'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

핵연료피복관용 Zr 신합금의 부식 및 기계적 특성에 미치는 최종열처리의 영향

Effect of Final annealing on Corrosion Characteristic and Mechanical Properties of New Zr-based Alloys for Fuel cladding

하승원, 허주열
고려대학교
서울시 성북구 안암동 136-701

김현길, 이명호, 정용환
한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150번지

요약

본 연구에 사용된 시편은 한국원자력연구소에서 새롭게 개발된 Zr 합금으로서 VAR (Vacuum Arc Remelting)방법으로 제조하였다. 360℃ 물, 400℃ 수증기 및 360℃ 70ppm LiOH 분위기에서의 mini autoclave실험을 통해 부식 특성을 평가하였고, 상온 및 고온에서 인장실험을 실시하였다. 시편의 미세구조는 광학현미경, SEM 및 TEM으로 관찰하였다. 부식시험조건 관점에서는 400℃ 수증기 분위기에서 시험할 경우가 360℃ 물이나 360℃ 70ppm LiOH 조건보다 높은 부식속도를 나타냈으며, 합금원소 관점에서는 High Sn을 첨가한 조성의 시편이 Low Nb와 Low Sn을 첨가한 시편보다 먼저 천이현상이 나타났고 Nb와 Sn이 가장 적게 함유된 합금에서 가장 우수한 부식 저항성을 보여주었다. 한편 기계적 특성 분석결과 열처리 온도가 상승함에 따라 항복강도 및 최대 인장강도는 감소한 반면 연신률은 그 반대의 형상을 나타내었으며 첨가원소가 가장 많은 합금에서 가장 좋은 성향을 보여주었다. 또한 경도값 역시 마지막 열처리 온도가 올라감에 따라 그 값이 하락하는 모습을 나타내었는데 이는 광학 현미경 혹은 TEM으로 관찰한 미세조직과 밀접한 관계가 있음을 보여주고 있다.

Abstract

The corrosion behavior and mechanical properties of Zr-based alloys was investigated for the new Zr-based alloys manufactured by VAR(Vacuum Arc Remelting). corrosion tests were carried out in a mini autoclave in 360℃ water, 400℃ steam and 360℃ LiOH solution. Microstructures of tested alloys were analyzed by using optical microscope, SEM and TEM. In the case of conditions for the corrosive test, all tested alloys in 400℃ steam showed higher corrosion rate than the 360℃ water and 70ppm LiOH solution. Especially, the high Sn addition alloy showed the transition of corrosion rate after 80 days exposure. But the low Nb and Sn added alloy showed higher corrosion resistance. The yield strength, tensile strength and hardness decreased as final annealing temperature increased. It was concluded from TEM study that mechanical properties and corrosion would be related to the microstructure of new Zr alloys.

1. 서 론

현재 원자력발전소 노심재료로 사용되고 있는 Zr 합금은 낮은 중성자 흡수성과 우수한 내식성 및 기계적 성질을 갖고 있기 때문에 핵연료 피복관 및 구조재로서 널리 이용되어져 왔다[1]. 그러나 현재 원자력 발전소의 가동조건은 기존의 핵연료 피복관 재료인 Zircaloy-4 합금이 극복하기 어려운 상황으로 변환되고 있는 실정이다. 즉 원자력발전소의 경제성을 향상시킬 방안으로 고연소도 운전, 열효율을 향상시키기 위한 냉각재온도 상승 운전, 발전효율을 증가시키기 위한 부하추종 운전, 원전 1차 계통의 방사선량을 감소시키기 위한 고 pH 운전 등으로 운전조건이 변함에 따른 피복관의 극심한 부식으로 인해 기존의 Zrcaloy-4 합금을 핵연료 피복관으로 계속해서 사용하는 것은 한계점에 도달했다고 할 수 있다. 따라서 원자력발전소를 운영하고 있는 여러 나라에서는 현재의 합금을 대체할 만한 신합금을 개발하기 위해 노력하고 있는 실정이다.

미국의 Westinghouse는 그동안 서구권에서 사용해 오던 Zircaloy 합금(Zr1.5Sn0.2Fe0.1Cr)과 러시아에서 사용해 오던 Zr-1Nb 합금의 조성을 혼합하여 ZIRLO(Zr1Nb1Sn0.1Fe)라는 합금을 개발하였는데, 현재 노내 성능 평가에 있어서 내식성이 우수한 것으로 보고된바 있다[2,3]. 독일의 KWU에서 개발한 DUPLEX 피복관은 피복관 내면에는 기계적 강도를 유지하기 위하여 현용 Zircaloy 합금을 사용하고 외부층(두께의 10%)에는 내식성을 향상시킬 수 있는 다른합금(1.0Sn Zircaloy 또는 Nb 합금)을 사용하는 핵연료 피복관으로, 실험실 평가를 마친 후 현재 상용원자로에서 시험연소중이다[4,5]. 일본은 Mitsubishi사를 중심으로 수많은 신합금을 제조하여 부식시험한 결과, Sn량을 상당량 줄이고 Nb을 약간 첨가한 Zr0.5Sn0.1Nb0.2Fe0.1Cr합금이 개발가능성이 있는 것으로 평가되어 현재 이 합금에 대하여 집중적으로 연구하고 있으며[6,7], 프랑스는 M5(Zr1Nb)합금을 개발하여 현재 노내 시험중이다[8]. 러시아에서는 수십년동안 Zr-1Nb 합금을 핵연료 피복관으로 사용하여 왔으나 수년전에 Nb와 Sn이 혼합된 Zr1Sn1Nb0.4Fe합금을 개발하여 현재 상용로에 사용여부를 검토중에 있다[9].

Zircaloy 합금은 오랜기간 동안 핵연료 피복관으로 사용되어 왔기 때문에 이에 대한 연구가 무수히 수행되어 왔다. 그러나 새로운 조성을 갖는 신합금에 대한 부식특성 연구가 체계적으로 발표되지 않고 있는 실정이다. 따라서 본 연구에서는 새로운 Zr 합금들의 최종열처리에 따른 부식특성 및 기계적 특성을 면밀히 조사한 후 합금설계 방안을 수립하고 궁극적으로 고성능 핵연료 피복관용 Zr 합금을 개발하는 것을 목적으로 한다.

