

<연구논문>

## 원전 Mixing Tee에서의 고주기 열피로 평가

이선기†

### Evaluation of High Cycle Thermal Fatigue on Mixing Tee in Nuclear Power Plant

Sun Ki Lee†

(Received 17 February 2020, Revised 19 March 2020, Accepted 23 March 2020)

#### ABSTRACT

In nuclear power plants, there is a risk of thermal fatigue in equipment and piping affecting system soundness because the temperature change of the system accompanies in every operation and shutdown. Therefore, in order to prevent the excess of the fatigue limit during the lifetime of plants, the fatigue limit of each piping material is determined in the designing stage. However, there are many cases where equipment or piping is locally subjected to thermal fatigue that is not considered in the design, resulting in damage to the equipment and piping, and failure during operation. Currently, local thermal fatigue generation mechanisms that are not taken into account in the design stage are gradually being identified. In this paper, the effects of the fluid temperature fluctuations on the piping soundness due to the mixing of hot and cold water, one of the local thermal fatigue generating mechanisms, were evaluated.

**Key Words :** High Cycle Thermal Fatigue (고주기 열피로), Temperature Boundary Fluctuation (온도 경계층 변동), Residual Heat Removal System (잔열제거계통), Shut Down Cooling System (정지냉각계통), Cumulative Fatigue Coefficient (누적 피로계수), Nuclear Power Plant (원자력발전소)

#### 1. 서 론

1998년 5월 프랑스 Civaux 1호기 잔열제거계통 (Residual Heat Removal System, RHR 계통) 열교환기 후단 배관에서 균열이 발생하여 다량의 냉각수가 누설되었다. 균열 발생 부위는 RHR 열교환기를 통과한 저온의 유체와 열교환기를 통과하지 않은 (by-pass) 고온의 유체가 합쳐져 흐르는 엘보우 부위이다. 균열 발생 당시 동 계통은 시운전 중으로써 고온 및 저온 유체는 약 140°C의 온도차를 갖고 혼합되는 상황에서 약 1600시간 운전되고 있었다. 균

열원인은 고온-저온수 혼합에 의한 온도변동이 고주기 열피로를 유발한 것으로 판명되었으며 대책으로 Civaux 1호기에서는 고온-저온수의 혼합 부위를 엘보우 위치에서 가능한 한 멀리 떨어지도록 설계 변경하였다.

이와 같이 원전에서 국부적으로 기기나 배관이 설계시 고려되지 않은 열피로의 영향으로 기기/배관이 손상되어 운전에 지장을 초래한 사례가 다수 발생하고 있다. 예를 들어, 미국 Trojan 발전소 가압기 밀림 배관의 이상 변형, Farley 2호기 및 Tihange 1호기 안전주입 계통 차단밸브 전후 배관에서의 미세결함 발생, 일본 Genkai 1호기 잔열제거계통의 차단밸브 전후 배관에서의 미세결함 발생 등이 있다. 참고로 Fig. 1에는 열피로로 인해 배관에 발생하였던

† 책임저자, 회원, 동신대학교 에너지기체설비전공  
E-mail: sunkilee@dnu.ac.kr  
TEL: (061)330-7642 FAX: (061)330-7640

사고 건수를 국가별 및 노형별로 정리하였다<sup>1)</sup>.

현재 원전 설계시 고려하지 못했던 국부적인 열피로 발생 메커니즘이 점차 규명되고 있으며<sup>2,3,4,5)</sup> 본 논문에서는 국부적인 열피로 발생 메커니즘의 하나인 고온수와 저온수의 혼합에 의한 배관 내부 유체 온도변동이 배관 건전성에 미치는 영향에 대해서 국내 가동 중인 원전에 대하여 평가하였다. 국내 가동 중인 원전에서 고온-저온수 혼합에 따른 고주기 열피로에 노출된 계통은 앞에서 기술하였던 RHR 계통 및 정지냉각계통(Shut Down Cooling System, SDCS)에 해당된다.

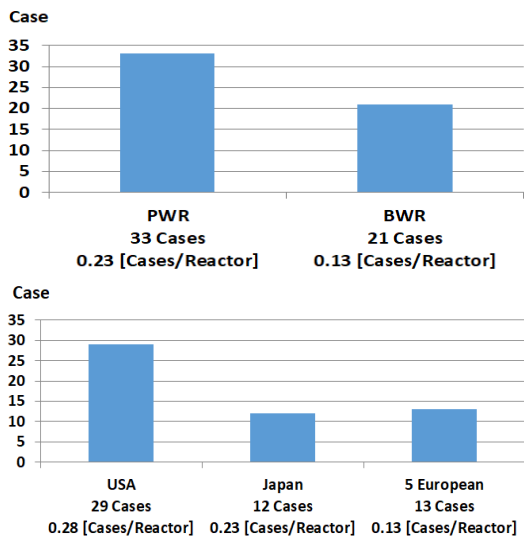


Fig. 1 Number of accidents that occurred in piping due to thermal fatigue in nuclear power plant

## 2. 원전 배관 열피로 발생 메커니즘 분석

상기 Fig. 1에 나타난 바와 같이 주요국가 원전에서 열피로로 인한 손상은 총 54건이다. 이 54건에 대한 손상 사례를 메커니즘별로 검토하면 다음의 7가지 Case로 구분된다.

