

링 인장시험을 이용한 지르코늄 피복관의 반응도 사고(RIA) 시 연성 평가

김준환[†] · 이명호 · 최병권 · 방제건 · 정용환

한국원자력연구소

Evaluation of Ductility During Reactivity Initiated Accident for Zirconium Cladding using Ring Tension Test

Jun Hwan Kim[†], Myoung Ho Lee, Byoung Kwon Choi, Je Geon Bang and Yong Hwan Jeong

Zirconium Fuel Cladding Development Team, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 305-353, Korea

(2004년 12월 9일 받음, 2005년 2월 11일 최종수정본 받음)

Abstract Mechanical properties of zirconium cladding were evaluated by ring tension test to simulate Reactivity-Initiated Accident (RIA) at high burnup situation as an out-reactor test. Zircaloy-4 cladding was hydrided up to 1000 ppm as well as oxidized up to 100 μm to simulate high-burnup situation. After simulated high-burnup treatment, ring tension test was carried out from 0.01 to 1/sec to correlate with actual RIA event. The results showed that ductility and circumferential toughness decreased with the hydrogen content and oxide thickness. Hydride generated inside cladding acted as brittle failure. Oxygen influenced cladding tube by the reduction of load bearing area, oxygen embrittlement, and thermal aging. Correlation between in-reactor RIA parameter like fuel enthalpy and out-reactor toughness was performed and showed a reasonable result.

Key words reactivity initiated accident (RIA), ring tension test, hydride, oxide, fuel enthalpy.

1. 서 론

핵연료 피복관은 핵연료를 가두며 핵분열 생성물이 냉각수 내로 유입되는 것을 막아주는 기능을 담당하는, 원자력발전소에 사용되는 중요한 노심부품 중의 하나이다. 지르코늄 합금은 고온에서의 기계적 강도, 크리프 저항성, 내부식성 및 열전도성이 우수하고, 중성자 흡수성이 적기 때문에 핵연료 피복관으로 널리 사용되고 있다. 현재 원자력 발전소는 경제적 운전을 위해 고연소도, 장주기 운전 등을 시도하고 있는 추세이며 핵연료 피복관은 고연소도, 장주기 환경에서 부식반응에 따른 산화막의 형성과 이에 수반되는 수소화물의 형성에 의하여 그 연성이 장입 초기에 비하여 떨어지게 된다.

반응도 사고(Reactivity Initiated Accident, 이하 RIA)란 핵연료인 우라늄의 반응도를 제어하는 제어봉이 구동 장치의 파손 등에 의하여 외부로 인출되어 핵연료 계통의 반응도가 급격히 변하는 현상을 일컫는다. RIA시 핵연료는 단열상태에서 높아진 반응도에 따른 급격한 온도 상승에 의하여 핵연료 피복관은 급격한 온도상승 및 원주방향 팽창, 핵연료 파손에 따른 기계적 손상 등을 겪게 된다. 이러한 RIA는 특히 고연소도 환경에서 지르코

늄 피복관의 안전성을 위협하는 요인으로 작용하는데 그 이유는 연소도가 진행될수록 표면에 형성된 산화막과 피복관 내부에 형성된 수소화물이 피복관의 연성을 크게 떨어뜨리기 때문에 RIA와 같은 과도상태에 특히 취약할 수 있기 때문이다.¹⁾

RIA시 반응도 변화에 의한 핵연료봉 출력 peak가 대략 0.1 msec이고 온도의 변화폭이 수 초간 1000°C 정도 상승하는 그 특수성²⁾으로 인하여 노외시험을 통한 완전한 모사는 어려운 실정이다. 그럼에도 불구하고 RIA 사고해석이 핵연료 계통 안전 해석에 필요불가결 하기 때문에 여러 국가에서 RIA를 모사하는 여러 시험을 수행하고 있다. RIA 노외 시험의 주요 특징은 피복관에 온도, 또는 하중속도를 급격하게 변화시켜 과도상태에서의 피복관의 연성을 평가하는데 있다. 프랑스³⁾에서는 유도 coil을 이용하여 급격한 온도변화를 통한 피복관의 기계적 성질을 측정하였고 일본⁴⁾에서는 고속 파열시험을 통하여 피복관의 원주방향 연성을 정량적으로 평가하려 하였으며, 스웨덴⁵⁾ 및 러시아⁶⁾에서는 고속 링 인장시험을 통하여 피복관의 기계적 물성변화를 측정하는 연구를 수행하였다. 그러나 대부분의 연구가 특정 연소도의 피복관에 대한 물성변화 연구를 수행하고 있는 실정이며 고연소도 피복관의 주요 인자인 산화막 및 수소화물의 개별 영향에 대한 연구는 아직 미흡한 실정

[†]E-Mail : junhkim@kaeri.re.kr

이다. 본 연구에서는 개발된 신형 피복관의 고연소도 환경에서 RIA시 연성 거동을 평가하는 사전 단계로 모사 고연소도 처리한 상용 지르코늄 피복관에 대한 링 인장시험을 수행하였고 수소화물과 산화막에 대한 영향을 기술하였으며 실제 RIA에의 적용 가능성에 관하여 기술하였다.

