

<연구논문>

ASME BPVC Section XI Appendix L의 결함허용평가에 따른 허용운전주기 민감도 분석

오창식[†]·조두호^{*}·정명조^{*}

Sensitivity Analysis for Allowable Operating Period Based on the Flaw Tolerance Evaluation of ASME BPVC Section XI Appendix L

Changsik Oh[†], Doocho Cho^{*} and Myung Jo Jhung^{*}

(Received 16 November 2021, Revised 9 December 2021, Accepted 20 December 2021)

ABSTRACT

During operation of nuclear power plants, the fatigue assessment should be conducted repeatedly, considering changes of operating environments. For the case that cumulative usage factors (CUFs) may exceed the acceptance limit, flaw tolerance evaluation can be an alternative method to meet the regulatory requirements. In this respect, this paper analyzes the effects of the input variables for flaw tolerance evaluation based on ASME BPVC Section XI Appendix L. The reference analysis is performed for the example problem in NUREG/CR-6934. Then effects of the crack orientation, stress intensity factor solutions, thermal stress profiles, fatigue stress decomposition and fatigue crack growth curves are considered for the sensitivity analysis. The results show that the stress analysis considering the actual environment plays a crucial role in flaw tolerance evaluation.

Key Words : Fatigue assessment (피로평가), Flaw tolerance evaluation (결함허용평가), Sensitivity analysis (민감도 해석), ASME BPVC Section XI Appendix L (ASME BPVC Section XI Appendix L)

기호설명

a : Crack depth
 a_c : Allowable crack depth
 D : Outside diameter of a pipe
 K : Stress intensity factor
 l : Total crack length
 l_c : Allowable crack length
 n : Exponent of the fatigue crack growth curve
 n_i : Total number of the i^{th} load pair
 N_i : Maximum number of cycle for the i^{th} load pair

S_{alt} : Alternating stress intensity
 t : pipe thickness
 t_R : Loading rise time (sec)
 U_i : Cumulative usage factor of the i^{th} load pair
 $\Delta \sigma_m$: Membrane cyclic stress
 $\Delta \sigma_g$: Gradient cyclic stress

1. 서론

코드등급 1 기기 및 배관은 ASME BPVC Section III NB⁽¹⁾의 요건에 따라 설계하는데, 다양한 요인으로 인해 운전환경이 변경될 경우 해당 기기 및 배관의 피로평가를 재수행해야 한다. 특히 운전 기기 설계에 원자로냉각재 환경을 고려하기 위한 노력이 진행 중이다⁽²⁻⁶⁾. 현재까지 누적사용계수

[†] 책임저자, 오창식, 한국원자력안전기술원

E-mail : csoh2011@kins.re.kr

TEL : (042) 868-0938

^{*} 한국원자력안전기술원

에 따른 환경피로평가는 지나치게 보수적이라는 인식이 지배적이다.

반면, ASME BPVC Section XI Nonmandatory Appendix L⁽⁷⁾(이하 “Appendix L”)은 가동 중 원자력발전소의 피로평가 요건을 다루고 있는데, 누적 사용계수 평가의 대체방법 중 하나로 결함허용평가 방법을 제시하고 있다. 미국 원자력규제위원회(USNRC)는 그동안 얻은 운전경험을 바탕으로 수명연장된 가동원전에 대해 환경피로를 평가하도록 요구하고 있다. 한 예로, USNRC는 2002년 Turkey Point 3,4호기의 운영허가기간 20년 연장을 승인하였는데, 이때 환경영향을 고려한 피로 누적사용계수(CUF_m)가 허용기준을 초과할 것으로 예상되는 배관에 대하여 Appendix L에 따른 결함허용평가를 포함한 강화검사프로그램을 승인하였다^(8,9).

우리나라는 신규 건설원전에 대해 환경피로 평가를 요구하고 있으나, 국내의 운전경험을 바탕으로 가동원전에 대한 평가는 고려하고 있지 않다^(4,6). 하지만 주기적안전성평가 승인제도와 같은 제도적 환경변화를 고려할 때, 국내 가동원전에 대한 환경피로 평가가 적용될 수 있다. 따라서 미국의 사례와 같이 환경피로평가에 내재한 보수성으로 허용기준을 만족하지 못하는 경우에 활용할 수 있는 결함허용평가 연구가 중요하다.

본 연구에서는 최신 Appendix L에 따라 결함허용평가를 수행하고, 평가결과에 영향을 미치는 여러 가지 입력변수의 특성을 분석하였다.

2. 결함허용평가 절차

2.1 일반 절차

결함허용평가는 장기간동중검사 기간 동안 기기의 피로 파손이 발생하지 않음을 입증하기 위한 평가 방법론의 하나이다. 즉, 관심위치에 가정된 결함이 피로하중에 의해 성장하더라도 불안정파괴가 발생하지 않음을 확인한다. Appendix L (2008년 추록 기준)에 따른 결함허용평가는 다음 5단계의 절차를 수행해야 한다.

- 1) L-3400의 검사 요건을 이용하여, 기기의 평가 대상 위치에 합격표준을 초과하는 어떠한 결함도 없음을 확인
- 2) L-3200에 따라 초기 균열 가정
- 3) 정상운전조건, 비상조건 및 사고조건을 가정

하여 가상결함 위치에서 발생하는 응력 결정
4) L-3300의 절차를 이용하여, 평가주기 말의 결함크기, 임계결함크기, 허용결함깊이 및 허용 운전주기 결정

5) L-3420 요건에 따라 평가대상 위치에 대한 검사 수행

그림 1은 평가 대상 기기의 재질별 결함허용평가 절차의 흐름도를 보여준다. L-3300에 요구되는 결함 평가 방법은 ASME BPVC Section XI의 결함평가 관련 다른 부록인 Appendix A⁽¹⁰⁾ 또는 Appendix C⁽¹¹⁾를 이용할 수 있다. 평가 절차에 대한 세부요건은 아래에서 간략히 소개하였다.

