

## 원전 정상가동조건 적용 방식이 원자로 압력용기 상부헤드 관통 노즐의 용접 잔류응력에 미치는 영향<sup>§</sup>

남현석\* · 배홍열\* · 오창영\* · 김지수\* · 김윤재\*<sup>†</sup>

\* 고려대학교 기계공학부

### Effect of Normal Operating Condition Analysis Method for Weld Residual Stress of CRDM Nozzle in Reactor Pressure Vessel

Hyun Suk Nam\*, Hong Yeol Bae\*, Chang Young Oh\*, Ji Soo Kim\* and Yun Jae Kim\*<sup>†</sup>

\* Dept. of Mechanical Engineering, Korea Univ.

(Received April 16, 2013 ; Revised May 15, 2013 ; Accepted June 13, 2013)

**Key Words:** Weld Residual Stress(용접잔류응력), Reactor Upper Vessel Head(원자로 상부헤드), Normal Operating Condition(정상가동조건), FE Analysis(유한요소해석), PWSCC(일차수응력부식균열)

**초록:** 가압형 경수로 원자로의 압력용기 상부헤드 관통노즐 J-groove 용접부 주변에서 일차수응력부식균열(PWSCC)로 인한 냉각수 누설사태가 발생하고 있다. 본 연구에서는 PWSCC의 주요 원인 중 하나인 용접 잔류응력을 유한요소 해석을 이용해 평가하고 원자력 발전소의 정상가동 조건을 해석에 반영하는 방법이 용접잔류응력 분포에 미치는 영향에 대한 분석을 수행하였다. 또한 반복되는 원자력 발전소의 가동 주기가 용접잔류응력 분포에 미치는 영향을 확인하여 정상가동조건에서의 정확한 용접 잔류응력을 예측할 수 있는 방법을 분석하였다.

**Abstract:** In pressurized water nuclear reactors (PWRs), the reactor pressure vessel (RPV) upper head contains penetration nozzles that use a control rod drive mechanism (CRDM). The penetration nozzle uses J-groove weld geometry. Recently, the occurrence of cracking in alloy 600 CRDM penetration nozzle has increased. This is attributable to primary water stress corrosion cracking (PWSCC). PWSCC is known to be susceptible to the welding residual stress and operational stress. Generally, the tensile residual stress is the main factor contributing to crack growth. Therefore, this study investigates the effect on weld residual stress through different analysis methods for normal operating conditions using finite element analysis. In addition, this study also considers the effect of repeated normal operating condition cycles on the weld residual stress. Based on the analysis result, this paper presents a normal operating condition analysis method.

- 기호설명 -

$Q_i$  :  $i$  번째의 용접비드 체적 열속 (Body heat flux of  $i^{th}$  weld bead)  
 $V_i$  :  $i$  번째 비드 용접전압(Weld voltage of  $i^{th}$  bead)  
 $I_i$  :  $i$  번째 비드 용접 전류(Weld current of  $i^{th}$  bead)

$v$  : 용접속도(Welding speed)  
 $\eta$  : 아크효율(Arc efficiency)  
 $A$  : 용접비드 평균 단면적(Average area of weld bead)

### 1. 서론

원자력발전소의 원자력압력용기는 내부에서 핵분열이 일어나는 장소로 원자력 발전소 마다 차이가 있지만 정상가동 중에는 평균적으로 15.5 MPa, 310°C 정도의 압력과 온도가 원자로압력용기에 작용한다. 원자로압력용기는 상부헤드 및 하부헤드

§ 이 논문은 대한기계학회 신뢰성부문 2013년도 춘계학술대회(2013. 3. 27-29., 제주대) 발표논문임.

† Corresponding Author, kimy0308@korea.ac.kr

© 2013 The Korean Society of Mechanical Engineers

중양 몸통으로 구성되어 있다. 상부헤드에는 출력 제어 및 정지용 제어봉이 통과하는 노즐이 있으며 이러한 관통노즐은 상부헤드와 J-groove 용접으로 고정되어 있다. 최근 해외 및 국내 원전의 원자로 상부 헤드 관통 노즐의 이중 용접부 주변에서 균열이 발생한 사례가 보고 되고 있으며, 관련 연구가 많이 수행 되고 있다.<sup>(1-3)</sup> 상부 헤드 균열의 원인을 분석한 결과 용접에 의한 인장 잔류응력, 응력부식균열에 민감한 재료 그리고 농축된 붕산수의 결합으로 인한 일차수응력부식균열(PWSSC)이 원인인 것으로 판명되었다.<sup>(4,5)</sup> 이러한 PWSSC 균열 진전의 주원인은 용접과 작용하중에 의한 인장 잔류응력으로, 정확한 잔류응력 예측은 PWSSC에 대한 균열평가의 중요한 요소이다. 최근 국내에서는 유한요소 해석을 이용한 원자력 상부헤드 관통노즐 용접부의 대한 인장 잔류응력 관련 연구는 많이 수행되고 있지만, 운전 조건을 반영하는 해석 기법에 대한 연구는 민감도 해석이 진행되고 있는 상황이다. 따라서 본 논문에서는 국내 원자력 발전소의 정상 운전 조건을 해석에 반영하는 방법에 따라 관통 노즐 용접부의 인장 잔류응력에 어떤 영향을 미치는지 확인하였다.

2. 유한요소 해석

앞서 언급한 것과 같이 J-groove 용접부에 대한

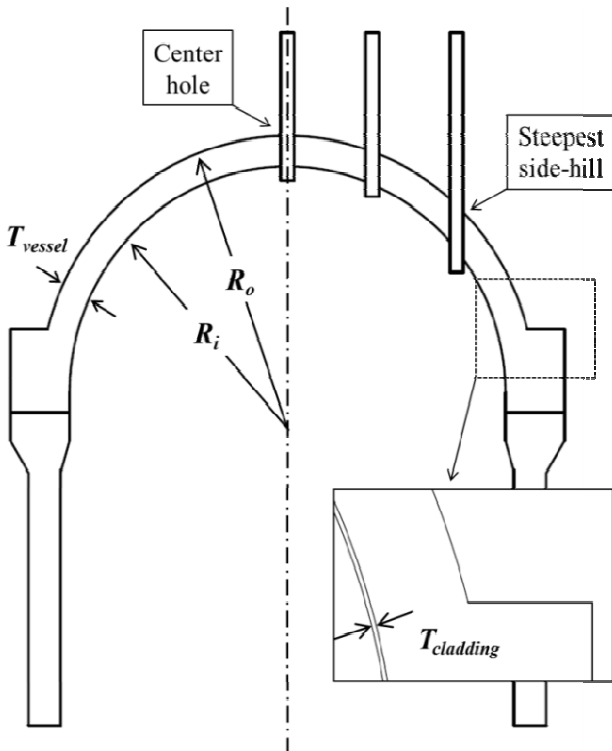


Fig. 1 RPV upper head geometry

잔류응력 해석 기법은 국내외적으로 많이 연구 되고 있으며, 정상 가동 조건을 반영하지 않은 용접 잔류응력 해석 기법은 기존 연구의 해석 기법을 고려하여 수행하였다.

