

산화막 성장이 지르코늄 합금의 기계적 물성 열화에 미치는 영향

전상환 · 김용수[†]
한양대학교 원자력공학과

Effects of Oxide Growth on Mechanical Properties Degradation of Zirconium Alloys

Sang-hwan Jeon and Yong-soo Kim[†]
Department of Nuclear Engineering, Hanyang University

(2004년 7월 5일 받음, 2004년 8월 16일 최종수정본 받음)

Abstract A study on the effects of oxide growth on the mechanical properties degradation of pure zirconium and Zircaloy-4 is carried out with high temperature tensile tests. It is found that the mechanical properties can deteriorate with the oxide growth less than 1% of total specimen cross section, especially at 300~400°C that is zirconium alloy cladding temperature during the nuclear reactor operation. It is also revealed that Young's modulus changes little but yield strength and tensile strength drop down to 20% and 40% of the room temperature strength, respectively, in the temperature range. Fractographic analysis shows that the number of dimples decreases and fractured surface becomes smooth with increasing oxide thickness.

Key words zirconium alloys, oxidation, mechanical properties degradation, yield strength, tensile strength.

1. 서 론

지르코늄 합금은 중성자 흡수 단면적이 작고, 원자로 내의 사용 조건에서 기계적 성질과 내식성이 우수하므로 상용 원자로가 개발된 1950년대 후반 이래 핵연료 피복관 및 압력관 등의 재료로 널리 사용되고 있다.¹⁾ 그러나 1990년대 들어 원자로 연소 방식이 고연소·장주기 체제로 전환됨에 따라 장기 연소에 따른 지르코늄 합금의 과도한 산화가 고성능 핵연료봉의 주요한 성능 제한 요소로 드러나게 되어, 산화 부산물인 금속기지 내 수소화물의 석출과 산화막의 성장이 지르코늄 합금의 기계적 물성 변화에 대한 미치는 영향에 대한 연구의 필요성이 크게 대두되어 왔다.²⁻⁴⁾

특히 고연소 경수로 핵연료봉에 대한 최근 연구 결과 고연소하에서의 지르코늄 피복관 연성 저하가 미국 원자력규제위원회 (NRC, Nuclear Regulatory Commission) 표준검토계획 (SRP, Standard Review Plan) 4.2항⁵⁾에서 권고하고 있는 1% 이내 변형 기준을 초과할 수 있다는 것이 밝혀졌다. 미국의 경우 NRC와 전력연구원 (EPRI, Electric Power Research Institute) 등을 중심으로 다양한 고연소 관련 연구 개발을 진행하고 있으며^{2,6,7)} 국제원자력기구(IAEA, International Atomic Energy Agency)와

경제협력개발기구 (OECD, Organization for Economic Cooperation and Development) 산하 원자력에너지기구 (NEA, Nuclear Energy Agency) 등의 국제기구도 고연소·장주기 체제하에서의 조사중 핵연료 피복관의 기계적 성질 저하를 평가하기 위한 국제적 공동연구를 수행 혹은 계획하고 있다.⁸⁻¹⁰⁾

연구에 앞서 수행한 관련 자료 조사 결과 지르코늄 금속 내 산소 농도에 따른 기계적 물성이나 취성 증가 등에 관한 연구가 일부 수행된 바 있으며^{11,12)} 특히 MATPRO 보고서¹²⁾의 경우 철저한 관련 자료 수집과 분석을 통해 평가 모델까지 제시하고 있는 것으로 드러났다. 그러나 원자로 운전 중 일어나는 지르코늄 산화를 모사할 수 있는 산화 지르코늄 합금의 고온 기계적 특성과 그 열화에 관한 연구는 이제까지 생산된 많은 지르코늄 합금의 기계적 물성에 대한 연구들¹³⁻¹⁶⁾속에서 거의 주목을 받지 못한 것으로 밝혀졌다.

따라서 이 연구는 현재 주요 원자로 재료의 물성 자료의 수집과 평가 그리고 생산을 목표로 국제원자력기구가 수행하고 있는 국제 공동조사 과제(CRP, Coordinated Research Project)⁸⁾의 일환으로 산화 지르코늄 합금의 고온 기계적 물성의 열화 자료를 생산하는 것을 목표로 수행되었다.

[†]E-Mail : yongskim@hanyang.ac.kr

2. 실험 방법

먼저 순수 지르코늄과 진공용융 방법으로 만든 지르카로이-4 합금을 Fig. 1과 같은 방법으로 동일하게 열처리한 후 인장 시험을 위한 소형 인장 시편을 Fig. 2의 규격으로 제작하였다. 이 규격은 재료 시험용 원자로에서 중성자 조사된 시편을 핫셀 내에서 인장 시험 할 때 사용되는 소형 시편의 일반적 규격으로, 이 실험에서는 연구의 결과를 국제원자력기구와 함께 추진하고 있는 중성자 조사 시험과 연계해 비교가 가능하도록 하기 위하여 동일한 규격을 선택하였다. 이 시편의 경우 표준 시편걸이를 사용하면 시편걸이에 의한 과도한 응력이 실험 결과에 영향을 미칠 수 있으므로 이를 방지하기 위하여 편

