

상부 탑재형 노내계측기 노즐의 환경피로평가

윤 호 섭¹ · 김 종 민^{1*} · 맹 철 수¹ · 김 기 석¹ · 김 현 민¹

¹한국전력기술(주) 기계설계그룹

Environmental Fatigue Evaluation of Top-Mounted In-Core Instrumentation Nozzle

Hyo-Sub Yoon¹, Jong-Min Kim^{1*}, Cheol-Soo Maeng¹, Gee-Seok Kim¹ and Hyun-Min Kim¹

¹KEPCO Engineering and Construction Company, Mechanical System Engineering Group, Daejeon, 34057, Korea

Abstract

The development of Top-Mounted In-Core Instrumentation(TM-ICI) is an ongoing project to reduce the risk due to severe accidents by inserting the instrumentation into a reactor closure head instead of a reactor bottom head. As part of this project, environmental fatigue analyses for TM-ICI nozzle have been performed using two methods of NUREG/CR-6909 and Code Case N-761. TM-ICI nozzle is subjected to transient loads for level A, level B and test conditions that should be evaluated for a fatigue analysis. It is found that a cumulative usage factor considering reactor coolant environment for TM-ICI nozzle is evaluated as less than 1, which is ASME Code allowable criteria of a fatigue analysis.

Keywords : reactor pressure vessel, top-mounted in-core instrumentation nozzle, environmental fatigue evaluation

1. 서 론

원자력 발전소는 노심에서의 노심출력분포, 냉각재 출구온도를 계측하기 위해 원자로용기 상부 또는 하부헤드로 노내 계측기(In-Core Instrumentation, ICI)가 삽입된다. APR 1400 또는 APR+ 원전은 원자로용기 하부헤드에 위치한 ICI 노즐을 통해 노내계측기가 노심까지 도달하도록 설계한다. 이는 원자로용기 상부헤드 부위가 CEDM(control element drive mechanism) 노즐 및 HJTC(heated junction thermo-couple) 노즐로 인해 공간이 협소하고, 재장전 공정에서 제어봉의 취급과 ICI 취급 간의 간섭을 배제하여 재장전 공정을 간략화하기 위해 하부헤드에 위치하도록 설계되었다.

ICI 노즐은 부분용입용접으로 하부헤드에 용접되는데 이는 중대사고 관점에서 용융물이 관통부를 통해 배출될 위험성을 증가시킨다. 또한 하부헤드로 노내계측기를 삽입하는 방식은

상부헤드로 삽입하는 방식보다 중대사고 초기에 흘러내리는 용융물에 의해 계측기가 기능을 상실할 확률이 더 높다. 따라서 중대사고 발생 시 용융물의 방출을 막고 계측기의 기능이 오래 유지되도록 상부헤드를 통하여 계측기를 삽입하는 방식으로 연구가 진행되고 있다(Lee *et al.*, 2014). 하부헤드 삽입 방식에서는 총 66개의 노즐을 통하여 각각의 계측기가 삽입되지만, 상부헤드 삽입방식에서는 CEDM 노즐 및 HJTC 노즐 등이 있어 6개 혹은 7개의 계측기를 하나의 노즐에 삽입되는 개념을 사용하였고 대칭성을 고려하여 총 10개의 노즐을 배치하였다.

상부 탑재형 노내계측기 기술 개발은 i-power 노형을 적용 대상 노형으로 개발되고 있으므로 설계수명이 60년 이상으로 예상된다. 따라서 장기 가동에 따른 원자로냉각재환경에 대한 피로평가가 수행되어야 한다(Roth *et al.*, 2014, Asada *et al.*, 2014, Gray *et al.*, 2014).

환경피로평가에는 ASME Code에 따른 피로평가방법에

* Corresponding author:

Tel: +82-42-868-4105; E-mail: jmkim5@kepc0-enc.com

Received March 28 2016; Revised May 10 2016;

Accepted May 18 2016

©2016 by Computational Structural Engineering Institute of Korea

This is an Open-Access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution Non-Commercial License(<http://creativecommons.org/licenses/by-nc/3.0>) which permits unrestricted non-commercial use, distribution, and reproduction in any medium, provided the original work is properly cited.

환경보정계수(F_{en})를 사용한 NUREG/CR-6909(Chopra *et al.*, 2014) 방법과 경수로냉각재환경을 설계피로곡선에 직접 반영한 Code Case N-761(ASME, 2010) 방법이 있다. 본 논문에서는 새로운 설계인 상부 탑재형 노내계측기 노즐의 건전성을 확인하기 위하여 상기 두 가지 방법의 환경영향 평가를 수행하였다.