2.1 J-groove 용접 형상 및 재료 물성

원자로 상부헤드 CRDM 관통노즐 용접부는 J-groove 형상을 갖는다.<sup>(6)</sup> Fig. 1 은 본 연구의 해석 대상인 상부헤드의 일반적인 형상을 보여준다. 상부헤드 노즐의 경사각도에 대한 민감도를 확인하기 위해 중앙부 노즐과 최외각 노즐을 선택하여 해석을 수행하였다. Fig. 2 는 해석 대상인 중앙부 노즐과 최외각 노즐의 형상과 재질을 보여주고 있다. 원자로 압력용기 상부헤드는 SA508 Cr.3 C1.1, 관통노즐은 Alloy600, 버터링 및 용접부는 Alloy82/182 그리고 클래딩 용접부는 TP316 stainless steel 로 제작되어 있다.<sup>(1-3,6)</sup> 용접 해석 수행 시에는 용접부는 용융점 이상의 높은 온도를 겪게 되며, 특히 J-groove 용접은 다층 용접으로 용융/응고/재용융 과정을 반복한다.<sup>(7,8)</sup> 따라서 정확한 용접 잔류응력을 예측하기 위해서는 상온에서 용융점 이상의 온도 범위에 대한 열 및 기계재료의 물성이 필요하다. Table 1 은 원자로 압력 용기 상부헤드의 제작에 사용된 재료의 상온에서의 재료 물성을 나타내며, Fig. 3, 4 는 상온에서 용융점까지의 범위에서의 밀도, 열전도 계수, 비열, 열팽창 계수, 탄성 계수 및 항복 강도를 나타낸다. 이에 대한 수치는 설계 코드 및 재료 생산자의 실험 데이터, 문헌을 참고하였다.<sup>(9-11)</sup>

2.2 유한요소해석

본 연구에서는 ABAQUS 를 사용하여 용접잔류응력 해석을 수행하였다. 유한요소해석을 통해 용접 비드들이 순차적으로 생성하는 실제 용접과

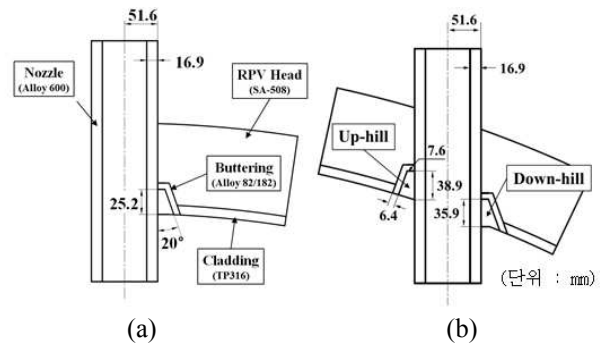
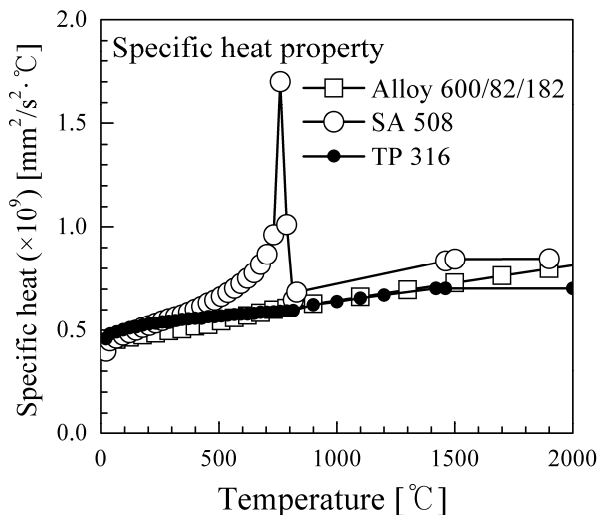
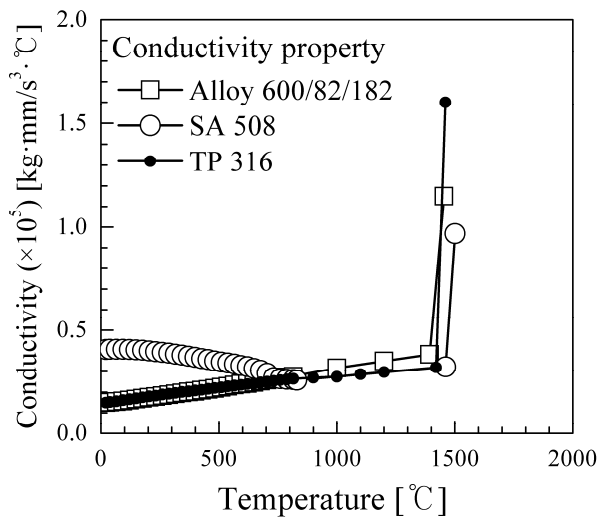


Fig. 2 Schematic of CRDM center nozzle J-groove weld (a) center hole (b) steepest side-hill

