

초청리뷰논문

## 원전 기기 용접 잔류응력 평가 연구 고찰

김종성<sup>†</sup>

### Investigation on the Studies for Welding Residual Stresses in Nuclear Components

Jong Sung Kim<sup>†</sup>

(Received 23 May 2016, Revised 3 June 2016, Accepted 8 June 2016)

#### ABSTRACT

The paper investigates the previous studies about welding residual stresses in nuclear components. First, various residual stress measurement methods are reviewed in applicability. Second a finite element welding residual stress analysis technique, which was developed from the viewpoint of FFS (Fitness-For-Service) assessment, is explained. Third, characteristics of the welding residual stresses on J-groove welds and butt welds were presented via investigating the previous studies. Last, engineering formulae for residual stresses in the FFS assessment codes such as R6 and API 579/ASME FFS-1 Code is summarized.

**Key Words :** Nuclear Components (원전 기기), Welding Residual Stresses (용접 잔류응력), Primary Water Stress Corrosion Cracking (일차수용력부식균열), Finite Element Analysis (유한요소 해석), Residual Stress Measurement (잔류응력 측정), Stress Intensity Factor (응력확대계수)

#### 기호설명

$\delta_M$  = Geometric shape factor

$\theta_M$  = Geometric shape constant

$\phi_M$  = Geometric shape factor

#### 1. 서 론

국내외적으로 가압경수로 원전 안전 1등급 기기의 Alloy 600 계열 합금 용접부에 일차수용력부식균열 (PWSCC : Primary Water Stress Corrosion Cracking) 이 발생하여 원자로냉각재가 누설된 사례가 다수 보고되고 있다<sup>(1-5)</sup>. 이러한 PWSCC는 PWSCC에 예민

한 재질, 부식환경, 인장응력 조건이 동시에 만족하면 발생하는 대표적인 경년열화 기구이다. 용접 과정 동안의 국부적인 가열과 냉각에 기인하여 발생하는 인장 용접 잔류응력은 가압경수로의 1차측 고온 수화학 환경 하에서 PWSCC에 예민한 재질인 Alloy 600 계열 합금으로 제작된 용접부의 PWSCC 발생 요인 중 하나이다. 또한, 잔류응력은 PWSCC 뿐만 아니라 피로균열을 발생시키고 성장시키는 구동력들 중 하나로 고려되고 있다<sup>(6)</sup>. 따라서 원전 기기 용접부의 구조 건전성에 대한 신뢰성있는 평가를 위해서는 구조 건전성 평가의 입력인자들 중 주요 입력인자인 용접 잔류응력을 신뢰성있게 효율적으로 평가하여야만 한다.

국내외적으로 용접 잔류응력 평가와 관련된 다수의 연구들이 진행되었다<sup>(7-26)</sup>. 이러한 기존 연구들은 용접 잔류응력 측정, 유한요소 용접 잔류응력 해석, 용접 잔류응력이 응력확대계수에 미치는 영향으로

<sup>†</sup> 회원, 세종대학교 원자력공학과  
kimjsbat@sejong.ac.kr  
TEL: (02) 6935-2493 FAX : (02) 3153-3128

구분할 수 있을 것이다. 용접 잔류응력 평가 방법론의 신뢰성 향상/표준화와 용접 잔류응력 분포의 대표화를 위해 국제 Round Robin JIP (Joint Industry Project) 들<sup>(8,27,28)</sup>이 수행되었고 이러한 JIP 결과들은 R6 코드<sup>(29)</sup>, API 579/ASME FFS-1<sup>(30)</sup> 등 사용중적합성 (FFS : Fitness-For-Service) 평가 코드에 반영되어 해당 코드 내에 공학적 잔류응력 평가식이 제시되고 있다. 여전히 잔류응력 평가에 많은 산포도가 존재한다고 알려져 있으며 코드 내 평가식을 이용하여 도출된 잔류응력 분포만을 유한요소 해석 결과와 비교하여 공학적 평가식을 신뢰할 수 없다는 일부 의견들이 제시되고 있다. 적절한 보수성이 확보된 잔류응력 평가를 위해서는 이러한 산포도와 공학적 평가식을 도출한 기술적 근거를 인식하고 있어야 한다.

본 논문에서는 용접 잔류응력 평가와 관련된 측정 방법과 해석 방법에 대해 개략적으로 고찰하고자 한다. 또한, 기존 연구들을 고찰하여 원전 기기의 대표적인 용접 잔류응력 분포, FFS 평가 코드 내 공학적 평가식 등을 개괄적으로 제시하고자 한다.

## 2. 본 론

### 2.1 용접 잔류응력 평가 방법

#### 2.1.1 용접 잔류응력 측정

재료 과학자와 공학자들은 그동안 여러 가지 잔류응력 측정 방법을 개발하여 왔다. 몇몇 방법 (천공법/절단법, Contour 방법)은 파괴적인 방법이며 다른 몇몇 방법은 비파괴적인 방법 또는 준비파괴적 방법이다. 또한, 몇몇 방법 (중성자 회절법, Contour 방법)은 공간 전체에 걸친 잔류응력 분포를 도출할 수 있는 반면 다른 몇몇 방법 (천공법, X-ray 회절법, 연속압입법)은 표면에 근접한 지점에서의 잔류응력 분포만을 도출할 수 있다.

- 천공법/절단법
  - 천공법 (hole drilling method)
    - 천공법은 ASTM E837-08e231로 표준 절차화되어 있다.
    - 잔류응력이 작용하는 물체에 세 개의 변형률 게이지 Rosette를 설치하고 그 중심을 천공할 때 발생하는 변형을 측정하고 후처리 계산하여 잔류응력을 평가한다.
  - 절단법 (sectioning method)

- 대상 물체를 보다 작은 횡단면적의 많은 strip들로 절단하는 것에 의해 잔류응력이 이완되는 원리에 기반한 방법이다.
- 축방향 응력만이 중요한 경우에 가장 잘 적용되는 방법으로 횡단면에 걸친 응력 분포는 Hooke's Law를 적용하고 각각의 Strip 길이 변화를 측정하는 것에 의해 합리적으로 정확하게 잔류응력을 결정할 수 있다.
- 두께에 걸친 잔류응력 분포는 절단된 시편들을 slicing한 후 변형을 값의 변화로부터 결정될 수 있다
- X-ray/중성자 회절법
  - X-ray 회절법
    - X-ray 회절법은 ASTM E2860-1232로 표준 절차화 되어 있다.
    - 일반적인 X-ray는 일반적으로 매우 얇은 표면층 (전형적으로 몇십  $\mu\text{m}$ ) 만을 탐지한다.
  - 중성자 회절법
    - X-ray 회절법과 비교시 원자 간격과 비교할만한 파장을 가진 중성자 회절법은 공학 재료에 대해 수 cm까지 침투하는 이점을 가진다.
    - 중성자 Source를 제공하는 고가의 원자로 시설이 필요하다는 단점을 갖는다.
  - 기타 방법
    - 초음파 방법
      - 재료에 응력이 작용할 때 초음파 속도 변화가 관찰될 수 있는데 이러한 변화는 초음파 경로를 따라 평균 처리된 응력값을 제공한다.
      - 해석을 위해 필수적인 음탄성적 계수들은 Calibration 시험을 이용하여 계산된다.
      - 다양한 형태의 초음파가 이용될 수 있으나 일반적으로 이용되는 기술은 임계 굴절 길이방향 초음파 방법이다.
    - 연속 압입 방법
      - 잔류응력 존재와 방향에 따라 연속 압입 하중-변위 곡선의 변화가 발생한다.
      - 압입자의 형상 (날카로운 압입자, 구형 압입자 등)에 따라 다양한 잔류응력 평가 모델이 있다.
      - 연속 압입 방법 경우 표면 근처 지점의 잔류응력만을 측정할 수 있는 준비파괴적인 (표면에 약간의 흠이 발생한다는 측면에서) 방법이다.

