

# 원전 혼합배관 고주기 열피로 평가방법론의 적용성 평가

김선혜\* · 성희동\* · 최재봉† · 허남수\*\* · 박정순\*\*\* · 최영환\*\*\*

## Applicability Evaluation of Methodology for Evaluating High Cycle Thermal Fatigue of a Mixing Tee in Nuclear Power Plants

Sun-Hye Kim\*, Hee-Dong Sung\*, Jae-Boong Choi†, Nam-Su Huh\*\*, Jeong-Soon Park\*\*\*  
and Young-Hwan Choi\*\*\*

(Received 12 NOV 2011, Accepted 22 NOV 2011)

### ABSTRACT

Turbulent mixing of hot and cold coolants is one of the possible causes of high cycle thermal fatigue in piping systems of nuclear power plants. A typical situation for such mixing appears in turbulent flow through a T-junction. Since the high cycle thermal fatigue caused by thermal striping was not considered in the piping fatigue design in several nuclear power plants, it is very important to evaluate the effect of thermal striping on the integrity of mixing tees. In the present work, before conducting detailed evaluation, three thermal striping evaluation methodology suggested by EPRI, JSME and NESC are analyzed. Then, a by-pass pipe connected to the shutdown cooling system heat exchanger is investigated by using these evaluation methodology. Consequently, the resulting thermal stresses and the fatigue life of the mixing tee are reviewed and compared to each other. Furthermore, the limitation of each methodology are also presented in this paper.

**Key Words :** Fluctuation Temperature(요동온도), High Cycle Thermal Fatigue(고주기 열피로), Mixing Tee(혼합배관), Shutdown Cooling System(정지냉각계통), Thermal Striping(열 경계층 이동)

### 기호설명

$B_i$  : Biot Number  
 $C_p$  : Specific Heat  
 $D_i(D_o)$  : Pipe Inner(Outer) Diameter  
 $D_b(D_m)$  : Inner Diameter of Branch(Main) Line  
 $E$  : Young's Modulus  
 $E_C$  : Young's Modulus Inferred from Fatigue Curve  
 $f$  : Frequency

$g$  : Gravity  
 $h$  : Heat Transfer Coefficient  
 $H$  : Wall Thickness  
 $K_r$  : Fatigue Strength Coefficient  
 $K_t$  : Stress Strength Coefficient  
 $K_v$  : Plastic Strain Amplitude Due to Bi-axial Stress  
 $Re$  : Reynolds Number  
 $Ri_p$  : Pipe Richardson Number  
 $T_b(T_m)$  : Fluid Temp. at Branch(Main) Line  
 $U$  : Average Velocity of the Stratified Fluid  
 $U_b(U_m)$  : Inlet Velocity of Branch(Main) Line  
 $U_f$  : Usage Factor  
 $\Delta T_f$  : Temp. Fluctuations in Bulk Flow  
 $\Delta T_{in}$  : Temp. Difference between Inlets

† 책임저자, 회원, 성균관대학교 기계공학부

E-mail : boong33@skku.edu

TEL : (031)290-7458 FAX : (031)290-5276

\* 성균관대학교 기계공학부

\*\* 서울과학기술대학교 기계설계자동차공학부

\*\*\* 한국원자력안전기술원(KINS)

$\Delta T_w$	: Temp. Fluctuation at Pipe Inner Surface
$\alpha$	: Thermal Expansion Coefficient
$\beta$	: Temperature Reduction Factor
$\lambda$	: Thermal Conductivity
$\nu$	: Poisson's Ratio
$\rho$	: Density
$\sigma_{alt}$	: Alternating Stress
$\sigma_{cr}$	: Endurance Limit

## 1. 서론

열 경계층이동(Thermal Striping)은 T자형 혼합배관(Mixing Tee)과 같이 고온 및 저온유체가 번갈아 유입되거나 유체 간의 혼합효과를 기대할 수 없을 경우 발생한다. 이 열 경계층은 초당 5~10회의 고주기로 변동하면서 배관 내벽에 불규칙한 온도분포를 일으키며, 최종적으로 배관의 고주기 열피로 및 균열의 생성과 진전 등을 야기한다. 따라서 이러한 현상을 올바르게 분석하고 평가하는 것은 발생 가능한 열피로를 예측하고 배관의 건전성을 확보하기 위한 선결요건이다.

