

원자력발전 플랜트에서의 용접기술 및 적용현황

이병훈, 박지홍, 손영호, 홍재근 | 한국기계연구원

1. 서 론

원자력발전소의 건설 및 원자력 부품의 제조 등에 있어 용접기술은 매우 중요한 위치를 차지하고 있다. 이것은 원자력 시설에 대한 높은 안전성과 신뢰성을 확보할 것을 사회로부터 요구받고 있고, 일반적으로 가장 취약한 부분으로 알려진 용접부의 건전성이 다른 어느 구조물에 비해서도 높은 수준으로 유지되어야 하기 때문이다. 따라서 원자력발전소에 적용되는 여러 용접법에 대해서는 높은 신뢰성을 갖는 용접기술의 개발 및 적용이 요구되고 있다. 이를 위해 발전소의 건설 및 부품 제조시 용접 생산성의 저하 및 용접 결함을 유발하는 과도한 용착금속량과 용접 입열량의 저감을 위한 용접법들이 개발되어 적용되고 있다. 이와 같은 이유를 배경으로 개발 적용된 대표적인 용접법으로 내로우갭용접(Narrow Gap Welding)을 들 수 있는데, 이 용접법은 기존의 서브머지용접(Submerged Arc Welding)이나 피폭아크수동용접(Shielded Metal Arc Welding)에서와 같은 30° ~ 50° 용접 개선면의 각도를 10° 미만으로 낮춰 용접이 가능하도록 함으로써 용착량이 극도로 절감된 용접법이다. 한편, 원자력발전소는 고온, 고압의 운전조건에서도 설계된 성능을 발휘하고 안전성을 유지하여야 하므로 원자력발전소의 기기들은 설계 두께가 100 mm 이상이 되는 경우가 종종 발생된다. 그런데 이러한 후판재의 용접시 장시간 용접에 따른 주의력 부족으로 인한 용접사의 실수가 용접부의 용접결함으로 연결되는 문제를 해결하기 위한 무인용접자동화관련 연구가 활발히 진행되고 있다. 또한 원자력플랜트 사용기간 중에는 사용에 따른 플랜트의 보수 및 설계변경을 위해 협소한 공간에 대한 접근성 확보와 용접 작업자의 피폭 저감을 위한 원격 용접 기술 개발 등 다양한 용접법의 개발이 진행되는 곳이 원자력 발전소 용접의 특징이라고 할 수 있다.

그러면 원자력발전 플랜트에 적용되는 다양한 용접법을 이해하기 위해 원자력발전소를 기능 별로 분류하고, 각 기능을 담당하고 있는 곳에서 적용되고 있는 용접법의 현상과 새롭게 적용되고 있는 시공법에 대하여 설명하고자 한다. 그림 1은 원자력발전소의 개관을 보여 주고 있다. 크게 분류하여 보면 원자력발전소의 원자로건물(그림 1 C)은 원자의 핵분열에 의한 에너지를 만드는 곳이며, 이 에너지를 이용하여 고압의 증기를 만들어 터빈건물(그림 1 A)로 보내게 되면 고압의 수증기는 증기터빈을 돌려 전기를 발생하게 되는 원리로 되어 있다. 보조건물(그림 1 B)에서는 원자로건물에서 발생하는 핵분열을 감시하고 기기의 공정을 제어하는 제어장치가 설치되며, 원전연료 건물(그림 1 D)에서는 사용전 핵연료와 사용후 핵연료의 임시저장고의 역할을 맡고 있다. 방사능물질이 존재하게 되는 원자로건물의 기기와 배관을 흔히 1차 계통이라 하며, 방사능물질이 존재하지 않는 그 이외의 터빈건물 및

원전연료건물의 기기와 배관 계통을 2차 계통으로 구분하고 있다. 따라서 원자력플랜트의 용접은 원자로건물의 원자로용기, 증기발생기, 가압기, 천정크레인 등 주요기기의 용접과 핵분열공정에 의해 발생하는 고압의 증기를 연결하는 배관의 용접으로 구성된다고 말할 수 있다.