- Contour 방법

- Contour 방법은 대상 물체를 가로지르는 절단 평면 상의 잔류응력 분포를 제공할 수 있는 상대적으로 새로운 잔류응력 측정 기법이다.
- 실험적으로 단순하고 비용이 덜 들며 미세조직 변이에 둔감한 변형을 이완 방법이다.
- 4가지 단계에 따라 수행된다.
  - ▷ 절단면에 수직인 잔류응력을 결정하기 위한 평면을 따라 대상 물체를 둘로 절단
  - ▷ 절단 이전에 존재한 잔류응력의 이완 때문에 국부적으로 변형된 새로운 절단면의 Contour 측정
  - ▷ 데이터 프로세싱
  - ▷ 탄성 유한요소 응력해석을 이용한 응력 계산

Table 1은 잔류응력 측정방법별 파괴 여부, 측정 깊이, 정밀도 및 정확도를 비교 제시하고 있다<sup>(33-35)</sup>. 일반적인 X-ray 회절법, 연속 압입법, 천공법, 초음파 방법, Hard X-ray 회절법, 절단법, 중성자 회절법, contour 방법, deep 천공법 순으로 측정 깊이가 깊어 짐을 알 수 있다. 정확도는 방법간 차이가 없으나, 절단법, deep 천공법, 초음파 방법, 중성자 회절법, contour 방법, 천공법, X-ray 회절법, 연속 압입법의 순으로 정밀도가 증가함을 알 수 있다.

2.1.2 용접 잔류응력 해석

예방정비 기간 동안 발견된 용접부 결함의 구조 건전성에 대한 용접 잔류응력을 평가하는데 있어서 측정치의 큰 산포도, 공간상의 제약, 표면 위주의 측정, 상대적으로 과도한 시간 및 비용 소요 등의 원인으로 앞에서 기술한 잔류응력 측정법들을 실제적으로 적용하기 어렵다. 이러한 측정방법들의 단점들 때문에 FFS 평가 측면에서 용접 잔류응력 분포를 도출하기 위해 유한요소해석, 고유변형률법<sup>(36)</sup> 등 몇몇 해석방법들을 적용하고 있다. 이러한 해석방법들 중 유한요소 잔류응력 해석이 가장 활발히 적용되고 있으므로 본 논문에서는 유한요소 잔류응력 해석에 대해서만 고찰해 보고자 한다. 용접현상의 복잡성에 기인하여 잔류응력 해석절차는 매우 복잡한 수치해석 기법에서부터 최종 잔류응력 분포의 중요한 몇몇 특징만을 평가할 수 있는 효율적인 절차까지 변화될 수 있다.

김종성 등<sup>(7)</sup>은 국제 공동 프로젝트인 PVRC (Pressure Vessels Research Council) Weld Residual Stress JIP<sup>(8)</sup>의 일환으로 선행 연구<sup>(9)</sup>을 검토하고 FFS 평가 측면에서 용접 잔류응력 분포 도출을 위한 최적의 유한요소 용접 잔류응력 해석 절차를 개발하였다. 신뢰성 있는 잔류응력 해석을 위해서는 열 유동, 용융으

Table 1. Comparison of the residual stress measurements

구분	파괴여부	측정깊이	정밀도	정확도
천공법	파괴	~1.2×구멍 직경 (deep 천공법 경우 10mm~10m)	50μm 깊이 (deep 천공법 경우 약 10 mm)	±10MPa (Al), ±30MPa (Fe), ±15MPa (Ti)
절단법	파괴	10mm~20cm	2~20mm	±10MPa (Al), ±30MPa (Fe), ±15MPa (Ti)
X- ray	Con- ven- tioan	비파괴	<50μm (Al), <5μm (Ti), <1mm (with layer removal)	±10MPa (Al), ±30MPa (Fe), ±15MPa (Ti)
	Syn-chro- tron	비파괴	~20mm (Fe), 50~150mm (Al)	±10μ 변형률, ±10MPa (Al), ±30MPa (Fe), ±15MPa (Ti)
중성자 회절법	비파괴	~200mm (Al), 25mm (Fe), 4mm (Ti)	500μm	±50μ 변형률, ±10MPa (Al), ±30MPa (Fe), ±15MPa (Ti)
초음파방법	비파괴	100μm~ 20mm	5mm	10%
연속압입법	준비파괴	수백μm	0.1μm	?
Contour 방법	파괴	20mm~2m	10~100 μm	?

로부터 상온까지 변화하는 고온 재료거동, 연결부 구속조건 하에서의 천이상태와 변형률 상태의 세가지 현상을 적절히 묘사할 수 있어야 한다. 이러한 세가지 현상들 중 해석시 고려가 어려운 열 유동 모델링과 고온 재료거동의 두가지 분야로 분리하여 잔류응력 해석기술을 검토하고 기존 연구들을 고찰한 결과, 다음과 같은 결론을 도출하였다.

- 잔류응력/변형 예측시 열 해석절차의 정확성을 가름하는 양으로 용융부 형상을 고려하여 실제 용융부 형상과 동일한 형상이 나오도록 시행착오법에 따라 시간에 따른 열원 분포를 설정함으로써 해석절차를 단순화시킬 수 있음
- 보수적인 측면이 중요시되는 FFS 평가시 자기평형 성분인 국부 압축응력을 유발시키는 상변태 효과를 고려하지 않는 것이 효율적인데 특히 PWSCC가 발생하는 이중금속 용접부 재질은 용접 과정 동안 오스테나이트 단상을 유지하는 니켈 기 합금으로 상변태를 고려할 필요가 없음
- 용융/재용융시 재료는 소성 변형률이 영이 되는 변형률 경화 (strain hardening)가 없는 상태로 복귀되어야 하는데 소성 변형률 초기화, 즉 어닐링 (annealing)을 고려하지 않은 경우 재료 경화 법칙에 따라 매우 민감한 결과를 도출할 수 있으므로 어닐링을 고려하여야 함
- 800°C 이상의 고온 인장물성이 잔류응력에 미치는 영향은 크지 않음
- 입열조건과 800°C 이하의 응력-소성 변형률 거동을 설정할 때에는 실제 현상에 위배되지 않도록 세심한 주의가 필요함