더욱이 상업운전중인 프랑스의 Civaux 1호기 잔열 제거계통 열교환기 후단 배관에서는 열 경계층 이동에 기인한 배관 균열로 인해 다량의 냉각수가 누설되는 사고가 발생한 바 있으며, 일본의 Tsuruga 2호기, Tomari 2호기 재생열교환기 출구배관에서도 상당한 크기의 균열이 보고된 바 있기 때문에 고주기 열피로 현상에 대한 건전성 확보 기술 개발은 해결해야 할 현안의 하나로 인식되고 있다<sup>1-3)</sup>. 일본에서는 혼합배관의 열 경계층 이동에 기인한 고주기 열피로 평가에 대한 장기간의 연구 결과를 바탕으로 일본기계학회(JSME) 기준 '배관의 고주기 열피로에 관한 평가지침, JSME S017-2003'을 정립한 바 있다<sup>4)</sup>. 반면, 현재 미국, 유럽 및 국내에서는 이에 대한 광범위한 연구 수행 및 정량적인 평가기준 정립이 미진한 상태이기 때문에, 국내 원전 현황을 고려한 고주기 열피로 평가 방법론 개발이 시급한 상태이다.

따라서 국내 원전에 적용 가능한 혼합배관 고주기 열피로 평가 방법론 정립을 위하여 다음의 선행 연구를 수행하였다. 먼저, 지금까지 제안된 주요 평가 방법론의 특징을 검토하고, 국내 가동원전 설계 및 운전 조건을 분석하여 각 방법론의 적용 가능성을 판단하였다. 또한, 가동 중인 가압 경수로형 원전 정지냉각

계통(Shutdown Cooling System)의 열교환기 후단배관을 각 평가 방법론을 적용하여 평가하고, 그 결과를 비교·분석하여 현 방법론의 한계에 대하여 고찰하였다.

## 2. 열 경계층이동에 기인한 고주기 열피로 평가

### 2.1 평가 방법

현재 국내 원전 배관 설계 및 건전성 평가에 활용되고 있는 KEPIC 코드<sup>5)</sup>는 고주기 열피로 평가에 대한 지침을 제시해주고 있지 않다. 따라서 본 연구에서는 국외 주요 지침을 바탕으로 평가를 진행하였으며, 각 지침의 국내원전 적용성에 대하여 분석하였다. 본 논문에 고려된 고주기 열피로 평가지침은 미국 전력 연구소(EPRI)의 TASCs(Thermal Stratification, Cycling and Striping) 지침<sup>6)</sup>, 일본기계학회 기준인 JSME S017-2003 지침 그리고 유럽 NESC R&D 프로젝트<sup>7)</sup>에서 제시한 지침이다. 각 지침의 전제조건 및 주요 평가 방법론은 다음과 같다.

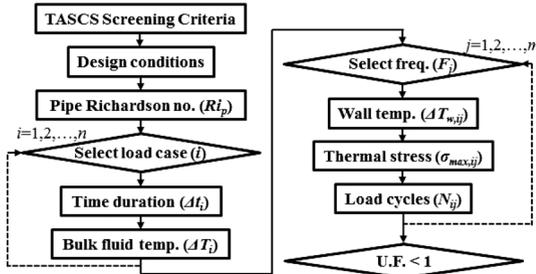
### 2.2 EPRI TASCs

미국의 NRC(Nuclear Regulatory Commission)에서는 기존원전 및 설계중인 원전의 수평배관 내의 열성층(Thermal Stratification) 및 요동온도(Fluctuation Temperature)의 존재 여부를 검토하고, 해석을 수행하여 배관의 건전성을 확인 하도록 NRC Bulletin 88-08에 고시하였다<sup>8)</sup>. EPRI TASCs 프로그램은 이 고시를 바탕으로 시작되어, 실측시험 및 수치해석 결과를 활용하여 열성층, 열주기(Thermal Cycling) 및 열 경계층 이동에 기인한 열피로 파손 예측 방법을 제시하고 있다.

