Proceedings of the Korean Nuclear Society Spring Meeting
Cheju, Korea, May 2001

핵연료피복관용 다원계 Zr 신합금의 부식특성에 대한 최종열처리 영향

The Effect of Final Heat Treatment on the Corrosion Characteristics of Zr-based New Alloys for Nuclear Fuel Cladding

이명호, 최병권, 정용환
한국원자력연구소
305-353 대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

360℃ 증류수 및 LiOH 수용액과 400℃ 수증기 분위기에서 Zr-0.8Sn-0.4Nb-FeMo(실험합금 A) 및 Zr-1.0Sn-1.0Nb-FeCu(실험합금 B) 합금의 270일간의 부식시험을 실시하고 부식성능을 조사하였다. 그리고 합금 미세조직은 TEM을 이용하여 산화막 미세XRD를 이용하여 분석하였다. 시험결과 시험합금의 부식속도는 증류수 및 LiOH 수용액 분위기에서 보다 수증기 분위기 속에서 빨랐다. 그리고 Nb 및 Sn이 보다 적게 함유된 실험합금 A가 실험합금 B보다 부식저항성이 약간 우수했고 470℃에서 응력완화 열처리를 수행한 합금이 520℃에서 재결정열처리를 수행한 합금 보다 m-ZrO_2에 대한 t-ZrO_2 분율이 높게 나타나서 부식 저항성이 더 우수한 것으로 평가되었다.

Abstract

The corrosion behaviors of the Zr-based new alloys, Zr-0.8Sn-0.4Nb-FeMo(alloy A) and Zr-1.0Sn-1.0Nb-FeCu(alloy B) were investigated after the specimens of the alloys had been taken some different thermo-mechanical treatments including the final heat treatments as stress-relived (SR) at 470℃ and recrystallized (RX) at 520℃ for 2.5 hours, respectively. The corrosion tests of the specimens were carried out for 270 days in the autoclaves containing 360℃ water, 400℃ steam and 360℃ aqueous LiOH(70ppm) solution. The microstructures of specimens were analyzed using an TEM, and those of their oxides using small angle XRD method. The test results showed that the corrosion rates of the specimens in the steam were faster than those in the water or the aqueous LiOH solution. It was found that the alloy A containing lower Nb and Sn content showed a little better corrosion resistance in all the test environments than the alloy B containing higher Nb and Sn content as well as the specimens had been taken SR heat treatment showed higher t-ZrO_2 fraction to m-ZrO_2 than those had been taken RX heat treatment.

Key words: Zirconium alloy, Corrosion Resistance, Heat treatment

1. 서 론

낮은 중성자 흡수성과 우수한 내식성 및 기계적 성질을 갖고 있는 Zircaloy-4 합금이 1960연대에 개발되어 PWR용 핵연료 피복관용 소재로 오랫동안 이용되어 왔다. 그러나 현재 원자력 발전소들은 경제적인 전력생산을 위해 고연소도 운전, 냉각재온도 상승 운전, 부하추종 운전 등을 요구하고 있다. 그리고 원전 1차 계통의 방사선량 감소를 위한 고 pH 운전 등도 요구함으로 기존의 Zircaloy-4 합금을 핵연료 피복관 소재로 계속 사용하는 것에 무리가 따르게 되었다. 따라서 원자력발전소를 운영하고 있는 나라들은 Zircaloy-4 합금을 대체할 신합금 개발을 추진하고 있는 실정이다. 미국의 Westinghouse회사는 기존의 Zircaloy-4 합금과 러시아에서 개발한 Zr-1Nb 합금의 조성을 혼합하여 ZIRLO(Zr1Nb1Sn0.1Fe)라는 신합금을 개발하여 노내 성능 평가결과 성능이 우수[1] 하여 상품화가 진행되고 있다. 또한 프랑스의 Framatome Cogema Fuels(CFC)도 M5(Zr1Nb0.125O) 신합금을 개발하여 50GW/MTU이상의 조사시험을 실시하여 그 신뢰성이 우수[2,3]하여 상품화를 추진하고 있다. 일본도 NDA[4] 및 MDA[5] 신합금을 개발하여 노내시험을 진행하고 있다. 상기 신합금 이외에도 새로운 조성을 갖는 많은 신합금들이 개발되고 있는 실정이나 개별 신합금에 대한 부식특성이나 기계적 특성에 대해서는 구체적으로 발표되고 있지 않는 실정이다. 따라서 본 연구에서

는 2종의 실험용 신합금을 제조하여 470℃와 520℃에서 최종 열처리하여 이에 대한 부식 및 기계적 특성을 조사 함으로서 신합금 설계에 대한 기초자료를 얻고자 하였다.