아울러 용접 잔류응력 분포를 힘과 모멘트의 평형 조건을 부가하여 Fig. 1과 같이 막응력  $\sigma_m^r$ , 굽힘응력  $\sigma_b^r$ , 자기 평형 성분  $\sigma_{s.e.}^r$ 으로 아래 수식과 같이 구분하였다.

$$\sigma_m^r = \frac{1}{t} \int_0^t \sigma^r(x) dx \tag{1}$$

$$\sigma_b^r = \frac{6}{t} \int_0^t \sigma^r(x) \left(\frac{t}{2} - x\right) dx \tag{2}$$

$$\sigma_{s.e.}^r = \sigma^r(x) - \sigma_m^r - \sigma_b^r \left(1 - \frac{2x}{t}\right) \tag{3}$$

여기서  $t$ 는 용접부 두께,  $x$ 는 용접부 내표면으로부터의 거리이다.

PWSCC, 피로균열 등 균열의 성장 거동을 평가하는데 이용되는 대표적 파괴역학 매개변수인 응력확대계수 (SIF : Stress Intensity Factor)에 미치는 각 잔류응력 성분의 영향을 고찰하여 다음과 같은 결론을 도출하였다.

- 대부분의 경우, 잔류응력 막응력 성분은 용접 동안에 심한 구속조건이 없다면 무시될 수 있으므로 굽힘 형태의 잔류응력 분포는 굽힘응력 성분에 의해서 지배되고 반면에 자기평형 형태의 잔류응력 분포는 자기평형 성분에 의해 지배됨
  - 굽힘응력 성분이 자기평형 응력 성분보다 SIF에 대해 더 큰 영향을 미치는데 균열 진전 거동에 대한 자기평형 형태의 영향은 약 0.3보다 작은  $a/t$  내에서만 의미를 가짐
  - SIF에 대한 자기평형 성분의 영향은 미약 (자기평형 성분은 국부적인 차원에서만 영향)하며 SIF에 대한 굽힘응력 성분의 영향이 지배적임. 즉 자기평형 성분의 잔류응력을 야기시키는 상변태/템퍼링 효과 등을 고려한 상세해석을 수행할 필요는 없음
  - 자기평형 형태의 잔류응력 분포의 경우에도 자기평형 응력 성분의 2차 함수 가정을 통해 충분한 신뢰성을 가지는 SIF를 계산할 수 있음
- 이러한 개념을 기반으로 한 추가적인 다양한 변수 해석 연구를 PVRC와 Battelle의 주도로 수행하여 다

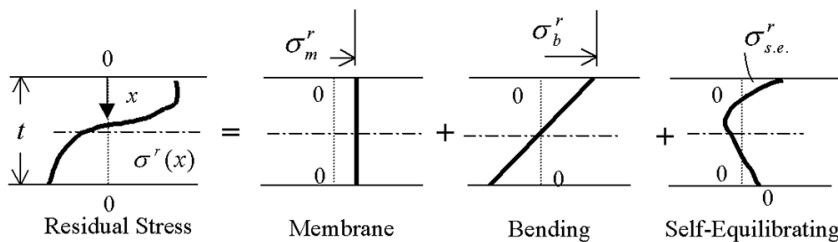


Fig. 1 Decomposition of residual stress distribution

양한 공학적 용접 잔류응력 평가식들을 도출하였으며 API 579/ASME Post Construction Code 내에 등재되었다. API 579 코드 내의 공학적 평가식에 대해서는 2.2.3절에서 제시할 것이다.

**2.2 원전 기기의 대표적 용접 잔류응력 분포**

Fig. 2는 국내 표준형 원자로 냉각재 계통 내 Alloy 600 계열 이중금속 용접부의 위치를 나타내고 있다. Fig. 3은 대표적인 이중금속 용접부의 형상을 보여주

고 있다. Fig. 3에서 보이는 바와 같이 원자로 냉각재 계통 이중금속 용접부는 J-그루브 용접부와 맞대기 용접부로 크게 구분할 수 있다.

본 논문에서는 Fig. 3에 제시된 대표적인 이중금속 용접부들의 용접 잔류응력 분포들을 도출한 연구들 11~15의 결과를 상기 제시한 두가지 용접부들로 구분하여 개략적으로 제시하고자 한다. 또한, FFS 평가 코드내 공학적 용접 잔류응력 평가식들을 개괄적으로 요약 제시하고자 한다.