본 지침은 포화수(Saturated Water)가 냉각재로 쓰이는 스테인리스 강 재질의 배관에만 적용이 가능하다. 열 경계층 이동을 평가하기에 앞서, Fig. 1에 도시한 바와 같이 지침에서 제시한 선정기준을 통하여 열 경계층 이동의 발생가능성 여부를 판단하고 상세평가를 수행한다. 또한, 본 지침은 Table 1에 제시한 시험 조건 하에서 도출되었기 때문에 이 범위를 벗어나는 배관에 적용 시에는 주의가 필요하다. 평가 절차를 통하여 최종적으로 산출한 피로계수(Usage Factor)는 배관 전체 단면이 아닌 열 경계층 위치에 해당하는 값이다.

**Table 1** The Application Limit of EPRI TASCs

Parameter	Wolf, et al. <sup>9)</sup>	Hu et al. <sup>10)</sup>
$Re$	$10^3 \sim 5 \cdot 10^4$	$10^3 \sim 7 \cdot 10^4$
$Rip$	18~2,500	7~240



**Fig. 1** Evaluation Procedure of EPRI TASCs

**2.3 JSME S017-2003**

일본에서는 고·저온 유체혼합에 의한 배관 고주기 열피로의 정량적인 평가를 위하여 기준책정 위원회를 설립, 장기간의 연구결과를 종합하여 2003년 12월 JSME S017-2003 평가지침을 수립하였다.

본 지침은 비압축성으로 간주 할 수 있는 단상(Single Phase)의 포화수를 냉각재로 하는 T자형 혼합배관을 대상으로 하며, T자형 이외의 형태나 합류부에 차열관(Thermal Sleeve)이 설치되어 있는 배관은 대상에서 제외된다. 더불어 배관 재질은 탄소강, 저합금강, 스테인리스강으로 한정되며, 소성 변형이 발생하지 않는 탄성범위 내의 열응력을 고려한다. 이외의 지침의 적용범위 및 대상은 Table 2에 합류형태에 따라 기술하였다. 합류형태 ①은 주배관 양 측에서 유입되는 냉각재가 분기배관으로 흐르는 형태이며, 합류형태②는 분기배관의 유동이 주배관으로 합류하여 흐르는 형태이다.

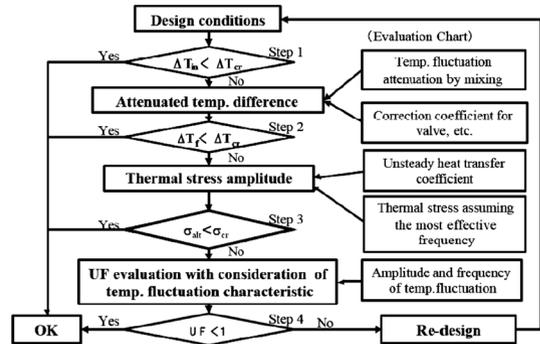
JSME S017 지침은 Fig. 2에 도시한 평가절차와 같이 4단계의 선정기준으로 구성되어 있으며, 4단계까지 기준을 만족시키지 못할 경우에는 재설계를 진행해야 한다. 1단계 및 2단계의 선정기준은 피로한도에 상응하는 온도차( $\Delta T_{cr}$ )이며, 3단계의 선정기준은 피로한도( $\sigma_{cr}$ )이다. 4단계에서는 지침에 제시되어 있는 유체 레인 플로우 선도(Rain Flow Chart)를 사용하여 피로계수를 평가한다.

**2.4 NESR R&D 프로젝트**

유럽에서는 2003년 5개국의 10개 기관이 참여하는

**Table 2** The Application Limit of JSME S017

Parameter	Flow Type ①	Flow Type ②
Dia. Ratio ( $D_b/D_m$ )	1.0	0.2~1.0
Main Velo. ( $U_m$ )	1.25~5 [m/s]	0.05~5 [m/s]
Velo. Ratio	$\frac{MIN(U_{m1}, U_{m2})}{MAX(U_{m1}, U_{m2})}$ 0.1~1.0	$U_b/U_m$ 0.1~200
Biot No. ( $B_i$ )	$10^{-1} \sim 10^3$	



**Fig. 2** Evaluation Procedure of JSME S017-2003

NESC(Network for Evaluation of Structural Component) 프로젝트가 가압 경수로형 원전 내 합류배관에서 발생하는 고주기 열피로 평가 방법론을 정립하기 위하여 착수되었다. 그 결과, 열피로 손상 사례 데이터베이스와 더불어 4단계 레벨로 구성된 합류배관 고주기 열피로 평가절차가 Fig. 3과 같이 제안되었다.

