

원자력발전 설비의 소재와 용접방법에 대한 최신 기술동향

유 호 천*,†

*한국과학기술정보연구원 ReSEAT 프로그램 전문연구위원

Recent study of materials and welding methods for nuclear power plant

Ho-Cheon Yoo*,†

*KISTI ReSEAT Program, Pohang 790-755, Korea

†Corresponding author : yooho278@reseat.re.kr

(Received December 24, 2014 ; Accepted February 24, 2015)

Abstract

Recent developing tendency of nuclear power plant are studied by searching of NDSL, KIPRIS, Science Direct and so on. Welding materials such as low alloyed steels, stainless steels, nickel-based alloys, zirconium alloy and welding methods such as narrow gap welding, laser beam welding, friction stir welding, overlay welding are investigated.

Key Words : Nuclear power plant, Narrow gap welding, Alloy 600, Alloy 690, Laser beam welding, Inconel

1. 서 론

원자력발전 설비의 제조기술에 대한 국내의 경쟁력이 심화됨에 따라 고효율, 안전성, 신뢰성을 갖춘 원자력발전 설비의 안정된 용접기술의 정착이 시급히 요구되고 있다. 이에 대비하여 소재와 용접방법에 대한 최신 용접 기술 동향을 파악하기 위하여 ScienceDirect, NDSL, KIPRIS, Web of Science 등의 문헌검색 및 종합분석을 통하여, 향후 국내 산학연에서 필요한 원자력발전 설비의 용접기술을 전망하고 국제적 경쟁력을 갖추기 위한 최신 용접기술을 제시하고자 하였다.

2. 소재에 따른 기술개발동향

2.1 저합금강

원자력발전 설비 내의 원자로압력용기(RPV)는 두께가 200mm에 달하는 저합금강으로 만들어지는데, 원자로압력용기의 내부표면은 원자로냉각제에 의한 환경부식에 민감하여 몇 mm두께의 오스테나이트계 스테인리스강을 오버레이 클래딩으로 보호되고 있지만 이 부분

에서의 가압열충격은 가압경수로(PWR)의 파괴를 일으키는 주요 원인으로 작용할 수 있기 때문에 세심한 관리가 필요하다^{1),2)}.

P Chooz A(프랑스)³⁾와 NPP Novovoronezh-2(러시아)⁴⁾와 같은 해체된 원자력발전 설비의 조사취성을 분석하였는데, A. Ulbricht 등⁵⁾은 해체된 NPP Greifswald의 VVER-440(230)형의 러시아형 원자로 압력용기에서 중성자 노출이 가장 심한 서브머지드 아크용접으로 된 원주용접의 심(seam) 용접부를 채취하여, 조사 및 어닐링(748K, 152시간) 효과를 검토한 결과, 방사능 취성의 원인이 되는 경화된 Cu-enriched 클러스터가 관찰되었으며 원자빈자리 비율이 14%나 됨을 확인하였다.

첫 번째 세대의 원자로 압력용기용강인 VVER- 440V-230에 뒤이어 인(P)의 입계편석을 감소시키고 불순물의 함량을 낮춘 차세대 원자로(VVER- 440/V-213과 VVER-1000)⁶⁾의 원자로압력용기 강이 출현되었다. B. Gurovich 등⁶⁾은 회복어닐링 열처리로 인하여 VVER-440(475°C 어닐링) 용접부의 Cu-rich 석출물과 VVER-1000(565°C 어닐링) 용접부의 Ni-Mn석출물이 방사능 취성의 원인이 됨을 확인하였다.

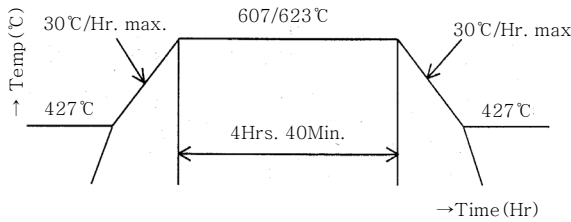


Fig. 1 Postweld heat treatment conditions after weld overlay cladding⁸⁾

러시아의 Kurchatov Institute⁷⁾에서는 러시아형 VVER-440 저합금강 용접부에 대하여 475°C에서 100시간동안 회복 어닐링열처리로 인하여 조사유기 (irradiation-induced) 결함 소멸의 원인이 되었으며 Cu-enriched 석출물을 더 큰 Cu-rich 석출물로 변태시켜 비교적 낮은 재취속도를 가져옴으로써 기계적 성질을 거의 회복시켰다. VVER-1000 용접부의 회복 어닐링열처리온도는 템퍼취성을 피하기 위한 더 높은 온도인 565°C에서 100시간동안 열처리하였다. VVER-1000 용접부의 어닐링열처리는 조사유기 결함의 소멸로 인하여 거의 완전한 회복을 가져왔으며 석출물 수의 밀도와 인(P)의 입계편석의 감소를 가져왔다. 또한 스트립전극을 사용하여 서브머지드 아크용접공정에 의해 오버레이 클래딩한 원자력발전 설비에 적용되는 MnMoNi강(SA508 Gr.3 Cl.2 primary head)에 대하여 Fig. 1과 같은 조건으로 용접후열처리를 행하였다⁸⁾.

2.2 스테인리스강

일본의 원자력발전 설비에서 노심보호벽(core shroud)과 저탄소 오스테나이트계 스테인리스강(316L)으로 제조된 1차 루프 순환장치(PLR) 배관의 용접부근처에서 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking)이 발견되었다. Ryohei Ihara 등⁹⁾에 의하면, 응력부식균열을 일으키는 원인으로서는 파이프의 접합과정에서 이루어지는 표면가공과 용접이 중요한 인자로 밝혀졌다.

AISI 316L은 높은 응력부식균열 저항성으로 인하여 원자력발전 설비에 자주 사용되고 있지만 용접 가공열처리 사이클로 인하여 기계적 성질과 재료의 조건, 예를 들면 용접 접합부 근처에 소성변형과 냉간가공에 따라 응력부식균열에 의한 열화에 심각한 영향을 미치므로 유의해야 한다¹⁰⁾. 페라이트와 오스테나이트 2상으로 구성된 듀플렉스 스테인리스강(Z3CN 20.09M)은 원자력발전 설비의 1차 냉각수 배관에 광범위하게 사용되는데, 문제가 된 국부부식은 스피노달 분해에 의한 페라이트 내에 알파 프라임상의 석출과 관련이 있는 것으로 추정하고 있다¹¹⁾.