2.2 결함 모델

결함의 형상은 기기와 배관에 따라 구분된다. 기기에 대해서는 평면, 반타원형 표면균열로 가정하며 형상비(a/l)는 0.167로 결정한다. 배관에 대해서는 평면, 반타원형 표면균열로 가정하나, 형상비는 등가단일균열 방법으로 결정한다. 피로로 인해 발생하는 초기균열의 양상은 배관 용접부를 따라 다수의 작은 표면균열들이 군집하는 형태를 보여주며, 등가단일균열 방법은 이러한 초기균열들의

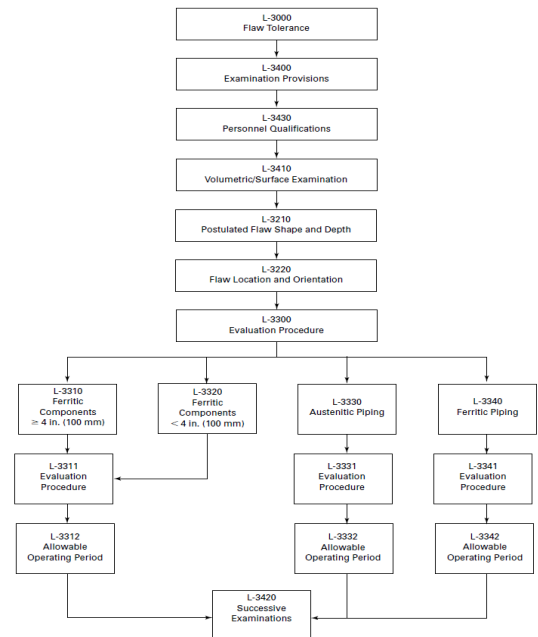


Fig. 1 Flowchart of flaw tolerance evaluation according to Appendix L⁽⁷⁾

영향을 고려한다. 등가단일균열은 등가반복응력비 ($\Delta\sigma_m/\Delta\sigma_g$)와 배관 두께에 의해 결정된다. 이때, 평가대상 위치에서의 피로응력을 반복막응력($\Delta\sigma_m$)과 반복경사응력($\Delta\sigma_g$)으로 분류하고, 각 과도조건에서의 반복막응력과 반복경사응력의 비를 반복횟수에 따라 가중평균한다.

$$\frac{\Delta\sigma_m}{\Delta\sigma_g} = \sum_i \frac{\Omega_i}{\Omega_t} \times \left(\frac{\Delta\sigma_m}{\Delta\sigma_g} \right)_i \quad (1)$$

with $\Omega_i = (\Delta\sigma_m + \Delta\sigma_g)_i^n \times n_i$; $\Omega_t = \sum_i \Omega_i$

여기서 n 은 피로균열성장 곡선의 지수상수를, n_i 는 과도횟수를 의미한다.

Appendix L은 반복막응력과 반복경사응력에 대한 정의를 명확히 규정하고 있지 않다. 다만, Appendix L의 기술적 배경이 되는 NUREG/CR-6934⁽¹²⁾에 따르면, 내압에 의한 응력과 같이 벽 단면에 균일한 응력을 반복막응력으로 분류하고, 벽 단면에 작용하는 전체 반복응력에서 반복막응력을 제외한 응력을 반복경사응력으로 분류한다. Appendix L의 결함허용 평가에 사용되는 응력은 ASME BPVC Section III에서

사용하는 중실단면에 대한 응력(일반막응력, 국부막응력, 굽힘응력, 피크응력 등)과 다르므로 이의 적용에 주의할 필요가 있다.

기기 및 배관의 초기 결함 깊이는 ASME BPVC Section XI IWB⁽¹³⁾, Table IWB-3410-1에 따른 가동중검사 합격기준을 준용하며, 이때 결함 형상비는 0.167로 가정해야 한다.

2.3 평가 절차

Appendix L, L-3000의 평가절차에 따라 결정된 최종 결함깊이 및 결함길이를 임계결함깊이 또는 허용결함깊이와 비교함으로써 허용운전주기를 결정한다. 설계시방서의 하중, 발전소 설계 및 운전특성에 따른 발전소 특정 하중주기 또는 실제 발전소 운전 데이터가 평가를 위해 적절히 사용될 수 있다.

탄소강 기기는 Appendix A, A-5000의 피로균열성장 평가절차를 이용할 수 있으며, 임계결함크기도 결정할 수 있다. 배관은 Appendix C, C-3200의 피로균열성장 평가절차를 이용할 수 있다. 이때 탄소강 배관은 C-5000의 한계하중(Limit load) 절차, C-6000의 탄소성 파괴역학(EPFM) 절차 및 C-7000의 탄성 파괴역학

Table 1 Fatigue usage analysis results

Load Pair	S_{alt}	N_i	n_i	U_i
Loss of charging-prompt return/null	133.44	66	120	1.818
Loss of charging-delayed return/null	132.78	66	12	0.182
Normal charging and letdown shutdown/null	101.06	182	60	0.330
Loss of letdown-delayed return/null	56.05	1,673	8	0.005
Reactor trip/OBE	54.23	1,993	20	0.010
Loss of letdown-delayed return/flow increase	47.47	4,565	4	0.001
Loss of charging-prompt return/flow increase	46.47	355	120	0.022
Step increase in charging/flow increase	41.74	14,611	14,276	0.977
Step increase in charging/flow decrease	40.87	18,864	124	0.007
Letdown increase/flow decrease	38.49	28,848	1,076	0.037
Letdown increase/reactor trip	37.35	33,544	30	0.001
Letdown increase/flow increase	36.74	36,555	13,294	0.364
Cooldown/flow increase	35.48	44,239	5	0.000
Flow decrease/flow increase	34.88	48,763	1,101	0.023
Flow decrease/reactor trip	34.13	55,414	10	0.000
Letdown increase/letdown decrease	32.33	78,577	89	0.001
Letdown increase/flow decrease	31.17	102,284	14,311	0.140
Reactor trip/flow decrease	30.33	126,777	5	0.000
			CUF	3.918

(LEFM) 절차를 이용하여 허용결합깊이를 결정할 수 있다. 오스테나이트계 스테인리스 배관은 C-5000의 한계하중 절차 및 C-6000의 탄소성 파괴역학 절차를 이용하여 허용결합깊이를 결정할 수 있다.