2. 유한요소모델 해석 및 적용하중

2.1 해석 모델

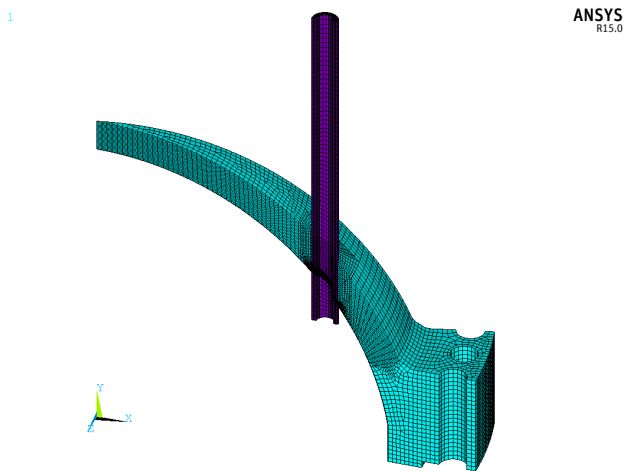


Fig. 1 Finite element models for TM-ICI nozzles

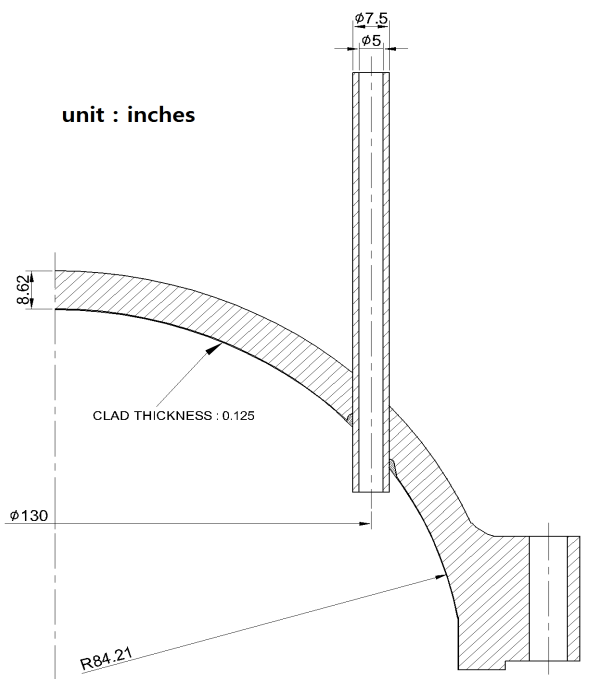


Fig. 2 Detailed geometries for TM-ICI nozzle

Fig. 1과 같이 원자로용기헤드에 부분용입용접으로 부착되는 TM-ICI 노즐은 원자로용기헤드의 중심에서 반경방향으로 65"(1,651mm) 떨어진 곳에 위치하며, 노즐의 상세 치수는 Fig. 2와 같다. 또한 원자로용기헤드 내부면과 노즐의 외경이 만나는 지점은 J-weld 용접이 적용된다. 해석 프로그램으로 ANSYS 15.0을 사용하였고, 구조해석 및 열해석은 각각 SOLID185와 SOLID70의 8-절점 요소를 사용하였다. 열전달을 고려하기 위해 SURF152 요소를, 노즐 상부면의 중심점에서의 하중을 노즐 상부면의 절점들로 전달하기 위해 MASS21 요소를 이용하였다.

2.2 재료 및 물성치

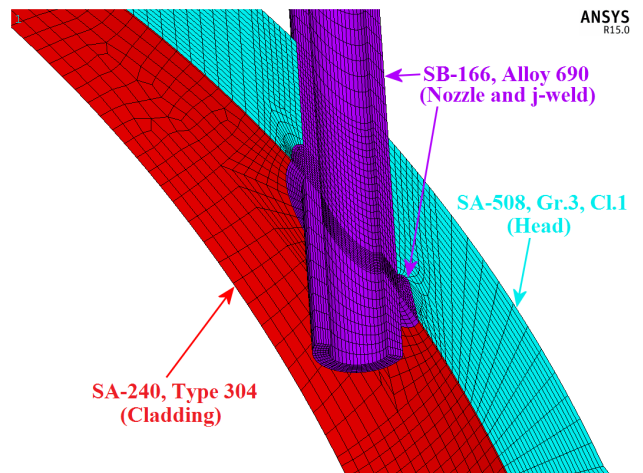


Fig. 3 Material description for nozzle and cladding

Table 1 Material properties for SA-508, Gr.3, Cl.1

Temp.	Modulus of elasticity	Thermal conductivity	Specific heat ¹⁾	Thermal expansion
°F (°C)	$\times 10^6$ psi (MPa)	Btu/hr-ft-°F (W/m-°C)	$\times 10^{-3}$ Btu/lb-°F (kJ/kg-°C)	$\times 10^{-6}$ 1/°F (1/°C)
70 (21.11)	27.8 (0.192)	23.7 (41.018)	29.881 (124.813)	6.4 (11.52)
100 (37.78)	-	23.6 (40.845)	30.282 (126.785)	6.5 (11.70)
200 (93.33)	27.1 (0.187)	23.5 (40.672)	32.074 (134.287)	6.7 (12.06)
300 (148.89)	26.7 (0.184)	23.4 (40.499)	33.770 (141.388)	6.9 (12.42)
400 (204.44)	26.2 (0.181)	23.1 (39.980)	35.272 (147.677)	7.1 (12.78)
500 (260.00)	25.7 (0.177)	22.7 (39.288)	36.797 (154.062)	7.3 (13.14)
600 (315.56)	25.1 (0.173)	22.2 (38.422)	38.236 (160.087)	7.4 (13.32)
700 (371.11)	24.6 (0.170)	21.6 (37.384)	39.809 (166.672)	7.6 (13.68)

