2002 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

Zircaloy-4 및 Zr-Sn-Fe-Nb합금 피복관의 고온 변형거동

High Temperature Deformation of Zircaloy-4 and Zr-Sn-Fe-Nb Ally Cladding Tubes

이강욱, 홍순익, 전경락*

대전광역시 유성구 궁동 220번지 충남대학교 금속공학과

*대전광역시 유성구 덕진동 494번지 한전원자력연료주식회사

요약

Zircaloy-4와 Zr-Sn-Fe-Nb 핵연료피복관의 고온변형거동에서 동적변형시효의 영향을 알아보기 위해서 고온기계적 특성평가 실험을 298~798K 온도구간에서 수행하였다. Zr-Sn-Fe-Nb피복관의 강도는 모든 온도범위에서 Zircaloy-4보다 우수하였으며 연성은 Zircaloy-4가 Zr-Sn-Fe-Nb에 비하여 높게 관찰되었다. 250~400℃ 온도구간에서 강도가 일정하게 유지되는 현상이 Zircaloy-4와 Zr-Sn-Fe-Nb피복관에서 모두 관찰되었으나, 이러한 현상이 Zr-Sn-Fe-Nb피복관에서 더욱 두드러지게 관찰되었다. 동적변형시효와 관련된 연성이 급격히 감소하는 현상이 두 피보관 모두 같은 온도구역에서 관찰되었다. SEM관찰결과, Zircaloy-4와 Zr-Sn-Fe-Nb 피복관 모두 연성이 감소하는 구간에서도 연성파괴가 관찰되었다. 본 연구의 동적변형시효 모델로 예측한 항복강도와 연성의 온도의존성 결과는 실험치와 잘 일치하였다.

Abstract

In order to investigate the effect of dynamic strain aging on the high temperature deformation behavior of Zircaloy-4 and Zr-Sn-Fe-Nb nuclear fuel claddings, high temperature mechanical testing was carried out over the temperature range 298 798K. The strengths of Zr-Sn-Fe-Nb claddings were greater than those of Zircaloy-4 over the whole temperature range with the ductilities of Zr-Sn-Fe-Nb claddings slightly lower then those of Zircaloy-4. The plateau of the stragth was observed in both Zircaloy-4 and Zr-Sn-Fe-Nb claddings although the plateau behavior was more pronounced in Zr-Sn-Fe-Nb claddings. The loss of the ductility associated with dynamic strain aging was observed in the same temperature range where the plateau was observed. SEM observation revealed that the fracture surfaces of both Zircaloy-4 and Zr-Sn-Fe-Nb claddings were ductile irrespective of strain rate and temperature The predicted yield strength and elongation were in good agreement with the experimental data, supporting that the yield stress plateau and the ductility loss are associated with dynamic strain aging

1.서론

원자력 발전소에서 사용중인 핵연료봉 tube 소재는 고온에서 기계적 특성과 내식성이 우수하고 중성자 흡수 단면적이 작은 지르코늄 합금이 사용되고 있다[1]. 핵연료봉 tube는 내부에 내장되어 있는 UO_2소자(pellet)의 핵분열 반응에 의한 에너지를 효율적으로 전달하는 기능뿐만 아니라, 핵분열 반응시 발생하는 모든 유해적인 요소를 환경으로부터 차단시키는 구실을 한다. 또한 피복관은 핵분열, 열팽창을 포함한 많은 원인에 의해 발생되는 하중을 장기간 지탱할 수 있어야 하므로 강도와 연성이 좋은 지르코늄 합금으로 제조되어왔다. 그러나 지르코늄 합금은 원자로 가동온도인 300 400℃에서 취성현상을 나타내고 있으며, 원인으로는 동적변형시효(dynamic strain aging)에 따른 변형률속도민감도(strain rate sensitivity)의 저하로 인한 연신율 감소로 보고되고 있다[2-5]. 이와 같이 핵연료봉이 파손되는 경우, 환경을 오염시킬 수 있는 가능성이 증가하며, 이러한 경우, 발전소 가동 중단에 의한 손실뿐만 아니라 1차 순환계 및 2차 순환계 정화에 필요한 비용이 증가하게 된다. 또 이러한 사고가 잦은 경우, 원자력 발전소 운전에 반대하는 여론이 높아져, 경제

