<학술논문> DOI http://dx.doi.org/10.3795/KSME-A.2013.37.3.387 ISSN 1226-4873

원자로 상부헤드 관통노즐의 잔류응력 예측을 위한 노즐 형상 변수 민감도 연구

배홍열*· 오창영*· 김윤재*†· 김권희*· 채수원*· 김주희**
* 고려대학교 기계공학부, ** 육군사관학교

Sensitivity Analysis of Nozzle Geometry Variables for Estimating Residual Stress in RPV CRDM Penetration Nozzle

Hong Yeol Bae*, Chang Young Oh*, Yun Jae Kim*†, Kwon Hee Kim*,
Soo Won Chae* and Ju Hee Kim**
* Dept. of Mechanical Engineering, Korea Univ.,
** Dept. of Mechanical Engineering, Korea Military Academy,

(Received August 23, 2012 ; Revised September 13, 2012 ; Accepted September 20, 2012)

Key Words: FEA(유한요소해석), RPV(원자로압력용기), CRDM(제어봉구동장치), PWSCC(일차수응력부식균열), Sensitivity Analysis(민감도해석)

초록: 최근 국외의 원자로 상부헤드 CRDM 관통노즐에 일차수 응력부식균열로 인한 냉각수 누출사고가 발생하였다. 일차수응력부식균열은 부식에 민감한 재료, 인장 잔류 응력 및 부식 환경 등의 3 가지 요인의 상호작용에 의해 발생하는 것으로 알려져 있기 때문에 응력 부식 균열 발생 및 균열 진전을 억제하기 위해서는 용접에 의한 잔류응력에 대한 정확한 예측이 선행되어야 한다. 본 논문에서는 국내 Westinghouse 형 원자로 상부 헤드 관통노즐(CRDM)을 대상으로 노즐의 두께 및 형상 비(r_o/t)에 따른 노즐 잔류응력 분포 특성에 대해 연구를 수행하였다. 국내에 현존하는 원자로 상부헤드 관통노즐의 실제 크기(r_o=51.6, t=16.9 mm)를 기준으로 노즐의 두께 및 형상 비(r_o/t=2, 3, 4)의 변수를 정립하였으며 정중앙 및 최외곽에 위치한 노즐을 대상으로 연구를 수행하였다.

Abstract: Recently, several circumferential cracks were found in the control rod drive mechanism (CRDM) nozzles of U.S. nuclear power plants. According to the accident analyses, coolant leaks were caused by primary water stress corrosion cracking (PWSCC). The tensile residual stresses caused by welding, corrosion sensitive materials, and boric acid solution cause PWSCC. Therefore, an exact estimation of the residual stress is important for reliable operation. In this study, finite element simulations were conducted to investigate the effects of the tube geometry (thickness and radius) on the residual stresses in a J-groove weld for different CRDM tube locations. Two different tube locations were considered (center-hole and steepest side hill tube), and the tube radius and thickness variables (r_o/t=2, 3, 4) included two different reference values (r_o=51.6, t=16.9mm).

- 기호설명 -

r_o : 노즐 외반경 (Nozzle outer radius)
t : 노즐 두께 (Nozzle thickness)
Q_i : i 번째 용접비드 체적 열속(Body heat flux of ith weld bead)
η : 아크효율 (Arc efficiency)
V_i : i 번째 비드 용접 전압(Weld voltage of ith bead)
I_i : i 번째 비드 용접 전류(Weld current of ith bead)
v : 용접속도 (Welding speed)
A : 용접비드 평균 단면적(Average area of weld bead)
a : 요소 평균 단면적(Average area of element bead)

† Corresponding Author, kimy0308@korea.ac.kr
© 2013 The Korean Society of Mechanical Engineers

1. 서 론

최근 국외 원전인 V.C Summer, Ringhals 및

Tsuruga 2 등의 이종 금속 용접부(DMW, Dissimilar Metal Weld)에서 일차수 응력부식이 발생하였으며 유럽과 미국 등의 원자로 상부헤드 CRDM 관통노즐 J-groove 용접부에서도 일차수 응력부식균열로 인한 냉각수가 누출사고가 발생하였다.[1~5] 원자로 CRDM 관통노즐 용접부는 Alloy 600 재료로 이루어진 관통노즐이 저합금강인 SA508 Gr.3 Cl.1 로 만들어진 상부 헤드에 용접재인 Alloy 82/182 재료로 결합되어 있다. 일반적으로 일차수 응력부식균열은 재료, 이종금속용접부에 의해 발생한 인장 잔류 응력 및 부식 환경 등의 3 가지 요인의 상호작용에 의해 발생하는 것으로 알려져 있다.[6~8] 따라서, 응력 부식 균열 발생 및 균열 진전을 억제하기 위해서는 용접에 의한 잔류응력에 대한 정확한 예측이 선행되어야 한다. 국내에서도 1980 년대부터 가동중인 가압경수로들이 노후화 됨에 따라 일차수 응력부식균열 평가가 주요 현안으로 부각되고 있다. 원자로 구조건전성 평가에서 PWSCC 는 보통 피로균열보다 빠른 진전속도를 가지기 때문에 PWSCC 에 큰 영향을 끼치는 잔류응력의 정확한 예측은 매우 중요한 요소이다.