### (1) Case 1

가압기 밀림관(Surge Line)은 원자로 냉각재 계통의 가압기(Pressurizer)와 고온관(Hot Leg)을 연결하는 배관이며, 이 배관 내에서는 가압기 측의 고온 냉각재와 이에 비해 상대적으로 낮은 온도인 고온관(Hot Leg)측의 냉각재가 만나 배관 상하부간에 온도차가 항상 상존한다. 이 온도차에 의해 배관 구조

물의 이상 변형, 지지구조물과의 접촉, 지지물 파손 등이 발생하였다.

### (2) Case 2

주배관에서 분기관으로 고온의 유체가 스며들어 (난류관통 현상, turbulent penetration) 분기관 수평 부위에 온도 경계층이 생기는 것으로 이 온도 경계층은 주배관 유동상태(유속, 유량)의 변동과 연동되어 열피로가 발생하였다.

### (3) Case 3

열교환기를 통과한 저온의 유체와 by-pass한 고온의 유체가 합류할 때 발생하는 온도 경계층의 변동에 의해 배관에 고주기 열피로가 발생하였다.

### (4) Case 4

주배관과 연결된 분기관 후단의 격리밸브에서 저온의 물이 주배관 쪽으로 누설(in leakage)됨으로 인해 분기관에 큰 온도 경계층이 발생하고 이 경계층의 변동으로 인해 열피로가 발생하였다.

### (5) Case 5

상기 case 4와 유사하나 누설이 RCS측에서 분기관 쪽으로 누설(out leakage)이 주기적으로 발생함으로써 온도 경계층의 주기적인 변동으로 열피로가 발생하였다.

### (6) Case 6

증기발생기에 저온의 물이 저속으로 유입될 때 배관 수평부위에 고온의 물이 정체하고 저온의 물은 배관 하부에서 유입됨으로 온도 경계층이 생기며 이 온도 경계층이 유동조건의 변화와 더불어 변동하여 열피로가 유발되었다.

### (7) Case 7

이 경우는 일본에서 처음으로 발생하였던 사건으로 재생열교환기 출구배관이 손상되어 냉각재가 누설되었던 사례이다. 문제의 재생열교환기는 내부에 원통을 갖고 있는 특수한 형상의 열교환기로서 다음과 같은 메커니즘으로 열피로가 발생하였다. 우선 내부 원통과 몸통과의 간격이 하부에서 작게 설계되어 내부의 by-pass 유동이 하부에서 적었다. 때문에 열교환기 하부를 흐르는 유체는 상부의 by-pass 유체보다 냉각되어 열교환기 상하부에 온도차가 발생하고 열교환기 또한 변형이 발생하였다. 이 변형이 어느

한계를 넘으면 열교환기 상부의 유동영역이 좁아지고 하부에서는 반대로 넓어지며 유동은 처음과 반대의 현상이 발생하여 열교환기도 처음의 상태가 된다. 이에 따라 열교환기 출구 배관의 유체온도도 주기적으로 변하여 열피로가 발생하였다.

이상의 사고사례 및 메커니즘별로 검토한 결과 열피로에 의한 배관 결함발생은 설계시에 고려치 못한 국부적인 온도변화에 기인하고 있다.

이러한 국부적인 온도변화에 의한 열피로 현상은 발생 메커니즘이 다양하고 복잡하여 각 발생 Case 별로 해석적, 실험적 연구<sup>(6)~(19)</sup>를 통하여 정량적인 평가가 이루지고 있다.

한편, 본 논문에서는 상기 열피로 발생 메커니즘 중 Case 3에 해당하는 온도변동이 열응력 변동을 유발하는 경우로써 현재 가동 중인 모든 원전을 대상으로 고온-저온 유체 혼합시에 발생하는 온도 경계층에 대한 거동 주기 및 배관 벽면과의 상관 등을 고려하여 정량적으로 평가하였다.

### 3. 평가 방법

#### 3.1 방법

미국 및 한국에서는 고주기 열피로에 대한 체계적인 연구 및 정량적인 평가기준은 정립되지 않았다. 따라서 필요에 의한 국부적인 평가가 과도한 가정 및 일부 실험적인 접근으로 시도되고 있는 실정이다. 한편, 일본에서는 최근에 배관에서 발생하는 고주기 열피로의 평가를 위하여 기준책정위원회를 설립하여 장기간의 연구결과를 종합하여 2003년 12월에 평가지침을 수립하였다. 본 논문에서는 일본 기계학회(JSME)기준 ‘배관의 고주기 열피로에 관한 평가 지침(JSME S 017-2003)’에 의거 평가를 수행하기로 한다<sup>20)</sup>.