성이 떨어지는 대체 에너지원에 의존하는 비율이 높아지게 된다. 그 동안 지르코늄 합금의 고온변형 특성에 대한 연구가 많이 행하여 졌으나, 대부분의 경우 소둔된 지르코늄 합금에 국한되어 왔다. 그러나 실제 핵연료봉으로는 응력이완 처리된 tube가 쓰이므로, 응력이완 처리된 지르코늄의 고온변형 특성에 대한 체계적인 연구가 필요하다. 또한 지르코늄 합금 tube의 고온변형 특성 조사를 위해 그 동안 공기가압법과 tube인장시험이 행하여져 왔다. 그러나 공기가압법의 경우 응력이 변형에 따라 계속적으로 변하고, 변형속도를 측정하기가 불가능하여 크립변형 및 파단기구를 규명하기가 불가능하였다. 또 tube인장실험의 경우, tube의 축방향(longitudinal direction)으로의 변형을 측정하므로, 원자로 운행시 가장 중요한 횡방향(transverse direction)의 고온변형거동 및 인장거동에 관한 정보를 얻을 수 없고, tube인장시험시 노내에서는 거의 일어나지 않는 tube의 지름 감소에 의한 인장효과가 크므로, 이러한 시험에 의한 원자로 내의 고온변형특성 파악은 불가능하다. 따라서 본 연구에서는 현재 국내에서 사용중인 지르코늄 합금 tube의 고온 기계적 특성 및 변형거동을 조사하고자 하였다.

2.실험방법

본 연구에서는 핵연료 피복관으로 개발된 Zircaloy-4 합금 및 Zr-Sn-Fe-Nb 합금 피복관을 사용하였다. 표 1은 본 연구에 사용된 지르코늄 합금 피복관의 조성을 나타내고 있다. 인장시편은 원자로 내에서 UO_2의 열팽창과 팽윤 그리고 핵분열 생성물의 방출에 의해 가해지는 응력이 주로 원주방향이라는 것을 고려해서 그림 1에 나타난 바와 같이 tube의 축방향과 수직으로 잘라 반지모양(ring specimen)으로 제작하였고[7] 원주방향의 기계적 특성을 비교하기 위하여 상온에서 500℃의 온도구간에서 변형율속도를 변화시켜가며 인장시험(UNITED-SFM10)을 수행하였다. 시험전 균일한 로내 온도분포를 위한 측정 온도에서 15분간 예열하였으며 고온변형시험은 공기 중에서 수행하였다. 조건마다 최소 3 5회 이상의 인장실험을 거쳐 평균값을 취하였다. 이후 파단면은 초음파 세척기로 약 30분간 세척한 후 광학현미경과 주사전자현미경(Jeol-6400)으로 관찰하였다.

3. 결과 및 고찰

원주 방향으로의 기계적 특성

그림 2(a)와 (b)는 각각의 조건에서 Zircaloy-4(a)피복관과 Zr-Sn-Fe-Nb(b)피복관의 항복강도 변화를 보여준다. 그림에서 보듯이 두 피복관의 강도는 온도가 증가함에 따라 감소하다가 250 350℃부근에서 항복강도의 감소가 완화되거나 유지되는 plateau 현상을 보이고 있다. 그림 2에 나타난 plateau현상은 소둔된 판재에서의 plateau현상에 비해 완만하게 관찰되었으며, plateau현상이 관찰되는 온도구역도 thens된 판재보다 약간 낮은 것으로 관찰되었다. 그림에 나타난 바와 같이, 전 온도구역에서 Zr-Sn-Fe-Nb피복관의 항복강도가 Zircaloy-4피복관의 항복강도보다 높은 것으로 관찰되었다. 그림 3(a)와 (b)는 각각의 조건에서 Zircaloy-4(a)피복관과 Zr-Sn-Fe-Nb(b)피복관의 최대인장강도 변화를 보여준다. 최대인장강도의 plateau현상도 250 350℃ 사이에서 관찰되었으며, Zr-Sn-Fe-Nb의 plateau현상이 Zircaloy-4보다 더욱 심하게 나타나고 있음을 보여주고 있다. 최대인장강도도 Zr-Sn-Fe-Nb 피복관이 Zircaloy-4보다 전 온도구간에서 높게 관찰되었다. 그림 4(a)와 (b)는 온도와 변형률속도에 따른 Zircaloy-4(a)피복관과 Zr-Sn-Fe-Nb(b)피복관의 연신율 변화를 보여준다. 그림 4(a, b)에서 250 400℃부근에서 연성이 급격히 감소함을 알 수 있었으며, 그림 2(a, b)와 그림 4(a, b)에서 plateau현상과 연성의 급격한 감소가 일어난 온도구역이 대체로 일치하고 있음을 관찰할 수 있었다. 이것은 용질원자와 전위와의 고착관계에서 비롯된 동적변형시효 현상에 의해 해석이 가능하다[6]. 동적변형시효 현상에 의한 연성감소를 더욱 명확하게 이해하기 위하여 상온과 400℃온도구역에서의 인장실험 후 파단면을 주사전자현미경으로 관찰하였다. 그림 5(a, b, c, d)는 상온과 400℃에서 Zircaloy-4(a, b)피복관과 Zr-Sn-Fe-Nb(c, d)피복관의 파단면 주사전자현미경사진이다. 그림 5(a, c,)는 각각 동적변형시효가 일어나지 않은 상온에서의 파단면으로 미세기공의 연결에 의한 전형적인 연성파면이 관찰되었으며, 그림 5(b, d)는 각각 동적변형시효가 일어난 400℃에서의 파단면으로 그림

