

APR1000 원자로용기의 환경피로 평가

김종민^{1*} · 김용환²

¹한국전력기술(주), ²충남대학교 기계설계공학과

Environmental Fatigue Evaluation of APR1000 Reactor Vessel

Jong Min Kim^{1*} and Yong Hwan Kim²

¹KEPCO E&C, Daejeon, 305-353, Korea

²Mechanical Design Engineering, Chungnam National Univ., Daejeon, 305-764, Korea

Abstract

APR1000(Advanced Power Reactor 1000) was developed to export 1000MW nuclear power plants by adding ADFs(Advanced Design Features) including 60 years design life, local frequency control operation, 0.3g SSE, etc. to OPR1000(Optimized Power Reactor 1000). In this paper, environmental fatigue analyses for the reactor vessel in APR1000 have been performed as per Reg. Guide 1.207. Outlet nozzle, which has a relatively high cumulative usage factor in the reactor vessel was evaluated and a structural integrity is maintained under the reactor coolant environment.

Keywords : APR1000, reactor vessel, environmental fatigue analysis

1. 서론

APR1000(Advanced Power Reactor 1000)은 기존의 OPR1000(Optimized Power Reactor 1000)에 60년 설계수명, 국부주파수제어운전, 0.3g 안전정지지진하중 적용 등의 향상된 설계특성(Advanced Design Feature)을 적용시킨 차세대 수출형 원전이다.

국부주파수제어운전이란 전력망의 주파수변화에 대응하여 원하는 주파수를 만들기 위한 제어운전이다. 내진설계에 적용하는 하중으로는 운전기준지진하중(Operating Basis Earthquake, OBE)과 안전정지지진하중(Safe Shutdown Earthquake, SSE)이 있다. OBE 하중은 발전소 수명기간 동안 합리적으로 발생 가능한 지진으로 발전소 운전정지 및 검사를 위한 설계기준이고, SSE 하중은 발전소부지에서 발생할 수 있는 최대지진으로 안전성 확보를 위한 설계기준이다. 그동안 SSE 설계요건은 만족시키지만 OBE 설계요건을 불만족시키는 비합리적인 경우가 다수 발생하여 발전사업자가 OBE 수준을 결정하고 만일, OBE가 SSE의 1/3 이하이면 내진설계에 OBE 하중을 제외시킬

수 있도록 허용되었다(US NRC, 1997). 따라서, OPR1000에서는 내진설계를 위하여 0.1g OBE와 0.2g SSE를 사용하였으나, APR1000에서는 OBE를 SSE의 1/3 이하로 설정하고 0.3g SSE를 적용하였다.

기존의 OPR1000은 40년 설계수명을 기준으로 하여 설계되었으나 원자로계통 재료의 성능이 꾸준히 향상되어 왔고, 기존 가동원전의 수명연장이 진행되는 상황 등을 고려하여 APR1000에는 60년 설계수명을 적용하였다. 또한, 해외 경쟁노형에서도 60년 수명을 기본으로 설계하고 있다.

그러나 원전의 설계수명을 40년에서 60년으로 증대시키기 위해서는 사용환경 및 반복하중에 따른 재료의 열화 및 피로에 의한 잠재적인 압력경계(냉각재의 압력을 받는 부위) 건전성의 손상 가능성을 평가하는 것이 필요하다. 특히 최근의 규제환경 변화에 따라 원자로냉각재와 접하는 주요기기(원자로용기, 증기발생기, 원자로냉각재펌프, 가압기 및 원자로냉각재배관)의 피로해석은 기존의 ASME Code Section III에 따른 피로 평가가 아닌 Regulatory Guide 1.207에 따른 환경피로 해석이 요구되고 있으며, 이에 대한 해석결과가

* Corresponding author:

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

Received April 9 2013; Revised May 9 2013;

Accepted May 10 2013

©2013 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.

발표되고 있다(Tom *et al.*, 2009).

따라서 본 논문에서는 APR1000 원전의 기본설계요건인 60년 수명을 만족시키기 위해 원자로냉각재계통(Reactor Coolant System, RCS)의 주요기기 중 하나인 원자로용기에 대해 60년 설계수명 동안 발생할 수 있는 과도조건 횡수를 반영한 환경피로 평가를 수행하였다.