#### 3.2 절차

평가 절차의 개요를 Fig. 2에 나타낸다.

(1) Step 1 : 구조전전성 관련 판정 온도차를 고려한 평가(유체 온도차 평가)

합류전의 유체 온도차가 구조물에 생기는 온도와 동일하다는 가정 하에 평가. 이때의 온도차가 구조물의 피로한도와 대응한 온도차(판정 온도차) 미만일 것.

(2) Step 2 : 온도 변동폭의 감쇠효과를 고려한 평가(유체 온도차의 감쇠효과 고려)

혼합 등에 의한 온도 변동폭의 감쇠효과를 고려한 평가. 이때의 온도차가 판정온도 미만일 것.

(3) Step 3 : 열응력을 고려한 평가

실측 데이터를 이용하여 산출한 유체와 구조물 표면 간의 열전달율로 온도 변동에 의한 구조물에 발생하는 열응력 진폭을 구함. 이 값이 피로한도 이하일 것.

(4) Step 4 : 누적 피로계수를 고려한 평가

온도변동 감쇠를 고려한 피로평가로부터 평가 부위의 누적 피로계수를 산출함. 이 값이 허용치를 만족 할 것.

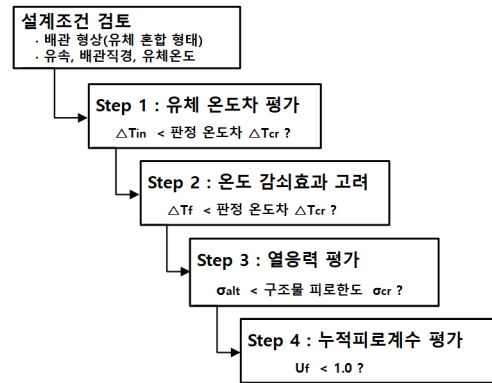


Fig. 2 Procedure of high cycle thermal fatigue assesment

## 4. 전 원전 Mixing Tee(잔열제거계통 및 정지냉각계통) 열피로 평가

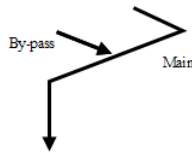
### 4.1 한빛1,2(고리3,4)호기 잔열제거계통

Table 1에 평가 대상의 배관 조건 및 배관 형상을 나타낸다. 이 계통은 원자로 정지 기간 중 붕괴열을 제거하기 위하여 발전소 냉각 중 일정 시점(Reactor Coolant System(RCS) 온도 177℃, RCS 압력 30kg/cm<sup>2</sup>)에서 병렬로 원자로 냉각재 계통에 연결되는데 원자로 출구관(Hot Leg)에서 원자로 냉각재를 취하여 입구관(Cold Leg)으로 순환시킨다. 계통의 설계기준은 원자로 정지 후 4시간 후에 원자로 냉각재 온도가 177℃, 압력 30kg/cm<sup>2</sup>에서 운전이 개시되며 냉각재 온도 177℃에서 핵연료 재장전 개시 온도인 60℃까지 냉각하는데 16시간 소요된다. 문

제가 되는 부분은 열교환기를 통과하는 배관과 by-pass 배관이 만나는 부분으로 이곳에서 저온의 유체와 고온 유체가 만나 혼합되는 과정에서 온도 경계층이 생긴다. 이 온도 경계층의 변동이 배관 열응력을 유발한다. 이 때 열교환기를 통과하는 냉각재의 유량 범위는 870~580(m<sup>3</sup>/hr)이며, by-pass되는 냉각재의 유량 범위는 0~290(m<sup>3</sup>/hr)이다.

**Table 1** Piping conditions and layout

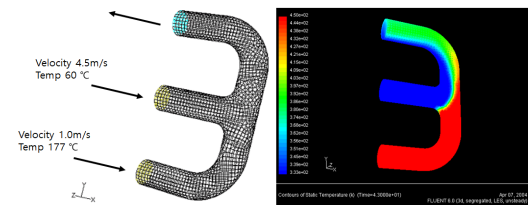
	Outer Dia. [inch] [m]	Inner Dia. [inch] [m]	Thick. [inch] [m]	Temp. [°C]	Flow [m/s]	Materials
Main	10.75 0.273	10.02 0.255	0.365 0.009	177	3.2	A312 Type 304
By-pass	10.75 0.273	10.02 0.255	0.365 0.009	60	1.6	A312 Type 304



**4.2 내부 열유동 해석**

고온-저온 유체 혼합시의 배관 내부 열유동 해석을 수행하기 위하여 Fig. 3과 같이 대상 배관을 모델링하였다. 경계조건으로는 열교환기를 통과한 저온의 유체 유속 4.5m/s, 온도 60°C, by-pass한 고온 유체 유속 1.0m/s, 온도 177°C가 배관 내부에서 혼합되어 하류로 흘러가는 모델이다. 본 열유동 해석은 *k-ε* 난류모델을 사용하여 고온-저온수 혼합시 발생하는 온도 경계층의 대략적인 거동을 확인하는 차원에서 수행하였다.