2.4 검사

표면검사 또는 체적검사를 통하여 Table IWB-3410-1의 허용기준을 초과하는 결함이 없음을 검증하여야 한다. 이를 통해 결합허용평가에 적용한 결함 크기가 실제 기기에 존재할 수 있는 결함의 크기보다 보수적으로 고려된다. 또한 추가적으로 가동중검사에 따라 평가대상 위치를 검사하여야 한다. 허용운전주기가 10년 이상인 경우 차기 검사는 IWB-2410의 검사프로그램의 각 검사 장주기 말에 수행되어야 하며, 그 외에는 허용운전주기 말에 수행되어야 한다.

3. 민감도 해석

3.1 평가 대상

본 연구에서 고려한 대상은 Appendix L 2008년 추록의 근거문서인 NUREG/CR-6934⁽¹²⁾에 제시된 웨스팅하우스 가압경수로의 충전노즐 부위이다. 이 노즐은 화학 및 체적제어계통에서 원자로냉각재계통으로 연결하는 역할을 수행한다. 해석 대상은 노즐과 배관의 용접부이며, 노즐과 연결되는 배관의 크기는 NPS 3 Schedule 160으로서 3.5 inch 외경(D)과 0.438 inch 두께(t)를 가진다. 재질은 TP316NG 스테인리스강이다. 설계 운전압력은 2,250 psi이며, 설계 운전온도는 550 °F이다. 발전소 과도상태와 이에 따른 누적피로사용계수 평가 내용은 표 1과 같다. 여기서,

S_{alt} 는 교변응력강도를, N_i 는 과도상태 조합의 최대 허용 반복횟수, n_i 는 과도상태 조합의 발생횟수, U_i 는 과도상태 조합의 누적사용계수를 나타낸다.

3.2 민감도 해석 변수

Appendix L, L-3212에 의거, 초기 균열 깊이는 가동중검사 합격기준(Table IWB3410-1)에 따라 0.054 inch로 결정하였으며, 초기 균열형상비는 반복응력비에 의해 결정되므로 ‘피로응력 분류’ 입력 변수에 종속적으로 결정된다. 따라서 민감도 해석에 고려된 해석 변수는 5가지(균열방향, 응력확대계수 해, 열응력분포 형태, 피로응력 분류, 피로균열성장 곡선)로 선정하였으며, 표 2에 나타내었다.

4. 해석 결과

4.1 기준해석 결과

기준해석에 사용된 해석변수는 표 2에 ‘*’로 나타내었다. 결합성장 해석을 위해 표 1의 교변응력강도(S_{alt})를 사용하였다. 각 과도상태 별 교변응력강도는 Appendix L Table L-3210-2에 따라 반복막응력($\Delta \sigma_m$)과 반복경사응력($\Delta \sigma_g$)으로 분류하였다. 참고로 충전노즐의 설계보고서는 반복막응력과 반복경사응력의 정보를 제공하지 않으므로 이 값들을 보수적으로 가정해야 한다. NUREG/CR-6674⁽¹⁴⁾에서는 피로응력을 막응력 성분과 경사응력 성분으로 구분하는 몇 가지 규칙을 아래와 같이 제시하고 있다.

- 지진하중에 의한 응력은 100% 막응력 성분으로 취급함
- $3S_m$ 보다 큰 응력의 경우, $3S_m$ 은 막응력 성분으로 취급하고 나머지는 경사응력 성분으로 취급함
- 40년 설계수명 동안 발생횟수가 1,000회 이상인 과도상태의 경우, 50%는 막응력 성분으로, 나머지 50%는 경사응력 성분으로 취급함. 또한 막응력 성분은 10 ksi (69 MPa)를 넘지 않아야 함.

상기 규칙을 이용하여 피로응력을 분리한 후 등가 반복응력비를 표 3과 같이 계산하였다. 또한 Appendix L Table L-3210-2에 따라 초기 균열크기(a/l)를 계산하였으며, 그 결과 $a/l=0.0556$ 으로 결정하였다.

충전노즐의 재료는 오스테나이트계 스테인리스강이므로 허용결합깊이는 Appendix C, C-5000의 한계하중 허용기준을 적용하였다. 이때, 응력비(stress ratio)는 NUREG/CR-6934 7.5절에 제시된

Table 2 Analysis matrix for sensitivity analysis

Input variable	Value
Crack orientation	Circumferential*, Axial
Stress intensity factor solution	Appendix A: 2004edition, 2017edition*
Thermal stress profile	Linear bending, Ramp, Thermal Shock*
Elastic-plastic effect for fatigue stress classification	Considering elastic-plastic effect*, Not Considering
Fatigue crack growth curve	pc-PRAISE*, N-809(SS304/SS316), N-809(SS304L/SS316L)

* : Base case

Table 3 Calculation of the membrane-to-gradient cyclic stress ratio for the base case