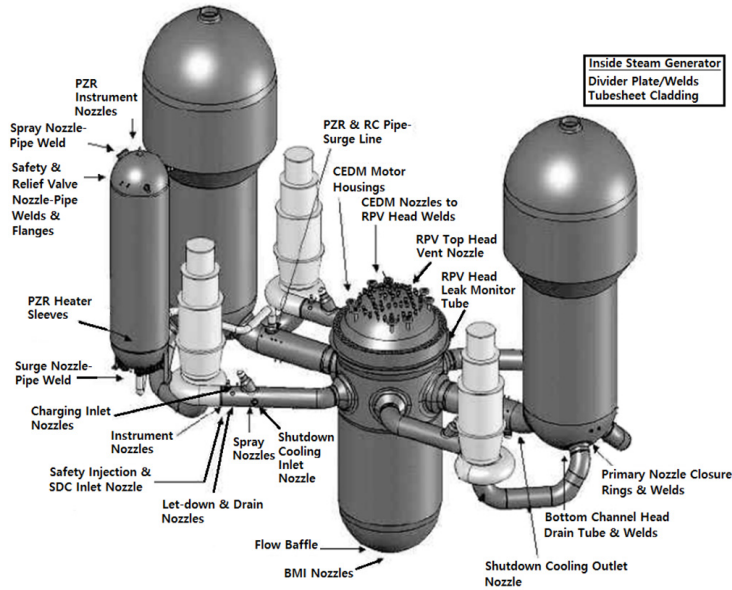


Fig. 2 DMW Locations in RCS of KSNP

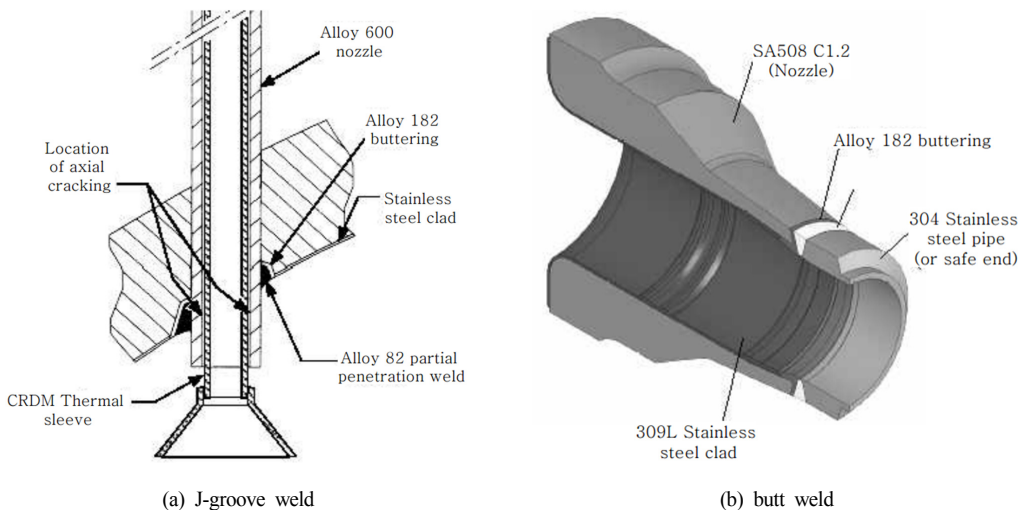


Fig. 3 Dissimilar Metal Welds in Reactor Coolant System

**2.2.1 J-그루브 용접부 잔류응력 분포**

EPRI (Electric Power Research Institute) 주관 MRP (Material Reliability Program)의 일환으로 J-그루브 용접부의 용접 잔류응력과 관련된 다수의 연구들이 수행되었다.

EPRI MRP의 일환으로 Westinghouse<sup>10)</sup>는 Westinghouse 형 원전의 원자로 압력용기 상부헤드 CRDM 관통노즐 5개(42.6도, 40.0도, 38.6도, 28.6도, 0도)와 배기관 관통노즐 용접부에 대해 유한요소 응력해석을 수행하였다. 원환응력은 축방향 응력 보다 크게 작용함을 확인하였는데 이것은 일반적으로 축방향 균열이 발견되어진다는 실제 손상사례로부터 타당하다. 축방향 응력은 노즐 벽 두께를 통해 인장에서 압축으로 변화하는 굽힘응력 형태로 발생하며 원환응력은 벽 두께에 걸쳐 일정한 값을 가짐을 확인하였다. 이러한 경향은 대부분의 관통노즐에서 발견되는 현상<sup>37)</sup>으로 축방향 균열처럼 원주방향 균열이 깊이방향으로 빠르게 성장하지 않는다는 것을 의미한다. 축방향 및 원환 응력 모두 용접부로부터 멀리 떨어질수록 응력은 빠르게 감소하고 관통노즐의 Midway 보다는 Uphill Side 또는 Downhill Side에서 최대인장 원환응력이 발생한다. 이것 또한 Uphill Side와 Downhill Side 용접부 근처에서만 주로 축방향 균열이 발견된다는 실제 손상사례로부터 타당하다. 최외곽에서 중앙으로 위치할수록 최대 응력은 감소함(축방향: 487.5 MPa→312.3 MPa→248.2 MPa, 원환: 581.9 MPa→531.6 MPa→468.8 MPa)을 확인하였다. CRDM 관통노즐 용접부와 유사하게 용접부로부터 멀리 떨어질수록 배기관 관통노즐의 응력은 빠르게 감소한다. 최대 응력값은 중간(28.6도) CRDM 관통노즐 용접부의 경우와 유사하다.

EPRI MRP 일환으로 Dominion Engineering<sup>11)</sup>에서 원자로 압력용기 상부헤드 외곽 CRDM 관통노즐 용접부에 대해 유한요소 응력해석을 수행하였는데 가동전 수압시험(압력 : 21.55 MPa) 이후 잔류응력은 이완되며 정상운전 동안 응력은 전반적으로 증가함을 확인하였다. 특히, 원환응력의 경우 잔류응력의 이완 정도와 정상운전시 증가 정도가 큼을 확인하였다.

Westinghouse<sup>12)</sup>에서는 한전 KPS와의 협약 연구의 일환으로써 국내 K-1호기 원자로 압력용기 상부헤드 CRDM 관통노즐 4개(43.5도, 30도, 13.6도, 0도)와 배기관 관통노즐 용접부에 대해 유한요소 잔류응력

해석을 수행하고 PWSCC 균열 성장을 평가한 바 있다.

한수원, KAERI 및 순천대<sup>13)</sup>에서는 PWSCC가 발생한 Y-4호기 증기발생기 배수노즐 J-그루브 용접부의 용접 잔류응력과 PWSCC 발생/성장 평가를 수행하였다. 유한요소 해석을 통해 용접 잔류응력을 고려한 정상운전 중 정상상태에서의 전체 응력 분포를 도출하였는데 가공한 노즐 내면 부위에서 전반적으로 원환응력과 축방향 응력 모두 인장응력이 작용함을 확인하였다. 또한, 노즐 내면 상의 최대 원환응력은 노즐 내면 상의 최대 축방향응력 보다 약간 크게 발생하며 노즐 내면 상의 최대 축방향 응력 발생지점은 원환응력 경우 보다 깊은 지점에 위치함을 확인하였다. 반복적인 수압시험 및 정상운전으로 인하여 잔류응력이 완화되는데 축방향 응력의 경우 원환응력의 경우 보다 완화정도가 낮음을 확인하였다. 공장에서의 수압시험 이후 가장 큰 응력 이완이 발생하며 첫 번째 정상운전 이후에도 응력 이완이 발생하나 그 이후 정상운전이 반복하여도 응력 이완은 미미하다. 노즐 내면에 가공경화가 발생하였다면 축방향 응력 및 원환응력 모두 증가함을 확인하였다. 가공경화를 고려하면 250 MPa 이상의 응력값이 작용하는 범위가 축방향 보다 원환 경우 더 넓어진다. Table 2는 다양한 유한요소 응력해석에 따른 응력성분별 최대 전체응력 값과 최대 전체응력 발생 지점을 제시하고 있다. 노즐 모재 (Alloy 600)의 PWSCC 발생 문턱치는 기존 연구결과(EPRI TR103696)<sup>38)</sup>에 따르면 325℃에서 210~240 MPa 범위에 있다고 알려져 있다. Table 2의 결과와 PWSCC 발생 문턱치를 비교 검토하면 다음과 같이 균열 발생 가능성 및 잠재 위치를 추론할 수 있다.

- 원주방향 균열의 발생 위치는 축방향 균열 보다 아래 쪽일 것임
  - 등방성 재료라면 원주방향 균열 발생 가능성은 축방향 균열 발생 가능성 보다 약간 클 것으로 예상
  - 노즐 내면 가공시 가공경화가 발생하였다면 PWSCC 발생 가능성이 증가
- Y-4호기 증기발생기 저온관 영역 수실내 배수노즐 용접부의 균열에 대한 비파괴 및 파괴검사 결과를 요약하면 다음과 같다.
- 용접금속에서는 균열이 발견되지 않았음
  - 축방향 균열은 노즐 상단으로부터 16~30mm 범

위에서 길이 최대 약 10mm, 11개의 PWSCC로 관찰됨

- 원주방향 균열은 노즐 상단으로부터 20mm 부근에 길이 약 70도, 3개의 지시로 관찰됨

Table 2로부터의 검토 결과와 Y-4 호기의 검사결과를 비교하면, 8절점 유한요소를 사용한 응력해석 결과와 검사결과가 비교적 잘 일치함을 알 수 있다.

