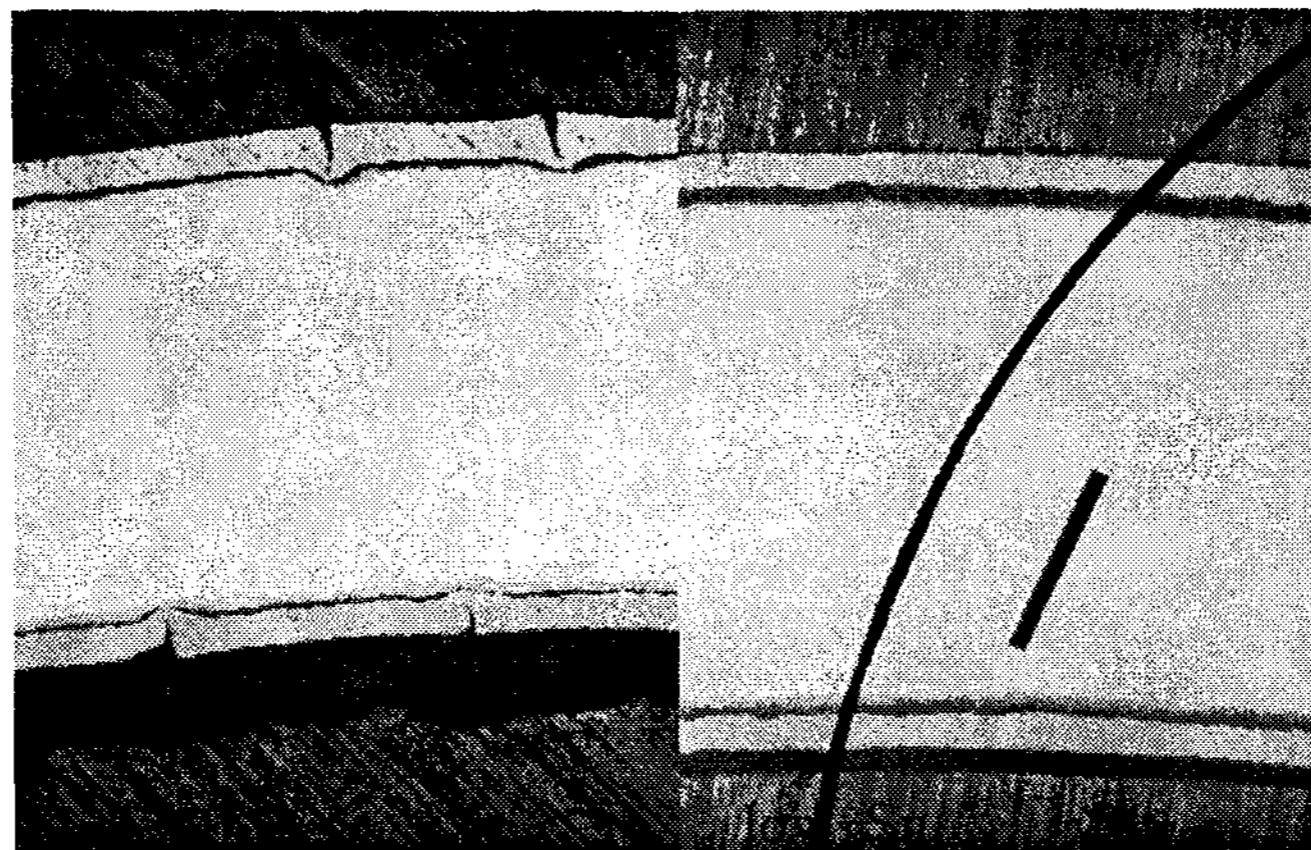


그림 2. 800°C, 10.0MPa에서 산화된 시편의 산화막차이

참고문헌

[1] B. Cox, Accelerated Oxidation of Zircaloy-2 in Supercritical Steam, AECL-4448, 1973
 [2] R. E. Pawel, J. V. Cathcart, and J. J. Campbell, The Oxidation of Zircaloy-4 at 900 and 1100 in High Pressure Steam, Journal of Nuclear Materials, vol. 82, p. 129, 1979
 [3] I. L. Bramwell, T. J. Haste, D. Worswick, and P. D. Parsons, An Experimental Investigation into the Oxidation of Zircaloy-4 at Elevated Pressure in 750 to 1000°C Temperature Range, Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP, vol. 1245, p. 450, 1994