

가압경수로 원전 주기기의 환경피로설계 적용성에 관한 고찰

An Investigation into Applicability of Environmental Fatigue Design for
Pressurized Light Water Reactor Primary Components

박준수, 김종민, 김기석, 윤기석, 최택상

한국전력기술(주)
305-353 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

환경피로계수(environmental fatigue factor) 접근법을 활용하여 경수로원전 주기기 환경피로 설계의 적용성을 분석하였다. 경수로 원자로냉각재계통에서 원자로출구노즐과 가압기 밀림관은 전형적으로 피로에 민감한 부분이기 때문에, 이들을 본 연구의 환경피로 평가 표본 기기 및 배관으로 선정하였다. 이 기기 및 배관에 대해서 이미 수행된 전통적인 피로해석 결과로부터, 환경피로 효과를 발생시키는 피로쌍(fatigue pair)을 환경인자 역치(threshold value)에 따라 선별하고, 선별된 피로쌍들의 열적피로(thermal fatigue) 과도조건에 대한 유한요소 열응력 해석을 추가적으로 수행하여 환경피로계수 및 누적피로계수를 산정하였다. 표본기기들의 환경피로 평가 결과를 토대로 해서, 경수로원전 주기기에 대한 환경피로설계 적용성을 고찰하고 아울러 피로설계 측면에서 기술적 현안에 관해서도 논하였다.

Abstract

Applicability of the environmental fatigue design for primary components of the pressurized light water reactors (PWR) was investigated by utilizing the environmental fatigue factor approach. The reactor outlet nozzle and pressurizer surge line were identified as typical fatigue sensitive parts in PWR and selected as sample component and piping for environmental fatigue evaluation. From the conventional design fatigue analyses already performed for these components, fatigue pairs were screened by applying the threshold value of environment parameter and finite element thermal and stress analyses were additionally performed on the selected fatigue pairs to calculate the environmental factors and resulting cumulative fatigue usage factors. Based on the results a few suggestions on the applicability of the environmental fatigue design for PWR primary components were made, together with some remarks on the aspects of design fatigue evaluation to be re-examined.

1.0 서 론

경수로원전 1·2차측 냉각재 분위기가 압력경계재료의 피로수명에 부정적인 영향을 미치는 것으로 나타났으며, 이는 냉각재 환경에서 환경조장균열(environment assisted cracking, EAC) 기구에 의해 재료의 피로균열 개시와 성장이 촉진되는 것에 원인이 있다.¹⁻⁵⁾ 미국원자력규제위원회(USNRC)는 알곤연구소(ANL)의 실험 결과를 토대로 해서 경수로원전 주요 재료의 사용환경 조건(변형변화를, 온도, 변형률 진폭, 용존산소량, 황 함량 등)을 고려한 잠정적인 피로설계곡선(fatigue design curves)을 발행하였으며,²⁾ 그 이후 추가적인 실험결과와 데이터의 통계적 분석모델을 적용하여 탄소강과 저합금강에 대한 피로설계곡선 잠정판을 수정·발행하였다.^{4,6)} 한편 환경피로곡선과는 달리, 환경인자들의 피로 기여도를 계수화하여 현행 미국기계학회(ASME) 코드 Section III 설계피로(S-N) 곡선의 피로수명(교변응력 사이클 수)을 수정하는 환경피로계수(environment fatigue factor) 접근법이 Higuchi & Iida와 Mehta & Gosselin에 의해 각각 제시되어 활용되고 있다.⁷⁻¹¹⁾ 주로 미국 내 가동원전 기기에 대해서 환경피로곡선 및 환경계수법을 적용한 환경피로평가가 수행된 바 있으나,¹⁰⁻¹²⁾ 신규원전 기기의 설계피로수명 평가 사례는 아직까지 조사된 바 없다.

신규원전 및 가동원전 기기의 환경효과를 고려한 설계 및 피로수명 평가의 기술표준(안)으로서, ASME 코드 Section III 부록 임의요건(non-mandatory)이 학술회의에서 제안된 바 있다.¹³⁾ 이 안은 환경계수법을 적용한 환경피로 요건으로서, 미국전력연구소(EPRI)가 적용한 절차를 기본 골격으로 하고 있으며,¹⁰⁾ 알곤연구소의 연구결과 및 ASME 압력용기연구위원회(PVRC)의 운영위원회(Cyclic Life and Environmental Effects in Nuclear Applications, CLEE) 입장과의 일관성을 유지하도록 부분수정된 것이다. 한편 미국기계학회는, 1999년 발행한 ASME 코드 Section III 추록을 통해서 Appendix W "Environmental Effects of Components"을 임의요건으로서 원전기기에 적용하고 있다.¹⁴⁾ 이 부록에서는, 원전기기의 재료 선정 및 제작관리를 통해 환경피로 효과를 저감시키는데 한계가 있으며 원전의 가동 중 수질화학관리가 중요한 요소임을 지적하고 있다. 또한, 미국 내 가동원전 기기에 대해서 환경피로설계곡선(잠정판)을 적용하여 평가한 결과, 설계보수성을 제거하고 실제적인 피로주기횟수를 적용하는 경우에는 대부분 기기의 누적피로사용계수가 ASME 코드 요건을 충족시킨 것으로 나타났다.

국내외 가동 중인 경수로원전에서 기기 파손의 일차적인 원인이 냉각재 환경에 따른 피로수명의 감소효과로 밝혀진 사례는 아직까지 보고된 바 없지만, USNRC는 미국 내 가동원전의 운영허가 갱신의 인허가 과정에서 환경피로에 따른 기기 열화 및 수명관리 프로그램을 규제심사 항목으로 다루고 있다. 그 동안 USNRC는 가동원전의 수명연장에 따른 운영허가 갱신 과정에서 환경피로를 일반안전현안 (GSI 190 "Environmental Effects on Fatigue Relating to License Renewal")의 하나로서 쟁점화해 왔으며, 확률론적 피로평가 결과를 토대로 해서 1999년 말 이 현안을 종료시키면서 다음과 같이 정리하였다.¹⁵⁾ 즉, (1) 원전기기의 수명연장(40년->60년) 또는 냉각재의 환경피로 효과를 고려하여 평가한 결과 노심손상빈도(core damage frequency, CDF)가 크게 증가하지 않으며, (2) 원전기기의 환경피로 효과 또는 수명연장과 관련해서 규제현안은 없지만 관통균열 및 누설 사건의 발생이 증가하는 추세에 있으므로 수명연장 인허가 신청 때 해당 원전기기의 피로관리프로그램에 환경피로 효