2. 실 험 방 법

본 연구에서는 새롭게 개발된 Zr 합금의 부식 및 기계적 특성 평가를 위해 3종의 Zr 신합금(Zr0.4Nb0.8SnFeCu-이하 alloy A, Zr0.2Nb1.1SnFeCrCu-이하 alloy B, Zr0.2Nb0.4SnFeCu-이하 alloy C)이 사용되었다. 먼저 시험용 합금은 VAR(Vacuum Arc Remelting)방법을 이용하여 200g의 button 형태의 잉고트로 용해를 수행하였다. 용해되는 동안 합금원소의 손실을 줄이기 위해 sponge Zr 중간에 합금원소를 첨가하여 용해하였으며 불순물이 편석되거나 합금조성이 불균질하게 분포하는 것을 방지하기 위해 4회의 반복 용해를 실시하였다. 용

해된 잉고트는 합금내의 조성을 균질화하기 위해서 1020℃에서 30분간 유지 후 수냉하는 β-quenching 열처리를 행하였다. 이 시편을 600℃에서 30분간 가열한 뒤 압하율 60%로 열간압연을 하였고 고진공 열처리로를 이용하여 600℃에서 3시간 균질화 열처리를 실시하였으며 1차 70%, 2차 60%, 3차 40%의 압연율로 냉간압연을 실시하였다. 압연 후 냉간압연 조직의 재결정을 위해 1차, 2차 압연 중간에 고진공 열처리로를 이용하여 570℃에서 2시간 동안 중간 재결정 열처리를 실시하였으며 3차 압연 후 발생된 응력을 이완 시키고자 최종열처리를 470, 490, 510 및 530℃로 온도를 변화하여 3시간동안 마지막 열처리를 실시하였다.

부식특성을 평가하기 위해서 15×25×1mm^{3}의 판상으로 가공하여 SiC 연마지로 1200번까지 연마한 후 부식 시편의 표면 조건 영향을 최소화하기 위하여 HF 10%, HNO_3 30%, H_2SO_4 30%, H_2O 30%의 혼합용액에서 산세(pickling)하여 시편을 준비하였다. 부식시험은 한국원자력연구소에서 특별히 제작된 mini autoclave를 사용하여 360℃ 물 분위기(2,750psi), 400℃ 수증기 분위기(1,500psi), 360℃ LiOH 70ppm 분위기(2,750psi)에서 수행되었으며 시간에 따른 단위 면적당 무게 증가의 변화를 측정하여 부식특성을 평가하였다.

최종 열처리에 따른 미세 조직의 변화는 편광 광학현미경과 SEM 그리고 TEM으로 관찰하였는데, 광학현미경과 SEM관찰용 시편은 HF 10%, HNO_3 45%, H_2O 45%의 용액에서 에칭 시킨 후 mounting하여 단면관찰을 하였으며 석출물 특성을 관찰하기 위한 TEM 시편은 약 70㎛까지 기계적으로 연마한 후 ethanol 90%, perchloric acid 10%의 혼합용액내 -45℃의 온도에서 12 V의 전압을 걸고 jet polishing을 이용하여 박막시편을 준비하였다. 석출물 성분은 TEM에 부착된 EDS를 이용하여 분석하였다.

열처리 온도에 따른 회복 및 재결정 과정과 미세구조의 변화를 조사하기 위하여 Knoop 미소경도계를 사용하여 경도측정을 실시하였다. 각각의 시편에 대해서 10회씩 측정하여 최대, 최소값을 제외한 나머지 값의 평균을 경도값으로 취하였다. 그리고 기계적 특성을 평가하기 위하여 인장시험은 ASTM E8 규격으로 인장시험용 시편을 제작한 후, INSTRONG-4505 인장시험기를 이용하여 상온과 고온(400℃)에서 시험을 하였다. 인장시험용 시편은 압연방향과 같은 방향에서 채취되었으며, 시험조건은 ASTM B352-85에 준하여 cross head speed를 항복점까지는 0.127mm/min로, 항복점 이후부터는 1.27mm/min로 하였다.

3. 연구결과 및 고찰

3.1 미세조직 관찰

그림 1은 Zr 합금의 최종 열처리 온도에 따른 미세조직을 광학현미경으로 관찰한 결과이다. 각 합금 모두 최종 열처리 온도의 변화에 따라서 가공조직에서 재결정으로의 조직변화를 보여주고 있다. 470℃와 490℃까지 각 합금에서는 동일하게 가공조직이 그대로 보이고 있으나 A와 C합금의 경우는 490℃에서 부분적으로 재결정이 발생하여 530℃에서 재결정이 거의 완료되어지는 모습을 관찰할 수가 있었다. 반면 B합금은 530℃에서도 가공조직을 많이 함유하고 있는데 이는 Zr기지 내에 Sn입자의 고용량이 증가할수록 결정립 성장이 억제되기 때문인 것으로 사료된다. 또한 온도 변화에 따른 미세조직 변화는 그림 6의 경도 변화와 잘 일치하는 경향을 보이고 있다.

그림 2는 alloy A, B, C 세 합금을 500℃에서 3시간 동안 최종 열처리를 실시한 후 미세조직을 관찰한 TEM사진과 석출물을 EDS로 분석한 결과를 나타내고 있는데 이 결과 역시 광학현미경으로 관찰한 미세조직과 잘 일치하고 있음을 알 수 있다. 이 경우는 세 합금 모두

가공조직과 재결정조직이 공존하고 있으나 C합금은 재결정 정도가 다른 합금에 비하여 더 많다는 것을 알 수 있다. 관찰된 석출물은 모든 합금 에서 석출물의 크기 및 분포가 불균질하였으며 상대적으로 A와 B합금에 비해 C합금이 석출물의 크기가 더 크다는 것을 확인할 수 있었다. 이들 석출물을 EDS로 분석한 결과 A합금은 검출된 석출물 대부분이 Fe, Cu, Zr 이며 이 외에 Nb가 검출되었는데 이는 Nb에 대한 α-Zr의 고용도가 610℃ 근처에서 0.5wt.%라는 사실[10]과는 다소 다른 차이를 보이는데, 이는 Zr에 Nb뿐 아니라 다른 합금원소를 첨가하여 Nb의 실제 고용도가 낮아졌기 때문인 것으로 사료된다. 일반적으로 Zircaloy-4에서는 석출물의 크기와 내식성과는 밀접한 관계가 있는데, BWR 분위기에서는 석출물의 크기가 작은 것이 유리하지만 PWR 분위기에서는 석출물의 크기가 너무 작으면 내식성이 감소하고 어느 크기 이상이 되어야 내식성이 증가하는 것으로 보고되어 있다[11]. 본 실험의 경우, B와 C합금은 Fe, Cu, Zr 조성의 석출물을 가지고 있으며 두 합금 모두 정량적으로 유사한 값을 가지고 있다는 것을 알 수가 있었다. 하지만 A와 B합금은 거의 유사한 부식거동을 보이는 반면 C합금의 부식특성이 눈에 띄게 좋다는 것을 고려할 때 불균질한 분포와 크기를 가지고 있는 석출물을 통해서는 부식평가를 명확하게 결론 내리기가 어렵다. 이같은 결과로부터 석출물의 크기가 부식에 영향을 미치는 현상은 합금 조성을 동일하게 유지하고 단지 열처리 변수만 바꾸어서 석출물의 크기를 변화시켰을 경우에 서로 상호 관계를 나타낼 수 있는 것이지 본 연구에서와 같이 합금 조성이 서로 다를 경우는 석출물의 변화는 부식에 영향을 미치지 않는 것으로 관찰되었다. 즉 합금 조성이 다르면 석출물 분포나 크기보다는 합금 원소의 영향이 훨씬 더 지배적으로 부식에 영향을 미친다고 할 수 있다.

