

원자로 압력용기 상부헤드 CRDM 노즐 용접부의 용접잔류응력 및 운전응력 평가[§]

이경수^{*†} · 이성호^{*} · 배홍열^{**}

* 한수원 중앙연구원, ** 고려대학교 기계공학부

Evaluation for Weld Residual Stress and Operating Stress around Weld Region of the CRDM Nozzle in Reactor Vessel Upper Head

Kyoung Soo Lee^{*†}, Sung Ho Lee^{*†} and Hong Yeol Bae^{**}

* Central Research Institute, Korea Hydro and Nuclear Power Co. Ltd.

** Dept. of Mechanical Engineering, Korea Univ.

(Received February 27, 2012 ; Revised July 19, 2012 ; Accepted July 19, 2012)

Key Words: Weld Residual Stress(용접잔류응력), Finite Element Analysis(유한요소해석), Reactor Upper Vessel Head(원자로 상부헤드), Control Rod Drive Mechanism Nozzle(제어봉구동기구 노즐)

초록: 원자력발전소의 원자로압력용기 상부헤드에는 출력제어 및 정지용 제어봉이 통과하는 노즐이 있으며 이 노즐은 상부헤드 노즐과 J 형태의 홈으로서 용접 되어 있다. 최근 외국의 원자력발전소에서 이 용접영역 주변의 노즐 및 용접부에서 일차수응력부식 균열이 발생한 사례가 보고되고 있다. 본 논문에서는 이 용접부의 용접잔류응력과 운전 중에서의 응력상태를 유한요소해석을 이용하여 평가함으로써 고 응력 위치를 확인하고 응력관점에서 균열발생 가능성이 높은 지역을 예측하고자 하였다. 해석결과 용접에 의해서 형성된 잔류응력이 수압시험과 운전조건에 의해 다소 변동되기는 하나 응력분포형태는 큰 변화가 없었다. 전반적으로 노즐내면에서는 용접이 시작되는 지점 주변에서 최대 인장응력이 형성되고 노즐외면에서는 용접이 끝나는 지점 주변에서 최대인장응력이 형성되는 것을 확인하였다.

Abstract: Primary water stress corrosion cracking (PWSCC) has been observed around the weld region of control rod drive mechanism (CRDM) nozzles in nuclear power plants overseas. The weld has a J-shaped groove and it connects the CRDM nozzle with the reactor vessel upper head (RVUH). It is a dissimilar metal weld (DMW), because the CRDM is made of alloy 600 and the RVUH is made of carbon steel. In this study, finite element analysis (FEA) was performed to estimate the stress condition around the weld region. Generally, it is known that a high tensile region is more susceptible to PWSCC. FEA was performed as for the condition of welding, hydrostatic test and normal operation successively to observe how the residual stress changes due to plant condition. The FEA results show that a high tensile stress region is formed around the weld starting point on the inner surface and around the weld stop point on the outer surface.

1. 서 론

원자력발전소의 원자로압력용기는 내부에 핵연료를 내장하고 있으며 핵분열이 발생하는 장소이다. 발전소마다 차이가 있지만 정상출력운전 중에

는 평균적으로 15.5 MPa, 310℃ 정도의 압력과 온도가 원자로압력용기에 작용한다. 원자로압력용기는 중앙 몸통과 상부헤드, 하부헤드로 구성되어 있다. 중앙몸통과 하부헤드는 용접되어 있고 중앙몸통과 상부헤드는 플랜지로 조립된다. 상부헤드에는 원자로출력을 조절하는 제어봉과 온도측정용 열전대가 통과할 수 있는 수십 개의 관통노즐이 용접되어 있다. 관통노즐은 재료가 Alloy 600 이고 상부헤드는 구조용 탄소강이며 용접금속은 Alloy 182 가 널리 사용된다. 최근 해외 원전의 원자로 상부

§ 이 논문은 2012 년도 대한기계학회 재료 및 파괴부문 춘계학술대회(2012. 2. 16.-17., 제주대) 발표논문임

† Corresponding Author, leekys@khnpp.co.kr

© 2012 The Korean Society of Mechanical Engineers

헤드 관통노즐의 용접부 주변에서 균열 및 누설이 발생한 사례가 있어서 이에 대한 관심이 높아 있는 상태로서 관련연구가 수행되고 있다.^(1~3) 국내에서는 최근 이중금속 맞대기 용접부에 대해서는 용접잔류응력해석 및 측정에 관한 많은 연구가 수행되었지만,^(4~16) 원자로 상부헤드 관통노즐 용접부에 대해서는 아직 관련연구 성과가 미미한 상태이다. 본 논문에서는 원자로헤드 관통 용접부의 용접잔류응력과 균열과의 상관성을 살펴보기 위해서 제어봉구동기구(CRDM) 관통노즐 용접부에 대해서 유한요소해석기법을 이용하여 용접잔류응력 해석을 수행하였고 수압시험 조건과 운전조건을 부가하여 발전소 운전상태에서의 응력상태를 고찰하였다.

