

<학술논문>

DOI:10.3795/KSME-A.2009.33.10.1151

## 가압기 밀림관 환경피로평가를 위한 피로보정계수 적용에 관한 연구

양준석<sup>†</sup> · 박치용\* · 강선에\*\*

(2009년 7월 29일 접수, 2009년 9월 14일 수정, 2009년 9월 14일 심사완료)

### A Study on Application of Fatigue Correction Factor for Environmental Fatigue Evaluation of Pressurizer Surge Line

Jun-Seog Yang, Chi-Yong Park and Seon-Ye Kang

**Key Words:** Environmental Fatigue (환경피로), Fatigue Correction Factor(피로수명 보정계수)  
Strain Rate(변형률 속도), Design Transient Condition(설계과도조건)

#### Abstract

Nuclear power plants applying for the continued operation over design life are required to address the effects of reactor water environment in fatigue design requirement of the ASME Code. Reactor water environmental effects are generally evaluated by calculating fatigue correction factors on fatigue usage. This paper describes the application for pressurizer surge line of environmental fatigue correction factors and the strain rate impact in the application. From this paper, the environmental fatigue correction factors resulted from the assumption of a step change in temperature are especially compared with those calculated from the data measured during plant startup. As a conclusion of this paper, the design transient conditions applied to the fatigue design may be conservative in case of the environmental fatigue evaluation.

#### 1. 서 론

현재 국내외에서 운전 중인 원자력발전소의 설계수명(design life)은 통상 40년이다. 40년 설계수명 이상으로 원자력발전소를 계속 운전하기 위해서는 미국의 경우 계속운전 신청 시 일반 안전현안<sup>(1)</sup>으로 원자로냉각재 환경영향을 반영한 피로평가를 수행하도록 권고하고 있다. 국내 원전의 계속운전심사지침<sup>(2)</sup>도 미국의 경우와 동일하다.

원자력발전소 설계수명 이상의 계속 운전을 위한 주요기기의 피로수명평가는 ASME Code Section III NB<sup>(3)</sup> 요건에 따른 피로해석 결과에 환경보정계수(environmental correction factor,  $F_{en}$ )를 적용하여 평가할 수 있다. 환경영향 피로 평가는 대상기기의 재질에 따라 환경보정계수 계산식이 다르다. 탄소강 및 저합금강에 대한 환경보정계수 계산식은 NUREG/CR-6583<sup>(4)</sup> 그리고 오스테나이트 스테인리스강에 대한 환경보정계수 계산식은 NUREG/CR-5704<sup>(5)</sup>에 제시되었다.

ASME Section III NB<sup>(3)</sup>의 피로 기준은 원자력발전소 1등급 기기 설계 시 모든 설계기준 과도상태(transient)들을 피로평가에 포함하고 있다. 반면 ANSI B31.1 Power Piping Code<sup>(6)</sup>는 제한된 범위의 피로 조건만을 설계 시 고려한다.

ANSI B31.1 Power Piping Code<sup>(6)</sup>에 따라 설계

[이 논문은 2009년도 신뢰성부문 춘계학술대회(2009. 5. 21., BEXCO) 발표논문임]

† 책임저자, 회원, 한전전력연구원 원자력발전연구소  
E-mail : michalek@kepri.re.kr

TEL : (042)865-5527 FAX : (042)865-5604

\* 한전전력연구원 원자력발전연구소

\*\* 한국전력기술주식회사 원자로설계개발단

된 가압경수형 원전의 가압기 밀림관의 경우 ASME Code 피로기준 만족여부가 불분명하다. 또한, 가압경수형 원전의 가열 및 냉각 시 가압기와 원자로냉각재계통 배관의 운전조건에 따른 계통 온도차로 인해서 가압기 밀림관에서는 서로 다른 유체가 밀도차에 의해서 층이 분리된 채 존재하는 열성층(thermal stratification) 현상이 발생한다. ANSI B31.1 Power Piping Code<sup>(6)</sup>에 따라 설계된 가압기 밀림관의 경우 원전 가열 및 냉각 시 열성층 과도조건에 대한 피로영향이 가압기 밀림관의 설계 당시 고려되지 않았다. 이와 같은 사유로 ANSI B31.1 Power Piping Code<sup>(6)</sup>에 따라 설계된 가압기 밀림관 및 노즐 경우 원자로냉각재 환경영향을 고려한 피로평가를 위해서는 ASME Section. III NB<sup>(3)</sup> 요건에 따른 새로운 피로평가가 요구된다.