2. 실 험 방 법

본 연구수행을 위해 VAR(Vacuum Arc Re-melting)방법을 이용하여 실험용 Zr 신합금 A(Zr-0.8Sn-0.4Nb-FeMo) 및 B(Zr-1.0Sn-1.0Nb-FeCu) 시편을 약 200g의 button 형태의 주괴로 실험실에서 제조하였다. 제조시 약 10^{-7}torr의 고진공 상태에서 Ar가스를 주입한 후 합금 원소들이 용해되는 동안 불순물이 편석되거나 합금 조성이 불균질하게 분포되는 것을 막기 위해 4회 반복 용해하였다. 제조된 주괴는 합금조성을 균일하게 하기 위하여 1020℃에서 30분간 유지한 후 수냉β-열처리를 실시한 다음 590℃에서 30분간 가열한 뒤 압하율 60%로 열간 압연한 후 590℃에서 3시간 균질화 열처리를 실시하였다. 그리고 1차 70%, 2차 60%, 3차 40%의 압연율로 냉간압연을 실시하였다. 냉간압연 조직의 재결정을 위하여 1차와 2차 압연 후 각각 570℃에서 2시간 동안 중간 열처리를 실시하고 3차 압연 후 2.5시간동안 470℃(SR)와 520℃(RX)에서 각각 최종열처리를 실시하였다. 각 열처리에는 약 10^{-5}torr의 고진공 열처리로가 이용되었다. 부식특성을 평가하기 위해서 15×25×0.9mm^{3}의 판상으로 시편을 가공하여 SiC 연마지로 1200번까지 연마한 후 부식에 대한 시편표면의 영향을 최소화하기 위하여 HF 5%, HNO_3 45%, H_2O 50%의 혼합용액에서 시편을 산세(pickling)하였다. 부식시험은 autoclave를 사용하여 360℃ 물 분위기(2,750psi), 400℃ 수증기 분위기(1,500psi), 360℃ LiOH 70ppm 수용액 분위기(2,750psi)에서 각각 수행하였으며 시간에 따른 단위 면적당 무게 변화를 측정하여 부식특성을 평가하였다. 그리고 small angle diffraction XRD(40Kv, 126mA) 방법으로 산화막 결정구조를 분석하여 mono-ZrO_2에 대한 t-ZrO_2분율을 구하였다. 최종 열처리한 각 시편의 미세조직은 편광 광학현미경과 TEM을 사용하여 관찰하였다. 광학현미경관찰용 시편은 에폭시를 이용하여 mounting하고 부식 시험편과 같이 SiC 연마지로 1200번까지 연마한 후 HF 10%, HNO_3 45%, H_2O 45%의 용액으로 식각(etching)하여 준비하였다. TEM 시편은 약 70-80㎛까지 기계적으로 연마한 후 약 -45℃로 유지한 ethanol 90%, perchloric acid 10%의 혼합용액 내에서 약 15 V, 0.01mA를 통전한 jet polisher을 이용하여 박막시편으로 준비하여 EDS가 부착된 TEM (JEOL 200 KeV)을 사용하여 석출물을 관찰하고 EDS를 이용하여 석출물 성분을 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

그림 1은 470℃(SR) 및 520℃(RX)에서 각각 2.5시간 최종 열처리한 실험합금 A 및 B를 360℃ 물, 400℃ 수증기, 360℃ LiOH 70ppm 분위기를 가지고 있는 autoclave에서 270일간 부식 시험한 결과를 나타낸다. 물 및 LiOH 분위기에서는 부식가속이 발생하기 이전이기 때문에 실험합금 A 및 B 모두 뚜렷한 차이를 보지 않지만 수증기 분위기에서는 150일 이후에 부식가속이 발생하여 최종열처리 및 합금에 따른 차이를 보이고 있다. 270일간 각 분위기에 노출된 시편의 무게증가에 대한 그림 2(a)에서 명확히 볼 수 있듯이 물 및 수증기 분위기에서는 최종열처리와 관계없이 실험합금 A가 실험합금 B보다 부식저항성이 우수함을 보여주고 있다. 증기분위기의 경우 수용액보다 산소가 많이 함유되어있고 온도가 높기 때문에 일반적으로 LiOH 분위기보다 부식을 촉진시킴[6)]으로 실험합금의 경우에도 증기분위기에서 부식가속이 먼저 발생하는 것으로 생각된다. Zr-Nb 합금은 급격한 천이가 발생하지 않으며[7)], Nb함량이 1.0wt.%이하일 경우 Nb함량이 적을수록 내식성이 향상된다. 특히 고용한도 이하에서 내식성이 더욱 향상된다[8,9,10)]. 또한 Zircaloy-4 합금의 경우 Sn의 함량을 줄이면 균일부식 저항성이 높아진다[11-17)]. 따라서 본 연구에 이용된 실험합금도 Nb와 Sn의 함량을 상대적으로 적게 첨가된 합금 A가 보다 우수한 내식성을 보인 것으로 생각된다. 또한 Zr-Sn합금에 Mo를 3.0wt.%까지 첨가할 경우 부식속도가 감소하는 경향이 있지만, 0.5wt.%를 첨가할 경우 좋은 부식저항성을 보인다고 보고[18)]되어 있기 때문에 Mo가 부식저항성에 부정정인 영향을 미칠 것으로 추측되나 이번 연구의 시험결과를 보면 실험합금 A의 경우 Mo가 0.15% 첨가되었기 때문에 Mo의 영향은 미미한 것 같다. 그리고 Zr-Cu의 경우도 Cu 함량이 0.5wt.%이하에서는 Cu함량이 적을수록 내식성이 향상됨[19,20)]으로 Cu가 실험합금 B의 부식에 미치는 영향도 미미할 것으로