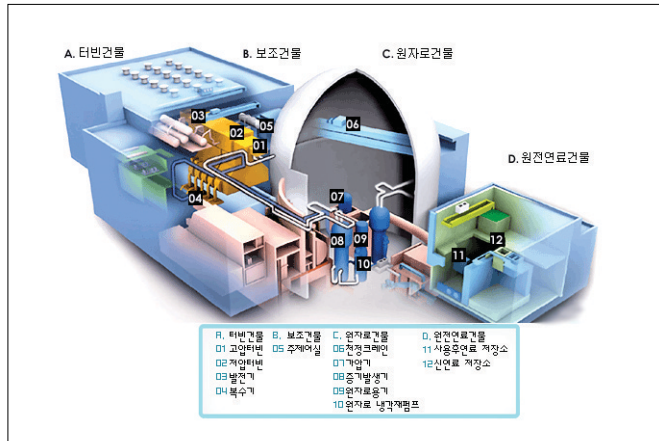


그림 1. 경수로형 원자력발전소의 구조

2. 원자력발전소 주요기기의 내로우접용접

그림 2는 원자로건물 내에 있는 주요기기의 구성도를 보여주고 있다. 원자로용기 내에서 핵분열에 의해 발생한 열로 1차 냉각수를 가열시켜 증기발생기로 보내면, 증기발생기의 전열관을 통해 열이 전달되어 높은 에너지를 갖는 2차 계통의 수증기로 되어 증기터빈으로 보내지게 되는데, 증기터빈 입구에서 약 274℃, 약 59.7kg/cm²의 높은 열에너지로 공급된다. 따라서 이들 기기의 운전상태 및 안전계통 설비의 상태는 중앙제어실의 제어반에서 집중적으로 감시되고 제어되는 대상이 된다.