현재 국내에 가동중인 원자로의 관통노즐은 경사부의 위치 및 원전의 설계 회사, 준공시기 및 발전 용량 등에 따라 관통노즐의 두께 및 직경이 다소 상이하며 용접부 형상도 매우 복잡하다. 또한 원자로 제작 특성상 다양한 재료로 구성되어 있다. 그 동안 다양한 연구를 통해 원자로 배관 맞대기 용접부에 대해서는 다양한 크기의 노즐 직경 및 두께에 대한 연구가 수행되어 왔으나 관통노즐의 J-groove 용접부에 대해서는 일부 해석적인 접근만 이루어져왔다.[9~13]

본 논문에서는 관통 노즐 J-groove 용접부 잔류응력 해석에 대한 민감도 평가를 통해 정립한 원자로 관통노즐 용접부 유한요소 해석 기법을 바탕으로[14] 국내 Westinghouse 형 원자로 상부 헤드 관통노즐(CRDM)의 두께 및 형상 비(r_o/t)에 따른 노즐 잔류응력 분포 특성에 대해 연구를 수행하였다. 국내에 현존하는 원자로 상부헤드 관통노즐의 실제 크기를 기준으로 노즐의 두께 및 형상 비의 변수를 정립하였으며 관통노즐 위치에 따른 영향을 살펴보기 위해 정중앙에 위치한 노즐과 최외곽에 위치한 노즐을 대상으로 연구를 수행하였다. 또한 실제 적용되는 정수압 시험 조건과 실 가동조건을 적용하였으며 해석 결과에 영향을 주는 용접부형상[14] 또한 실제 대상과 유사하게 모사하여 연구를 수행하였다.

2. 형상 및 재료물성

2.1 원자로 상부헤드 관통노즐 형상

본 연구에 사용된 Westinghouse 형 원자로 상부헤드 관통노즐의 형상은 Fig. 1 과 같다. 해석 대상으로 사용된 노즐은 정중앙에 위치한 노즐(A)와 최외곽에 위치한 노즐(B)를 대상으로 수행하였으며 각 치수는 설계도면을 근거로 산출하였다. 원자로 상부헤드 관통노즐 용접부는 J-groove 형상을 가지며 Fig. 2 에 자세한 형상과 치수를 나타내었다. Fig. 2(a)는 정중앙 노즐의 형태 및 치수, 각 부분의 재료물성을 나타내고 있으며 Fig. 2(b)는 최외곽 노즐의 형상 및 치수를 나타내고 있다. 정중앙부의 노즐(A)은 축대칭 형상을 가지지만 최외곽 노즐(B)의 경우 경사각에 따라 용접부의 형상이 바뀌기 때문에 일반적으로 알려져 있는 정의에 따라 중앙부 노즐에 가까운 위치의 용접부를 Up-hill 부분으로, 먼 곳을 Down-hill 부분이라 명명하였다. 각각의 위치에서 용접부의 경사각은 20° 로 동일한 값을 가지며 용접부 상단 기저부 폭 또한 7.6 mm 로 동일하다. 각 용접부의 형상 또한 제작사의 도면을 근거로 산출되었으며 이는 일반적으로 J-groove 용접부 설계에 반영하는 코드기준을 만족한다.[15]

삽입되는 관통노즐에서 삽입되어 상부헤드 안으로 들어오는 노즐의 길이는 Down-hill 위치의 용접부 끝단을 기준으로 50.8 mm 로 동일하며 용접시 고정하지 않기 때문에 노즐 잔류응력 분포에 미치는 영향이 없으며 또한 관통 노즐이 상부헤드에 억지 끼워 맞춤으로 제작되기 때문에 상부헤드 외부로 돌출된 노즐의 길이 또한 노즐 잔류응력에 미치는 영향을 무시할 수 있다. 그렇기 때문에 원자로 상부헤드 관통노즐의 크기는 노즐의 직경과 두께로 대표할 수 있다. 본 연구에 사용된 상부헤드 관통노즐 형상의 기준 크기는 두께가 16.9 mm 이며 반경이 51.6 mm 이다.

2.2 원자로 상부헤드 관통노즐 재료물성

원자로 상부헤드 관통노즐 각 부위의 재료물성은 Table. 1 과 같다. 각 부위는 Fig. 2(a)에 나타내었다. 원자로 상부헤드는 저합금강인 SA508 Gr.3 Cl.1 으로 되어있으며 관통노즐은 니켈 기저 합금인 Alloy 600, 버터링 및 용접부는 Alloy 82/182 그리고 클래딩 용접부는 TP316 stainless steel 등으로 이루어져 있다.[3~5, 16]

Table 1 RPV CRDM nozzle materials

Part	Material
RPV head	SA 508
Cladding	TP 316
Nozzle	Alloy 600
Weld / Butter layer	Alloy 82/182

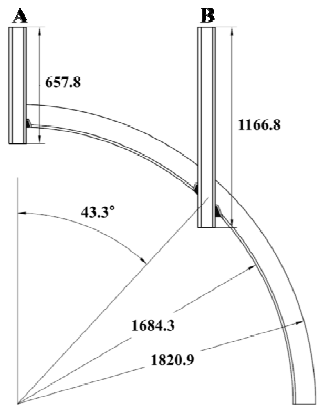


Fig. 1 Geometry of RPV upper head (unit : mm)