생각된다. 그림 2(b)는 각 시험조건에 15일간 노출시켰을 때 실험합금 A, B의 수소흡수 분율을 나타낸 것이다. 증기분위기에서 실험합금의 수소 분율차이는 미미하나 물 분위기에서는 실험합금 B의 수소흡수 분율이 낮고 LiOH 분위에서는 실험합금 A의 수소흡수 분율이 낮다. 또한 물 및 증기분위기에서는 SR 열처리한 합금의 수소흡수 분율이 낮지만 LiOH 부위기에서는 RX 열처리한 합금의 수소흡수 분율이 낮다. Zr-Nb합금의 경우 Nb함량을 증가시키면 물분위기에서 수소흡수성이 감소한다[21]. 그리고 Zr-Sn합금의 경우는 Sn함량 증가와 더불어 수소흡수성이 약간 감소한다[22]. 따라서 물 및 증기분위기에서 합금 B의 수소흡수 분율이 낮은 것으로 생각되나 최종열처리와 수소흡수성과의 관계를 구분 짓기는 어려운 것 같다. 그런데, LiOH 분위기에서는 실험합금 A의 수소흡수 분율이 실험합금 B보다 낮다, 이는 합금내 석출물과 관련이 있을 것으로 추측된다. 즉, 과포화 Nb원소를 많이 함유하고 있는 실험합금 B에는 최종 열처리시 실험합금 A에서 보다 크거나 많은 Nb함유 석출물이 존재한다. Zr-0.5Nb-1.0Sn-0.5Fe-0.25Cr 합금의 경우도 석출물이 증가하면 석출물을 통한 수소이동이 용이해져 수소흡수성도 증가[23]하기 때문에 과포화 원소가 많은 실험합금 B가 A보다 수소흡 분율이 큰 것으로 생각되며 실험합금 B중에서도 더 높은 온도에서 RX 열처리한 것이 더 낮은 온도에서 SR 열처리한 것보다 수소흡수 분율이 큰 것 같다. 그러나 Zr합금의 경우 부식량이 증가하면 수소흡수량도 증가하지만 수소흡수분율은 변하지 않기[24] 때문에 그림 2(b)는 각 분위기에서 부식진행시 실험합금 A, B의 수소흡수 특성을 나타낸다고 볼 수 있다. 수소흡수성 분석을 종합하면 실험합금 A, B 모두 수소흡수 분율은 5%이내로 10% 이상을 보이는 Zircaloy-4 [25]에 비해 수소흡수 저항성이 매우 양호함으로 Zircaloy-4보다 부식저항성이 우수하다고 할 수도 있다. 그림 3(a)는 물 및 LiOH분위기에서 무게증가가 약 30mg/dm^2 및 70mg/dm^2 인 시편의 산화막 조직 분석결과를 나타낸 것이다. 실험합금 A, B 모두 무게증가가 약30mg/dm^2인 산화막보다 무게증가가 약70mg/dm^2인 산화막의 m-ZrO_2에 대한 t-ZrO_2의 분율이 대체로 약간 낮다. Zr합금은 부식이 진행될 때 금속과 산화막 계면사이에 발생하는 높은 압축응력이 점차 인장 응력으로 바뀜으로서 보호성 준안정상인 t-ZrO_2이 비보호성 안정상인 m-ZrO_2로 상변태가 일어나서 부식이 가속[26,27]되기 때문에 실험합금의 경우 부식진행과 더불어 약간이나마 보호성 산화막에서 비보호성 산화막으로 변태가 진행되고 있다고 할 수 있다. 그림3(b),(c)는 물 및 LiOH 분위기별 m-ZrO_2에 대한 t-ZrO_2의 분율 차이에 대하여 그림3(a)의 데이터를 다시 나타낸 것이다. 그림 3(b),(c)에서 보듯이 SR열처리한 실험합금 A 시편이 다른 시편보다 t-ZrO_2의 분율이 높음으로 다른 조건의 시험합금 보다 부식저항성이 우수하다고 할 수 있다. 실험합금 B의 경우 산화막 무게증가 약 70mg/dm^2 정도되었을 때는 SR, RX 열처리에 무관하게 물보다 LiOH분위기에서 미미하나마 부식저항성이 양호하다고 할 수 있다. 또한 물 및 LiOH분위기 모두에서 SR열처리를 한 시편이 RX열처리를 한 시편보다 대체적으로 부식 저항성이 우수하나 산화막 무게증가 약 70mg/dm^2정도 되면 실험합금 B은 SR과 RX 최종열처리 간에 부식저항성의 차이가 거의 없다. 특히, 실험합금 A의 경우는 SR 열처리한 시편이 RX열처리한 시편보다 부식저항성이 좋다고 볼 수 있다. 실험합금 B는 480 에서 시효 시켰을 때 Nb을 함유한 석출물의 형성 및 성장으로 기지조직내에 과포화된 Nb이 감소하여 부식저항성이 현저히 증가하며 580 에서 시효 시켰을 경우 시효 중에 형성되는 석출물 속에 Nb함량이 증가하면서 석출물이 조대해지고 부식저항성이 저하되나[28], Fe 및 Cr이 함유된 Zircaloy-4는 열처리 이력을 나타내는 열처리변수인 ÓA를 증가시킬 경우 Zr(Fe, Cr_2) 석출물이 형성된다. 이 석출물의 부식속도는 기지금속보다 느리기 때문에 부식저항성이 증가한다. 그러나 Zr-Nb합금의 경우는 ÓA를 증대시키면 부식저항성이 오히려 감소한다[23,29]. Nb을 함유한 Zr합금은 Nb 함량 변화에 따라 열처리에 민감하다. 즉 0.5%Nb를 함유한 Zr합금은 열처리에 민감하지 않는 반면, 1%이상의 Nb를 함유한 Zr합금은 열처리에 민감하다[30]. Zr-1.0Nb-0.2Cu 합금은 Nb를 함유한 석출물이 형성되거나 일정한 한도에서 열처리변수 ÓA가 증가하면 부식저항성 향상된다[31]. 또한 α-Zr상의 내의 성분원소 Fe, Nb, Sn, Mo 및 Cu의 최대 고용도는 각각 0.02, 0.6, 9.3, 0.18 및 0.2 wt.%이다[32]. 이상의 내용을 종합하여 추측하건대 SR열처리와 RX열처리간의 부식저항성차이는 열처리 온도의 차이가 주된 요소라고 생각된다. 특히, 실험합금 A,B는 다원계 Zr합금임으로 α-Zr상 내의 첨가원소의 실제 고용도는 2원계 합금의 고용도보다 낮아질 것이다. 그림 4,5는 각 합금의 최종열처리별 TEM 사진과 석출물 EDX분석 결과를 보여준다. 그림 4,5에서 보듯이 SR 열처리한 시편의 경우 석출물과 함께 전위가 많이 남아있으나 RX열처리한 시편은 전위가 대분분 사라졌고 석출물이 많이 분포되어 있는 것을 볼 수 있다. 그리고 Cu를 함유하지 않은 실험합금 A의 경우 석출물 EDX 스펙트럼인 그림 6(b) 및 7(b)에 Cu가 나타난 것은 시편분석시 Cu holder를 사용하였기 때문