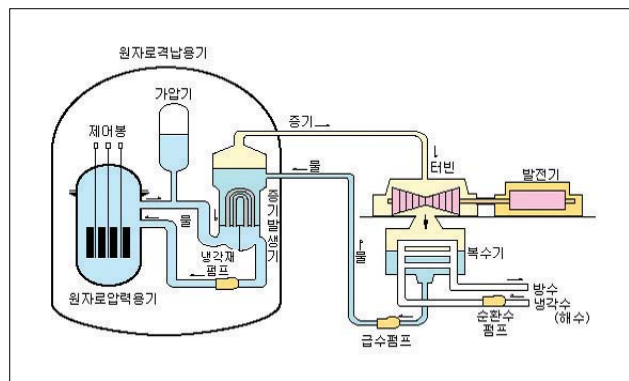


그림 2. 원자력발전소 주요 기기 구성도

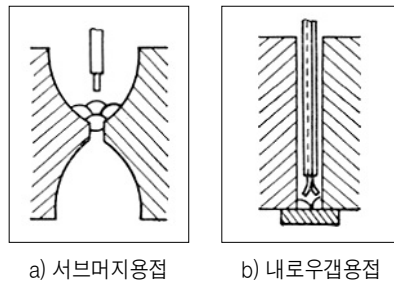


그림 3. 서브머지용접과 내로우갭용접의 개선면 비교

한국 표준형 원자로용기는 영광 5, 6 호기, 울진 5, 6 호기에서 채택되고 있으며 1000MWe, 설계온도 343°C, 설계압력 175 kg/cm²로 높이가 11.7 m, 내경이 약 4.11 m 정도이다. 사용되는 강재로는 SA 508 등의 저합금강을 주 재료로 사용하고 있으며, 내용물로 담고 있는 냉각수로부터의 부식환경을 극복하기 위해 스텐레스강으로 육성하여 사용하고 있다. 증기발생기, 가압기에 사용되는 재료 역시 압력용기와 마찬가지로 구조재료 SA 508의 저합금강을 사용하고 있다. 이러한 용기들은 최대 두께가 270 mm인 것까지도 있다. 이러한 후판재에 대한 용접은 예전에는 주로 서브머지용접이 주로 이용되어 왔으나, 지금은 내로우갭용접으로 바뀌게 되었다. 그림 3은 서브머지용접과 내로우갭용접의 용접개선면을 모식적으로 비교하여 나타낸 것으로, 서브머지용접, 피복아크용접의 경우 내로우갭용접에 비해 용착량이 많아 생산성이 떨어지며, 용접시 고입열에 의해 열영향부의 폭이 증가하여 인성치가 떨어지는 단점을 갖고 있다. 또한 용착금속량의 증가로 인해 용접후 용접변형이나 용접후 잔류응력이 많이 발생하게 되어 용접결함 발생 가능성이 커지게 된다. 또한 서브머지용접의 경우 용접시 플럭스를 사용하여야 하기 때문에 용접부에 확산성수소량이 증가하게 되어 용접부의 잔류응력과 결합하여 저온균열 발생 가능성이 증가하게 되는 단점을 안고 있다^[1]. 내로우갭용접은 미국의 Battelle 연구소에 의해 처음 개발된 용접법으로, 판두께에 비해 협소한 개선형상(I 형 또는 I 형에 가까운 개선형상을 사용)을 사용하는 용접방법이어서 이러한 명칭이 붙은 용접법이다. 이 방법은 판두께가 30~200 mm 정도까지는 개선 간격을 20 mm 이내, 판두께가 200 mm를 초과하는 경우에는 개선 간격을 30 mm 정도로 하여 용접하게 된다. 이 용접법은 개선 단면적이 매우 작으면서, MAG 용접의 경우 1 패스당 용접입열도 3~5 kJ/cm 정도로 작아 누적입열량이 매우 작게 되어 용접변형을 극도로 억제하는 장점 외에도 모재의 열화를 방지하는 장점을 갖고 있다. 한편 소입열의 결과로서 용융지의 크기가 작게 되고 개선면과 아크의 방향이 직각을 이루게 되어 융합불량이 발생하기 쉽게 되는 단점을 갖고 있다. 이를 방지하기 위한 여러 방안들이 그림 4^[2,3]처럼 고안되었다. 그림 4(a)는 전극와이어의 선단에 굽힘응력을 주어 아크 방향을 개선면의 벽 쪽으로 향하게 하여 용접을 수행하여 융합불량을 방지하고자 하였다. 이때, 0.9~1.6 mm의 전극 와이어를 사용하며 일명 바텔 방식이라고도 한다. 그림 4(b)는 용접와이어를 굴곡성형 기어를 통과시켜 와이어에 곡률을 부가함으로써 용접되면서 용접아크가 회전을 일으키게 하는 방식이다. 그림 4(c)는 2 개의 용접와이어를 꼬아 공급함으로써 와이어 선단이 녹을 때 와이어의 꼬임이 풀어짐에 따라 아크를 회전시키는 방식으로 융합불량을 예방하는 용접법이다. 마지막으로 그림 4(d)는 전자와는 전혀 다른 방식으로 전극 와이어를 용접진행 방향의 전후로 진동시켜 아크 길이 변화에 의해 개선면 측면의 융합불량을 예방하는 방식이다. 아크가 전진한 위치인 (2)의 위치에서는 아크 길이가 길어져 측면까지 용착금속이 쌓이게 하고, 후진한 위치에서는 중앙에 용착금속을 쌓아 올리는 방식으로

용접기 전원의 정전압 특성을 이용한 방식으로 용접이 수행된다. 이러한 모든 방식들은 용접토치가 1 패스 이동함으로써 용착금속 1 층이 완성되는 방식으로 진행되어 높은 생산성을 갖게 되는 용접법이 되고 있다. 1 패스 1 층 용접방식으로는 일렉트로슬래그용접이나 일렉트로가스 용접도 있지만 내로우갭용접은 용융지의 크기가 매우 작은 가스설투용접인 까닭에 이론적으로 아래보기자세 외에도 수평자세, 수직자세, 위보기 자세 등 전자세 용접이 가능하게 되는 장점을 갖고 있다. 차폐에 사용되는 가스는 비드 표면이 산화되지 않고 스패터 발생을 줄일 수 있도록 Ar 80%, CO₂ 20%의 혼합가스를 사용하며 전류 범위는 200 ~ 300 암페어를 사용하여 서브머지드 용접에 비해 매우 낮은 입열량을 사용함으로써 열영향부의 결정립이 미세하여 용접부의 인성치에 큰 영향을 미치지 않는 장점을 갖는 용접법이다.