2.3 니켈계 합금

2.3.1 니켈계 합금의 일반적인 용접특성

니켈계 합금의 고온균열 감수성은 오스테나이트계 스테인리스강보다 더욱 커서 용융금속의 유동성은 오스테나이트 스테인리스강과 탄소강보다 더 열악하다. 니켈계 합금의 고온균열 감수성은 C, P, Mn, Si, S, Al, Nb, Ti Al 등이 입계에 편석 혹은 석출되어 영향을 받는다^{12,13)}.

고온균열에 대한 저항성을 증가시키기 위하여 1차로 용접금속의 화학성분을 조절해야 한다. 화학성분은 응고온도 범위, 용접금속의 연성, 응고의 마지막 단계에서 액상광과 분포, 화학적 성질, 입계의 미세구조 등을 변화시켜 고온균열에 대한 저항성을 변화시킨다¹⁴⁾.

니켈합금의 용접부는 연강이나 스테인리스강에 비해 용입깊이가 얇다. 개선면 각도는 일반 V 이음부에서는 10~20° 더 크게 하고 루트면은 1.6mm 정도로 적게 한다. 필렛형태에서 용접비드는 일반용접과는 달리 약간 볼록한 형태가 결함방지에 유리하며 이것은 잔류응력에 의한 응력집중을 완화시켜 균열에 대한 민감성을 낮추게 한다¹⁵⁾.

2.3.2 Alloy 600, Alloy 690

인코넬합금은 내부식성과 고온에서 우수한 기계적 특성으로 원전압력기기의 주요재료로서 사용되고 있다. 초기에는 오버레이용접에 600합금소재가 사용되었으나 장기간 운전후 발생하는 응력부식에 의한 균열손상을 방지하기 위해 점차 Alloy 690으로 대체되었다. Alloy 600은 일차수 응력부식균열(PWSCC : Primary Water Stress Corrosion Cracking)에 민감한 재료로 알려져 있다¹⁶⁾. 이에 대비하여 Alloy 690은 크롬함유량을 증가시켜 반연속적인 입계탄화물에 의해 응력부식균열의 저항성을 향상시킨 소재이다. 그러나 Alloy 690 용접금속은 고온균열에 민감하고 기공, 용입불량 등의 결함이 발생하기 쉽다. 특히 연성저하 응고구간에서 발생하는 연성저하균열 결함에 민감하여 이를 방지하기 위해서는 적절한 시공조건 설정과 용접재료의 선택이 중요하다¹⁵⁾.

일본 원자력발전 설비의 하나의 사례¹⁷⁾로서 시공관리 가 쉬운 공장에서는 Alloy 600계열을 사용하는데, 현지에서는 Alloy 600계로 용접하고 접합부의 표면근방을 Alloy 690합금으로 용접하는 방법도 채용되고 있다.

초기에 원자력발전 설비 내의 열교환기 튜브는 GTAW 용접을 이용한 Alloy 600으로 제조되었다. 그러나 Alloy 600은 냉각 시에 Cr-rich 탄화물(Cr₂₃C₆ and Cr₇C₃)이 입계에 편석되어 예민화되면 점부식, 응력부식균열

및 입계응력부식균열이 발생되므로, 대체재료(예, Alloy 600보다 Cr함량이 높고 C함량이 낮은 Alloy 690)를 선정하거나, 레이저빔 혹은 전자빔과 같은 고성능의 용접기술을 선정함으로써 이러한 문제를 해결하였다¹⁸⁾.

Alloy 690(Cr 29wt.%, Ni 59wt.%, Fe 10 wt.%, C 0.02wt.%)에서의 크롬함량은 Alloy 600(Cr 16wt.%, Ni 75wt.%, Fe 8wt.%, C 0.023wt.%)에 비해 거의 2배이므로 Alloy 600을 Alloy 690으로 대체하는 것은 니켈계 합금의 용접에서 크롬희석에 대한 문제점을 해결하는데 효과적인 수단이 될 수 있다.

가압경수형 원자로(PWR)의 Alloy 600 관통노즐에 대한 PWSCC는 1991년에 발생되기 시작하여 최근까지 용접부에 그 영향을 받아오고 있다. 국내에서는 제어봉 구동장치(control rod drive mechanism), 가압기 측정기 및 가압가열기 슬리브 내에서 발생되었다. 또한 봉산 석출로 인하여 일차냉각수가 스팀발생기의 바닥 헤드표면에서도 누수되었다. 이러한 균열을 감소시키기 위하여 황성식 등¹⁹⁾은 재료교체, 차단, 오버레이용접, 잔류응력 개선 및 수화학 처리(예, 아연첨가와 최적화된 수소 조업)를 선택적으로 고려하였으며, 이종 금속에 대한 보수용접기술로서 노즐교체와 오버레이용접이 최근 실시되었다. 향후 이러한 설비에 대하여 철저한 관리기준과 검사 가이드라인을 작성하여 정착시키는 체제가 필요하다.

Alloy 690계는 Cr함량이 Alloy 600계의 약 2배로 되어 있어 내 PWSCC성이 우수하여 국내외에 널리 사용되고 있으나 용접결합이 발생하기 쉬워, 용접시공에 어려운 문제점이 있다¹⁰⁾. 고Ni기 합금은 오스테나이트 단층이기 때문에 용접금속이 응고 시에 불순물의 입계 편석에 의해 균열이 발생하기 쉬운 재료이다. 이를 대비하여 희토류 원소를 함유한 내고온균열성이 우수한 Alloy 690계 용접봉이 개발되었다. 그러나 용접결합의 발생으로 인한 보수용접 시에 통상보다 높은 잔류응력이 발생하여 잠재적인 위험이 증가하는 경우가 있으므로 잔류응력에 대한 점검이 반드시 필요하다.

2010년 2월에 한국형 PWR 중의 영광 원자로 3호기(YGU3)에서 Fig. 2에서 보는 바와 같이 노즐용접부의 2개의 균열로 인하여 압력용기 헤드 관통의 벤트 라인 파이프(3/4in.) 노즐 부근에서 보론(봉산누출량 : 31.8 liter)이 누출되었다. 통기관(vent pipe)은 Alloy 600이며 J 그루브용접(Alloy 182 버터링, Alloy182/82 용접)에 의해 탄소강헤드 내에 장착되었다. YGU3의 균열은 축방향의 PWSCC에 의해 봉산누출과 관련이 있으며, 특히 높은 잔류응력은 PWSCC에 가장 큰 영향을 미친 것으로 확인되었다. 그리고 불규칙한 Cr탄

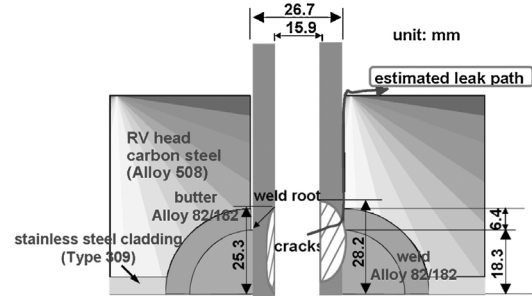


Fig. 2 Estimated leak path.¹⁶⁾

화물의 석출물이 입계균열의 성장에 영향을 미치는 인자로 작용했을 것으로 추정하고 있다¹⁶⁾.