Fig. 3에는 대상 배관의 내부 열유동 해석으로부터 얻어진 온도분포를 나타낸다. 그림에서 알 수 있듯이 고온의 유체와 상대적으로 저온의 유체가 만나 온도층이 형성되며, 이 온도층은 하류로 갈수록 혼합이 활발하여 온도차가 완화된다. 문제는 배관의 한정된 좁은 곳에서 고온의 유체와 저온의 유체가



**Fig. 3** Thermal flow at the mixing tee

만나서 온도층이 형성되는 부위로서 유체 자신의 불안정성 및 계통 운전조건의 변화에 따라 온도층이 변화함으로써 열피로를 유발하는 것으로서 해석 결과에서도 시간 변화에 따라 온도층이 변하는 것을 확인할 수 있었다.

**4.3 건전성 평가**

**4.3.1 Step 1: 판정 온도차에 의한 평가**

고-저온 유체의 혼합에 의한 배관 내 유체의 온도 변동은 열전달로 배관에 전해진다. 배관에 생기는 열응력은 온도변동에 따라 반복 작용함으로 피로로 축적된다. 여기에서 배관에 생기는 열응력과 피로 한도와의 비교로부터 열응력을 고려할 필요성 유무를 판단하기 위하여 판정 온도차  $\Delta T_{cr}$ 를 도입한다. 판정 온도차  $\Delta T_{cr}$ 는 응력 범위  $\Delta\sigma(T)$ 가 재료의 피로한도 이하가 되는 최대 온도차  $\Delta T_{max}$ 를  $\Delta T_{cr}$ 로 정의한 것으로서 다음의 식으로 나타내어진다.

$$\Delta\sigma(T) = \frac{E\alpha\Delta T}{1-\nu} < \text{피로한도} \tag{1}$$

여기에서 판정 온도차  $\Delta T_{cr}$ 은 재질에 의해서 결정된다. 한편 대상 재질에 대한 판정 온도차  $\Delta T_{cr}$ 은 다음 식으로 구한다.

$$\Delta T_{cr} = A \times T_h^2 + B \times T_h + C \tag{2}$$

여기에서 배관 재질이 SUS304의 경우에는  $A = 4.62 \times 10^{-5}$ ,  $B = -4.27 \times 10^{-2}$ ,  $C = 4.50 \times 10$ 을 사용한다. 위의 식으로부터 판정 온도차  $\Delta T_{cr}$ 를 계산하면  $\Delta T_{cr} = 41^\circ\text{C}$  이다. 한편 본 경우에는 고온-저온 유체의 온도차  $\Delta T_{in} = 177 - 60 = 117^\circ\text{C}$  이다. 유체 온도차  $\Delta T_{in} < \text{판정 온도차 } \Delta T_{cr}$ 을 만족하지 못하므로 Step 2의 평가를 수행한다.

**4.3.2 Step 2 : 온도 변동폭 감쇠 효과를 고려한 평가**

합류 전 주배관과 분기관 사이의 온도차는 합류 후에는 온도변동 폭이 감소한다. 온도변동 폭 감소는 분기관과 주배관의 구경비, 주배관 유속 및 주배관과 분기관 사이의 유속비를 파라메타로 하여 합류전의 유체 온도차  $\Delta T_{in}$ 에 대한 감쇠계수  $\beta$ 를 도입한다.  $\beta$ 는 실험에 의해서 구해진 값으로써 보통 0.90~0.98 사이의 값을 나타내나 본 경우에는 보수적으로  $\beta_{max} = 1.0$ 를 적용한다. 합류 후 온도 변동폭

$\Delta T_j$ 는 다음 식으로 구한다.

$$\Delta T_j = \Delta T_{in} \times \beta_{\max} = 117.0^\circ\text{C} \quad (3)$$

여기에서  $\Delta T_j < \Delta T_{cr}$ 을 만족하지 못하므로 Step 3의 평가를 수행한다.

#### 4.3.3 Step 3 : 열응력을 고려한 평가

구조물과 접해 있는 유체에서 온도변동이 발생하면 구조물 내부에서 온도 구배가 생겨 응력이 발생한다. 같은 유체온도의 진폭이라 해도 고주기 변동은 구조 쪽에서 응답이 어려우며, 저주기 변동의 경우에는 구조 내부에서 균일화됨으로써 온도변동에 의한 응력은 적게 된다. 즉, 응력은 온도변동의 어느 주파수에서 최대값을 갖게 된다.