본 평가방법의 적용대상은 단상의 포화수를 냉각재로 하는 탄소강 또는 스테인리스강 재질의 T자형 합류배관이다. 단, JSME 지침과 같이 합류형태에 따라 평가법의 적용범위 및 대상을 제시하고 있지 않다. 또한 현재 레벨 3과 4에 해당하는 평가방법은 구체화 및 검증화가 진행되고 있으므로, 본 논문에서는 레벨 1 선정기준 및 레벨 2 Sinusoidal 방법을 활용하여 평가를 진행하였다.

레벨 1 선정기준은 배관재질에 따라 식(1) 및 (2)로 구분되며, 혼합배관의 입구 양 측의 온도차( $\Delta T_m$ )를 선정기준으로 한다. 이 기준을 만족할 경우에는 추가적인 평가를 수행하지 않으며 평가대상에서 제외된다.

$$\Delta T_{in} \leq 80^\circ\text{C} \text{ for Stainless steel} \quad (1)$$

$$\Delta T_{in} \leq 50^\circ\text{C} \text{ for Carbon steel} \quad (2)$$

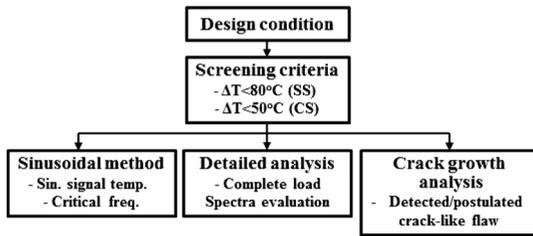


Fig. 3 The Multi-level Assessment Approach of NESC Project

레벨 2 Sinusoidal 방법은 배관과 유체 간의 전도 및 대류에 의해 배관 열전달이 발생한다는 가정 하에, 배관 내벽 근처에서의 유체 온도를 식 (3)과 같이 정의한다.

$$T = \Delta T_{in} / 2 \cdot \sin(2\pi f \cdot t) \quad (3)$$

배관 평가를 위해 먼저 입구 측 온도차 및 주기를 변경하며 1차원 열전달 해석을 수행하고, 그 결과를 응력해석의 하중으로 직접 고려하여 주기에 따른 하중함수를 도출한다. 이 하중함수에 감쇠계수(Reduction Factor)를 적용하고 피로선도를 활용하여 피로계수를 평가한다.

NESC의 Sinusoidal 방법의 경우, 평판모델을 바탕으로 열응력을 산출하기 때문에 2축 응력만을 고려한다. 실제 배관의 경우, 3축 응력이 발생하므로 평판모델에 대비하여 국부피크응력이 증가할 가능성이 있다.

### 3. 정지냉각계통 열교환기 후단배관 평가

#### 3.1 평가대상

2절에서 서술한 3가지 평가지침을 옮긴 3,4호기 정지냉각계통 열교환기 후단배관에 적용하여 평가한 결과를 서로 비교·분석 하였다. 평가대상 부위는 열교환기를 통과하는 배관과 우회하는 배관이 만나는 곳으로써 T자형 혼합배관의 형태이다. 이 계통은 원자로 정지 4시간 후에 원자로 냉각재 온도가 177°C, 압력 30kg/cm<sup>2</sup>에서 운전이 개시되며, 핵연료 재장전 개시 온도인 60°C까지 75~30°F/hr로 냉각된다. 이 때 열교환기를 통과하는 냉각재의 유량 범위는 870~580m<sup>3</sup>/hr이며, 우회하는 냉각재의 유량 범위는 0~290m<sup>3</sup>/hr이다. 각 배관의 보다 상세한 형상 및 유동 조건은 Table 3에 기술하였다.

Table 3 The Specification of Evaluation Target Pipe

Parameter	H.X. By-pass Pipe (Main Line)	H.X. Pass Pipe (Branch Line)
$D_o$ [mm]	273.05	273.05
$D_i$ [mm]	247.65	247.65
$H$ [mm]	12.7	12.7
Temp. [°C]	177	60
Velo. [m/s]	1.672	3.345
Material	ASME SA312 Gr. TP304	

#### 3.2 EPRI TASCs 평가 결과

본 절에는 혼합배관 입구 측 유체 온도차 117°C, 지속시간 4.7시간, 운전횟수 200회의 하중조건( $i=1$ )에 대한 TASCs 평가 결과를 정리하였다.