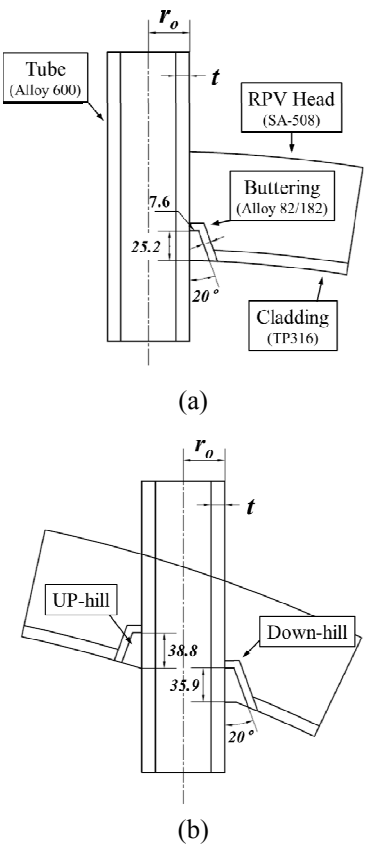


Fig. 2 Geometry details of J-groove weld (unit : mm) (a) Center-hole (A), (b) Steepest side hill (B)

용접부는 용융점 이상의 높은 온도, 다층용접에 의한 용융-응고-재용융 등의 과정을 반복하기 때문에[17~19] 용접에 의한 잔류응력을 예측하기 위해서는 다양한 온도 범위에 대한 열 및 기계재료 물성이 필요하다. Table 2 에 원자로 상부헤드 관통노즐을 구성하는 재료의 가동온도에서의(312°C) 재료물성을 나타내었다. 또한 Fig. 3, Fig. 4 에는 원자로 상부헤드 재료의 비열(specific heat coefficient), 열전도 계수(conductivity), 열팽창 계수(C.T.E, coefficient of thermal expansion) 및 항복강도를 나타내었다. 이러한 재료 물성은 설계 코드와 실험 데이터 및 문헌을[20~22] 참고하였다.

Table 2 Mechanical properties for CRDM analysis at 312 °C

Material	Elastic modulus, E (GPa)	Poisson`s ratio, ν	Yield strength, σ_o (MPa)
SA508	174	0.29	403.7
TP316	174	0.27	126.7
Alloy 600	198	0.30	220.6
Alloy 82/182	198	0.27	336.3

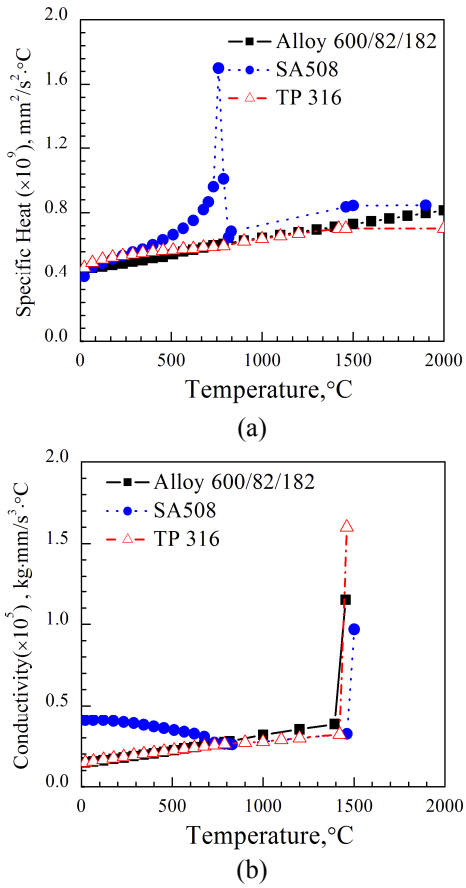


Fig. 3 Thermal properties of RPV upper head and penetration nozzle and weld materials (a) Specific heat (b) Conductivity

3. 유한요소해석

3.1 유한요소해석 절차

본 연구에서는 상용코드인 ABAQUS v6.11 을 사용하여 원자로 상부헤드 관통노즐 J-groove 용접부 해석을 수행하였다. 용접 잔류응력 해석은 과도 열해석과 응력해석으로 나누어 수행하였다. 열해석을 통해 얻어진 각 절점에서의 온도 이력을 바탕으로 응력해석을 수행한다. 실제 용접과 유사한 결과를 얻기 위해 ABAQUS 에서 제공하는 <Model Change> 기능을 사용하여[18,19] 용접 비드를 순차적으로 생성시켰으며 용접 절차 시방서와 식 (1)을 이용하여 입열량을 산출하였다.

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

여기서 η 는 용접 효율로서 0.75 를 사용하였으며[14] V_i, I_i, A_i 는 각각 i 번째 용접 비드의 용접 전압, 전류, 용접 단면적을 나타낸다. v 는 용접속도, Δt 는 용접 시간을 나타내며 용융 비드의 초기 온도는 용접 재료의 용융온도인 1383°C 로 가정하였다.[21] 또한 응력 풀림 효과를 고려하였으며 등방성 경화모델(Isotropic hardening model)을 사용하였다. 이 외에도 해석 시 고려해야 할 다양한 변수들이 있다. 이러한 일련의 용접부 잔류응력 해석은 지난 연구[14]를 통해 검증한 다양한 열 및 응력해석의 변수들을 반영해 해석을 수행하였으며 자세한 내용은 생략하도록 하겠다.