이다. 여러 개의 석출물 성분을 분석하여 평균한 석출물의 평균조성은 표1에 나타내었다. 표1에서 보듯이 실험합금 A의 경우 석출물 성분은 Zr-Nb-Fe-Mo이고 B의 경우 Zr-Nb-Fe-Cu이었는데 RX열처리한 경우 석출물내 Nb함량이 많았다. 따라서 석출물 형성이 부식에 미치는 영향중 Fe와 Nb의 영향이 서로 상반되는 점이 있지만 SR 열처리 온도보다 50 높은 RX열처리의 경우 부식에 민감한 Nb가 모재에서 더 많이 빠져 나와 부식 저항성이 나쁜 Nb함유 석출물을 형성함으로서 부식저항성이 저하되었을 것으로 생각된다.

4.결 론

핵연료 피복관 소재용 Zr 신합금 개발을 위해 2종의 다원계 시험용 Zr 신합금 A(Zr-0.8Sn-0.4Nb-FeMo) 및 B(Zr-1.0Sn-1.0Nb-FeCu) 시편을 제작하여 470℃와 520℃에서 각각 최종 열처리하여 360℃ 물, 400℃ 수증기 및 LiOH 70ppm 수용액 분위기에서의 부식특성에 대한 최종열처리영향을 조사한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. 각 시험분위기 모두에서 Nb 및 Sn이 적게 첨가된 A 신합금이 부식저항성이 우수하였다. 따라서 Sn과 Nb가 포함된 다원계 Zr 신합금의 경우 Nb과 Sn함량을 증대 시키면 부식저항성을 향상을 기대하기 어렵다. 그러나 Nb 및 Sn원소가 Zr 신합금의 강도향상에 기여할 수 있는 사항도 고려하여야 할 것이다.
2. 각 시험 분위기 모두 470℃에서 최종 열처리한 (SR열처리) 신합금이 520℃에서 최종 열처리한 (RX열처리) 신합금보다 부식저항성이 우수하였다. 특히, Nb 및 Sn 함량이 상대적으로 많이 함유된 B합금은 SR열처리 했을 때가 RX열처리했을 때보다 초기 부식 저항성이 우수하였다. 따라서 Nb 및 Sn 함량이 상대적으로 많이 함유된 다원계 Zr 신합금의 경우 부식저항성 향상을 위해서 RX열처리보다 SR열처리가 효과적일 수 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업인 지르코늄 신합금 핵연료피복관 개발 과제 수행의 일환으로 수행되었으며 이에 감사 드립니다.