Table 2 Material properties for SB-166, Alloy 690

Temp.	Modulus of elasticity	Thermal conductivity	Specific heat ¹⁾	Thermal expansion
°F(°C)	×10 ⁶ psi (MPa)	Btu/hr-ft-°F (W/m-°C)	×10 ⁻³ Btu/lb-°F (kJ/kg-°C)	×10 ⁻⁶ 1/°F (1/°C)
70 (21.11)	30.3 (0.209)	6.8 (11.769)	31.481 (131.805)	7.7 (13.86)
100 (37.78)	-	7.0 (12.115)	31.648 (132.504)	7.8 (14.04)
200 (93.33)	29.6 (0.204)	7.6 (13.154)	32.822 (137.419)	7.9 (14.22)
300 (148.89)	29.2 (0.201)	8.2 (14.192)	33.896 (141.916)	7.9 (14.22)
400 (204.44)	28.8 (0.199)	8.8 (15.230)	34.643 (145.043)	8.0 (14.40)
500 (260.00)	28.3 (0.195)	9.4 (16.269)	35.554 (148.858)	8.1 (14.58)
600 (315.56)	27.9 (0.192)	10.0 (17.307)	35.944 (150.490)	8.2 (14.76)
700 (371.11)	27.5 (0.190)	10.6 (18.346)	36.732 (153.790)	8.3 (14.94)

Table 3 Material properties for SA-240, Type 304

Temp.	Thermal conductivity	Specific heat ¹⁾
°F(°C)	Btu/hr-ft-°F (W/m-°C)	×10 ⁻³ Btu/lb-°F (kJ/kg-°C)
70 (21.11)	8.6 (14.884)	32.959 (137.993)
100 (37.78)	8.7 (15.057)	33.123 (138.679)
200 (93.33)	9.3 (16.096)	34.500 (144.445)
300 (148.89)	9.8 (16.961)	35.446 (148.405)
400 (204.44)	10.4 (18.000)	36.476 (152.718)
500 (260.00)	10.9 (18.865)	37.325 (156.272)
600 (315.56)	11.3 (19.557)	37.582 (157.348)
700 (371.11)	11.8 (20.423)	38.149 (159.722)

Table 1, 2 and 3, Note 1) 2.2절 본문 참고.

Fig. 3과 같이 원자로용기헤드는 SA-508, Grade 3, Class 1 재료를 사용하였으며, TM-ICI 노즐 및 J-weld는 SB-166, Alloy 690 재료를 사용하였다. 피복재는 SA-240, Type 304 재료를 사용하였다. 각 재료의 물성치는 ASME Code, Section II, Part D에서 제시하는 온도에 따른 값을 사용하였으며, Table 1, 2 및 3과 같다.

Table 3의 피복재 재료 물성치는 열해석 시에만 고려되므로 탄성계수(modulus of elasticity)와 열팽창계수

(thermal expansion)는 필요하지 않으며, 모든 재료의 밀도(density)와 푸아송비(Poisson's ratio)는 온도와 무관하게 각각 1.0lb/ft³(16.02kg/m³)과 0.3으로 적용하였다. 밀도를 재료의 종류 및 온도와 무관하게 단위(unit) 값으로 적용한 이유는 ASME Code에서 제시하는 열확산계수(thermal diffusivity)를 이용하기 위함이며, Table 1, 2와 3에서 제시하는 비열(specific heat)은 밀도가 1.0lb/ft³(16.02kg/m³)인 경우이다.

2.3 과도조건

ASME Code, Section III, NB-3222, NB-3223 and NB-3226에 따라 Level A and B Service 및 Test 조건에 대한 피로평가를 수행해야 한다. 상부 탑재형 노내계측기

Table 4 Plant transient number of occurrences

Event group	Transient condition	Total number of occurrences
L E V E L A	N1A Steady state operation(increase)	1,500,000
	N1B Steady state operation(decrease)	1,500,000
	N2A Daily load follow operation (100-50% power)	22,000
	N2B Daily load follow operation (50-100% power)	22,000
	N2C Local frequency control operation	10,000,000
	N3A Turbine step load change(increase)	4,800
	N3B Turbine step load change(increase)	4,800
	N3C Large turbine load step decrease	420
	N4A Turbine ramp load change(increase)	4,800
	N4B Turbine ramp load change(increase)	4,860
	N5 Non-load change events(planned)	11,950
	N6 Non-load change events(unplanned)	360
	N7 Plant events below power operation	2,370
	N8 Plant heatup	250
N9 Plant cooldown	250	
T E S T	T1A RCS hydrostatic test(increase)	15
	T1B RCS hydrostatic test(decrease)	15
	T2 RCS leak test ⁽¹⁾	200
L E V E L B	U1 Increase in heat removal by the secondary system	70
	U2 Decrease in heat removal by the secondary system	100
	U3 Decrease in RCS flow rate	30
	U4 Reactivity and power distribution anomalies	60
	U5 Increase in RCS inventory	20
	U6 Decrease in RCS inventory	30
Seismic	Safe shutdown earthquake(SSE)	20

Note 1) Reactor Coolant System(RCS) Leak Test 200회는 Plant Heatup과 Cooldown 과도조건에 포함된다.