동일본대지진에서 원자로관련 설비의 금속에 대한 문제점은 고Ni기 합금의 응력부식균열의 발생이었는데, 아직 특단의 새로운 용접기술이 실용화되어 있지 않은 실정에 있다⁷⁾. PWR에서 금속이 냉각제와 접촉이 되어 있는 환경에서 용존산소는 5ppb 이하이다. 고Ni기 합금의 응력부식균열 플랜트의 운전개시부터 30년 전후의 장기간을 거쳐 발생되지만, 응력부식균열은 극히 발생되기 어려운 환경이다.

2.3.3 Alloy 182

Alloy 182는 인코넬파이프를 접합하거나, 혹은 Alloy 600, 오스테나이트계 스테인리스강 및 저합금강을 이종금속 용접부에 용가재 혹은 완충재(buffer)로서 접합하기 위하여 원자력발전 설비에 광범위하게 사용되고 있다²⁰⁾.

합금원소로서 Nb는 Alloy 182를 C를 안정화시키고 입계에 Cr탄화물의 석출을 억제하기 위하여 첨가된다. 입계에 NbC의 형성은 입계를 피닝시켜 고온균열 저항성을 향상시킨다²¹⁾. 그렇지만 NbC는 액상균열의 원인이 되어 응고하는 동안에 Nb편석으로 인하여 응고균열이 촉진되는데, S, C, P, Si의 농도를 감소시키고 Nb 농도를 최적화시켜 Alloy 182의 고온균열감수성을 향상시킬 수 있는 제조기술을 확립해야 한다²²⁾.

Qunjia Peng 등²³⁾에 의하면, Alloy 182의 C, P, S함량을 줄이고 (Nb+Ta)/Si의 함유량을 늘임으로써 고온균열에 대한 저항성을 강화시킬 수 있었고, 입계에 낮아진 석출물의 농도와 P편석의 저하로 크리프저항성을 향상시켰으며 동시에 1차수에 대한 응력부식균열 감수성을 동시에 낮출 수 있었다.

2.4 지르코늄 합금

지르코늄합금은 비등수로(BWR), 가압수로(PWR), 가압중수로(PHWR)와 같은 경수로 내에 연료 클래딩

튜브와 기타 노심내부 구조물(core internal)에 광범위하게 사용되고 있다²⁴⁾. 이 합금은 높은 기계적 강도, 양호한 연성, 매우 낮은 중성자 흡수 단면적, 양호한 내부식성과 같은 품질특성을 갖고 있으나 향후 용접성 확보가 중요한 과제이다.

연속과의 CO₂레이저빔 용접은 높은 에너지밀도와 낮은 입열량으로 좁은 열영향부를 만들 수 있으므로 매우 작은 변형으로 매우 급속하게 냉각되어 용접 폭에 대한 깊이의 비율이 높아져 Zircaloy-4 피복(cladding)의 연료봉과 핵연료 집합체의 제조시 전자빔용접과 함께 필요한 공정으로 인정받고 있다. N. Boutarek²⁵⁾에 의해 2kW CO₂레이저에 의해 Zircaloy-4(2mm 두께)를 용접한 결과, 미세 입자와 Widmanstatten조직을 지닌 완전한 페라이트계 지르코늄조직이 관찰되었으며 용융부와 열영향부의 미세경도는 그다지 큰 차이를 보이지 않은 양호한 상태를 나타내었다.

2.5 이종금속

2.5.1 이종금속 용접부의 일반적인 특징

니켈계 Alloy 600과 STS 308SS의 이종용접에 의해 형성된 소재는 응력부식균열이 발생하기 쉽다. 이러한 균열의 주요 원인 중의 하나로서 다수의 용접 사이클이나 높은 총입열량의 결과로 입계에 크롬희석효과로 추정하고 있다. 더욱이 용접과정 중의 높은 입열량은 용융부와 열영향부에 탄화물을 석출하기 쉬워 입계에 크롬희석을 더욱 조장한다²⁶⁾.

원전 가압기의 상부 헤드에 위치한 안전 및 방출노즐(Safety and Relief Nozzles)은 이종금속용접과 동종금속용접과정을 거쳐 제작된다. 이종금속 용접부는 내열 합금강인 인코넬 재질의 버터링부와 스테인리스강 재질의 안전단(Safe End) 사이에 스테인리스강 계열의 용가제가 채워져 구성된다. 인코넬 계열의 용접재료는 응력부식균열에 민감하여 용접 잔류응력이 존재하는 경우, 이종 금속 용접부에서 균열이 발생할 가능성이 있으며 실제 이와 같은 사례가 보고된 바 있다²⁷⁾.

BWR과 PWR에서 Alloy 182용접부의 응력부식균열의 사고는 광범위하게 보고²⁸⁾되고 있다. 최근 Alloy 82/182보다 Cr함량이 더 많은 Alloy 52/152은 응력부식균열 저항성이 우수하기 때문에 결함이 발견된 제어봉 구동장치, 열전대 관통노즐, 가압기 노즐, 열관(hot leg) 노즐 등의 보수에 성공적으로 적용되고 있다^{29,30)}.

2.5.2 이종금속의 용접후열처리 효과

이종금속 용접부의 천이지역은 복잡한 미세조직, 높

은 용접유기 잔류응력 및 화학성분에 따른 광범위한 변화에 주의해야 한다. 희석효과로서 용접부의 크롬함량의 감소와 모재로부터 용융부의 천이지역 안으로 황의 확산은 응력부식균열과 부식피로에 대한 감수성을 악화시킨다³¹⁾. 저합금강의 용접잔류응력과 마르텐사이트조직을 감소시키기 위해 이종금속 부위에 후열처리를 실시해야 한다³²⁾.

J. Y. Huang 등³³⁾은 BWR냉각환경에서 Alloy 52와 A508F2, Alloy 82와 A508F2 이종금속을 접합하여 621°C에서 24시간동안 열처리한 결과, 용접 그대로의 상태보다 균열성장속도는 빨랐으나 621°C에서 열처리한 후 400°C에서 200시간 열처리한 결과, 용접 그대로의 상태보다 더욱 양호한 응력부식균열 저항성을 보여주었다. 한편 황은 모재에서 빠져나와 희석지역의 입계를 따라 편석하여 Alloy 52와 A508의 입계강도와 응력부식균열 저항성을 악화시켰으나, Cr함량은 응력부식균열 저항성에 단독으로 영향을 미치지 않는 않지만, 국소화된 변형농도와 관계가 있었다. 용접후열처리는 탄화석출물 분포의 변화와 변형농도의 국소화를 가져와 전체적인 용접부 잔류응력의 재분포를 유도하였다.