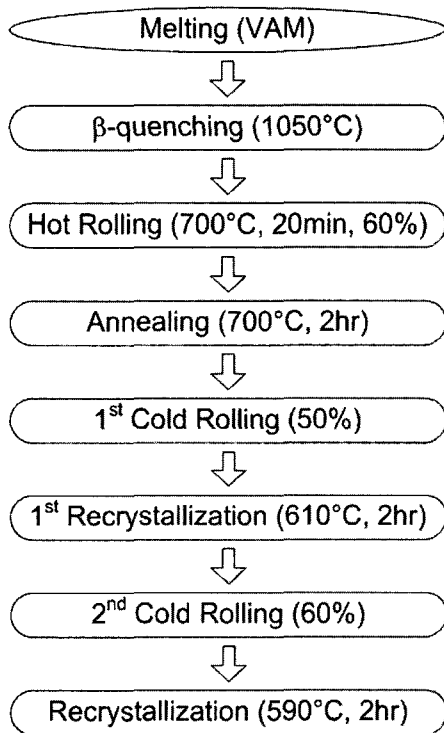


Fig. 1. Thermal treatment history of zirconium and zircaloy-4 specimens.

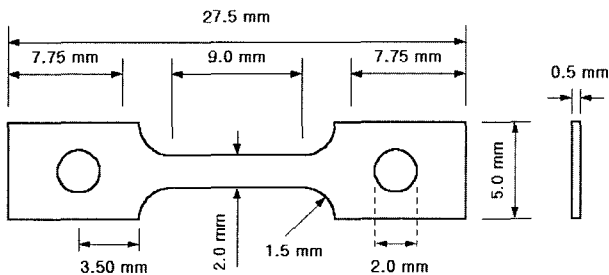


Fig. 2. Drawing of tensile test specimen.

형(pin type) 시편걸이를 사용할 수 있도록 시편 양 끝 부분에 핀 관통을 위한 구멍을 만들었다.

이렇게 제작된 시편은 목표 두께만큼의 산화막 성장을 위해 소형 가압로를 이용해 수증기 분위기에서 산화되었다. 먼저 본격적인 산화 전 절임 용액(H₂O:HNO₃:HF=50:47:3)을 이용해 시편 준비 과정 중 생성된 초기 산화막을 제거한 후 흐르는 물로 충분히 세척 건조시켰고 이렇게 준비된 시편들을 소형 가압로에 장입하고 700°C, 1 기압 수증기 분위기에서 산화막의 목표 두께까지 산화시켰다. 산화막의 두께는 10⁻⁵ 그램까지 측정할 수 있는 전자저울(Satorius사 제조 모델 210)을 이용하여 측정된 산화량의 무게로부터 환산 평가하였다.

본격적인 인장 시험은 순수 지르코늄 금속과 지르카로이-4 합금을 대상으로 산화막 두께와 시험 온도를 변수로 전용 재료 인장 시험기(Instron사 제조 모델 5582)를 이용하여 수행하였다. 실험 대상 산화막 두께는 산화막 성장 동역학상 천이 두께에 해당하는 2 μm와 충분히 천 이후 영역에 도달한 10 μm로 설정하였으며 인장 시험 온도는 실제 가동 중인 원자로 조건에서 사용되는 지르코늄 합금 재료의 기계적 물성의 변화를 평가할 수 있도록 상온뿐만 아니라 300°C, 400°C, 500°C와 600°C의 고온영역까지 확대되었다.

특히 고온 시험의 경우 시험 중 진행되는 시편의 고온 산화를 막기 위하여 전기로 내부 전체를 불활성 기체인 아르곤 분위기로 조절하였으며(Fig. 3) 재료시험기의 응력 조절 셀(load cell)을 보호하기 위하여 시편걸이 연결봉을 열전도도가 매우 낮은 니모닉(Nimonic) 특수 합

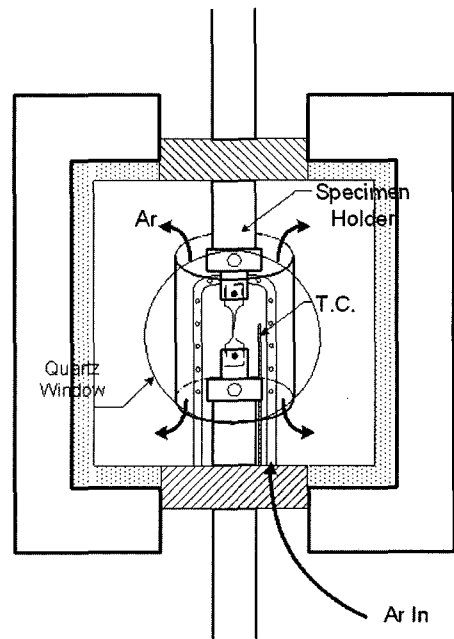


Fig. 3. High temperature furnace under Ar gas environment.

금으로 제작하였다.

인장 시험의 변형율은 ASTM에서 제시하는 판형 금속 시편 인장 시험 기준의 하나인 0.5 mm/min.으로 설정하였으며 모든 실험 자료는 제조사가 제공한 자료조절 획득 소프트웨어(Merlin™ software)를 이용하여 획득 분석하였다.

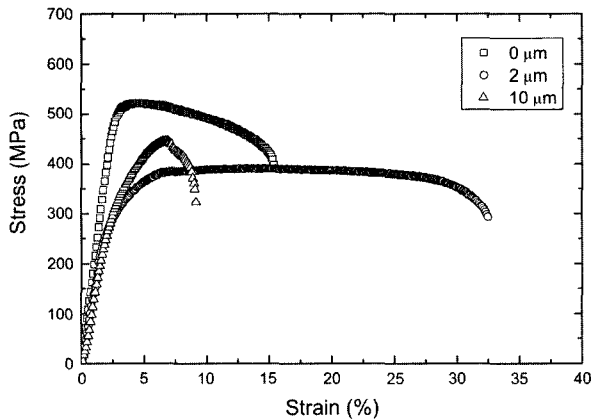
시험 후 파단면 분석은 주사전자현미경(SEM, Scanning Electron Microscopy, JEOL사 모델 JSM-6340F)을 이용하였다.