##### 3.2.1 배관 리차드슨 수

식 (4)를 통하여 산출한 정지냉각계통 열교환기 후단배관의 리차드슨 수( $Ri_p$ )는 0.001로 Table 1에 제시한 허용기준을 크게 밀도는 수치이다. 이는 TASCs 지침의 평가대상이 T자형 혼합배관이 아닌 밸브 누설(Leakage)로 인해 열 경계층 이동이 발생하는 배관이기 때문이다. 누설에 의한 유동은 상대적으로 유속이 느리기 때문에  $Ri_p$  값이 반대로 커지게 된다. 본 논문에서는 TASCs 평가의 최종 결과물인 열응력 및 피로계수를 타 지침의 결과와 비교하기 위해 평가를 계속 진행하였다.

$$Ri_p = \frac{g}{\rho} \frac{\Delta \rho \cdot D_i}{U^2} \quad (4)$$

##### 3.2.2 배관 온도변동 및 주기

배관 온도변동은 식 (5)를 이용하여 산출할 수 있다.

$$\Delta T_{w_{ij}} = F1_i F2_j \Delta T_i \quad (5)$$

$$F1_i = 10 / Ri_p \quad (Ri_p > 20)$$

$$0.5 \quad (4 < Ri_p < 20)$$

$$F2_j = \Delta T_{w_j} / \Delta T_{w_i}$$

여기서  $F1_i=0.5$ 로 가정하였으며,  $i=1$ 에 대하여  $\Delta T_i=117^\circ\text{C}$ 이다. 식 (5)을 통하여 산출한 주기에 따른 배관 온도변동을 Table 4에 기술하였다.

Table 4 The TASCs Evaluation Results ( $i=1$ )

$j$	$F2_j$ [-]	$f_j$ [Cycle/hr]	$\Delta T_{w,ij}$ [°C]	$\sigma_{alt,ij}$ [MPa]	Cycles [-]	$U_f$ [-]
1	1	75	58.5	107.5	70,500	0.0004
2	0.9	120	52.65	97	112,800	0.001
3	0.8	90	46.8	86	84,600	0
4	0.7	135	40.95	75.5	126,900	0
5	0.6	180	35.1	64.5	169,200	0
6	0.5	450	29.25	54	423,000	0
7	0.4	1200	23.4	43	1,128,000	0
8	0.3	7500	17.55	32.25	7,050,000	0

### 3.2.3 열응력 및 피로계수 평가

하중조건  $i$ , 주기  $j$ 에서의 최대 열응력 진폭( $\sigma_{alt,ij}$ )은 식 (6)을 통하여 산출할 수 있으며, Table 4에 주기에 따라 그 값을 정리하였다.

$$\sigma_{alt,ij} = \frac{1}{2} \frac{E\alpha}{1-\nu} \Delta T_{w,ij} \quad (6)$$

여기서,  $E=195\text{GPa}$ ,  $\alpha=1.32 \times 10^{-5} \text{K}^{-1}$ ,  $\nu=0.3$  (고온  $177^\circ\text{C}$  기준)이다. 이렇게 산출한 열응력 진폭 및 하중빈도 그리고 ASME B&PV 코드 Sec.III Mandatory Appendices<sup>(11)</sup> 제시된 피로선도를 고려하여 피로계수 평가를 수행하였다. 주기에 따른 피로계수를 Table 4에 제시하였으며, 1보다 작은 값을 나타내므로 고주기 열피로로부터의 건전성이 확인 되었다.

## 3.3 JSME S017-2003 평가 결과

평가대상 배관은 합류형태②에 해당하며, 유속비는 2.0, 구경비는 1.0, 합류 전 유체 온도차는  $117^\circ\text{C}$ 이다.