저합금강의 용접잔류응력과 마르텐사이트조직을 감소시키기 위하여 용접후열처리를 이종재료에 적용해야 한다. J. Y. Huang 등³¹⁾은 이종금속 용접부에 621°C에서 8시간 + 400°C에서 200시간 열처리한 결과, 용접 그대로의 상태에서보다 응력부식균열 저항성이 개선되었다. 또한 황은 모재에서 확산되어 나와 희석지역의 입계에 따라 편석이 되어 Alloy 52-A508 용접부의 입계강도와 응력부식균열 저항성을 악화시켰다.

3. 용접방법별 기술동향

3.1 내로우갭 용접

내로우갭 용접은 미국의 Battelle 연구소에 의해 처음 개발된 용접법으로 판두께가 30~200 mm 정도까지는 개선간격을 20mm 이내로 하고, 판두께가 200mm를 초과하는 경우에는 개선간격을 30mm 정도로 하여 용접한다. 또한 서브머지드 아크용접이나 수동용접과 같은 30~50° 개선면의 각도를 10° 미만으로 낮춰 용접이 가능하도록 함으로써 용착량이 극도로 절감된다. 이 방법은 개선단면적이 매우 작으면서 누적입열량이 매우 작아 용접변형을 극도로 억제하는 장점 외에도 모재의 열화를 방지하는 장점을 갖고 있다³⁴⁾.

최근 원자력 발전소 건설에 있어서 생성된 열의 전달과 냉각재 순환을 안내하는 RCL(Reactor Coolant Loop) 대구경 배관은 수동용접을 하고 있어 용접작업

시 과도한 입열과 잦은 불량발생으로 인해 28개소 연결부에서 발생하는 배관의 심한 열변형을 야기하여 주기의 위치가 변경되거나 공사기간 증가 등 여러 가지 문제점이 유발되고 있어 내로우갭 자동용접법의 적용을 검토하고 있다³⁶⁾.

1차 계통의 RCS(Reactor Coolant System) 배관은 용접이음이 없는 단조로 제작된 50mm 이상의 후육 배관이다. 이러한 후육배관에 대해서 기존의 피복아크 용접이나 단순 가스메탈아크용접으로 용접하는 경우에는 용접생산성이 떨어질 뿐만 아니라 용접부위의 과도한 용접부 수축과 용접변형이 발생하여 시공 중에서 뿐만 아니라 사용도중에도 용접결합 발생가능성이 높아지기 때문에 내로우갭 용접의 가스메탈 아크용접으로 대체되는 추세에 있다¹¹⁾.

우승환 등³⁶⁾은 내로우갭 용접 시에 탄소강의 보수용접 후 후열처리(620°C±20°C, 150분)를 함으로써 인장강도는 감소하였으나 용접선 근처에서 경도값 차이가 확연하게 줄어들고 충격흡수에너지는 증가하였으므로 추가적인 후열처리는 재료 건전성에 좋은 영향이 미치는 것을 확인하였다.

한국 표준형 원자로용기는 영광 5, 6호기 울진 5, 6호기에서 채택되고 있는데, SA 508 등의 저합금강을 주재료로 사용하고 있으며 냉각수에 대한 부식환경을 극복하기 위해 스테인리스강으로 육성하여 사용하고 있다. 증기발생기 가압기에 사용되는 재료 역시 구조재료 SA 508의 저합금강을 사용하고 있으며, 최대 두께가 270mm인 용기도 있다 이러한 후판재의 용접은 예전에는 주로 서브머지드용접이 주로 이용되어 왔으나 지금은 내로우갭 용접으로 바뀌게 되었다³⁴⁾.

내로우갭 용접기술은 주로 스테인리스강 부품에 적용되고 있으며, 원자력발전 설비의 스팀 발생기, 원자로 용기 및 가압기와 같은 후육 관상(tubular) 구조물에 적용되며 펄스전류 모드의 조절은 냉각 후에 변형을 감소시키는데 효과가 있다³⁷⁾.

내로우갭 용접의 불균형은 마란고니(Marangoni) 전단응력, 용접전류의 상승, 높은 황의 함량에 의해 야기

될 수 있으므로 주의가 필요하다. 또한 아래쪽의 용입을 증가시키기 위해서는 펄스인자, 용접속도, 공급와이어특성 및 용접전극 각도를 변화시켜 용접부 형태를 개선해야 한다³⁷⁾.

Long Tan 등³⁸⁾은 원자력발전 설비용 로터(rotor) 강배관에 대하여 Fig. 3에서 보는 바와 같이 내로우갭 다층 맞대기용접을 실시하였는데, 예열온도 200°C, 층간 온도 100°C 이하, 용접후열처리 600°C, 20시간을 최적의 조건으로 설정하여 TIG용접(1~9 bead)과 SAW (10~89 bead)를 하였다.

Liu 등³⁹⁾은 후육 스테인리스강 배관의 다층 내로우갭 용접시 축대칭모델을 이용하여 관통 잔류응력의 분포를 연구하고 개선점을 파악하였다. 그러나 로터의 다층 내로우갭 용접에 대한 잔류응력분포와 구조설계에 관한 연구는 거의 없는 실정에 있다. 특히 원자력발전 설비에서 로터가 고속회전할 때에 로터 용접부의 잔류응력은 가동중에 균열의 원인이 되는 위험성을 내포하고 있으므로 향후 이에 대한 연구가 필요하다³⁸⁾.

3.2 레이저빔 용접

레이저는 원자력 반응로와 연료 사이클 내에 적용분야가 점차 증가되고 있다⁴⁰⁾. 광섬유빔 전송체재를 갖춘 고체상태의 레이저는 방사능환경에서 절단 용접 드릴링과 같은 재료공정 적용에 극히 유용한 장비이다. 특히 장비의 취급, 유동성, 비접촉성, 장수명의 툴(tool), 막대한 시간과 비용 절감이 가능한 낮은 인렘(MANREM) 소비성 등은 다른 용접방법에 비해서 매우 유리하다.

Nd:YAG 레이저빔 용접은 기존의 가스텅스텐아크 용접공정과 비교해서, 집중화된 입열량, 빠른 용접속도 및 냉각속도가 특징이다. 이 결과로 좁은 열영향부, 낮은 잔류응력 및 냉각시 미세한 탄화물석출로 예민화를 감소시킬 수 있다. 아울러 Nd:YAG레이저 용접에서 열에너지를 광섬유를 통하여 용접부분에 원격으로 공급될 수 있다는 장점이 있어, 원자력발전 설비와 같은 유해한 환경에서 설비를 보수하는데 이상적이다¹⁸⁾.