과 반영이 필요하며, (3) 이미 설계인증된 60년 설계수명 원전(ALWR)의 보수성이 충분하여 추가적인 피로해석이 필요하지 않으며, (4) ASME 코드 Section III & XI 위원회에는 필요에 따라서 환경피로 효과를 코드요건에 반영할 것을 요청하였고 특히, 오스테나이트강 피로 설계곡선의 상대적 비보수성에 대한 특별한 관심을 표명하였다.¹⁶⁻¹⁷⁾ 원전기기의 환경피로 문제에 대한 ASME 운영위원회(CLEE)와 USNRC의 그간 활동 과정에서, 당초 우려했던 환경피로 효과에 대한 관심이 다소 감소된 게 사실이다.

국내의 한국차세대원전(이하 “차세대원전”) 개발 단계에서는 주기기의 설계피로수명 및 구조적 건전성을 평가하였으며 주기기의 피로평가 방법론으로서, 냉각재의 환경효과를 명시적으로 고려하지 않은 현행 ASME 코드 Section III 피로설계곡선을 적용하였다.¹⁸⁾ 현행 원전기기 피로설계 절차와 환경피로설계 접근법(환경피로설계곡선 또는 환경계수법)과의 차이를 감안하면, 환경피로 요건이 기기의 상세설계에 미치는 그 영향이 매우 클 것으로 예상될 뿐만 아니라 경우에 따라서는 기기설계 구현성의 문제가 발생할 가능성이 있다고 보여진다. 따라서 본 연구에서는, 환경피로가 원전 주기기 설계에 미칠 영향의 중대성을 가늠하기 위한 표본평가를 수행하였다. 한국표준형원전(이하 “표준형원전”)의 원자로출구노즐과 가압기 밀림관을 표본평가 대상으로 선정하였으며 환경계수법에 의한 피로 평가 결과를 토대로 해서 원전기기의 환경피로설계 적용성을 고찰하였다.

2.0 환경피로계수법 및 해석 절차

2.1 환경피로계수법

환경피로곡선을 적용한 피로 평가의 대체방법으로서 환경계수법은, 상온·대기에서의 재료 피로수명과 운전온도 냉각재 환경조건에서 그것과의 비율을 피로수명보정계수(F_{en})로 나타내고 이를 환경인자들의 상관식으로 계수화 하여 냉각재 환경에서 재료의 설계피로수명을 평가하는 방법이다. Higuchi & Iida가 탄소강에 대해 제안한 피로수명보정계수는 아래 식으로 표현된다.⁷⁾

$$F_{en} = \frac{N_{air}}{N_{water}} = (\dot{\epsilon})^{-p} ; \text{ or} \quad [1]$$

$$\ln(F_{en}) = \ln(N_{air}) - \ln(N_{water}) = -p \ln(\dot{\epsilon})$$

여기서,

N_{air} :	공기 분위기 상온에서 피로수명
N_{water} :	냉각재 분위기 사용온도에서 피로수명
$\dot{\epsilon}$:	변형변화률(%/sec)
p :	온도와 용존산소량에 따른 변형변화률 지수

Van Der Sluys & Yugawa는 탄소강과 저합금강의 피로설계곡선 데이터로부터 재료의 환경피로 인자들이 각각의 역치(threshold value)를 독립적으로 만족할 때 인자들의 환경피로 효과가 두드러지지 않다는 분석결과를 제시하였다.¹⁹⁾ (즉, 기존 설계피로(S-N) 곡선에서

이미 고려된 바, 공기 분위기와 냉각재 분위기 사이의 피로수정계수(=4)로써 충분함) 다시 말하면, 전체 환경인자 가운데 어느 하나의 인자라도 그것의 역치를 만족시키는 경우, 다른 인자들이 어떤 값을 가지더라도 결과적인 환경피로 효과가 현저하게 나타나지 않음을 의미한다. Van Der Sluys & Yugawa는 경수로원전 기기 환경피로인자의 역치들을 아래와 같이 결정하였으며, 이는 Mehta & Gosselin의 환경계수 상관식에 적용되고 있다.

- 변형률 진폭 $\leq 0.1\%$
- 변형변화률 $\geq 0.1\%/sec$
- 용존산소 $\leq 0.1 \text{ ppm}$
- 온도 $\leq 150^\circ\text{C} (300^\circ\text{F})$
- 황(S) 함량 $< 0.003wt\%$
- 유동 속도 $> 3 \text{ m/sec} (10 \text{ ft/sec})$

경수로원전 재료에 대한 대표적인 환경피로계수 상관식으로서, (1) Higuchi & Iida, (2) NUREG/CR-5999 접근법, (3) Mehta & Gosselin가 제안한 것들이 있다.^{2,7-12)} 이 가운데 Mehta & Gosselin의 상관식은 NUREG/CR-6335의 통계적 분석 결과를 기초로 한 것이다. 아래에 기술한 환경계수법은, Mehta & Gosselin이 ASME 코드 Section III 부록 임의요건 (안)으로서 제안한 것으로 현재 미국 내 가동원전 기기에 적용되고 있다. 재료 별로 관련된 환경인자 및 유효환경계수(F_{en})는 아래와 같이 정의된다.¹²⁾

- 탄소강 $F_{en,nom} = Exp(0.559 - 0.101S^*T^*O^*\dot{\epsilon}^*)$ [2a]

- 저합금강 $F_{en,nom} = Exp(0.903 - 0.101S^*T^*O^*\dot{\epsilon}^*)$ [2b]

- 오스테나이트 스테인레스강 $F_{en,nom} = Exp(0.935 - T^*O^*\dot{\epsilon}^*)$ [2c]

여기서,

- $F_{en,nom}$: 공칭환경계수
- S^* : 황(S)함량 변환치(transformed)
- T^* : 온도 변환치
- O^* : 용존산소(DO)량 변환치
- $\dot{\epsilon}^*$: 변형변화률 변환치

위 식[2]에 적용하는 환경인자들의 역치와 변환치는 아래와 같이 정의된다.