이외에도 KINS, KAERI 및 순천대14에서는 동일한 기술을 적용하여 PWSCC가 발생한 Y-4호기 원자로 상부헤드 배기관 노즐 J-그루브 용접부의 용접 잔류응력과 PWSCC 발생/성장 평가를 수행한 바 있다.

한수원 주도 하에 한전기술, 고려대, 순천대, 서울과기대의 협동 연구로 유한요소 용접 잔류응력 해석 지침을 개발하였고 예방정비 차원에서 국내 가동원전 원자로 상부헤드 J-그루브 용접부에 개발한 지침을 적용하여 용접 잔류응력 분포 데이터 베이스를 구축하였으며 Y-3호기 원자로 상부헤드 CRDM 관통노즐에 PWSCC가 발생하였을 때 개발된 기술을 적용한 바 있다<sup>15)</sup>.

김윤재 등<sup>16)</sup>은 원자로 상부헤드 CRDM 관통노즐의 잔류응력에 미치는 노즐 형상 변수의 민감도 연구를 유한요소 해석을 통해 수행한 바 있다. 관통노즐의 두께가 증가할수록 노즐의 축방향 및 원환 응력 모두 감소하며 용접부 루트부에서 가장 큰 응력이 나타났다. 또한 최외곽 노즐의 경우 Down-hill 위치에서 노즐두께에 대한 영향이 상대적으로 더 크며 노즐 형상 비가 관통노즐 잔류응력 분포에 끼치는 영향은 미미함을 확인하였다. 최외곽 노즐의 Down-hill 위치의 경우 노즐형상 비가 증가할수록 축 및 원주응력 모두 증가함을 확인하였다.

김종성 등<sup>17)</sup>은 원자로 하부 헤드 BMI 관통노즐의 용접 잔류응력과 PWSCC 성장에 미치는 기하학적 형상 변수의 영향을 고찰하였다. 용접 잔류응력을 포함한 정상운전 중 정상상태에서의 전체 응력은 노즐이 최외곽에 위치할수록, J-그루브 용접부의 경사

각, 깊이와 루트 폭이 증가할수록 증가함을 확인하였다.

**2.2.2 맞대기 용접부 잔류응력 분포**

EPRI 주관 MRP의 일환으로 맞대기 용접부의 용접 잔류응력과 관련된 다수의 연구들이 수행되었다. EPRI<sup>18)</sup>에서 다양한 맞대기 용접부(보수용접 미실시)에 대해 유한요소 해석을 수행한 결과, 내면과 외면에서 축방향 인장응력이 작용하는 반면 내부에서는 축방향 압축응력이 발생함을 확인하였다. 원환 잔류응력의 경우와는 달리 두께와 직경비(=직경/두께)가 변화하여도 내면에서는 인장응력을 유지하며 용접부의 바깥 쪽에는 높은 인장 원환응력이, 안쪽에는 낮은 인장 또는 압축 원환응력이 발생함을 확인하였다. 또한, 두께와 직경비가 작아질수록 안쪽에서의 원환응력은 감소하는(압축으로 변하는) 경향이 있다. 762 mm 직경의 원자로 압력용기 출구노즐 용접부, 254 mm 직경의 가압기 밀립노즐 용접부, 127 mm 직경의 가압기 안전/방출 노즐 용접부에 대해 유한요소 응력해석을 통해 정상운전 동안의 응력분포 (잔류응력을 포함한)를 도출한 결과, 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 용접부 외면에서는 높은 인장 원환응력이 작용함
- 용접부 내면에서는 낮은 원환응력이 작용함
- 용접부 내면에서는 낮은 인장 또는 압축 축방향 응력이 작용함

또한, 360도 내면 보수용접을 실시한 경우에 대해 유한요소 해석을 수행한 결과, 축방향 및 원환 응력 모두 두께와 직경비에 무관하게 내면에서 상당히 증가하여 인장응력이 작용함을 확인하였다. 특히, 원환 응력의 경우에는 벽 두께 전체에 걸쳐 인장응력이 작용한다. 762 mm 직경의 원자로 압력용기 출구노즐 용접부와 254 mm 직경의 가압기 밀립노즐 용접부에서 부분 내면 보수용접을 실시한 경우, 부분 보수용접 영역에서 정상운전시 응력이 증가하며 부분 보수용접

**Table 2.** Maximum stress values and generation locations for each stress component by various finite element analyses

유한요소 특성	가공경화 고려여부	최대 전체응력 값(MPa)		최대 전체응력 발생 지점 <sup>*)</sup> (mm)	
		축방향 응력	원환 응력	축방향 응력	원환 응력
4절점 요소	미고려	250.1	270.5	20.9	10.4
8절점 요소	미고려	242.9	229.6	20.5	16.3
	고려	285.3	274.3	21.8	16.3

<sup>\*)</sup> 노즐 내면 최상단부터의 수직 거리임

길이 감소할수록 응력 증가 영역은 좁아지나 최대 응력 값은 약간 증가함(증가폭은 매우 작음.)을 확인하였다. 762 mm 직경의 원자로 압력용기 출구노즐 용접부의 정상운전시 축방향 응력분포 변화를 외부 배관 하중에 따라 고찰한 결과, 외부 배관 하중 증가시 축방향 응력분포가 벽 두께 전체적으로 증가함을 확인하였다. Table 3은 가압기 밀림노즐의 정상운전시 내면 응력에 대한 Overlay 용접의 효과를 제시하고 있다. Table 3으로부터 내면 보수용접 실시여부에 무관하게 Overlay 용접을 실시한다면 최대 응력 값이 크게 감소함을 알 수 있다. 특히, 보수용접을 실시하지 않은 경우 인장 원환응력이 압축으로 변화함을 알 수 있다.

**Table 3.** Effect of overlay weld on inner stresses of pressurizer surge nozzle weld

방 향	No Overlay	Overlay
보수용접 미실시		
최대 원환응력(MPa)	62.1	-160.0
최대 축방향 응력(MPa)	-18.6	-59.3
360° 내면 보수용접 실시		
최대 원환응력(MPa)	364.0	137.2
최대 축방향 응력(MPa)	224.1	11.7

EPRI<sup>(19)</sup>에서는 V.C. Summer 원자로 압력용기 출구노즐 용접부에 대해 내면 또는 외면 보수용접을 실시한 경우의 정상운전시 축방향 및 원환 응력분포 변화를 고찰한 결과, 내면 보수용접의 경우 내면에서 큰 인장응력을 발생시키는 반면 외면 보수용접은 보수용접을 실시하지 않은 경우와 거의 동일함을 확인하였다. 내면 보수용접 경우 잔류응력이 내면에서 상당한 크기의 인장이므로 균열 개시와 성장 관점에서 주요 관심사항이 되며 추가적인 평가가 필요하나 외면 보수 용접은 추가적인 평가가 필요하지 않다.