REFERENCES

1. G. P. Sabol et al.: ASTM STP 1245, (1994).
2. Mardon, J.P., et al., "The M5 Fuel Rod Cladding", Avignon, Sept. 13-15, 1999
3. J.T. Willse, G.L. Garner, 1-4-1, Proceedings of the 2000 ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City, Utah, April 10-13, 2000
4. K. Goto, S. Matsumoto, T. Murata, T. Miyashita, H. Anada, H. Abe, 1-8-1, Proceedings of 2000 ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park city, Utah, April 10-13, 2000
5. Yasuhiro Irisa, Sigemitsu Suzuki, Kenji Murai, R.Sabate, Ken Goto, J.M.Alonso, 1-7-1, Proceedings of 2000 ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park city, Utah, April 10-13, 2000
6. Y,H,Jeong, J.H.Baek, S.J.Kim, B.K.Choi and Y.H.Jung, Kor. J. Mater. Res. 8(4), 368 (1998)
7. V.F. Urvanic, B.D. Warr, A. Manolescu, C.K. Chow and M.W. Shanahan, Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1023 (1988) 20
8. H. G. Kim, Y. S. Lim, M. Y. Wey, and Y. H. Jeong: J. Kor. Inst. Met. & Mater., 37 (1999) 584
9. Y. H. Jeong: J. Kor. Inst. Met. & Mater., (1995) 683
10. V.F. Urbanic, R.W. Gilbert: IAEA Technical Committee Meeting on Fundamental Aspects of Corrosion of Zr-based Alloys for Water Reactor Environments, Portland, Oregon, 11-5 Sept. (1989)
11. F. Garzarolli, H. Seidel, R. Tricot and J. P. Gros: 9th Int. Symp. on Zirconium in the Nuclear Industry, Nov.5 8, Kobe (1990)
12. T. Iosbe and Y. Matsuo: 9th Int. Symp. on Zirconium in the Nuclear Industry, Nov. 5 8, Kobe (1990)
13. H. Makoto: 9th Int. Symp. on Zirconium in the Nuclear Industry, Nov.5 8, Kobe (1990)
14. M.Limback, M.A.Krammen, P.Ruding, S.R.Pati and A.M.Garde, Proc. ANS Int. Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, West Palm Beach, FL, USA, Apr.17-21, 286 (1994)
15. G.P.Sabol, W.J.Leech, R.A.Weiner and R.S.Miller, Proc. EPRI, Utility Workshop on PWR Fuel Corrosion, Washington DC, USA, July28-30, (1993)
16. O.A.Besch et al., 11th Int. Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Garmisch-Partenkirchen, Germany, Sept.11-14, (1995)
17. H.Hayashi and T.Okubo, Enlarged Halden Programme Group Meeting, Loen, Norway, May 19-24, (1996)
18. Ivanov.O.S and V.K. Grigorovich: Proceedings of the Second Internatioinal Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva. 1958, Vol.5 (2046)
19. H. S. Kim, C. J. Jeon, H. S. Hong, S. J. Kim, and K. S. Lee: J. Kor. Inst. Met. & Mater., 36 (1998) 1490
20. M. H. Kim, M.Y. Wey, Y.G. Park and Y. H. Jeong: J. Kor. Inst. Met. & Mater., 38 (2000) 1372
21. J. H. Baek, et al.,: Water side Corrosion of Zirconium Alloys in Nuclear Power Plants, KAERI/AR-547/99 (1999.8) 268
22. J. S. Yang and R. R. Adomson: ASTM STP 1023(1989) 451
23. J.H. Baek, Y.H. Jeong and I.S. Kim: J. Nucl. Mater., 280 (2000) 235
24. R.A. Muratroyd and J. Winton: J. Nucl. Mat. 23 (1969) 249
25. Y. H. Jeong: Kor. J. Met. Res., 6 (1996) 188
26. J. Godlewski: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1245 (1994) 663
27. J. Godlewski, et al.: Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM STP 1132 (1991) 416
28. J. M. Kim, Y. H. Jeong, Y. H. Jung: J. Mater. Proc. Tech. 104 (2000) 145
29. T. Iosbe, Y. Matsuo and Y. Mae: ASTM STP 1145 (1994) 346
30. G. P. Sabol et al., IAEA Technical Committee Meeting on Materials for Advanced Water Cooled Reactors (1991) 122.
31. J. M. Kim, Y. H. Jeong: J. Nucl. Mater., 275 (1999) 74
32. C. Nam, K.H. Kim, M.H. Lee and Y.H. Jeong: J. Kor. Nucl. Soc. 32(2000) 372

표1. 석출물의 평균 조성

단위:wt.%

합금명 (열처리)	Zr	Nb	Fe	기타
Alloy A (SR)	53	11	30	Mo : 6
Alloy A (RX)	45	22	28	Mo : 5
Alloy B (SR)	44	29	23	Cu : 4
Alloy B (RX)	39	35	22	Cu : 4