탄소강 및 저합금강

$$\begin{aligned} \dot{\epsilon}^* &= 0 && (\dot{\epsilon} > 1.0\%/sec) \\ \dot{\epsilon}^* &= \ln(\dot{\epsilon}) && (0.001 \leq \dot{\epsilon} \leq 1.0\%/sec) \\ \dot{\epsilon}^* &= \ln(0.001) && (\dot{\epsilon} \leq 0.001\%/sec) \\ T^* &= 0 && (T < 150^\circ\text{C}) \\ T^* &= T-150 && (T > 150^\circ\text{C}) \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
O^* &= 0 && (DO < 0.05 \text{ ppm}) \\
O^* &= \ln(DO/0.04) && (0.05 \text{ ppm} \leq DO \leq 0.5 \text{ ppm}) \\
O^* &= \ln(12.5) && (DO > 0.5 \text{ ppm}) \\
S^* &= S && (0 < S \leq 0.015 \text{ wt}\%) \\
S^* &= 0.015 && (0 > S 0.015 \text{ wt}\%)
\end{aligned}$$

오스테나이트 스테인리스강

$$\begin{aligned}
\dot{\epsilon}^* &= 0 && (\dot{\epsilon} > 0.4\%/sec) \\
\dot{\epsilon}^* &= \ln(\dot{\epsilon}/0.4) && (0.0004 \leq \dot{\epsilon} \leq 0.4\%/sec) \\
\dot{\epsilon}^* &= \ln(0.0004/0.4) && (\dot{\epsilon} < 0.0004\%/sec) \\
T^* &= 0 && (T \leq 180 \text{ }^\circ\text{C}) \\
T^* &= (T-180)/40 && (180 \text{ }^\circ\text{C} < T < 220 \text{ }^\circ\text{C}) \\
T^* &= 1 && (T \geq 220 \text{ }^\circ\text{C}) \\
O^* &= 0.260 && (DO < 0.05 \text{ ppm}) \\
O^* &= 0.172 && (DO \geq 0.05 \text{ ppm})
\end{aligned}$$

위 식에서 나타난 바와 같이, 냉각재 용존산소량이 0.05 ppm보다 적을 때 탄소강 및 저합금강에 대한 환경효과는 무시되지만 오스테나이트 스테인리스강의 경우에는 오히려 증가함을 알 수 있다. 냉각재의 유동속도에 대해서는 아직까지 환경효과 역치 및 상관식이 제시되지 않았다. 탄소강 및 저합금강에 적용하는 변형률 진폭의 역치는 0.08%이고 오스테나이트 스테인리스강에는 0.10%를 적용한다. 환경계수법에서는 전통적인 피로해석 결과로부터 환경효과가 나타날 수 있는 피로쌍들을 선별하고, 추가적인 해석을 통하여 피로쌍 별로 공칭환경계수($F_{en,nom}$) 및 유효환경계수(F_{en})를 결정한다. 공칭환경계수 대신에 유효환경계수를 사용하는 것은, 기존 피로설계곡선의 생성과정에서 이미 고려한 환경효과 및 피로설계곡선의 보수성을 감안하기 위한 것이다. 마지막으로, 각 피로쌍의 유효환경계수를 사용하여 식 [3]에서와 같이 환경피로사용계수(U_{en})의 만족여부를 확인한다.

$$\begin{aligned}
F_{en} &= \frac{F_{en,nom}}{Z} \quad (F_{en} \geq 1.0) \\
U_{en} &= \sum_{i=1}^{i=n} (U_i \cdot F_{en,i}) \leq 1.0
\end{aligned} \tag{3}$$

여기서,

$$\begin{aligned}
Z &= 3.0 \text{ (탄소강 및 저합금강)} \\
&= 1.5 \text{ (오스테나이트 스테인리스강)}
\end{aligned}$$

2.2 환경피로계수 해석 절차

경수로원전 기기의 환경피로계수 해석 절차는 기존의 설계피로(S-N) 곡선을 적용하기

때문에, 해석 측면에서는 추가적인 부담을 최소화하고 또한 기존의 피로평가 후처리 과정을 그대로 활용할 수 있다는 장점을 가지고 있다. 주어진 과도조건들로부터 피로주기 집계방법(fatigue cycle counting method)에 따라 결정되는 하중쌍(load pair) 즉 피로쌍에 대한 기존 해석절차에 관한 설명은 피하고, 여기서는 기존 피로해석 절차에 추가적으로 필요한 기기 온도와 변형변화률 해석에 관해서만 기술한다. 환경계수법을 사용한 환경피로 평가의 흐름도를 그림 1에 제시하였다.¹¹⁾ 이 절차에 따르면, 기존의 전통적인 피로해석 결과에서 변형률 진폭의 역치를 만족시키지 못하는 피로쌍들에 대해서만 해석을 수행하며, 이를 위해 유한요소해석을 통해 냉각재 환경과 접하는 기기 내면의 온도와 피로쌍 인장구간의 변형변화률을 산정한다. 재료의 온도는 피로 하중쌍의 과도조건 별로, (1) 과도상태 동안 최대응력 발생 시점의 온도 또는 (2) 과도상태 동안 최대응력범위 발생 구간 중 최고온도 가운데서 보수적인 것을 적용할 수 있다. 기기의 내면에서 응력주기 별로 인장변형률이 증가하는 구간의 변형변화률 평균치를 계산하여 해당 하중쌍을 대표하는 재료의 변형변화률로 사용한다. 기기(NB-3200) 재료의 변형변화률(%/sec.)은 식 [4]로 결정하고, 배관(NB-3600) 재료의 변형변화률(%/sec.)은 식 [5]로 결정한다. 한편, 보수성을 감소시키기 위해서 식 [6]을 사용하여 시간적분 개념으로 환경계수를 산정할 수도 있다.¹³⁾

$$\dot{\epsilon} = 100 \cdot \frac{S_{range I}}{(E \cdot t_{max})} \quad [4]$$

여기서,

$S_{range I}$ = 응력주기(I)의 응력차 범위 (NB-3222.4)

t_{max} = 응력주기에서 응력차가 최대치에 도달하는 시간(sec)

$$\dot{\epsilon} = 200 \cdot S_{alt I} \cdot \left[\frac{T_t / (T_t + T_c)}{(E \cdot t_t)} \right] \quad [5]$$