환경피로평가는 적용대상 노형이 i-power이지만, 자료가 가용한 최신노형인 APR+ 설계기준에 따라 진행하였고, 설계기준 과도조건별 발생횟수는 Table 4와 같다.

과도조건 중 N1A와 N1B는 보수적이고 해석을 간략화하기 위해 포괄된 과도조건을 사용하였다. 과도조건 N1A는 N2A, N2C, N3A, N4A 및 N7 과도조건을 포함하며, N1B는 N2B, N2C, N3B, N3C, N4B 및 N5 과도조건을 포함한다. 포괄된 과도조건에서는 온도가 계단형으로 변화하도록 해석하여 실제 과도조건보다 보수적으로 평가한다.

2.4 해석 방법

가. 내부압력

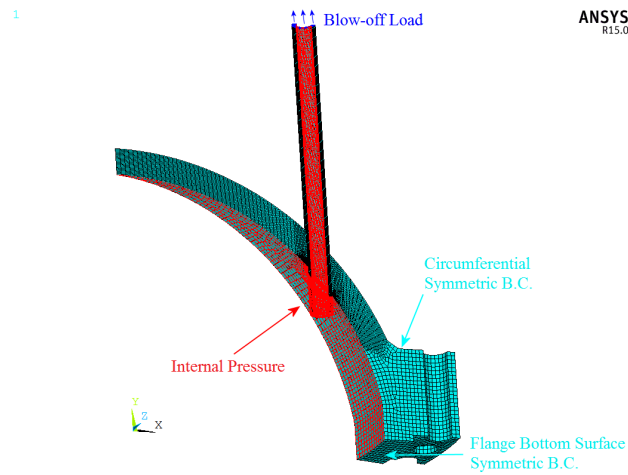


Fig. 4 Boundary conditions for the quarter-symmetric nozzle

내부압력에 의한 구조해석을 위하여 Fig. 4와 같이 원자로 용기헤드에 노즐이 부착된 대칭 형상으로 모델을 구현하였고, 원자로냉각재와 접촉하는 내부면에 압력을 적용하였다. 내부압력에 의해 TM-ICI 노즐에 축방향으로 작용하는 하중을 고려하기 위해 blow-off load를 적용하였고, 이 하중은 식 (1)과 같이 계산된다. 원자로용기헤드와 TM-ICI 노즐의 원주 방향의 양쪽 면과 플랜지 하부 면에 대해 변위를 대칭구속 하였다.

$$\sigma_b = p \frac{\pi r_i^2}{\pi (r_o^2 - r_i^2)} \quad (1)$$

where, σ_b = Blow-off Load

p = 내부압력

r_i = TM-ICI 노즐의 내부반경

r_o = TM-ICI 노즐의 외부반경

나. 온도변화

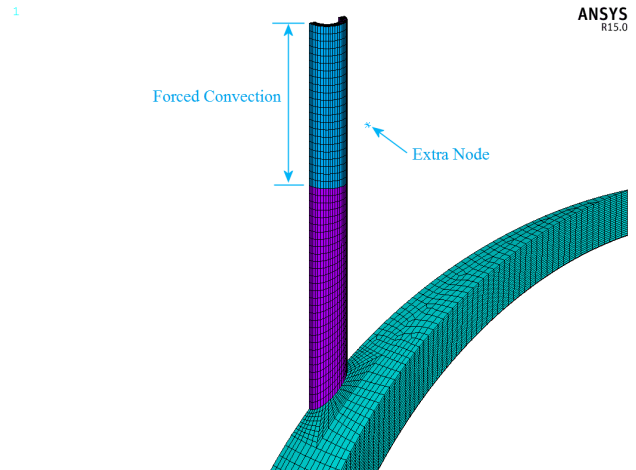


Fig. 5 Description for heat transfer

피복재와 원자로용기헤드 및 TM-ICI 노즐의 재료가 서로 상이하여 온도변화에 의한 열-구조 연성해석에 영향을 미치므로 열해석 시에는 피복재를 고려하였다. 원자로 내부의 대류열 전달계수를 무한대로 가정하여 원자로냉각재가 접촉하는 면의 절점들에 과도조건에 따른 냉각재 온도 값을 직접 입력하였고, 원자로용기헤드 외면에는 보온재가 설치되므로 단열처리 하였다. 또한 Fig. 5와 같이 TM-ICI 상부에서 cooling fan에 의해 강제대류가 발생하므로 식 (2)를 사용하여 열전달을 고려하였다(Kreith *et al.*, 1993).

$$h = \frac{k}{d_o} \times 0.35 \left(\frac{S_T}{S_L} \right)^{0.2} Re_D^{0.60} Pr^{0.36} \left(\frac{Pr}{Pr_s} \right)^{0.25} \quad (2)$$

where, k = Thermal conductivity

d_o = TM-ICI 노즐의 외경

S_T = Transverse pitch

S_L = Longitudinal pitch

Re_D = Diameter Reynolds number

Pr = Prandtl number

Pr_s = Prandtl number at nozzle wall temperature

강제대류에 의한 공기의 열전달계수는 Table 5와 같이 계산되었고, SURF152 요소를 사용하여 열전달계수 값을 적용하였다. Fig. 5와 같이 노즐에서 일정거리 떨어진 곳에 외부절점(extra node)을 생성하였고 이 절점에서 공기의 온도가 입력된다.