3. 결과 및 고찰

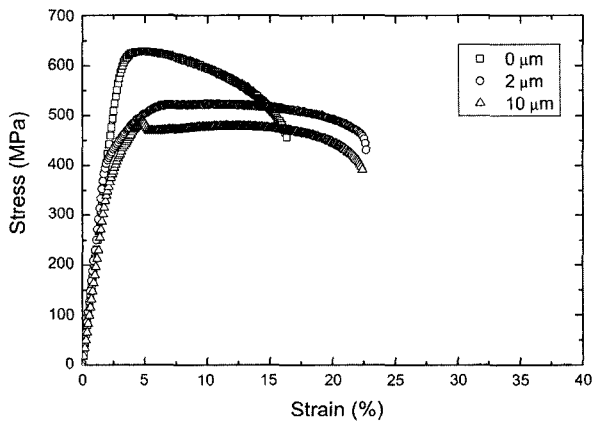
지르코늄 합금은 조밀육각기둥 형태의 결정 구조(hcp)로 인해 상대적으로 다른 금속들에 비해 강도가 높고 강성율도 큰 것으로 알려져 있다. Fig. 4는 산화전 지르코늄 합금 시편의 실험 결과로, 지르코늄 금속의 응력은 변형율이 증가함에 따라 급격히 증가하고 항복강도를 지나면 빠르게 최대 인장강도에 도달한 후 점차 감소하게 된다. 그러나 산화 시편 인장 특성은 지르코늄 합금의 인

장 특성에 비해 비록 산화막의 두께가 크지 않더라도, 표면에 산화막이 성장하게 되면 눈에 띄게 변화한다는 것을 분명하게 보여 주고 있다. 특히 초기 변형에 대한 응력의 반응은 산화전 시편과 비슷하여 영률은 거의 변화하지 않지만, 산화막이 성장하기 시작하면 항복 강도는 급격히 떨어지게 되고 이 항복 강도를 지나면 곧 최대 인장 강도에 도달하지만 이후 응력은 변형에 따라 크게 변화하지 않는다는 것을 알 수 있다. 또 Fig. 4(a)와 4(b)의 비교는 순수 지르코늄과 지르카로이-4 합금이 모두 산화에 따른 기계적 특성의 변화에서 대체로 같은 경향을 보이지만, 순수 지르코늄의 경우 산화에 따른 시편의 연신을 변화가 지르카로이-4 시편의 경우보다 다소 급격히 변화한다는 것을 보여 주고 있다.

Fig. 4의 실험과 동일한 실험을 시험 온도를 변수로 반복적으로 수행하고 이를 바탕으로 산화막 형성에 따른 항복강도와 인장강도의 변화를 인장 시험 온도의 함수로 도출하였다.(Fig. 5와 6)

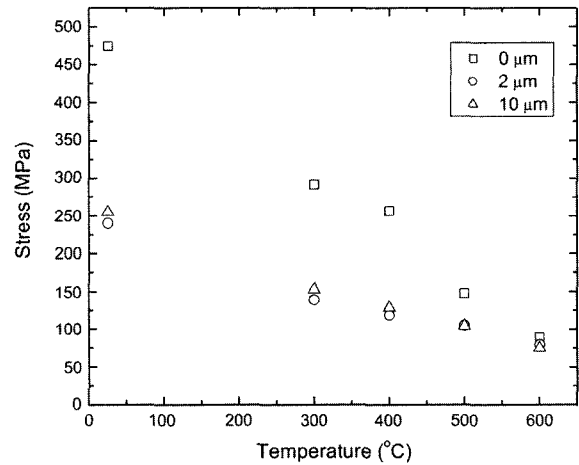


(a) Pure Zirconium

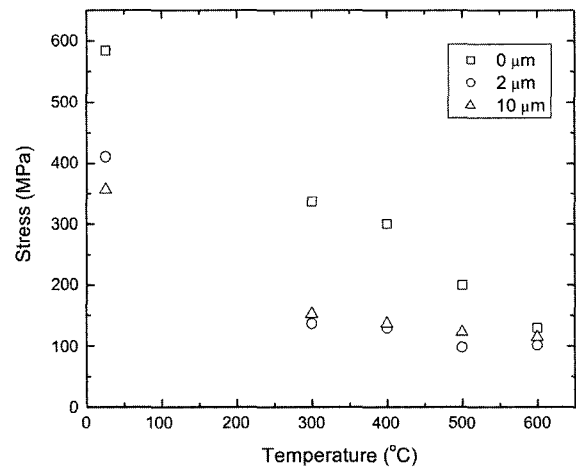


(b) Zircaloy-4

Fig. 4. Stress and strain behavior of zirconium and zircaloy-4 (test temperature: room temperature).



(a) Pure Zirconium



(b) Zircaloy-4

Fig. 5. Yield strength of oxidized zirconium and zircaloy-4 with increasing temperature.