2. 환경피로 평가방법

2.1 기존 피로 평가절차

압력계를 형성하는 원자로용기와 같은 주요기기들은 ASME Code Section III NB-3200의 절차에 따라 피로 평가를 수행하여야 하며 절차는 다음과 같다.

- 1) 발전소 수명기간 중 발생하는 정상(Normal), 이상(Upset) 및 시험(Test) 운전 조건의 압력변화, 온도변화 및 기계하중에 의한 주응력(Principal Stress) 계산
- 2) 주응력 차이에 의한 교번응력강도(Alternating Stress Intensity) 계산
- 3) 국부불연속부와 탄성계수의 영향을 고려
- 4) 설계피로곡선을 선택
- 5) 발전소 수명기간동안 발생할 수 있는 과도조건 횡수(n_i)와 과도조건 응력강도에 따른 설계피로곡선에서 산출한 허용횡수(N_i)의 비율로 부분사용계수(U_i) 결정
- 6) Miner's Rule을 적용하여 공기환경에서 식 (1)과 같이 모든 과도조건 부분사용계수를 대수적으로 합한 누적 사용계수(Cumulative Usage Factor, CUF) 산출
- 7) 누적사용계수 산출 시 과도조건에 의한 응력강도가 설계 피로곡선에 주어진 내구한계(Endurance Limit) 미만 이 될 때까지 대수적으로 산출

$$CUF = \sum_i \frac{n_i}{N_i} = \sum_i U_i \quad (1)$$

2.2 환경피로 평가절차

Regulatory Guide 1.207에서는 원자로냉각재환경의 효과를 반영하기 위하여 환경보정계수(Environmental Correction Factor, F_{en})를 이용하여 환경피로 평가를 수행할 것을 권고하였다. 환경보정계수는 식 (2)와 같이 공기환경의 피로 수명과 원자로냉각재환경(물환경)의 피로수명과의 비율이다.

$$F_{en} = N_{air} / N_{water} \quad (2)$$

환경보정계수는 재료, 변형률 변화율(strain rate), 온도 및 용존산소에 의하여 결정된다. 환경피로 평가는 식 (3)과 같이 과도조건 부분사용계수와 환경보정계수를 이용하여 산출한다.

$$CUF_{en} = U_1 \cdot F_{en,1} + U_2 \cdot F_{en,2} + \dots + U_n \cdot F_{en,n} \quad (3)$$

2.3 환경보정계수 계산

저합금강과 탄소강의 환경보정계수는 각각 식 (4) 및 식 (5)와 같다(Chopra *et al.*, 2007).

$$F_{en} = \exp(0.702 - 0.101 \cdot S^* \cdot T^* \cdot O^* \cdot \dot{\epsilon}^*) \quad (4)$$

$$F_{en} = \exp(0.632 - 0.101 \cdot S^* \cdot T^* \cdot O^* \cdot \dot{\epsilon}^*) \quad (5)$$

여기에서 S^* , T^* , O^* 및 $\dot{\epsilon}^*$ 는 변형된 황(S) 함량, 온도(T), 용존산소(O) 및 변형률 변화율($\dot{\epsilon}$)이다. 이들의 정의는 다음과 같으며 여러 실험을 기준으로 산출된 식이다. 예를 들면, 변형률과 환경보정계수의 관계에서 log-log 그래프로 그려보면 변형률이 1%/sec를 초과하면 환경보정계수에 미치는 영향이 없으며, 0.001%/sec와 1%/sec 사이에서는 변형률이 감소할 때 환경보정계수는 선형적으로 증가하고, 0.001%/sec 미만에서는 환경보정계수가 수렴을 하기 때문에 아래식과 같이 3구간으로 나누어 식이 제시되었다(Higuchi, 2008).