2. 용접잔류응력 유한요소해석

2.1 해석 모델링

원전의 원자로압력용기 상부헤드 관통노즐 용접부 형상을 Fig. 1 에 도시하였다. 용접잔류응력 해석을 위한 모델링은 ABAQUS/ CAE version 6.11 을 사용하였다. 모델링은 해석의 편의성을 고려하여 용접형상이 좌우 대칭인 중앙부 관통노즐에 대해 수행하였다. 외곽부는 용접부의 경사각도에 의해 노즐 둘레의 용접부가 전체적으로 비대칭이므로 이에 따른 용접잔류응력이 다른 특성을 보일 것으로 예상된다.

Fig. 2 에 유한요소 해석모델을 도시하였다. 중앙부 관통노즐에 대해서는 2 차원 해석을 수행하여도 용접잔류응력분포를 파악할 수 있으나 외곽부 노즐에 대해서는 3 차원 해석을 수행해야만 위치별 용접잔류응력분포를 평가할 수 있다.

2.2 재료 물성

용접과정 중에 용접금속은 상온에서 용융점까지

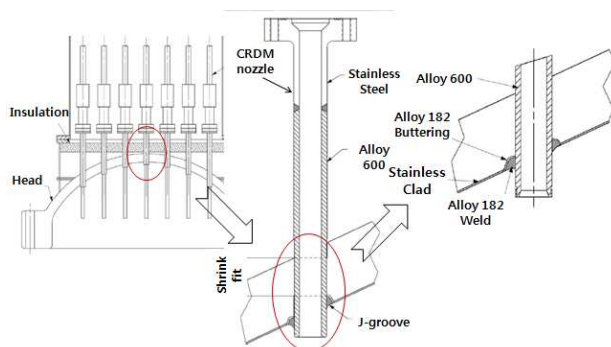


Fig. 1 CRDM nozzle and J-groove weld

의 온도변화를 겪게 되며 용접부 근처 모재 또한 매우 높은 온도까지 온도변화를 겪기 때문에 용접 해석을 위해서는 재료의 전 온도범위에 걸친 재료 물성에 대한 정보가 필요하다. 용접해석에 필요한 재료물성값은 열전도도, 비열, 밀도, 잠열, 탄성계수, 열팽창계수, 항복강도이며 이 중에서 열전도도, 비열, 열팽창계수를 Fig. 3, 4, 5 에 각각 도시하였다.⁽¹⁷⁾