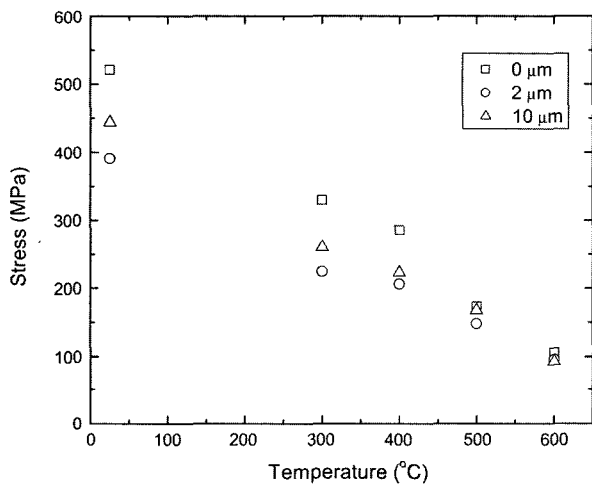
먼저 Fig. 5는 시험 온도가 증가할 때 산화된 순수 지르코늄 금속과 지르카로이-4의 항복강도 변화를 보여주고 있는데, 이 실험 결과를 통해 산화되기 전 두 금속의 항복강도는 온도가 증가하게 되면 낮아지기 시작해 원자로 내에서 정상 운전되고 있는 지르코늄 핵연료 피복관의 평균 온도인 300~400°C에 이르면 상온 강도(순수 지르코늄 금속의 경우 약 480 MPa와 지르카로이-4 합금의 경우 약 590 MPa)의 60% 정도로 낮아지게 된다는 사실을 확인할 수 있었고¹⁴⁻¹⁶⁾ 여기에 산화막의 성장이 함께 고려된다면 그 강도는 급격히 떨어져 불과 20% 정도 수준에 그친다는 것이 드러났다. 물론 이런 영향은 고온으로 갈수록 점차 줄어들어 600°C에 이르면 거의 나타나지 않지만 원자로 정상 상태 운전 중 지르코늄 합금의 사용 온도 조건은 400°C를 넘어 서지 않기 때문에 이 결과는 고연소·장주기 운전 방식에 노출되는 핵

연료 피복관의 건전성이 원자로 운전 중 크게 약화된다는 보여 주는 또 다른 실험 결과이다. 한편 두 금속의 차이를 살펴보면 전체적으로 지르카로이-4 합금이 순수 지르코늄 금속보다 기계적 강도가 우수하지만 순수 지르코늄 금속의 경우 산화막 형성의 영향이 어느 정도 온도에 비해 감소하는 경향을 갖는 반면 지르카로이-4는 온도가 300°C를 넘게 되면 이미 그 영향이 최대치에 수렴하고 있다.

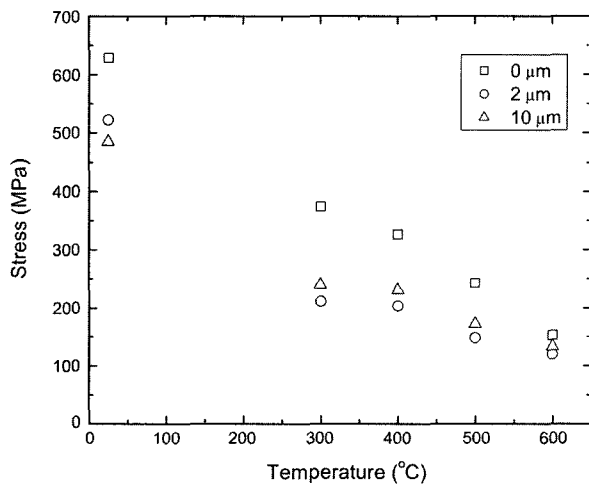
이 결과에서 주목할 것은 비교적 초기 산화 두께인 2 μm 의 산화막과 천이후 두께인 10 μm 산화막 차이의 영향은 거의 없다는 점으로 이것은 결국 전체 두께의 약 0.8%(이 실험에 사용된 시편의 두께가 500 μm 이고 양면 산화이므로 단면 산화로 환산한 비율)에 불과한 2 μm 정도의 산화막만 형성되어도 지르코늄 합금의 인장 특성에 대한 산화의 영향은 모두 반영될 수 있다는 것을 설명하고 있다.

이러한 경향은 Fig. 6에서 보듯 두 금속의 인장 강도 실험 결과에서도 매우 유사하게 나타나고 있다. 다만 산화에 따른 인장 강도의 감소 폭이 항복 강도보다는 작아 300~400°C 온도에서의 인장 강도가 산화되지 않은 시편 상온 강도(순수 지르코늄 금속의 경우 약 520 MPa와 지르카로이-4 합금의 경우 약 630 MPa)의 40% 정도는 남아 있는 것으로 나타났다. 이 결과에서 눈에 띄는 것은 거의 대부분의 경우 더 두꺼운 10 μm 의 산화막을 가진 시편의 인장 강도가 2 μm 산화막을 가진 시편의 인장 강도보다 높다는 사실인데 이는 산화막 형성 과정 중 금속 기지내로 확산된 산소의 영향으로, 금속 내 용질 산소량의 증가는 금속의 경화 혹은 강도를 증가시킨다는 일반론과 잘 일치하는 결과로 볼 수 있다.¹¹⁾

