

고온 박막 원통구조물에서의 균열성장 시험 및 평가

박창규, 김종범, 이재한,
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150, chgpark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구소에서 개발중인 600MWe 급 액체금속로 KALIMER-600[1]은 소듐을 냉각재로 사용하는 풀형 원자로이다. KALIMER-600 은 정상상태 운전조건이 500℃ 이상의 고온 및 저압인 특성이 있으므로 원자로용기를 비롯한 많은 구조물들이 박막구조를 채택한다. 이러한 원자로 구조물이 재료 자체의 결함이 있거나 제작 설치 중에 균열이 만들어지기도 하고 또한 운전 하중에 의해서 결함이나 균열이 발생하기도 한다. 박막 구조물에 균열이 존재하게 되면 원자로 운전 기간 중 정지 및 재가동이 반복되는 하중에 의하여 균열부에서는 크립-피로 균열이 성장할 수 있다. 본 연구에서는 반복적인 열하중과 인장하중이 작용하는 박막 원통구조물의 수평방향 관통균열에 대하여 균열성장 시험을 수행하고 이를 비교 분석하기 위하여 프랑스 고온 설계코드인 RCC-MR[2]의 A16[3]을 적용하였다.

2. 균열성장 시험 및 평가

2.1 고온 균열성장 시험

고온 박막 원통구조물 균열성장 시험 장치는 그림 1 과 같이 구성되었다[4].

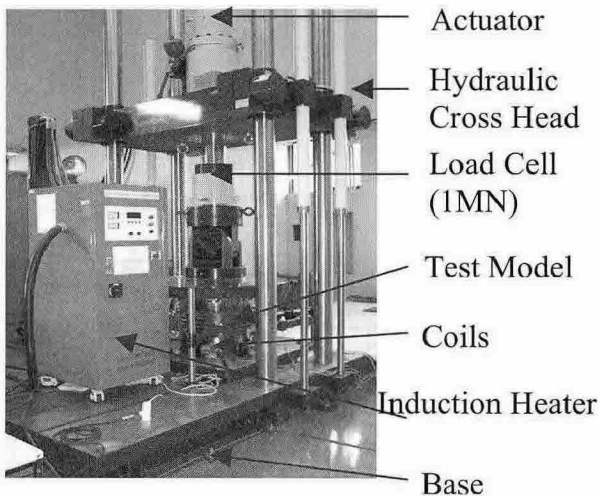
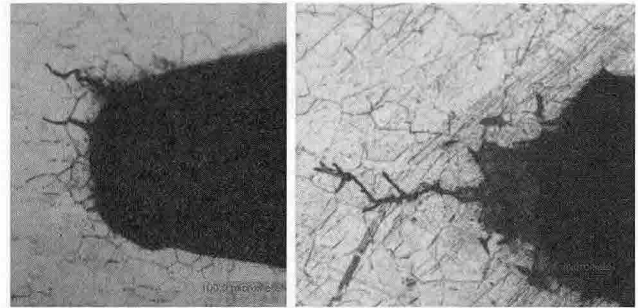


그림 1. 고온 박막 원통구조물 균열성장 시험장치

시험편 재원은 두께가 5mm, 길이가 50cm, 외경이 60cm 인 원통구조물이다. 시험편 재료는 KALIMER-600 의 배관 재료로 사용되는 316SS

이다. 고온 환경을 모사하기 위하여 50kW 용량의 유도가열기를 사용하였으며 구리 코일로 시험편을 6 회 감아서 시험편을 가열하였다. 코일로 둘러 쌓인 시험편 중앙부의 온도가 550℃를 유지하도록 온도를 PID 방식으로 제어하였다. 시험편에는 방전가공으로 길이가 20mm, 폭이 0.35mm 인 원주방향 관통균열을 만들었다. 가열 후 정상상태에서의 실제 균열부위의 온도는 외부 표면이 545℃, 내부 표면은 540℃로 나타났는데 시험편의 두께가 얇기 때문에 내외부 온도차가 크지 않았다. 열하중 외에도 50 톤의 축방향 인장하중이 작용한다. 하중은 5 분동안 가열 및 부하하여 정상상태에 도달하고 정상상태에서 1 시간 유지 후 30 분동안 냉각 및 제하하는 것으로 1 사이클을 이루며 400 사이클의 시험을 수행하였다. 그림 2 는 100 사이클과 400 사이클 시험 후의 균열성장 형상을 나타낸 것이다.



100 사이클 후(× 350) 400사이클 후(× 350)

그림 2. 사이클에 따른 수평 관통균열 성장 형상

2.2 A16 균열성장 평가

고온 크립영역에서 구조물이 주기적인 반복하중을 받을 때 구조건전성 평가를 위해서는 피로 및 크립의 영향을 고려해야 한다. 고온 구조물 균열성장 평가에 관하여 2002 년 개정된 RCC-MR 에 등재된 A16 에서는 다양한 구조형상에 대하여 균열성장 평가법을 제시하고 있다. A16 에서는 고온 구조물의 균열성장량은 피로 균열성장량과 크립 균열성장량의 합으로 정의한다.