여기서,

$S_{alt I}$ = 하중쌍(I)의 교변응력도(NB-3653.3)

T_t, T_c = 인장, 압축을 발생시키는 온도구배 합($|T_a - T_b| + |\Delta T_1| + |\Delta T_2|$)의 최대치

t_t = 온도 과도상태 개시점과 T_t 가 최대인 시점 사이의 시간(sec)

$$F_{en} = \frac{1}{t_{T,th}} \cdot \int_0^{t_{T,th}} [F_{en}(\tau)] d\tau \quad [6]$$

본 연구 목적에 따라서, 표준형원전 원자로출구노즐과 가압기 밀림관의 피로쌍 하중조건에서 열적변형을 유발하는 하중 즉 열적피로(thermal fatigue)만을 고려했으며 그 외 과도적인 압력의 변화와 지속적으로 작용하는(sustained) 기계적 하중(mechanical loads)은 고려하지 않았다. 또한 지진하중은 변형변화률의 역치 및 선별기준에 따라 제외하였다. 재료의 황(S) 함량과 냉각재의 용존산소(DO)량은, 해당 기기 설계시방서 요건과 계통설계 요건을 각각 보수적으로 적용하였다. 저합금강 모재에 피복된 스테인리스강 또는 인코넬 피복층의 환경차폐 효과는 고려하지 않았다(NB-3122).¹⁴⁾

3.0 주기기 환경피로 평가

3.1 설계과도조건

환경피로 표본평가 대상으로 선정된 원자로용기 출구노즐과 밀림관 배관계통의 설계과도조건을 표 1, 2에 각각 제시하였으며 참고로, 차세대원전과 표준형원전의 각 과도조건 및 발생횟수를 비교하였다. 차세대원전의 설계수명은 60년이며 이는 표준원전에 비해 1.5배 증가한 것이다. 그러나 과도조건 발생횟수가 모든 설계기준사건들에 있어서 1.5배만큼 증가하지는 않았으며, 횟수가 1.5배보다 적거나 오히려 감소된 정상운전조건 및 비정상운전조건들이 있다. 또한 원자로용기 설계기준사건으로서 800,000회의 주파수제어운전(frequency control operation) 과도조건이 차세대원전 정상운전(N2)에 적용되고 있다. 이러한 설계기준사건 및 발생횟수를 적용해서 기기의 피로평가를 수행하며, 그 이면에 많은 보수성이 내재되어 있다.

원자로출구노즐의 경우, 피로응력의 증가에 크게 영향을 미치는 발전소 가열 및 냉각(heatup & cooldown)에 있어서 표준형원전과 차세대원전에서 온도와 압력 조건은 비슷하지만 차세대원전에서 발생횟수가 표준형원전의 그것보다 적기 때문에 차세대원전 원자로출구노즐의 피로계수는 표준형원전의 그것과 크게 다르지 않을 것으로 예상된다. 밀림관 계통 배관의 경우, 일부 과도조건을 제외하고 대부분의 발생횟수가 증가하였다. 밀림관 균질유동(homogeneous flow) 조건의 열적과도조건 발생횟수는 감소 혹은 증가하였으며 하중조(load set)의 온도차는 전반적으로 증가하였다. 따라서 균질유동 조건에 대하여서는 차세대원전 밀림관의 피로사용계수가 표준형원전의 그것에 비해 증가할 것으로 예상된다. 밀림관의 열성층유동(thermally stratified flow)의 과도조건 발생횟수도 감소 혹은 증가하였으며, 하중조의 온도차도 전반적으로 증가하였다. 표준형원전 밀림관의 열성층하중 $\Delta T=320$ °F, 차세대원전의 경우 $\Delta T=340$ °F 이지만, 피로응력을 크게 발생시키는 발전소 가열 및 냉각 횟수가 500회에서 300회로 감소하였기 때문에, 열성층유동 조건에 있어서는 차세대원전 밀림관의 피로사용계수가 표준형원전의 그것에 비해 감소할 것으로 예상된다. 표준형원전과 차세대원전 간에 설계기준사건 및 발생횟수 그리고 기기의 설계특성을 감안할 때, 본 연구 결과를 차세대원전의 환경피로 적용성 분석에 활용할 수 있는 것으로 볼 수 있다.

3.2 원자로출구노즐 환경피로 해석

위 2.2 항의 절차에 따라서, 기존 피로해석 결과로부터 변형률 진폭 선별기준($\epsilon_a=S_a/E$)을 충족시키지 못하는 피로쌍들에 대해서 원자로출구노즐의 과도조건 열전달 및 탄성응력 유한요소해석을 수행하였다. 노즐의 재료는 저합금강 SA 508 Grade 3 Class 1이며 내면에는 오스테나이트 스테인리스강으로 피복되어 있다. 열전달 및 응력 해석에 필요한 물성치로서 ASME 코드의 규정치를 적용하였다. 표준형원전 원자로출구노즐의 응력면(stress cuts)을 포함한 유한요소모델 및 과도열응력 분포의 예가 그림 2에 제시되어 있다. 원자로출구노즐의 기존 피로해석 결과에 대해서 해당 하중쌍의 환경인자와 환경피로사용계수 계산결과를 표 3에 요약하였다. 원자로출구노즐의 환경효과를 고려하지 않고 산정한 누적피로사용계수는 응력면 'E'에서 0.1986이었으며, 환경계수를 적용한 누적피로사용계수는 동일 면에서

0.5374로 증가하였으나 여전히 피로사용계수의 코드요건을 충족시키는 것으로 나타났다. 환경피로 효과로 인한 이와 같은 원자로출구노즐 피로사용계수의 증가량은 다른 연구결과와 비교할 만한 수준이다.¹⁰⁻¹²⁾