5(a, c)에 비해 약간 큰 미세기공을 보이고 있으나, 전형적인 연성파면을 보이고 있다. 이 온도구역에서 연성의 급격한 감소가 일어남에도 불구하고 전형적인 연성파면을 보이고 있는 것은 용질원자의 입계편석에 의한 직접적인 연성감소보다는 동적변형시효에 의한 변형률속도민감도의 급격한 감소가 주원인이라고 판단된다.

Hong[6]등의 결과에 의하면, Zircaloy-4판재에서 연성감소는 각각의 변형률속도에서 관찰되었고 변형률속도가 증가함에 따라 고온부로 이동하였다. 그러나, 파단시 단면감소율은 각각의 변형률속도에도 불구하고 계속적으로 증가하였다. 이러한 결과로부터 연성의 급격한 감소는 입계나 특정한 결정면에 용질이 편석하여 발생하는 취성파괴와는 연관지을 수가 없다.

변형률속도민감도는 일반적으로 다음식으로 계산한다.

$$m = \ln(\sigma_2/\sigma_1) / \ln(\dot{\varepsilon}_2/\dot{\varepsilon}_1) \qquad (1)$$

여기서 m은 $\dot{\varepsilon}_1$ 과 $\dot{\varepsilon}_2$의 평균변형률속도에서 변형률속도민감도를 나타내고, σ_1과 σ_2는 $\dot{\varepsilon}_1$과 $\dot{\varepsilon}_2$의 변형률속도에서 항복강도를 나타낸다. 일반적으로, 순수금속에서 유동응력은 비열적 성분인σ_E와 열적인 성분인σ^*로 구성된다. 그러나, 합금성분이나 불순물을 포함하고 있는 금속에서는 동적변형시효에 의한 성분을 고려해야 하고 이때의 총유동응력은 다음과 같이 주어진다.

$$\sigma_t = \sigma_E + \sigma^* + \sigma_D = \sigma + \sigma_D \qquad (2)$$

여기서, σ는 동적변형시효가 없는 상태에서의 변형에 대한 유동응력이며, σ_D는 동적변형시효에 의한 강화효과이다.

그림 6은 항복강도 plateau와 낮은 변형률속도민감도와의 관계를 설명하기 위해 유동응력에 대한 온도와의 관계를 개략적으로 나타낸 것이다[6]. 그림에 나타난 바와 같이 일반 유동응력은 변형률속도의 증가에 따라 증가한다. 일반적인 경우에, 동적변형시효에 의한 강화효과는 중간온도구역에서 최대 응력을 갖는다. 즉, 낮은 온도구역에서는 용질원자의 이동도가 매우 낮아서 효과적으로 이동하는 전위와 함께 이동할 수 없다. 반면, 높은 온도구역에서는 용질원자의 이동도가 매우 높아 이동하는 전위와 함께 쉽게 이동할 수 있어 강한 drag force가 작용할 수 없다. 이러한 이유로 동적변형시효에 의한 σ_D는 동적변형시효가 일어나는 중간온도에서 최대가 된다. 동적변형시효에 의한 강화효과가 최대가 되는 온도는 용질원자의 확산과 관계가 있으므로 변형률속도가 증가할 때, σ_D는 고온부로 이동하고, 또한 그림 6에서와 같이 낮은 변형률속도민감도구역에 놓여있는 plateau도 고온부로 이동한다. 그림 6에서 빗금친 부분은 각각 다른 변형률속도에서 유동응력곡선이 서로 가까워지고, 따라서 식(1)에 의해 변형률속도민감도가 작아진다. 위에 설명한 원인에 의하여 연성감소 온도구역도 변형률속도가 증가할수록 높아지게 된다. 이러한 급격한 변형률속도민감도의 감소는 변형을 집중시키고, 이로 인해 낮은 연성을 보인다.