3.2 부식특성 고찰

3.2.1 분위기와 최종 열처리에 따른 부식특성 변화

그림 3은 Zr 합금을 360℃ 물, 400℃ 수증기, 360℃ LiOH 70ppm 분위기를 가지고 있는 autoclave에서 300일간 부식시험한 결과이다. 세가지 분위기 모두에서 C합금이 A, B합금보다 우수한 부식특성을 나타내고 있는데 이는 Nb와 Sn의 함량이 상대적으로 적게 첨가된 것이 내식성 향상에 유리하게 작용한 것으로 사료된다. 이와 같은 조건에서 상용 Zircaloy-4를 본 실험실에서 실험한 결과와 비교하면 본 연구에서 수행한 합금 중 alloy C의 내부식성은 매우 우수하다고 평가된다.

원자력 발전소에서는 피복관에 침전되는 물질을 용해하기 위한 목적으로 냉각재에 2.2ppm 정도의 LiOH를 첨가한다. 냉각재 내에서 국부적으로 농도가 증가하는 경우가 발생하는데 이때 핵연료 피복관의 가동조건은 고온, 고압이기 때문에 핵연료 피복관 표면에서 국부 비등 현상이 발생하고 이로 인해 Li의 농도는 수십내지 수백배까지 농축될 수 있다[12]. 본 실험에서도 부식에 LiOH가 미치는 영향을 고찰하기 위해 부식이 가속되는 70ppm을 첨가하였다. 360℃ 70ppm LiOH 분위기에서 A합금은 120일과 250일경에 1차, 2차의 천이현상을 나타내었고 B합금의 경우는 비교적 저온의 구간과 고온의 최종 열처리 구간에서 각각 120일, 210일 경과 180일 경에 천이현상을 나타내었다. C합금은 아직 천이전 영역의 부식거동을 보이고 있으나 전반적으로 parabolic law를 따르는 부식특성을 나타내고 있다. 일반적으로 LiOH 분위기에서는 400℃ 수증기 분위기보다 부식을 가속시킨다고 알려져 있지만[13] 본 실험에서는 400℃보다 낮은 무게 증가량을 보이고 있다. 또한 A와 B합금의 경우 360℃ 물 분위기와 비교하여 360℃ 70ppm LiOH 분위기에서 부식이 가속되어 보다 많은 무게증가량이

측정되었다. 반면 C합금의 경우 360℃ 물 분위기와 360℃ 70ppm LiOH 분위기에서 거의 유사한 부식특성을 나타내었는데 이는 360℃ LiOH 분위기에서 LiOH가 산화막에 침입하여 부식이 가속된다는 연구 결과[14]와 비교해 볼 때 본 실험에 사용한 합금은 핵연료 피복관용 후보 합금으로 선별된 합금이니 만큼 현재까지 우수한 부식 저항성을 나타내고 있고, 뚜렷한 결과 분석을 위해서는 좀 더 오랜 시간이 경과된 후인 장기 부식시험을 통하여 이루어 져야 할 것으로 판단되며 그 후에는 LiOH 분위기에서의 부식가속이 있으리라 예상되어진다. LiOH에서 부식이 가속되는 이유로는 ZrO_2 산화막내에서 Zr^{4+}ion의 이온 반경이 72pm이고 Li^{+}ion의 이온 반경이 76pm으로서 서로 크기가 비슷하기 때문에 치환이 용이하고, 따라서 Zr^{4+}자리에 Li^{+}가 치환될 때 많은 산소공공을 형성하고 이로 인해 산소 이온의 확산이 빨라져서 부식이 가속된다고 보고[14]되고 있다.

그림 4는 360℃ 70ppm LiOH 분위기에서 alloy A와 alloy C의 최종 열처리 온도에 따른 부식특성을 각각 나타낸 것으로서 두 합금 모두 510℃에서 최종 열처리하여 부식시험을 실시한 합금이 가장 낮은 무게 증가량을 보임으로써 가장 좋은 부식 저항성을 나타내었다. 다른 분위기에서는 최종 열처리에 대한 부식특성을 현재까지 명확하게 구별할 수는 없으나 이러한 결과를 토대로 본 실험에 사용된 합금들은 가공 조직과 재결정 조직이 공존하고 있는 온도에서 마지막 열처리를 실시하는 것이 부식특성 향상에 유리한 것으로 사료된다.

3.2.2 산화막 미세구조가 부식특성에 미치는 영향

그림 5는 A, B, C 세 합금을 500℃에서 3시간 동안 최종 열처리를 하여 150일 동안 부식시험한 후에 형성된 산화막 단면을 SEM으로 관찰한 미세조직이다. Garzarrolli에 의하면 uniform oxide는 주상정 구조로 구성되어 내식성이 증가하고 nodular oxide는 등축정 구조로서 내식성이 감소한다고 보고 하였다[15]. 이처럼 산화막 단면의 미세구조가 어떻게 구성되는가에 따라 부식에 밀접한 연관이 있는 것으로 보고되었기에, 본 실험에서는 부식시험 중 형성된 산화막 단면에 대하여 SEM 관찰을 실시하였다. 그림에서 360℃ 물과 360℃ LiOH 70ppm 분위기는 uniform oxide를 가지고 있으나 400℃ 수증기 분위기에서는 lateral crack이 관찰되기도 하는 다소 불균질한 구조를 가지고 있다. 이러한 현상이 내식성이 가장 저하되었던 B합금에서 관찰되었는데 이 결과로 인해 부식이 한층 더 가속될 것으로 보인다. 일반적으로 등축정 량이 부식과 밀접한 관계를 나타내어 주상정보다 등축정 구조에서 결정립계의 면적이 넓어지고 결국 산소가 확산할 수 있는 공간이 커짐에 따라 부식이 가속된다는 이론들이 있는데 본 실험에서 관찰된 산화막은 등축정 구조는 찾아볼 수 없었으며 모두 주상정 구조의 산화막이 형성된 것을 관찰할 수 있었다.