Load Pair	$(\Delta\sigma_m)_i$	$(\Delta\sigma_g)_i$	Ω_i	$(\Omega_i/\Omega_1) \times (\Delta\sigma_m/\Delta\sigma_g)_i$
Loss of charging-prompt return/null	54.30	212.58	3.805E+10	7.228E-02
Loss of charging-delayed return/null	54.30	211.26	3.730E+09	7.131E-03
Normal charging and letdown shutdown/null	54.30	147.82	6.258E+09	1.710E-02
Loss of letdown-delayed return/null	54.30	57.80	7.896E+07	5.517E-04
Reactor trip/OBE	54.30	54.16	1.730E+08	1.290E-03
Loss of letdown-delayed return/flow increase	54.30	40.64	2.031E+07	2.018E-04
Loss of charging-prompt return/flow increase	54.30	38.64	5.596E+08	5.849E-03
Step increase in charging/flow increase	20.00	63.48	4.333E+10	1.015E-01
Step increase in charging/flow decrease	54.30	27.44	3.460E+08	5.092E-03
Letdown increase/flow decrease	20.00	56.98	2.362E+09	6.165E-03
Letdown increase/reactor trip	54.30	20.40	5.838E+07	1.156E-03
Letdown increase/flow increase	20.00	53.48	2.422E+10	6.737E-02
Cooldown/flow increase	54.30	16.66	7.923E+06	1.921E-04
Flow decrease/flow increase	20.00	49.76	1.630E+09	4.872E-03
Flow decrease/reactor trip	54.30	13.96	1.357E+07	3.926E-04
Letdown increase/letdown decrease	54.30	10.36	9.723E+07	3.790E-03
Letdown increase/flow decrease	20.00	42.34	1.351E+10	4.746E-02
Reactor trip/flow decrease	54.30	6.36	4.231E+06	2.687E-04
			$\Delta\sigma_m/\Delta\sigma_g =$	0.343

0.25를 사용하였다. 계산된 허용균열깊이(a_c/t)는 0.75이며 허용균열길이($l_c/\pi D$)는 0.4이다.

가정된 초기 균열에 대하여 피로균열성장 모사 결과를 그림 2에 나타내었다. 허용균열깊이($a_c/t=0.75$)에 대해 계산된 허용운전주기는 39.42 년으로 평가되었다.

4.2 민감도 해석 결과

4.2.1 균열방향

동일조건에서 방향이 다른 균열은 서로 다른 응력 상태를 가진다. 즉, 축방향 균열은 내압에 의한 원주방향 응력에 큰 영향을 받는다. 그럼에도 불구하고, 민감도 해석을 위해 초기 균열크기(a/l)는 원주방향 균열과 동일한 크기의 축방향 균열로 가정하였다. 또한 원주방향 응력은 축방향 응력의 2배이므로 허용균열깊이(a_c/t) 결정에 사용되는 응력비는 0.5를 적용하였다.

축방향 균열은 배관의 원주방향 응력을 크게 받는 반면 열팽창 하중 등 1차 굽힘하중의 영향을 받지 않는다. 따라서 표 3의 반복막응력은 모든 과도상태에 대하여 원주방향 응력에 해당하는 20 ksi로 일괄 적용하였다. 반복경사용력은 열응력 성분에 해당하므로 원주방향 균열과 동일하게 받는 것으로 가정하였다.

허용균열깊이($a_c/t=0.68$)에 대해 계산된 허용운전주기는 37 년으로 평가되었다. 그림 3에 나타난 바와 같이, 기준해석 대비 작은 반복막응력 크기로 인해 초기의 균열성장 속도가 작게 나타났다. 반면 균열이 성장함에 따라 균열성장 속도가 빠르게 증가함과 동시에 허용균열크기가 작게 평가되어 허용운전주기가 기준해석에 비해 작게 평가되었다. 반면 균열 방향은 다를지라도 균열성장에 따른 균열의 형상은 거의 유사하게 나타났다.

4.2.2 응력확대계수 해

기준해석에서는 최신의 응력확대계수 해인 Appendix A 2017년판을 사용하였는데, 실무에서는 가동중검사계획서에 명시된 적용연판을 사용하므로 발전소마다 상이한 응력확대계수 해를 사용할 수 있다. 따라서 Appendix A 2017년판의 개정 전 응력확대계수 해인 Appendix A 2004년판 응력확대계수 해의 영향을 살펴보았다.

가정된 초기 균열에 대한 피로균열성장 모사 결과를 그림 4에 나타내었다. 허용균열깊이($a_c/t=0.75$)에 대해 계산된 허용운전주기는 21.67 년으로 평가

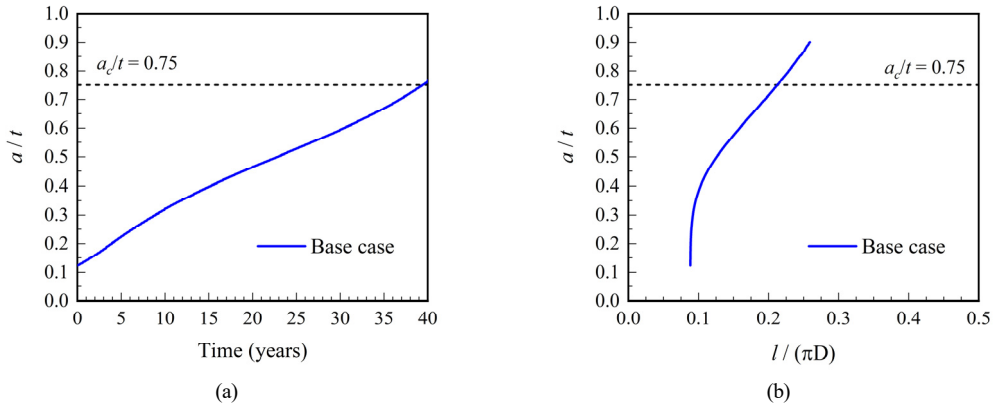


Fig. 2 Fatigue crack growth simulation for the base case: (a) crack depth change, (b) crack shape change