실제 산화막이 지르코늄 금속의 기계적 특성, 특히 인장 특성에 미치는 영향에 대한 이번 실험 결과는 지지 금속 내 산소 농도가 증가함에 따라 감소하는 기계적 강도에 대한 연구 결과를 잘 정리해 놓은 MATPRO 보고서¹²⁾와 비교할 때 다소 예상을 넘는 것으로 보인다. 왜냐하면 실제 원자로에 사용되는 지르카로이 합금 피복관의 두께는 약 600~700 μm 정도이고 원자로 운전 중에 성장하는 산화막의 두께는 평균적으로 피복관 전체 두께의 5% 정도에 해당하는 30~40 μm 정도인데 1% 미만인 2 μm 정도의 산화막 성장으로도 그 기계적 물성이 크게 약화될 수 있다는 것이 드러났기 때문이다. 대개의 경우 산화막 자체의 기계적 강도는 지지 금속에 비해 거의 무시될 수 있으며 산화막이 형성되는 과정에서 지지 금속 내부로 확산하는 산소 원소의 양 또한 매우 미미해 지지 금속의 기계적 특성에 영향을 미칠 수 없기 때문에 산화막이 형성되어도 원래의 시편 단면적에서 산화막 두께 면적만큼이 줄어든 단면적에 걸리는 응력의 증가를 제외하곤 그 인장 특성은 거의 그대로 유지될 것



(a) Pure Zirconium



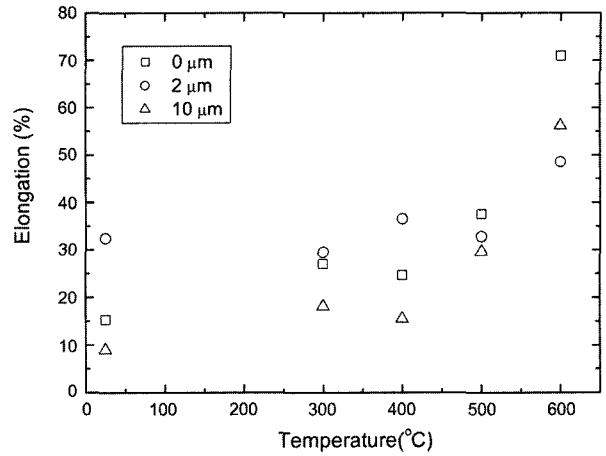
(b) Zircaloy-4

Fig. 6. Tensile strength of oxidized zirconium and zircaloy-4 with increasing temperature.

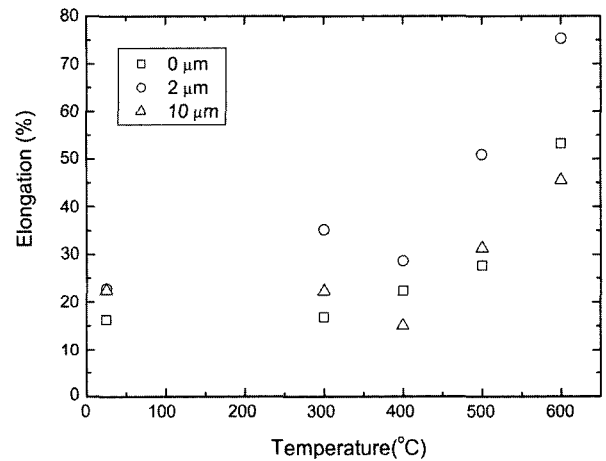
이라고 가정해 왔다. 실제 이 연구 결과를 뒷받침하기 위해 산화막 형성 과정 중 확산 침투된 지르코늄 금속 기지 내의 산소 농도를 측정하였지만 거의 측정이 불가능할 정도로 낮았으며 그 확산 과정을 지배하는 오차 함수(error function)를 이용한 해석적 방법을 통해서도 실질적인 농도의 증가는 거의 일어나지 않는다는 것을 확인하였다. 그러므로 이것은, 산화 실험 중 발생한 재결정에 의한 시편 강도 저하가 주요한 원인이 아닌 한, 지르코늄 금속 표면에 산화막이 형성될 때 금속기지 내로 확산 침투하는 미량의 산소 원자도 지르코늄 금속의 기계적 특성 변화를 유발시킬 수 있다는 것을 뒷받침하는 결과이다.

서론에서 서술한 것처럼, 지르카로이 합금을 사용하는 핵연료 피복관의 노내 변형은 1% 이내로 엄격하게 규제되므로 원자로 구조 재료로서 지르카로이 합금의 연신율의 변화는 큰 주목을 받지 못하겠지만 일반적인 금속 재료로서의 연신을 변화는 학술적 의미가 있으므로 그 결과를 Fig. 7에 도시하였다. 이 그림은 예상하였듯이, 산화막의 성장이 연신율을 감소시키며 이런 경향은 전체 온도에서 대체로 유지된다는 것을 보여 주고 있고 특히 순수 지르코늄의 경우 산화에 따른 시편의 연신율 변화가 지르카로이-4 시편의 경우보다 다소 급격히 변화한다는 Fig. 4의 결과를 집합적으로 드러내고 있다. 그러나 온도가 500°C를 넘게 되면 산화막의 영향 보다는 온도 자체의 영향이 커져 단순히 산화막의 영향만을 논하는 것은 어려운 것으로 판단된다.

