

Zr-1.11Nb-0.08Cu 합금의 크리프 실험을 통한 멱수법칙 크리프 모델 적용성 평가

정양일*, 박동준, 박정환, 박정용, 김현길, 양용식, 구양현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yijung@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 피복관은 중간저장 과정에서 핵분열 열에너지와 반응가스에 의한 온도와 압력에 지속적으로 노출된다. 따라서 피복관의 크리프 파단, 응력부식균열, 수소지연파괴 등과 같은 안전성 저해요소에 대한 연구가 반드시 수행되어야 한다. 본 연구에서는 경수로핵연료 피복관 소재인 지르코늄 합금을 사용하여, 크리프 실험을 수행하고 멱수법칙(power-law)에 기반한 지르코늄 크리프 모델에 적용하는 연구를 수행하였다.

2. 실험결과 및 고찰

2.1 크리프 실험

실험에 사용된 합금은 Zr-1.11Nb-0.08Cu (wt%) 조성의 지르코늄 합금이었으며, 상용 제조공정에 따라 0.66 mm 두께로 압연한 판재를 압연방향에 대해 횡방향(transverse)으로 시편 가공하여, 350~420°C, 30~180 MPa 조건의 온도와 하중에서 10 일간 크리프 실험을 수행하였다. 횡방향 시편이 사용된 이유는 튜브형 피복관에서 크리프 변형이 일어나는 원주방향의 집합조직이 압연된 판재에서 횡방향의 집합조직과 유사하기 때문이다.

Fig. 1은 380°C에서 실험된 지르코늄 합금의 크리프 변형량을 보여준다. 모든 시편에서 primary 크리프와 secondary 크리프가 관찰되었으며, 응력이 180 MPa로 증가하는 경우에 tertiary 크리프가 나타났다. 실험된 10 일을 기준으로 온도가 420°C로 높아진 경우에는 150 MPa 응력에서도 tertiary 크리프가 일어났으며, 온도가 350°C로 낮아진 경우에는 180 MPa 응력에서도 secondary 크리프만 관찰되었다.

Fig. 2는 응력에 따른 정상상태 크리프 변형속도의 비례 관계를 나타낸다. 60~150 MPa 응력범위에서 일정한 지수관계가 보이며(n=4), 이는 전위활주 및 클라임에 의해 크리프 속도가 지배되는 영역에 해당하는 것이다[1-3]. 60~150 MPa 구간에서 정상상태 크리프 변형속도는 온도에 따라 각각

$5.13 \times 10^{-10} \sim 1.03 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$ (350°C), $1.82 \times 10^{-9} \sim 5.51 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$ (380°C), $8.48 \times 10^{-9} \sim 3.54 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ (420°C)로 나타났다.

2.2 크리프 모델링

건식저장 환경에서 정상상태 온도는 400°C 이하이며, 압력은 150 MPa 이하이다. 기존 보고에 의하면, 지르코늄 합금의 크리프는 상기 조건에서 멱수법칙(power-law)을 따른다 [1-3].

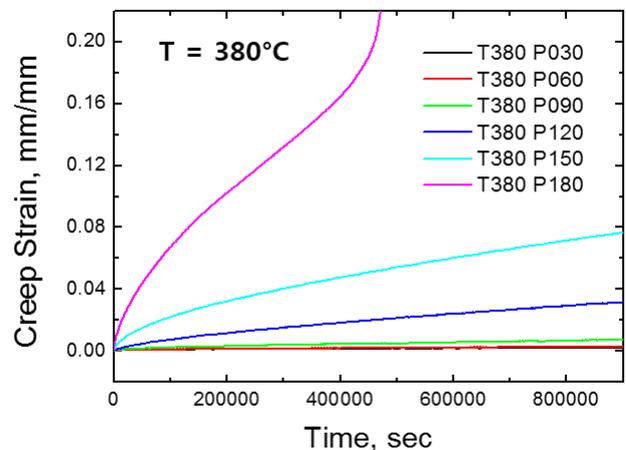


Fig. 1. Variations in creep strains under various applied stresses at 380°C.

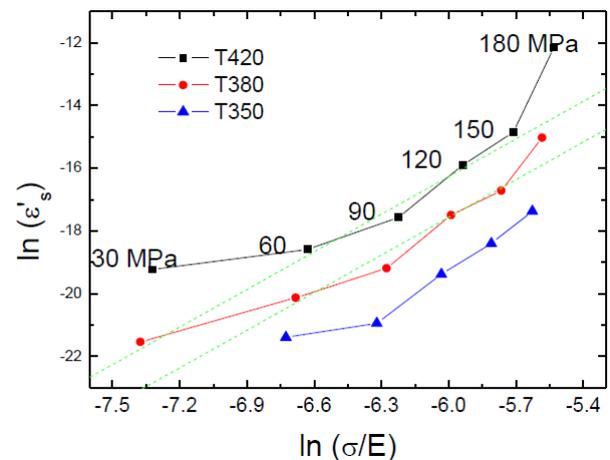


Fig. 2. Relationship between steady-state creep rates and applied stresses.