### 3.3.1 Step 1 판정 온도차에 의한 평가

Step 1에서는 판정 온도차( $\Delta T_{cr}$ ), 즉 응력범위가 재료의 피로한도 이하가 되는 최대 온도차를 이용하여 평가를 수행한다. 따라서  $\Delta T_{cr}$ 은 배관 재질에 상응하는 피로 선도를 이용하여 결정할 수 있으며, 본 평가에서는 JSME S NCI-2002부록에 제시된 피로선도를 고려하였다<sup>(12)</sup>. 산출한  $\Delta T_{cr}=38.9^\circ\text{C}$ 으로 식 (7)에 제시되어 있는 기준을 만족하지 못하므로 Step 2 평가를 진행하였다.

$$\Delta T_{in} < \Delta T_{cr} \quad (7)$$

### 3.3.2 Step 2 온도 변동폭 감쇠효과 고려 평가

유체 합류 후에는 온도 변동폭이 감소하는 현상이 발생하므로, 식 (8)과 같이 감쇠계수  $\beta$ 를  $\Delta T_m$ 에 반영한 합류 후 온도 변동폭( $\Delta T_f$ )를 이용하여 평가를 수행한다.

$$\Delta T_{in} \times \beta_{\max} = \Delta T_f < \Delta T_{cr} \quad (8)$$

$\beta$ 는 유동실험 결과를 바탕으로 도출된 계수로써, 구경비, 유속비 및 주배관 유속에 따라 결정되며 무차원 축방향 거리에 따른 선도로 제시되어 있다. 평가대상 배관 조건에 대응하는 감쇠계수의 최대치인 1.0을 적용할 경우, 상기 기준을 만족하지 못하므로 Step 3의 평가를 진행하였다.

### 3.3.3 Step 3 열응력 고려 평가

식 (9)에 제시한 바와 같이, 본 단계에서는 대상배관에서 발생하는 최대 응력범위를 피로한도와 비교하여 열피로 손상을 평가한다. 응력할증계수( $K_t$ )는 유체 온도분포 변동이 구조물의 응력변화에 미치는 영향을 고려하기 위함이며, 합류형태 및 유속비에 따라 제시되어 있다. 반면, 최대 무차원 응력범위( $\Delta\sigma_{\max}^*$ )는 온도 변동주기와 관계없는 응력범위의 최대치이며, 비오수- $\Delta\sigma^*$  선도로부터 도출할 수 있다.

$$\sigma_{alt} = \frac{1}{2} \times K_t \times \frac{E\alpha \cdot \Delta T_f}{1-\nu} \times \Delta\sigma_{\max}^* < \sigma_{cr} \quad (9)$$

여기서,  $E=195\text{GPa}$ ,  $\alpha=1.32 \times 10^{-5} \text{K}^{-1}$ ,  $\nu=0.3$  (고온  $177^\circ\text{C}$  기준)이며,  $K_t=1.0$ ,  $\Delta\sigma_{\max}^*=0.7$ 이다. 산출된  $\sigma_{alt}=150.6\text{MPa}$ 가 피로한도  $\sigma_{cr}=94\text{MPa}$  보다 약 1.6배 큰 값으로 기준을 만족하지 않으므로 Step 4의 평가를 수행하였다.

### 3.3.4 Step 4 피로손상을 고려한 평가

본 단계에서는 구경비, 유속비, 주배관 유속, 합류점으로부터의 무차원 거리에 따라 제시되어 있는 유체 레인 플로우 선도를 이용하여 평가를 수행한다. 차트의 가로축은 무차원 온도 변동폭이며 세로축은 무차원 발생빈도이다. 평가배관의 경우, 합류점으로부터  $1.5D_m$ 에서 가장 큰 온도변동이 발생하므로 이 지점에서의 피로계수를 산출하였다.

실 단위 환산 및 열응력 진폭 변환을 걸쳐 계산된 단위 시간 당 합계 피로계수( $\Sigma U_R$ )는  $1.8 \times 10^{-7}$ 이다. 정상운전 시 냉각율을  $30^\circ\text{F/hr}$ 로 가정하면, 냉각제 온도  $177^\circ\text{C}$ 에서 열피로 한계치  $98.9^\circ\text{C}$ (열교환기 통과 온도  $60^\circ\text{C}$  + 판정 온도차  $38.9^\circ\text{C}$ )까지 냉각하는데 약 4.7시간이 소요된다. 이에 원전 설계수명 기간 동안의 정지 냉각운전 총 횟수 200회를 고려하면 최종 피로계수는 0.61로써 1보다 작은 값을 나타내므로 고주기 열피로로부터의 건전성이 확인 되었다.

### 3.4 NESC SIN-method 평가 결과

평가배관은 입구측 유체 온도차가 NESC에서 제시한 선정기준( $80^\circ\text{C}$ )보다 크므로 추가적인 상세평가를 수행해야 한다. 본 논문에서는 지침에 제시되어 있는 해석결과를 활용, 다음 일련의 절차를 통하여 평가를 수행하였다.