본 평가에서는 상기의 성질을 고려하기 위하여 온도 변동에 대한 구조물의 주파수 응답함수로 정량화하여 평가한다(유체 온도변동 주기가 구조물의 응력변화에 미치는 영향을 고려). 혼합 후의 혼합 유체 열적 평형온도  $T_{mix}$ 는 다음 식으로 계산된다.

$$T_{mix} = \frac{T_2 \times v_2 \times (D_2/D_1)^2 + T_1 \times v_1}{v_2 \times (D_2/D_1)^2 + v_1} = 138^\circ\text{C} \quad (4)$$

여기에서,  $T_1$  : 주배관 온도,  $T_2$  : 분기관 온도,  $D_1$  : 주배관 내경,  $D_2$  : 분기관 내경,  $v_1$  : 주배관 유속,  $v_2$  : 분기관 유속을 나타낸다.

이 온도에 대응하는 유체의 열전도율  $\lambda_f$ 은 0.684 (W/m/K), 동점성계수  $\nu_f = 0.212 \times 10^{-6}$  (m<sup>2</sup>/s), 프란트 수  $P_r = 1.23$ 이다. 뉴셀트수  $N_u$ 는 다음 식으로 계산한다.

$$N_u = 0.023 R_e^{0.8} P_r^{0.4} = 6346 \text{이다.}$$

정상 열전달율  $h_s$ 는

$$h_s = \frac{N_u \times \lambda_f}{D_{mix}} = 17057 \text{ (W/m}^2\text{/K) 이다.}$$

열전달율 증가계수  $F_p$ 는 1.5가 되며, 비정상 열전달율  $h_u$ 는  $h_u = F_p \times h_s$ 로부터 25586 (W/m<sup>2</sup>/K)이다. 여기에서 배관 두께  $t_s = 0.00927$ m, 배관의 열전도율  $\lambda_f = 50$  (W/m/K)로부터 비오수  $B_i$ 를 구하면  $B_i = 14.37$ 이다. 비오수  $B_i$ 는 유체의 온도변화가 응

력으로 전달되는 비율을 뜻하는 것으로써 참고 지침에는 비오수  $B_i$ 와 최대 무차원 응력범위  $\Delta\sigma_{\max}^*$ 의 관계가 주어져 있다. 이에 따라 상기의 비오수  $B_i$ 에 대한 최대 무차원 응력범위  $\Delta\sigma_{\max}^*$ 를 구하면  $\Delta\sigma_{\max}^* = 0.66$ 이 된다. 따라서 고온-저온 유체 혼합에 의한 온도 변동에 의해서 구조물에 발생하는 열응력 진폭  $\sigma_{alt}$ 는 다음 식으로 구한다.

$$\sigma_{alt} = (1/2) \times K_t \times \frac{E\alpha\Delta T_f}{1-\nu} \times \Delta\sigma_{\max}^* = 150 \text{ (MPa)} \quad (5)$$

여기에서,  $K_t$ : 응력할증계수,  $E$ : 구조물의 종탄성계수,  $\alpha$ : 열팽창계수,  $\nu$ : 포와송 비이다. 한편 본 배관재질에 해당하는 피로한계치  $\sigma_{cr}$ 는 94 (MPa)임으로 Step 4를 수행한다.

#### 4.3.4 Step 4 : 피로 손상을 고려한 평가

본 참고 지침에는 고온-저온 유체 혼합시의 온도 변동 폭  $\Delta T_k^*$  및 발생빈도  $N_{sk}^*$ 가 유속비, 주배관 유속 및 평가대상 위치별로 무차원화하여 제시되어 있다. Table 2에 무차원 온도변동 폭 및 발생빈도를 나타낸다. Table에서 k=1,2,3에서 k=19로 이어지는데 이것은 해당하는 온도 변동폭( $\Delta T_k^*$ )에 따른 열응력 진폭( $\sigma_{altk}$ )이 작아 열피로에의 기여가 거의 없으므로 생략하여 나타낸다.

##### (1) 실 단위로의 환산

실 단위로의 환산 후 온도변동 폭  $\Delta T_{pk}$ 는 다음 식으로 구한다.

$$\Delta T_{pk} = \Delta T_k^* \times \Delta T_{in} \quad (6)$$

무차원 온도변동 폭  $\Delta T_k^* = 0.84$  (k=42)에 대해서 유차원화하면  $\Delta T_{pk} = 0.84 \times 117 = 98.3^\circ\text{C}$  이다.

한편, 무차원 발생빈도  $N_{sk}^*$ 에 대하여 다음 식으로 유차원화하면

$$N_{sk} = \frac{N_{sk}^* \times U_{mix}}{D_{mix}} = 0.6353 \times 10^{-2} \text{ (s}^{-1}\text{)} \quad (7)$$

여기에서  $N_{sk}$ 는 단위 시간당 발생 횟수이며  $U_{mix}$ 는 합류 후의 유속[m/s],  $D_{mix}$ 는 합류 후의 배관 내경[m]을 나타낸다.