이러한 산화막 성장의 영향을 직접적으로 확인하기 위해 파단면 조직 분석을 수행하였다. Fig. 8과 9는 순수 지르코늄 금속과 지르카로이-4 합금 두 금속의 인장 시험 후 파단면을 SEM(Scanning Electron Microscopy, JEOL사 모델 JSM-6340F)을 이용하여 분석한 결과이다. 두 금속 모두 500°C까지의 인장온도에서는 전형적인 금속의 파단면의 모습이 관찰되고 있는데, 산화막 두께에 따른 파단면의 모습을 비교해 보면 산화전 시편에 비해 산화된 시편의 파단면에서는 움푹 면의 수가 줄어들고 있는 것과 시편의 취화에 따라 파단면이 매끄러워 지는 경향을 발견할 수 있다. 그리고 같은 시편일 경우 인장 온도가 증가함에 따라 파단면의 움푹 면 넓이와 크기가 커지고 있는데 이는 고온에서 시편 파단 전 발생하는 공동들이 합쳐지면서 움푹 면의 크기가 커졌다는 것을 알 수 있다. 전반적인 움푹 면의 수를 관찰하면 지르카로이-4 합금 시편의 파단면이 순수 지르코늄 금속에 비해 움푹 면의 수가 많이 나타나고 있는데 이것은 지르카로이-4 합금이 순수 지르코늄 금속보다 연신율이 높게 나타난 인장 실험 결과와도 일치하고 있다. 그러나 시험 온도가 600°C에 이르면 산화된 두 금속 모두의 파단면 모습이 전형적인 금속의 파단면과는 매우 다른 취성 파괴



(a) Pure Zirconium



(b) Zircaloy-4

Fig. 7. Elongation of oxidized zirconium and zircaloy-4 with increasing temperature.

의 모습을 보이고 있어 이 온도 이상에서는 지르코늄 합금이 더 이상 원자로 내 구조재료로서 사용될 수 없다는 것을 알 수 있다.

이 파단면 분석을 통해 드러난 것처럼 비록 초기 산화에 해당하는 산화막이 금속 표면에 형성되더라도 이 과정에 금속 기지내로 확산 침투한 소량의 산소 용질 원자가 기지 금속 내부의 미세 구조에 변화를 일으킬 수 있고 이러한 변화가 곧바로 구조 재료로 사용되는 지르코늄 금속의 기계적 건전성에 영향을 미칠 수 있다는 것이 확인되었다. 따라서 산화막 형성과 기지 금속 내의 산소 농도 변화에 대한 분명한 상관관계 도출함과 함께, 같은 조성의 합금도 열처리를 통한 미세 조직의 차이에 따라 그 특성이 크게 달라질 수 있는 지르카로이 합금의 민감함을 고려해, 현재 계획 중인 원자로를 이용한 중성자 조사의 영향을 포함한 좀 더 철저한 미세 구조 분석 연구를 추진할 계획이다.

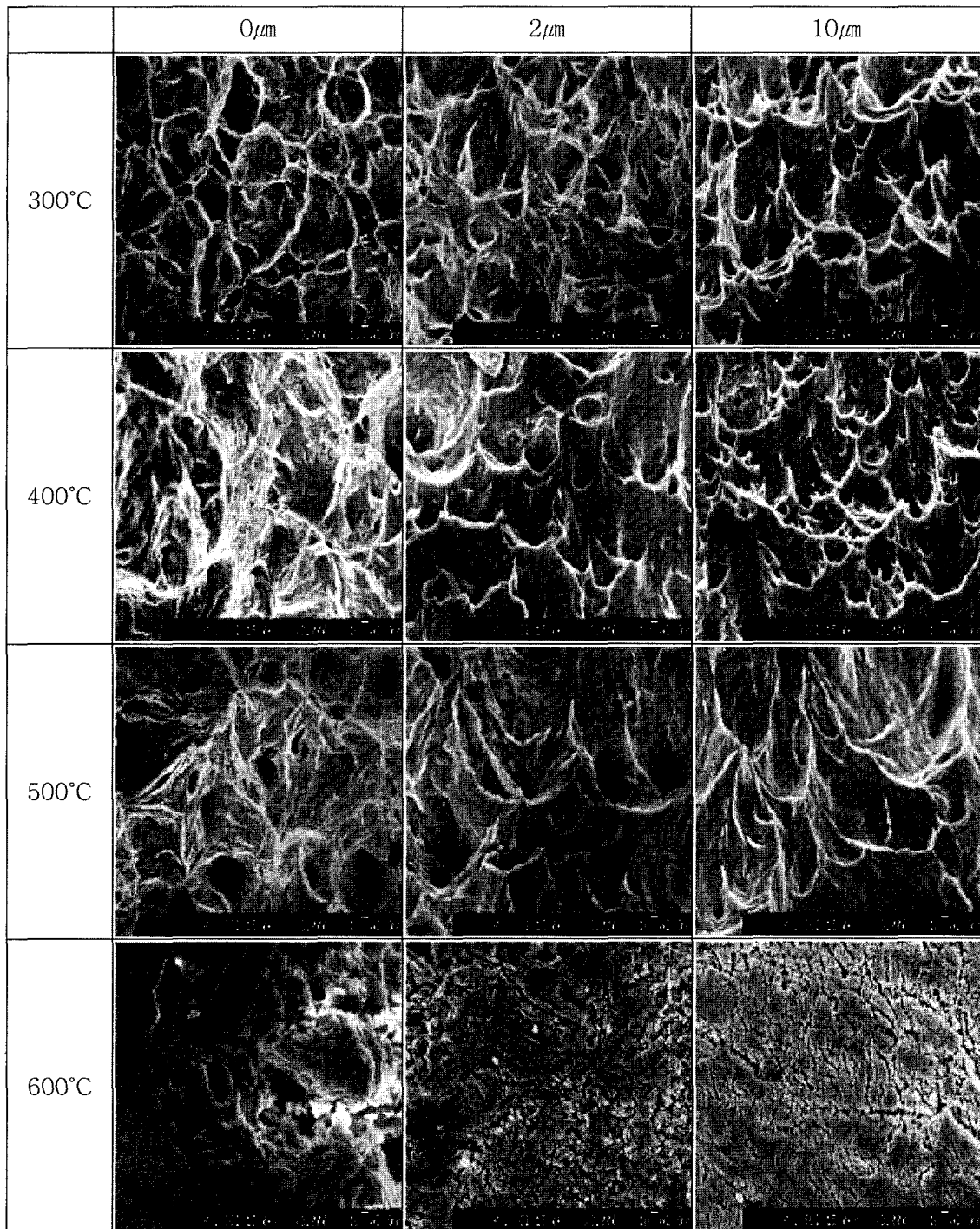


Fig. 8. SEM fractographs of pure zirconium specimens ($\times 3,000$).