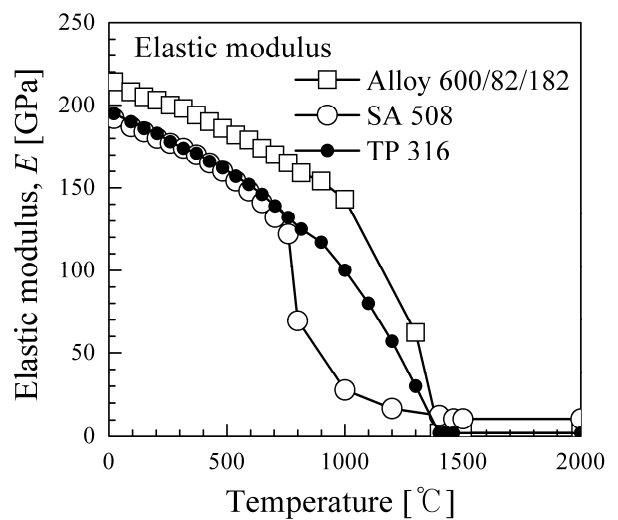
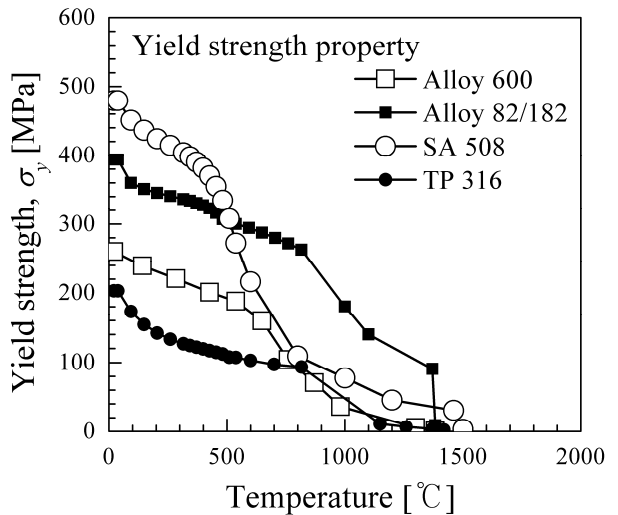
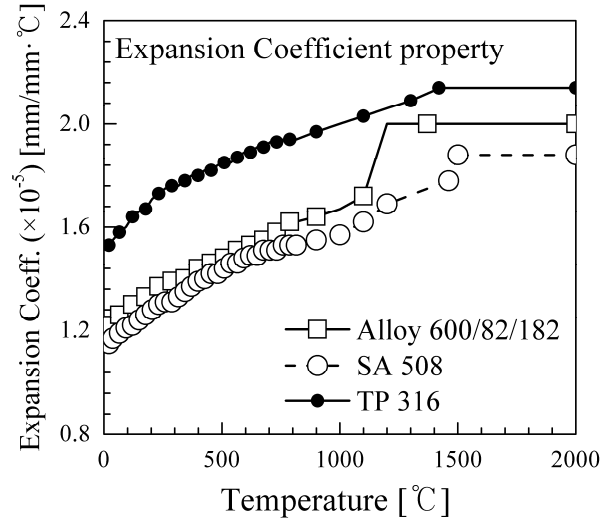
**Table 1** Material properties of RPV upper head structure

Material	Elastic modulus $E$ (GPa)	Yield strength $\sigma_o$ (MPa)	Poisson's ratio $\nu$	Density (g/cm <sup>3</sup> )
SA508	192.00	479.41	0.29	7.83
TP316	195.00	203.00	0.27	7.97
Alloy600	214.00	260.00	0.32	8.47
Alloy82/182	214.00	393.70	0.27	8.47



**Fig. 3** Thermal properties of RPV upper head

정을 모사하기 위해 ABAQUS 에서 제공하는 Model change 옵션을 사용하였다. 유한요소 해석 수행 시 초기에 모든 용접부 비드를 비활성화 시킨 후 각 용접 순서에 맞춰 해당되는 용접 비드를



**Fig. 4** Mechanical properties of RPV upper head

순차적으로 활성화 시켰다.<sup>(8)</sup> 용접 잔류응력 해석은 용접에 대한 과도 열 해석(transient heat analysis)을 우선 수행하고 그 결과로 얻어진 시간에 따른

온도분포 결과를 통해 응력 해석을 수행하였다. (uncoupled heat transfer analysis)<sup>(7-8,12,13)</sup> 열해석 시 입력은 ABAQUS 에서 제공하는 체적 열속을 통해 구현하였으며, 체적 열속은 식 (1)를 통해 각 용접 비드에서의 입열량을 산출하였다.

$$Q_i (W / m^3) = \eta \frac{V_i I_i}{A_i v \Delta t} \quad (1)$$

여기서  $\eta$  는 용접 효율을 나타내며 SMAW 용접에서는 0.7~0.8 의 값을 가지므로, 평균값은 0.75 를 사용하였다.<sup>(13-15)</sup> 그리고  $V_i, I_i, A_i$  는 각각  $i$  번째 용접비드에서의 용접 전압, 용접 전류, 용접 단면적을 나타내며,  $v$  는 용접속도,  $\Delta t$  는 용접시간을 나타낸다. 용융 비드의 초기온도는 용접 재료의

용융온도인 1383℃로 가정하였다.<sup>(8,10,13)</sup> 응력 해석은 과도 열해석으로부터 얻어진 각 절점에서의 온도이력을 받아 응력 해석이 수행되며, J-groove 용접 해석과 같이 다층 용접 시 용접부는 일련의 용접비드가 반복적으로 가열 및 냉각 되며 각 비드에서는 반복하중에 의한 응력 및 변형률이 누적되어 작용하게 된다. 이 때 응력 풀림효과를 고려하기 위해 본 해석에서는 재료의 용융점을 응력 풀림 온도로 설정하였다. 또한 본 해석에서는 각 재료의 가공경화를 구현하기 위해 등방성경화 모델을 사용하였다.

2.3 정수압 시험 및 정상가동조건 조건

원자로 관통노즐은 헤드에 삽입 후 J-groove 용접이 수행된 후 정수압 시험을 거치게 된다. 일반적으로 정수압 시험은 상온에서 실시되며 평균적으로 21~22MPa 의 압력이 작용한다. 정수압 시험