3.2 유한요소 모델

Fig. 5 에 해석에 사용된 유한요소 모델을 나타내었다. 중앙부 노즐과 최외곽 노즐 모두 3 차원 1/2 모델로 구현하였으며 열해석의 경우 DC3D8 요소를 사용하였으며 응력해석의 경우 C3D8 요소를 사용하였다. 중앙부 노즐은 17,928 개의 요소와

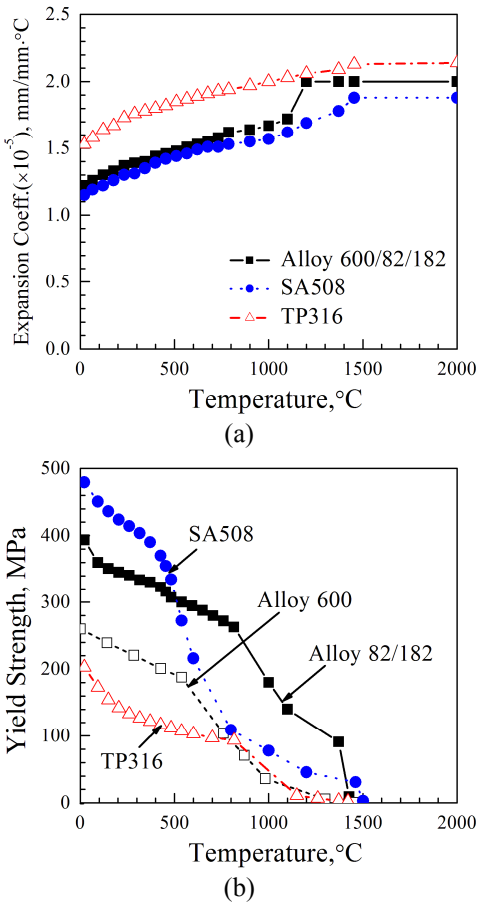


Fig. 4 Mechanical properties of RPV upper head and penetration nozzle and weld materials (a) Thermal expansion (b) Yield strength

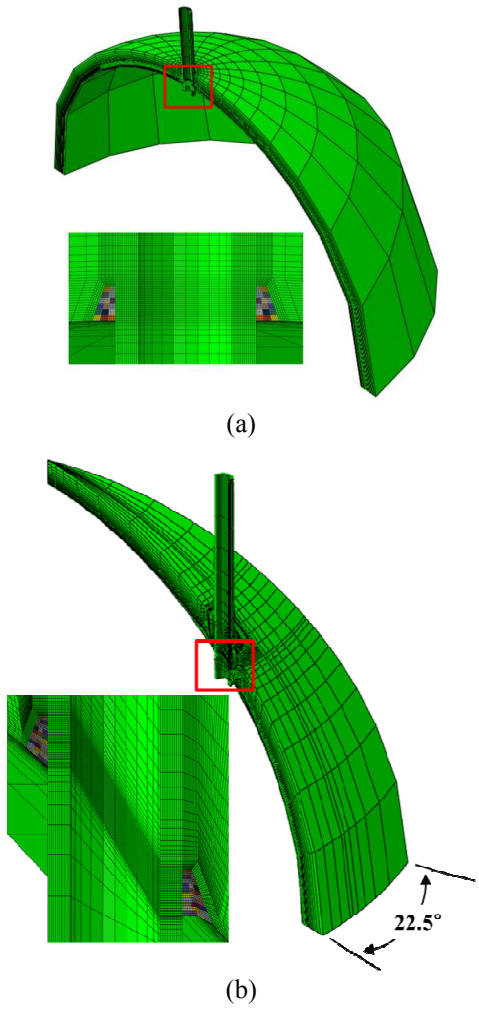


Fig. 5 FE Model for RPV upper head CRDM penetration nozzles : (a) Center-hole (b) Steepest side hill

Table 3 Operating conditions of the RPV

Condition	Operating load temperature (°C)	Pressure (MPa)
Hydro-static test	21.1	21.4
Normal operating	312	15.5

Table 4 CRDM penetration nozzle r_o/t for sensitivity analysis

Model	Radius, r_o (mm)	Thickness, t (mm)	r_o/t
Case1	51.6	12.9	4
Case2		25.8	2
Case3		16.9	3
Case4	33.9		2
Case5	67.7		4

20,553 개의 절점으로 이루어져 있으며, 최외곽 노즐의 경우 33,351 개의 요소와 37,976 개의 절점으로 이루어져 있다. 중앙부 노즐의 용접부는 총 16 개의 비드로 구성되어 있으며 최외곽 노즐의 경우 31 개의 비드로 나뉘어져 있다. 최외곽 노즐의 경우 해석의 효율성을 위해 쐐기형상으로 구현하였으며 쐐기 각은 22.5° 로 하였다.

3.3 정수압 테스트 및 정상가동 조건

원자로 상부헤드는 관통노즐을 상부헤드에 삽입시켜 용접을 수행 한 후에 정수압 테스트를 수행한 후에 정상가동 조건으로 가동을 한다. 본 연구는 이러한 일련의 과정을 모두 구현하였으며 각 과정의 조건을 Table 3 에 나타내었다. 제작 도면을 근거로 각 수치를 정하였으며 정수압 테스트의 경우 21.2°C 에서 21.4 MPa 의 압력을 가하였으며 정상가동 조건의 경우 312°C 에서 15.5 MPa 의 압력을 가하였다.

4. 원자로 상부헤드 관통노즐 형상 변수에 대한 민감도 해석

앞에서 언급한 바와 같이 국내 원자로 상부헤드 관통노즐은 각 원자로의 특성에 따라 치수가 다소 상이하다. Westinghouse 형 원자로의 경우 노즐의 반경은 대략 50~53 mm 사이에 분포하며 노즐 두께는 15~17 mm 사이에 분포한다. 노즐 반경 대 두께 비(r_o/t)는 3~3.5 사이에 분포한다.