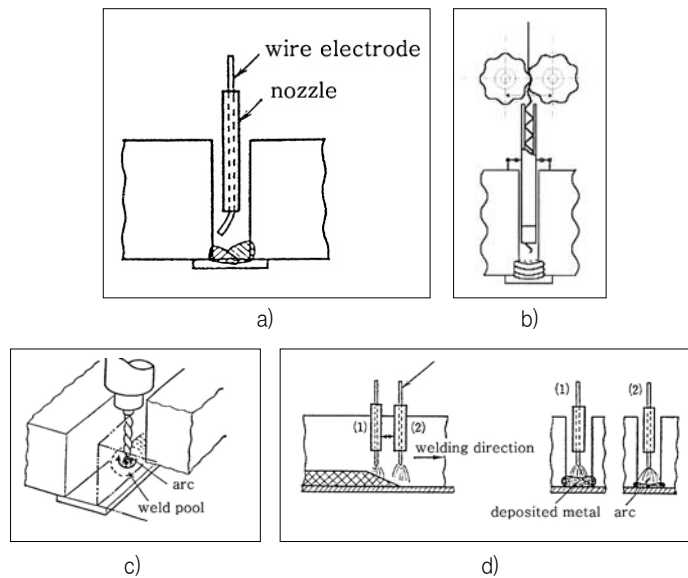


그림 4. 내로우갭용접의 여러 형태

3. 원자로, 증기발생기의 육성용접

한국 표준형 원자력발전소의 냉각재로 쓰이는 경수(H₂O)는 핵분열로 발생하는 중성자의 운동을 감속시키는 역할을 수행함으로써 원자력 발전의 출력을 조절하는 역할을 하고 있다. 하지만 원자로 내의 경수는 재료와 반응하여 부식을 일으키는 까닭에 구조재로 쓰이는 저합금강 표면에 오스테나이트계 스텐레스의 육성용접을 행하여 사용하게 된다. 원자로 용기에 대해 시공되는 육성용접의 최종 표면 화학 성분 조성비는 표 1과 같고, 대략 SUS 308 또는 SUS 309의 조성 범위를 갖는다.

표 1. 원자로용기 육성용접부 표면의 화학성분

Element	C	Cr	Ni	Mn	Si	P	S	Co
wt%	Max 0.08	18-24	8-12	Max 3.0	Max 1.0	Max 0.04	Max 0.03	Max 0.2
Delta Ferrite	5-18 FN							

육성용접의 두께는 최소 1/8" (3.2 mm) 이상이어야 하며, 용착된 육성용접부에서는 적절한 δ -Ferrite가 형성되어 있을 것을 원자력발전소건설 기술기준에서 요구하고 있다. 미국 건설기술기준인 ASME 규격의 경우 용접부에서 5 FN 이상의 δ -Ferrite 양이 형성되어 있어야 할 것을 규정하고 있다. δ -Ferrite란 오스테나이트 스텐레스강에서 Fe-Cr-Ni 합금이 응고 중에 발생하는 것으로서, 오스테나이트 조직보다 Cr 함량이 높은 불안정한 제 2 상 입자(Second Phase Particle)이며 ferromagnetic 성질을 갖고 체심입방형 결정구조를 가지며 일정 범위의 조성을 갖는다. 그런데 이같이 δ -Ferrite를 용접부에서 일정량 이상 형성되는 것을 규정하는 이유는 용접시 입계에 형성되는 저용점 조성의 불순물 원소(P, S, Si, Cb, Nb 등)에 대한 고용도를 높게 함으로써 오스테나이트계 스텐레스강 용접에서 가장 큰 문제인 고온균열 현상을 방지하고자 함이다. 고온균열 현상은 용접중 또는 용접 직후 용접 금속에서 주로 균열이 발생하는 현상을 말하며 크게 응고균열 현상과 액화균열 현상으로 구분된다. 오스테나이트 스텐레스강에서 균열을 방지하는 기능을 갖는 용접부의 δ -Ferrite를 측정하는 방법에 대하여는 ASME Sec. III NX-2433에 따른 방법으로 용접부의 자성측정 방법이나 NX-2432에 따른 화학성분 분석에 의한 2 가지 방법을 요구하고 있다⁴⁾. δ -Ferrite의 양(volume)을 정확히 측정한다는 것은 대단히 어렵고 경비가 많이 들기 때문에 De-Long이 제안하여 미국 용접연구회의(WRC, Welding Research Council)에서 채택한 Ferrite Number(FN)를 사용하고 있다. 이상과 같이 용접부에서 측정된 δ -Ferrite 값의 요구치는 ASME Section III NX-2433.2에 의하면 최소 5 FN을 요구하고 있고, 미국 핵규제 위원회(NRC)의 Regulatory Guide 1.31에서는 5~20 FN을 규정하고 있으나, 국내 발전소 시공 설계 규격서에서는 보통 5~18 FN을 요구하고 있다.