2. 실험 방법

2.1 실험 재료 및 고연소도 모사

실험에 사용된 피복관은 상용급 low tin 지르칼로이-4 (Zr-1.3Sn-0.21Fe-0.1Cr)을 사용하였다. 고연소도에 의한 수소화물 영향을 연구하기 위하여 65 mm로 피복관을 절취한 후, gas 분압을 이용한 방법으로 피복관에 0, 300, 600, 1000 ppm의 목표량으로 수소를 장입한 후 시편을 가공하였다. 동일한 조건에 대해서도 시편에 장입된 수소량이 각각 다를 수 있기 때문에 실험 후 피복관 시편에 대하여 수소분석을 수행하였다. 아울러 고연소도에 의한 산화막 영향을 연구하기 위하여 피복관을 링 인장 시편으로 가공한 후 피복관의 최종열처리 온도인 470°C 분위기로써 장시간 노출시켜서 산화시켰다. 470°C에서 산화한 이유는 지르칼로이-4 피복관의 최종열처리 온도 부근에서 산화시켜 재결정 등 부가조직의 변화 없이 산화막 성장을 가속화 시키고자 하였기 때문이다. 시편을 각각 6주, 12주, 22주간 노출시켜 산화막 두께가 각각 20, 50, 100 μm가 될 때 인출하여 시험하였으며, 산화막 영향 외에 다른 영향을 알아보기 위하여 가공된 시편을 진공 capsule에 가둔 후 동일한 시간만큼 열처리시킨 시편도 함께 시험에 사용하였다. 수소화물 장입 연구의 경우, gas 분압에 의한 확산이 시편 모서리에서 집중될 수 있기 때문에 균일한 장입을 위하여 가공 전 피복관에 수소를 장입한 후 시편 가공하였으며 산화막 도포의 경우, 표면에 형성된 산화막이 경하여 시편가공을 방해할 수 있기 때문에 시편을 미리 가공 후, 분위기로써 장입하였다. Table 2 및 Fig. 1에 시험에 사용된 조건과 실험 과정을 나타내었다.

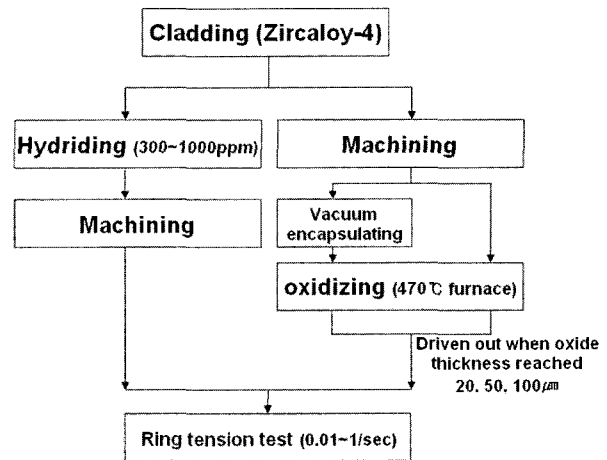


Fig. 1. Schematic diagram of experimental procedure.

2.2 링 인장시험

고연소도를 모사하는 수소화물 및 산화막 처리한 피복관의 연성을 평가하기 위하여 링인장 시험을 수행하였다. Fig. 2에 링 인장시험에 대한 개략도를 실었다. 시편을 가로방향으로 절취하여 폭 1.7 mm, 표점거리 (gage length) 2.11 mm인 링 인장시편을 제작하였다. 원주방향으로 인장시험을 수행한 이유는 RIA시 피복관의 급격한 팽창 및 수반하는 변형이 원주방향으로 일어나기 때문에 이를 모사하고자 하기 때문이었다. RIA시 피복관의 온도와 변형량이 짧은 시간내에 급격히 변하기 때문에 승온속도에 한계가 있는 상업로를 이용하여 온도를 변화시키는 것은 오히려 RIA 모사를 방해하는 요인으로 작용할 수 있기 때문에³⁾ 본 연구에서는 상온에서 변형속도의 변화에 따라 피복관의 기계적 연성을 평가하였다. 제작한

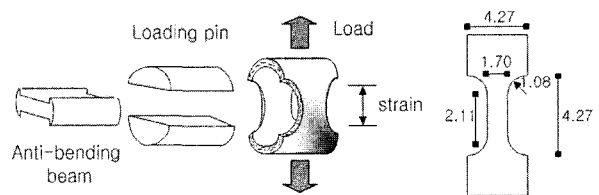


Fig. 2. Schematic illustration of ring tension test.

Table 1. Test matrix of this study

| | | 0 | 300 | 600 | 1000 ppm |
|--------|---------------------|---|-----|-----|----------|
| 20 μm | oxidized in air | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | same time in vacuum | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 50 μm | oxidized in air | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | same time in vacuum | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 100 μm | oxidized in air | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | same time in vacuum | ○ | ○ | ○ | ○ |