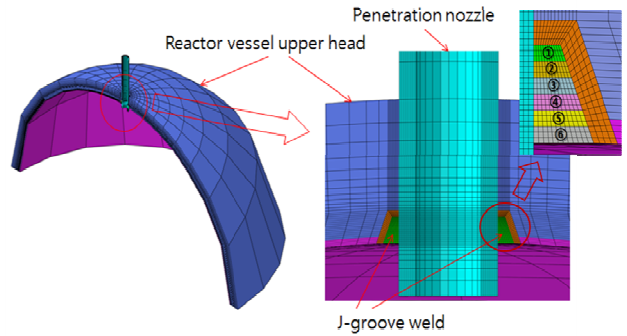


Fig. 2 FE model of head center penetration nozzle

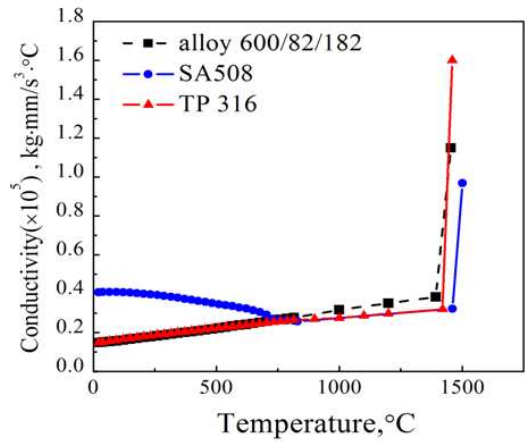


Fig. 3 Thermal conductivity

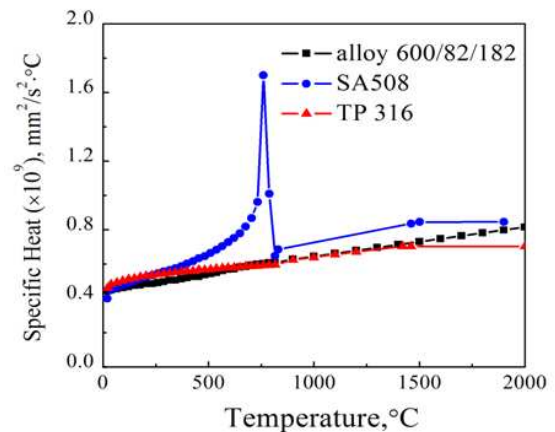


Fig. 4 Specific heat

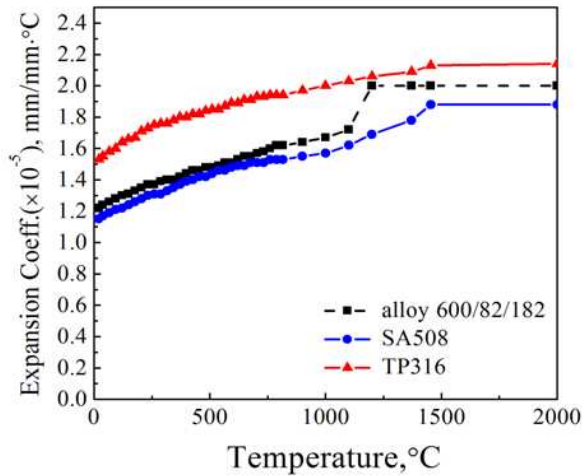


Fig. 5 Coefficient of thermal expansion

2.3 해석 조건

해석은 3 단계로 수행되었다. 먼저 제작단계에서의 용접에 의한 용접잔류응력을 평가하고 이어서 수압시험 조건과 정상운전 조건을 부여하여 수압시험과 정상운전 조건에 의해 잔류응력이 어떻게 변화하는지를 살펴보았다. 용접잔류응력 해석은 열전달에 기반한 열해석을 수행한 후 구조해석을 수행하여 용접잔류응력을 도출하였다. 용접열해석에 필요한 재료물성은 선행 연구결과의 데이터를 적용하였다. 용접해석 도중 노즐은 양단 모두 자유상태의 구속조건을 부여하였다. 수압시험 조건은 온도 21.11℃, 내압 21.42MPa 로 하였고, 정상운전조건은 312℃, 15.51MPa 을 부여하였다. 수압시험 및 정상운전 조건 상태에서는 노즐 하단은 자유상태, 노즐 상부는 중단 캡 하중 조건을 부여하였다.

2.4 해석 결과

Fig. 6 부터 Fig. 8 에 해석결과를 제시하였다. Fig. 6 은 용접수행 후, Fig. 7 은 수압시험 수행 후, Fig. 8 은 정상운전조건 상태에서의 응력분포이다. Fig. 6 은 용접에 의해서 노즐내면에서는 용접이 시작되는 지점의 주변에서, 노즐외면에서는 용접이 끝나는 지점의 주변에서 높은 인장잔류응력이 형성됨을 보인다. 이러한 경향은 축응력과 원주응력이 동일하다. 이는 노즐내면에서는 용접이 시작되는 지점의 주변에서, 노즐외면에서는 용접이 끝나는 지점의 주변에서 균열이 생성되거나 성장할 가능성이 높음을 의미한다. 축응력과 원주응력 모두 노즐내면(IS: Inner surface) 외면(OS: Outer surface)에서 최대인장응력이 형성되었다. 노즐내면(IS)과