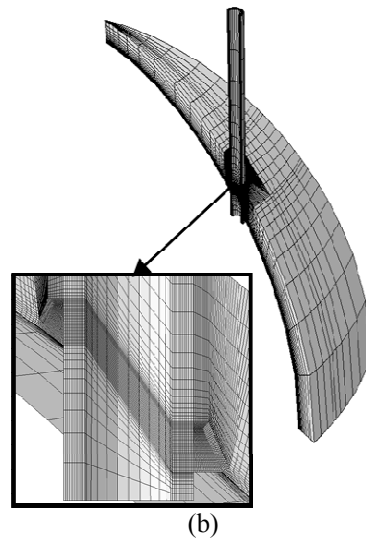
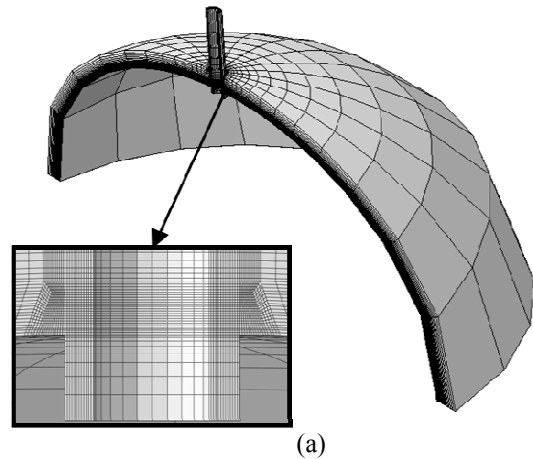
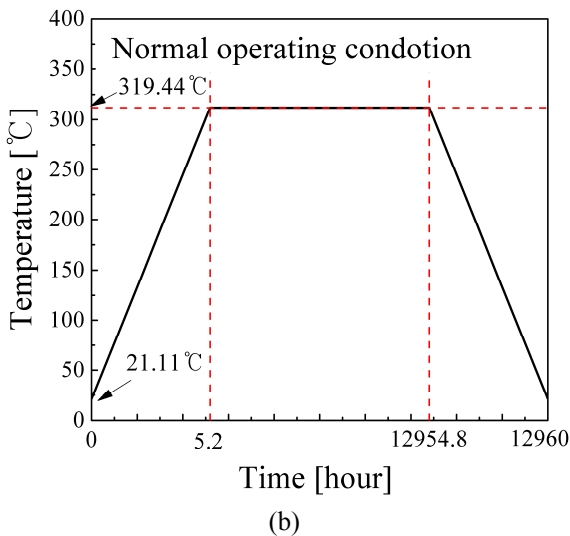
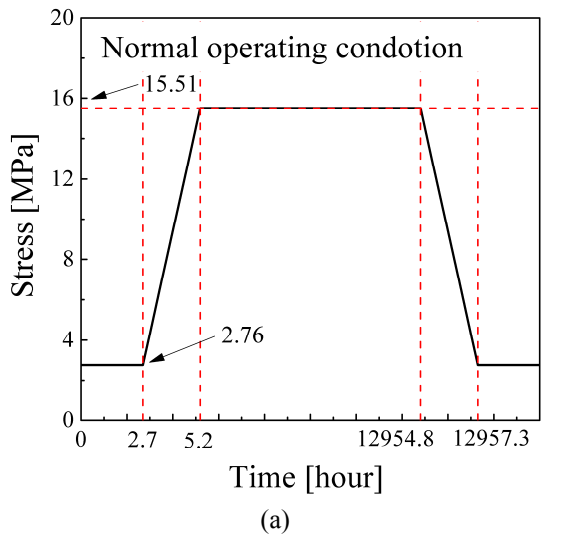


Fig. 5 Normal operating condition (a) temperature (b) pressure

Fig. 6 FE Model for CRDM nozzle (a) center hole (b) steepest side-hill

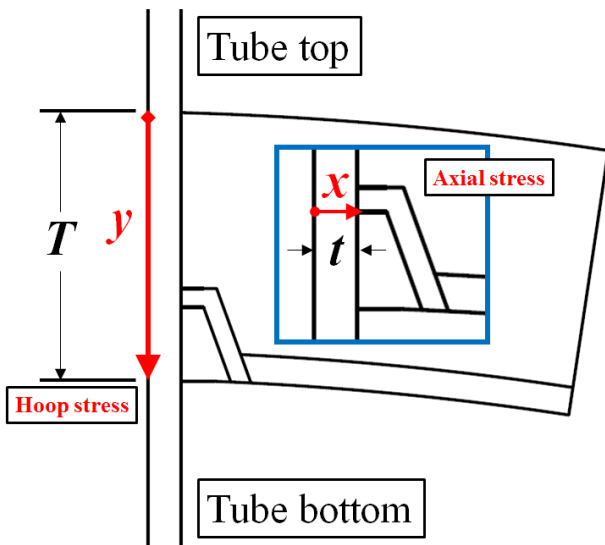


Fig. 7 Path defined for residual stress index ( x: axial stress, y: hoop stress)

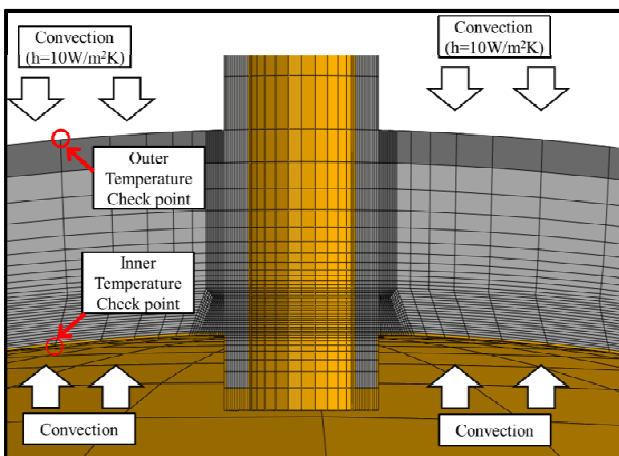


Fig. 8 Convection condition

을 마친 기기는 정상가동 조건에 따라 실제 가동 된다. 본 논문에서는 일반적인 W/H 형 원자로의 정상 가동 조건인 15.51MPa, 319.44℃의 압력과 온도를 고려하여 해석을 수행하였다.

Fig. 5 은 원자력 발전소의 1 주기(18 개월, 총 12960 시간) 동안의 정상 가동 조건에서의 온도 및 압력 이력을 의미한다. 원자로 상부 헤드 가열 시 상부헤드의 내면과 외면의 온도 구배에 따른 열응력 발생을 최소화하기 위해 원자력 발전소 설계사에서 제공하는 100°F/hr의 속도로 온도를 상승/하강하였다. 본 논문의 3장에서 정상가동조건 해석 조건에 따른 잔류응력 분포를 확인하기 위해 다양한 유한요소 해석 조건을 고려하여 정상가동조건 해석방법에 따른 잔류응력 분포 변화를 확인하였다.

Table 2 Maximum temperature history according to heat transfer coefficients.