원자력분야에서 레이저재료공정은 레이저 절단/용접, 새로운 부품의 제조 및 원자력발전 원자로의 오염제거와 해체에 의해서 원자력발전 반응로 부품의 보수유지와 주로 관련되어 있다. 또한 레이저는 원자력 작업과 정밀 측정에 대하여 원격진단에 사용이 증가되고 있다. 높은 안정성의 CW Nd: YAG레이저는 이종금속부품의 제조와 CAD모델로부터 직접적으로 제작하기 위한 급속제조를 위하여 개발되었다⁴⁰⁾.

레이저에 의한 절단과 용접은 ① 가압중수로에서 EMCCR(enmasse coolant channel replacement) 동안에

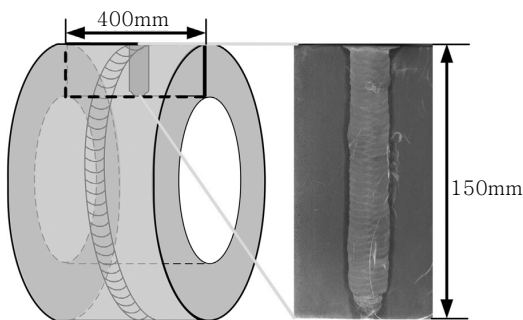


Fig. 3 Welded pipe and fusion zone profile³⁸⁾

립(lips) 아래의 레이저절단, ② 단일 냉각채널의 레이저절단, ③ 고속증식 시험반응로의 조사된 연료 서브-조립체의 레이저절단, ④ 손쉬운 저장을 위하여 EMCCR 동안에 원자로에서 제거된 압력튜브의 레이저절단, ⑤ 사용후핵연료의 레이저에 의한 수증절단, ⑥ 폐연료다발의 탈피복가공(decanning), ⑦ 다관(calendria) 내부에 누출된 용접부 보수, ⑧ 높은 선량률의 근접방사성 치료 캡슐의 레이저마이크로 용접분야가 있다⁴⁰⁾.

AP1000 원자력발전 플랜트의 스크립 밸브 내에 사용되는 점화 액추에이터에 대하여 레이저빔용접에 의해서 발생하는 스파크스플래시에 대한 사고를 방지하기 위하여 Zhang Yingchun 등²⁹⁾은 용접고정장치(fixture)를 설계하였으며 이에 대한 안전예방 측정기술(즉, 레이저빔 용접 시의 자동점화온도 측정)을 확립하여 레이저빔 용접공정의 안정성을 효율적으로 향상시켰다.

펄스 레이저 시스템은 용가재없이(자열용접) 높은 에너지밀도와 낮은 입열량으로 용접할 수 있는 장점이 있다⁴¹⁾. 특히 펄스 Nd:YAG 레이저 시스템의 용접은 높은 최고전력 밀도의 펄스레이저빔에 의해 용융의 주기적인 가열로 용융과 응고를 연속적으로 행해진다는 특징이 있지만, 매우 높은 최고 전력밀도로 인하여 응고시간이 연속적인 레이저와 통상의 용접에서보다 더 짧은 경향이 있다. 일례로 Kim 등⁴²⁾은 원자력발전소 설비의 인코넬 600 배관부품을 펄스 Nd:YAG 레이저를 이용하여 용접하였다.

레이저용접은 효과적이고 변형률이 낮은 접합공정이다. 용접 접합부에 높은 용접속도와 낮은 입열량을 조합하여 자생(auto-genous) 레이저 용접에서 잔류응력 관련 연구는 행하였지만 다층 NGLW(narrow gap laser welding)는 두께가 두꺼운 부품에서는 효과적인 방법이다. Zhang 등⁴³⁾은 50mm 두께의 스테인리스강에 대하여 8kW 레이저로 쉽게 용접한 실적이 있다. NGLW는 후속 제품에 매우 유망한 기술이지만 깊이에 따른 잔류응력분포에 대한 연구는 거의 없는 실정에 있다.

Ahmed Elmesalamy 등¹⁰⁾에 의하면, 20mm 두께의 오스테나이트계 스테인리스강에 대하여 NGLW 접합부에서의 길이방향의 인장 잔류응력은 GTA 용접에서보다 30~40% 더 낮았으며, NGLW에 대한 낮은 입열량으로 인하여 잔류응력과 변형량은 아크용접에서보다 훨씬 낮았다.

3.3 마찰교반용접(FSW)

316L강의 시그마 상의 석출은 TEM에 의해 밴드조직 내에서 관찰할 수 있는데, 입열량이 높을수록 냉각속도가 늦어져 더 긴 시간동안에 노출이 되어 시그마상

의 형성량이 커지고 밴드조직의 면적도 커져서 크롬 희석을 초래하여 내부식성을 악화시킨다. 향후 마찰교반용접에서 입열량의 조건(즉, 낮은 회전속도, 낮은 작업하중, 높은 용접속도)을 낮춤으로써 316L 스테인리스강의 마찰교반공정 동안에 시그마상의 석출을 억제하여 내부식성을 증가시키기 위한 연구가 바람직하다⁴⁴⁾.

스웨덴의 핵연료 및 폐기물 공사(SKB)는 원자력발전 설비로부터 사용후핵연료의 최종처분을 위한 계획⁴⁵⁾에 의하면, 2018년 무렵부터 4500~6000개의 구리로 된 처분용기(canisters, 길이 5m, 직경 1m)를 마련하여 사용후핵연료를 넣어 마찰교반용접을 행하고 밀봉하여 저장할 예정에 있으며 현재 신뢰성을 평가하고 있다.

3.4 오버레이 용접

오버레이 용접법은 초기에 가스메탈 아크용접과 와이어형태의 서브머지드용접에서 점차 락형태의 용가재를 사용한 서브머지드용접으로 바뀐 후 최근에는 저합금강과의 희석률을 극도로 낮춘 일렉트로슬래그용접의 형태로 바뀌는 추세¹¹⁾이다. 서브머지드 용접은 용가재와 모재사이에서 아크를 일으켜 용가재를 모재로 이행시키는 방식이지만 일렉트로슬래그 용접에서는 락형태의 용가재와 모재 사이에 플럭스를 장전시키고 여기에 전류를 흘려 저항열을 발생시켜 용융된 슬래그의 저항발열을 용접열원으로 사용함으로써 서브머지드용접에 비해 더욱 낮은 입열량으로 용접을 가능케 하여 모재희석률을 더욱 낮춘 용접법이다. 이 용접법으로 최대 150mm 미의 용접까지도 가능케 하여 오버레이용접에서 용접결합이 발생하기 쉬운 용접중첩부를 최대한으로 줄일 수 있는 장점이 있다.