**Table 2** Result of the cumulative fatigue coefficient calculation according to the dimensionless temperature fluctuation range and the frequency of occurrence

$k$	$\Delta T_k^*$	$N_{sk}^*$	$\Delta T_{pk}$	$N_{sk}$	$\sigma_{altk}$ [MPa]	$N_k$ [s <sup>-1</sup> ]	$U_{fk}$
1	0.02	5.8E-02	2.34	0.914	4.25		
2	0.04	2.7E-02	4.68	0.420	8.51		
3	0.06	2.2E-02	7.02	0.345	12.77		
19	0.38	3.9E-03	44.46	0.062	80.92		
20	0.40	4.7E-03	46.80	0.074	85.18		
21	0.42	4.9E-03	49.14	0.077	89.44		
22	0.44	4.1E-03	51.48	0.064	93.70		
23	0.46	4.5E-03	53.82	0.070	97.96		
24	0.48	3.9E-03	56.16	0.061	102.22	2.8E+07	2.1E-09
25	0.50	3.7E-03	58.50	0.058	106.48	2.3E+07	2.5E-09
26	0.52	3.0E-03	60.84	0.048	110.74	1.0E+07	4.8E-09
27	0.54	3.5E-03	63.18	0.055	114.99	9.5E+06	5.8E-09
28	0.56	2.5E-03	65.52	0.039	119.25	7.5E+06	5.3E-09
29	0.58	2.6E-03	67.86	0.041	123.51	6.0E+06	6.9E-09
30	0.60	2.5E-03	70.20	0.039	127.77	5.5E+06	7.0E-09
31	0.62	1.8E-03	72.54	0.029	132.03	4.8E+06	6.0E-09
32	0.64	1.6E-03	74.88	0.024	136.29	4.1E+06	6.0E-09
33	0.66	1.5E-03	77.22	0.024	140.55	3.8E+06	6.3E-09
34	0.68	2.2E-03	79.56	0.034	144.81	3.5E+06	9.7E-09
35	0.70	2.1E-03	81.90	0.033	149.07	3.0E+06	1.1E-08
36	0.72	1.4E-03	84.24	0.022	153.33	2.8E+06	8.0E-09
37	0.74	1.6E-03	86.58	0.024	157.59	2.6E+06	9.5E-09
38	0.76	1.6E-03	88.92	0.024	161.85	2.4E+06	1.0E-08
39	0.78	5.8E-04	91.26	0.009	166.11	2.0E+06	4.5E-09
40	0.80	8.9E-04	93.60	0.014	170.36	1.8E+06	7.8E-09
41	0.82	7.9E-04	95.94	0.012	174.62	1.7E+06	7.3E-09
42	0.84	3.2E-04	98.28	0.006	178.88	1.5E+06	3.3E-09
43	0.86	6.8E-04	100.62	0.010	183.14	1.3E+06	8.3E-09
44	0.88	3.7E-04	102.96	0.005	187.40	1.2E+06	4.8E-09
45	0.90	2.1E-04	105.30	0.003	191.66	1.1E+06	3.0E-09
46	0.92	2.1E-04	107.64	0.003	195.92	1.0E+06	3.3E-09
47	0.94	7.9E-05	109.98	0.001	200.18	9.5E+05	1.3E-09
48	0.96	5.2E-05	112.32	0.001	204.44	9.2E+05	9.0E-10
49	0.98	5.2E-05	114.66	0.001	208.70	9.0E+05	9.2E-10
50	1.00		117.00	0.000	212.96	1.0E+06	
						$\sum U_{fk}$	1.48E-07

(2) 온도변동 폭의 열응력 진폭으로의 변환  
 상기의 온도변동 폭  $\Delta T_{pk}$  에 대응하는 열응력 진폭  $\sigma_{altk}$ 으로의 변환은 다음 식으로 계산한다.

$$\sigma_{altk} = (1/2) \times K_t \times \frac{E \alpha \Delta T_{pk}}{1 - \nu} \times \Delta \sigma_{max}^* \quad (8)$$

$$= (1/2) \times 1.5 \times \frac{1.95 \times 10^{11} \times 1.32 \times 10^{-5} \times 98.3}{1 - 0.3} \times 0.66$$

$$= 179 MPa$$

(3) 단위 시간당 누적 피로계수 산출( $U_{fk}$ )

상기의 열응력 진폭  $\sigma_{altk} = 179 MPa$ 에 대응하는 허용반복 회수  $N_k$ 를 피로선도에서 구하면  $1.5 \times 10^6$ 이다. 단위 시간당 누적 피로계수  $U_{fk}$ 를 구하면

$$U_{fk} = \frac{N_{sk}}{N_k} = \frac{0.6353 \times 10^{-2}}{1.5 \times 10^6} = 3.32 \times 10^{-9} \text{ (s}^{-1}\text{)}$$

상기의 (1)부터 (3)까지의 과정을  $k=1 \sim 50$ 에 대해서 수행한 결과 단위 시간당 합계 누적피로계수  $\sum U_{fk}$ 는  $1.48 \times 10^{-7}$ 이다.