#### 3.4.1 배관 온도변동 주기에 따른 열응력 진폭

Fig. 4는 무차원화한 배관 온도변동 주기와 열응력 진폭 사이의 관계를 비오수( $Bi$ )에 따라 나타낸 선도이다. 비오수는 유체와 배관 표면 사이의 온도차에 의한 배관 내부에서의 온도변화를 나타내는 무차원 수로써 식 (10)과 같이 정의된다.

$$Bi = h \cdot H / \lambda \quad (10)$$

앞서 JSME 지침에서 고려한 대류 열전달 계수 ( $h$ )와 동일한  $h = 19,005 \text{ W/m}^2\text{K}$ 를 적용하여 산출한 비오

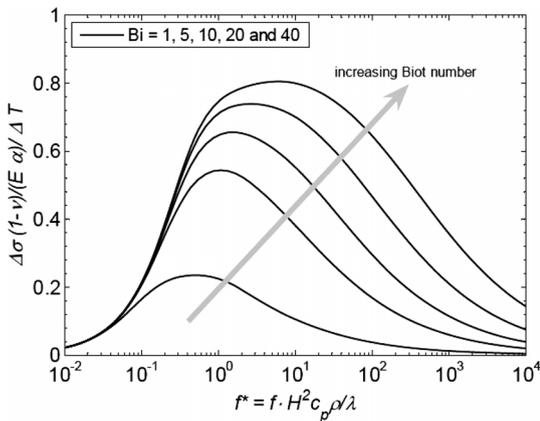


Fig. 4 The Normalized Stress Range for Different Biot No.

수는 15이다. 무차원화 된 그래프를 실 단위로 환산할 경우, 186 cycles/hr에서  $\Delta\sigma = 299.3 \text{ MPa}$ 의 최대치를 나타낸다. 본 평가법에서는 식 (11)을 통하여 최대 응력 범위를 산출한다.

$$\sigma_{alt} = \frac{1}{2} \Delta\sigma \cdot \frac{E_c}{E} \cdot K_r \cdot K_v \quad (11)$$

여기서,  $E = E_c = 195 \text{ GPa}$ 이며,  $K_r = K_v = 1.0$ 을 고려하였다. 상기 식을 통하여 최종 산출된  $\sigma_{alt}$ 는  $149.65 \text{ MPa}$ 이다.

#### 3.4.2 피로계수 평가

앞서 산출한 열응력 진폭 및 하중빈도 그리고 ASME B&PV 코드 Sec.III Mandatory Appendices에 제시된 피로선도를 고려하여 피로계수 평가를 수행하였다. Fig. 5는 무차원 배관 온도변동 주기에 따른 피로계수 변화를 나타낸다. 피로계수의 최대값은 최대 응력범위가 발생하는  $f^* = 2$ 가 아닌  $f^* = 20$ 일 때 발생하며, 그 값은 0.263로 1보다 작은 값을 나타내므로 고주기 열피로로부터 건전함이 확인 되었다.

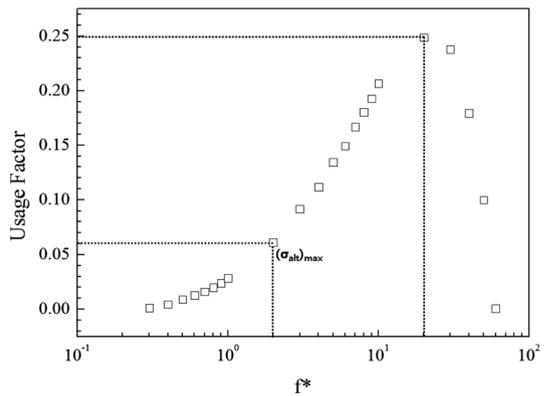


Fig. 5 The Usage Factor for Different Normalized Frequency

## 4. 결론

본 논문은 수행중인 혼합배관 고주기 열피로 평가 방법론 정립 연구를 소개하기 위한 것으로, 기존에 제안된 주요 평가 방법론의 특징을 검토·분석하여 현 방법론의 한계에 대하여 고찰하였다. 그 주요 내용은 다음과 같다.