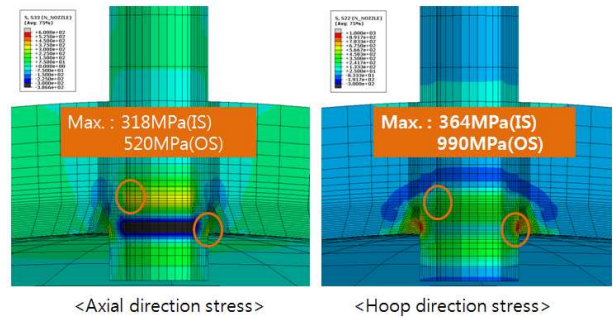


Fig. 6 Residual stress profile after welding

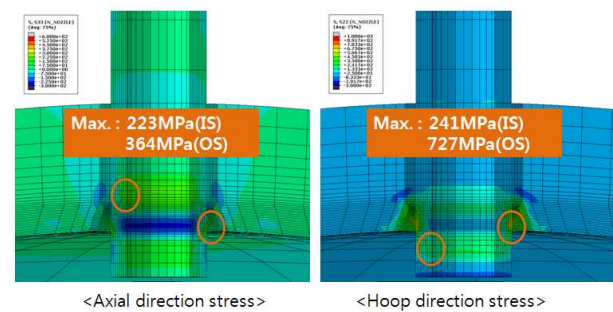


Fig. 7 Residual stress profile after hydrostatic test

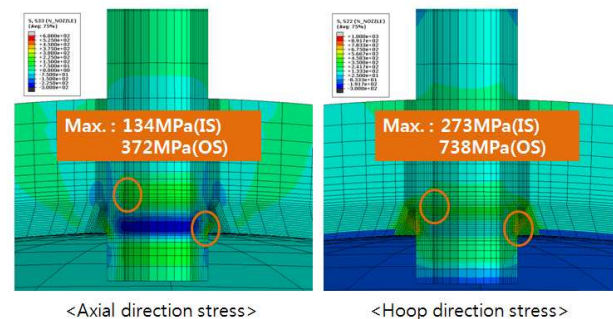


Fig. 8 Residual stress profile under normal operation

외면(OS)에서의 최대 축응력과 최대 원주응력값을 그림 내에 표기하였다.

Fig. 7 에 의하면 수압시험에 의해서 전체적으로 최대 인장잔류응력이 감소하는 현상이 확인되었다. 이는 수압시험 압력에 의해 노즐에 소성변형이 발생하고 그로 인해 노즐내부의 잔류응력이 일부 완되기 때문인 것으로 추정된다. 전체적인 응력분포형태는 큰 변화가 없었다. Fig. 7 에서 노즐내면의 원주응력의 최대 인장위치가 변한 것으로 표기되었으나 용접시작 지점 주변과의 응력차이는 수 MPa 정도에 불과하였다. 노즐내면보다는 노즐외면이, 축응력보다는 원주응력의 최대인장값이 큰 경향에도 변화가 없다.

Fig. 8 에 의하면 정상운전 조건에서 노즐 내면에서의 축응력을 제외하고는 최대인장값이 수압시험 후에 비해서 약간 상승하는 현상을 나타내었다. 전체적으로 인장과 압축의 차이가 감소하고 응력이 균등해지는 현상이 나타났다. 온도상승에 의해 응력이 재분포되기 때문인 것으로 판단된다. 정상운전상태에서는 용접후 상태와 마찬가지로 노즐 내면에서는 용접시작점 주변에서, 노즐 외면에서는 용접이 끝나는 지점 주변에서 높은 인장상태를 나타내었다.

3. 결론

원자로 상부 헤드 관통노즐 용접부에 대한 응력 해석 결과 확인된 주요 결론은 다음과 같다.

(1) 헤드 관통노즐의 J-홈 용접에 의해서 노즐내면에서는 용접이 시작되는 J-홈의 제일 깊숙한 지점의 부위에서, 노즐 외면에서는 용접이 끝나는 J-홈 바깥지점의 주변에서 가장 큰 인장응력이 형성된다.

(2) J-홈 용접에 의해 생성된 잔류응력은 수압시험에 의해 최대값 기준으로 100~200MPa 정도 감소된다.

(3) 정상운전조건에서는 전체적으로 인장응력과 압축응력의 차이가 감소하고 균등해진다. 최대인장위치는 용접잔류응력의 경우와 동일하다.

(4) 노즐내면에서는 용접이 시작되는 지점 주변에서, 노즐외면에서는 용접이 끝나는 지점 주변에서 균열 발생 가능성이 높을 것으로 예상된다.

참고문헌

- (1) King, C., 2004, "Reactor Vessel Head Nozzle and Weld Safety Assessment for Westinghouse and Combustion Engineering Plants (MRP-104)," *EPRI*.
- (2) King, C., 2004, "Reactor Vessel Closure Head Penetration Safety Assessment for U.S. Pressurized Water Reactor Plants (MRP-110), EPRI.
- (3) O'Regan, P., 2004, "Welding Residual and Operating Stresses in PWR Alloy 182 Butt Welds," *EPRI*.
- (4) Lee, K. S., Park C. Y., Kim, H. D., Kim, J. S. and Park, J. H., 2007, "Preliminary Evaluation of Primary Water Stress Corrosion Cracking Initiation Potential on Small Penetration Nozzle Welds by Residual Stress Analysis," *Trans. of the KPVP*, Vol. 3, No. 2, pp. 101~108.
- (5) Song, T.K., Bae, H.Y., Kim, Y.J, Lee, K.S. and Park, C.Y., 2008, "Sensitivity Analysis of Finite Element Method for Estimating Residual Stress of Dissimilar