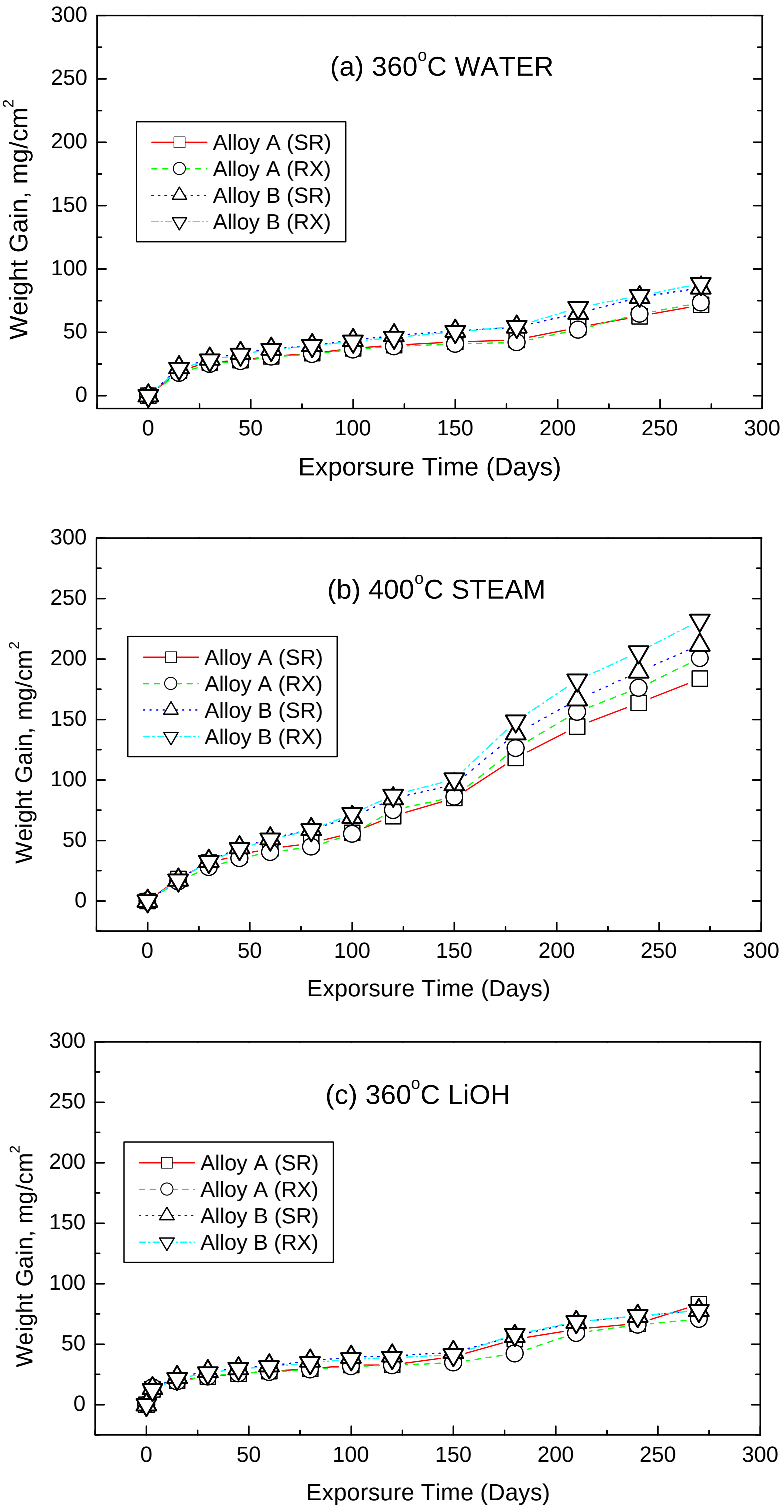


Fig. 1. Corrosion behaviors of the alloy A and B exposed for 270 days in the different conditions

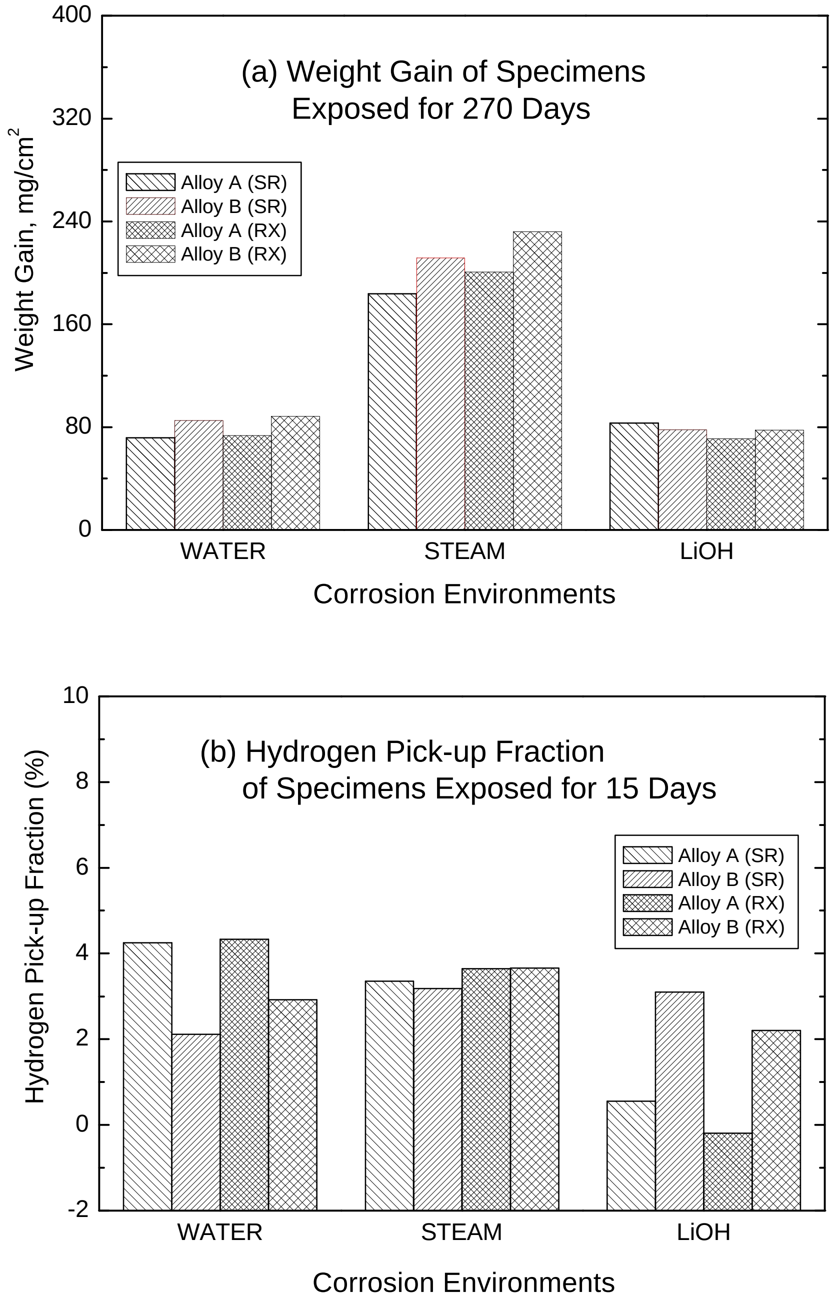


Fig. 2. Weight gain of the alloy A and B corroded for 270 days and hydrogen pick-up of them exposed for 15 days in the environment of 360°Cwater, 400°C steam and 360°C LiOH