3.3 밀립관 환경피로 해석

동일한 방법으로, 환경인자 선별기준을 충족시키지 못하는 하중쌍들에 대해서 균질유동 및 비균질(non-homeogenous) 열성충유동 조건의 밀립관 열전달 및 탄성응력 유한요소해석을 수행하였다. 밀립관은 공칭내경 12인치 배관으로 오스테나이트 스테인리스강 재료인 SA-312 TP347(직관) 및 SA-403 WP347(엘보)로 구성되며, 열전달 및 응력 해석에 필요한 물성치로서 ASME 코드의 규정치를 적용하였다. 표준형원전 원자로밀립관의 일반배치도가 그림 3에 제시되어 있으며, 열성충유동 조건의 3차원 유한요소모델과 과도열응력 분포의 예를 그림 4에 각각 제시하였다. 밀립관의 균질유동 및 열성충유동 조건에 대해서 환경계수를 고려한 피로사용계수를 산정하고 그 결과를 표 4, 5에 각각 제시하였다. 밀립관의 균질유동 조건에서 환경효과를 고려하지 않은 누적피로사용계수가 0.06694이었고, 환경계수를 적용한 누적피로사용계수는 0.32592로 나타났다. 한편 열성충유동의 경우, 환경효과를 고려하지 않은 누적피로사용계수가 0.8이었고, 환경계수를 적용한 누적피로사용계수는 수정계수(Z=1.5)를 적용하더라도 3.576의 수준에 달하였다. 밀립관의 열성충유동 조건에서 환경효과를 고려하면 누적피로사용계수 코드요건을 충족시키고 못하는 것으로 나타났다. 이러한 결과는 다른 연구결과와 비교하여 크게 다르지 않다.¹⁰⁻¹²⁾

4.0 결 론

원전기기 환경피로의 설계 적용성을 분석하기 위해서, 환경계수법을 이용한 피로평가 방법론 및 해석 절차를 검토하고 표준형원전 주기기의 표본평가 결과를 제시하였다. 냉각재 환경효과를 고려할 때 원자로출구노즐의 누적피로사용계수는 2.7배 증가하였지만, 수정계수(Z)를 적용하지 않고도 여전히 설계요건을 만족하는 것으로 나타났다(CUF = 0.5374). 가압기 밀립관의 경우에, 배관의 균질유동 구간에서는 누적피로사용계수가 7.3배로 증가하였으나 여전히 설계여유도가 많은(CUF=0.326) 반면에, 열성충유동 구간에서는 누적피로사용계수가 6.7배 증가하였으며 수정계수를 적용하더라도 설계기준의 초과량이 허용치의 3.6배에 달하는 것으로 나타났다. 본 연구 결과로부터, 원전의 설계단계에서 환경피로 요건을 주기기 설계에 적용한다고 할 때 예상되는 문제점과 아울러, 주기기 환경피로설계를 위해서 추가적인 검토 및 분석이 필요한 사항을 아래에 제시하였다.

(1) 환경계수법을 적용하여 기존 설계해석에 추가적인 큰 부담 없이 원전기기의 냉각재 환경피로 효과를 고려할 수 있다. 신규원전의 설계단계에서는, 기기의 환경피로 요건을 임의요건으로서 적용하여 환경인자에 대한 기기의 민감성 분석 및 최적화용으로 활용하는 것이 타당하다. 가동원전 기기의 경우에는, 설계보수성이 제거된 실제 운전이력에 근거할 때 환경피로 평가를 통해서 보다 개선된 기기 피로수명 평가가 가능할 것으로 보여진다.

(2) 표준형원전 또는 차세대원전의 주기기 설계에 냉각재 환경피로 효과를 강제요건으로 적

용하는 경우, 오스테나이트 스테인리스강 배관의 상세설계 구현성에 적지 않은 문제점이 예상되며, 이는 부분적으로 ASME 코드 Section III 설계 및 피로수명 평가 방법론의 보수성에 기인한다. 탄소강 및 저합금강 기기(NB-3200)의 경우에는 해당 누적피로사용계수 요건을 충족시키는데 어려움이 상대적으로 적을 것이다.

(3) 원전의 설계단계에서 기기의 환경피로 요건을 적용하기 위해서는, 보다 현실적인 설계피로수명 평가를 위해 원전의 운전이력을 토대로 기기 설계과도조건의 보수성을 저감시키고 아울러 현행 ASME 코드 Section III 기기설계 보수성과 피로평가 방법론의 비현실적인 측면이 재분석되어야 한다.

본 논문에 기술된 내용은 한국전력공사와 한국전력기술(주)간의 차세대원자로 기술개발용역 계약에 따라 한전의 지원에 의해 수행된 것임.

참 고 문 헌

- [1] O. K. Chopra and W. J. Shack, *Overview of Fatigue Crack Initiation in Carbon and Low-Alloy Steels in Light Water Reactor Environments*, J. Pressure Vessel Technology, Vol. 121, ASME, pp. 49-60, 1999.
- [2] S. Majumdar, O. K. Chopra and W. J. Shack, *Interim Fatigue Design Curves for Carbon, Low-Alloy, and Austenitic Stainless Steels in LWR Environments*, NUREG/CR-5999, ANL-93/3, April, 1993.
- [3] W. E. Ruther, W. K. Soppet, and T. F. Kasser, *Corrosion Fatigue of Alloys 600 and 690 in Simulated LWR Environments*, NUREG/CR-6383, ANL-95/37, April, 1996.
- [4] O. K. Chopra and W. J. Shack, *Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Carbon and Low-Alloy Steels*, NUREG/CR-6583, ANL-97/18, March, 1998.
- [5] O. K. Chopra, *Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Austenitic Stainless Steels*, NUREG/CR-5704, ANL-98/31, April, 1999.
- [6] O. K. Chopra and W. J. Shack, *Methods for Incorporating Effects of LWR Coolant Environment into ASME Code Fatigue Evaluations*, PVP-Vol. 386, Probabilistic and Environmental Aspects of Fracture and Fatigue, ASME, pp. 171-181, 1999.
- [7] M. Higuchi and K. Iida, *Fatigue Strength Correction Factors for Carbon and Low-Alloy Steels in Oxygen-Containing High-Temperature Water*, Nuclear Engineering and Design, Vol. 129, pp. 293-306, 1991.
- [8] K. Iida and M. Higuchi, *Environmental Fatigue Life Reduction Formulas Adopted as the MITI Guidance*, Presented at SG on Fatigue Strength, ASME Code Meeting, September 12, Los Angeles, California, 2000.
- [9] M. Higuchi, *Revised Proposal of Fatigue Life Correction Factor F_{en} for Carbon and Low Alloy Steels in LWR Water Environments*, PVP-Vol. 410-2, Assessment Methodologies for Preventing Failure: Service Experience and Environmental Considerations, ASME, pp. 35-44, 2000.
- [10] H. S. Mehta and S. R. Gosselin, *An Environmental Factor Approach to Account for Reactor Water Effects in Light Water Reactor Pressure Vessel and Piping Fatigue Evaluations*, TR-105759, EPRI, December, 1995.
- [11] H. S. Mehta and S. R. Gosselin, *An Environmental Factor Approach to Account for Reactor Water Effects in Light Water Reactor Pressure Vessel and Piping Fatigue Evaluations*, PVP-Vol. 323, Fatigue and Fracture, ASME, pp. 171-184, 1996.