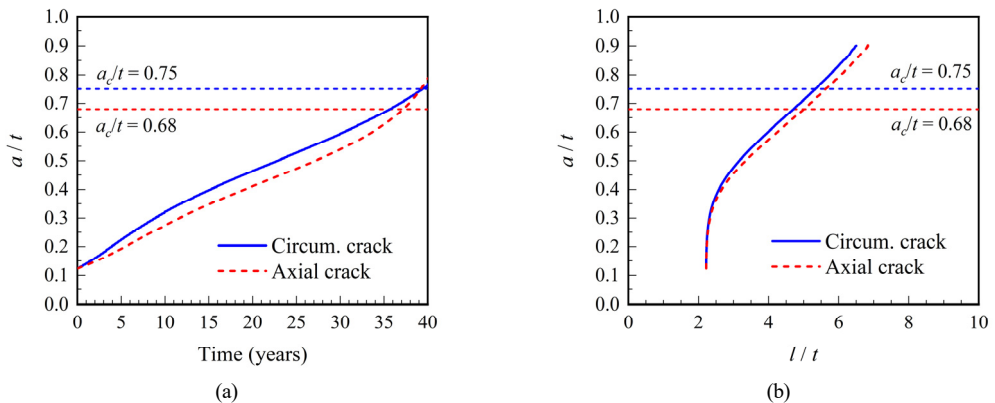


Fig. 3 Fatigue crack growth simulation with respect to crack orientation: (a) crack depth change, (b) crack shape change

되었다. 이는 기준해석 결과 대비 45% 감소한 것으로 Appendix A 2004년판의 응력확대계수 해가 상당히 보수적임을 알 수 있다. 반면 균열성장률에 따른 균열의 형상은 거의 유사하게 나타났다.

4.2.3 열응력분포 형태

일반적으로 과도상태 동안 배관이 받는 피로하중은 내압변동에 따른 하중, 열팽창에 따른 굽힘하중 및 온도변화에 따른 열하중을 포함한다. 1차 응력으로 분류되는 내압하중과 굽힘하중은 막응력으로 분류할 수 있다. 피로하중에서 막응력을 제외한 나머지는 경사 응력으로 분류할 수 있는데, 배관 벽두께 단면의 열응력 분포 형태는 배관과 유체 간의 온도차, 열전달계수, 시간 등에 따라 변화한다. 따라서 정확한 열응력분포를 얻기 위해서는 유동해석 및 열전달해석이 필수적이다.

일반적으로 열유동해석은 많은 비용과 시간이 소요되므로 효율적이지 못하며, 설계보고서에 제시된

제한된 정보를 이용한 재해석도 쉽지 않다. 따라서 과도상태 특성에 따라 열응력분포를 대표적인 형태로 재분류하는 것이 효과적일 수 있다.

NUREG/CR-6934⁽¹²⁾는 배관에 나타날 수 있는 일반적인 열응력분포를 ‘Linear bending’, ‘Ramp’, ‘Thermal shock’ 등 3가지로 분류하여 제시하고 있다. 배관 벽두께에 대한 정규화된 수식은 다음과 같이 표현된다.

- Linear Bending:

$$S_{bending} = 1.0 - 2.0(x/t) \quad (2)$$

- Ramp:

$$S_{ramp} = 1.0 - 3.0(x/t) + 1.5(x/t)^2 \quad (3)$$

- Thermal shock:

$$S_{shock} = 1.0 - 4.691(x/t) + 5.802(x/t)^2 - 2.357(x/t)^3 \quad (4)$$

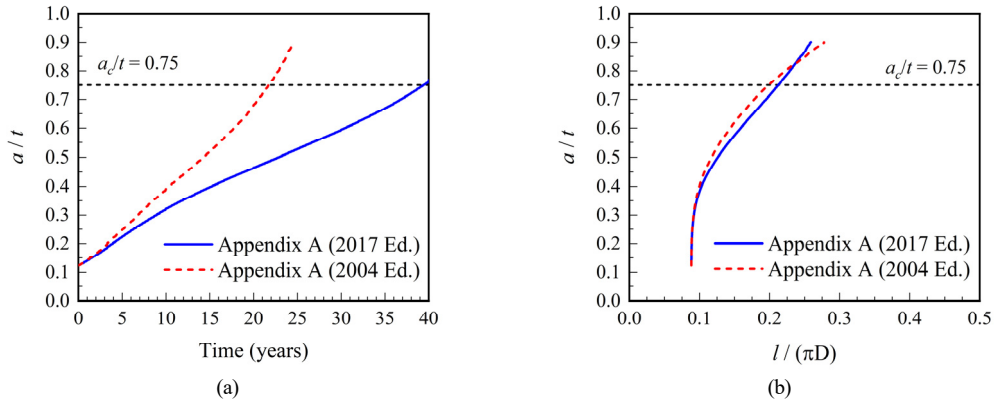


Fig. 4 Fatigue crack growth simulation with respect to stress intensity factor solutions: (a) crack depth change, (b) crack shape change

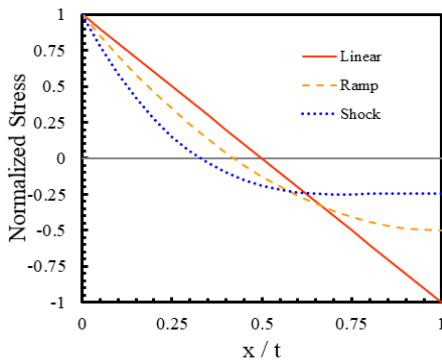


Fig. 5 Thermal stress profiles in NUREG/CR-6934.⁽¹²⁾

그림 5는 3가지 열응력분포를 비교하여 보여준다. 유체의 온도변화가 빠를수록 내면에서의 응력변화가 크며, 외면으로 갈수록 응력변화가 급격히 작아진다.