원자로내 경수(H₂O)는 재료와 반응하여 부식을 일으키는 까닭에 구조재로 쓰이는 저합금강 표면에 오스테나이트계 스테인리스강의 오버레이용접을 행하여 사용하게 된다. 오버레이용접의 두께는 최소 3.2mm 이상이어야 하며 용착된 육성용접부에서는 적절한 δ-Ferrite가 형성되어 있을 것을 원자력발전소 건설기술기준에 요구하고 있다. 미국건설기술기준인 ASME규격의 경우 용접부에서 5FN 이상의 δ-Ferrite량이 형성되어 있어야 할 것을 규정하고 있다¹¹⁾.

원자력발전 설비중 오버레이용접이 필요한 곳은 방사능물질을 포함하는 1차 냉각재가 외부로 유출되지 않도록 폐회로를 구성하게 되는 전열관과 연결되는 증기발생기의 튜브시트이다. 튜브시트는 SA-508의 저합금강이나 전열관은 Ni-Cr-Fe의 합금인 SB-163(Inconel 600)의 재료로 제작되어 결합발생가능성이 높은 이중금속접합으로 되는 까닭에 SA-508저합금강에 전열관

과 동질체인 니켈기 합금을 사용하여 Fe: 15.0% Max. Co: 0.2% Max. Ni: Res.의 조성비를 갖도록 오버레이 용접하였다¹¹⁾.

인코넬 오브레이용접은 원전기기의 튜브시트, 주기기 노즐 등에 적용된다. 주로 적용하는 용접프로세스는 서브머지드아크 스트립 오브레이, 일렉트로슬래그 스트립 오버레이, 가스텅스텐아크용접, 및 수동용접(SMAW) 등이 있다¹⁵⁾.

3.5 하이브리드 용접

인도에서 DEMO(demonstration reactor)와 차세대 핵융합로에 적용할 수 있는 ITER의 TBM (test blanket module) 제조에 용착금속과 열영향부의 양을 최소화하기 위하여 전자빔 용접, 레이저용접 및 가스텅스텐아크 용접공정^{46,47)}이 적용되어 왔다. 특히 RAFM (Reduced Activation Ferritic- Martensitic Steel) 강을 접합하는 공정에 전자빔과 레이저용접공정을 이용하여 모재에 상당하는 성질을 갖춘 청정한 용착금속을 만들어내는 성과를 거두었다. 또한 RAFM강에 대하여 내로우갭-GTAW 용접과 레이저-하이브리드 용접을 위한 용접재료를 개발하였으며, 두꺼운 소재의 용접접합부를 만들어내기 위해서 레이저빔과 가스메탈 아크용접 전원의 탄뎀방식으로 레이저-하이브리드용접기술의 개발을 시도하였다⁴⁸⁾.

HCLL(Helium-Cooled Lithium-Lead) TBM (Test Blanket Modules)에 대한 유럽철강산업협회(EUROFER)의 스틸박스를 조립하는데 가장 효율적인 방법으로 Y. Poitevin 등⁴⁹⁾은 Laser + HIP(hot isostatic pressing) - DW(Diffusion Welding) 및 2-단계 HIP 공정을 선정하였다. 그리고 하이브리드 MIG/ Laser 혹은 TIG는 인접한 냉각 채널에 대해 잔류변형과 손상의 관점에서 고려되어야 하는데, 이를 개선하기 위한 전자빔 용접은 대체기술로 고려될 수 있지만 δ-페라이트와 기공은 여전히 극복되어야 할 과제이다.

4. 향후 기술전망

4.1 적용소재 적용에 대한 전망

저합금강은 잔류응력의 발생량이 적은 합금소재가 필수적으로 요구되고 있다. 또한 P의 입계편석을 억제하기 위해서는 저P강이 필수적이다.

스테인리스강은 응력부식균열의 발생이 적은 스테인리스강 소재가 가능한 한 선정되어야 할 것이다. 특히 AISI 316L은 높은 응력부식균열 저항성으로 인하여

원자력발전 설비에 자주 이용되지만, 소성변형과 냉간 가공에 따라 응력부식균열에 의한 열화가 발생할 수 있으므로 유의해야 할 것이다.

용접용융부에 탄화물석출의 크게 줄일 수 있으므로 STS 308 대신에 탄소당량이 낮고 용접용융부에 탄화물석출량을 크게 줄일 수 있는 STS 304L로 대체할 수 있다. 향후에 이러한 재료의 대체에 대한 관심이 증가될 것으로 예상된다²⁶⁾.

Alloy 600은 냉각시 Cr-rich 탄화물(Cr₂₃C₆ and Cr₇C₃)이 입계에 편석되는 예민화되어 점부식, 응력부식균열 및 입계응력부식균열이 발생되므로, 대체재료(예, Alloy 600보다 Cr함량이 높고 C함량이 낮은 Alloy 690)로 선정¹⁸⁾될 수 있을 것이다.

원자력반응로 적용을 위한 지르코늄합금은 매우 낮은 중성자흡수율과 방사선유기 손상과 변형에 대비한 양호한 강도, 연성, 내부식성, 내산화성, 크리프특성이 보장되어 차세대 반응로부품(예, 원자력반응로의 연료핀)의 폭넓은 채용을 전망하고 있지만 용접특성에 대한 검증이 필요하다^{24,35)}.

4.2 용접방법에 대한 전망

원자력발전 설비에 사용되는 니켈계 합금과 오스테나이트계 스테인리스강 소재는 SMAW, GMAW와 같은 용접공정이 많이 사용되어 왔으나 이러한 용접공정에서는 충분한 강도를 갖는 접합부를 형성하기 위해서는 패스 수가 소재의 두께에 비례하여 크게 증가한다. 그러나 용접 패스수의 증가로 인하여 입열량이 증가하여 입계에 탄화물석출이 용이하게 되어 용융부에 크롬 희석부가 쉽게 형성되어 용접부의 내부식성은 크게 손상을 받게 된다.²⁶⁾ 이에 대비하여 향후 내로우갭 용접, 레이저빔 용접, 전자빔용접 등과 같은 고기능의 용접기술의 연구개발이 요구되고 있다.