- [12] A. G. Ware, D. K. Morton, and M. E. Nitzel, *Application of Environmentally Corrected Fatigue Curves to Nuclear Power Plant Components*, PVP-Vol. 323, Fatigue and Fracture, ASME, pp. 141-150, 1996.
- [13] H. S. Mehta, *An Update on the Consideration of Reactor Water Effects in Code Fatigue Initiation Evaluations for Pressure Vessels and Piping*, PVP-Vol. 410-2, Assessment Methodologies for Preventing Failure: Service Experience and Environmental Considerations, ASME, pp. 45-51, 2000.
- [14] American Society of Mechanical Engineers, 1999, "Boiler & Pressure Vessel Code," Section III, Division 1, 1999 Addenda.
- [15] A. Thadani to W. D. Travers, "Closeout of Generic Safety Issue 190 - Fatigue Evaluation of Metal Components for 60 Year Plant Life," USNRC Letter, December 26, 1999.
- [16] M. R. Robinson, et al, *US Utility Programs for Fatigue Management*, Presented at Intl Conf, on Fatigue of Reactor Components, EPRI, July 31- August 2, 2000.
- [17] J. Craig to J. Ferguson, "USNRC Request for ASME Code Action to Address Related to the Effects of LWR Environment on Fatigue Life," USNRC Letter to ASME December 10, 1999.
- [18] American Society of Mechanical Engineers, 1998, "Boiler & Pressure Vessel Code," Section III, Division 1, 1998 Edition.
- [19] W. A. Van Der Sluys and R. Pathania, *Evaluation of Conditions Required for Carbon and Low alloy Steels to be Susceptible to EAC in LWR Environments*, PVP-Vol. 386, Probabilistic and Environmental Aspects of Fracture and Fatigue, ASME, pp. 265-273, 1999.

표 1. 원자로출구노즐의 설계기준사건 및 발생횟수

EVENT		DESCRIPTION	OCCURRENCES	
			KSNP	KNGR
Normal	N1	Steady State Operation	1000000	1000000
	N2	Daily Load Follow & Frequency Control Operation	15000	822000
	N3	Turbine Step Load Changes	4180	6620
	N4	Turbine Ramp Load Changes	17040	6460
	N5	Non-load Change Events (Planned)	9000	13600
	N6	Non-load Change Events (Unplanned)	200	300
	N7	Plant Events Below Power Operation	4580	4420
	N8	Plant Heatup	500	300
	N9	Plant Cooldown	500	300
Test	T1	Hydrostatic Test	10	15
	T2	Leak Test	200	200
Upset	U1	Increase Heat Removal by secondary System	70	70
	U2	Decrease Heat Removal by secondary System	100	100
	U3	Decrease Reactor Coolant System Flow Rate	30	30
	U4	Reactivity & Power Distribution Anomalies	40	40
	U5	Increase Reactor Coolant system Inventory	30	30
	U6	Decrease Reactor Coolant system Inventory	20	30

표 2. 가압기 밀림관의 설계기준사건 및 발생횟수

EVENT		DESCRIPTION	OCCURRENCES	
			KSNP	KNGR
Normal	N1A	Steady State Operation(Positive Variations)	1,000,000	1,500,000
	N1B	Steady State Operation(Negative Variations)	1,000,000	1,500,000
	N2A	Daily Load Follow Operations(100-50% power)	15,000	22,000
	N2B	Daily Load Follow Operations(50-100% power)	15,000	22,000
	N3A	Turbine Step Load Change(Positive)	4,000	3,200
	N3B	Turbine Step Load Change(Negative)	4,120	6,820
	N4A	Turbine Ramp Load Change(Positive)	17,000	6,400
	N4B	Turbine Ramp Load Change(Negative)	17,040	6,460
	N5	Non-load Change Events(Planned)	9,000	13,600
	N6	Non-load Change Events(Unplanned)	200	360
	N7	Plant Events Below Power Operation	4,540	2,820
	N8	RCS Heatup	500	300
	N9	RCS Cooldown	500	300
Upset	U1	Increase Heat Removal by Secondary System	70	70
	U2	Decrease Heat Removal by Secondary System	95	80
	U3	Decrease in RCS Flow Rate	30	30
	U4	Reactivity and Power Distribution Anomalies	40	60
	U5	Increase in RCS Inventory	30	20
	U6	Decrease in RCS Inventory	5	30
Test	T1	RCS Hydrostatic Test	10	15