가압경수형 원전에 적용하는 오스테나이트 스테인리스강에 대한 원자로냉각재 환경영향을 고려한 피로평가는 ASME Section. III, NB<sup>(3)</sup>에 따라 평가된 피로계수(fatigue usage factor)에 NUREG/CR-5704<sup>(5)</sup>에서 제시한 일반적인 방법론에 따라 계산된 환경보정계수(Fen)를 곱하여 평가한다.

NUREG/CR-5704<sup>(5)</sup>에 따르면 피로계산에 적용되는 환경보정계수는 일반적으로 인장 변형률 속도(tensile strain rate) 값과 서로 상반되는 관계가 있다. 즉, 변형률이 느리면 느릴수록 환경보정계수 값은 증가한다. 따라서 원자로냉각재 환경영향을 고려한 피로평가는 변형률에 지배적인 관계가 있다.

반면, 원자력발전소 1등급 배관의 피로설계 시 ASME Section. III NB<sup>(3)</sup> 요건에 따라 적용하는 설계 과도조건은 원전 설계의 보수성을 고려하여 급격한 온도 변화를 수반하는 계단형 온도 변화(step change temperature)를 적용한다. 따라서 원전 설계 시 적용되는 보수적인 과도조건의 적용으로 인해 발생하는 빠른 응력 변형률 속도(strain rate)를 환경피로 평가에 적용할 경우 비보수적인 결과를 초래할 수 있다.

본 논문에서는 ANSI B31.1 Power Piping Code<sup>(6)</sup>에 따라 설계된 가압경수형 원전의 가압기 밀림관에 대해서 ASME Section. III NB<sup>(3)</sup> 요건에 따라 가열 및 냉각 시 가압기 밀림관에서 발생하는 열성층 과도조건을 피로평가에 반영하고 그

결과를 바탕으로 원자로냉각재 환경영향 평가를 위해서 설계과도곡선에 근거한 변형률 속도(strain rate)와 가열 및 냉각 시 측정된 데이터에 근거한 변형률 속도에 따른 환경보정계수를 비교하고 토의하였다.

## 2. 해석 대상 및 조건

본 논문의 해석 대상인 가압기 밀림관은 원자로냉각재계통 주배관인 고온관(hot leg pipe)과 가압기(pressurizer)를 연결하는 배관으로서 그 형상은 Fig. 1에 나타내었다. 가압기 밀림관 재질은 12인치 TP316 스테인리스강이며 가압기와 밀림관을 연결하는 노즐 재질은 14인치 탄소강이다. 가압기 노즐에 부착된 안전단의 재질은 TP316 스테인리스강이다. 가압기 노즐은 Fig. 2에 나타내었다.