4. 결 론

이 연구에서는 산화 지르코늄 금속과 지르카로이-4 합금을 대상으로 산화막 성장이 지르코늄 합금의 기계적 물성 열화에 미치는 영향을 평가하였다.

1. 실험 결과 금속 표면에 산화막이 성장하게 되면, 비

록 산화막의 두께가 크지 않더라도, 지르코늄 합금의 인장 특성은 눈에 띄게 저하되며 특히 영률은 거의 변화하지 않지만 항복 강도는 급격히 떨어지게 되고 이 항복 강도를 지나도 응력은 산화전 시편과 달리 변형에 따라 크게 줄어들지 않았다. 또 지르카로이-4 합금과 순수 지르코늄 금속 모두 산화에 따른 기계적 특성의 변화는

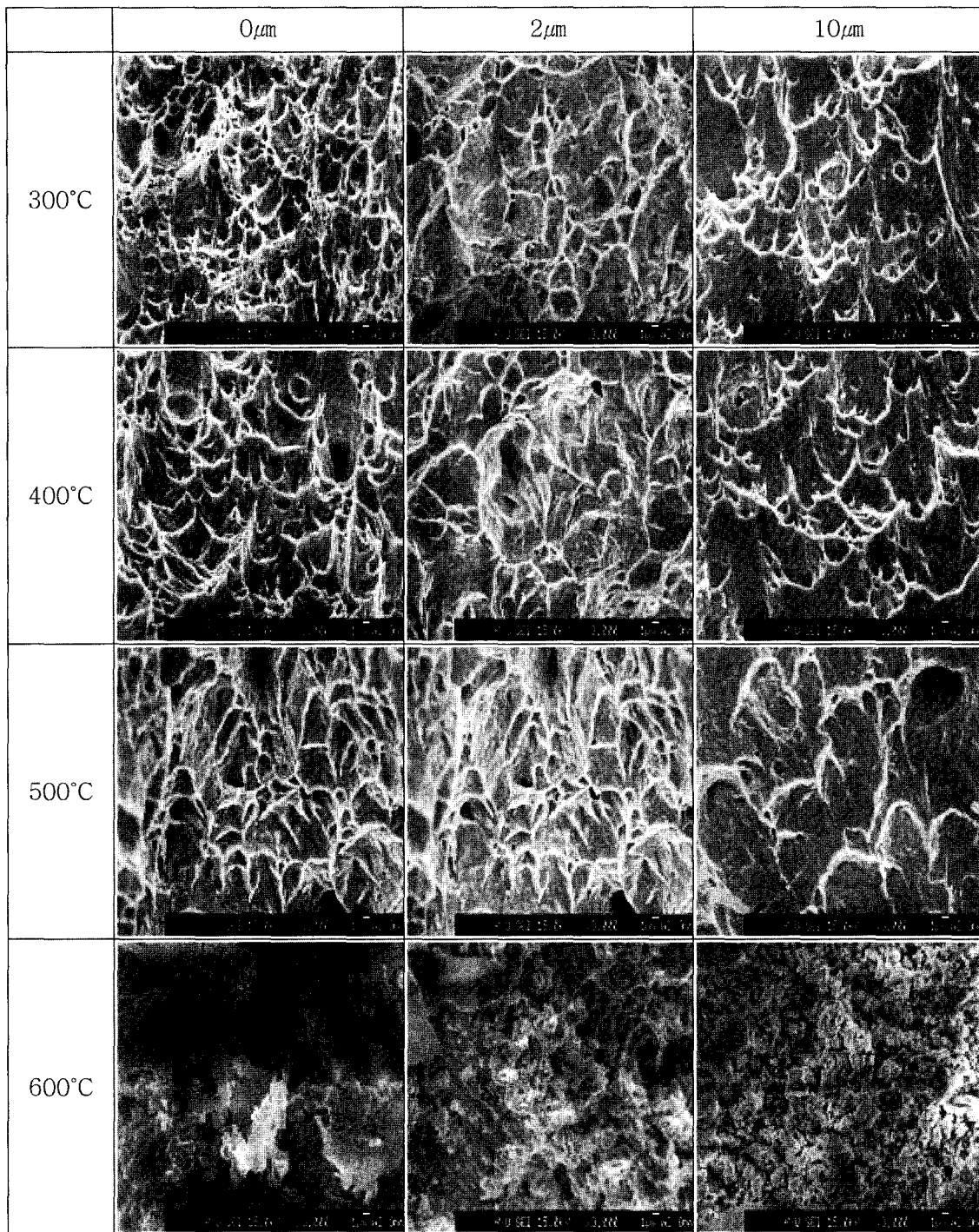


Fig. 9. SEM fractographs of zircaloy-4 specimens ($\times 3,000$).

대체로 같은 경향을 보이나 전반적으로 지르코로이-4 합금이 순수 지르코늄 금속에 비해 기계적 특성이 우수하였다.