SAW와 MAG 용접의 경우 내로우갭 용접에 비해 용착량이 많아 생산성이 떨어지며 용접시 고입열에 의해 열영향부의 폭이 증가하여 인성치가 떨어진다. 또한 용착금속량의 증가로 인해 용접후 용접변형이나 용접후 잔류응력값이 높게 되어 용접결함 발생가능성이 커지게 된다. 또한 서브머지용접의 경우 용접시 플럭스를 사용하여야 하기 때문에 용접부에 확산성수소량이 증가하게 되어 용접부의 잔류응력과 결합하여 저온균열 발생가능성이 증가한다³⁴⁾. 향후 레이저빔, 마찰교반용접 혹은 전자빔과 같은 고성능의 용접기술을 선정함으로써 이러한 문제를 해결하여야 할 것이다¹⁸⁾. 응력부식균열의 위험은 잔류응력을 낮추면 개선되는 방향으로 향하기 때문에 내로우갭, 레이저 등의 열원을 이용하여 용접금속

의 체적을 줄이는 것이 중요하다. 이 때 용접금속의 분포나 대칭성을 고려하여 변형이나 응력이 잔류하는 일이 없도록 유의해야 한다¹⁰⁾. 향후 용접금속의 체적을 줄여 잔류응력을 낮추는 용접기술을 개발하여야 할 것이다.

인코넬오브레이의 용접프로세스는 주로 아크용접이 사용되고 있으며 용착효율이 높은 스트립용접 이외에 최근에는 자동화된 고능력 가스텅스텐아크용접(GTAW) 등 고품질용접의 적용이 확대되고 있다. 또한 인코넬오브레이는 원전기기의 수명연장을 위한 예방용접에도 적용된다. 이 경우에는 690합금소재를 사용한 템퍼비드 기법이 요구되며 코드요건에 따른 이중재질 간의 공정 절차 확립이 필요하다¹⁵⁾.

유럽철강산업협회(EUROFER)의 핵융합로 구조물 재료로서 RAFM(reduced-activation ferritic-martensitic) EUROFER-97 강이 사용되는데, TBM (test blanket modules)의 형태로 국제핵융합실험로(ITER)에서 시험될 것이다. 이에 대비하여 최고 수준의 레이저, TIG, 전자빔 및 확산용접과 같은 용접공정기술의 개발을 요구하고 있다⁴⁹⁾.

지금까지 원자력발전 플랜트 배관의 균열감수성을 줄일 수 있는 방법들이 개발되어 적용되어 왔는데, 배관의 바깥(dry) 표면에 적용할 수 있는 기술에 의해 내부 용접표면의 균열감수성을 완화시킬 수 있었다. 그러나 바깥표면에서의 접근방법은 원자력 플랜트 배관 내에서 실제로 실용적인 것이 아닌 경우가 많기 때문에 배관의 내부에서 접근할 수 있는 새로운 기술의 개발이 요구되고 있다⁵⁰⁾.

P. D. Gupta 등⁴⁰⁾은 고출력 고체상태의 레이저개발에 대한 간단한 지침과 인도의 원자력발전 프로그램을 위한 연료사이클 내에서 원자로작업과 측정 응용분야에서 재료공정과 진단 적용을 위한 레이저계 시스템을 제시하였다.

5. 결 론

1) 용접성이 양호한 소재의 선정이 요구되고 있다. 특히 잔류응력의 발생이 적고, 입계편석이 적고 응력부식균열이 적은 소재의 개발이 지속적으로 이루어져야 한다.

2) 용접결합의 발생이 적은 저합금강, 스테인리스강, 고니켈계 합금, 지르코늄 합금, 이중금속 등에 대한 개발이 지속적으로 이루어져야 한다.

3) 원자력발전 설비의 장수명을 위한 최적의 용접방법이 개발되고 정착되어 나가야 한다. 용착금속의 양을 적게 하고 용접 후에 잔류응력의 양을 최대한 감소시킬

수 있는 용접방법이 개발되어야 한다.

4) 내로우갭 용접, 레이저빔 용접, 마찰교반용접, 오버레이 용접, 하이브리드 용접에 대한 최적의 용접방법의 선정이 요구된다.

후 기

본 기술해설은 한국과학기술정보연구원이 미래창조과학부 과학기술진흥기금과 복권기금을 지원받아 수행하는 ReSEAT 프로그램의 성과물입니다.

References

1. Kameyama Masashi, Nuclear Power supply(Japan Nuclear Safety Institute), *Journal of the Japan Welding Society*, 82 (1) (2013), 57-63 (in Japanese)
2. Tohru Tobita et al., Effect of neutron irradiation on the mechanical properties of weld overlay cladding for reactor pressure vessel, *Journal of Nuclear Materials* 452 (2014), 61-68
3. C. Brillaud et al., Effects of radiation on materials: 20th International Symposium, ASTM STP 1405, *American Society for Testing and Materials, West Conshohocken*, (2001)
4. Y. N. Korolev et al., Small specimens test techniques, Fourth volume, ASTM STP 1418, *American Society for Testing and Materials, West Conshohocken* (2002)
5. A. Ulbricht et al., Small-angle neutron scattering investigation of as-irradiated, annealed and reirradiated reactor pressure vessel weld material of decommissioned react, *Journal of Nuclear Materials*, 416 (2011), 111-116
6. B. Gurovich et al., Evolution of weld metals nanostructure and properties under irradiation and recovery annealing of VVER-type reactors, *Journal of Nuclear Materials*, 434 (2013), 72-84
7. Kameyama Masashi, Nuclear power(Design), *Journal of the Japan Welding Society*, 83 (4) (2014), 270-274 (in Japanese)
8. K. Suzuki et al., Application of high strength MnMoNi steel to pressure vessels for nuclear power plant, *Nuclear Engineering and Design*, 206 (2001), 261-278
9. Ryohei Ihara et al., Prediction of residual stress distributions due to surface machining and welding and crack growth simulation under residual stress distribution, *Nuclear Engineering and Design*, 241 (2011), 1335-1344
10. Ahmed Elmesalamy et al., A comparison of residual stresses in multi pass narrow gap laser welds and gas-tungsten arc welds in AISI 316L stainless steel, *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, 113 (2014), 49-59
11. Y. Q. Wang et al., Localized Corrosion of Thermally