항복강도와 연성의 온도의존성 예측

동적변형시효 구간에서의 총유동응력 σ_t는 식(1)에 나타난 바와 같이 동적변형시효에 의한 응력증가분 σ_D와 동적변형시효가 결부된 상태에 기대되는 유동응력 σ^*의 합으로 나타낼 수 있다[2,10] 동적변형시효에 의한 응력증가분 σ_D는 임의의 동적변형시효가 일어나는 중간온도구역에서 최대점을 가지고 있으므로 온도에 대하여 일반적으로 통계적인 분포형태로 나타낼 수 있다.

$$\sigma_D = \sigma_D^O \exp\left\{-\frac{(T-\bar{T})^2}{B}\right\} \qquad (3)$$

여기서 σ_D^O는 동적변형시효에 의해 기대되는 최대강도 증가치이고, $\bar{T}$는 최대점 온도이며, B는 분포의 폭을 나타낸 것이다. 동적변형시효에 의한 응력증가 σ_D는 변형률속도와 온도에 의존적이다. 변형률속도가 증가하면 σ_D는 고온으로 이동하며, 낮은 변형률속도민감도 구역에 놓여있는 plateau도 고온으로 이동하고 따라서 연성의 급격한 감소가 일어나는 온도구역도 이동한다[9]. Hong[6,9]등은 Zircaloy-4판재에서 변형률속도에 따른 연성감소 온도의 변화로부터 얻어진 활성화 에너지가 동적변형시효에 상응하는 용질확산에 대한 활성화

에너지와 같다고 보고하고 있다. 용질원자가 최대 drag force를 발휘하는 온도 $\bar{T}$, 최소연성온도 T_E는 Arrhenius-형태 식에 의해 다음과 같이 예측할 수 있다.

$$\frac{1}{\bar{T}} = \frac{1}{T_E} = \frac{R}{Q}\ln A - \frac{R}{Q}\ln\dot{e} \qquad (4)$$

여기서 $\dot{e}$ 는 변형률속도, Q(=205KJ mol^{-1})[6]는 Zircaloy-4합금의 산소원자의 확산에 대한 활성화 에너지, A(=9.84×10^{11})는 무차원 상수이다.

식(1)의 변형률속도민감도는 식(2)와 조합되어 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$m_t = \frac{d\{\ln(s^* + s_D)\}}{d(\ln\dot{e})}$$

$$= \frac{1}{s^* + s_D}\left\{s^*\frac{d(\ln s^*)}{d(\ln\dot{e})} + s_D\frac{d(\ln s_D)}{d(\ln\dot{e})}\right\}$$

$$= \frac{1}{s^* + s_D}(s^* m^* + s_D m_D) \qquad (5)$$

여기서 m_t는 동적변형시효가 나타나는 합금에서 관찰된 변형률속도민감도, m*는 순수 금속과 같이 동적변형시효가 일어나지 않는 경우 예상되어지는 변형률속도민감도이고, mD는 동적변형시효에 의한 변형률속도민감도이다[11].

동적변형시효가 결부된 변형률속도민감도 m*는 온도가 증가함에 따라 직선적으로 증가하는 경향을 나타낸다[12]. 그러므로, m*는 다음과 같이 표현되어질 수가 있다.

$$m^* = \frac{d(\ln s^*)}{d(\ln\dot{e})} = aT + b \qquad (6)$$

α와 β는 상수이다. 식(6)으로부터 다음의 식을 얻을 수 있다.

$$s^* = s^*_O\left(\frac{\dot{e}}{\dot{e}_O}\right)^{aT+b} \qquad (7)$$

s^*_O와 $\dot{e}_O$는 상수이다.

동적변형시효에 의한 변형률속도민감도의 기여분은 다음 식으로부터 구할 수 있다.

$$m_D = \frac{d(\ln s_D)}{d(\ln\dot{e})}$$

$$= \frac{d(\ln s_D)}{d\bar{T}}\frac{d\bar{T}}{d(\ln\dot{e})}$$

$$= \frac{2R(T-\bar{T})(\bar{T}-\Delta T)^2}{BQ} \qquad (8)$$

식(2)~식(8)을 연결시키는 경우 변형률속도민감도의 온도의존성 및 항복강도의 온도의존성을 예측할 수 있다. 실험결과와 식(2), 식(3) 및 식(7)로부터 예측한 Zircaloy-4의 항복강도를 최적으로 일치시키기 위해 각각의 식을 계산한 결과, á, â, s^*_O, ÄT 그리고 $\dot{e}_O$는 각각 7.55×$10^{-5}K^{-1}$, -9×10^{-3}, 8.5×10^2㎫, 38.9° 그리고 1.56×10^5s^{-1}의 값을 나타냈다. 그림 7에 변형률속도가 3.33×10^{-3}일때의 온도에 따른 항복강도의 변화에 대한 실험결과와 식(2), 식(3) 및 식(7)로부터 예측되는 항복강도의 예측곡선을 plot하였다. 그림에 나타난 바와 같이 예측치와 실험치가 잘 일치함을 알 수 있다. 특히, 본 연구의 이론식이 250 350℃에서 관찰되는 항복강도의 plateau 현상을 잘 예측함을 알 수 있다. 연성이 변형률속도민감도에 민감한 함수라는 것은 이미 잘 알려져 있다[9,12-14]. 따라서, 파단시 연신율은 다음과 같이 직선적인 함수라고 가정할 수 있다.