Wolf Creek 원전 가압기 노즐 이중금속 용접부에서 원주방향 PWSCC를 2006년 탐지한 이후 EPRI MRP 일환으로서 Dominion Engineering<sup>(20)</sup>은 가압기 노즐 이중금속 용접부에 대해 용접 잔류응력 해석, 균열 성장 평가, 임계 균열 크기 계산, 누설률 예측 및 민감도 분석을 수행하였다. 가압기 안전/방출 노즐 안전단 내측 용접 육성과 선형 필렛 용접 이후의 응력 분포는 스테인리스 강 용접을 포함하는 기초 해석 모델의 분포와 유사함을 확인하였다. 따라서 안전단 내측 용접 육성과 선형 필렛 용접의 영향은 무시할 수 있으며

스테인리스 강 용접의 영향은 고려하여야 함을 알 수 있다. 스테인리스 강 용접은 내면 응력을 약 10~15ksi 까지 줄인다. 가압기 밀림 노즐 안전단-배관 용접은 안전/방출 노즐 해석 경우와 같이 유사한 Through-Wall 굽힘 효과를 가짐을 확인하였다. 축대칭 보수 해석 결과는 보다 넓은 인장 영역을 내면 쪽에, 보다 넓은 압축 영역을 외면쪽에 가짐을 확인하였다.

EPRI 주관하에 가압기 분무/밀림 노즐 용접부 및 원자로 압력용기 고온관(출구) 노즐 용접부의 잔류응력에 미치는 Overlay 용접의 영향을 유한요소 해석을 통해 고찰하였다<sup>(21)</sup>. 가압기 분무 노즐의 내면 보수용접 (벽 두께의 50% 내면 보수) 이후, Overlay 용접 실시 이후 정상운전 온도 343.3°C에서, Overlay 용접 및 정상운전 하중 작용시의 내표면 잔류응력 분포 변화를 고찰하였다. 노즐-안전단 내 전체 PWSCC 민감 영역의 내표면에 걸쳐 내표면 잔류응력은 Overlay 용접 실시 이후 압축임을 확인하였다. 원자로 압력용기 고온관 (출구) 노즐의 내면 보수용접 (벽 두께의 50% 내면 보수) 이후, Overlay 용접 실시 이후 정상운전 온도 343.3°C에서, Overlay 용접 및 정상운전 하중 작용시의 내표면 잔류응력 분포 변화를 고찰한 결과, 노즐-안전단 내 전체 PWSCC 민감 영역의 내표면에 걸쳐 내표면 잔류응력은 Overlay 용접 실시 이후 압축이며 overlay 용접 및 정상운전 하중 작용시 압축이거나 매우 작은 (<3000psi) 인장임을 알 수 있다.

USNRC 주관 국제공동연구 BINP 프로젝트의 일환으로 Battelle<sup>(22)</sup>에서 2000년 10월 PWSCC가 발생하였던 V.C. Summer 원전 원자로 압력용기 출구노즐 이중금속 용접부에 대한 잔류응력 및 균열 해석을 수행하였다. V.C. Summer 원전 원자로 압력용기 출구노즐 이중금속 용접부의 잔류응력 분포를 용접 순서에 따라 비교한 결과, 외면쪽을 먼저 용접하고 내면쪽을 용접하는 경우 내표면쪽에 인장 잔류응력이 높게 발생하는 반면 내면쪽을 먼저 용접한 후 외면쪽을 용접하면 내표면쪽에 압축응력이 발생함을 확인하였다. 수압시험 작용 압력으로 인한 소성 변형이 발생하여 수압시험 이후 잔류응력이 이완되나 이완정도는 크지 않음을 확인하였다. 정상운전 하중 조건 (운전온도, 압력 및 배관하중)을 고려하기 이전에는 내표면에 압축 잔류응력이 작용하였으나 정상운전 하중 조건을 부가하면 내표면에 인장응력이 작용함을 확인하였다.

Wolf Creek 원전 가압기 노즐 이중금속 용접부에서



2006년 원주방향 PWSCC를 탐지한 이후 USNRC 후속 조치의 일환으로 EMC<sup>2</sup>에서 응력 및 균열 해석을 수행하였다<sup>(23)</sup>. 스테인리스 강 안전단 용접을 고려하지 않으면 응력 분포는 Dominion Engineering의 결과와 유사(EMC<sup>2</sup>의 결과가 압축 및 인장 영역에서 각각 약간 높고 낮음)하나 스테인리스 강 안전단 용접을 고려하면 내면쪽 응력에 큰 차이를 보임을 확인하였다. Dominion Engineering 결과는 내표면에서 200 MPa를 초과하는 인장응력이 작용하는 반면 EMC<sup>2</sup> 결과는 약간 압축이다. 이러한 차이는 안전단 용접의 모델링(배관 시스템 Compliance 고려 여부) 차이에 기인하는 것으로 판단된다.

허남수 등<sup>(24)</sup>은 국내 가동 원전의 안전주입노즐을 대상으로 안전단의 길이와 동종금속 용접부의 두께가 이중금속용접부의 응력분포에 미치는 영향을 평가한 결과, 동종금속 용접부의 두께는 안전단의 길이가 짧은 경우 축방향 응력에 어느 정도 영향을 미쳤으나 원주방향 응력에는 거의 영향을 미치지 않음을 확인하였다. 안전단의 길이가 증가함에 따라 내면에서의 축방향 및 원주방향 응력값이 증가하는 것으로 나타났으나 특정 안전단 길이를 기준으로 응력 분포가 구분되는 경향을 발견하였다.

허남수 등<sup>(25)</sup>은 보수용접 모사 방법에 따른 원자로 배관 이중금속 맞대기 용접부 응력 분포를 유한요소 해석을 통해 도출한 결과, 보수용접부 비드를 한번에 모두 제거하는 경우와 배관 내면부터 순차적으로 제거하는 경우의 응력 분포가 일치하므로 효율적인 해석을 위해서는 보수용접부 비드를 한번에 모두 제거해도 무방함을 발견하였다. 보수용접 만을 고려한 방법론이 보수적인 결과를 나타내었으므로 용접 이력이 없는 경우 보수적 평가를 위해 적용될 수 있다고 주장하였다.