○ : 0.01, 0.1, and 1/sec performed in each condition

링 인장시편을 재료시험기에 연결하여 0.01, 0.1, 1/sec의 변형속도로 인장시험을 수행하였으며 변형속도는 cross-head의 속도에 표점거리를 나누어서 구하였다. 링 인장시험은 grip과 피복관 사이에 pin을 연결한 후 당겨서 시험하였으며 당기는 동안 피복관이 안쪽으로 굽혀져 형태가 왜곡되는 것을 방지하기 위해 I 형태의 맨드렐을 피복관에 삽입하여 시험도중 피복관의 형태가 일정하게 유지되게 하였다.⁴⁾ 링 인장시험은 시편의 크기가 작은 특성상 시험결과가 동일 조건이더라도 산포를 일으킬 수 있다. 이에 본 연구에서는 동일조건에 대하여 시험을 3번 실시한 후 각각의 값을 평균하여 나타내었다. 링 인장시편은 ASTM 표준 시편이 아니며 시편의 크기가 작아 표점거리가 피복관 원주의 상당량을 차지하기 때문에 인장 시험 도중 표점거리 외에 pin 지지부분에서도 변형을 일으킬 수 있으며 또한 표점거리의 변화를 측정할 신율계를 장착하기가 용이하지 않다. 이에 종래의 변형된 표점거리를 초기 표점거리로 나누어서 연성을 나타내는 방법으로는 연성을 효과적으로 나타낼 수 없어 연성은 직관적으로 피복관이 파단을 일으켰을 때의 crosshead 위치변화로 표시하였다. 시험이 끝난 후 파단된 피복관에 대한 광학 현미경 및 주사전자 현미경(SEM) 관찰을 수행하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 수소화물의 영향

Fig. 3은 파단 후 링인장 시편에 대한 접사이다. 수소미장입 시편의 경우에는 파단형태가 일반적 cup and cone 파단 외에 시편의 폭을 따라 45° 방향으로 전단 파단되는 경향을 보이는데 이는 시편이 표준규격 시편이 아니고 시편의 크기가 매우 작기 때문에 평면응력 상태가 시편의 폭을 가로질러 작용하기 때문이다. 수소를 장입한 경우에는 취성파괴에 의하여 시편은 별다른 추가 연신 없이 하중방향과 수직인 방향으로 파단이 일어나는 경향을 보인다.

Fig. 4는 변형속도에 따른 지르칼로이-4의 기계적 성질을 공칭 수소함량(nominal hydrogen content)에 따라 나타낸 결과이다. 공칭 수소함량이란 목표 장입 수소량

을 의미하며, 장입 수소량에 따라 강도의 증가 및 연성의 감소가 뚜렷하게 관찰되고 있다. 최대 인장응력의 경우, 공칭 수소량이 600 ppm에 이르렀을 때 까지 증가하는 거동을 보이다가 1000 ppm에서 증가폭이 둔화되는 경향을 보인다. 이는 높은 수소함량에서 피복관의 파괴 형태가 취성파괴를 보여서 피복관이 최대 인장응력에 이르기 전에 파단되는 것으로 생각된다. 변형속도의 영향은 변형속도가 0.01/sec에서 1/sec로 증가할수록 강도가 증가하고 연성이 감소하는 경향이 대체로 관찰되고 있다. Table 2는 변형속도와 공칭 수소함량에 따라서 링 인장

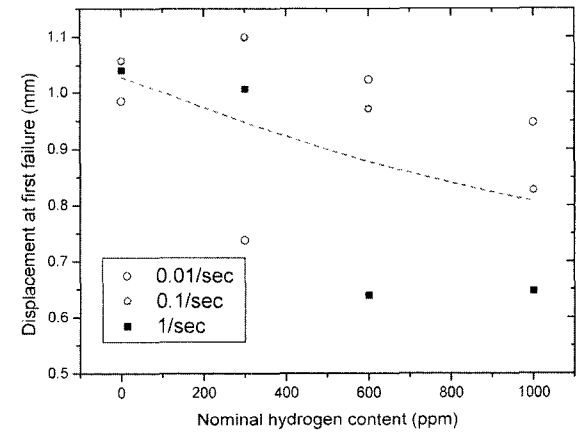
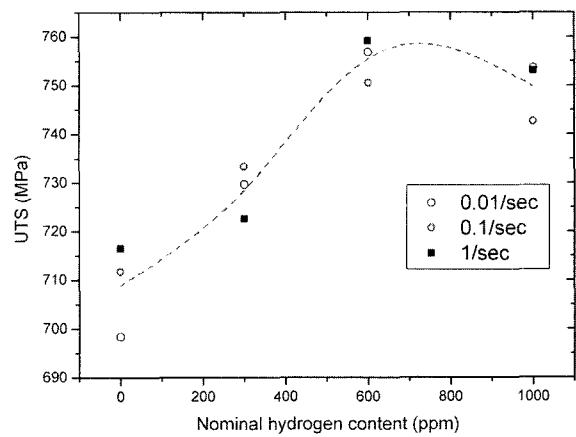


Fig. 4. Effect of hydrogen content on the mechanical property of ring tension specimen (a) UTS (b) displacement at fracture

Table 2. Fraction of brittle fracture after test with the hydrogen content.

| (%) | 0.01/sec | 0.1/sec | 1/sec |
|----------|----------|---------|-------|
| 0 ppm | 0 | 0 | 0 |
| 300 ppm | 66 | 0 | 0 |
| 600 ppm | 0 | 33 | 100 |
| 1000 ppm | 0 | 66 | 100 |



Fig. 3. Ring tension specimen. (a) before test and (b) cup and cone (c) 45° shear (d) brittle fracture after test

시편의 취성파단 비율을 조사한 표이다. 수소 미장입 시편에서는 변형속도의 변화에 관계없이 취성파괴가 나타나지 않았으나 수소함량이 높아질수록 전체시편 중 취성파괴를 일으키는 시편의 비율이 많아졌으며 변형속도가 높아질수록 동일한 공칭 수소함량에서도 취성파괴를 일으키는 시편의 비율이 높아져서 공칭 함량이 600 ppm과 1000 ppm의 수소를 장입한 경우, 1/sec의 변형속도에서 모든 시편이 취성파괴를 일으킴을 관찰할 수 있었다.