3.3 기계적 특성에 미치는 최종 열처리 온도의 영향

그림 6(a)는 Zr 합금의 460 530℃까지의 최종 열처리 온도에 따른 경도 분포를 보여주고 있다. 전반적으로460 480℃까지는 가공상태 초기의 경도값을 거의 유지되는 회복단계, 그 이상에서는 경도값이 급격히 감소되는 재결정 단계를 보여 주고 있으며 경도값이 비교적 일정하게 유지되는 결정립 성장과정은 본 실험에서 사용된 열처리 구간에서는 찾아 보기 어렵다. 또한 Sn의 함량이 증가할수록 초기 경도값이 높게 나타나고 있는데 이는 Sn의 첨가에 의한 고용강화에 의하여 냉간가공 중 내부에 높은 응력장이 형성되어[16,17], 초기 경도값이 높게 나타나는 것으로 보여진다. 그림 6(b)는 초기 경도 값과 말기 경도 값의 차이를 나타낸 것으로서 Sn의 함량이 증가할수록 재결정이 지연되는 것을 관찰할 수 있는데 이는 Sn

원소가 Zr 합금내에 치환형 고용체로서 존재하여 Zr 합금에 격자 뒤틀림을 유발하여 냉간가공 시에 전위나 공공의 이동을 방해하게 되는데 이는 결과적으로 재결정의 핵생성을 위한 활성화 에너지를 상승시켜 재결정을 지연시키게 된다.

그림 7은 상온과 고온에서 인장시험 결과로서 항복강도, 인장강도 및 연신율을 나타내고 있다. 상온 인장시험에서의 항복강도와 인장강도는 합금원소의 첨가량이 증가할수록 더 높은 값을 나타내지만 반면 연신율은 상대적으로 저하되는 양상을 보여 주었다. 또한, 실험에 사용된 합금들은 최종 열처리 온도가 상승함에 따라 항복강도 및 인장강도는 떨어지지만 연신율은 증가하는 금속의 일반적인 기계적 성질을 보여주고 있다. 400℃의 고온에서 인장시험한 결과는 전반적인 강도변화 거동은 상온에서의 거동과 유사하다. 그러나 고온강도는 상온강도에 비해서 40%정도 떨어지는 반면에 연신율은 크게 증가하였다. A합금의 경우에 400℃ 항복강도는 상온 값의 60%정도를 나타냈으며 400℃ 연신율은 상온에 비해 125%로 증가하였다. 다른 합금에서도 대부분 고온강도는 60%정도 감소하는 경향을 나타냈다. 그림 8은 첨가 원소량에 따른 강도변화 현상을 고용강화, 석출강화 등의 관점에서 고찰한 것이다. 본 연구를 위해 첨가한 Nb와 Sn은 고용도 이하로 첨가되었기 때문에 치환형 고용체로 작용하며 이들 원소는 고용강화 효과가 강한 것으로 알려져 있다[18]. 따라서 Nb와 Sn량이 증가함에 따라서 강도는 점진적으로 증가할 것으로 예상된다. 또한 Fe, Cr 등과 같은 원소는 Zr에 고용도가 작아 대부분 석출물로 존재하게 되는데, 석출물은 전위의 이동을 방해하는 강화효과를 갖는다. 따라서 고용강화와 석출강화의 두가지 측면에서 고려해 볼 때 고용강화를 강하게 나타내는 Nb와 Sn의 영향이 대부분 석출물로 존재하는 다른 원소들에 비해서 그 강화효과가 더 크다는 것을 알 수 있으므로 A, B, C합금 모두 석출강화보다는 고용강화가 더욱 지배적이라고 생각된다. 또한 고용강화 효과 중 그림에서 보는 바와 같이 Nb보다는 Sn의 강화효과가 더욱 우세하다는 것을 확인할 수가 있었다. 이는 Zr과 Nb의 이온 반경크기는 비슷하지만 Sn의 경우 Zr보다 약 30%정도 크므로 이에 따라 Zr내에 Sn이 고용될 때 보다 큰 격자 변형을 유발시키기 때문으로 사료된다.

4.결 론

Zr 신합금의 autoclave를 이용한 미세조직 변화와 부식 및 기계적 특성을 비교하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. 3종의 신합금에 대한 부식시험 결과 Nb와 Sn이 미량 첨가된 합금이 360℃ 물, 400℃ 수증기, 360℃ LiOH 70ppm 분위기 모두에서 가장 우수한 부식 저항성을 나타내었다.
2. 석출물 분석 결과 Zr-Fe-Cu 및 Zr-Nb-Fe-Cu 조성의 석출물이 형성되는데 석출물 크기, 분포 및 조성과 부식과는 관계가 없는 것으로 나타났다.
3. 상온 및 고온(400℃)에서의 인장시험 결과 온도가 증가할수록 강도가 감소하고 연신률이 증가하는 일반적인 거동을 보였다.
4. 강도에 미치는 합금원소의 영향을 분석한 결과 Nb, Sn 합금이 강도에 크게 영향을 미치는 것으로 나타났다.
5. 합금 설계 관점에서 내식성과 기계적 성질을 모두 고려할 때 마지막 열처리를 가공 조직과 재결정 조직이 공존하는 500-510℃에서 하는 것이 바람직할 것으로 기대된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업중 지르코늄 신합금 핵연료피복관 개발과제 일환으로 수행되었습니다

참고문헌

1. M.Pahutova et al., J of Nucl. Mater. 131, (1985) 20
2. G.R. Kilp, D.R. Thormburg and R.J. Comstock : IAEA Technical Copmmittee Meeting Fundamental Aspects of Corrosion of Zirconium Base Alloys in Water Reactor Environments, Portland, Oregon, Sep. 11-15, (1989)
3. G.R. Kilp, M.G. Balfour, R.N. Stanutz, K.R. Mcatee, et al : International Topical Meeting on LWR Fuel performance, Avignon, France, Apr. 21 (1991)
4. F. Garzarolli, F.Schlemmer, E. Steinberg, H.G. Weidinger : Ninth International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Kobe, Japan, Nov. 5-8, (1990)
5. H.P. Fuchs, F. Garzarolli, H.G. Weidinger, R.P. Bomer and G. Meier : International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, France, Apr. 21-24 (1991)
6. T. Isobe and Y. Matsuo : Ninth International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Kobe, Japan, Nov. 5-8, (1990)
7. M. Harada, M. Kimpara and K. Abe : ibid.
8. J.P. Mardon, G. Garner, P. Beslu, D. Charquet, J. Senevat : Proceedings of the 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Portland, Oregon, March 2-6 (1997) 405
9. R.G. Reshetrnikov and A.V. Nikulina : Ninth International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Kobe, Japan, Nov. 5-8, (1990)
10. K.H.Kim, B.K.Choi, J.H.Baek, S.J.Kim and Y,H,Jeong, Korean J. Materials Research, 9(2), 188 (1999)
11. D.O.Northwood and D.C.Gillies, Microstructural Science, 7, 123 (1979)
12. Y,H,Jeong and J.H.Baek, J.Corros Sci.Soc. of Korea, vol. 27 No. 3, (1998)
13. Y,H,Jeong, J.H.Baek, S.J.Kim, B.K.Choi and Y.H.Jung, Korean J. Materials Research, 8(4), 368 (1998)
14. P.A.Perkins R.A.Busch : ASTM STP 1132, 595 (1991)
15. H.J.Beie, A.Mitwalsky, F.Garzarrolli, H.Ruhmann and H.J.Sell, Examination of the Corrosion Mechanism of Zirconium alloys, ASTM STP 1245, 615-6431994)
16. S.H.Bush, R.S.Kemper, D.L.Gray, Recovery and Recrystallization of Zirconium and Its Alloys, PART 1, HW-69678, UC-25, Metals, Ceramics and Materials, (TID-4500, 16th Ed.), (1961)
17. P.Cotterill, P.R.Mould, Recrystallization and Grain Growth in Materials, (1976)
18. O.S.Ivanov and U.K.Grigorovitch, Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 5, 34 (1958)