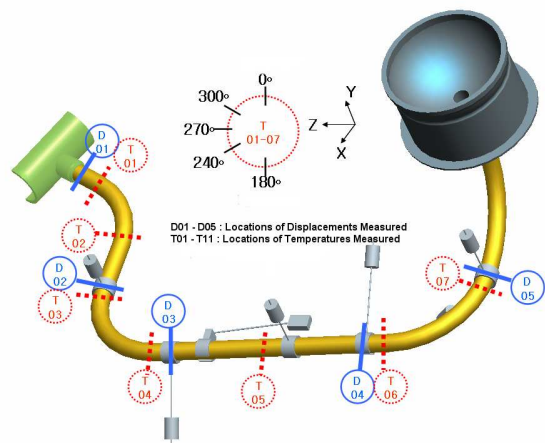


Fig. 1 Pressurizer surge line

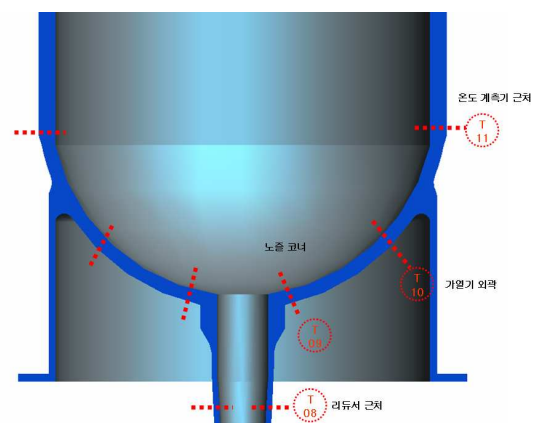


Fig. 2 Pressurizer lower head and surge nozzle

ANSI B31.1 Power Piping Code<sup>(6)</sup>에 따라 설계된 가압기 밀림관의 경우 발전소 가열 및 냉각 운전 동안 발생하는 열성층 과도상태에 대한 피로 영향을 가압기 밀림관 설계 당시 고려하지 않았다. 따라서 가열 및 냉각 운전조건에서 가압기 밀림관의 열성층 과도상태를 고려한 피로평가를 위해서는 실질적인 운전이력을 고려한 새로운 개념의 가압기 밀림관의 열수력 곡선을 개발하였다.

운전중인 발전소의 가압기 밀림관의 가열 및 냉각 열수력 곡선을 개발하기 위해서 1회의 가열 및 냉각 운전 중 시간의 흐름에 따라서 운전모드별로 밀림관에서 발생할 수 있는 유입 또는 유출 유동이 밀림관에 형성된 열성층 경계면의 위치를 밀림관을 따라 반복적으로 왕복이동 시키는 열성층 발생횟수를 계산하였다. 열성층 발생횟수를 구하기 위해서 고온관 압력 및 온도, 가압기 압력 및 온도, 원자로냉각재펌프 운전상황, 가압기 수위, 충전유량 및 유출유량, 밀림관 상하부 온도 등과 같은 발전소 운전이력자료를 이용하였다.

열성층의 발생횟수를 시간의 흐름에 따라 정의하기 위해서 두가지 개념을 도입하였다. 하나는 열성층의 발생빈도와 열성층의 최대온도차를 구분하기 위한 운전모드이며, 다른 하나는 운전모드별 열성층 최대온도차에 대하여 열성층의 상대적인 강도를 나타내는 열성층 강도이다.

운전모드는 Mode 1부터 Mode 5까지 구분되며 Mode 1과 Mode 2는 출력운전모드이며 계통의 온도차가 작아 배관 열피로도에 미치는 영향이 미미하다. Mode 3부터 Mode 5는 가열 및 냉각 운전모드이며 계통온도차 크기가 커 배관 열피로도에 미치는 영향이 크다. Mode 3부터 Mode 5의 정의는 다음과 같다.

- Mode 3 : 177℃ < 고온관 온도
- Mode 4 : 93℃ < 고온관 온도 < 177℃
- Mode 5 : 고온관 온도 < 93℃

가열 및 냉각 운전 시 각 운전모드에서 가압기 온도는 아래와 같다.

- Mode 3 : 343℃
- Mode 4 : 277℃
- Mode 5 : 199℃

**Table 1** Surge line relative stratification strength distribution

RSS	Mode 3	Mode 4	Mode 5
0.95-0.90	1	1	4
0.9-0.8	1	1	2
0.8-0.7	1	1	5
0.7-0.6	1	1	2
0.6-0.5	1	1	3
0.5-0.0	8	8	20

열성층강도(relative strength of stratification : RSS)는 밀림관에서 발생하는 열성층 상하부 온도차를 운전모드별로 정의된 열성층 최대온도차로 나누는 것이며 0에서 1사이의 값을 가진다. 열성층강도(RSS)가 1에 가까울수록 열성층 상하부 온도차는 커지며 배관의 열변형에 큰 영향을 미치고 0에 가까울수록 발생하는 열성층의 상하부 온도차가 작아 배관의 열변형에 미치는 영향이 작다.

Table 1에서는 발전소 운전이력자료를 근거로 새로이 개발하여 제시한 밀림관의 평균 열성층 발생빈도 분포를 나타내었다. Mode 5에서 열성층 발생빈도가 가장 높으며 열성층 최대온도차 크기도 상대적으로 큰 분포를 가진다. Fig. 3과 Fig. 4에서는 1회의 가열 및 냉각에 대하여 시간의 흐름에 따라 운전모드별로 밀림관의 열성층발생회수 및 열성층강도(RSS)분포를 나타내었다

밀림관 피로해석의 중요한 입력 자료인 배관상하부온도차는 가열 및 냉각운전 동안 운전모드에 따라서 발생하는 열성층의 상대적인 강도 즉 열성층강도(RSS)에 따라 결정되었다.