김윤재 등<sup>(26)</sup>은 유한요소 해석을 이용하여 노즐 맞대기 이중금속용접부에 작용하는 일반적인 잔류응력분포를 예측하고 이를 토대로 기존 문헌에 제시된 오스테나이트계 배관 맞대기 용접부 잔류응력 분포식을 수정하여 가압경수로 노즐 맞대기 이중금속용접부에 작용하는 일반적인 잔류응력분포 예측식을 다음과 같이 제시한 바 있다.

$$\sigma_a = \sigma_{1.0P} \left\{ \begin{array}{l} \left[ \varnothing_M \left( 1 - 2 \frac{x}{t_{SE}} \right) + \theta_M \sin \left[ \frac{\pi}{4} \left( 1 - 8 \frac{x}{t_{SE}} \right) \right] \right] \\ - \frac{t_{SE}}{r_1} \left[ \frac{\sqrt{2}}{4\pi} \theta_M - \frac{\varnothing_M}{6} \right] \right\} \quad (4)$$

$$\sigma_h = \sigma_{1.0w} \left\{ \begin{array}{l} \left( 0.65 - \delta_M \sin \left[ \frac{3\pi}{2} \left( \frac{7}{6} - \frac{x}{t_{SE}} \right) \right] \right) \\ + (0.35 + \delta_M) \end{array} \right\} \quad (5)$$

$$\varnothing_M = -0.2 \left( 1 + \frac{t_{SE}}{r_t} \right) \quad (6)$$

$$\theta_M = 0.45 \quad (7)$$

$$\delta_M = 0.1 \left( 1 - 2 \frac{t_{SE}}{r_t} \right) \quad (8)$$

여기서  $\sigma_a$ 와  $\sigma_h$ 는 각각 축방향 잔류응력과 원환 잔류응력이다.  $t_{SE}$ 는 이중금속 용접부의 두께와 동종 금속 용접부의 두께의 평균값이다.  $r_t$ 는 내반경이다.

### 2.2.3 FFS 평가 코드내 공학적 평가식

FFS 평가 코드 중 R6 코드와 API 579/ASME FFS-1 코드에서만 현재 용접 잔류응력 분포를 공학적으로 평가하는 수식을 제시하고 있다. ASME B&PV Code, Sec.XI에서는 현재 공학적 평가식을 도출하기 위한 Working Group을 구성하여 활발히 토의 중에 있다.

British Energy에서 원전 기기의 가동중 발견한 결함의 구조 건전성을 평가하기 위해 개발한 FFS 평가 코드인 R6 코드는 다음과 같은 다양한 용접부들에 대해 유한요소 해석 결과를 토대로 충분한 보수성을 고려한 공학적 잔류응력 평가식을 제시하고 있다.

- 판재 맞대기 및 배관 심 용접부
- 판재 T-맞대기 용접부
- 배관 맞대기 용접부
- 배관 T-맞대기 용접부
- Set-in 노즐 용접부
- Set-on 노즐 용접부
- 보수 용접부
- 천이부 용접부
- T-교차부 용접부

횡방향 잔류응력과 길이방향 잔류응력에 대해서만 공학적 평가식을 제시하고 있는데 두께 방향 잔류응력은 무시할 만큼 작다는 가정에 근거하여 제시하지 않고 있다. 용접부 두께, 항복강도와 입열량을 입력변수로 설정하고 있으며 표면 응력분포와 용접부 중앙의 두께에 걸친 응력분포를 도출할 수 있다.

API (American Petroleum Institute)에서는 석유 정제 및 화학 산업체에게 발견된 결함들을 가지고 있는 설비의 구조 건전성을 신뢰성있게 평가할 수 있는 일관된 방법을 제공하기 위해 API 579-1을 제정하였으며 ASME B&PV Code에서도 건설 이후 압력 용기와 배관의 FFS 평가 코드로써 이를 채택하였다. PVRC Weld Residual Stress JIP의 연구결과를 토대로 API 579-1 /ASME FFS-1 코드 내에 다음과 같은 다양한 용접부들에 대해 충분한 보수성이 고려된 공학적 잔류응력 평가식을 제시하고 있다.

- 배관/압력용기 원통 쉘내 완전 관통 용접부
- 구형/압력용기 헤드내 안전 관통 용접부
- 저장 탱크내 완전 관통 용접부
- 모서리 연결부에서의 완전 관통 및 필렛 용접부
- T-교차부 필렛 용접부
- 보수 용접부

용접 직후의 잔류응력 분포와 용접 후열처리 이후의 잔류응력 분포에 대한 평가식들을 제시하고 있다. R6 코드의 경우와 마찬가지로 이유로 횡방향 잔류응력과 길이 방향 잔류응력에 대해서만 공학적 평가식을 제시하고 있다. 용접부 두께, 용접부 평균 반경, 항복강도, 용접 전류, 용접 전압, 용접 속도, 용접 효율을 입력변수로 설정하고 있으며 표면 응력분포와 용접부 중앙의 두께에 걸친 응력분포를 도출할 수 있다. R6 코드 보다는 그루브 형상에 대해서는 좀더 상세하게 고려하고 있는데 단일 V-그루브와 이중 V-그루브의 경우를 구별하여 공학적 평가식을 제시하고 있다. API 579/SME FFS-1에 제시된 두께에 걸친 응력분포에 대한 공학적 평가식은 본 논문의 2.1.2항에 제시한 것처럼 유한요소 해석을 통해 도출된 잔류응력 분포를 막응력, 굽힘응력 및 자기평형 응력 성분으로 구분하고 각 응력성분이 응력확대계수에 미치는 영향을 고찰하여 도출된 것이다. 따라서 두께에 걸친 응력분포에 대한 공학적 평가식은 막응력, 굽힘응력 및 자기평형 응력성분을 각각 별도로 계산한 후 이를 취합하는 형태를 가지고 있다.

### 3. 결 론

용접 잔류응력 평가와 관련된 측정 방법을 개략적으로 고찰하여 현재 잔류응력 측정방법의 기술 수준을 파악하르으로써 측정 기술 적용시 주의점을 확인할 수 있었다. FFS 평가 측면에서의 유한요소 잔류응력

해석기술을 검토하여 공학적으로 타당함을 확인하였으며 필수 고려사항을 제시하였는데 타당성과 보수성이 감안된 유한요소 잔류응력 해석에 도움이 될 것으로 판단된다. 또한, 기존 연구 고찰을 통해 원전 기기의 대표적인 용접 잔류응력 분포의 특성과 기학적 형상, 운전조건, 보수용접 등이 잔류응력에 미치는 영향을 확인하여 예방 정비 차원 또는 가동중 균열이 발견된 경우, 구조 건전성 평가시 이러한 고찰 결과를 활용할 수 있을 것으로 사료된다. 최종적으로 FFS 평가 코드 내 공학적 평가식의 대상 용접부, 평가되는 분포, 입력변수, 기술적 근거 등을 개괄적으로 제시함으로써 적용 이해를 향상시켰다.