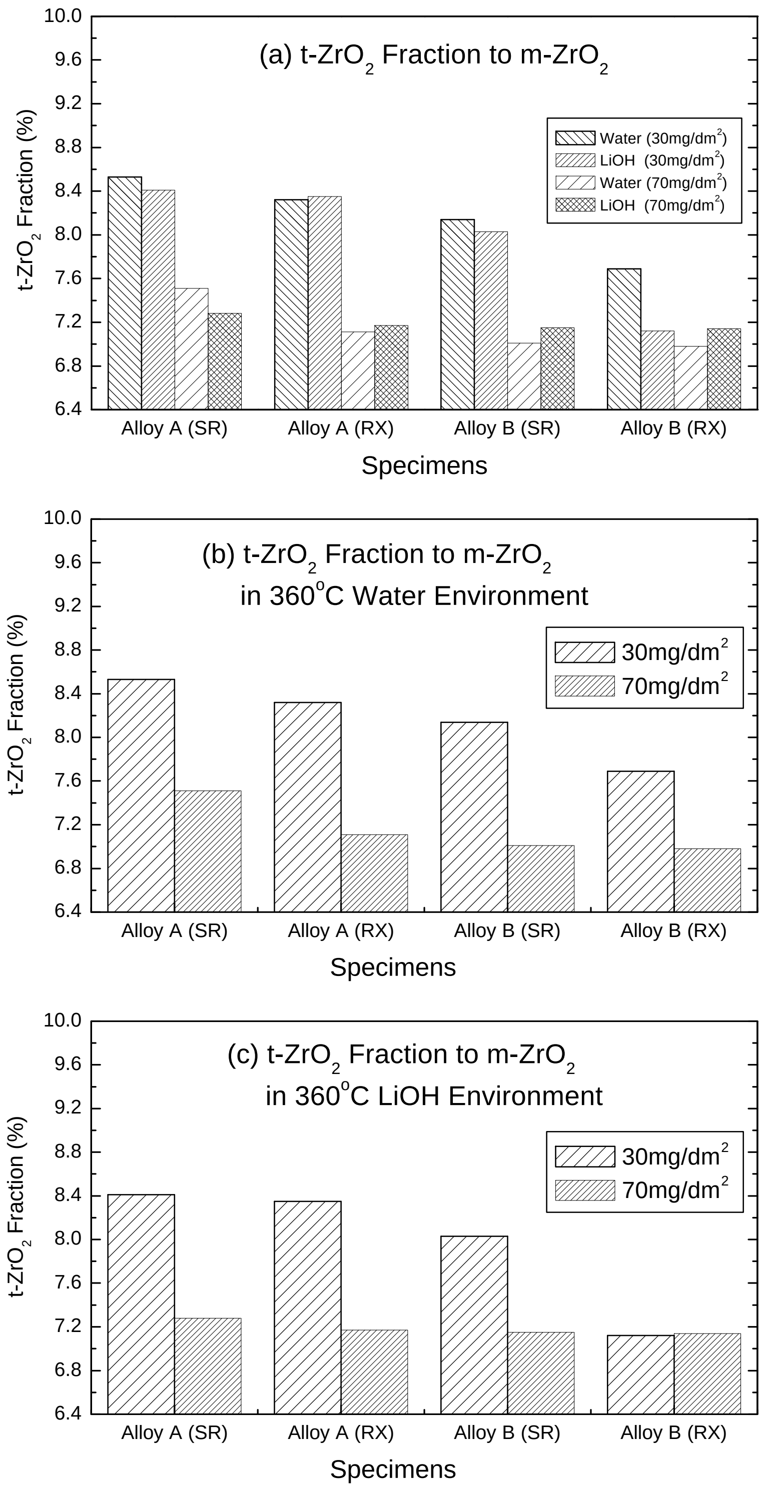
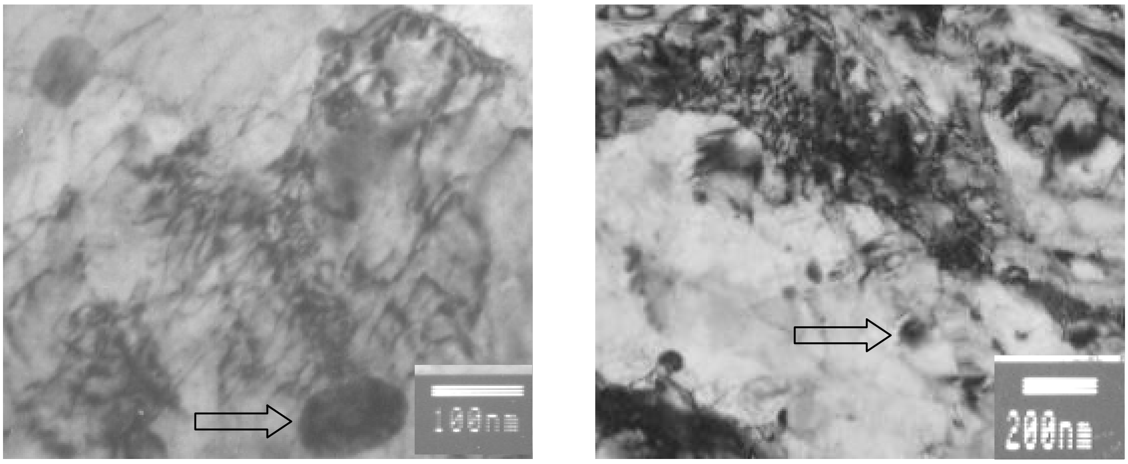
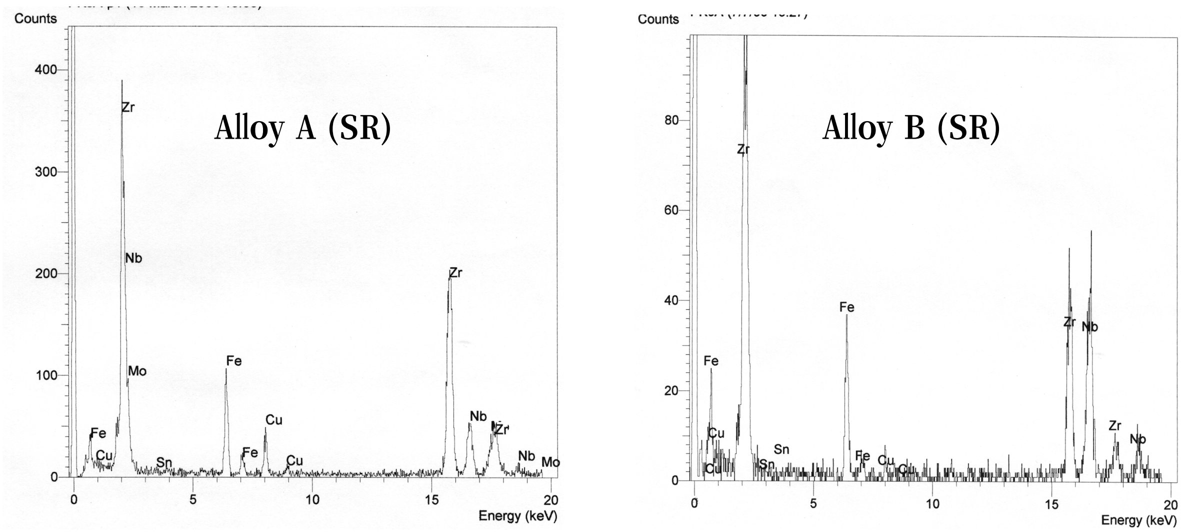