열성층에 의한 밀림관의 실제 거동을 평가하기 위해 발전소 가열 운전중 밀림관 변위 및 온도에 대한 측정을 수행하였다. 밀림관의 온도측정 위치는 Fig. 1에 나타난 바와 같이 길이방향 7개소 각각에 대해서 원주방향의 온도변화를 측정하기 위해 배관 둘레에 5군데 측온저항체(RTD)를 설치하여 배관외면에서 온도를 측정하였다. Fig. 1에서 T01-T07은 배관 길이방향에서의 온도측정 위치를 나타낸다. T01 위치에서 시간에 따른 원주방향 온도변화 측정결과는 Fig. 5에 제시하였다.

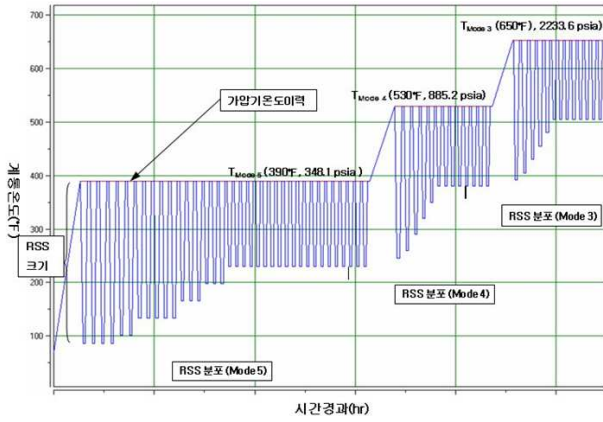


Fig. 3 Surge line transients during heat up

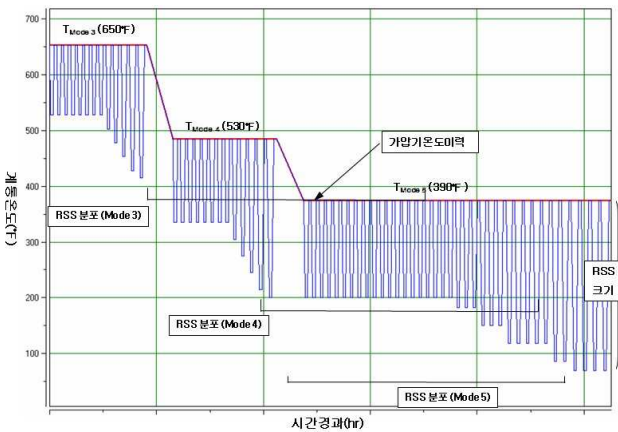


Fig. 4 Surge line transients during cool down

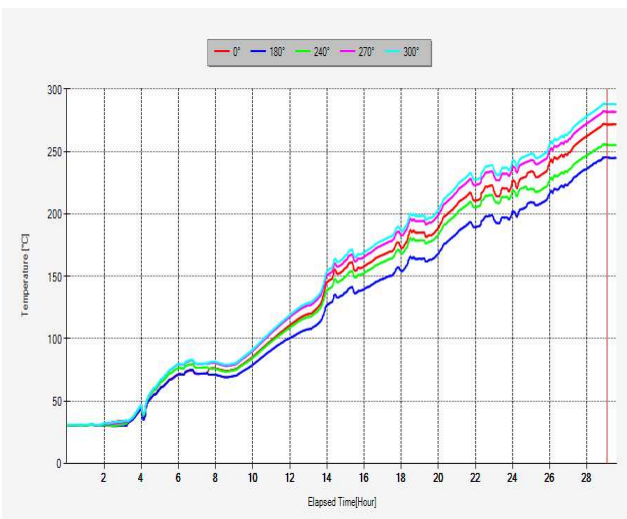


Fig. 5 Temperature measurements at T01

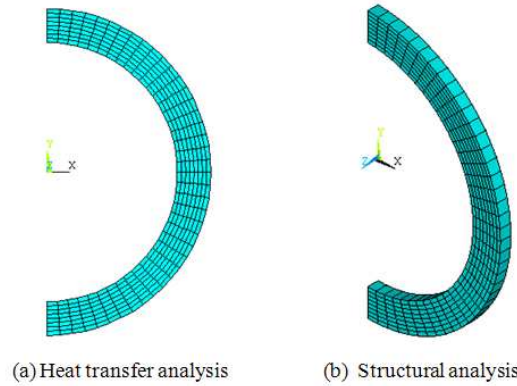


Fig. 6 Finite element model for heat transfer and stress analysis of surge line

### 3. ASME Code Section. III 응력 해석

본 논문에서는 가압기 밀림관에 대한 ASME Code Section. III NB<sup>(3)</sup> 요건에 따른 응력해석을 2 가지 열수력조건에 대해 수행하였다. 첫 번째 조건은 Fig. 3과 Fig. 4에서 도시한 가열 및 냉각 운전 조건에서 최대계통온도차가 ( $\Delta T_{sys}$ )가 320°F일 때에 열성층 과도조건을 적용한 경우이며 두 번째 조건은 Fig. 5와 같이 측정된 온도조건을 적용한 경우이다.