$$S^* = 0.001 \quad (S \leq 0.001 \text{wt. \%})$$

$$S^* = S \quad (0.001 < S \leq 0.015 \text{wt. \%})$$

$$S^* = 0.015 \quad (S > 0.015 \text{wt. \%})$$

$$T^* = 0 \quad (T < 150^\circ\text{C})$$

$$T^* = T - 150 \quad (150 \leq T \leq 350^\circ\text{C})$$

$$O^* = 0 \quad (\text{DO} \leq 0.04 \text{ppm})$$

$$O^* = \ln(\text{DO}/0.04) \quad (0.04 \text{ppm} < \text{DO} \leq 0.5 \text{ppm})$$

$$O^* = \ln(12.5) \quad (\text{DO} > 0.5 \text{ppm})$$

$$\dot{\epsilon}^* = 0 \quad (\dot{\epsilon} > 1\%/ \text{sec})$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(\dot{\epsilon}) \quad (0.001 \leq \dot{\epsilon} \leq 1\%/ \text{sec})$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(0.001) \quad (\dot{\epsilon} < 0.001\%/ \text{sec})$$

만일, 변형율강도(strain amplitude)가 0.07% 미만이면 즉, 피로평가 시 교변응력강도가 144.79MPa(21ksi) 미만이면 식 (4)와 (5)에 적용하는 F_{en} 값은 1을 적용한다(Chopra *et al.*, 2007).

3. 원자로 출구노즐의 환경피로 평가

3.1 해석 대상부위 선정

원자로용기는 크게 용기벽 및 하부헤드, 입구노즐, 출구노즐, 하부계측기노즐, 제어봉구동장치노즐, 상부헤드 및 용기 플랜지, 배기노즐, Flow Skirt, Core Stabilizing Lug, Surveillance Capsule Holder의 10개 부위로 나눌 수 있다. 이중 압력경계를 형성하는 부분에 대해 OPR1000인 신고리 1,2호기 출구노즐의 Cut 5(Fig. 2참조) 내면에서 누적사용계수(0.19)가 산출되어 환경피로 평가 대상부위로 선정하였다. 특히, 출구노즐은 고온관 및 저온관의 과도조건이 Fig. 1과 같이 복합적으로 적용되어 원자로용기 압력경계의 다른 부위에 비해 응력 및 누적사용계수가 높은 경향을 보인다. 따라서 복합적인 과도조건이 변형을 변화율과 환경보정계수(F_{en})에 어떠한 영향을 줄지 불확실하여 출구노즐에 대한 평가를 수행하였다.

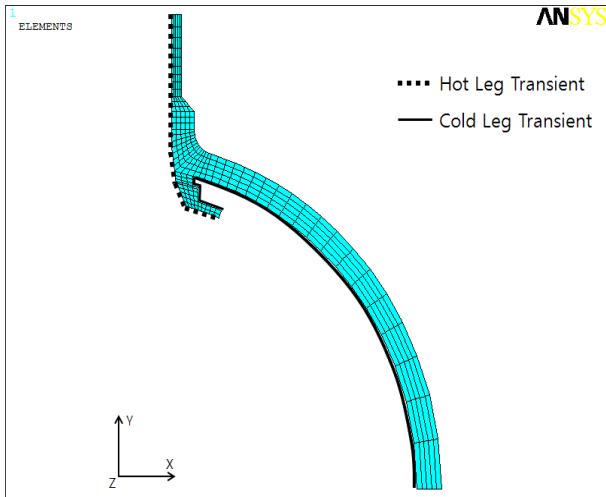


Fig. 1 Transient Condition for Outlet Nozzle

3.2 환경피로 평가

원자로용기의 출구노즐 및 원자로용기는 저합금강(SA-508, Grade 3, Class 1)으로 제작되며 탄소강(SA-508, Grade 1A)으로 제작된 고온관과 용접으로 연결된다. APR1000 설계기준 과도조건은 Table 1과 같으며 OPR1000(신고리 1,2