1) EPRI TASCs 지침의 경우, 밸브 누설이 발생하는 배관이 평가대상이기 때문에 T자형 혼합배관에 적용 시 주의가 요구되어진다.

2) NESC가 제시한 Sinusoidal 방법은 단순형상모형을 가정하여 도출되었기 때문에, 3차원 형상을 고려할 경우 국부피크응력이 증가할 가능성이 있다. 또한 열응력 산출 시 고려되는 대류 열전달 계수의 영향이 크지만 이를 정의하는 방법이 명확치 않으며 방법론의 적용범위 또한 제시되어 있지 않다.

3) JSME S017-2003 지침의 경우, 국내 원전 조건을 포함하는 범위에서 방법론이 정립되었으며, 다른 지침에 비하여 정량적인 평가기준을 제시하고 있다. 더불어, 다른 지침과는 다르게 최대 열 경계층 요동이 발생하는 지점을 예측하고, 그 지점에 대하여 평가를 수행한다.

4) JSME 지침의 경우, 실기온도이력을 바탕으로 레인 플로우 집계를 통하여 누적피로계수를 평가하는 반면, Sinusoidal 방법의 경우에는 온도이력을 특정 온도차 및 주기의 사인함수로 고려하기 때문에 피로계수가 상대적으로 작은 값을 갖게 된다. 또한 TASCs 지침의 경우에는 두 평가방법에 대비하여 상대적으로 큰 온도차 감소효과를 고려하며, 온도변동주기가 열응력에 미치는 영향을 상세히 반영하고 있지 않기 때문에 두 평가방법 피로계수 결과에 비하여 작은 피로계수를 갖는다. 따라서 상대적으로 실기조건을 가장 잘 반영하고 있는 JSME 지침이 세 가지 방법론 중 국내 원전 T자형 혼합배관 평가에 적합하다고 판단된다.

## 참고문헌

1. Faidy, C., 2002, "High Cycle Thermal Fatigue: Lessons Learned from CIVAUX Event," *The 2nd International Conference of Fatigue of Reactor Components*, Utah, USA, July 29-31.
2. Hoshino, T. et al., 2000, "Leakage from CVCS Pipe of Regenerative Heat Exchanger Induced by High Cycle Thermal Fatigue at Tsuruga Nuclear Power Station Unit 2," *8th International Conference on Nuclear Engineering*, Baltimore, USA, April 2-6.
3. Le Duff, J. A., Lefrancois, A., Meyzaud, Y., Vernot, Ph., Martin, D., Mendez, J. and Lehericy, Y., 2007, "High Cycle Thermal Fatigue Issues in PWR Nuclear Power Plant: Life Time Improvement of Some Austenitic Stainless Steel Components," *International Journal of Metallurgy*, Vol. 104, No. 3, pp. 156-162.
4. JSME Standard, 2003, "Guideline for Evaluation of High Cycle Thermal Fatigue of a Pipe," JSME S017-2003.
5. KEPIC 2000 Edition.
6. Electric Power Research Institute, 1994, "Thermal Stratification, Cycling and Striping (TASCs)," EPRI Report TR-103581.
7. Dahlberg, M., Nilsson, K. F., Taylor, N., Faidy, C., Wilke, U., Chapuliot, S., Kalkhof, D., Bretherton, I., Church, M., Solin, J. and Catalano, J., 2007, "Development of a European Procedure for Assessment of High Cycle Thermal Fatigue in Light Water Reactors: Final Report of the NESC-Thermal Fatigue Project," European Commission, Joint Research Centre, EUR22763EN.
8. USNRC, 1988, "Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems," Bulletin 88-08.
9. Wolf, L., et al., 1987, "Thermal Stratification Tests in Horizontal Feedwater Pipelines," *15th USNRC WRSIM*, Gaithersburg, Md., Oct. 26-30, NUREG/CP-0091, Vol. 5, pp. 437-464.
10. Hu, M. H., et al., 1981, "Flow Model Test for the Investigation of Feedwater Line Cracking for PWR Steam Generators," *ASME PVP paper*, No. 81-PVP-4.
11. ASME, 1998, "ASME B&PV Code Sec.III Mandatory Appendices," ASME Boiler and Pressure Vessel Code.
12. JSME Standard, 2002, "Codes for Nuclear Power Generation Facilities—Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants," JSME S NC1.