Fig. 5는 수소 미장입 시편과 1000 ppm 수소를 장입한

시편의 파단사진을 광학현미경으로 관찰한 결과이다. 수소 미장입인 경우에는 cup and cone 형상이 시편두께를 통하여 관찰되었으며 1000 ppm 수소를 장입하여 취성파단에 이른 시편의 경우에는 하중방향과 수직인 방향으로 균열이 진행하였으며 균열이 수소화물 주위에서 집중되는 양상을 보였다. 수직하게 진행한 균열은 일정 길이 전과 후 응력상태가 평면변형에서 평면응력으로 전환되어 최종적으로 잔여 ligament 부근에서 45° 방향으로 파단된 양상을 보인다. Fig. 6은 수소 미장입 시편과 1000 ppm

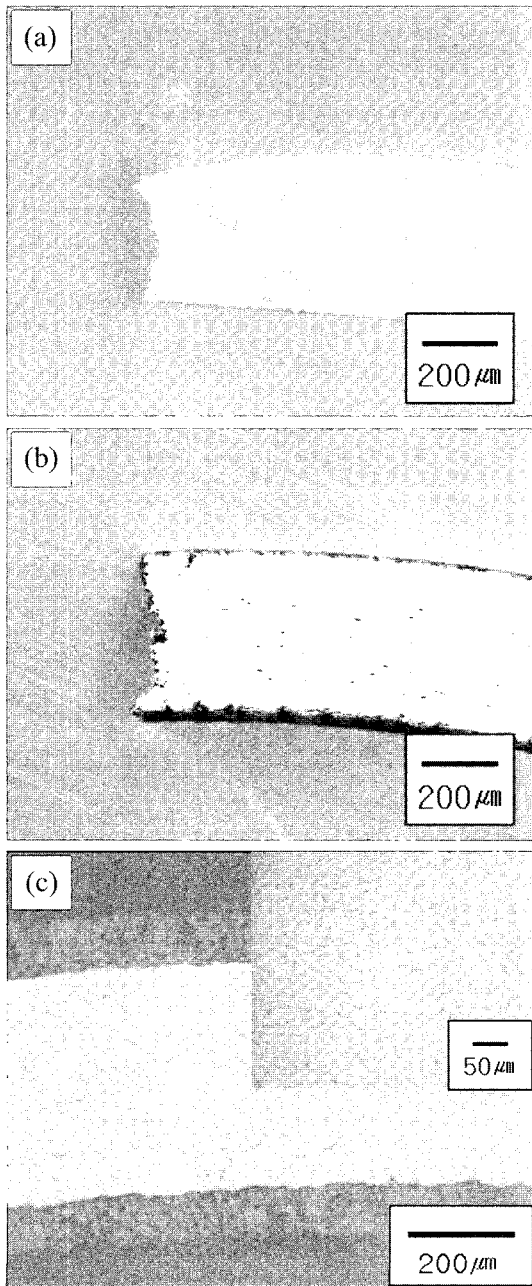


Fig. 5. Sectioning of ring specimen at 1/sec. (a) non-hydrided, (b) 1000 ppm hydrated, (c) 100 μm oxidized

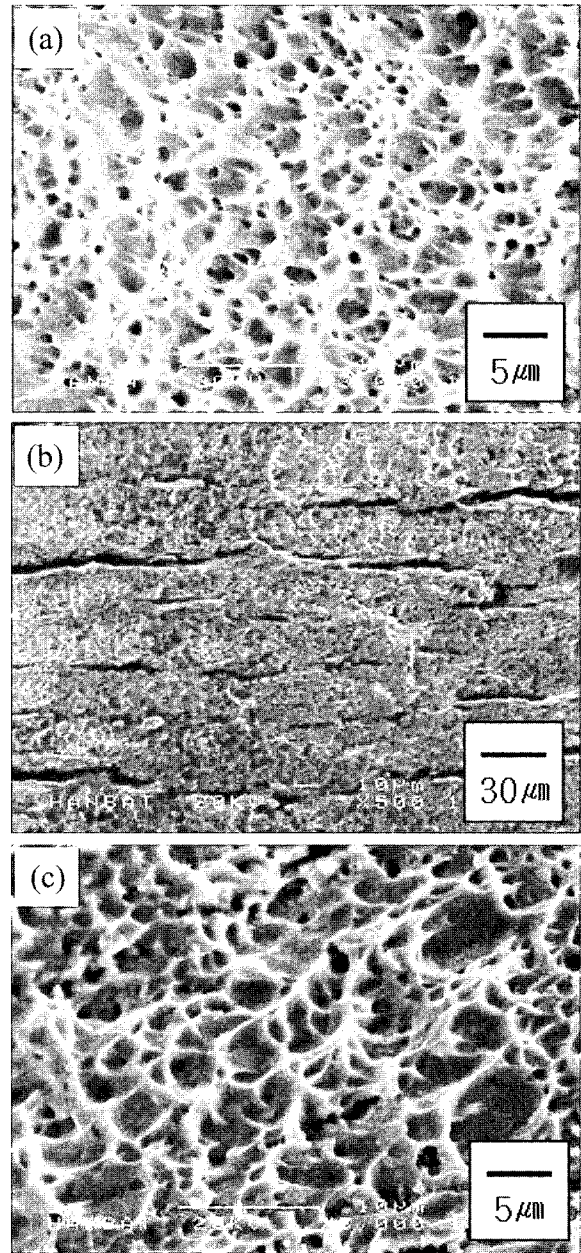


Fig. 6. Scanning electron microscope of fracture surface in Zircaloy-4 after test at 1/sec. (a) non-hydrided, (b), (c) 1000 ppm hydrated