표 3. 한국표준형원전 원자로출구노즐 피로쌍의 환경피로사용계수

Cut I.D.	Load Set	Cycles (n)	S_n (ksi)	S_p (ksi)	K_e	S_a (ksi)	N	U (=n/N)	T_{eff} (° F)	$d\epsilon/dt$ (%/sec)	F_{en}	U_{en} ($F_{en} \cdot U$)
A	BB7-AA6	500	28.32	45.91	1.00	26.39	32798	0.0152	563	0.129	3.2473	0.04936
	HH2-FF2	100	28.52	38.43	1.00	22.09	61118	0.0016	560	6.05e-5	6.168	0.009869
	HH2-CC3	100	27.59	36.93	1.00	21.22	74489	0.0013	465	2.55e-6	4.4034	0.005724
	CC7-AA6	400	19.72	29.26	1.00	16.82	186808	0.0021	N/A	N/A	1.00	0.0021
	AA6-AA2	1049150	7.00	15.56	1.00	8.94	infinite	0.0000	N/A	N/A	1.00	0.0000
	Total U								0.0202	Total U_{en}		0.0671
B	CC2-BB7	500	45.30	47.14	1.00	27.35	29375	0.0170	305	3.34e-6	2.494	0.0424
	HH2-FF2	100	26.83	27.09	1.00	15.72	249612	0.0004	N/A	N/A	1.00	0.0004
	HH2-AA6	400	23.30	26.94	1.00	15.63	256063	0.0004	N/A	N/A	1.00	0.0004
	AA6-AA2	1049950	9.34	16.62	1.00	9.65	infinite	0.0000	N/A	N/A	1.00	0.0000
	Total U								0.0178	Total U_{en}		0.432
C	CC4-BB7	500	44.40	56.20	1.00	32.61	16820	0.0297	305	5.424e-6	2.494	0.0741
	HH2-FF2	100	32.94	32.59	1.00	18.91	122292	0.0008	N/A	N/A	1.00	0.0008
	HH2-AA2	100	21.27	22.72	1.00	13.76	457655	0.0002	N/A	N/A	1.00	0.0002
	AA6-AA2	1049950	10.43	18.51	1.00	10.74	infinite	0.0000	N/A	N/A	1.00	0.0000
	Total U								0.0307	Total U_{en}		0.0751
D	CC2-BB7	500	69.39	81.54	1.00	47.32	5217	0.0958	305	5.385e-6	2.494	0.2389
	HH2-FF2	100	64.80	62.86	1.00	36.48	11478	0.0087	610	0.00068	7.369	0.0641
	HH2-AA2	100	55.00	55.74	1.00	32.34	17300	0.0058	603	0.126	3.399	0.0197
	AA6-AA2	1049950	12.35	20.09	1.00	11.66	infinite	0.0000	N/A	N/A	1.00	0.0000
	Total U								0.1103	Total U_{en}		0.3227
E	HH2-FF2	100	63.07	112.08	1.00	65.04	1916	0.0522	560	2.18e-4	6.169	0.3220
	HH2-AA3	100	59.33	109.61	1.00	63.60	2040	0.0490	N/A	N/A	1.0	0.0490
	BBA-AA3	500	36.39	66.00	1.00	38.30	9770	0.0512	N/A	N/A	1.0	0.0512
	CC4-AA3	500	31.09	63.98	1.00	37.12	10818	0.0462	305	7.276e-6	2.494	0.1152
	AA7-AA3	1048950	11.27	18.60	1.00	10.79	infinite	0.0000	N/A	N/A	1.000	0.0000
	Total U								0.1986	Total U_{en}		0.5374
Notes: n : 사이클 수 S_n : 1차+2차 응력 S_p : 첨두응력 K_e : 탄소성별칙계수 (ASME NB-3228.5) S_a : 교변응력 N : 교변응력에 해당하는 S-N곡선 사이클 수												

표 4. 한국표준형원전 가압기 밀림관 피로쌍의 환경피로사용계수 - 균질유동

Load Set	Cycles (n)	S_n (ksi)	$3S_M$ (ksi)	S_P (ksi)	K_E	U	F_{en}	U_{en} ($F_{en} \cdot U$)
Z11-K11	500.	33.56	57.0	90.65	1.00	0.01664	3.699	0.06155
Z12-M11	70.	31.57	57.0	71.03	1.00	0.00064	2.635	0.00169
Z12-M12	70.	29.14	57.0	68.35	1.00	0.00052	2.635	0.00137
K31-E11	500.	9.38	57.0	67.10	1.00	0.00335	1.698	0.00569
Z12-E11	860.	32.0	57.0	59.58	1.00	0.00287	1.0	0.00287
F12-E11	19640.	2.09	57.0	51.00	1.00	0.02249	5.889	0.13244
F12-E12	1520.	1.02	57.0	49.82	1.00	0.00149	5.889	0.00877
F11-E12	19480.	0.87	57.0	49.66	1.00	0.01894	5.889	0.11154
Total U						0.06694	Total U_{en}	0.32592

Notes:

- Z : Zero Load
- K : Cool down Load
- M : Increase in heat removal by the secondary system
- E : Turbine step load change(positive), Turbine ramp load change(positive)
- F : Turbine step load change(negative), Turbine ramp load change(negative)

표 5. 한국표준형원전 가압기 피로쌍의 환경피로사용계수 - 열성충유동

Load Set	Cycles (n)	S_n (ksi)	$3S_M$ (ksi)	S_P (ksi)	K_E	U	F_{en}	U_{en} ($F_{en} \cdot U$)
F7-C11	500.	64.70	57.0	137.78	1.45	0.41791	1.698	0.70961
F2-D12	30.	63.26	57.0	136.34	1.37	0.01976	10.21	0.20175
F5-F2	470.	63.02	57.0	128.79	1.35	0.24645	10.21	2.51625
F6-C11	500.	64.70	57.0	76.27	1.45	0.04447	1.698	0.07551
E2-C11	500.	64.70	57.0	76.27	1.45	0.04447	1.0	0.04447
F5-E6	30.	63.02	57.0	67.28	1.35	0.00102	1.698	0.00173
F4-F1	500.	63.02	57.0	65.19	1.35	0.01444	1.0	0.01444
E6-E3	470.	63.02	57.0	64.06	1.35	0.01243	1.0	0.01243
Total U						0.80095	Total U_{en}	3.57619

Notes:

- C : Turbine step load change(Negative), Non-load change events(unplanned), Increase in heat removal by the secondary system, Decrease in heat removal by the secondary system, Reactivity and power distribution anomalies
- D : Decrease in RCS flow rate
- E : Heat up
- F : Cool down