- Metal Multi-Pass Weldment in Nuclear Power Plant," *Trans. of the KSME A*, Vol. 32, No.9, pp.770~781.
- (6) Song, T.K., Bae, H.Y., Chun, Y.B., Oh, C.Y., Kim, Y.J, Lee, K.S. and Park, C.Y., 2008, "Estimation of Residual Stress Distribution for Pressurizer Nozzle of Kori Nuclear Power Plant Considering Safe End," *Trans. of the KSME A*, Vol. 32 No. 8, pp.668~677.
- (7) Lee, K. S., Kim, W. J., Lee, J. K., Park, C. Y., Yang, J. S., Kim, T. R. and Park, J. H., 2009, "Finite Element Analysis and Measurement for Residual Stress of Dissimilar Metal Weld in Pressurizer Safety Nozzle Mockup," *Journal of JMST*, Vol. 23, pp. 1~8.
- (8) Lee, K.S., Kim, T.R., Park, J.H., Kim, M.W. and Cho, S.Y., 2009, "3-D Characteristics of the Residual Stress in the Plate Butt Weld between SA 508 and F316L SS," *Trans. of the KSME A* Vol. 33(4) pp. 401~409.
- (9) Kim, J.W., Lee, K.S., Kim, J.S. and Byun, T.S., 2009, "Local Mechanical Properties of Alloy 82/182 Dissimilar Weld Joint Between SA508 Gr.1a and F316SS at RT and 320°C," *Journal of Nuclear Materials* 384, pp.212~221.
- (10) Kim, Y.J., Song, T.K., Bae, H.Y., Lee, K.S., Park, C.Y., Yang, J.S., Huh, N.S. Kim, J.U., Park, J.S., Song, M.S., Lee, S.K., Kim, J.S., Yu, S.C. and Chang, Y.S., 2009, "Assessment of Round Robin Analyses Results on Welding Residual Stress Prediction in a Nuclear Power Plant Nozzle," *Trans. of the KSME A*, Vol. 33, No. 1, pp. 72~81.
- (11) Song, T.K., Bae, H.Y., Kim, Y.J. and Lee, K.S., 2010, "Numerical Investigation on Welding Residual Stresses in a PWR Pressurizer Safety/relief Nozzle," *Fatigue and Fracture of Engineering Materials and Structures*, pp.1~14.
- (12) Lee, K.S., Park, C.Y, Kim, M.W. and Park, J.H., 2010, "Distribution Characteristics of Weld Residual Stress on Dissimilar Metal Plate Butt Welding," *Trans. of the KSME A*, Vol. 34 No.9, pp.1317~1323.
- (13) Kim, J. W., Lee, K.S. and Park, C.Y., 2010, "Evaluation of Mechanical Properties of Alloy 82/182 Weld Joint Between SA508 Gr.3 Nozzle and F316L Safe-End," *Trans. of the KSME A*, Vol. 34 No.3, pp.333~340.
- (14) Kim, Y. J., Song, T. K., Kim, J. S., Oh, C. Y., Lee, K. S. and Park, C. Y., 2011, "Through-wall Welding Residual Stress Profiles for Dissimilar Metal Nozzle Butt Welds in Pressurized Water Reactors," *Journal of Fatigue and Fracture of Engineering Materials and Structures*, pp. 1~18.
- (15) Song, T.K., Oh, C.Y., Kim, J.S., Kim, Y.J., Lee, K.S. and Park, C.Y., 2011, "The Safe-End Length Effect on Welding Residual Stresses in Dissimilar Metal Welds of Surge Nozzles," *Engineering Fracture Mechanics* Vol.78, pp.1957~1975.

- (16) Kim, Y. J., Song, T. K., Kim, J. S., Oh, C. Y., Lee, K. S. and Park, C. Y., 2011, "Through-wall Welding Residual Stress Profiles for Dissimilar Metal Nozzle Butt Welds in Pressurized Water Reactors," *Journal of Fatigue and Fracture of Engineering Materials and Structures*, pp.1~18.
- (17) Prager, M., "MPC Material Property Database for ASME Div. II Rewrite," 2001-2003.