피복재는 ASME Code, Section III, NB-3122 Cladding에 대한 요건에 따라 구조적 강도를 고려하지 않으므로, 피복재를 제거한 상태로 구조해석을 수행하였다. 구조해석 시에는 내부압력 해석과 동일한 구속조건을 적용하였다.

Table 5 Heat transfer coefficient for air

Temp.	Heat transfer coefficient at Level A condition	Heat transfer coefficient at Level B condition
°F(°C)	$\times 10^{-3}$ Btu/lb-in ² -°F (W/m ² -°C)	$\times 10^{-3}$ Btu/lb-in ² -°F (W/m ² -°C)
70 (21.11)	43.992 (35971)	54.043 (44189)
100 (37.78)	43.544 (35604)	53.492 (43739)
200 (93.33)	42.220 (34522)	51.866 (42409)
300 (148.89)	41.143 (33641)	50.543 (41327)
400 (204.44)	39.645 (32417)	48.702 (39822)
500 (260.00)	38.749 (31684)	47.601 (38922)
600 (315.56)	37.743 (30861)	46.366 (37912)
700 (371.11)	37.131 (30361)	45.614 (37297)

다. 외부하중

외부하중에 의한 구조해석을 위하여 Fig. 6의 ①과 같이 노즐 전체를 모델링함으로써 TM-ICI 노즐의 상부면에서 전달되는 하중의 방향성을 고려하였다. TM-ICI 노즐에서 발생하는 하중은 축, 전단 그리고 굽힘하중으로 총 3가지로 작용하며, Fig. 6의 ②와 같이 노즐의 상부면 중심에 있는 마스터 절점에 적용된다. 하지만 전단 및 굽힘하중은 yz

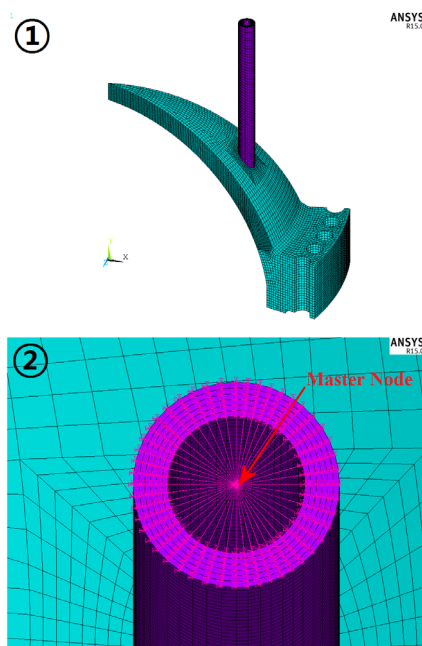


Fig. 6 Full-model of the nozzle for external loads

평면상에 발생하므로, 축하중 F_x , 전단하중 F_y 또는 F_z , 굽힘하중 M_y 또는 M_z 중에서 하중조합이 다양하게 발생할 수 있다. 또한 양방향성을 고려하여야 하므로 하중조합 경우의 수는 16가지이다. 모든 경우의 수를 고려하여 구조해석을 수행하였고, 그 중 가장 응력강도가 큰 경우를 선정하여 피로 평가에 적용하였다. 원자로용기헤드의 원주방향의 양쪽 면과 플랜지 하부 면에 대해 변위를 대칭 구속하였다.

3. TM-ICI 노즐의 환경피로평가

3.1 평가부위

Fig. 7과 같이 내부압력, 온도변화 및 외부하중에 의해 응력이 크게 발생하는 부분을 피로평가부위로 선정하였다. TM-ICI 노즐의 0°, 90° 및 180° 방향으로 나누어 총 15개소의 Path(A1~E3)를 지정하였으며, 특히 J-weld가 적용되는 부분은 이중용접되는 부분이므로 상세히 평가하였다.

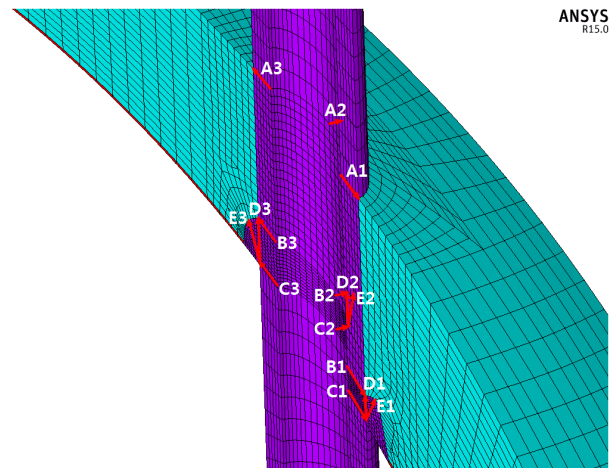


Fig. 7 Cuts used to calculate stress intensities

3.2 환경피로평가 방법

본 논문에서 Regulatory Guide 1.207(2014)에 따라 공기환경에서의 설계피로곡선에 환경보정계수(environmental correction factor, F_{en})를 고려하여 평가하는 방법과 Code Case N-761에서 제시하는 경수로환경에서의 설계피로곡선을 이용하여 평가하는 방법을 적용하여 수행하였다.