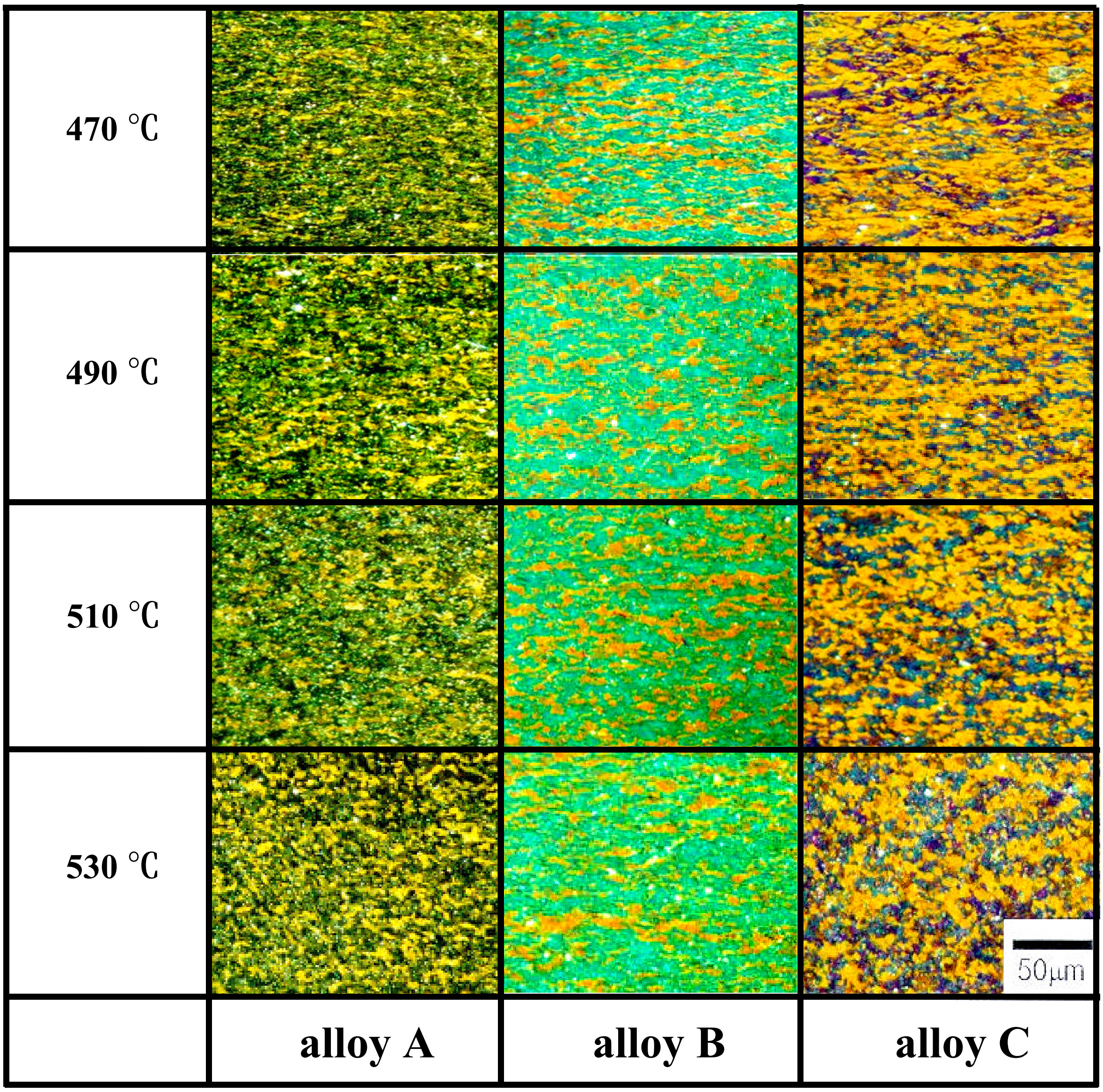


Fig. 1. Microstructures of Zr-based alloys after final annealing

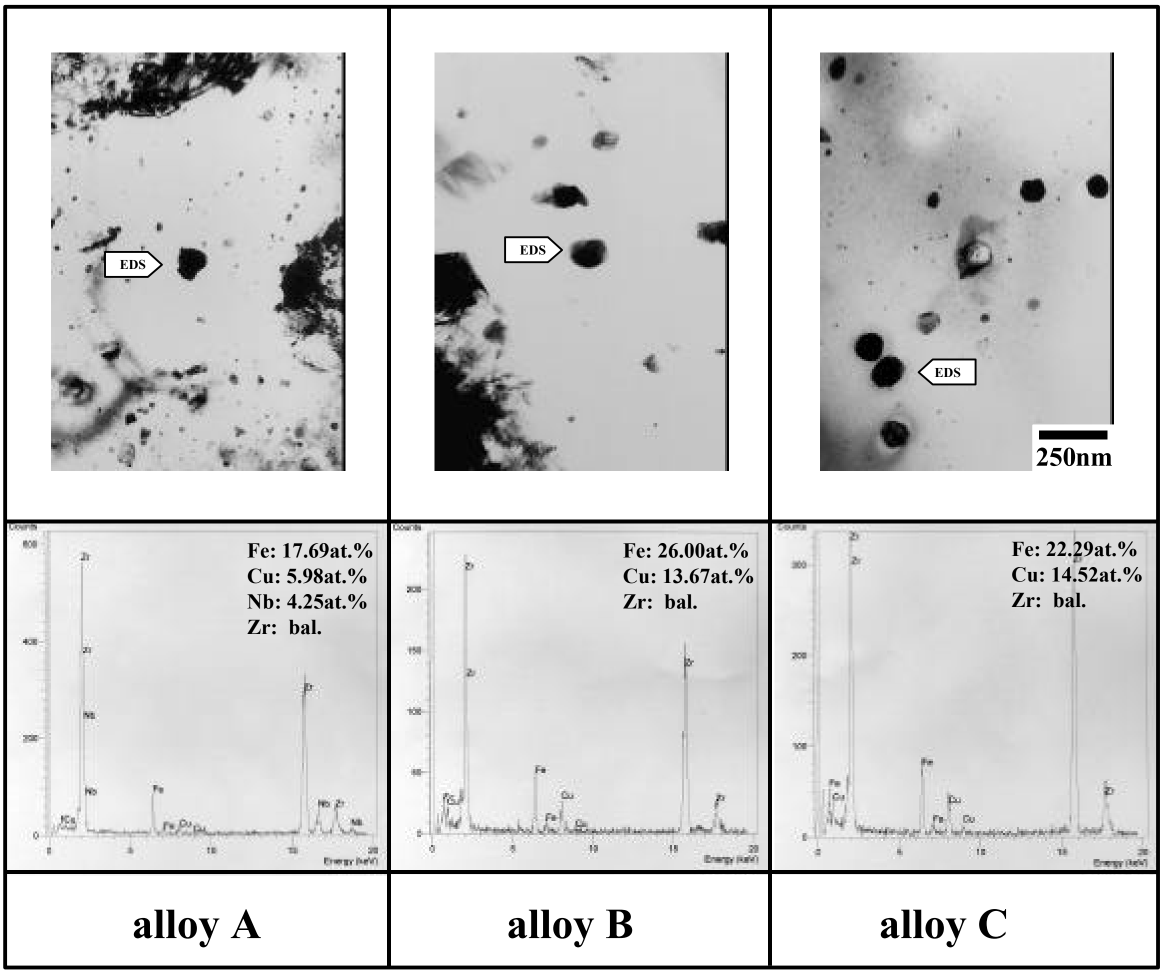