$$e_f(\%) = am_t + b \qquad (9)$$

윗식에서 a(=1×102)와 b(=12.9)는 상수이다. 만약 변형률속도민감도가 높으면 네킹이 일어나는 부분에서 변형률속도의 증가가 일어나고, 이로 인해 네킹부의 강도의 증진효과가 단면적의 감소에 의한 강도의 감소효과보다 커서 변형이 시편전체에서 골고루 일어나 높은 연성을 나타낸다. 그러나 낮은 변형률속도민감도에서는 네킹부의 강도의 증진효과가 낮아 변형이 집중되어 파단이 일어나며, 그 결과로 낮은 연성을 나타낸다. 그림 8은 온도에 따른 연성의 변화에 대한 실험결과와 본 연구에서 식(8)와 (9)의 식으로 예측한 실선이 상당히 잘 일치하고 있는 것을 보여주고 있다. 이러한 결과로부터 Zircaloy-4 및 Zr-Sn-Fe-Nb피복관의 연성감소는 전형적인 취성파단과 크게 다르다고 볼 수가 있으며, 연성의 급격한 감소가 나타나는 온도구역은 유동응력-온도 곡선에서 plateau가 일어나는 온도구역과 대략적으로 일치한다. 본 모델은 또한 유동응력이 급격히 감소하고 있는 유동응력 plateau의 온도범위이상에서 연성의 급격한 증가를 예시한다. 실험결과는 연성이 최소인 온도를 지난 고온구역에서 연성의 급격한 증가를 보여주고 이것은 예측한 결과와 잘 일치하고 있다. 본 연구결과, Hong[15)]의 모델은 소둔된 Zircaloy-4판재뿐만 아니라 원자로에 직접 사용되는 응력이완된 핵연료피복관에도 적용될 수 있음을 알 수 있었다. 이러한 결과는 원자로에서 사용되는 핵연료피복관의 거동을 예측하는데 유용하게 사용될 수 있다.

4. 결론

Zircaloy-4피복관과 Zr-Sn-Fe-Nb피복관의 고온 변형거동을 조사하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. 핵연료 피복관의 동적변형시효 현상이 나타나는 온도는 변형속도의 증가에 따라 고온으로 증가하지만 대략적으로 250 400℃구간이었으며 어닐링된 재료보다 비교적 낮은 온도범위에서 발생하였다.
2. Zircaloy-4와 Zr-Sn-Fe-Nb 피복관에서 거의 비슷한 변형형태 및 파괴양상을 보이고 있으며 Zr-Sn-Fe-Nb 피복관의 경우 전 온도구역에서 Zircaloy-4보다 높은 강도를 유지하였다.
3. 동적병형시효에 의한 plateau현상 및 연성의 감소현상이 Zircaloy-4피복관보다 Zr-Sn-Fe-Nb합금에서 더욱 두드러지게 관찰되었다.

Reference

1. J. H. Huang and S. P. Huang, J. Nucl. Mater., 208 (1994) 166
2. J. D. Lubahn, Trans. Metall. Soc. AIME., 185 (1949) 702
3. D. Lee, Metall. Trans., 1 (1970) 1607
4. A. M. Garde, E. Aigeltinger, B. N. Woodruff and R. E. Reed-Hill : Metall. Trans., 6A (1975) 1183
5. A. K. Miller and O. D. Sherby, Acta Metall., 26 (1978) 289
6. S. I. Hong, W. S. Ryu and C. S. Rim, J. Nucl. Mater., 116 (1983) 314
7. S. I. Hong, W. S. Ryu and C. S. Rim, J. Nucl. Mater., 120 (1984) 1
8. J. S. Song, S. D. Kim, S. I. Hong, Y. Choi and J. W. Kim, J. Kor. Inst. Met. & Mater., 35 (1997) 1668
9. S. I. Hong, Mater. Sci. Eng., 79 (1986) 1
10. S. I. Hong, Mater. Sci. Eng., 91 (1987) 137
11. S. I. Hong, Mater. Sci. Eng., 82 (1986) 175
12. R. E. Reed-Hill, Physical Metallurgy Principles, Van Nostrand, New York (1973) 348
13. R. W. Lund and W. D. Nix, Acta Metall., 24 (1973) 469
14. M. A. Burke and W. D. Nix, Acta Metall., 23 (1975) 793
15. S. I. Hong, Mater. Sci. Eng., 86 (1978) L1
16. C. J. McMahon, Mater. Sci. Eng., 42 (1980) 215

Table. 1 Chemical composition of Zr alloy

	Sn	Fe	Cr	Nb	O	Zr
Zircaloy-4	1.33	0.21	0.1	-	0.08	Bal.
Zr-Sn-Fe-Nb	0.7	0.74	-	1.1	0.13	Bal.