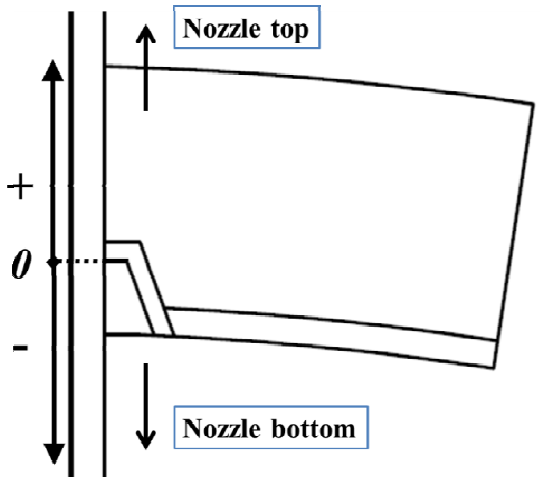
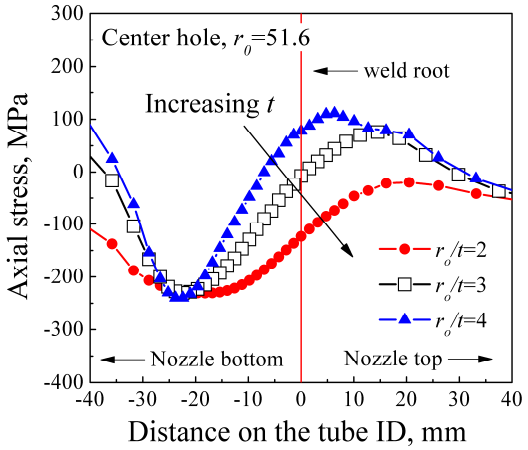
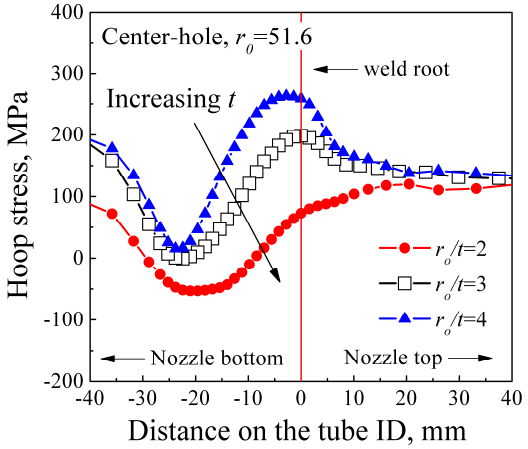


Fig. 6 Path defined for residual stress index



(a)



(b)

Fig. 7 Comparison of the residual stress for different nozzle thickness at Center-hole: (a) axial and (b) hoop stress

본 연구에서는 Table 4 와 같이 형상변수를 나누어 민감도 해석을 수행하였다. 노즐 형상에 따른 노즐 잔류응력 분포를 평가하기 위하여 실제 분포하

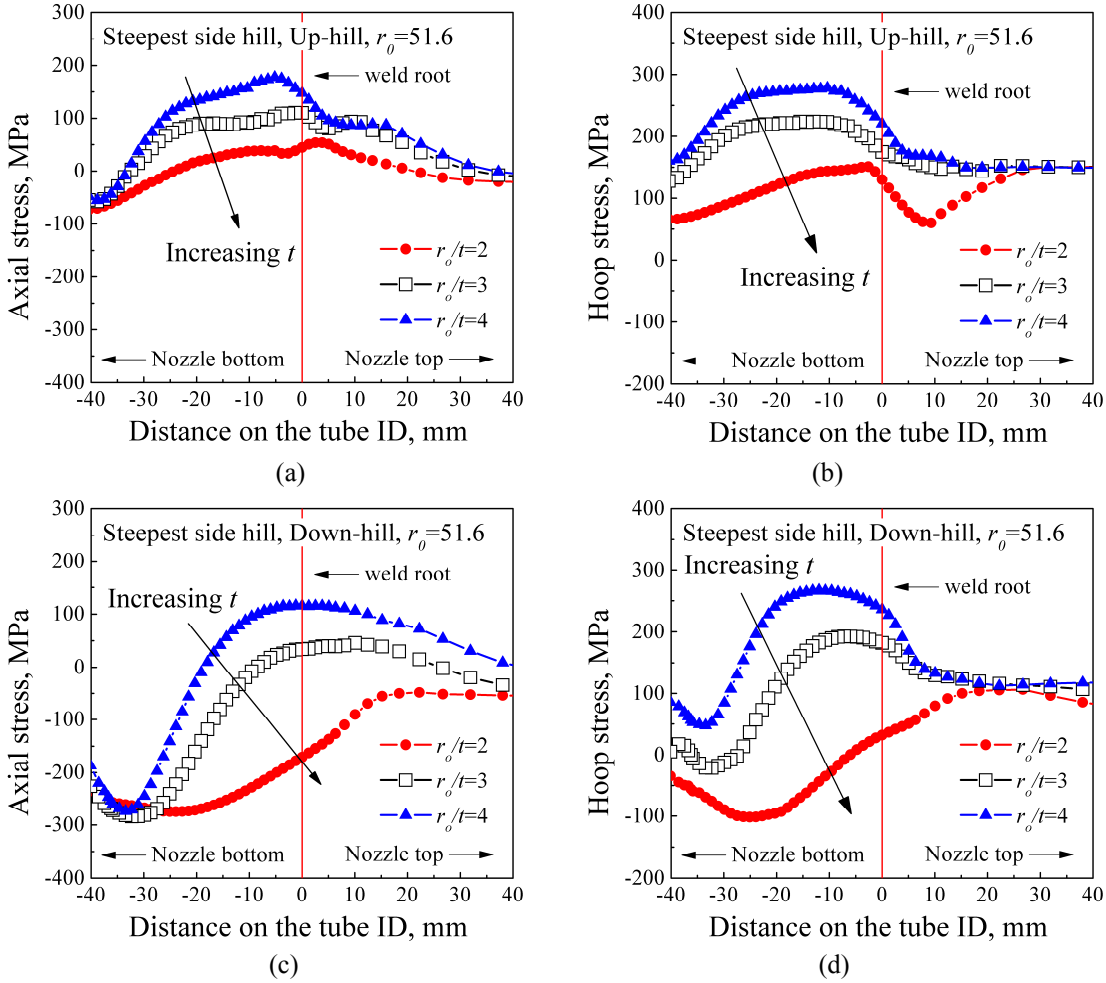


Fig. 8 Comparison of the residual stress for different nozzle thickness at Steepest side hill : (a) axial and (b) hoop stress at Up-hill side, (c) axial and (d) hoop stress at Down-hill side