Fig. 2. TEM photographs and EDS spectra of Zr-based alloys

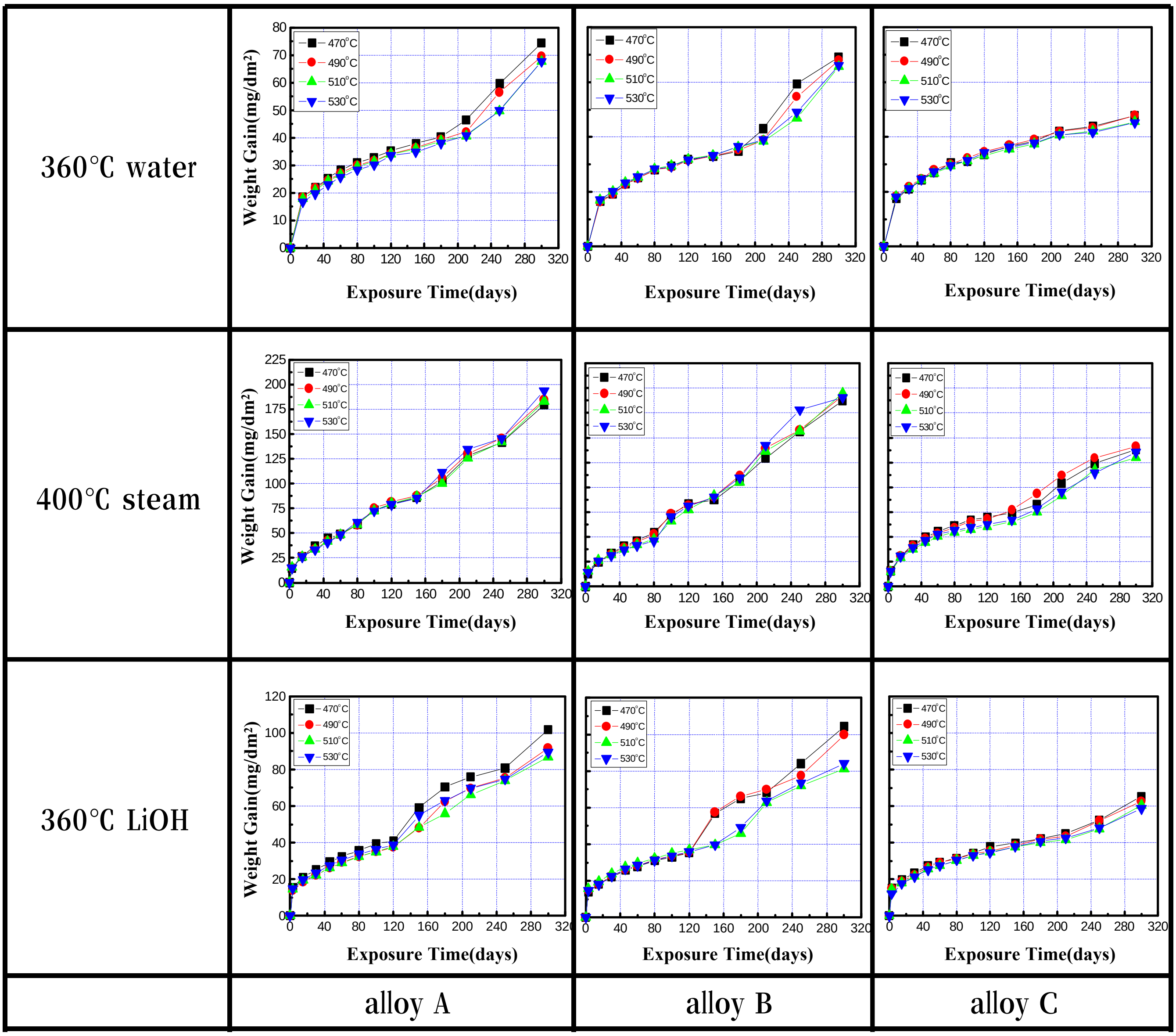
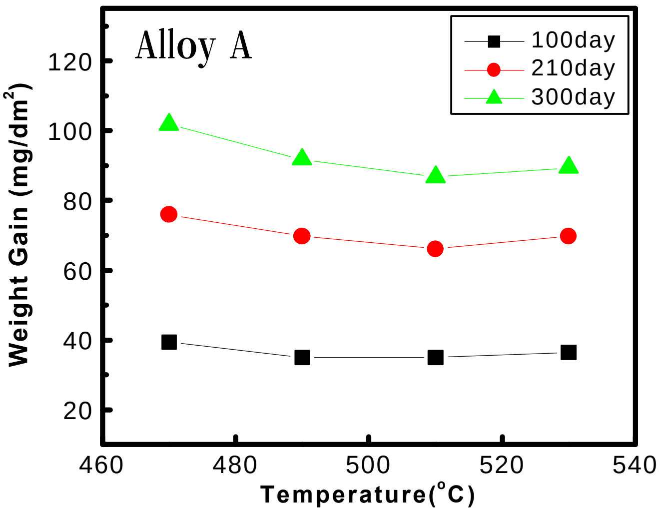