피로 균열성장 평가에는 유효응력강도계수 ΔK_{eff} 를 사용한 식 (1)을 적용한다.

$$\delta a_f = C[\Delta K_{eff}]^n \quad (1)$$

여기서, C, n 은 재료의 물성치로서 316SS에 대하여 각각 $4.662 \times 10^{-7}, 2.339$ 이다[5]. ΔK_{eff} 는 J -적분 매개변수를 사용하는데 A16에서는 이를 단순화시켜 J_s -적분법을 제안하였다. 기계적 하중과 열하중이 동시에 작용할 때의 J_s -적분은 식(2)와 같이 정의된다.

$$J_s = \left[\sqrt{J_{el}^{me}} + \frac{\sigma^{me+th}}{\sigma_{el}^{me+th}} \sqrt{J_{el}^{th}} \right]^2 \cdot \frac{E \cdot \dot{\epsilon}_{ref}^{me+th}}{\sigma_{ref}^{me+th}} \quad (2)$$

식(2)에서 $\dot{\epsilon}_{ref}^{me+th}, \sigma_{ref}^{me+th}$ 는 각각 참조 변형률과 참조 응력을 나타낸다. 크립피로 시험편에 대한 열하중과 인장하중을 고려하여 사이클당 피로 균열성장량을 평가하면 식(3)과 같다.

$$\frac{da}{dN_f} = 3.095 \times 10^{-4} (mm/cycle) \quad (3)$$

크립 균열성장은 크립이 발생하는 온도 영역에서 일정시간(t_m) 동안 유지될 때 발생하는 것으로 비선형 파괴역학 매개변수인 $C^*(t)$ 를 적용한 식(4)를 이용하여 성장량을 평가한다.

$$\delta a_c = \int_{t_0}^{t_0+t_m} A(C^*(t))^q dt \quad (4)$$

여기서, A, q 는 재료의 물성치로서 316SS에 대하여 각각 $1.117 \times 10^{-2}, 0.673$ 이다[5]. A16에서는 크립 균열성장 평가 매개변수인 $C^*(t)$ 를 단순화시킨 C_s^* 를 제안하였는데 기계적 하중과 열하중이 동시에 작용할 때의 관계식은 식(5)와 같이 정의된다.

$$C_s^* = \left[\sqrt{J_{el}^{me}} + \frac{\sigma^{me+th}(t)}{\sigma_{el}^{me+th}} \sqrt{J_{el}^{th}} \right]^2 \cdot \frac{E \cdot \dot{\epsilon}_{ref}^{me+th}(t)}{\sigma_{ref}^{me+th}(t)} \quad (5)$$

식(5)에서 $\dot{\epsilon}_{ref}^{me+th}, \sigma_{ref}^{me+th}(t)$ 는 참조 변형률 속도와 크립유지시간에서의 참조 응력을 나타낸다. 열하중과 인장하중을 고려하여 사이클당 고온 유지시간이 1시간인 시험 모델에 대하여 고온에서의 단위시간당 피로 균열성장량을 평가하면 식(6)과 같다.

$$\frac{da}{dt_c} = 6.01 \times 10^{-4} (mm/h) \quad (6)$$

2.3 결과 비교

표 1은 고온 균열성장 시험 결과를 100 사이클마다 측정된 결과와 A16 평가 결과를 비교한 것이다. 표에서와 같이 두 결과는 10% 오차내에서 잘 일치함을 알 수 있다. 또한 A16에 따른 균열성장 평가량은 사이클 수에 비례하여 증가하였는데 이는 균열성장량이 초기균열 크기의 10% 이하인 경우에는 시험전 균열 크기를 매 사이클에서의 초기균열 크기로 사용하게 하는 A16 절차에 따른 것으로 400 사이클에서 발생하는 최

대 균열 성장량은 초기균열의 3.3%에 불과하기 때문이다.

표 1. 고온 박막 원통구조물 균열성장량 비교

Cycle / Method	100	200	300	400
Test(mm)	0.10	0.17	0.25	0.33
A16(mm)	0.09	0.18	0.27	0.36

3. 결론

본 연구에서는 고온 크립영역에서 반복 인장하중을 받는 박막 원통구조물에 원주방향 관통균열 성장에 대한 시험을 실시하고 RCC-MR A16 평가 절차에 따라 성장량을 평가하였다.

545°C에서 인장하중 50 톤을 1시간 유지하는 시험을 400 사이클 수행한 결과와 A16 평가 결과를 비교하면 A16 평가에 의한 결과값이 10% 정도 크게 나타났다. 이는 가상균열에 대한 균열 성장량을 평가하는 파단전누설이 설계에 적용될 경우 보수적인 설계가 가능함을 알 수 있다. 또한 시험결과와 평가결과가 10% 이내에서 잘 일치하므로 비선형 파괴역학 매개변수로 사용되는 J -적분과 $C^*(t)$ 를 단순화시킨 J_s -적분과 C_s^* 도 적용 타당한 비선형 파괴역학 매개변수임을 알 수 있다. 하지만 본 연구에서 살펴본 한가지 시험 예로 결론을 내리기엔 부족하므로 다양한 구조 형상과 균열 종류에 대한 시험과 평가 노력이 이루어져야 할 것이다.

향후에는 수직방향 관통균열에 대한 균열성장량을 평가하여 시험결과와 비교할 예정이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 지원을 받아 2004년도 원자력연구개발사업을 통해 수행되었음.

참고문헌

- [1] 이재한 외, 액체금속로 기계설계 기술개발, KAERI/TR-2704/2004, 한국원자력연구소, 2004.
- [2] RCC-MR, Design and Construction Rules for Mechanical Components of FBR Nuclear Island, AFCEN, 2002.
- [3] A16 : Guide for Leak Before Break Analysis and Defect Assessment, AFCEN, 2002.
- [4] J.B.Kim, H.Y.Lee, C.G.Park, G.P.Jeon, J.H.Lee, "Creep-fatigue Damage Evaluation of the 316SS Y-junction Structure in a Liquid Metal Reactor", Proceedings of ICAPP, Jun. 13-17, Pittsburgh, USA, 2004.
- [5] S. Marie, C. Delaval, "Fatigue and Creep_fatigue Crack Growth in 316 Stainless Steel Cracked Plates at 650°C," Int. Journal of PVP, Vol.78, pp847-857, 2001.