열응력분포에 대한 피로균열성장 모사 결과를 그림 6에 나타내었다. 허용균열깊이($a_c/t=0.75$)에 대해 계산된 허용운전주기는 ‘Ramp’ 응력분포에 대해 21.33 년, ‘Linear bending’ 응력분포에 대해 12.83 년으로 평가되었다. 이는 기준해석 결과 대비 각각 45.9%, 67.5% 감소한 것으로 열응력 분포의 초기 응력변화가 완만할수록 피로균열성장에 큰 영향을 미침을 알 수 있다. 균열성장에 따른 균열의 형상도 열응력 분포에 따라 다르게 나타났다. 초기 응력변화가 완만할수록 배관 두께방향으로 더 빠르게 성장하였다.

4.2.4 피로응력 분류

설계 시 피로응력을 산출하는 방법은 ASME BPVC Section III NB, NB-3653의 절차를 따른다.

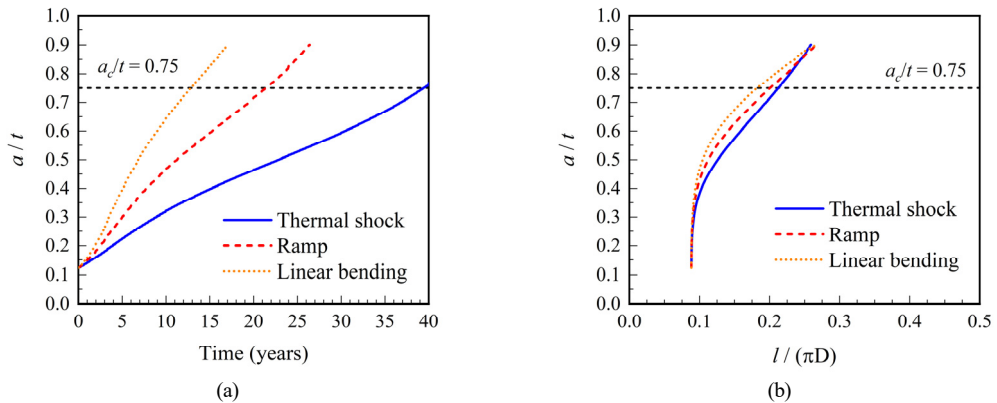


Fig. 6 Fatigue crack growth simulation with respect to thermal stress profiles: (a) crack depth change, (b) crack shape change

Table 4 Calculation of the membrane-to-gradient cyclic stress ratio without the elastic-plastic effect

Load Pair	S'_{alt}	$(\Delta\sigma_m)_i$	$(\Delta\sigma_g)_i$	$(\Omega_i/\Omega_i) \times (\Delta\sigma_m/\Delta\sigma_g)_i$
Loss of charging-prompt return/null	43.82	54.30	33.33	4.610E-01
Loss of charging-delayed return/null	43.74	54.30	33.17	4.542E-02
Normal charging and letdown shutdown/null	39.73	54.30	25.16	1.005E-01
Loss of letdown-delayed return/null	32.89	54.30	11.48	2.778E-03
Reactor trip/OBE	32.57	54.30	10.84	6.445E-03
Loss of letdown-delayed return/flow increase	31.34	54.30	8.38	9.789E-04
Loss of charging-prompt return/flow increase	31.16	54.30	8.01	2.821E-02
Step increase in charging/flow increase	30.25	20.00	40.49	1.592E-01
Step increase in charging/flow decrease	30.08	54.30	5.85	2.388E-02
Letdown increase/flow decrease	29.60	20.00	39.20	8.962E-03
Letdown increase/reactor trip	29.37	54.30	4.43	5.323E-03
Letdown increase/flow increase	29.24	20.00	38.48	9.364E-02
Cooldown/flow increase	28.98	54.30	3.66	8.743E-04
Flow decrease/flow increase	28.86	20.00	37.71	6.428E-03
Flow decrease/reactor trip	28.70	54.30	3.09	1.773E-03
Letdown increase/letdown decrease	28.31	54.30	2.32	1.693E-02
Letdown increase/flow decrease	28.06	20.00	36.11	5.565E-02
Reactor trip/flow decrease	27.87	54.30	1.44	1.187E-03
$\Delta\sigma_m/\Delta\sigma_g =$				1.019

표 1에 제시된 교변응력강도(S_{alt}) 중 일부는 탄소성 영향이 고려되었다.

탄소성 영향이 고려된 피크응력은 라체팅(ratcheting)에 따른 소성 영향을 고려하여 보정된 응력이므로 응력확대계수 계산에서는 탄소성 영향이 고려되기 전의 응력값이 적절하다. 따라서 표 1에 제시된 피로응력에서 탄소성 영향을 배제한 교변응력강도(S'_{alt})를 산출하였다.

기준해석에서 사용한 반복막응력-반복경사응력 분류방법을 사용하여 반복응력비를 표 4와 같이 계산하였다. 등가반복응력비는 1.019으로 계산되었다. Appendix L Table L-3210-2에 따라 초기 균열크기(a/l)를 계산하였으며, 그 결과 $a/l=0.0956$ 으로 결정하였다. 이는 기준해석 대비 약 42% 작은 초기 균열크기가 가정됨을 의미한다.

피로응력 분류에 따른 피로균열성장 모사 결과를 그림 7에 나타내었다. 허용균열깊이($a_c/t=0.75$)에 대해 계산된 허용운전주기는 108.58 년으로 평가되었으며, 이는 기준해석 결과 대비 2.7배 증가한 것이다. 반면 가정한 초기 균열크기는 다를지라도 균열성장 에 따른 균열의 형상은 거의 유사하게 나타났다.

4.2.5 피로균열성장 곡선

NUREG/CR-6934에 사용된 pc-PRAISE 코드는 수 화학 환경을 고려한 스테인리스강의 피로균열성장 실험결과에 대해 다음의 접합곡선식을 사용하였다.

$$da/dN = C_0 \left(\frac{\Delta K_I}{(1-R)^{1/2}} \right)^n \quad (5)$$

여기서 $C_0 = 9.14 \times 10^{-12}$ (in/cycle/ksi \sqrt{in} .)이며, $n=4.0$ 이다.