수소장입한 시편의 파단된 표면을 주사 전자현미경으로 관찰한 결과이다. 수소 미장입 시편인 경우 딩플(dimple)이 많이 형성된 반면, 1000 ppm 수소 장입한 시편의 경우, 딩플의 숫자가 확연히 줄어든 것이 관찰되었고 간간히 미세한 취성파단의 징후가 관찰되었으며 저배율 상에서 수소화물 주위와 기지조직간 계면간의 박리현상(decohesion)이 관찰되었다. Table 2에서 높은 변형속도에서 취성파단의 분율이 높게 나온 결과가 이러한 박리현상이 낮은 변형속도보다는 높은 변형속도에서 두드러지게 일어난 것으로 생각되며 이것이 Fig. 4(b)에서 높은 수소함량에서 1/sec일 때 연성을 크게 감소시킨 요인으로 생각된다.

3.2 산화막의 영향

Fig. 7은 산화막 두께에 따른 지르칼로이-4 피복관의 강도 및 연성의 변화를 나타낸 결과이다. 산화막 두께가

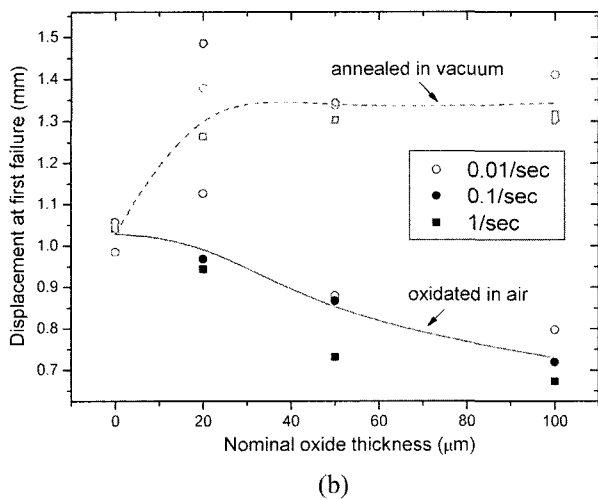
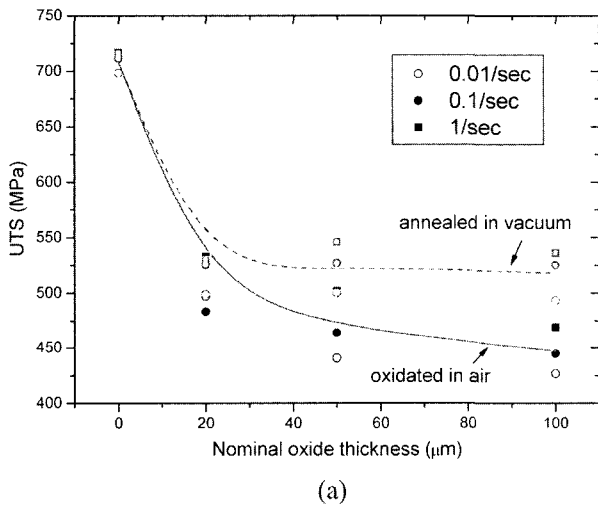
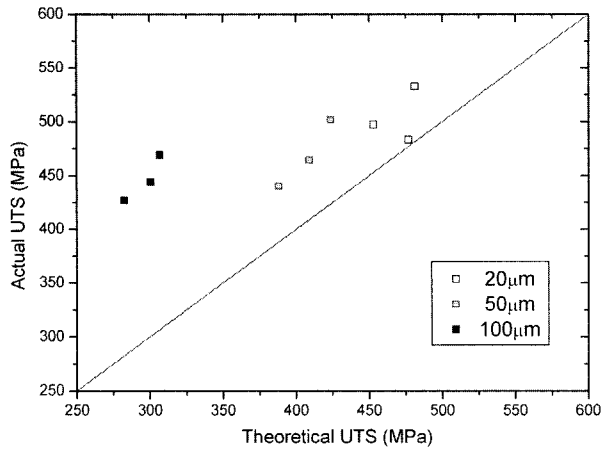


Fig. 7. Effect of oxide thickness on the mechanical property of ring tension specimen. (a) UTS (b) displacement at fracture