Fig. 3. t-ZrO_2 Fraction to m-ZrO_2 of the oxides on the alloy A and B corroded to 30 mg/dm^2 and 70 mg/dm^2 in weight gain

Alloy A (SR) Alloy B (SR)



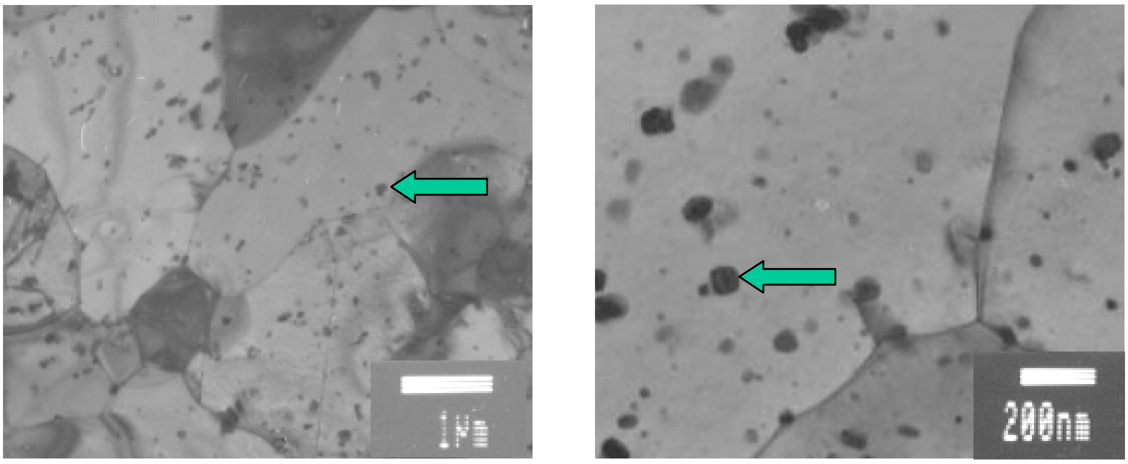
(a) TEM micrographs



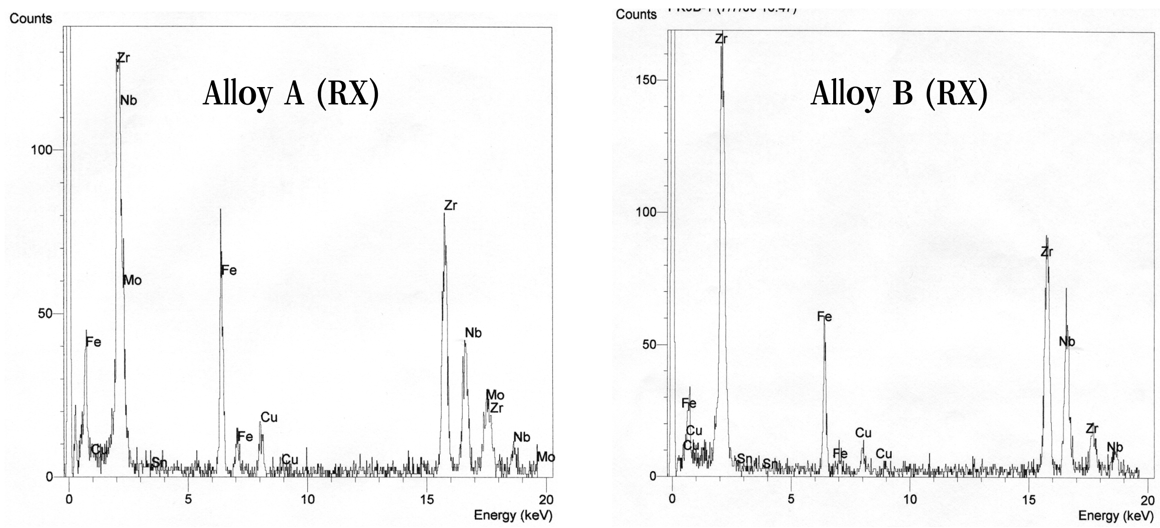
(b) EDX spectra of one of the precipitates in the alloys

Fig. 4. TEM micrographs of the alloy A and B with EDX spectra of one of their precipitates after final SR heat treatment

Alloy A (RX) Alloy B (RX)



(a) TEM micrographs



(b) EDX spectra of one of the precipitates in the alloys

Fig. 5. TEM micrographs of the alloy A and B with EDX spectra of one of their precipitates after final RX heat treatment