Figures caption

Fig. 1 Schematic configuration of tensile testing sample and grip.

Fig. 2 Variations in yield stress of Zircaloy-4(a) and Zr-Sn-Fe-Nb(b) nuclear fuel claddings.

Fig. 3 Variations in UTS of Zircaloy-4(a) and Zr-Sn-Fe-Nb(b) nuclear fuel claddings.

Fig. 4 Variations in elongations of Zircaloy-4(a) and Zr-Sn-Fe-Nb(b) nuclear fuel claddings.

Fig. 5 Fracture surfaces of Zircaloy-4(a, b) and Zr-Sn-Fe-Nb(c, d) nuclear fuel claddings. (a, c) room temperature, (b, d) 400℃

Fig. 6 Schematic flow stress versus temperature plots. The total flow stress σt consist of two separable parts.

Fig. 7 The predicted yield strength of Zircaloy-4 claddings plotted with the measured strength.

Fig. 8 The predicted elongation of Zircaloy-4 claddings plotted with the measured elongation.

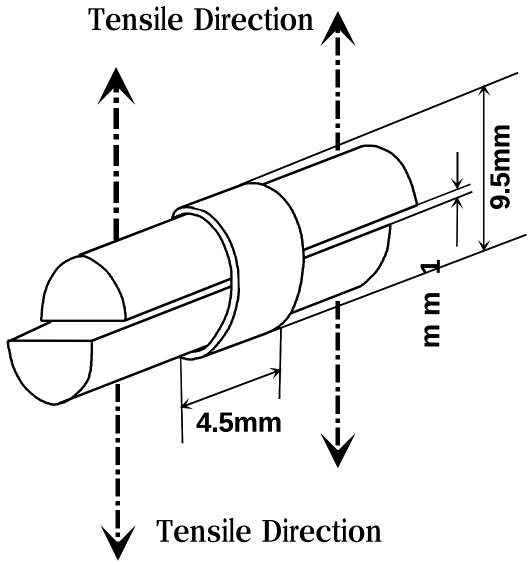
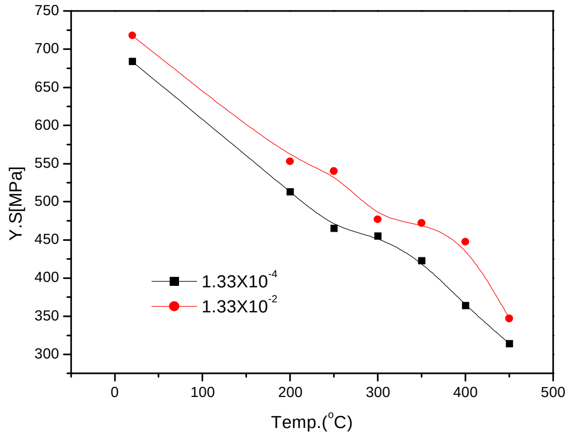
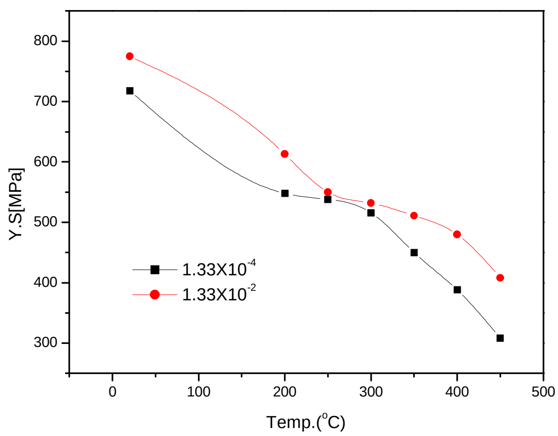


Fig. 1 Schematic configuration of tensile testing sample and grip.



(a)



(b)

Fig. 2 Variations in yield stress of Zircaloy-4(a) and Zr-Sn-Fe-Nb(b) nuclear fuel claddings.