육성용접법은 초기에 SMAW와 wire 형태의 서브머지용접에서 점차 띠 형태의 용가재를 사용한 서브머지용접으로 바뀐 후 최근에는 저합금강과의 희석율을 극도로 낮춘 일렉트로슬래그용접(Eletroslag Welding)의 형태로 바뀌는 추세이다⁵⁾. 서브머지용접은 용가재와 모재 사이에서 아크를 일으켜 용가재를 모재로 이행시키는 방식이지만, 일렉트로슬래그 용접에서는 띠 형태의 용가재와 모재 사이에 플럭스를 장전시키고 여기에 전류를 흘려 저항 Joule 열을 발생시켜 용융된 슬래그의 저항발열을 용접열원으로 사용함으로써 서브머지용접에 비해 더욱 낮은 입열량으로 용접을 가능케 하여 모재 희석율을 더욱 낮춘 용접법으로 1990 년대에 실용화된 용접법이다. 또한 이 일렉트로슬래그 용접법을 사용하게 되면 최대 150 mm 띠의 용접까지도 가능케 하여 육성용접에서 용접결함이 발생하기 쉬운 용접 중첩부를 최대한으로 줄일 수 있는 장점을 갖고 있다.

원자력발전 설비 중 또 하나 육성용접이 반드시 필요로 되는 곳은 방사능 물질을 포함하는 1 차 냉각재가 외부로 유출되지 않도록 폐회로를 구성하게 되는 전열관과 연결되는 증기발생기의 튜브시트(Tube sheet)에 대한 육성용접이다. 튜브시트는 SA-508의 저합금강이나 전열관은 Ni-Cr-Fe의 합금인 SB-163(Inconel 600)의 재료로 제작되어 결합 발생가능성이 높은 이종금속 접합으로 되는 까닭에 SA-508 저합금강에 전열관과 동질재인 니켈합금을 사용하여 [Fe : 15.0% Max. Co : 0.2% Max. Ni : Res.]의 조성비를 갖도록 육성용접된다.

4. 배관용접과 이종재용접

원자력발전 플랜트의 배관은 원자로와 증기발생기를 연결하는 Hot Leg의 경우 외경이 1,060 mm에 두께도 100 mm에 이르는 대구경의 배관을 비롯하여, 냉각수의 방사선량, 화학성분 시료 채취 등을 설치하게 되는 시료 배관의 경우 외경이 19 mm에 두께가 5.6 mm의 소구경 배관에 이르기까지 그 종류가 매우 다양하다. 따라서 서로

다른 재질의 용접이 필연적으로 발생하게 되며 탄소강 + 스테인레스강의 결합과 용접후열처리가 서로 다른 이중재의 용접이 대표적이다.

그림 5는 원자력발전 플랜트에서 중요도가 높은 1차 계통의 배관을 보여주며 표 2는 각 배관의 지름과 두께를 나타내고 있다.

표 2. 원자로냉각계통 배관의 분류

명칭	소재	외경 (inch)	두께 (inch)	기능
Hot Leg	SA 508(pipe) SA 516(elbow) 파이프 내면은 스테인레스 클래딩	42"	4"	reactor vessel의 outlet nozzle과 steam generator의 inlet nozzle을 연결하는 배관으로 가열된 1 차 냉각수로 steam generator와 연결되어 2 차 계통수에 열을 전달함
Cold Leg		30"	3.2"	reactor coolant pump와 reactor vessel의 inlet nozzle을 연결하는 배관으로 steam generator에서 온도가 낮아진 1 차 냉각수를 다시 reactor vessel로 순환시킴
Cross Over		38"	2.7"	steam generator의 outlet nozzle과 pump를 연결하는 배관으로 steam generators내의 1 차 냉각수를 reactor coolant pump로 순환시킴
Surge Line	SA 312(pipe) SA 403(elbow)	12"		reactor vessel의 hot leg과 pressurizer를 연결시켜 1차 계통내의 압력을 조절함