는 치수를 모두 포함하며 변수를 설정하였으며 기준 변수는 Case3 이다. Case3 에 해당하는 노즐의 반경은 51.6 mm 이며 두께는 16.9 mm 이다. 각각 두께와 형상 비의 영향을 평가하기 위해 두께를 고정시킨 세가지 변수와 반경을 고정시킨 세가지 변수를 설정하였으며 각각의 형상 비(r_o/t)는 2~4 로 정해서 연구를 수행하였다. 또한 용접부 크기가 잔류응력 크기 및 분포에 영향을 준다고 알려져 있기 때문에[23] 용접부 크기에 의한 영향을 무시하기 위해 각 Case 에서 용접부 크기는 동일하게 설정하였다.

5. 민감도 해석 결과

원자로 상부헤드 관통노즐의 형상 변수에 대한 민감도해석은 두 가지 기준으로 나누어 연구를 수행하였다. 우선 첫 번째로 노즐 두께의 영향을 살펴보기 위해 노즐 반경을 고정하고 두께를 변화시켜 해석을 수행하였고 두 번째는 노즐 반경 대 두께의 형상 비에 대한 평가를 위하여 두께를 고정시키고 반경을 변화시켜 연구를 수행하였다. 각 연구에서 고정변수로 사용한 노즐의 반경과 두께는 기준 Case 로 사용한 노즐의 형상을 사용하였다. 응력 해석 결과는 관통노즐 내면에서 산출하였다. 축응력 및 원주응력 모두 같은 위치에서 산출하였으며 용접부 상단을 기준으로 원자로 헤드 외부 방향을 양수로 하단을 음수로 표기하였다. Fig. 6 에 응력추출 위치를 표기하였다.

5.1 관통노즐 두께 민감도 결과

Fig. 7 과 Fig. 8 에 원자로 상부헤드 관통노즐 두께가 관통노즐 J-groove 용접부에 의한 잔류응력분포에 미치는 영향에 대한 결과를 나타내었다. Fig. 7 에는 중앙부 노즐의 결과를 나타내었고 Fig. 8 에는 최외곽 노즐의 결과를 나타내었다.

중앙부 노즐을 해석한 결과 노즐의 두께가 증가

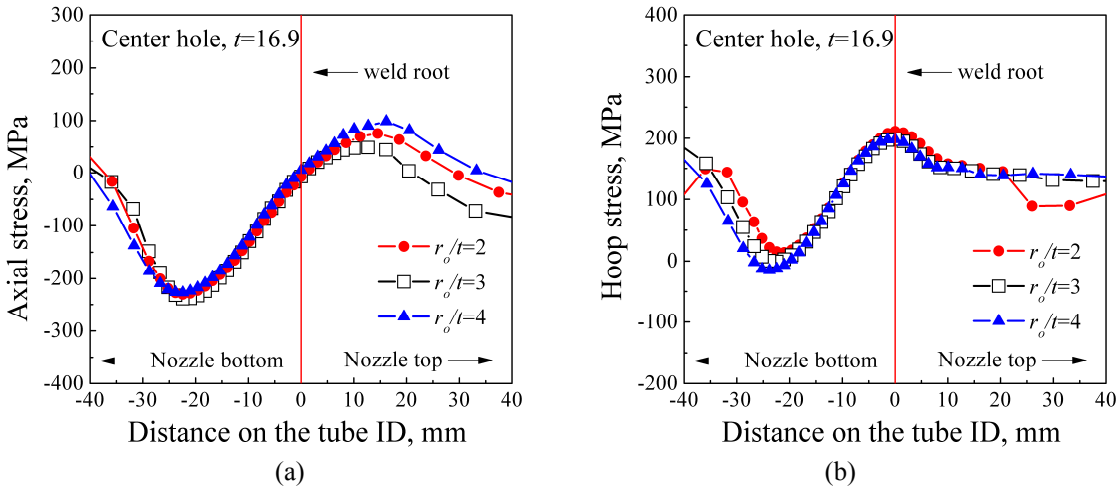


Fig. 9 Comparison of the residual stress for different r_o/t at Center-hole: (a) axial and (b) hoop stress