원전 1등급 배관 설계에 적용되고 있는 ASME Code NB-3650의 피로해석에서 요구되는 국부 열응력(local thermal stress)값은 배관 원주방향으로의 균일한 온도분포에 근거하여 계산된다.

가압기 밀림관의 응력해석을 수행할 경우 밀림관 전역 배관 상하부에 존재하는 열성층으로 인해 배관 원주방향으로 상하부 온도 분포가 달라진다. 따라서 가압기 밀림관 응력해석 시 ASME Code NB-3650의 첨두 응력(peak stress)의 항목 중 1차 응력과 2차 응력 항을 제외한 나머지 국부열 응력 항은 가압기 밀림관 응력해석에 적용할 수 없다. 따라서 본 논문에서는 2차원 열응력 유한요소 모델을 사용하여 열성층으로 인한 밀림배관 단면내의 온도 분포를 계산하고, 특정 단면에서의 길이방향 온도는 일정하게 분포한다는 가정하에 2차원 열해석 결과를 3차원 구조해석 모델에 적용하여 국부열응력을 계산하였다.

본 논문에서는 범용 유한요소해석 프로그램인

ANSYS 컴퓨터 Code<sup>(7)</sup>을 이용하여 가압경수형 원전의 가열 및 냉각 시 발생하는 열성층 현상을 고려한 밀립관의 국부열응력 계산에 사용한 2차원 열해석 및 3차원 구조해석 유한요소해석 모델은 Fig. 6에 나타내었다.

Fig. 6에서 제시한 바와 같이 밀립관의 국부열응력 계산을 위한 2차원 유한요소 열해석 모델은 8절점 PLANE55 요소를 사용하였다. 3차원 유한요소 구조해석 모델의 경우 열성층으로 인한 국부적인 굽힘 효과를 주기위해서 8절점 SOLID45 요소를 사용하였다.

#### 4. 환경보정계수 평가 방법론

국내 및 미국 가동원전의 계속운전 또는 수명연장 인허가 신청 시 식 (1) ~ 식 (2)와 같이 환경보정계수법<sup>(4,5)</sup>을 적용하여 환경영향을 고려한 주요기기의 피로수명 평가를 수행한다.

$$F_{en} = \frac{N_{air}}{N_{water}} \geq 1.0 \quad (1)$$

$$U_{en} = \sum_{i=1}^{i=n} (U_i \cdot F_{en,i}) < 1.0 \quad (2)$$

여기서,

- $F_{en}$  : 환경보정계수
- $U_{en}$  : 환경피로 사용계수
- $N_{air}$  : 공기 분위기 상온에서 피로수명
- $N_{water}$  : 원자로냉각재 사용온도에서 피로수명

오스테나이트 스테인리스 배관의 환경피로 평가에 적용하는 환경보정계수( $F_{en}$ ) 상관식과 이와 관련된 변수 및 변환변수는 다음과 같은 식 (3)과 Table 2에 나타내었다.

$$F_{en} = [\exp(0.935 - T^* \cdot O^* \cdot \varepsilon^*)] \quad (3)$$

여기서,

- $T^*$  : 변환 온도
- $O^*$  : 변환 용존산소
- $\varepsilon^*$  : 변환 변형률 변화속도

Table 2 Transformed variables

변환변수( $T^*$ , $O^*$ , $\varepsilon^*$ )	
$T^*=0$	at $T < 200^\circ\text{C}$
$T^*=1$	at $T \geq 200^\circ\text{C}$
$\varepsilon^*=0$	at $\varepsilon^* > 0.4\%/s$
$\varepsilon^* = \ln(\varepsilon^*/0.4)$	at $0.0004\%/s \leq \varepsilon^* \leq 0.4\%/s$
$\varepsilon^* = \ln(0.0004/0.4)$	at $\varepsilon^* < 0.0004\%/s$
$O^*=0.260$	at $DO < 0.05\text{ppm}$
$O^*=0.172$	at $DO \geq 0.05\text{ppm}$