Table 1 Design Transient for APR1000

Event	Transient Condition	Number of Occurrences	
N O R M A L	N1A	Steady State Operation(Increase)	1,500,000
	N1B	Steady State Operation(Decrease)	1,500,000
	N2A	Daily Load Follow Operation (100-50%)	22,000
	N2B	Daily Load Follow Operation (50-100%)	22,000
	N2C	Local Frequency Control Operation	10,000,000
	N3A	Turbine Step Load Change (Increase)	6,400
	N3B	Turbine Step Load Change (Decrease)	6,400
	N3C	Large Turbine Load Step Decrease	420
	N4A	Turbine Ramp Load Changes (Increase)	6,400
	N4B	Turbine Ramp Load Changes (decrease)	6,460
	N5	Non-Load Change Events(Planned)	13,600
	N6	Non-Load Change Events (Un-planned)	360
	N7	Plant Events Below Power Operation	2,820
	N8	Plant Heatup	300
N9	Plant Cooldown	300	
T E S T	T1-1	RCS Hydraulic Test(Increase)	15
	T1-2	RCS Hydraulic Test(Decrease)	15
	T2 ¹⁾	RCS Leak Test	200
U P S E T	U1	Increase in Heat Removal by the Secondary System	70
	U2	Decrease in Heat Removal by the Secondary System	80
	U3	Decrease in RCS Flow Rate	30
	U4	Reactivity & Power Distribution Anomalies	60
	U5	Increase in RCS Inventory	20
	U6	Decrease in RCS Inventory	30
Seismic	SSE	20	

¹⁾ Leak Test 200회는 Heatup과 Cooldown 과도조건에 포함된다.

호기)의 설계기준 과도조건을 기본으로 하였고, 향상된 설계특성으로 국부주파수제어운전을 추가적으로 고려하였다. 과도조건 발생횟수는 60년 설계수명을 기본으로 산정하였다. 또한, 내진설계에 OBE를 제거하고 SSE를 고려하였기 때문에 피로평가에 SSE 하중 20회를 full load cycle로 고려하였다.

피로설계곡선은 NUREG/CR-6909의 부록 A에서 제시하고 있는 ANL model 곡선과 기존의 ASME Code 곡선을 사용하였으며 평가대상 단면은 Fig. 2와 같다. Fig. 2의 평가모델 및 평가부위는 OPR1000과 동일하다.

열해석에 사용한 가정조건은 다음과 같다.

- 1) 열발생(Heat Generation)은 무시한다.
- 2) 원자로용기와 배관의 외면(Outside Surface)에는 보

온재가 설치되므로 모든 외면은 완벽히 보온(Perfectly Insulated)된다고 가정한다.

- 3) 원자로용기의 하단부분과 배관의 상단부분은 단열(Adiabatic) 조건을 고려한다.
- 4) 원자로용기와 배관의 내면에는 부식방지를 위하여 클래딩(Cladding)이 존재하나 ASME Code에 따르면 원자로용기와 배관 두께의 1/10 미만이면 건전성평가 대상이 아니므로 클래딩을 고려하지 않는다.
- 5) 대류조건에 의한 식을 사용하지 않고 대류열전달계수가 무한대인 것으로 가정하여 원자로용기와 배관 내면에서의 온도는 냉각재온도를 직접 사용한다.

해석을 위하여 ANSYS Version 12를 사용하였고 열해석에는 PLANE 55, 열응력해석에는 PLANE 42 및 압력해석을 위하여 PLANE 25를 사용하였다.

압력해석을 위하여 배관의 상단 끝부분에는 압력의 end effect를 고려한 blow-off load를 적용하였고, 원자로용기 3차원 형상과 해석을 위한 축대칭모델의 차이를 고려하기 위하여 해석모델 하단부분에 조화하중(Harmonic Loads)을 고려하였다(Johnson *et al.*, 1989).

Fig. 2에서 해석모델 하단부에 열응력해석에는 Y방향을 구속하였고 압력해석을 위하여 Y방향과 Z방향을 구속하였다.

열해석과 응력해석에 사용한 물성치는 각각 Table 2 및 3과 같으며, 포아송비(ν)는 0.3을 사용하였다. Table 2에서 k 는 열전도율, ρ 는 밀도, C_p 는 비열을 의미한다. Table 3에서 E 는 탄성계수, α 는 열팽창계수를 의미한다.