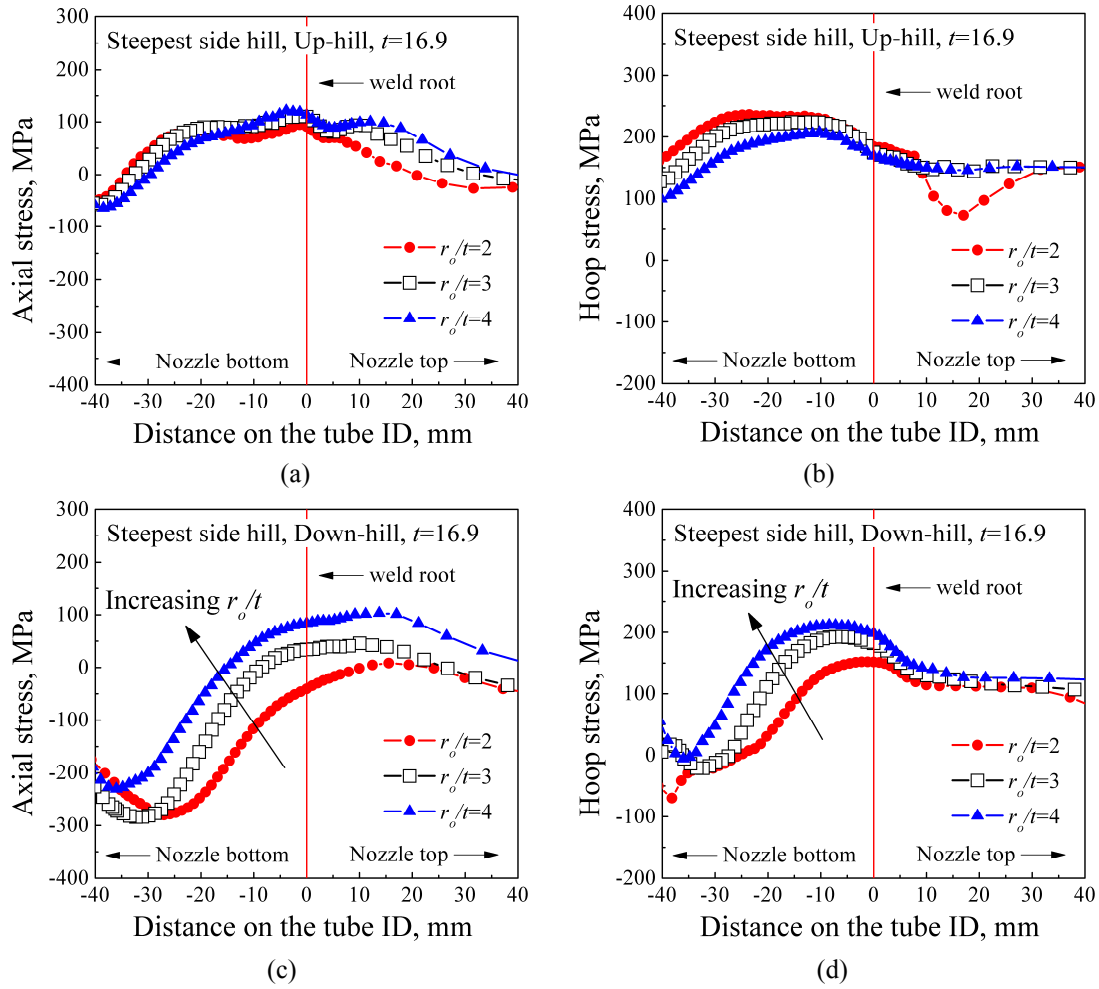


Fig. 10 Comparison of the residual stress for different r_o/t at Steepest side hill : (a) axial and (b) hoop stress at Up-hill side, (c) axial and (d) hoop stress at Down-hill side

할수록 축응력 및 원주응력 모두 감소하는 경향이 나타났다. 이는 노즐 두께 증가에 따른 강성증가로 인하여 노즐 외면에서 작용하는 J-groove 용접부에 의한 잔류응력 영향이 작게 나타나는 것이라 할 수 있다. 또한 용접부 상단(weld root) 부근에서 가장 큰 응력이 발생하는 것을 볼 수 있는데 이는

기존 연구에서 언급한 바와 부합하며 또한 실제 관통노즐 일차수 응력부식균열이 발생하는 위치와 유사한 결과를 보인다.[4,5,24,25] 최외곽 노즐의 결과 또한 중앙부 노즐과 유사한 결과를 보인다. Up-hill 부분의 응력 결과가 Down-hill 위치의 결과보다 비교적 큰 응력을 가지며 Down-hill 부분이 Up-hill 부분보다 노즐 두께에 따른 응력차이가 큰 것으로 나타났다. 이러한 결과는 용접해석 후 정수압 시험과 정상가동 조건을 모두 수행하였을 때 의 결과이다. 정수압 시험과 정상운전조건을 제외한 용접만을 수행했을 때의 결과의 경우 또한 변수에 따른 경향은 동일하다.

5.2 관통노즐 형상 비(r_o/t) 민감도 결과

Fig. 9 와 Fig. 10 에 관통노즐 형상 비(r_o/t)에 따른 응력분포 결과를 나타내었다. 중앙부 노즐의 경우 관통노즐 형상 비(r_o/t)가 관통노즐 잔류응력 분포에 미치는 영향이 매우 미미한 것으로 나타났다. 최외곽 노즐의 경우 UP-hill 부분에서는 중앙부 노즐과 유사하게 관통노즐의 형상 비(r_o/t)가 잔류응력 분포에 미치는 영향이 미미하였다. 그러나 Down-hill 부분에서는 관통노즐 형상 비(r_o/t)가 증가함에 따라 응력이 증가하는 경향이 나타났다. 이 경우에도 정수압 시험과 정상 가동조건을 제외한 단순 용접 상태에서의 응력 결과 또한 동일한 경향을 보인다.

6. 결 론

본 논문에서는 원자로 상부헤드 중앙부 및 최외곽 위치의 관통노즐 J-groove 용접부를 대상으로 노즐 두께 및 형상비가 관통노즐 잔류응력 분포에 미치는 영향에 대해 민감도 해석을 수행하였으며 결과는 다음과 같다.