현재 Appendix C는 대기 중 오스테나이트계 스테인리스강의 피로균열성장 곡선만 제공하고 있다. 반면 최근 개발된 ASME Code Case N-809⁽¹⁵⁾는 304/316 계열 및 304L/316L 계열의 오스테나이트계 스테인리스강에 대한 피로균열성장 곡선을 제시하며 다양한 환경영향을 포함하고 있다.

$$da/dN = C S_T S_R S_{ENV} (\Delta K_I)^n \quad (6)$$

여기서 $n=2.25$ 이며, C 는 공칭 피로균열성장 속도 상수, S_T 는 온도영향 변수, S_R 은 피로하중비(R-ratio) 영향 변수, S_{ENV} 는 환경영향 변수를 의미한다.

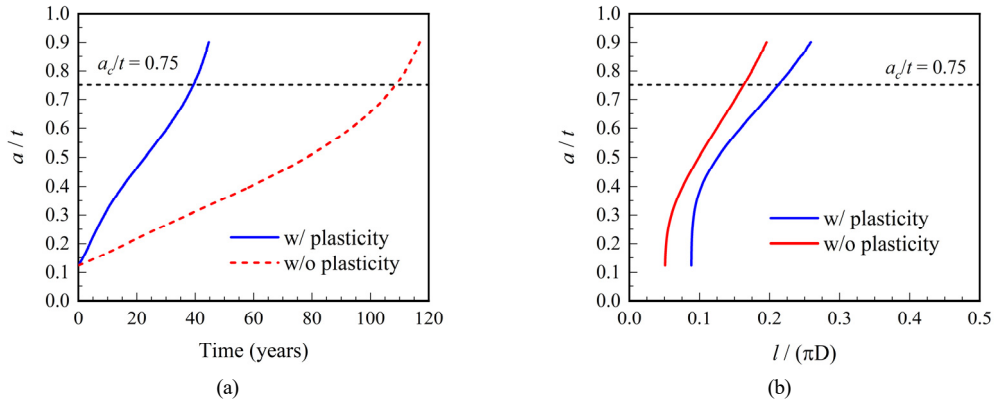


Fig. 7 Fatigue crack growth simulation with respect to fatigue stress classification: (a) crack depth change, (b) crack shape change

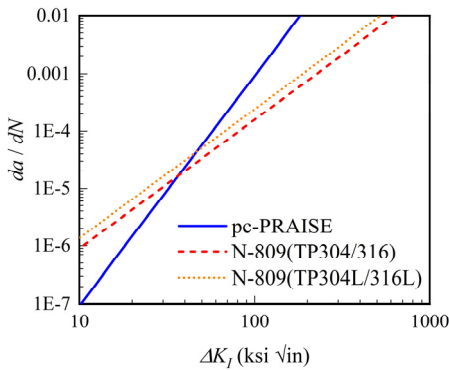


Fig. 8 Comparison of fatigue crack growth curves

실제 과도조건에서는 운전온도가 시간에 따라 결정되지만, 보수적으로 설계 운전온도인 550 °F를 적용하였다. K_{min}/K_{max} 로 정의되는 피로하중비는

0.0으로 적용하였으며, 하중상승시간(t_R)은 임의로 1.0초로 결정하였다.

해석 대상인 증전노즐의 재질은 TP316NG로써 ASME Code Case N-809에 분류된 재질에 속하지 않아, TP304/316 피로균열성장 곡선식과 TP304L/316L 피로균열성장 곡선식을 모두 비교하였다. 그림 8은 피로균열성장 곡선식을 비교하여 나타낸 것이다.

피로균열성장 곡선에 따른 피로균열성장 모사 결과를 그림 9에 나타내었다. 허용균열깊이($a_c/t=0.75$)에 대해 계산된 허용운전주기는 ASME Code Case N-809의 TP304/316 피로균열성장 곡선에 대해 32.25년, TP304L/316L 피로균열성장 곡선에 대해 21.25년으로 평가되었다. TP304L/316L 피로균열성장 곡선은 TP304/316 피로균열성장 곡선과 기울기가 같고 균열성장 속도가 조금 빠름에도 불구하고

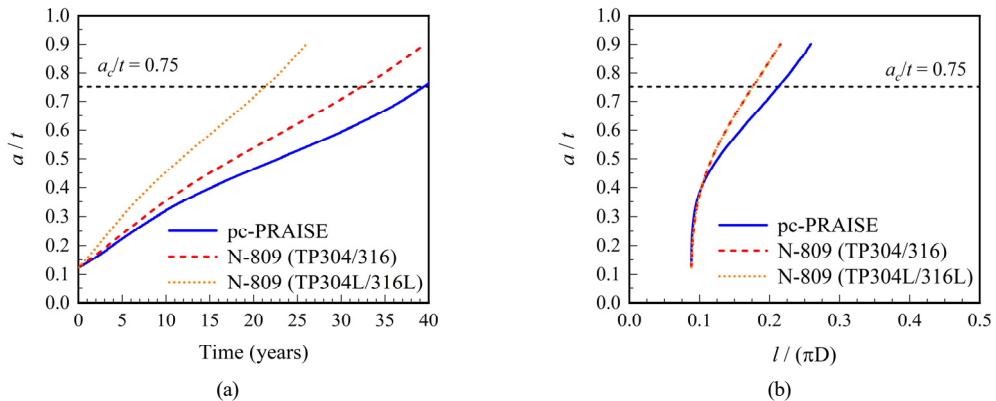


Fig. 9 Fatigue crack growth simulation with respect to fatigue crack growth curves: (a) crack depth change, (b) crack shape change.

계산된 허용운전주기는 큰 차이를 나타냈다. 따라서 해석대상에 적합한 피로균열성장 곡선을 사용하는 것이 중요함을 알 수 있다.