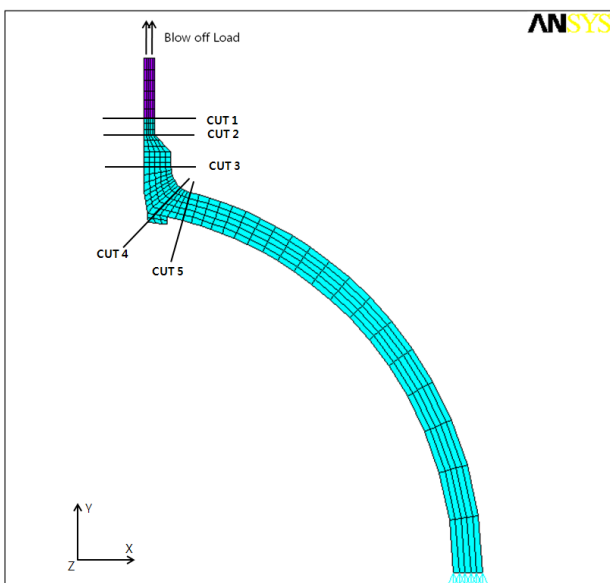


Fig. 2 FE Model and Assessment Area for APR1000 Outlet Nozzle

Table 2 Material Property for Thermal Analysis

Temp. (°C)	SA-508 Gr.3 Cl.1		SA-508 Gr.1A	
	k (J/sec-m-°C)	$\rho \cdot C_p$ (KJ/m ³ -°C)	k (J/sec-m-°C)	$\rho \cdot C_p$ (KJ/m ³ -°C)
21.1	37.8	2.01	40.9	2.02
65.6	38.6	2.13	41.9	2.17
121.1	38.8	2.23	42.1	2.29
176.7	38.8	2.33	42.1	2.38
232.2	38.2	2.41	41.3	2.47
343.3	37.0	2.62	39.2	2.64

Table 3 Material Property for Stress Analysis

Temp. (°C)	SA-508 Gr.3 Cl.1		SA-508 Gr.1A	
	E (MPa)	α (m/m/°C)	E (MPa)	α (m/m/°C)
21.1	191674.2	11.50E-6	202281.6	9.8E-6
65.6	188704.2	11.85E-6	200425.3	10.30E-6
121.1	185469.0	12.20E-6	196845.3	10.95E-6
176.7	182021.6	12.60E-6	193053.2	11.60E-6
232.2	178574.3	12.93E-6	189605.9	12.15E-6
343.3	171679.4	13.50E-6	179953.2	13.14E-6

3.3 평가결과

Table 1에 있는 모든 과도조건과 발생횟수를 고려하여, NUREG/CR-6909 부록 A에 주어진 저합금강 및 탄소강의 환경보정계수(F_{en})를 strain-based integral method를 사용하여 산출하였다. 이때, 용존산소량과 황 함유량은 각각 0.1ppm과 0.01wt.%를 사용하였고 평가결과는 Table 4와 같다.

Strain-based integral method는 변형율(strain)이 증가하는 범위를 여러 구간으로 나눈 후 변형을 변화량을 가중요소(weighting factor)로 사용하는 방법으로 2구간으로 나눈 경우를 수식으로 표현하면 식 (6)과 같다(Higuchi *et al.*, 2004).

$$F_{en} = \frac{(F_{en,1} \cdot \Delta\epsilon_1 + F_{en,2} \cdot \Delta\epsilon_2)}{(\Delta\epsilon_1 + \Delta\epsilon_2)} \quad (6)$$

Strain-based integral method는 modified rate approach라고도 하며, strain-based integral method 사용을 위한 구간기준은 제시되고 있지 않다(Chopra *et al.*, 2007). 본 해석에서 사용한 구간기준은 ANSYS에서 열해석 시 제공하는 Load Step 및 Sub Step을 기준으로 사용하였다.

APR1000의 평가결과 ANL 곡선을 사용할 경우 ASME Code에서 제시하고 있는 피로곡선을 사용할 때에 비하여 낮은 환경누적사용계수를 보인다. 환경피로 평가결과 Cut 5에

Table 4 Environmental Fatigue Evaluation Results for APR1000 Outlet Nozzle

Location	Material	Result(CUF_{en})		Allowable
		ASME Curve	ANL Curve	
Cut 1	Carbon Steel	0.0237	0.0155	1.0
Cut 2	Low Alloy Steel	0.0520	0.0212	
Cut 3	Low Alloy Steel	0.0577	0.0238	
Cut 4	Low Alloy Steel	0.313	0.135	
Cut 5	Low Alloy Steel	0.325	0.148	