Regulatory Guide 1.207에 의하면 공기환경에서의 피로 평가 절차는 ASME Code, Section III, NB-3222.4에 따르며, 설계피로곡선은 NUREG/CR-6909, Appendix A에서 제시하는 값을 이용한다. 그에 따라 각 사이클별 부분사용 계수를 계산한 후, 환경보정계수(F_{en})를 대수적으로 곱하여

환경이 고려된 누적사용계수(cumulative usage factor by environment, CUF_{en})를 계산한다. 누적사용계수가 1을 초과하지 않으면 허용기준을 만족하는 것으로 평가된다.

평가부위인 TM-ICI 노즐 및 J-weld는 모두 SB-166, Alloy 690 재료로, Ni-Cr-Fe 합금이다. 2008년까지는 ASME Code, Section III, Appendices와 NUREG/CR-6909, Appendix A에서는 제시하는 Ni-Cr-Fe alloy의 설계피로곡선이 달랐으나, NUREG/CR-6909의 Ni-Cr-Fe 설계피로곡선이 ASME Code 2009 Addenda에 반영됨으로써 이 두 문서의 설계피로곡선은 동일하다.

Ni-Cr-Fe alloy에 대한 환경보정계수는 NUREG/CR-6909, Appendix A에 따라 식 (3)과 같이 계산된다(Chopra *et al.*, 2014).

$$F_{en} = \exp(-T' \dot{\epsilon}' O'), \text{ for Ni-Cr-Fe alloy} \quad (3)$$

where, T' =temperature

$\dot{\epsilon}'$ =strain rate

O' =dissolved oxygen(DO)

식 (3)은 많은 실험에 의해 정의된 식으로 각각의 온도 (T'), 용존산소(O') 및 변형을 변화율($\dot{\epsilon}'$) 값은 다음의 조건에 따라 사용된다.

$$T' = 0, \quad (T < 50^\circ\text{C})$$

$$T' = (T - 50)/275, \quad (50^\circ\text{C} \leq T \leq 325^\circ\text{C})$$

$$\dot{\epsilon}' = 0, \quad (\dot{\epsilon} > 5.0\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}' = \ln(\dot{\epsilon}/5.0), \quad (0.0004\%/s \leq \dot{\epsilon} \leq 5.0\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}' = \ln(0.0004/5.0), \quad (\dot{\epsilon} < 0.0004\%/s)$$

$$O' = 0.06, \text{ (NWC BWR water, i.e., } \geq 0.1\text{ppm DO)}$$

$$O' = 0.14,$$

(PWR or HWC BWR water, i.e., $< 0.1\text{ppm DO}$)

where, NWC BWR : Normal Water Chemistry
Boiling Water Reactor

PWR : Pressurized Water Reactor

HWC BWR : Hydrogen Water Chemistry
Boiling Water Reactor

단, 변형률폭(ϵ_a)이 0.10%보다 작거나 같으면 F_{en} 값은 1로 원자로냉각재환경을 고려하지 않는다. 즉, 반복응력강도(alternating stress intensity)가 28.3ksi(195Mpa)

이하이면 F_{en} 값은 1이다.

특정 시간에서 계산된 F_{en} 값은 NUREG/CR-6909, Appendix C의 Modified strain rate approach 방법론에 따라 valley-peak 하중에서의 F_{en-n} 값으로 계산되며 식 (4)와 같다. 상세한 절차는 NUREG/CR-6909, Appendix C의 C3.B절에 제시되어 있다.

$$F_{en-n} = \sum_{i=1}^k F_{en,i} \frac{\epsilon_i}{\epsilon_{max} - \epsilon_{min}} \quad (4)$$

where,

F_{en-n} =integrated F_{en} for valley-peak load pair n

k =number of integration points between valley and peak

ϵ_i =strain at any point, i , between the valley and peak

ϵ_{max} =maximum strain at the peak

ϵ_{min} =minimum strain at the valley

Code Case N-761에서는 NUREG/CR-6909와 달리 F_{en} 을 고려하지 않고 환경영향이 고려된 설계피로곡선을 strain rate에 따라 다르게 제시하고 있으며, 이 값은 식 (5)를 통해 환경영향이 고려된 허용사이클 횟수가 결정된다. Code Case N-761은 Ni-Cr-Fe alloy에 대한 설계피로곡선을 제시하고 있지 않으나, 일반적으로 Ni-Cr-Fe alloy가 austenitic stainless steel보다 환경영향이 더 낮은 수준이므로 austenitic stainless steel의 설계피로곡선을 사용하여 환경피로평가를 수행하였다.