### 후 기

This work was supported by the Nuclear Power Core Technology Development Program of the Korea Institute of Energy Technology Evaluation and Planning (KETEP), grant financial resource from the Ministry of Trade, Industry & Energy, Republic of Korea. (No. 20131520000140)

### 참고문헌

- (1) USNRC, 2008, "Davis-Besse Reactor Pressure Vessel Head Penetration: Overview, Lessons Learned, and NRC Actions Based on Lessons Learned," *NUREG/BR-0353, Rev. 1.*
- (2) USNRC, 2005, "U.S. Plant Experience with Alloy 600 Cracking and Boric Acid Corrosion of Light-Water Reactor Pressure Vessel Materials," *NUREG-1823.*
- (3) <http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/pressure-boundary-integrity/weld-issues/>
- (4) KHNP, 2009, Structural Integrity Report for Dissimilar Metal Welds on SG Drain Nozzle of Y#4.
- (5) KHNP, 2011, Structural Integrity Report for Dissimilar Metal Welds on RPV Upper Head Vent Nozzle of Y#4.
- (6) Nenad, G. et al., 2005, "Effect of residual stresses on the fatigue crack propagation in welded joints," *J. of ASTM Int.*, Vol. 2, No. 3.
- (7) Kim, J. S., Jin, T. E., Dong, P. and Prager, M., 2003, "Development of residual stress analysis procedure for fitness-for-service assessment of welded structure," *Trans. of KSME(A)*, Vol. 27, No. 5, pp. 713-723.
- (8) Dong, P. and Hong, J. K., "Recommendations for Determining Residual Stresses in Fitness-For-Service

- Assessment,” WRC Bulletin 476, 2002.
- (9) Koppenhoefer, K. C. and Gordan, R., 2000, “IIW X-XV RSDP residual stress round-robin results-phase 1,” *Presentation at IIW 2000 Annual Assembly, Florence, Italy, IIW-X- XV- RSDP-50-2000.*
  - (10) EPRI, 2004, “Material Reliability Program: Reactor Vessel Head Nozzle and Weld Safety Assessment for Westinghouse and Combustion Engineering Plants (MRP-104),” *TR-1009403*
  - (11) EPRI, 1994, “PWSCC of Alloy 600 Materials in PWR Primary System Penetrations,” *TR-103696.*
  - (12) Westinghouse, 2003, “Structural Integrity Evaluation of Reactor Vessel Upper Head Penetrations to Support Continued Operation: K-1 Nuclear Power Station,” *WCAP-16024-P.*
  - (13) Kim, J. S. and Seo, J. H., 2012, “A study on welding residual stress analysis of a small bore nozzle with dissimilar metal welds,” *Int. J. of Pres. Ves. & Piping*, Vol. 90-91, pp. 69-75.
  - (14) Kang, S. S., et al., 2014, “The experience and analysis of vent pipe PWSCC (primary water stress corrosion cracking) in PWR vessel head penetration,” *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 269, pp. 291-298.
  - (15) KHNP, 2012, Guideline for Finite Element Welding Residual Stress Analysis of Dissimilar Weld in Nuclear Power Plants.
  - (16) Bae, H. Y., Oh, C. Y., Kim, Y. J., Kim, K. H., Chae, S. W. and Kim, J. H., 2013, “Sensitivity analysis of nozzle geometry variables for estimating residual stress in RPV CRDM penetration nozzle,” *Tans. of KSME(A)*, Vol. 37, No. 3, pp. 387-395.
  - (17) Kim, J. S., et al., 2015, “Investigation of the effects of geometric variables on the residual stresses and PWSCC growth in the RPV BMI penetration Nozzles,” *J. of Mech. Sci. & Tech.*, Vol. 29, No. 3, pp. 1049-1064.
  - (18) EPRI, 2004, “Material Reliability Program: Welding Residual and Operating Stresses in PWR Alloy 182 Butt Welds (MRP-106),” *TR-1009378*
  - (19) EPRI, 1986, “Evaluation of Flaws in Austenitic Steel Piping,” *NP-4690-SR*
  - (20) EPRI, 2007, “Material Reliability Program: Advanced FEA Evaluation of Growth of Postulated Circumferential PWSCC Flaws in Pressurizer Nozzle Dissimilar Metal Welds (MRP-215), Rev.1,” *TR-1015400*
  - (21) EPRI, 2010, “Material Reliability Program: Technical Basis for Preemptive Weld Overlays for Alloy 82/182 Butt Welds in Pressurized Water Reactors (PWRs), (MRP-169), Rev.1-A,” *TR-1021014*
  - (22) UNRC, 2005, “The Battelle Integrity of Nuclear Piping (BINP),” *NUREG/CR-6837.*
  - (23) EMC<sup>2</sup>, 2007, Implication of Wolf Creek Indications - Final Report
  - (24) Kim, T. J., Jeong, W. H. and Huh, N. S., 2015, “Stress distributions at the dissimilar metal weld of safety injection nozzles according to safe-end length and SMW thickness,” *Trans. of KSME(A)*, Vol. 39, No. 10, pp. 979-984.
  - (25) Lee, W. S., Huh, N. S., Kim, J. S. and Lee, J. H., 2013, “Stress distribution in the dissimilar metal butt weld of nuclear reactor piping due to the simulation technique for the repair welding,” *Trans. of KSME(A)*, Vol. 37, No. 5, pp. 649-655.
  - (26) Kim, J. S., Kim, J. H., Bae, H. Y., Oh, C. Y., Kim, Y. J., Lee, K. S. and Song, T. K., 2012, “Welding residual stress distributions for dissimilar metal nozzle butt welds in pressurized water reactors,” *Trans. of KSME(A)*, Vol. 36, No. 2, pp. 137-148.
  - (27) PVRC JIP Phase II, 2007, Prediction of Residual Stresses Effects of Welding, PWHT, Local PWHT, and Alternative Stress Improvement Techniques.
  - (28) EU, 1998, SINTAP: Structural Integrity Assessment Procedures for European Industry.
  - (29) British Energy, 2001, R6: Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects, Rev.4.
  - (30) API and ASME, 2008, API 579/ASME FFS-1: Recommended Practice for Fitness for Service.
  - (31) ASTM, 2008, “Standard Test Method for Determining Residual Stresses by the Hole-Drilling Strain-Gage Method,” ASTM E837-08e2.
  - (32) ASTM, 2012, “Standard Test Method for Residual Stress Measurement by X-Ray Diffraction for Bearing Steels,” ASTM E2860-12.
  - (33) Withers, P. J. and Bhadeshia, H. K. D. H, 2001, “Overview residual stress part 1 - measurement techniques,” *Mater. Sci. & Tech.*, Vol. 17, pp. 355-365.
  - (34) <http://www.veqter.co.uk/residual-stress-measurement>
  - (35) The Open University, 2011, Application of the Contour Method to Validate Residual Stress Predictions, Open Research Online.
  - (36) Ueda, Y. and Yuan, M.G., 1992, “The characteristics of the source of welding residual stress (inherent strain) and its application to measurement and prediction,” *Mechanical Effects of Welding*, Springer, pp.105-121.
  - (37) EPRI, 1994, “PWSCC of Alloy 600 Materials in PWR Primary System Penetrations,” *TR-103696*
  - (38) EPRI, 1994, “PWSCC of Alloy 600 Materials in PWR Primary System Penetrations,” *EPRI TR-103696*