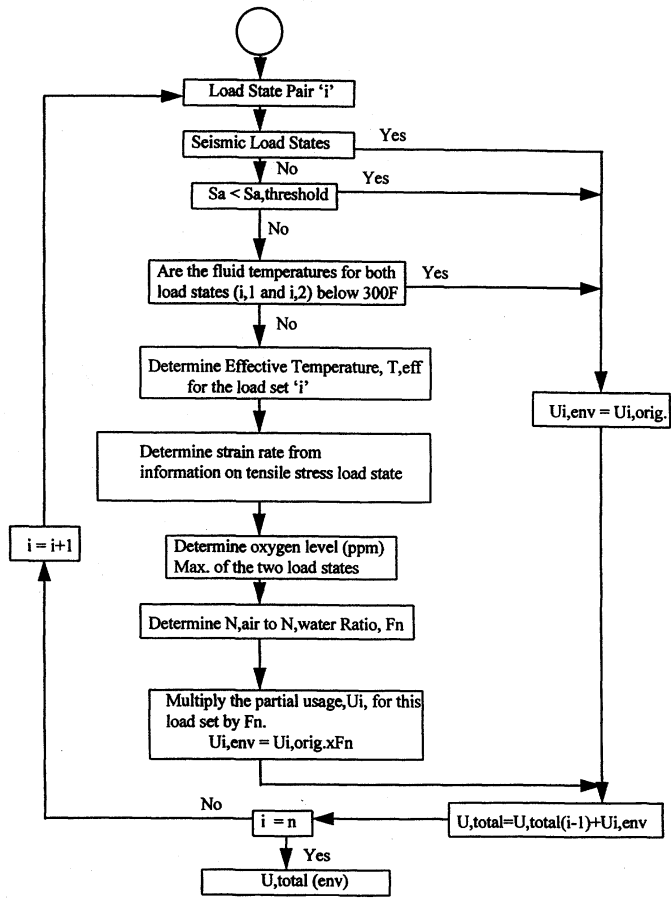


그림 1. 환경계수법을 이용한 원전기기의 환경피로 평가 흐름도

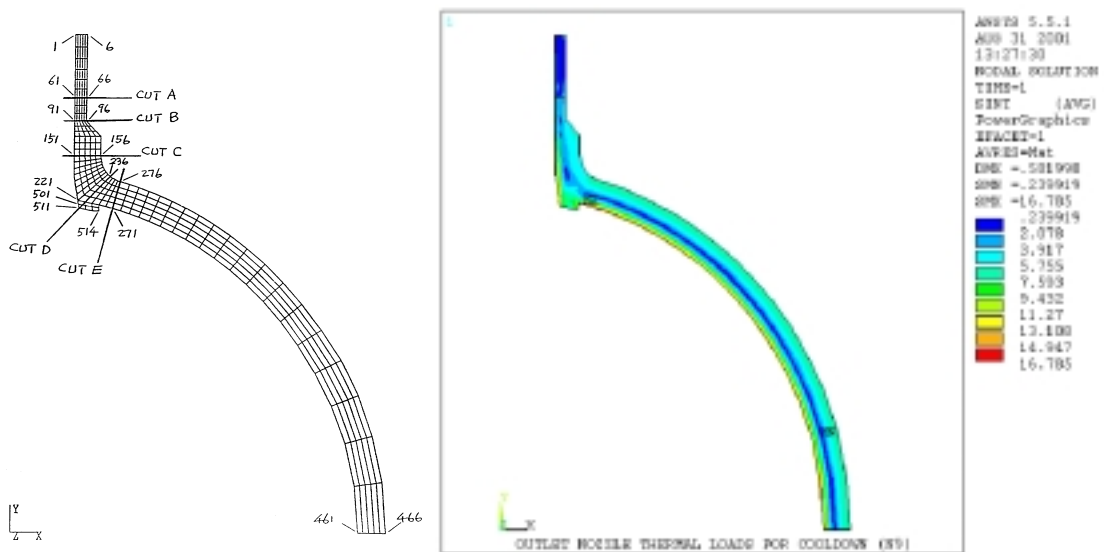


그림 2. 한국표준형원전 원자로출구노즐의 유한요소 모델(좌측) 및 열응력 분포 (우측)

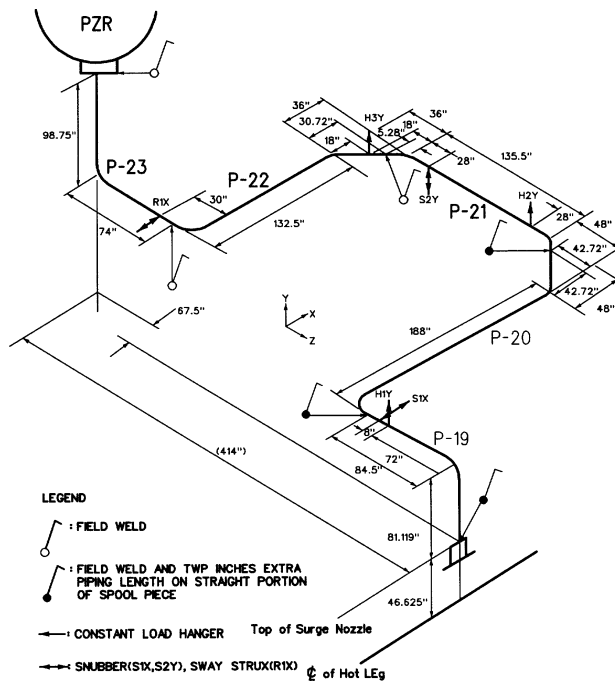


그림 3. 한국표준형원전 가압기 밀림관 일반배치도

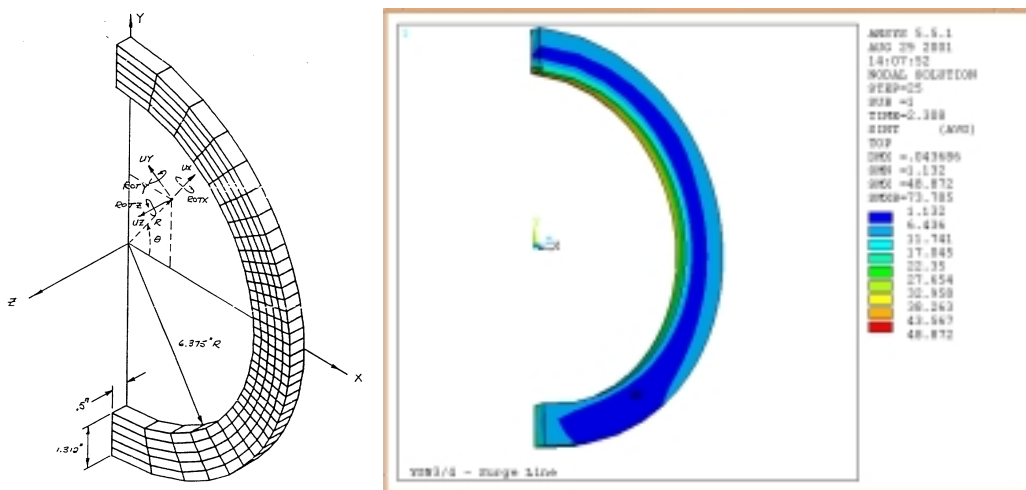


그림 4. 가압기 밀림관의 열성응 해석 유한요소 모델(좌측) 및 과도열응력 분포 예(우측)