For $300^\circ\text{F}(150^\circ\text{C}) \leq T \leq 617^\circ\text{F}(325^\circ\text{C})$:

$$\ln N_D = \ln N_a + (\ln \bar{N}_e - \ln N_a) \frac{(T - 300^\circ\text{F})}{317^\circ\text{F}} \quad (5)$$

where,

N_a =allowable design cycles in air

N_D =allowalbe design cycles including temperature correction and environmental effects

\bar{N}_e =allowable design cycles for the strain rate dependent environmental fatigue curves

T =mean metal temperature in cycle

$300^\circ\text{F}(150^\circ\text{C})$ 이하는 NUREG/CR-6909, Appendix A의 설계피로곡선과 동일한 Curve A의 공기 환경에서의 설계피로곡선 값을 이용한다.

두 평가방법을 비교하면 크게 두 가지로 구분할 수 있다. NUREG/CR-6909에서는 strain rate이 5%/s이상일 경우 $F_{en} = 1$ 로 원자로냉각재환경이 고려되지 않지만, Code Case N-761은 1%/s이상일 경우 공기 환경에서의 설계피로곡선을 이용하므로 원자로냉각재환경이 고려되지 않는다. 그리고 NUREG/CR-6909는 온도가 50°C이하일 경우, Code Case N-761은 온도가 150°C이하일 경우 원자로냉각재환경을 고려하지 않는다.

3.3 환경피로평가 결과

3.2절에 설명한 바와 같이 두 가지 방법론에 대해 환경피로 평가를 수행하였고 원자로냉각재환경이 고려된 누적사용계수는 Table 6과 같다. 원자로냉각재와 접촉되지 않는 부분은 공기 환경에서의 설계피로곡선을 이용하여 피로평가를 진행하였다. 즉, Path C를 제외한 Path A, B, D and E의 외부 표면에서는 공기 환경에서의 누적사용계수 값이다.

Table 6 Cumulative usage factors considering environment

Path	NUREG/CR-6909 method		Code case N-761 method	
	Inside	Outside	Inside	Outside
A1	0.0002	0.0011	0.0004	0.0011
A2	0.0010	0.0007	0.0010	0.0007
A3	0.0002	0.0204	0.0002	0.0204
B1	0.0096	0.0006	0.0230	0.0006
B2	0.0072	0.0003	0.0162	0.0003
B3	0.0014	0	0.0068	0
C1	0.0022	0.1305	0.0126	0.3274
C2	0.0137	0.0008	0.0096	0.0031
C3	0.0083	0.0202	0.0186	0.0544
D1	0.1282	0.0013	0.3281	0.0013
D2	0.0008	0.0003	0.0031	0.0003
D3	0.0196	0	0.0546	0
E1	0.1282	0.0005	0.3281	0.0005
E2	0.0008	0	0.0031	0
E3	0.0196	0.0001	0.0533	0.0001

Table 6과 같이 TM-ICI 외경과 J-weld가 만나는 부분인 Path C, D and E에서 원자로냉각재환경을 고려한 누적사용계수가 높게 나타났으며, Path A와 B는 비교적 낮게 나타났다. Path A 부분은 TM-ICI 노즐 상부면에서 작용하는 외부하중에 의한 영향이 커서 외부표면에서 누적사용계수가 높게 나타났고, Path B 부분은 누적사용계수가 낮으므로 외부하중에 의한 영향이 거의 없다는 것을 확인할 수 있다. Path D와 Path E의 내부표면은 Path C 외부표면과 동일한 위치이나, Path의 방향이 다르게 해석되므로 누적사용계수에

미세한 차이가 발생하였다.

상세한 결과 비교를 위해 환경피로누적사용계수가 가장 크게 발생하는 Path D1 내부표면에 대하여 Table 7과 같이 반복응력강도(S_a)가 큰 순으로 과도조건 쌍, 반복응력강도, 발생횟수(N), 공기 환경에서의 사용계수, F_{en} 그리고 CUF_{en} 값을 나타내었다.

Table 7 Detailed environmental fatigue evaluation results for path D1 on the inside surface

Transient pairs	S_a	N	Usage factor in air	NUREG/CR-6909 method		C.C. N-761 method
				F_{en}	CUF_{en}	CUF_{en}
N9-N8(1)	63.34	250	0.04502	2.7743	0.1249	0.3242
T1B-T1A	50.69	15	0.00126	1.9438	0.0024	0.0025
U2-N8(2)	26.17	100	0.00069	1	0.0007	0.0011
U3(1)-N8(2)	23.74	30	0.00013	1	0.0001	0.0002
U4-N8(2)	18.54	60	0.00006	1	0.0001	0.0001
U3(2)-N8(2)	16.63	30	0.00002	1	0	0
N8(2)-N1B	14.46	30	0	1	0	0
N8(3)-N1B	11.54	250	Infinite	-	0	0
Cumulative			0.04718	2.713 ¹⁾	0.1282	0.3281

Note 1) $F_{en} = CUF_{en} / \text{Cumulative Usage Factor}$

N9-N8(1) 및 T1B-T1A 과도조건을 제외한 나머지 과도 조건 쌍은 반복응력강도가 28.3ksi(195Mpa) 이하이므로 F_{en} 값이 1로 나타났다. 하지만 Code Case N-761은 변형률 폭에 대한 임계값(threshold value)이 존재하지 않으므로 모든 과도조건에 대해 원자로냉각재환경이 고려되었다.