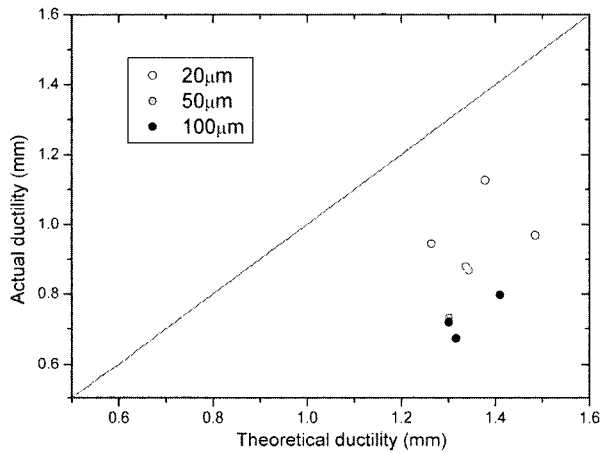
증가할수록 최대 인장강도 및 연성이 감소하는 경향이 뚜렷이 나타나고 있으며 변형속도의 증가에 따라 강도의 증가 및 연성의 감소가 관찰되고 있다. 산화막 영향을 배제하고자 진공 capsule에 장입하여 산화 시편과 동일한 온도 및 시간에서 열처리한 시편에 대한 인장시험 결과는 열처리 시간이 증가할수록 최대 인장강도가 감소하는 반면, 연성이 증가하는 거동을 보였다. 열처리 온도가 지르코늄 피복관의 응력이완 열처리 온도인 470°C이며 이 온도에서는 조직의 재결정 보다는 내부 전위의 재배열 및 풀림현상이 나타나게 된다.⁷⁾ 또한 열처리 시간이 각각 6주, 12주, 22주로 매우 긴 것을 감안할 때, 이러한 강도 감소 및 연성증가는 내부 전위의 소멸과 아울러 긴 열처리 시간에 의한 재료의 시효현상의 발생에 기인한 것으로 사료된다. Fig. 5(c)는 100 μm 산화한 링 인장시편의 단면을 보여주고 있다. 산화막의 형성에 의하여 단면의 두께가 얇아졌으며 별도의 결정립 성장 없이 산화막 시편의 금속기지 내의 석출물의 개수 및 크기가 증가한 것을 관찰할 수 있었다. 이는 산화시간의 증가에 따른 강도의 감소가 결정립 성장에 의한 강도 감소가 아닌 시효현상에 기인한 것으로 생각된다. 산화막 모사 시편의 경우, 산화가 진행될수록 산화막 성장에 의한 하중지지면적의 감소와 함께 기지조직의 시효현상이 복합적으로 발생한다. 산화막 모사시편에서 산화막 성장 외의 다른 영향을 알아보기 위해 진공열처리 한 시편의 단면적을 산화막 두께만큼 차감하여 정규화한 최대 인장응력과 실제 산화막 모사 시편의 최대 인장응력을 비교하였다. Fig. 8은 정규화한 최대 인장응력과 실제 산화막 모사 시편의 최대 인장응력을 비교한 결과이며 진공 열처리한 시편의 연성과 실제 산화막 모사 시편의 연성을 비교한 결과도 함께 실었다. 그림에서 보듯이 강도의 경우, 실제 강도가 예상 강도보다 높은 값을 보였고 연성의 경우에도 실제 연성이 예상 연성보다 낮은 값을 보였으며 산화막 성장이 진행될수록 그러한 경향은 더욱 심화되었다. 이는 산화가 진행될수록 침투한 산소가 지르코늄과 반응하여 산화피막을 생성함과 동시에 침투된 산소가 지르코늄 기지내에 고용되어 이것이 산소취화를 야기하여⁸⁾ 예상 강도 대비 실제 강도의 증가와 진공대비 실제 산화 피복관의 파단연신을 감소를 초래한 것으로 생각된다.

3.3 링인장 시험을 이용한 RIA 거동 예측

Table 3은 수소 장입량과 산화막 형성에 따른 지르칼로이-4 시편의 연성과 인성을 비교한 표이다. 인성(toughness)은 응력-변위 곡선의 면적에 해당하는 부분으로 피복관이 파단에 이르기까지 흡수한 단위면적당 에너지를 의미한다. 표에서 연성과 인성 간에 양의 상관관계가 있음을 확인할 수 있었다. 수소장입 시편의 경우 300 ppm에서 인성이 미장입 시편에 비하여 증가하는 거동을 보



(a)



(b)

Fig. 8. Relationship of (a) strength and (b) ductility between oxidized specimen and unoxidized one normalized by the actual load bearing area.

였는데 이는 중간정도의 수소장입의 경우, 강도의 증가가 연성의 감소를 상쇄하였기 때문에 전체 면적을 대변하는 인성의 값이 높게 나온 것으로 생각된다. 수소 장입량이 600 ppm 이상 증가한 경우, 강도의 증가분 보다 연성의 하락폭이 크기 때문에 인성의 감소가 두드러지게 나타났으며 1000 ppm에서는 600 ppm과 인성값이 별 차이를 나타내지 못하였다. 산화막 도포 시편의 경우, 산화막 두께가 증가할수록 연성의 증가가 강도의 하락을 따

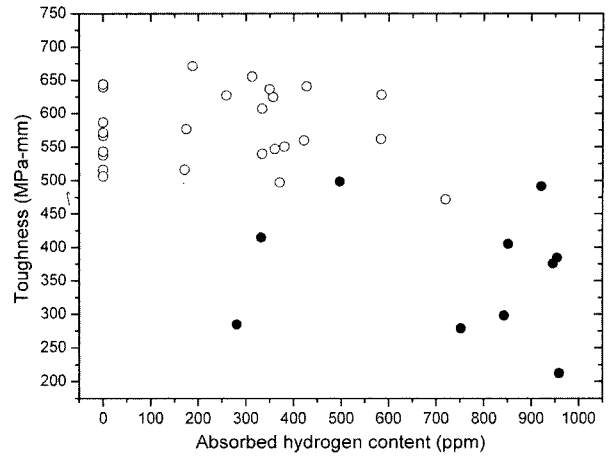


Fig. 9. Effect of actual absorbed hydrogen content on the toughness of Zircaloy-4 cladding. Open and closed symbol respectively represent the ductile and brittle failure during ring tension test.