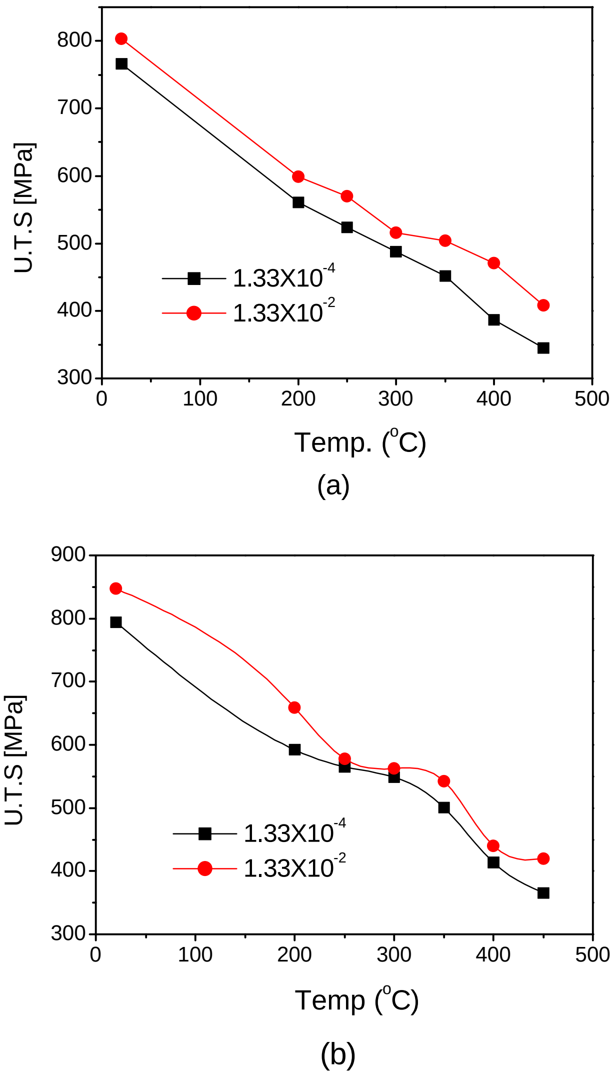
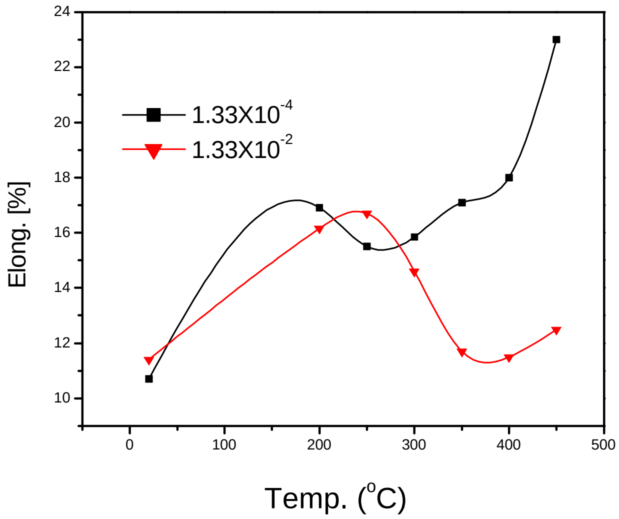
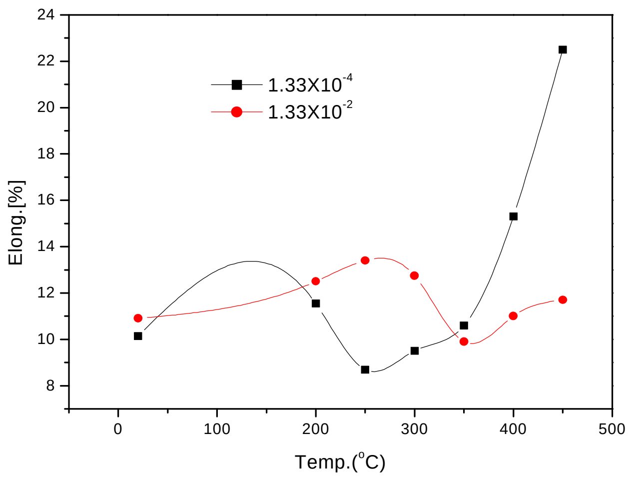


Fig. 3 Variations in UTS of Zircaloy-4(a) and Zr-Sn-Fe-Nb(b) nuclear fuel claddings.