과도조건에 따라 한 과도조건 내에 여러 개의 응력 사이클이 발생한다. 각 사이클은 모든 과도조건 내의 다른 사이클과 쌍을 이루어 응력이 계산되므로 Table 7과 같이 N8 과도조건 내의 한 사이클이 250회 사용되어도 같은 과도조건 내의 다른 사이클이 쌍을 이룰 수 있다. 응력이 가장 크게 발생하는 N9-N8(1) 과도조건 쌍의 공기 환경에서 누적사용계수는 0.045로 낮은 수준이나, 원자로냉각재환경을 고려하게 되면 NUREG/CR-6909의 방식은 2.774배, Code Case N-761의 방식은 7.2배 증가하는 것을 확인할 수 있다.

Code Case N-761에 의해 원자로냉각재환경이 고려된 누적사용계수가 NUREG/CR-6909의 값보다 대부분 높게 나타났다. 그 이유는 valley-peak를 조합하는 과정에서 strain rate이 모두 0.0014%/s 이하로 계산되어 Code Case N-761의 설계피로곡선 중 Curve B가 사용되었기 때문이다. Curve B의 값은 strain rate에 따라 Code Case N-761에서 제시하는 설계피로곡선 중 가장 보수적인 경우이며, strain rate과 무관하게 적용할 수 있는 값이다.

4. 결 론

자료가 가용한 최신노형인 APR+ 노형의 설계개념을 바탕으로 상부 탑재형 노내계측기 노즐의 환경피로평가를 수행하였다. NUREG/CR-6909와 Code Case N-761의 평가 방법에 따라 원자로냉각재환경이 고려된 누적사용계수를 계산하였다. 그 결과 Code Case N-761 방식에 따른 누적사용계수 값이 NUREG/CR-6906 방식보다 높게 나타났지만, 두 방법 모두 ASME Code 허용기준인 누적사용계수 값 1 이하로 만족하는 것으로 평가되었다.

감사의 글

본 연구는 2016년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No.20131510101680).

References

American Society of Mechanical Engineers (2015 Edition) ASME Boiler and Pressure Vessel Code-An International Code, Section II, Part D and Section III, Division 1-Subsection NB and Appendices.

ANSYS Finite Element Program (2014) ANSYS Mechanical APDL, Version 15.0, ANSYS Inc..

Armin, R., Matthias, H., Jürgen, R., Paul, W. (2014) Environmental Influences on the Fatigue Assessment of Austenitic and Ferritic Steel Components including Welds, *Proc. ASME 2014 Press.*

Vessels & Pip. Div. Conf., PVP2014-28728, California.

Case of ASME Bolier and Pressure Vessel Code (2010) Fatigue Design Curves for Light Water Reactor (LWR) Environments, Code Case N-761.

Frank, K., Mark, S.B. (1993) Principles of Heat Transfer, *West Publishing Company*, Fifth edition, p.475.

Lee, Y.J., Kim, J.M., Kim, H.M., Lee, D.H., Chung, C.K. (2014) Structural Integrity Evaluation of Reactor Pressure Vessel Bottom Head without Penetration Nozzles in Core Melting Accident, *J. Comput. Struct. Eng. Inst. Korea*, 27(3), pp.191~198.

Mark, A.G., Matthew, C.S., David, H.R., E. Lyles, C. (2014) Strain Rate Calculation Approach in Environmental Fatigue Evaluations, *J. Press. Vessel Tech.*, 136, pp.045001-1~5.

Omesh, C., Gray, L.S. (2014) Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, *Argonne National Laboratory*, NUREG/CR-6909, Rev. 1(Draft), App. A and C.

Seiji, A., Kunimitsu, T., Masanori, T. (2014) Environmental Fatigue Evaluation for Class 1 Components of an Advanced PWR, *Pro. ASME 2014 Press. Vessels & Pip. Div. Conf.*, PVP2014-28300, California.

U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research (2014) Guidelines for Evaluating the Effects of Light-Water Reactor Coolant Environments in Fatigue Analyses of Metal Components, Regulatory Guide 1.207, Rev. 1(Draft DG-1309), Section C.

요 지

상부 탑재형 노내계측기(TM-ICI) 개발은 원자로하부헤드 대신 원자로상부헤드로 계측기를 삽입함으로써 중대사고 위험을 줄이기 위해 진행 중이다. 이 개발 과제의 일환으로, NUREG/CR-6909와 Code Case N-761의 두 방법에 따라 TM-ICI 노즐에 대한 환경피로평가가 수행되었다. TM-ICI 노즐은 level A, level B 및 시험 조건에서의 과도조건에 따른 하중을 받는데 이에 대해 피로평가를 해야 한다. 원자로냉각재환경이 고려된 TM-ICI 노즐의 누적사용계수는 1이하로 평가되었고, 이는 ASME Code 허용기준을 만족한다.

핵심용어 : 원자로 압력용기, 상부 탑재형 노내계측기 노즐, 환경피로평가