Fig. 3. Corrosion behavior of Zr-based alloys at each environment for 300days



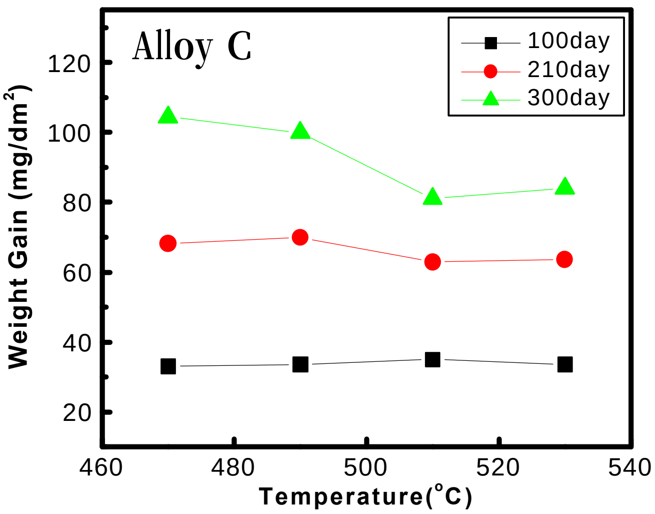


Fig. 4. Corrosion behavior of each alloys after final annealing at 360℃ 70ppm LiOH