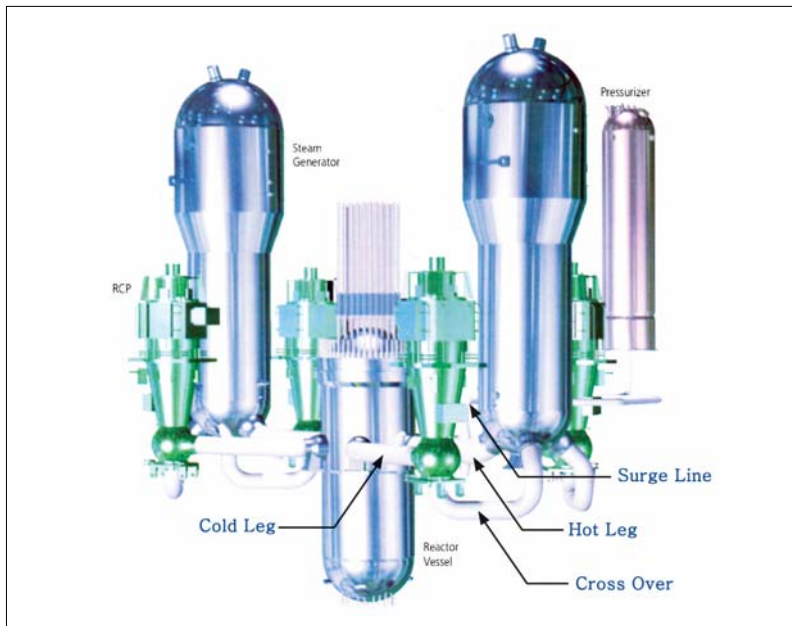


그림 5. 원자로 냉각수계통 배관의 종류

1 차 계통의 배관을 원자력 용어에서는 RCS(Reactor Coolant System) 배관이라 부르는데 용접이음이 없는 단조로 제작된 50 mm 이상의 후육 배관이다. 이러한 후육 배관에 대해서 기존의 피복아크용접이나 단순 가스메탈아크용접(GMAW : Gas Metal Arc Welding)으로 용접하는 경우에는 용접생산성이 떨어질 뿐만 아니라 용접부위의 과도한 용접부 수축과 용접 변형이 발생하여 시공 중에서 뿐만 아니라 사용 도중에도 용접결함 발생 가능성이 높아지기 때문에 내로우갭용접의 GMAW 용접으로 대체되는 추세에 있다. 탄소강, 저합금강으로 제작되는 RCS 배관은 냉각 기능, 온도측정, 화학재 주입 등의 원자력발전을 유지하기 위한 각 기능을 갖는 소구경의 스텐레스 배관과 연결되게 되는데, 이러한 부위에서는 SA 508 1A와 SUS 316 등이 결합하게 되는 P1 + P8의 이중재 연결 부위가 발생하게 된다. 탄소강과 스텐레스강의 이중재 용접에서는 탄소강의 합금원소인 탄소가 스텐레스강으로 확산되어 용접부에서 부식의 위험이 발생하게 된다. RCS 배관의 사용 온도는 286 ~ 324 °C로서 비교적 높은 온도에서 원자로 수명 기간동안 장시간 사용하게 되는데 이로 인해 탄소강의 탄소가 스텐레스강으로 확산되어 스텐레스강의 결정입계에서 크롬과 결합하여 석출하게 된다. 그 결과 부식에 필요한 적정 농도의 Cr 량은 결정입계에서 부족하게 되어, 용접열영향부이나 용착금속의 결정입계를 따라 부식이 발생하게 되는데 이를 스텐레스강 용접부의 intergranular corrosion 또는 knife line attack이라 한다. 그림 6^[5]은 22 Cr - 18 Ni - 5 Mn의 오스테나이트 열 스텐레스용접봉으로 2.25 Cr - 1 Mo 저합금강을 용접하여 용접 직후와 용접후열처리(750°C×10 h) 후의 용접 경계면에서의 탄소와 크롬의 농도 변화를 보여주고 있다. 용접 직후에는 용접부 용융선을 경계로 탄소, 크롬 농도가 뚜렷하게 구분되고 있지만, 열처리 후에 탄소는 오스테나이트 용착금속으로 확산되어 용착금속 내의 탄소 농도가 0.97 %로 증가가 뚜렷하다. 반대로 용착금속 내의 크롬 농도는 감소하는 현상이 뚜렷하다. 그 결과 용융경계 부에서 크롬 농도의 저하로 인한 부식 현상을 나타내게 된다. 그림 7^[6]에서는 Ti 안정화강인 321 스텐레스강에서의 knife line corrosion 현상을 잘 보여 주고 있다. 따라서 RCS 배관과 소구경 스텐레스 배관과의 연결 부위에서는 이같은 이중재 용접부의 부식현상이 문제가 될 수 있으므로 이에 대한 철저한 대비책이 필요하다. 따라서 원자력 발전소의 P1 + P8의 용접 부위에 대해서는 Inconel 계열의 용접봉을 사용하여 탄소강으로부터 확산되어 오는 탄소를 탄소고용도가 높은 인코넬용접봉의 Ni 성분에 의해 탄소를 고용시킴으로써 스텐레스강까지 확산되지 않도록 용접하고 있다.