$h$ (W/m <sup>2</sup> K)	Inner, max temp.(℃)	Outer, max temp.(℃)	Inner-outer, Temperature gradient(℃)
	Time to reach max temp.(h)	Time to reach max temp.(h)	
100	290	281	9
	12.67	14.9	
1000	316	305	11
	7.01	7.2	
10000	319	308	11
	6.17	6.73	

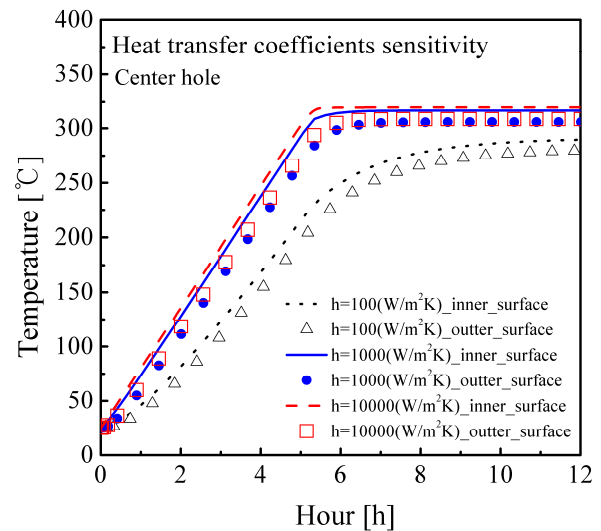


Fig. 9 Temperature history at the upper head inner, outer surface

#### 2.4 유한요소해석 모델

Fig. 6는 중앙 노즐 및 최외각 노즐의 유한요소망을 보여준다. 중앙부 노즐과 최외각 노즐 모두 3차원 모델을 사용하였다. 두 모델 모두 8절점 1차요소를 사용하였으며, 중앙부 노즐의 경우 25,127개의 절점과 23,946개의 요소가 사용되었으며, 최외각 노즐의 경우 51,451개의 절점과 49,851개의 요소가 사용되었다. 원자로에서 실제 발생하는 균열 사례를 보면 일차수응력부식균열(PWSCC)은 노즐 내면에서 주로 발생하며 특히 원주 방향 균열의 경우 J-groove 용접부 상부 1mm 지점에서 노즐 두께 방향으로 주로 발생한다. 따라서 본 논문에서는 정상 가동 해석 조건이 잔류응력에 미치는 영향에 대한 정량적인 비교를 위해 Fig. 7와 같이 축 방향 응력은 용접부 상부

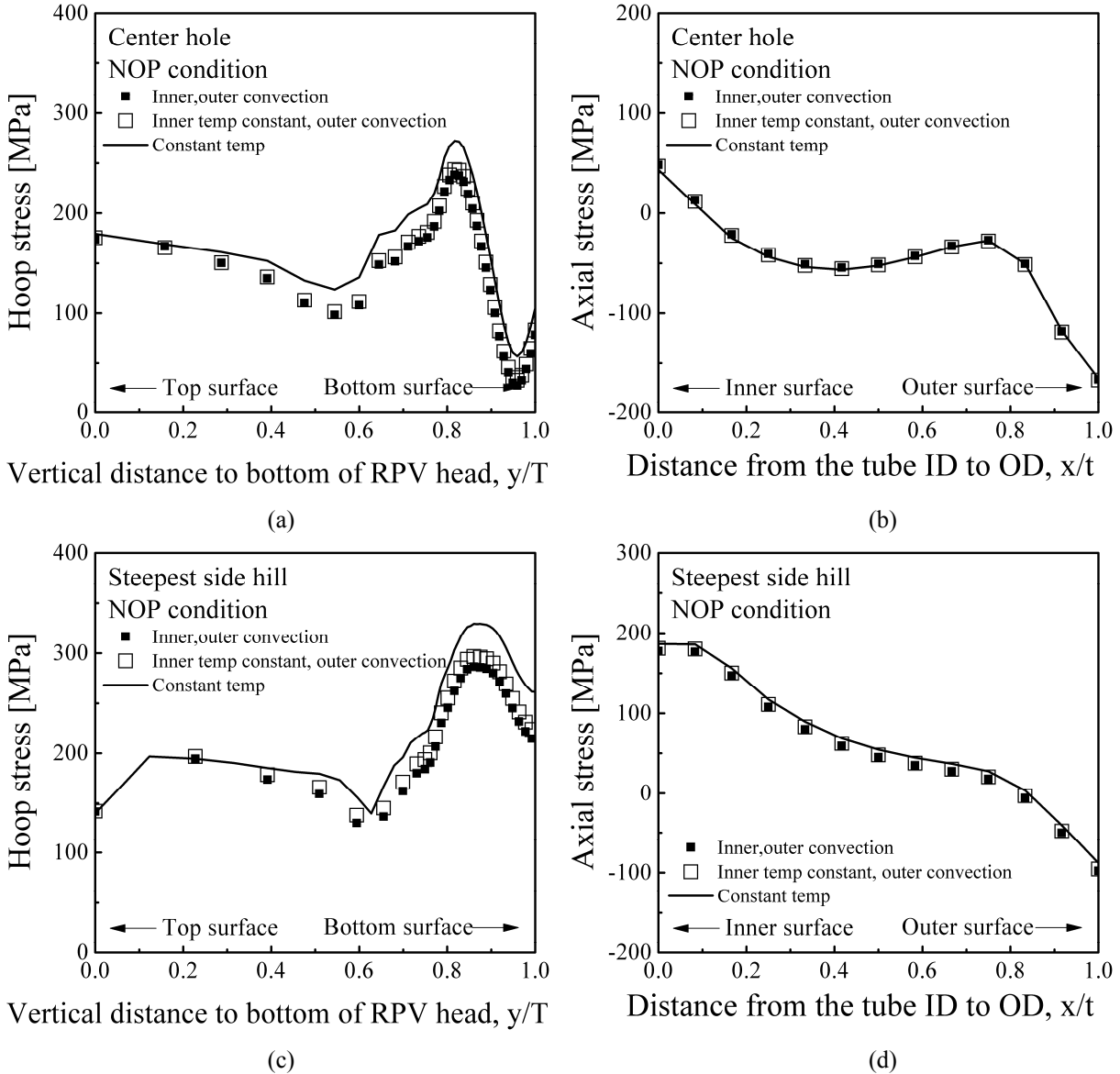


Fig. 10 Comparison of the residual stress according to normal operating condition analysis method (a) : center hole( hoop stress), (b) center hole (axial stress) (c) steepest side hill (hoop stress), (d) steepest side hill( axial stress)

약 1mm 지점 (축 방향 응력 최대 지점)에서 추출하였으며, 원주 방향 응력은 그림과 같이 원자로 상부헤드 상부에서 하부까지 추출하여 비교하였다.