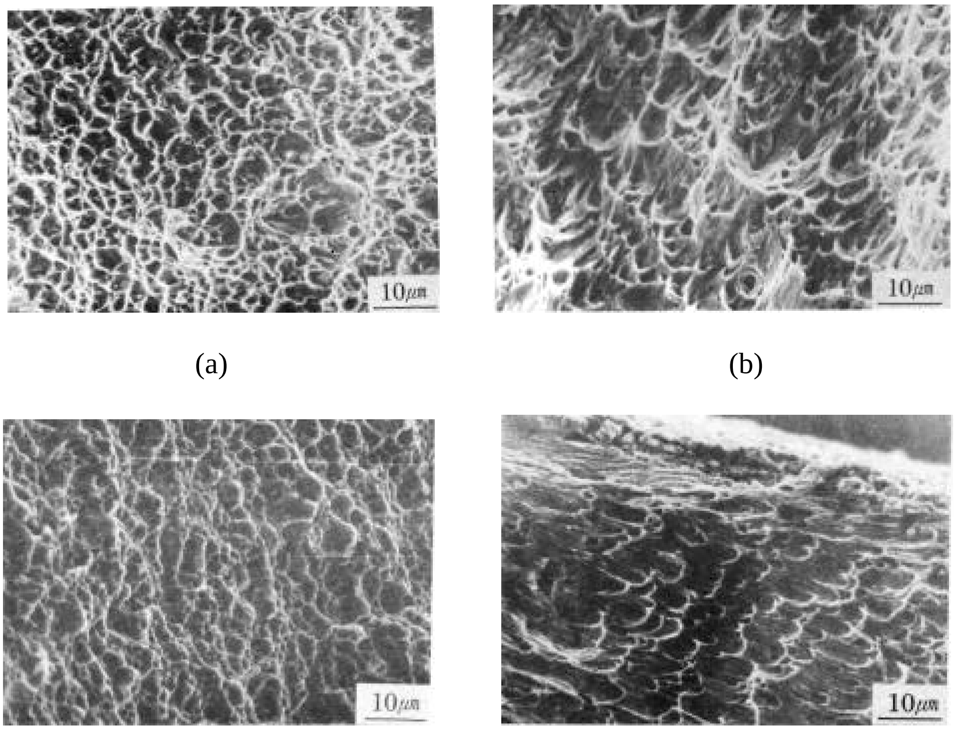


(a)



(b)

Fig. 4 Variations in elongations of Zircaloy-4(a) and Zr-Sn-Fe-Nb(b) nuclear fuel claddings.



(a) (b) (c) (d)

Fig. 5 Fracture surfaces of Zircaloy-4(a, b) and Zr-Sn-Fe-Nb(c, d) nuclear fuel claddings. (a, c) room temperature, (b, d) 400℃

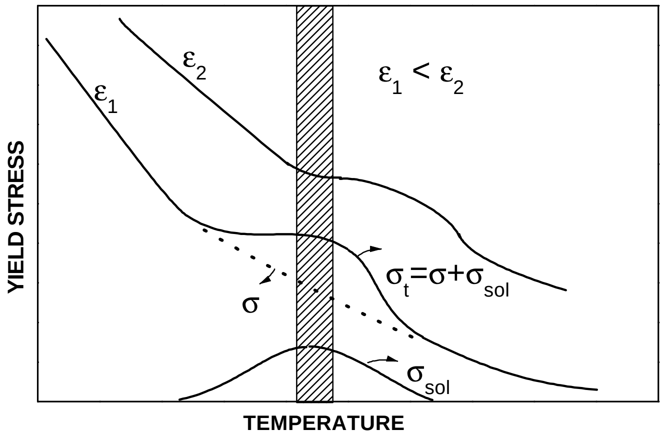


Fig. 6 Schematic flow stress versus temperature plots. The total flow stress **σ**t consist of two separable parts.

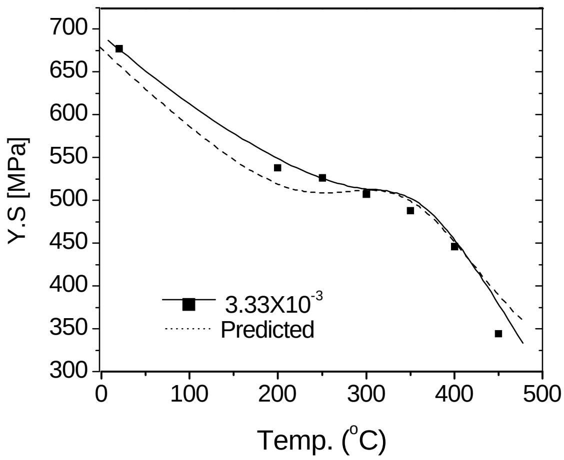


Fig. 7 The predicted yield strength of Zircaloy-4 claddings plotted with the measured strength.

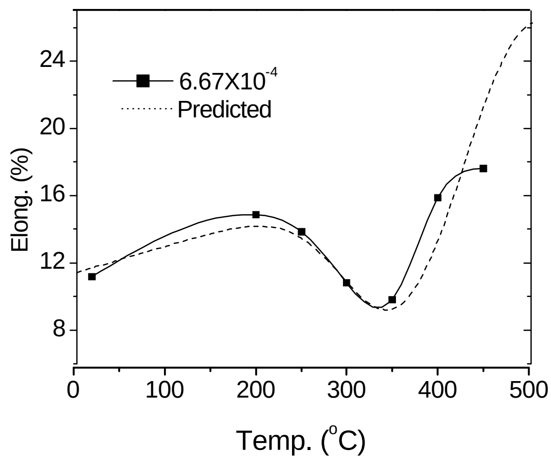


Fig. 8 The predicted elongation of Zircaloy-4 claddings plotted with the measured elongation.