균열성장률에 따른 균열의 형상은 TP304L/316L 피로균열성장 곡선과 TP304/316 피로균열성장 곡선을 사용한 경우에 동일하게 나타났으나, pc-PRAISE 피로균열성장 곡선의 결과와는 다르게 나타났다. 이는 균열 형상이 피로균열성장 곡선의 지수값에 의존함을 보여준다.

ASME Code Case N-809의 하중상승시간은 수화환경 영향을 나타내는데, 하중상승시간이 길수록 그 영향이 크게 나타난다. 본 절에서는 임의로 $t_R=1.0$ 초로 가정하였으나, 일반적인 발전소 과도상태에서의 하중상승시간이 주로 30~1,000초 정도임을 감안할 때 상기 가정은 매우 현실성이 낮다. $t_R=1,000$ 초를 가정하여 해석한 결과, 허용운전주기가 TP304/316 피로균열성장 곡선에 대해 4.0 년, TP304L/316L 피로균열성장 곡선에 대해 2.67 년으로 평가되었다. 이는 $t_R=1.0$ 초로 가정한 결과 대비 각각 88%, 92% 감소한 결과이다. 따라서 정확한 평가를 위해서는 피로균열성장 곡선의 선택 뿐 아니라 실제 과도상태의 특성을 고려한 영향변수의 값을 결정할 필요가 있다.

5. 결 론

본 연구에서는 ASME BPVC Section XI Appendix L (2008년 추록 기준)에 따른 결합허용평가에 있어 입력변수가 허용운전주기 결정에 미치는 영향을 확인하기 위하여 민감도 해석을 수행하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 축방향 균열의 초기 크기를 원주방향 균열의 초기 크기로 가정하였을 때, 축방향 균열의 허용균열크기가 작음에 따라 허용운전주기가 작게 계산된다.
- 피로균열성장 속도는 응력확대계수에 비례하므로, 응력확대계수 해의 정확성이 허용운전주기에 크게 영향을 미친다.
- 배관 벽 두께방향의 열응력분포 형태가 깊이방향과 원주방향의 균열성장 속도 계산에 크게 영향을 미쳤으며, 실제 과도상태를 고려한 열응력분포를 결정하는 것이 중요하다
- 누적피로평가에 사용된 피로응력 분류 방법은

과도상태에 따른 하중 변화를 수반하므로 허용운전주기 결과에 크게 영향을 미친다.

- 피로균열성장 곡선은 균열성장 속도에 직접 영향을 미치므로 해석 대상 재료에 적합한 피로균열성장 곡선을 선택하는 것이 중요하다.

기기 건전성평가에 사용하는 입력자료는 대부분 설계보고서 값을 사용하고 있다. 설계보고서는 건설 설계기준 요건에 따른 계산 결과를 간략히 제시하므로, 평가 위치에서 필요한 입력자료를 얻지 못할 수 있다. 이 경우 보수적인 가정을 통해 오히려 허용운전주기가 지나치게 작게 계산될 수 있다. 따라서 결합허용평가를 위해서는 평가 대상의 실제 환경을 고려한 입력자료 확보가 중요하다. 본 연구에서 수행한 민감도 해석결과는 결합허용평가에 필요한 입력자료를 결정함에 있어 유용할 것으로 기대된다.

후 기

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다. (No. 1805005)

참고문헌

- (1) ASME BPVC Section III, Division 1, NB, "Class 1 Components," American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (2) Lee, Y.S., Kim, T.S., Lee, J.G., 2010, "Fatigue Life Analysis of SA508 Gr. 1A Low-Alloy Steel under the Operating Conditions of Nuclear Power Plant," *Trans. of the KPVP*, Vol. 6, No. 1, pp. 50-56.
- (3) Lee, H.B., Kim, H.S., Kim, T., Jang, C., 2017, "Environmental Fatigue Behaviors of Austenitic Stainless Steels in the Primary Water Environment of Nuclear Power Plant," *Trans. of the KPVP*, Vol. 13, No. 2, pp. 19-20.
- (4) KINS, 2015, "Fatigue assessment for new nuclear power plants regarding environmentally assisted life reduction of metal components," Korea Institute of Nuclear Safety, Daejeon, *KINS/RG-N05.04*.
- (5) USNRC, 2018, "Guidelines for evaluating the effects of light-water reactor water environments in fatigue analyses of metal components," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington,

- DC, *Regulatory Guide 1.207*, Revision 1.
- (6) USNRC, 2018, “Effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, *NUREG/CR-6909*, Revision 1.
- (7) ASME BPVC Section XI, Nonmandatory Appendix L, 2008, “Operating Plant Fatigue Assessment,” American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (8) USNRC, 2013, “Turkey point nuclear generating Units 3 and 4 – Review of license renewal commitment for pressurizer surge line welds inspection program,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- (9) Florida Power & Light Company, 2018, “Turkey Point Nuclear Plant Units 3 and 4 Subsequent License Renewal Application. Subsequent license renewal application,” Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC. (NRC ADAMS Accession No. ML18113A146)
- (10) ASME BPVC Section XI, Nonmandatory Appendix A, “Analytical Evaluation of Flaws,” American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (11) ASME, Section XI, Nonmandatory Appendix C, “Analytical Evaluation of Flaws in Piping,” American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (12) USNRC, 2007, “Fatigue crack flaw tolerance in nuclear power plant piping: A basis for improvements to ASME Code Section XI Appendix L,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, *NUREG/CR-6934*.
- (13) ASME Section XI, Subsection IWB, “Requirements for Class 1 Components of Light-Water-Cooled Plants,” American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (14) USNRC, 2000, “Fatigue analysis of components for 60-year plant life,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, *NUREG/CR-6674*.
- (15) ASME BPVC Section XI, Case N-809, 2017, “Reference Fatigue Crack Growth Rate Curves for Austenitic Stainless Steels in Pressurized Water Reactor Environments,” American Society of Mechanical Engineers, NY.