### 3. 정상가동조건 적용 방법에 따른 해석결과

정상가동 조건 입열 방식에 따른 용접 잔류응력의 영향을 확인하기 위해 민감도 해석을 수행하였다. 정상가동 조건에서 원자로는 내면부터 가열되며 앞서 언급한 것과 같이 온도 구배에 따른 열응력 발생을 최소화하기 위해 100°F/hr의 속도로 온도를 상승/하강하게 된다. 이와 같은 정상가동

조건에서의 온도 상승/하강 조건을 해석에 적용시키는 방법에 따른 차이를 확인하기 위해 본 논문에서는 (1) 원자로 내면에서 열 대류에 의하여 가열한 뒤 외부의 자연 대류를 고려하는 방법 과 (2) 원자로 및 노즐의 내면의 절점(node)에 최대온도(가동온도)만을 적용 시킨 뒤 외부의 자연 대류를 고려한 해석 방법, 그리고 (3) 외부 대류 조건을 고려하지 않고 모든 절점(node)에 최대온도(가동온도)만을 고려하는 방법에 대한 비교를 하였다. 이와 같은 비교를 통해 원자로에 정상 가동온도를 입력하는 방법에 대한 민감도 해석을 수행하였고, 외부의 자연 대류에 의한 온도 구배가 정상 가동 조건에 미치는 영향에 대해 분석하였다.

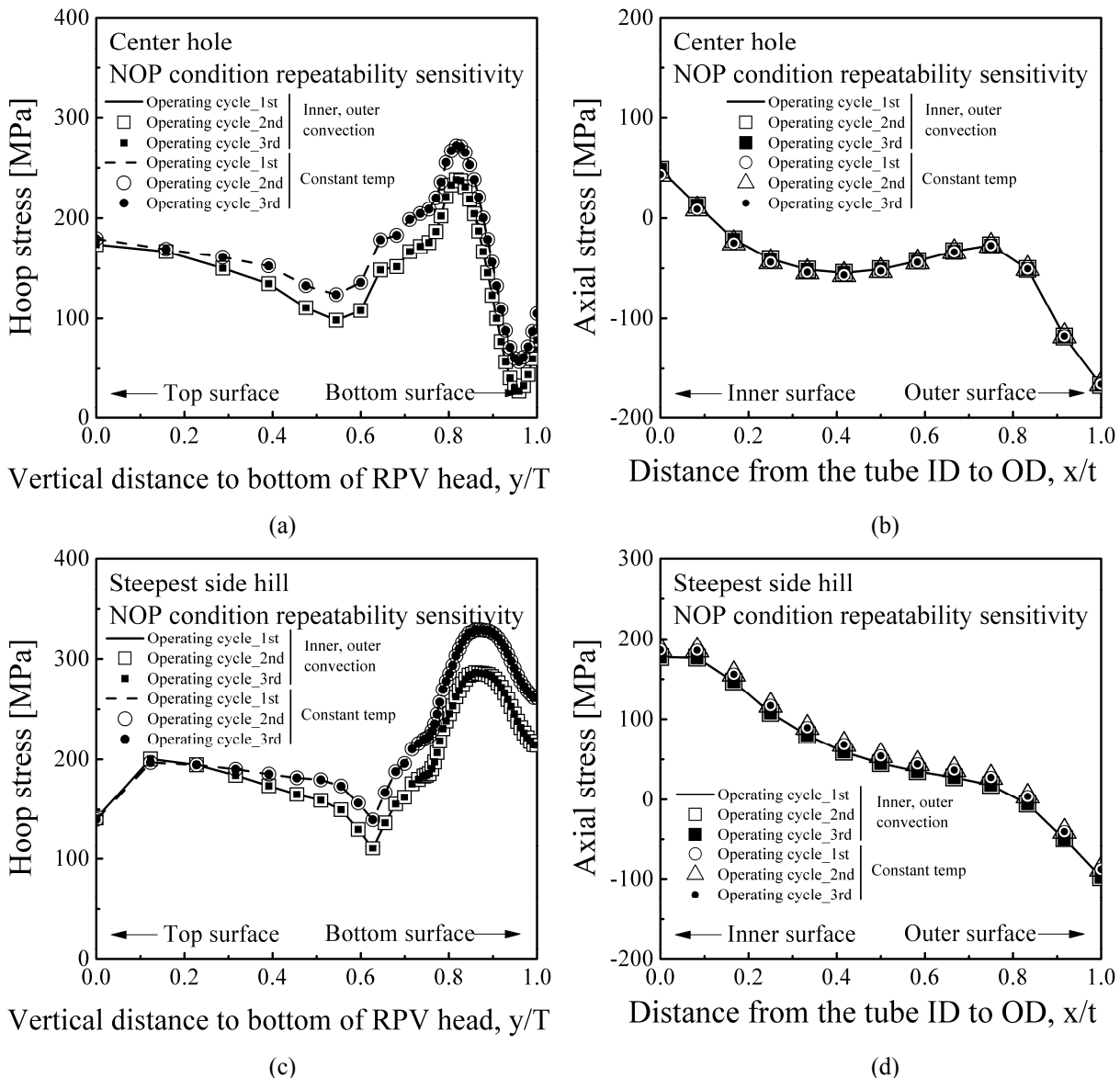


Fig. 11 Comparison of the residual stress according to the repeatability of normal operating condition (a) : center hole( hoop stress), (b) center hole (axial stress) (c) steepest side hill (hoop stress), (d) steepest side hill( axial stress)

### 3.1 내,외부 대류 조건을 고려한 해석 조건

본 해석 조건에서는 원자로 내, 외부의 대류 조건을 고려하여 해석을 수행하였다. 본 해석 조건은 응력 해석에 앞서 온도 분포에 대한 열 해석을 먼저 수행하고 그 결과로 얻어진 시간에 따른 온도이력을 통해 응력 해석을 수행한다는 특징을 가진다. Fig. 8는 대류 조건을 고려한 해석조건에 대한 개략도이다. 외부의 대기와 만나는 원자로 외부는 자연대류( $h=10W/m^2K$ ) 조건에서 해석을 수행하였으나, 내부의 열 유체에 의한 대류 계수 값은 자연대류 조건과 달리 일반적으로  $50\sim 1000W/m^2K$

로 알려져 있어 이에 대한 민감도해석을 수행하였다. Fig. 9는 중앙부 노즐에서 원자로 내부의 유체에 의한 대류 계수에 대한 민감도 해석 결과이다. 일반적으로 유체의 대류 계수로 알려져 있는 수치 범위 안에 포함되는 100, 1000, 10000 $W/m^2K$ 의 값을 선택하여 유체의 대류 계수 값에 따른 상부 헤드 내, 외면의 온도 분포 변화에 대해 분석해 보았다. 내면과 외면의 온도는 Fig. 8에 표기된 것과 같이 노즐 중심부로부터 동일한 거리만큼 떨어진 지점의 절점(node)에서 측정하였다. 상부 헤드 내, 외면의 온도 차이 및 최고 온도, 최고 온도에 도달하는 시간을 Table 2에 나타내었다. 내면에서의 유