라잡을 수 없기 때문에 인성의 값이 단계적으로 하락함을 관찰할 수 있었다. 본 연구에서 수행한 수소 장입이 기체 확산에 의한 방법이기 때문에 공칭 수소 장입량과 실제 흡수된 수소량이 차이가 날 수 있다. Fig. 9는 수소 장입한 시편에 대하여 링 인장 실험 후 인성값의 변화를 실제 흡수한 수소량과 비교, 도시한 결과이다. 열린(open) 기호는 링 인장시험 도중 연성파단을 보인 시편이며 닫힌(closed) 기호는 링 인장시험 도중 취성파단을 보인 시편을 의미한다. 그림에서 보듯이 수소흡수량이 증가할수록 단계적인 인성의 하락이 관찰되었으며 수소흡수량이 700 ppm 이상인 경우, 모든 피복관이 취성파단을 보이는 것으로 관찰되고 있다.

RIA 사고시 피복관 및 핵연료 계통의 건전성을 평가하기 위한 지표로 핵연료 엔탈피(fuel enthalpy)가 쓰인다. 핵연료 엔탈피란 온도 변화 및 상태 변화에 따라 핵연료가 수용할 수 있는 단위 질량당 에너지를 의미하며 핵연료의 주요 구성품인 이산화우라늄이 용융에 이르는 엔탈피는 이론상 348 cal/g이다.⁹⁾ 정상운전일 때는 핵분열에 의하여 생성되는 에너지가 냉각재의 열전달에 의하여 제거되기 때문에 핵연료에 축적되는 단위질량당 에너지(엔탈피)가 70~80 cal/g이다. 그러나 제어봉 인출사고 등과 같은 반응도 사고가 발생하면 높아진 반응도로 인

Table 3. Change of mechanical properties with strain rate, absorbed hydrogen and oxide thickness

| condition | ductility (mm) | Toughness (MPa-mm) | condition | ductility (mm) | Toughness (MPa-mm) |
|-----------------|----------------|--------------------|---------------|----------------|--------------------|
| 300 ppm, 1/sec | 1.006 | 588.16 | 20 μm, 1/sec | 0.944 | 414.19 |
| 600 ppm, 1/sec | 0.639 | 353.11 | 50 μm, 1/sec | 0.731 | 291.63 |
| 1000 ppm, 1/sec | 0.647 | 362.62 | 100 μm, 1/sec | 0.673 | 228.37 |
| AS, 0.01/sec | 0.985 | 540.08 | AS, 1/sec | 1.041 | 600.61 |

하여 많은 양의 핵분열 에너지가 짧은 시간에 발생하게 되는 반면, 냉각재의 냉각능력은 정상상태를 유지하기 때문에 핵연료에 냉각되지 못한 잉여 에너지가 핵연료에 축적되게 된다. 곧 냉각재에서 빠져나가는 엔탈피를 제외한 순 엔탈피가 이론상 계산값인 348 cal/g을 넘어서게 되면 핵연료는 용융되거나, 파손되어 열에너지가 기계적 에너지로 변환되어 피복관의 변형을 유발하게 된다. 그러나 이는 이론상의 거동에 따르며 안전성을 중시하는 원자력 발전소에서는 보수성을 감안하여 파단에 이르는 임계 핵연료 엔탈피를 낮게 설정한다. 실제 프랑스 및 일본에서 수행한 모의 원자로 실험에 따르면,^{1,10,11)} 연소가 진행되지 않은 핵연료봉이 수용할 수 있는 핵연료 엔탈피를 160 cal/g으로 정의하고 있으며 고연소도 피복관의 경우 임계 핵연료 엔탈피를 130cal/g으로 정의하고 있다. 만약 RIA에 의하여 핵연료에 축적, 방출된 에너지가 모두 피복관의 원주응력 팽창에 전달된다고 가정하면 본 연구에서 도출한 원주방향 인성과 핵연료 엔탈피간에 관계를 도출할 수 있다. 노내 실험을 통하여 얻은 핵연료 엔탈피와 피복관 변형간의 data¹⁰⁾와 본 연구에서 도출한 원주방향 인성간의 관계를 식으로 표현하면 다음과 같다.

$$\text{Fuel enthalpy(cal/g)} \\ = 72.14 \times \log(1.57 \times 10^{-4} \cdot \text{Toughness} + 0.02) + 207.50$$