Table 5 Environmental Fatigue Evaluation Results for Cut 5

Load Set	ASME Curve			ANL Curve		
	Usage Factor	F_{en}	CUF_{en}	Usage Factor	F_{en}	CUF_{en}
SSE-U3	0.01318	3.71	0.04890	0.00595	3.71	0.02208
N9-N8	0.05970	4.29	0.25611	0.02685	4.29	0.11519
T1-T1	0.00272	2.63	0.00715	0.00121	2.63	0.00318
U3-U3	0.00106	3.71	0.00393	0.00045	3.71	0.00167
U1-N6	0.00097	5.10	0.00495	0.00041	5.10	0.00209
U4-N6	0.00048	5.05	0.00242	0.00020	5.05	0.00101
N6-N1B	0.00160	1.00	0.00160	0.00065	1.00	0.00065
U2-N1B	0.00023	1.00	0.00023	0.00005	1.00	0.00005
N1B-N1A	Infinite	--	0.00000	0.00198	1.00	1.00198
N1A-N1A	Infinite	--	0.00000	Infinite	--	0.00000
Cumulative	0.07994	4.07 ¹⁾	0.32530	0.03775	3.92 ¹⁾	0.14789

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

서 가장 큰 환경누적사용계수가 산출되었으며, ASME 곡선과 ANL 곡선을 사용할 경우 각각 0.325와 0.148이다. Cut 5에서의 상세해석 결과는 Table 5와 같다.

Table 5의 Load Set은 2.1절의 평가절차에서 각각의 과도조건에 의한 교변응력강도를 계산하고 모든 과도조건을 사용하여 과도조건을 조합(pair)한 후 교변응력강도의 크기순서로 배열하였다. Table 5에서 부분사용계수가 무한(Infinite)의 의미는 Load Set에 의한 교변응력강도가 피로곡선의 내구한계(Endurance Limit) 보다 작으므로 피로에 영향을 주지 않는다는 의미이고, 내구한계 미만의 여러 하중조합에서 가장 큰 것을 표기하였다. 즉, Table 1에 과도조건으로 제시되었지만 Table 5에 Load Set에 포함되지 않는 과도조건은 피로 평가에 영향을 주지 않는다.

Table 4 및 Table 5를 기준으로 환경피로 평가결과를 요약하면 다음과 같다.

첫째, 가열(Plant Heatup) 및 냉각(Plant Cooldown) 조건의 횟수가 OPR1000, 500회에서 APR1000, 300회로 감소하였고, SSE 하중이 OBE 하중보다 응력강도는 크게 작용하였으나 APR1000에서 횟수가 20회이므로 피로 평가에

미치는 영향이 감소하였다. 국부주파수제어운전(Local Frequency Control Operation)의 경우 횟수가 10,000,000회 이상 온도변화는 1.11°C/min이고, 압력변화는 0.7bar/min이므로 응력강도가 매우 작아 Table 5에서 Load Set으로 결합되지 않아 피로 평가에 영향을 미치지 않았다.

둘째, NUREG/CR-6909에 따르면 ASME 설계피로곡선에는 피로시험에서 작성된 Best Fit 곡선을 설계에 사용하기 위하여 표면거칠기와 환경조건을 고려한 계수 4, 크기효과를 고려한 계수 2.5 및 자료의 흐트러짐(scatter)을 고려하여 싸이클에 계수 20을 사용하였다. ANL 곡선에는 ASME 설계피로곡선에 적용한 계수 20의 보수성을 줄이기 위하여 싸이클에 계수 12를 적용하였고 두 곡선을 이용하여 평가할 경우 ANL 곡선이 ASME 피로곡선보다 피로 평가결과가 작게 산출된다. Table 4의 평가결과에서와 같이 ANL 곡선의 경우 기존 ASME Code의 피로곡선보다 보수성이 완화된 것을 확인할 수 있었다.

셋째, Fig. 2에서 평가부위 단면(Cut)의 안쪽은 원자로냉각재와 접촉하므로 Regulatory Guide 1.207에 따라 환경피로 평가가 필요하고, 평가부위 단면(Cut)의 바깥쪽은 공기와 접촉하므로 환경피로 평가가 필요하지 않다. 그러므로, Table 4의 평가결과는 원자로냉각재와 접촉하는 평가부위 단면(Cut)의 안쪽에 대한 결과이다.