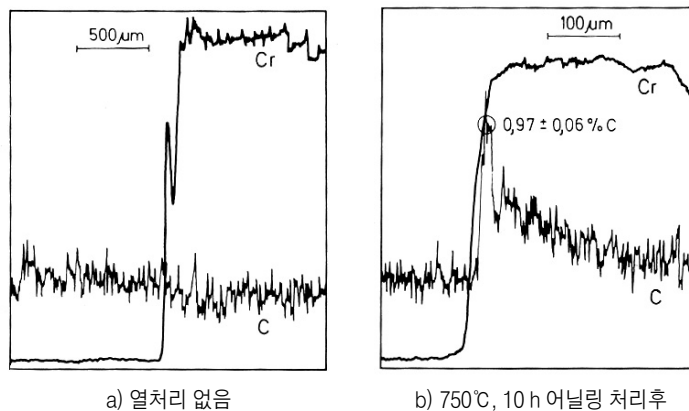


그림 6. 저합금강에 22 Cr - 18 Ni - 5 Mn 스텐레스용접봉을 사용하여 용접한 용융경계면에서의 열처리 전후의 크롬, 탄소 농도 변화

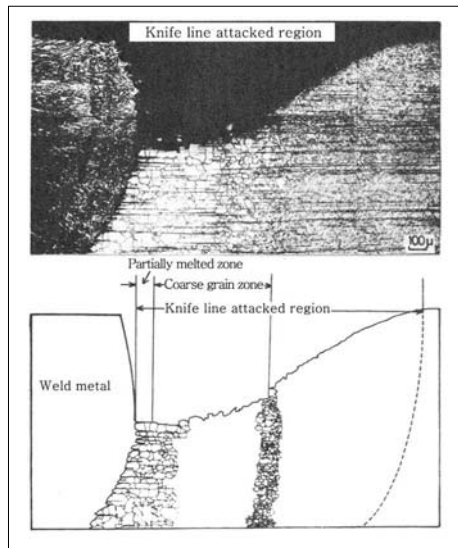


그림 7. 321 스테인레스강에서의 knife line corrosion

또한 고온 고압의 증기가 증기터빈을 돌려 발전에 이용된 후, 온도가 낮아져 물로 변환되어 높은 에너지를 얻기 위해 증기발생기로 다시 돌아가게 되는 feedwater line에서는 증기발생기 노즐의 SA 508 CL. 3과 배관의 SA 335 P22 재질의 P3 + P5 이종재 용접이 일어나게 된다. 그런데 증기발생기는 공장에서 제작되고 배관과는 발전소의 현장에서 용접되지만 서로 용접후열처리온도가 상이한 까닭에 현장에서 정교한 용접후열처리를 반드시 행하여야 하는 어려움이 발생하게 된다. 이러한 발전소 현장에서의 용접후열처리 어려움을 피하기 위해 노즐과 배관 사이에 SA 508 CL. 1A의 P1 재질의 safe end를 넣고 배관쪽에 버터링(butterming) 용접을 실시하고 버터링과 safe end의 용접부는 용접후열처리를 생략하는 것이 가능하도록 하고 있다. 이에 대한 자세한 용접절차는 그림 8에서와 같이 증기발생기 노즐에 P1 재료인 SA 508 CL. 1A의 짧은 배관을 공장에서 용접하여 공장에서 노즐 재료에 적합한 온도의 용접후열처리를 실시하고, 현장에서는 safe end와 화학적성질이 유사한 P1 재료의 용접봉으로 배관에 버터링용접을 실시하여 배관에 적합한 온도로 미리 용접후열처리를 실시한 후 최종적으로 노즐의 safe end와 배관의 버터링 부위를 후열처리 없이 용접하는 단계를 밟고 있다.