식 (3)에서 나타낸 바와 같이 오스테나이트 스테인리스강의 환경피로 영향은 변형률 변화속도, 온도, 용존산소 농도 등 변수들의 상수 값으로 계산되지만, 실제적인 운전과도상태에서 이 변수들은 시간에 따라 변하며 따라서 환경보정계수 값도 시간에 따라 변화한다. 환경피로 영향은 변형률 변화속도가 양(+)일 때 주로 변형률 변화속도의 함수로 나타난다. 따라서 특정 지점에서의 환경피로를 평가하고자 하면 변형률이 증가하는 모든 시간 구간을 확인할 필요가 있으며, 변형률 구간을 적당한 수의 시간 구간으로 세분하여 각각의 구간에 대해서 환경보정계수를 계산하여야 한다.

본 논문에서는 운전과도 조건이 발생하는 구간에서 온도와 응력 변화량을 기준으로 한 변형률 변화속도와 온도의 변화량을 계산하여 환경보정계수 및 환경영향을 평가하였다. 세부평가 방법으로 과도상태에서의 변형률 시간이력을 세분화하여 각 시간 구간에 대해서 온도와 변형률 변화속도를 다르게 고려하였다.

#### 5. 환경보정계수 결과 고찰

배관의 피로평가 시는 유체온도 변화가 큰 과도조건을 적용함에 따라 높은 응력이 생산되어 피로 사용계수가 증가하지만, 환경피로 사용계수는 높은 변형률 변화속도에 따라 작게 계산될 수 있다.<sup>(8)</sup> 따라서 피로평가 및 환경피로 평가시 적절한 열적과도조건을 고려는 중요하다.

본 논문에서는 피로 설계시 일반적으로 고려되는 밀립관내 유체온도가 순간적으로 변화하는 열

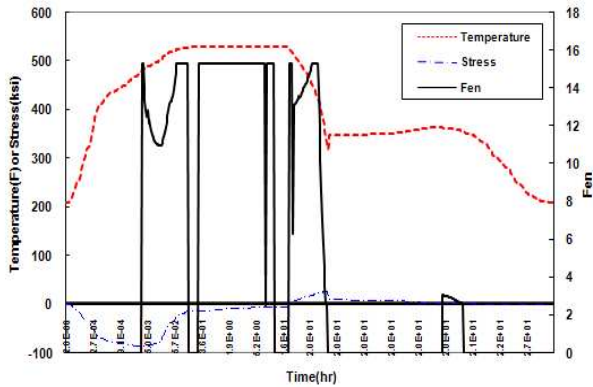


Fig. 7 Surge line Fen integration according to temperature step change

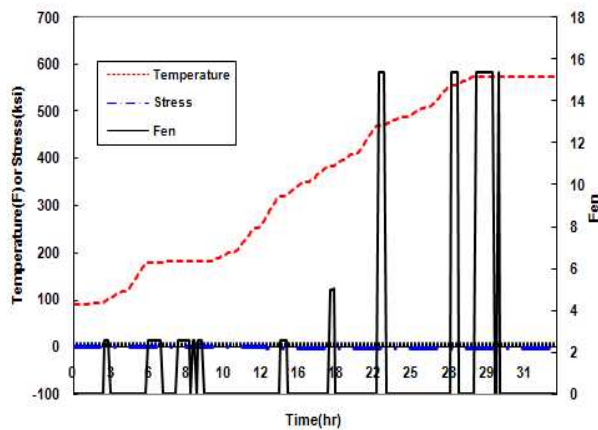


Fig. 8 Surge line Fen integration according to temperature measured during plant heat-up

적과도조건을 적용한 경우와 실제 밀림관 온도를 측정된 결과에 근거한 환경보정계수에 대한 평가를 수행하였다.

Fig. 7은 순간적으로 유체온도가 변화하는 열적 과다조건에서 시간에 따른 배관 온도, 응력 및 Fen값 이력을 보여준다. 배관 내면의 온도가 순간적으로 증가하면 배관내면은 압축응력 상태가 되며, 변형률 변화속도는 (-)가 되므로 환경효과는 무시된다. 유체온도가 일정온도를 유지함에 따라 압축응력이 서서히 감소하며 변형률 변화속도는 작은 (+)가 되어 환경보정계수 값은 커진다.