$$\dot{\epsilon}_s = A \cdot \frac{E}{T} \cdot \left(\frac{\sigma}{E}\right)^n \cdot \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right) \quad (1)$$

크리프 변형은 시간에 따라 변화되는 함수이나, 실질적으로는 정상상태 크리프 단계에 이르러서는 시간에 대해 일정하게 증가하는 거동을 보인다. 따라서 시간에 대한 변수를 아래처럼 분리할 수 있다.

$$\epsilon = \epsilon_p + \dot{\epsilon}_s \cdot t \quad (2)$$

또한 primary 크리프에 대한 거동을 포화값 (saturated primary creep strain)으로 다음과 같이 표현할 수 있다 [3,4].

$$\epsilon_p = \epsilon_{sat} [1 - \exp(-at^b)] \quad (3)$$

실험된 크리프 데이터를 이용하여, 상기 수식에 적용하면, 미지수 n , Q/R , A , a , b 를 얻을 수 있다. 380°C 에서 $n=4$, $Q/R=18270$, $\ln A=30$, $\ln a=-8.2$, $b=0.75$ 로 도출되었다.

Fig. 3은 도출된 상수를 이용하여, $380\sim 420^\circ\text{C}$, $120\sim 150$ MPa에서 예측한 크리프 변형량을 보여 준다. 실제 실험된 값과 잘 일치함을 확인할 수 있다. 다만 tertiary 크리프는 예측이 불가하였다. 그림 4는 크리프 실험 도중에 응력이 변화되는 경우를 모사한 것이다. 온도가 380°C 로 일정한 조건에서, 초기에 110 MPa이던 응력이 150 MPa로 증가하였다가 90 MPa로 감소하였다. 모델로 예측한 크리프 변형량은 실험값과 부합하였다.

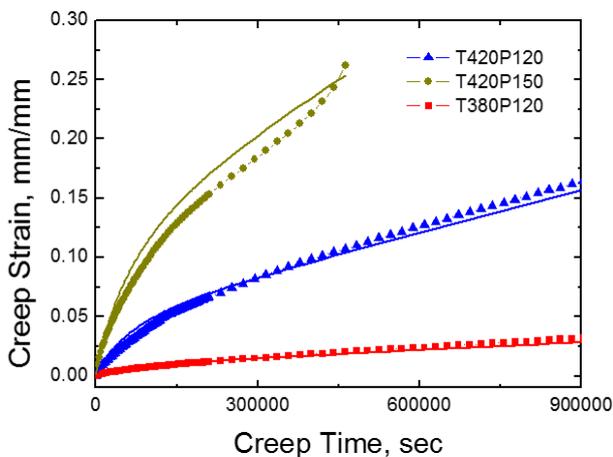


Fig. 3. Estimated creep strains (lines) presented with experimental data (symbols).

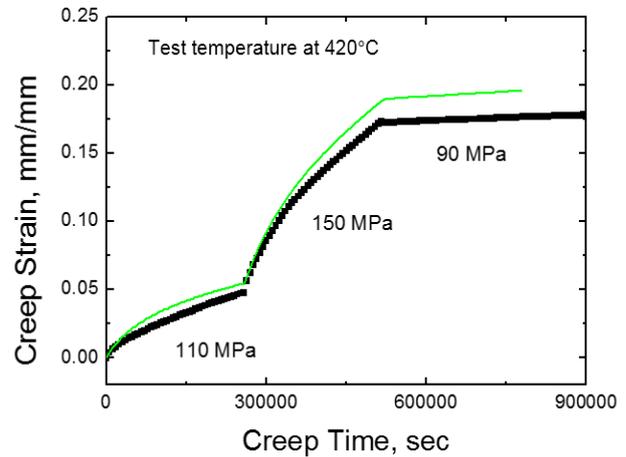


Fig. 4. Estimated creep strains (lines) presented with experimental data (symbols).

본 연구에 의한 모델을 통하여, 장기 크리프 거동에 대해 예측이 가능하다. 다만 tertiary 크리프에 대한 보완이 되어야 장기 거동에 대한 보수적인 예측이 가능할 것이다. 모델이 보완된다면, 사용후핵연료의 저장조건과 같이 비교적 낮은 온도에서 온도와 압력이 시간에 따라 지속적으로 변화되는 경우에 효과적으로 활용이 가능할 것으로 기대한다.

3. 결론

Zr-1.11Nb-0.08Cu 조성의 지르코늄 합금에 대하여 $350\sim 420^\circ\text{C}$, $30\sim 180$ MPa 조건에서 크리프 실험을 수행하였고, 이를 통하여 멱수법칙으로 표현된 모델을 통해 크리프 거동을 모사할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 20141710201660)

5. 참고문헌

- [1] K.L. Murty, J. Ravi, and Wiratmo, Nucl. Eng. Des., 156, 359-371 (1995).
- [2] K.L. Murty, G. Dentel, J. Britt, Mater. Sci. Eng. A, 410-411, 28-31 (2005).
- [3] Y.-I. Jung, J.-Y. Park, and Y.-H. Jeong, Met. Mater. Int., 17, 15-19 (2011).
- [4] M. Mayuzumi and T. Onchi, J. Nucl. Mater., 171, 381-388 (1990).