넷째, Table 5에서 F_{en} 이 산출된 하중조합(Load Set)은 변형을 변화율이 0.001과 1%/sec 사이에 존재하여 F_{en} 값에 영향을 미쳤지만, 일부 과도조건에 의한 하중조합은 교변응력강도가 F_{en} 을 적용시키기 위한 144.79MPa(21ksi) 미만으로 평가되어(2.3절 환경보정계수 계산 참조) F_{en} 값에 영향을 미치지 않았으므로($F_{en} = 1$) 출구노즐의 환경피로 평가 결과로부터 구한 평균 환경보정계수는 4.07로 낮은 값을 보였다.

다섯째, Regulatory Guide 1.207에 제시되어 있는 환경보정계수(F_{en})는 재료별로 저합금강/탄소강, 오스테나이트 스테인레스 강 및 Ni-Cr-Fe 합금에 대하여 제시하고 있으나, 건설원전의 원자로냉각재계통을 구성하는 주요기들은 부식방지를 위하여 클래딩을 내면에 용접하고 있다. 이와 같이 두가지 재료가 용접되어 있는 경우 정확한 환경영향평가를 위하여 Regulatory Guide 1.207에 환경보정계수(F_{en}) 또는 평가방법론을 제시하여야 한다.

4. 결 론

APR1000의 60년 설계수명 적용에 따른 주기적 건전성 평가의 일환으로 원자로용기의 출구노즐에 대하여 환경피로 평

가를 수행하였다. 60년 설계수명에 해당하는 과도조건 발생횟수와 0.3g 안전정지지진하중 적용, 국부주파수제어운전 등의 향상된 설계특성을 적용하여 Regulatory Guide 1.207에서 제시된 방법을 사용하여 평가를 수행한 결과 ASME Code의 허용기준을 만족하는 것으로 평가되었다.

참 고 문 헌

American Society of Mechanical Engineers
 (2007) Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components, Section III, *ASME Boiler and Pressure Vessel Code*.

Chopra, O.K., Shack, W.J. (2007) Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, *NUREG/CR-6909*, Appendix pp. A.1~4.

Higuchi, M. (2008) Comparisons of Environmental Fatigue Evaluation Methods in LWR Water, *Proceedings of the ASME 2008 Pressure Vessels and Piping Division Conference*, PVP2008-61087.

Higuchi, M., Hirano, T., Sakaguchi, K. (2004) Evaluation of Fatigue Damage on Operating Plant

Components in LWR Water, *ASME PVP-Vol. 480*, pp.129~138.

Johnson, R.E., Anderson, P.L., Han, S.B. (1989) Comparison of Finite Element Methods for Determining Stress Indices in Reactor Vessel Nozzles, *4th KAIF/KNS Annual Conference*, International Symposium on Pressure Vessel Technology and Nuclear Codes and Standards.

Tom, E., Dong, M., Lee, H. (2009) Study of the Effects of Environment in the Fatigue Analysis on Existing LWR As Proposed in USNRC RG 1.207, *Proceedings of the ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Division Conference*, PVP2009-77915.

United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) (2007) Guidelines for Evaluating Fatigue Analyses Incorporating the Life Reduction of Metal Components due to the Effects of the Light-Water Reactor Environment for New Reactors, *Regulatory Guide 1.207*.

United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) (1997) 10 Code of Federal Regulations (CFR) Part 50, Appendix S, Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants.

요 지

APR1000(Advanced Power Reactor 1000)은 기존의 OPR1000(Optimized Power Reactor 1000)에 60년 설계수명, 국부주파수제어운전, 0.3g 안전정지지진하중 적용 등의 향상된 설계특성(Advanced Design Feature)을 적용하여 개선한 수출형 1000MW 원전이다. 이 논문에서는 Reg. Guide 1.207에서 요구하는 원자로냉각재 환경을 고려한 피로 평가를 원자로용기에 대하여 평가하였다. 원자로용기에서 비교적 누적사용계수가 높은 출구노즐을 대상으로 평가를 수행하였으며 출구노즐은 구조적 건전성을 만족하는 것으로 평가되었다.

핵심용어 : APR1000, 원자로용기, 환경피로 평가