(4) 누적 피로계수( $U_f$ ) 평가

이 계통의 운전은 냉각을 약 14°C/hr로 열교환기 통과 온도 60°C + 피로 한계치 온도 폭 41°C, 즉 101°C까지 냉각되는데 5.5시간이 소요되며 운전 횟수는 설계수명 기간(40주기 운전) 동안 200회 운전되는 것으로 계산하면

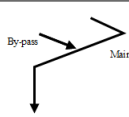
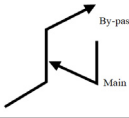
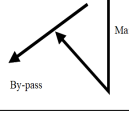
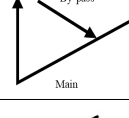
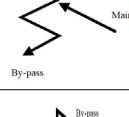

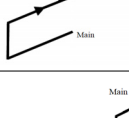

$$U_f = 1.48 \times 10^{-7} \times 3600 \times 5.5 \times 200 = 0.59$$

즉, 상기의 결과는 발전소 설계수명(40주기 운전) 동안 누적 피로계수는 0.59로써 Mixing Tee 부위는 고온-저온 유체혼합에 따른 고주기 열피로로부터 건전함을 나타낸다.

4.4 국내 전 원전 평가

Table 3에는 상기의 방법으로 평가한 국내 가동 중인 전 원전에 대한 평가조건 및 결과를 나타낸다. Table 3에서 알 수 있듯이 국내 가동 중인 전 원전의 잔열제거계통 혹은 정지냉각계통의 Mixing Tee 부위는 고온-저온 유체혼합에 의한 고주기 열피로로부터 건전하다.

Table 3 Result of the cumulative fatigue coefficient calculation

Plant	Pipe	Outer Dia. [inch] [m]	Inner Dia. [inch] [m]	Thick. [inch] [m]	Temp. [°C]	Flow [m/s]	Materials	Piping Layout	CUF
Hanbit 1&2 Kori 3&4	Main	10.75 0.273	10.02 0.255	0.365 0.009	177	3.2	A312 Type 304		0.59
	By-pass	10.75 0.273	10.02 0.255	0.365 0.009	60	1.8	A312 Type 304		
Hanul 1&2	Main	12.75 0.324	11.376	0.687 0.017	177	2.19	Z2CN18.10		0.51
	By-pass	12.75 0.324	11.376	0.687 0.017	60	0.69	Z2CN18.10		
Hanul 3&4	Main	10.75 0.273	9.75 0.248	0.5 0.013	177	3.1	ASME SA312 Gr. TP304		0.88
	By-pass	10.75 0.273	9.75 0.248	0.5 0.013	60	0.97	ASME SA312 Gr. TP304		
Hanbit 3&4	Main	10.75 0.273	9.75 0.248	0.5 0.013	177	2.2	A358 Type 304		0.06
	By-pass	10.75 0.273	9.75 0.248	0.5 0.013	60	0.7	A358 Type 304		
Hanbit 5&6 Hanul 5&6	Main	10.75 0.273	9.75 0.248	0.5 0.013	177	3.1	ASME SA312 Gr. TP304		0.88
	By-pass	10.75 0.273	9.75 0.248	0.5 0.013	60	0.97	ASME SA312 Gr. TP304		
Kori 2	Main	8.625 0.219	7.981 0.203	0.322 0.008	177	4.3	A312 Type 304		0.79
	By-pass	6.625 0.168	6.065 0.154	0.280 0.007	60	2.4	A312 Type 304		
Shin Kori 1&2 Shin Wolsung 1&2	Main	10.75 0.273	9.56 0.243	0.594 0.015	177	5.4	A312 Type 304		0.96
	By-pass	10.75 0.273	9.56 0.243	0.594 0.015	60	1.4	A312 Type 304		
Shin Kori 3&4	Main	10.75 0.273	9.56 0.243	0.594 0.015	177	5.64	A312 Type 304		0.91
	By-pass	10.75 0.273	9.56 0.243	0.594 0.015	60	1.17	A312 Type 304		

## 5. 결 론

본 논문에서는 국부적인 열피로 발생 메커니즘의 하나인 고온수와 저온수의 혼합에 의한 배관 내부 유체 온도변동이 배관 건전성에 미치는 영향에 대해서 국내 가동 중인 원전에 대하여 평가하였다. 결과를 요약하면 다음과 같다.

(1) 국내 원전의 잔열제거계통 및 정지냉각계통의 Mixing Tee 부위는 고온-저온 유체 혼합으로 인해 항상 고주기 열피로에 노출되어 있다.

(2) Mixing Tee 부위에 대한 누적 피로계수는 1.0 미만을 나타내고 있어 고주기 열피로로부터 건전한 것으로 나타났다.