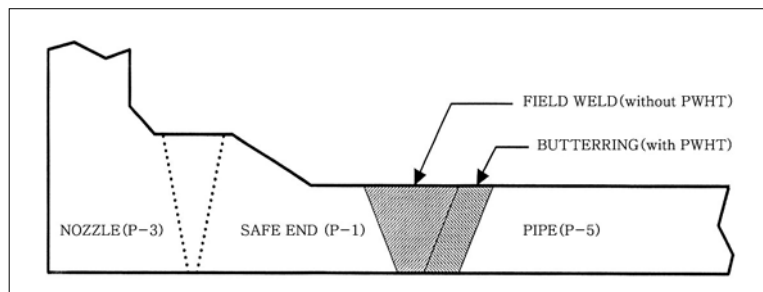


그림 8. 증기발생기 급수계통 배관 노즐부의 이종재용접

5. 결론

원자력발전 플랜트는 무엇보다도 높은 신뢰성을 요구하는 시설물이어서 원자력 분야의 용접은 신뢰성 확보를 최우선으로 하는 기술개발을 우선으로 하고 있다. 이에 따라 원자력발전 플랜트에 대한 건설, 제작시의 각 용접부에 대한 신뢰성 확보를 위한 용접야금, 용접시공 등 다양한 측면에서 연구가 진행되고 있다. 또한 용접부의 신뢰성 향상을 위해 인간의 실수를 배제하는 용접자동화에 의한 시공기술개발도 시도되고 있다. 즉 개선면 중심 측정, 용접비드 형상, 전극 형상 이상 검출 및 모재-전극 간 거리 측정 등에 관한 자동 측정 센서 개발과 이에 따른 용접조건 제어프로그램, 결함판정소프트웨어개발 등에 대한 연구가 활발히 진행되고 있다. 이러한 연구를 바탕으로 용접사의 실수로 인한 용접결함 발생을 미리 방지하고, 용접사의 고령화와 용접작업에 대한 기피 현상을 대비하고 있다.

또한 원자력발전 플랜트의 경년화에 따른 보수, 유지를 위한 레이저용접, 수중용접 기술개발 등 발전 플랜트의 노령화에 따른 원자력발전의 안전성 확보를 위한 용접기술개발에 대한 수요는 더욱 늘어날 것으로 예상된다.

❁ 참고 문헌

- [1] 小林 正宏, “原子力分野と溶接”, 溶接技術, pp. 99-105, No.3, 2000
- [2] 溶接學會 溶接法委員會, “ナロウギャップ溶接(狭開先溶接) -日本における現状- 1984
- [3] 朝倉書店, “溶接の事典”, pp. 145
- [4] ASME, “Boiler & Pressure Vessel Code” 2001
- [5] Matsuda, F., Hashimoto, T., Senda, T., “Fundamental Investigation on Solidification Structure in Weld Metal”, Trans. Nat. Res. Inst. Metals 11, pp. 43-58, 1969
- [6] 井川博, 新成夫, 中尾嘉邦, 西本和俊., 溶誌 pp. 679 - 686



이 병 훈

- 한국기계연구원 공인시험평가부 선임연구원
- 관심분야 : 알루미늄 접합, 용접공정
- E-mail : bhlee@kmail.kimm.re.kr



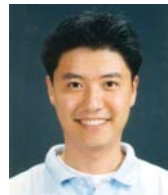
박 지 흥

- 한국기계연구원 공인시험평가부 선임연구원
- 관심분야 : 용접, 스포츠 재료
- E-mail : jhpark@kmail.kimm.re.kr



손 영 호

- 한국기계연구원 공인시험평가부 선임연구원
- 관심분야 : 초음파, 용접/비파괴검사
- E-mail : yhson@kmail.kimm.re.kr



홍 재 근

- 한국기계연구원 공인시험평가부 선임연구원
- 관심분야 : 고에너지 빔 용접, 재료파괴인성
- E-mail : jkhong@kmail.kimm.re.kr