Fig. 8은 발전소 가열 운전시 밀림관 배관에서 측정된 온도를 적용시 시간에 따른 배관 온도, 응력 및 Fen값 이력을 보여준다. 온도가 서서히 증가함에 따라 배관내면은 압축응력 상태가 되

Table 3 Summary of Fen results

환경보정계수 계산 방법	온도순간변화 기준	측정온도 기준
방법 1	12.34	12.75
방법 2	5.17	1.42
방법 3	1.03	1.0

며, 변형률 변화속도는 (-)가 되어 환경효과는 무시되나 온도가 요동치는 일부 구간에서는 변형률 변화속도가 (+)가 되어 Fen값이 계산되었지만, 배관온도가 역치온도(200℃) 이하이어서 환경피로에는 크게 영향을 미치지 않는다. 배관 온도가 정상운전온도에 도달함에 따라 압축응력이 서서히 감소하며 변형률 변화속도는 작은 (+)가 되어 환경보정계수 값은 커진다.

Table 3은 상기 언급된 2가지의 열적 조건에 대한 환경보정계수를 다음과 같은 3가지 방법으로 계산한 결과를 제시하였다; 방법 1) 변형률 속도가 (+)인 구간만 시간 적분한 경우, 방법 2) 전체 과도조건 구간에 대해 시간 적분한 경우, 방법 3) 인장응력 상태를 유지하는 구간만 시간 적분한 경우이다.

### 6. 결론

원자력발전소 원자로냉각재환경을 고려하여 피로평가 해석대상으로 채택한 가압기 밀림관의 경우 열성층 과다조건 하에서 발생하는 응력 변형률의 변화속도는 온도변화 속도에 의존한다. 따라서 가압경수형 원전의 피로설계시 보수적인 열적 과다조건을 적용은 순간적인 온도변화를 발생시키며, 이로 인해서 아주 적은 환경보정계수 값을 얻게 되어 환경피로 평가 시 비보수적인 결과를 초래할 수 있다고 알려져 있다. 본 논문에서는 가압기 밀림관의 환경피로 영향을 고찰하기 위해서 밀림관내 유체온도가 순간적으로 변화하는 열적과다조건을 적용한 경우의 환경보정계수와 실제 밀림관 온도를 측정된 결과에 근거한 환경보정계수를 비교 평가하고 다음과 같은 결론을 얻었다.

(1) 기존 피로설계에 적용되는 열적과다조건을 환경피로평가에 적용할 경우 빠른 변형률로 인해

서 환경보정계수에 미치는 영향이 매우 적을 것으로 예상되었으나 오히려 환경보정계수에 미치는 영향은 크게 나타났으며 이로 인해서 환경영향평가에 보수적인 영향을 줄 수 있다.

(2) 실제 운전조건을 환경영향에 적용할 경우 변형률 속도가 설계조건보다 훨씬 느려서 환경효과는 매우 크게 나타날 것으로 예상되었으나 환경보정계수 계산 방법에 따라 실제 운전조건 고려 시 환경영향은 그다지 크지 않을 수 있다.

### 참고문헌

- (1) U.S. NRC, July 2006, Draft Regulatory Guide DG-1144, 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.
- (2) KINS, 2006, Review Guideline for Continued Operation of PWR Plants.
- (3) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Subsection NB, 2001, "Rules for Construction of Nuclear Facility Components, Class 1 Components," American Society of Mechanical Engineers, New York
- (4) Chopra, O. K., and Shack, W. J., 1998, "Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Carbon and Low-Alloy Steels," NUREG/CR-6583, ANL-97/18, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- (5) Chopra, O. K., 1999, "Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Austenitic Stainless Steels," NUREG/CR-5704, ANL-98/31, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC
- (6) "USA Standard Code for Pressure Piping, Power Piping," ANSI B31.1 Power Piping Code, American Society of Mechanical Engineers, New York
- (7) ANSYS, Version 10.0, "Finite Element Program", ANSYS Inc., Canonsburg, PA.
- (8) Higuchi, M., 2005, "Development of Evaluation Method of Fatigue Damage on Operating Plant Components in Considering Environmental Effect of LWR Coolant," *Materials Reliability Program: Third International Conference on Fatigue in Reactor Components (MRP-151)*, EPRI, Palo Alto, CA, 1011958.