2. 고온 인장 실험을 통해 온도가 증가하면 인장 강도 저하는 더욱 두드러져, 원자로 내 정상 운전 중인 지르코늄 핵연료 피복관의 평균 온도인 300~400°C에 이

르면 산화 지르코늄 금속의 항복 강도와 인장 강도는 모두 급격히 떨어져 항복 강도는 상온 강도의 20% 정도 그리고 인장 강도는 40% 정도 수준이었다. 특히 이것은 전체 시편 두께의 약 0.8%에 불과한 2 μ m 산화막을 가진 지르코늄 합금의 실험 결과로, 원자로 운전 중 성장하는 지르코늄 합금 피복관의 산화막 두께가 30~40 μ m

정도(전체 두께의 5% 정도에 해당)라는 점을 감안할 때 원자로 가동 중 고연소·장주기 운전 방식에 노출되는 핵연료 피복관의 건전성이 크게 약화될 수 있다는 것을 보여 주고 있다.

3. 산화막 성장의 영향을 직접 확인하기 위한 파단면 조직 분석 결과 두 금속 모두 500°C까지의 인장온도에서는 전형적인 금속의 파단면의 모습이 관찰되었지만 산화막 두께의 증가에 따라 파단면에서는 옴폭 면의 수가 줄어들고 파단면이 매끄러워지는 경향을 발견하였다. 그러나 시험 온도가 600°C에 이르면 산화된 두 금속 모두의 파단면 모습이 전형적인 금속의 파단면과는 매우 다른 취성 파괴의 모습을 보였다.

4. 이 연구를 통해 비록 초기 산화에 해당하는 산화막이 지르코늄 금속 표면에 형성되더라도 이 과정에 금속 기지대로 확산 침투하는 소량의 산소 용질 원자가 기지 금속 내부의 미세 구조에 변화를 일으킬 수 있고 이러한 변화가 곧바로 구조 재료로 사용되는 지르코늄 금속의 기계적 건전성에 영향을 미칠 수 있다는 것을 확인하였다.

감사의 글

본 연구는 국제원자력기구(IAEA) 지원 국제 공동 연구(Coordinated Research Project)의 일환으로 수행되었으며 원활한 연구를 위해 한양대학교의 학술연구비가 일부 지원되었음을 밝힙니다.

참 고 문 헌

1. J. H. Schemel, Zirconium Alloy Fuel Clad Tubing Engineering Guide, p.85, Sandvik Special Metals Corporation, Washington (1989).
2. R. Yang, O. Ozer and H. S. Rosenbaum, Proc. Intern. Topical Meeting on LWR Fuel Performance (Park city, Utah, USA, April 2000). ed. Rosa Yang (American Nuclear Society, Illinois, USA, 1997).
3. S. R. Pati, P. Jourdain, G. P. Smith and A. M. Garde, Proc. Intern. Topical Meeting on LWR Fuel Performance (Portland, Oregon, USA, March 1997). ed. Chad L. Painter (American Nuclear Society, Illinois, USA, 1997) p. 413.
4. Y. Etoh, S. Shimada, R. B. Adamson, T. Yasuda, T. Kogai and Y. Ishii, Proc. Intern. Topical Meeting on LWR Fuel Performance (Portland, Oregon, USA, March 1997). ed. Chad L. Painter (American Nuclear Society, Illinois, USA, 1997) p. 211.
5. USNRC Standard Review Plan, NUREG-75/087, Washington (1996).
6. B. C. Cheng, J. M. Brown, K. G. Turnage, E. A. Armstrong and M. Hudson, Proc. Intern. Topical Meeting on LWR Fuel Performance (Portland, Oregon, USA, March 1997). ed. Chad L. Painter (American Nuclear Society, Illinois, USA, 1997) p. 379.
7. A. B. Johnson, Jr., Zirconium Alloy Oxidation and Hydriding Under Irradiation: Review of Pacific Northwest Laboratories' Test Program Results, EPRI NP-5132, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, USA (1987).
8. IAEA Co-ordinated Research Project on Establishment of a Thermo-physical Properties Data Base of Light Water Reactors and Heavy Water Reactors, IAEA-RC-734.3, Austria (2003).
9. B. Kanashov, Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation, IAEA-TECDOC-1345, Slovakia (2002).
10. P. D. Parsons, E. D. Hindle and C. A. Mann, PWR Fuel Behaviour in Design Basis Accident Conditions, CSNI Report 129, OECD Nuclear Energy Agency (1986).
11. A. Sawatzky, Zirconium in Nuclear Industry, ASTM STP, **681**, 479 (1979).
12. MATPRO - A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, NUREG/CR-6150, Idaho National Engineering Laboratory, USA (1993).
13. G. Dressler, K. Drefahl, H. Matuda and P. Wincierz, Zirconium in Nuclear Applications, ASTM STP, **551**, 92 (1974).
14. David. Baty, W. A. Pavinch, M. R. Dietrich, G. S. Clevinger and T. P. Papazoglou, Zirconium in the Nuclear Industry ASTM STP, **824**, 306 (1982).
15. D. R. Brunstetter, H. P. Kling and B. H. Alexander, The Tensile Properties of Zirconium at Elevated Temperatures, p. 5, NYO-1126, United States Atomic Energy Commission, USA (1950).
16. C. R. Simcoe and W. L. Mudge, Jr. Tensile Properties of Zirconium and Zirconium Alloys, p. 8, AECD-3680, United States Atomic Energy Commission, USA (1951).