여기서 toughness는 응력-변위 곡선의 면적에 해당하며 단위는 MPa-mm이다. 본 식에 근거한 핵연료 엔탈피와 피복관 인성간의 관계를 그래프로 표현하면 Fig. 10과 같다. 비록 모든 핵연료 엔탈피가 피복관의 기계적 에너지로 전환되지 않고 전환된 기계적 에너지가 전부 원주방향 팽창에 관여하지 않지만,⁵⁾ 본 결과는 링 인장시험과 같은 노외시험 결과를 실제 data로 이용할 수 있는 가

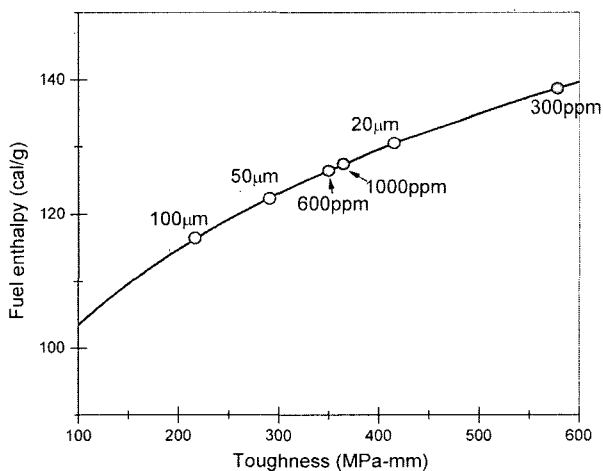


Fig. 10. Effect of material parameters related to burnup on the cladding toughness of the fuel cladding.

능성을 보여주고 있다. 그림에서 수소화물을 장입한 시편과 산화막을 도포한 시편의 경우 수소량과 산화막 두께가 각각 증가할수록 인성의 감소와 그에 따른 임계 핵연료 엔탈피의 감소를 관찰할 수 있다. 본 결과에서 수소화물을 1000 ppm으로 장입한 경우, 임계 핵연료 엔탈피가 126 cal/g이며 산화막을 100 µm 도포한 경우, 핵연료 엔탈피가 116 cal/g으로 떨어지는 결과가 도출되어 앞서 언급한 핵연료 엔탈피 안전기준과 유사한 결과를 보여주고 있다. 현재까지 RIA와 관련하여 노내 결과가 한정되어 있기 때문에 향후 발표될 다양한 노내 결과를 바탕으로 관계식의 신뢰도를 증가시켜야 할 것으로 보인다.

4. 결 론

고연소도를 모사한 수소장입 피복관과 산화막 도포 피복관에 대하여 RIA를 모사하는 링 인장시험 결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

- 1) 수소화물의 장입량이 증가함에 따라 600 ppm 이상에서 지르코늄 피복관은 수소취성과 함께 수소화물과 기지조직간의 박리현상에 의하여 빠른 변형속도에서 피복관의 취성 파단현상이 나타났다.
- 2) 피복관의 연성에 미치는 산화막의 영향은 산화가 진행될수록 산화막의 형성에 따른 하중지지면적의 감소와 산소침투에 따른 취화현상, 시효현상이 얽혀 강도와 연성이 감소하였다.
- 3) RIA 파단을 평가할 수 있는 핵연료 엔탈피와 링 인장시험에서 도출한 피복관의 원주방향 인성 간에 상관 관계를 도출할 수 있었으며 수소화물 및 산화막의 형성에 따라 임계 핵연료 엔탈피가 감소하는 것을 노외시험을 이용하여 정량화 할 수 있었다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업인 “지르코늄합금 핵연료피복관 개발 과제”의 일환으로 수행되었음

참고 문헌

1. R. Montgomery, N. Waeckel and R. Yang, 29th Annual NRC Water Reactor Safety Meeting, 22-24 Oct., Washington, U.S.A., 409 (2001).
2. P. E. MacDonald, S. L. Seiffer, Z. R. Martinson, R. K. McCardell, D. E. Owen and S. K. Fukuda, Nuclear Safety, **21**, 582 (1980).
3. P. Yvon, C. S. Catherine, C. Duguay, S. Carassou, N. Hourdequin, B. Cazalis and C. Bernaudat, IAEA Technical Meeting on Fuel Behavior under Transient and LOCA conditions, 10-14 Sept., Halden, Norway (2001).

4. F. Nagase, T. Otomo and H. Uetsuka, JAERI-Research 98-064 (1998).
5. A. B. Cohen, S. Majumdar, W. E. Ruther, M. C. Billone, H. M. Chung and L. A. Neimark, 25th Annual NRC Water Reactor Safety Meeting, 20-22 Oct., Bethesda, U.S.A, 133 (1997).
6. L. Yegorova, K. Lioutov and E. Kaplar, 29th Annual NRC Water Reactor Safety Meeting, 22-24 Oct., Washington, U.S.A., 343 (2001).
7. M. H. Lee, J. H. Kim, B. K. Choi and Y. H. Jeong, Kor. J. of Mat. Res., **14**, 713 (2004).
8. J. H. Kim, J. H. Lee, B. K. Choi and Y. H. Jeong, J. Kor. Inst. Met & Mater., **42**, 656 (2004).
9. MATPRO - Version 11, NUREG CR-0497 (1979).
10. F. Schmitz and J. Papin, 26th Annual NRC Water Reactor Safety Meeting, 26-28 Oct., Bethesda, U.S.A, 243 (1998).
11. T. Fuketa, F. Nagase, K. Ishijima and T. Fukishiro, Nuclear Safety, **37**, 328 (1996).