(1) 관통노즐의 두께에 대한 민감도 해석 결과 노즐의 두께가 증가할수록 노즐의 축 및 원주응력 모두 감소하는 것으로 나타났다. 중앙부와 최외곽 노즐 모두 동일한 결과를 보였으며 용접부 상단(weld root) 부근에서 가장 큰 응력이 나타났다. 또한 최외곽 노즐의 경우 Down-hill 위치에서 노즐 두께에 대한 영향이 상대적으로 더 큰 것으로 나타났다.

(2) 노즐 형상 비(r_o/t)가 관통노즐 잔류응력분포에 끼치는 영향은 미미한 것으로 나타났다. 중앙부 노즐과 최외곽 노즐 모두 유사한 결과를 보였으나 최외곽 노즐의 Down-hill 위치의 경우 노즐 형상 비(r_o/t)가 증가할수록 축 및 원주응력 모두 증가하는 것으로 나타났다.

후 기

이 논문은 2012 년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 기초연구사업임(2012-0000785 인체-제품 적응성 평가기술개발)

참고문헌

(1) EPRI, 2004, “Materials Reliability Program : Welding Residual and Operating Stresses in PWR Alloy 182 Butt Welds (MRP-106),” *EPRI Report.*

(2) Moffat, G., Bamford, W. H. and Seeger, D., 2001, “Development of the Technical Basis for Plant Startup for the V.C Summer Nuclear Plant,” *Trans. of ASME PVP conference*, PVP-Vol. 427, pp. 33~39

(3) Anderson, M. T., Rudland, D., Zhang, T. and Wilkowski, G. M., 2008, “Final Report-Inspection Limit Confirmation for Upper Head Penetration Nozzle Cracking,” *U.S. Department of Energy*, pp. 1~22.

(4) Rudland, D., Chen, Y., Zhang, T., Wilkowski, G., Broussard, J. and White, G., 2007, “Comparison of Welding Residual Stress Solutions for Control Rod Drive Mechanism Nozzles,” *Trans. of ASME PVP conference*, PVP2007-26045, pp. 1~15.

(5) Cheng, W., Rudland, D., Wilkowski, G. and Norris, W., 2005, “Effects Of Weld Geometry On Residual Stress and Crack Driving Force For Centerhole Control Rod Drive Mechanism Nozzles – Part I Weld Residual Stress,” *Trans. of ASME PVP conference*, PVP2005-71077, pp. 1~6.

(6) 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.

(7) Brust, F. W. and Scott, P., 2007, “Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) in Bimetal Nuclear,” *Trans. of SMiRT 19 conference*.

(8) Fox, M., 1979, “An Overview of Intergranular Corrosion Cracking in BWRs,” *Journal of materials in energy system*, 1:3.

(9) Yaghi, A., Gyde, T. H., Becker, A. 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.

(10) Brickstad, B. and Josefson, B. L., 1998, “A Parametric Study of Residual Stresses in Multi-Pass Butt-Welded Stainless Steel Pipes,” *Int. J. of Pressure*

Vessels and Piping, Vol. 75, pp.11~25.

(11) U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1992, "Technical Report on Material Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundary Piping-Final Report," *NUREG-0313, Revision 2*.

(12) Abel, J.S., Titrington, J., Jordan, R., Porowski, J. S., O'Donnell, W. J., Badlani, M. L. and Hampton, E. J., 1988, "Mechanical Methods of Improving Resistance to Stress Corrosion Cracking in BWR Piping Systems," *Int. J. of Pressure Vessels and Piping*, Vol.34, pp.17~29.

(13) Edwards, N. W., 1986, "Weld Overlay of BWR Flawed Piping," *Int. J. of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 25, pp.17~24.

(14) 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 weldment in RPV CRDM Penetration Nozzle," *Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A*, Vol. 10.

(15) ASME B&PV Committee, 1998, *ASME B&PV Code Case Section III Division 1 NB-4000*, p. 193.

(16) Combustion Engineering, Inc., 1981, Analytical Report for Korea Nuclear Unit No. 5 Reactor Vessel, *CENC-1466*, pp. 1403~1488.

(17) Kim, J. S., Jin, T. Dong, E. and Prager, P., 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.

(18) ABAQUS, 2003, ABAQUS Standard/User's Manual, version 6.9, *Hibbit Karlsson & Sorensen, Inc*.

(19) 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.

(20) ASME B&PV Committee, 2008, *ASME B&PV Code Sec. Ⅱ*, PART A, B, C.

(21) Special Metals, 2008, Inconel Alloy 600, *Special Metals Corporation Publication*, No. SMC-207, September.

(22) ASME B&PV Committee, 2007, *ASME B&PV Code Sec. III*, Appendices.

(23) Cheng, W., Rudland, D., Wilkowski, G. and Norris, W., 2005, "Effects Of Weld Geometry On Residual Stress and Crack Driving Force For Centerhole Control Rod Drive Mechanism Nozzles – Part I Weld Residual Stress," *Trans. of ASME PVP Conference*, PVP2005-71077, pp. 1~6.

(24) Rudland, D., Wilkowski, G., Wang, Y. and Norris, W., 2004, "Development of Circumferential Through-Wall Crack K-Solutions for Control Rod Drive Mechanism Nozzles," *Int. J. of Pressure Vessels and Piping 81*, pp. 961~971

(25) ASME, 2006, "Alternative Examination Requirements for PWR Reactor Vessel Upper Head with Nozzle Having Pressure-Retaining Partial-Penetration Welds," ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sec. XI, Code Case N-721-1, *The American Society of Mechanical Engineers*, New York