## 참고문헌

- (1) EPRI, 2001, "Interim Thermal Fatigue Management Guideline (MRP-24)", *EPRI TR-1000701*
- (2) EPRI, 1994, "Thermal Stratification, Cycling and Striping(TASCS)", *EPRI TR-103581*
- (3) Westinghouse Report, 1989, "Evaluation of Thermal Stratification for the VOGTLE Unit 2 Pressurizer Surge Line", *WCAP-12218*
- (4) NRC, 1988, "Thermal stress in piping connected to reactor coolant system", *NRC Bulletin 88-08*
- (5) Sun-Ki Lee, 2016, "Review for Thermal Stratification on Piping System in Korea Nuclear Power Plant", *Trans. of the KPVP*, Vol.12 No.02, pp.1-8
- (6) Hag-Ki Yeom, Man-Heung Park, Sang-Nung Kim, 1996, "The Unsteady 2-D Numerical Analysis in a Horizontal Pipe with Thermal Stratification Phenomena", *Journal of the Korean Nuclear Society*, Vol.28 No.1, pp.27-35
- (7) H. K. Yeom, M. H. Park, 1996, "Unsteady Thermal Stratified Flow and Heat Transfer in a Horizontal Feedwater Pipe", *KSME Journal(B)*, Vol.20 No.2, pp.680-688
- (8) J. C. Jo, Y. I. Kim, B. K. Min, K. M. Oh, S. K. Choi, 1998, "Numerical Analysis of Thermally Stratified Flow in the Pressurizer Surge Line", *Korea Nuclear Engineering and Technology Proceeding*, pp.133
- (9) J. C. Jo, S. J. Cho, Y. I. Kim, J. Y. Park, S. J. Kim, S. K. Choi, 2001, "Prediction of Transient Temperature Distributions in the Wall of Curved Piping System Subjected to Internally Thermal Stratification Flow", *KSME Proceeding*, pp.474-481
- (10) Jong Chull Jo, Hoon-Ki Choi, 2002, "Numerical Analysis of Conjugate Heat Transfer in a Curved Piping System Subjected to Internal Stratified Laminar Flow", *Journal of Compute Fluids Eng.*, Vol.7 No.3, pp.35-43
- (11) Jong Chull Jo, Byung Soon Jim, Hoon Ki Choi, 2002, "Three Dimensional Heat Transfer Analysis of a Thermally Stratified Pipe Flow", *Proceeding of The Second National Congress on Fluids Engineering*, pp.103-106
- (12) S. K. Lee, H. Lee, T. R. Kim, B. N. Kim, 1998, "Evaluation of Thermal Stratification on Surge Line in Kori Nuclear Power Plant Unit 4", *Korea Nuclear Engineering and Technology Proceeding*, pp.857-863
- (13) Dho-In Song, Young-Don Choi, Min-Su Park, 2001, "Experimental Research for Identification of Thermal Stratification Phenomena in the Nuclear Power Plant Emergency Core Coolant System(ECCS)", *KSME Proceeding*, pp.735-740
- (14) Seong-Min Han, Yong Don Choi, Min Soo Park, 2006, "Study of Thermal Stratification into Leaking Flow in the Nuclear Power Plant, Emergency Core Coolant System", *Korea Air-Conditioning and Refrigeration Engineering*, Vol.18 No.3, pp.202-210
- (15) Jeong Soon Park, Young Hwan Choi, Kuk Hee Lim, Sun Hye Kim, 2010, "Thermal Cycling Screening Criteria to RCS Branch Lines in Domestic Nuclear Power Plant", *Trans. of the KPVP*, Vol.6 No.2 pp.54-60
- (16) Sun-Hye Kim, Jae-Boong Choi, Jung-Soon Park, Young-Hwan Choi, Jin-Ho Lee, 2013, "A Coupled CFD-FEM Analysis on the Safety Injection Piping Subjected to Thermal Stratification", *Nuclear Engineering and Technology*, Vol.45 No.2, pp.237-248
- (17) Man-Heung Park, Kwang-Chu Kim, Seung-Chul Lee, 2006, "A Study on the Mitigation Schemes of Thermal Stratification Phenomenon in a Branch Piping", *Korea Air-Conditioning and Refrigeration Engineering*, Vol.18 No.7, pp.603-611
- (18) M. H. Park, K. C. Kim, K. H. Kim, 2003, "An Analysis on Thermal Stratification in Residual Heat Removal System Piping of Nuclear Power Plant", *KSME Proceeding*, pp.1597-1602
- (19) Sun-Ki Lee, Sang-Kook Lee, Wook-Ryun Lee, Hwan-Hee Lee, Tae-Ryong Kim, 2004, "Evaluation of High Cycle Thermal Fatigue Caused by Mixing Flow at RHR System", *Korea Nuclear Engineering and Technology Proceeding*, pp.1-15
- (20) JSME, 2003, "Assessment guide lines for high cycle thermal fatigue of piping system", *JSME S 017*