체의 의한 대류 계수에 따른 민감도 해석 결과 대류 계수의 차이는 과도상태 동안의 온도 구배에는 영향을 미치지 않지만 본 논문에서 주요 관심사로 다루고 있는 정상상태에 도달한 시점에서의 상부헤드 내,외면의 온도 구배에는 큰 영향을 미치지 않는 것으로 분석되었다. 일정값 이상의 대류 계수는 내, 외면의 온도 구배 및 최고 온도에 큰 영향을 주지 않고 최고온도 도달 시간에 영향을 미치는 것을 Fig. 9 와 Table 2 에서 확인할 수 있다. 정상가동 조건에서의 잔류응력에 대한 정확한 평가를 위해서는 최고 온도에 도달한 이후에서의 잔류응력을 평가하면 되기 때문에 유체에 의한 대류 계수 값은  $1000\text{W}/\text{m}^2\text{K}$  를 고려하여 해석을 수행하였고 충분한 시간이 지난 후의 잔류응력 분포를 예측하였다.

### 3.2 내면의 절점에 동일한 온도 분포 조건에서 외부의 자연대류를 고려한 해석 조건

본 절에서는 내부의 열 대류 조건을 고려한 3.1 절과 달리 원자로와 노즐 내면의 절점에 정상가동 조건에서의 최대 온도(가동온도)만을 적용시킨 뒤 외부의 자연 대류 조건을 고려하여 해석을 수행하였다. 해석 수행 시에 원자로와 노즐 내면의 절점에는 원자력 발전소 정상가동 온도인  $319.44^\circ\text{C}$ 의 온도를 고려하여 해석을 수행하였으며, 원자로 압력용기 외면의 자연 대류 조건 ( $h=10\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ )을 고려하여 해석을 수행하였다.

### 3.3 동일 온도 분포를 고려한 해석 조건

본 절에서는 원자로 외면의 자연 대류조건에 의한 내, 외면의 온도 구배가 잔류응력에 미치는 영향을 파악하기 위해 외부의 자연 대류 조건을 고려한 3.1 절과 3.2 절의 해석 조건과 달리 모든 절점에 정상가동 조건에서의 최대온도만을 적용시켜 해석을 수행하였다. 본 해석 조건에서는 모든 절점에 최대온도인  $319.44^\circ\text{C}$ 를 입력하여 정상가동 조건에서의 잔류응력을 분포를 예측하였다.

### 3.4 해석 결과 비교

Fig. 10 은 내, 외부의 열 대류 조건을 고려한 해석 결과와 원자로 및 노즐 내면의 절점에 동일한 온도 분포를 고려한 뒤 외부의 자연 대류 조건을 고려한 해석 결과 그리고 모든 절점에 동일한 온도 분포를 고려한 잔류응력 해석 결과를 보여준다. 외부의 자연 대류 조건을 고려한 두 가지 해석조건의 해석결과를 분석해보면 축 방향 잔류응력과 원주 방향 잔류응력 모두 유사 결과를 보여 원자

로 내면의 열을 가하는 해석 조건에 의한 영향이 미미한 것으로 나타났다. 외부의 자연 대류를 고려하지 않고 모든 절점에 동일한 온도분포를 고려한 해석 조건의 해석결과를 분석해보면 축 방향 잔류응력은 다른 해석 방법과 유사한 해석 결과를 보이고 있지만, 원주방향 잔류응력의 경우 외부의 자연 대류를 고려하지 않은 모델이 더 높은 응력 분포를 나타내고 있는 것으로 확인되었다. 이러한 결과는 내, 외면의 온도구배가 고려된 해석 조건의 경우 내면의 온도가 외면의 온도보다 높게 계산되어 용접부에서 인장잔류응력이 감소 되는 것으로 예상할 수 있다. 위와 같은 결과의 경향은 중앙부 노즐과 최외각 노즐에서 동일하게 나타났다.

## 4. 정상가동 조건 반복 적용에 따른 해석 결과

원자로는 가동 주기에 따라 가열(heat-up)과 냉각(cool-down)을 반복적으로 겪는다. 이러한 반복이 관통노즐 및 원자로 헤드의 잔류응력 분포에 미치는 영향 또한 무시할 수 없다. 따라서 본 논문에서는 이러한 사항을 고려하여 가열과 냉각을 반복하는 가동 조건의 영향에 대한 평가를 수행하였다. 가열과 냉각을 반복하는 조건이 잔류응력 분포에 미치는 영향에 대한 정확한 파악을 위해 총 3 회의 가동 주기를 고려하여 해석을 수행하였다. 일차수응력부식균열(PWSCC)은 1 주기(18 개월)동안의 가동이 완료되어 원자로의 온도가 상온으로 돌아오는 지점의 온도가 아니라 장시간 일정한 가동 온도로 작동 될 때 발생하므로, 각 주기 별 해석 결과는 가동 중 온도인 지점에서 산출하였다. 각 주기 별 정상가동조건 해석 조건은 3 장에서 비교하였던 것과 같이 내, 외면의 대류 조건을 고려한 해석 조건과 모든 절점에 동일한 온도 분포를 고려한 해석 조건으로 나눠 해석을 수행하였다. 내면의 절점에서 정상가동 온도조건을 고려하고 외면의 자연 대류만을 고려한 해석 결과의 경우 내, 외면의 대류 조건을 고려한 해석 결과와 유사한 경향을 보여 본 장에서는 2 가지 해석 조건만을 비교하였다. 해석 결과는 Fig. 11 에 나타내었다. 해석 결과를 분석해보면 각 해석 조건에 따른 잔류응력 값의 차이는 보이고 있으나 반복 횟수에 따른 영향은 미미한 것으로 나타났다. 3 회의 주기 모두에서 동일하게 온도가 정상상태에 수렴하였을 때 응력 분포를 추출하였으며, 노즐의 구속 조건이 정상가동조건에 의해 큰 변형을 발생하지 않는



구속 조건이기 때문에 반복횟수에 따른 영향이 없는 것으로 분석된다. 이러한 경향은 중앙부 노즐과 최외각 노즐에서 동일하게 나타났다.