- Aged Cast Duplex Stainless Steel for Primary Coolant Pipes of Nuclear Power Plant, *Procedia Engineering*, 36 (2012), 88-95
12. T. Yonezawa, 2.08 Nickel Alloys, Properties and Characteristics, Tohoku University, *Japan Elsevier Ltd.* (2012), 233-266
 13. A. J. Ramirez et al., High temperature behavior of Ni-base weld metal Part II - insight into the mechanism for ductility dip cracking, *Mater. Sci. Eng. A* 380 (2004), 245-258
 14. A. J. Ramirez et al., Improving the ductility-dip cracking resistance of Ni-base alloys, *J. Mater. Process. Technol.* 179 (2006), 212-218
 15. In Chul Jung et al., Overlay Welding of Inconel Material for Nuclear Power Components, *Journal of KWJS*, 27 (2) (2009), 122-124
 16. Sung-Sik Kang et al., The experience and analysis of vent pipe PWSCC in PWR vessel head penetration, *Nuclear Engineering and Design*, 269 (2014), 291-298
 17. <http://www.meti.go.jp/committe/materials2/>, Ministry of Economy, Trade and Industry homepage, download- files/g100121a05j.pdf
 18. Hwa Teng Lee et al., Numerical and experimental investigation into effect of temperature field on sensitization of Alloy 690 butt welds fabricated by gas tungsten arc welding and laser beam welding, *Journal of Materials Processing Technology*, 210 (2010), 1636-1645
 19. Seong Sik Hwang et al., Review of PWSCC and mitigation management strategies of Alloy 600 materials of PWRs, *Journal of Nuclear Materials*, 443 (2013), 321-330
 20. S. M. Bruemmer et al., Characterization of defects in alloy 52, 152 and 52M welds, in: *Proc. 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, ANS, LaGrange Park, IL, (2009), 319-332.
 21. A. J. Ramirez et al., Improving the ductility-dip cracking resistance of Ni-base alloys, *J. Mater. Process. Technol.* 179 (2006), 212-218
 22. L. Li, R. W. Messler Jr., *Metall. Mater. Trans. A-Phys.* *Metall. Mater. Sci.* 33A (2002) 2031-2042
 23. Qunjia Peng et al., Effect of chemical composition on grain boundary microchemistry and stress corrosion cracking in Alloy 182, *Corrosion Science*, 67 (2013) 91-99
 24. M. K. Samal et al., Investigation of failure behavior of two different types of Zircaloy clad tubes used as nuclear reactor fuel pins, *Engineering Failure Analysis*, 18 (2011), 2042-2053
 25. N. Boutarek et al., Microstructure change in the interface of CO2 laser welded zirconium alloys, *Physics Procedia*, 2 (2009), 1159-1165
 26. Yong-Ding Lin et al., Effects of beam offset on mechanical properties and corrosion resistance of Alloy 690-SUS 304L EBW joints for nuclear power plant, *Journal of Nuclear Materials*, 401 (2010), 78-85
 27. Wanjae Kim et al., Parametric study for Welding Residual Stresses in Nozzle of Nuclear Power Plants using Finite Element Method, *Autumn Annual Meeting of The Korean Society of Mechanical Engineers*, (2008), 104-109 (in Korean)
 28. Q. Peng et al., SCC behavior in the transition region of an Alloy 182, SA508 Cl.2 dissimilar weld joint under simulated BWR-NWC conditions, *Proceedings of the 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System*, *Water Reactors*, (2005), 589-599
 29. T. R. Allen et al., *Proceedings of the 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System*, *Water Reactors*, (2005), 833-842
 30. G. S. Was et al., *Proceedings of the 11th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System*, *Water Reactors*, (2003), 1071-1081
 31. J. Y. Huang et al., Effects of heat treatment and chromium content on the environmentally assisted cracking behavior of the dissimilar metal welds in simulated BWR coolant environments, *Corrosion Science*, 75 (2013), 386-399
 32. D. J. Paraventi et al., Assessment of the interaction of variables in the intergranular stress corrosion crack growth rate behavior of alloys 600, 82, and 182, *The 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, (2007), 19-23
 33. J. Y. Huang et al., Effects of heat treatment and chromium content on the environmentally assisted cracking behavior of the dissimilar metal welds in simulated BWR coolant environments, *Corrosion Science*, 75 (2013), 386-399
 34. Lee, Byoung-Hoon et al., *Welding Technology and Application in Nuclear Power Plant*, *Machinery and Materials*, 19-1 (2007), 30-39 (in Korean)
 35. Nikulina A. V, Zirconium alloys in nuclear power engineering, *Met Sci Heat Treat*, 46 (11-12), (2004) 458-462
 36. Seung Wan Woo et al., The Application of Narrow-Gap Welding Process for SA 106 Gr.C in Nuclear Power Plant, *Autumn Annual Meeting of The Korean Society of Mechanical Engineers*, (2014), 96-101 (in Korean)
 37. A. Traidia et al., On the effects of gravity and sulfur content on the weld shape in horizontal narrow gap GTAW of stainless steels, *Journal of Materials Processing Technology*, 213 (2013), 1128-1138
 38. Long Tan et al., Effect of geometric construction on residual stress distribution in designing a nuclear rotor joined by multipass narrow gap welding, *Fusion*

- Engineering and Design*, 89 (2014), 456-465
39. C. Liu et al., Numerical investigation on residual stress distribution and evolution during multipass narrow gap welding of thick-walled stainless steel pipes, *Fusion Engineering and Design*, 86-4 (2011), 288-295
 40. P. D. Gupta et al., Laser Applications in Indian Nuclear Power Programme, *Energy Procedia*, 7 (2011), 560-576
 41. Gilner, A. et al., Laser applications in microtechnology, *JMPT*, 167 (2005), 494-498
 42. Kim, D. J et al., Repair welding of etched tubular components of nuclear power plant by Nd:YAG laser, *JMPT*, 14 (2001), 51-56
 43. Zhang X et al., Welding of thick stainless steel plates up to 50mm with high brightness lasers, *Journal of Laser Appl.* 23:022002, (2011)
 44. Y. C. Chen et al., Banded structure and its distribution in friction stir processing of 316L austenitic stainless steel, *Journal of Nuclear Materials*, 420 (2012), 497-500
 45. Lars Cederqvist et al., Reliability study of friction stir welded copper canisters containing Sweden's nuclear waste, *Reliability Engineering and System Safety*, 93 (2008), 1491-1499
 46. Tanigawa et al., Technical issues of reduced activation ferritic/martensitic steels for fabrication of ITER test blanket modules, *Fusion Engineering and Design*, 83 (2008), 1471-1476
 47. E. Rajendra Kumar et al., Preliminary design of Test Blanket Module for ITER, *Fusion Engineering and Design*, 83 (2008), 1169-1172
 48. Baldev Raj et al, Development of Reduced Activation Ferritic-Martensitic Steels and fabrication technologies for Indian test blanket module, *Journal of Nuclear Materials*, 417 (2011), 72-76
 49. Y. Poitevin et al., Development of welding technologies for the manufacturing of European Tritium Breeder blanket modules, *Journal of Nuclear Materials*, 417 (2011), 36-42
 50. MPR Associates, INC. Internal mechanical stress improvement method for mitigating stress corrosion cracking in weld areas of nuclear power plant piping, WO2014/012116, (2014)



- 유호천
- 1951년생, 공학박사
- 한국과학기술정보연구원 전문연구위원
- 용접야금 및 공정, 정보분석
- e-mail : yooho278@reseat.re.kr