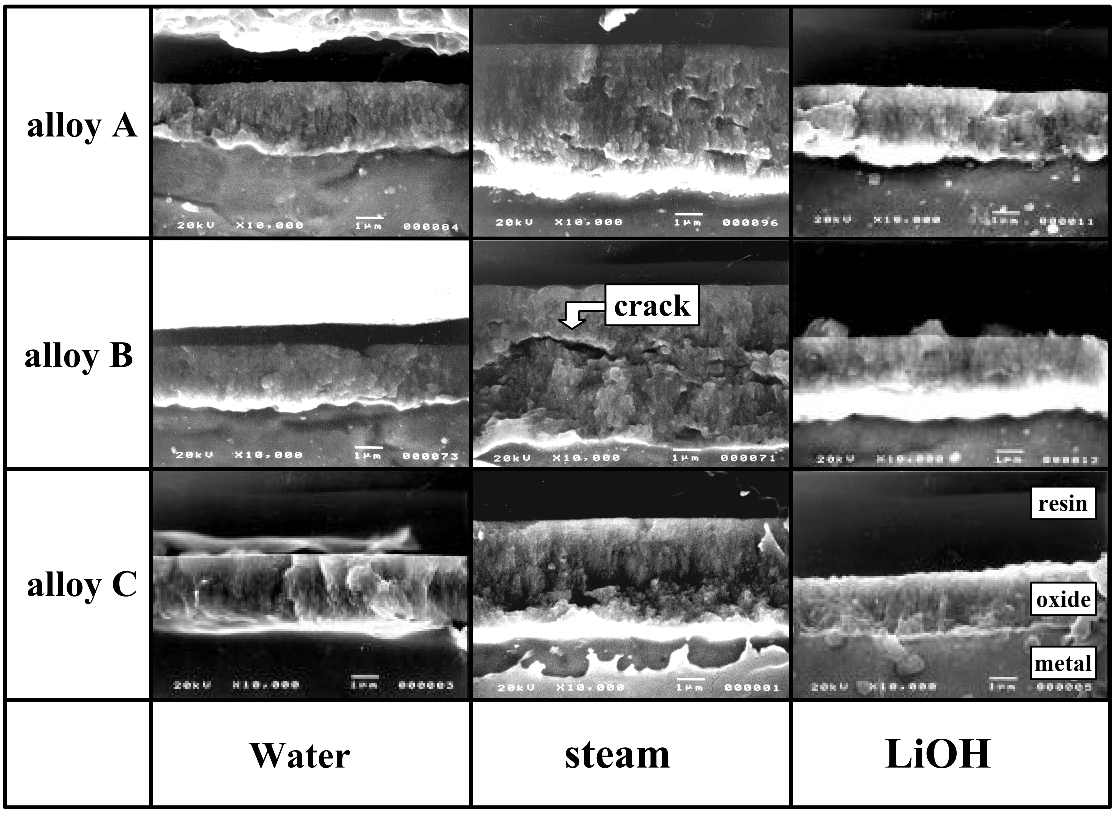


Fig. 5. SEM photographs of ziconium oxide corroded for 150days

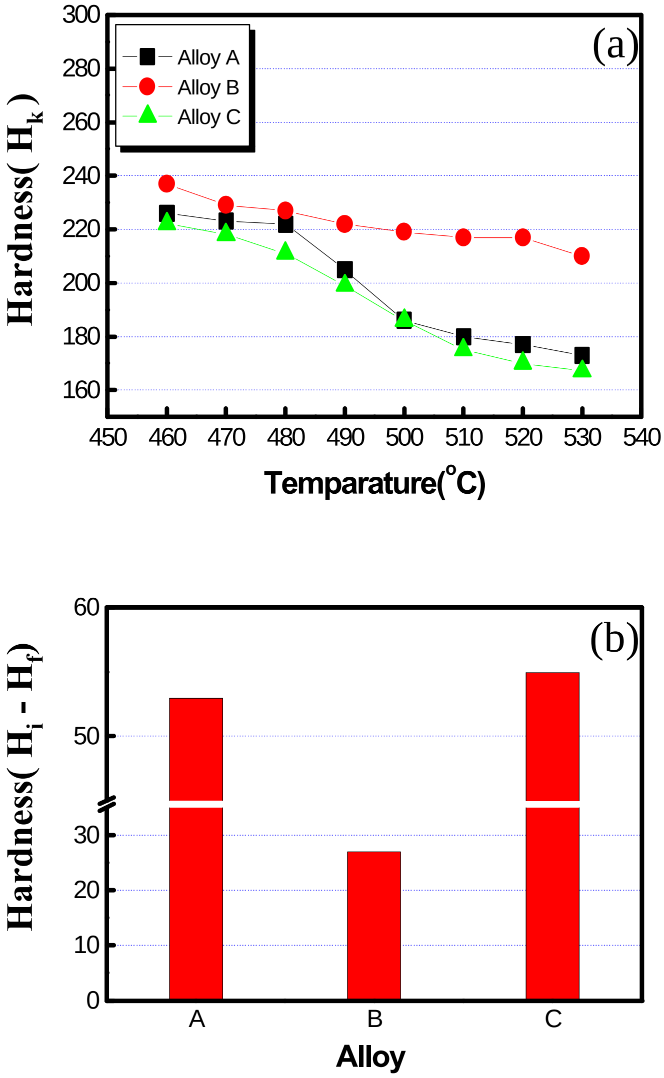


Fig. 6. The effect of annealing temperature on the hardness of Zr-based alloys

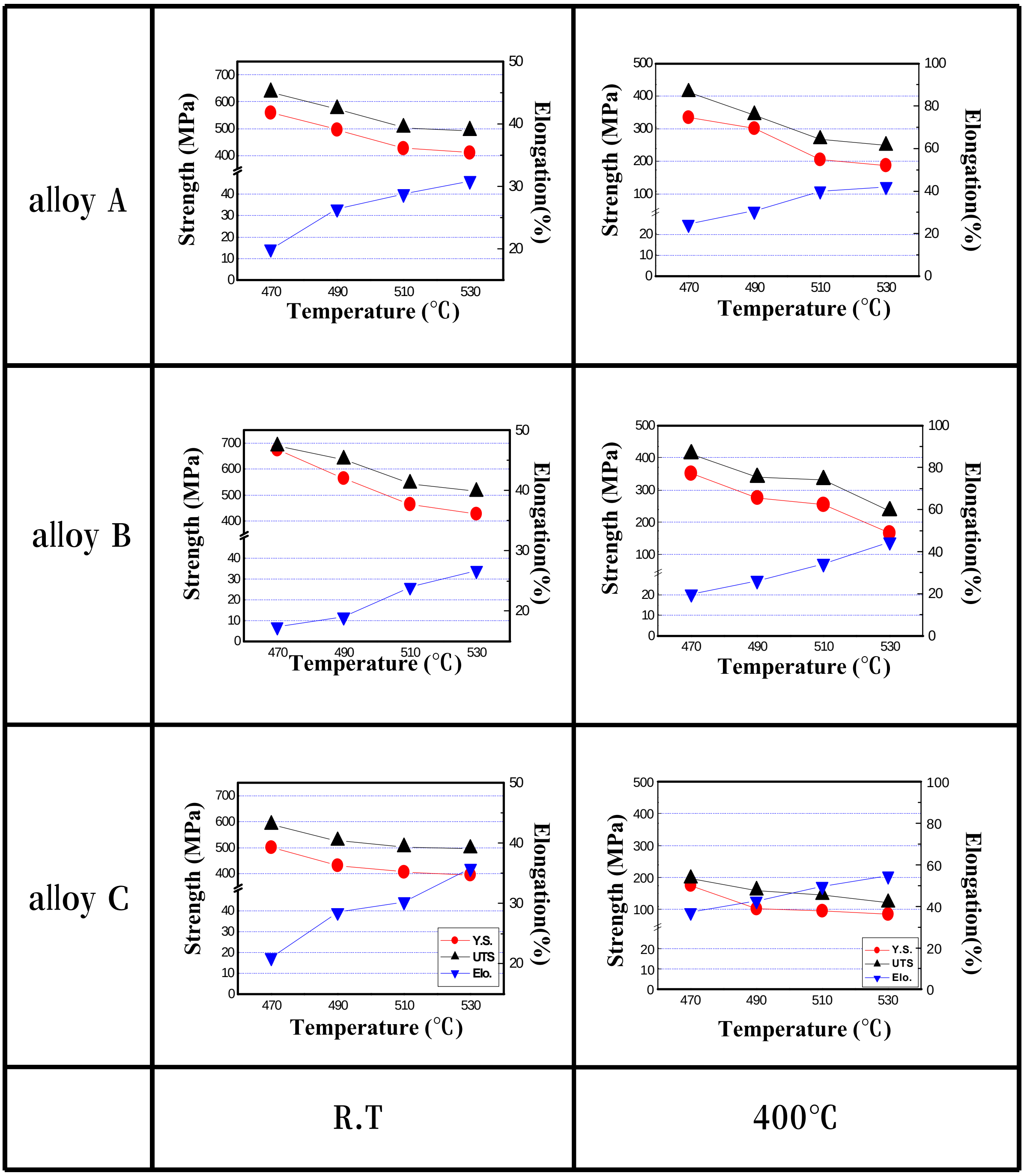


Fig. 7. Tensile properties of Zr-based alloys at room and elevated temperature (400°C)

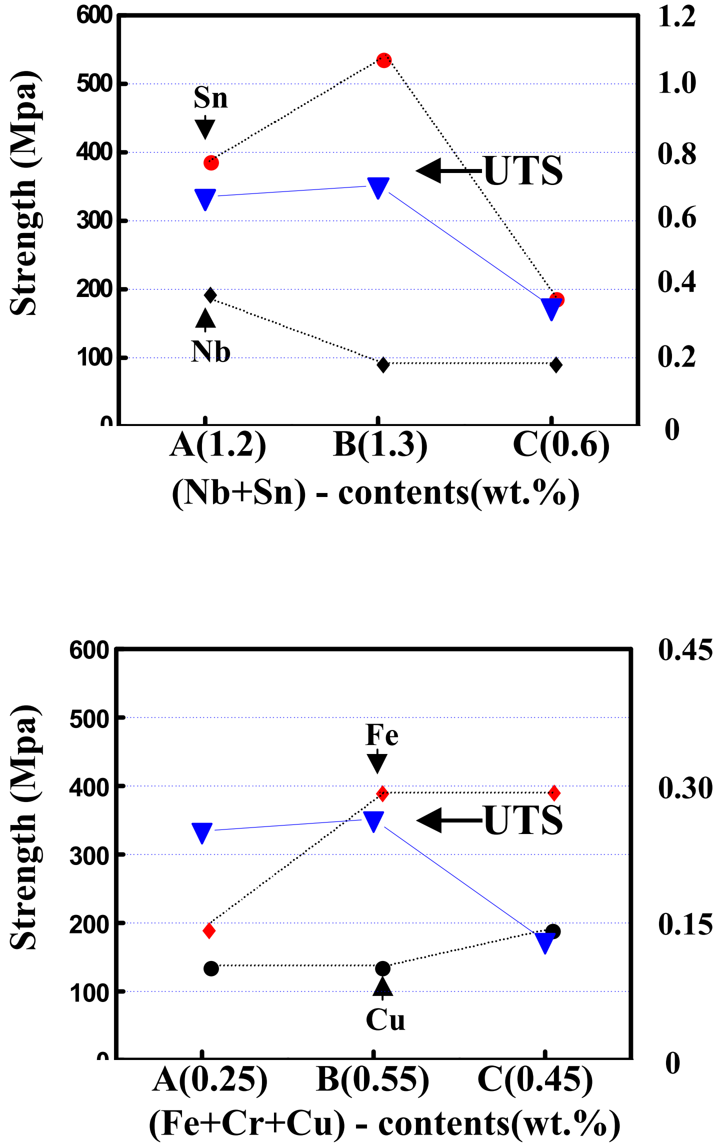


Fig. 8. The effect of alloy element on tensile properties at elevated temperature