## 5. 결 론

본 논문에서는 국내 원자력 발전소의 상부헤드 CRDM 관통노즐 J-groove 용접부 잔류응력 해석 시 정상가동 조건을 해석에 반영하는 방법이 관통 노즐 용접부의 잔류응력에 미치는 영향에 대해 비교, 분석하였다. 정상가동 조건에 따른 온도 조건을 해석에 반영하기 위해 해석 조건을 세가지 방법으로 나누어 해석을 수행하였으며 각 해석조건에 따른 결과를 비교 분석하였다. 내,외면의 대류 조건을 고려한 해석 조건과 원자로 및 노즐의 내면 절점에 같은 온도를 입력한 뒤 외면의 자연 대류조건을 고려한 해석의 경우 축 방향 잔류응력과 원주 방향 잔류응력 모두에 큰 차이가 없는 것을 확인하였다. 이와 함께, 외부의 자연대류 조건 즉, 원자로 내, 외면의 온도 구배에 의한 영향을 확인하기 위해 앞선 해석조건에서의 결과와 모든 절점에 최대온도(가동온도)를 고려하여 해석을 수행한 결과를 비교 분석하였다. 해석 결과를 비교해보면 축 방향 잔류응력의 경우 해석 조건에 따른 차이가 크지 않지만, 원주 방향 잔류응력의 경우 외면의 자연대류를 고려한 해석 결과에 비해 자연대류를 고려하지 않은 해석 결과가 더 보수적인 경향을 보였다. 내, 외면의 온도 구배가 고려된 해석 조건의 경우 내면의 온도가 외면의 온도보다 높게 계산되어 용접부에서의 인장잔류응력이 감소 되는 것으로 확인할 수 있다. 따라서 원자로 내, 외부의 정확한 온도 이력을 알기 힘든 경우, 정상가동 조건의 최고 온도 분포만을 고려한 해석 수행 시보다 보수적인 해석 결과를 얻을 수 있는 것을 확인할 수 있다. 또한 가동 주기의 반복이 잔류응력 분포에 미치는 영향에 대한 해석을 수행하여 반복되는 가동조건이 잔류응력에 미치는 영향이 미미하다는 것을 확인하였다. 이와 같은 경향은 중앙부 노즐과 최외각 노즐에서 동일하게 나타났다. 이러한 결과는 정상가동조건에 따른 해석 결과에 대한 정확성 향상과 함께 반복되는 가동 조건에서의 보다 정확한 잔류응력 예측을 가능하게 함으로써 상부헤드 관통노즐에서 발생하는 일차수응력부식균열 예측에 대한 기초 자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

## 후 기

이 논문은 2013 년도 정부(미래창조과학부)의 재

원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 기초 연구사업입니다. (No. 2007-0056094)

## 참고문헌

- (1) Anderson, MT., Rudland, D., Zhang, T. and Wilkowski, GM., 2008, "Final Report-Inspection Limit Confirmation for Upper Head Penetration Nozzle Cracking," *U.S. Department of Energy*, pp. 1~22.
- (2) Rudland, D., Chen, Y., Zhang, T., Wilkowski, G., Broussard, J. and White, G., 2007, "Comparison of Welding Residual Stress Solutions for Control Rod Mechanism Nozzles," *Trans. of ASME PVP Conference*, PVP2007-26045, pp. 1~15.
- (3) Cheng, W., Rudland, D., Wilkowski, G. and Norris, W., 2005, "Effects Of Weld Geometry On Residual Stress and Crack Driving Force For Center Hole Control Rod Drive Mechanism Nozzles -Part I Weld Residual Stress," *Trans. of ASME PVP Conference*, PVP2005-71077, pp. 1~6.
- (4) Brust, F. W. and Scott, P. M., 2007, "Weld Residual Stresses and Primary Water Stress Corrosion Cracking in Bimetal Nuclear Pipe Welds," *Trans. of ASME PVP conference*, PVP2007-26297.
- (5) Brust, F. W. and Scott, P. M., 2007, "Primary Water Stress Corrosion Cracking(PWSCC) in Bimetal Nuclear," *Trans. of SMiRT 19 Conference*.
- (6) Combustion Engineering, Inc., 1981, *Analytical Report for Korea Nuclear Unit No. 5 Reactor Vessel*, CENC-1466, pp. 1403~1488.
- (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. Korean Soc. Mech. Eng. A*, Vol. 27, pp. 713~723.
- (8) Song, T. K., Bae, H. Y., Kim, Y. J., Lee, K. S. and Park, C. Y., 2008, "Sensitivity Analyses of Finite Element Method for Estimating Residual Stress of Dissimilar Metal Multi-Pass Weldment in Nuclear Power Plant," *Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A*, Vol. 32, pp. 770~781.
- (9) ASME B&PV Committee, 2008, *ASME B&PV Code Case Section II, PART A, B, C*.
- (10) Special metals, 2008, Inconel alloy 600, *Special Metals Corporation Publication*, No. SMC-207, September.
- (11) ASME B&PV Committee, 2008, *ASME B&PV Code Case Section III, Appendices*.
- (12) Kim, J. H., Kim, Y. J., Lee, S. H., Hur, N. Y., Bae, H. Y., Oh, C. Y., Kim, J. S., Lee, S. H., Park, H. B., Lee, S. G., Kim, J. S. and Huh, N. S., 2011, "Effects of Geometry of Reactor Pressure Vessel Upper Head

- Control Rod Drive Mechanism Penetration Nozzles on J-groove Weld Residual Stress,” *Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A*, Vol. 35, pp. 1337~1345.
- (13) Bae, H. Y., Kim, J. H., Kim, Y. J., Oh, C. Y., Kim, J. S., Lee, S. H. and Lee, K. S., 2012, “Sensitivity Analysis of Finite Element Parameters for Estimating Residual Stress of J-groove Weld in RPV CRDM Penetration Nozzle,” *Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A*, Vol. 36, pp. 1115~1130.
- (14) Ogawa, K., Deng, D., Kiyoshima, S.,S., Yanagida, N. and Saito, K., 2009, “Influences of Heat Source Model on Welding Residual Stress and Distortion in a Multi-Pass J-groove Joint,” *J. of Computation Materials Science*, Vol. 46, pp. 987~995.
- (15) Yaghi, A., Gyde, H., Becker, A., Sun, W. and Williams, J. A., 2006, “Residual Stress Simulation in Thin and Thick-walled Stainless Steel Pipe Welds Including Pipe Diameter Effects,” *Int. J. of Pressure Vessels and Piping*, Vol.83, pp.864~874.