

원전 운전환경을 고려한 주기기 피로 건전성 상세평가 절차개발 및 적용

김병섭 · 김태순[†]

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원
(2006. 11. 1. 접수 / 2006. 12. 8. 채택)

Development and Application of Detailed Procedure to Evaluate Fatigue Integrity for Major Components Considering Operating Conditions in the Nuclear Power Plant

Byong Sup Kim · Tae Soon Kim[†]

Nuclear Engineering & Technology Institute, Korea Hydro Nuclear Power Company Ltd.
(Received November 1, 2006 / Accepted December 8, 2006)

Abstract : In the design of class 1 components to apply ASME code section III NB, a fatigue is considered as one of the important failure mechanisms. Fatigue analysis procedure and standard fatigue design curve(S-N curve) is suggested in ASME code, which had to be performed to meet the integrity of components at the design step. As the plant life extension for operating power plants and the long-lived plant design, however, are being progressed, the fact which the existing ASME fatigue design curve can not consider fatigue effects sufficiently comes to the fore. To find the technical solution for these problems, a number of researches and discussion are continued up to now. In this study, the detailed fatigue analyses using the 3 dimensional modeling for the fatigue-weakened components were performed to develop the optimized fatigue analysis procedure and their results are compared with other reference solutions.

Key Words : fatigue analysis, alternating stress intensity, CUF(cumulative fatigue usage factor), fatigue design curve

1. 서 론

ASME Code Sec. III NB를 적용하는 안전 1등급 기기의 설계에서는 피로를 중요한 파손기구로 고려하도록 하고 있다. 이를 위해 설계 단계에서 수행해야 할 피로해석 절차와 기준 피로곡선을 ASME Code에서 제시하고 있으며, 이 기준의 만족 여부에 따라 건전성을 확인하여 왔다¹⁾.

당초, 이 Code는 기기의 실제적인 피로수명 평가보다는 새로 건설하는 원전기에 대해서 보수적인 피로수명 사용계수를 예측하는데 목적이 있었다. 즉 ASME Code Sec. III의 피로설계 절차는, 원전계통의 실제 운전조건을 정확히 알지 못하는 설계 단계에서 하중 및 국부적인 응력집중 효과에 의한 보수적인 과도운전조건 및 발생 빈도수를 가정하여 기

기의 피로성능을 평가하는데 목적이 있다. 약 40년 전에 수행한 상온 및 공기 분위기의 평활한 모제시편 피로시험 데이터를 토대로 한 ASME Code Sec. III의 설계피로곡선(S-N curve)은 수십 μm 깊이에 이르는 균열개시 수명곡선과 공학적 크기에 이르는 균열성장 수명곡선을 합성한 것이다.

변형률 제어(strain-controlled) 조건에서 수행한 피로시험 데이터를 이용하여 고응력 저주기 구간(<10,000 cycle)에서는 20의 주기보정계수(cycle correction factor)를, 저응력 고주기구간(>10,000 cycle)에서는 2의 응력보정계수(stress correction factor)를 평균곡선에 각각 적용한 것이다. 이러한 보정계수들은 피로시험 데이터의 산만성, 시편 크기 및 표면 조도, 당시 산업계의 분위기 등을 고려한 공학적 판단에 의한 것으로 기기의 피로파손에 대한 명시적인 안전계수의 개념은 아니었다.

최근 가동원전의 계속운전을 위한 인허가 갱신과 40년 이상의 장수명 원전 설계가 진행되면서 이러한

[†] To whom correspondence should be addressed.
ktsoon@khnpp.co.kr

기존 ASME Code 피로곡선이 원전의 운전환경으로 인한 피로효과를 충분히 반영하지 못한다는 인식이 확산되었고, 이에 대한 기술적 해를 찾기 위한 연구와 논의가 계속되고 있다^{2,3}. 특히, 1980년대 이후 운전중인 원자력발전소 1, 2차측 원자로 냉각재 분위기(변형율속도 및 진폭, 운전온도, 용존산소량, 황함유량 등) 하의 압력경계 기기의 재료는 환경조장기구에 의해 피로균열의 생성과 성장이 촉진되기 때문에, 기존의 설계피로 곡선은 비보수적일 수 있다는 연구결과들이 발표되었고^{4,5}, 또한 1990년 이후 원자력발전소의 현안 문제점으로 제기되고 있는 실정이다.

본 연구에서는 누적피로계수(cumulative fatigue usage factor, CUF)가 Code 요건을 초과할 것으로 예상되는 기기의 노출부를 대상으로 상세 3차원 모델링을 적용하여 피로해석을 수행하고, 선행 연구결과와 비교하여 최적의 피로평가 절차를 도출하고자 하였다.

2. 피로해석 절차

2.1. ASME Code에 의한 피로해석 절차

안전 1등급 기기의 경우 설계 단계에서 수행해야 할 피로해석 절차를 ASME Code Sec. III NB-3200에서 Fig. 1과 같이 제시하고 있다.

2.1.1. 교번응력강도 계산

원전의 A급 정상운전 중에는 각각의 transient에 따라 응력이 달라지고, 또한 각 transient는 시간에 따라 응력이 변동하기 때문에 NB-3216의 절차에 따라 정상 운전의 각 조건에서 시간에 대한 응력 S 와 교번응력강도(alternating stress intensity) S_{alt} 를 계산한다.

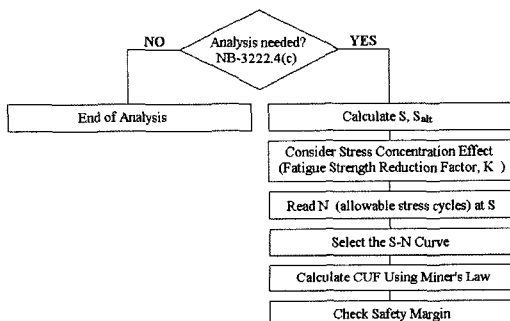


Fig. 1. Procedure of ASME fatigue analysis.

2.1.2. 국부구조물 불연속을 고려

국부구조 불연속 부위에서는 응력의 집중효과가 아주 크기 때문에 이에 대한 고려가 필요하다. 국부구조 불연속 부위에 대해서는 이론적(theoretical), 실험적(experimental), 광탄성(photoelastic)에 의한 연구 또는 수치적응력해석(numerical stress analysis) 기법으로 결정되는 응력집중계수(stress concentration factor)를 사용하여 응력집중효과를 평가하여야 한다. 이때 App. II-1600의 절차에 따라 실험적으로 정한 피로강도감소계수(fatigue strength reduction factors; FSRFs) K_e 를 사용해도 되나, 균열성 결함 및 배관의 규정된 기하형상에 대하여 NB3228.5 (b)에 명시된 값을 제외하고는 피로강도감소계수는 5 이하를 사용한다. 피로강도감소계수 계산식은 다음과 같다.

$$\begin{aligned}
 K_e &= 1.0, \text{ for } S_n \leq 3S_m \\
 &= 1.0 + [(1 - n)/n(m - 1)] (S_n/3S_m - 1), \\
 &\quad \text{for } 3S_m < S_n < 3mS_m \\
 &= 1/n, \text{ for } S_n \geq 3mS_m
 \end{aligned} \tag{1}$$

여기에서 S_m 은 설계응력강도를 나타내며 재료의 물성치로서 실험에서 구한 항복응력과 최대인장강도를 이용하여 구조물의 안전여유를 고려한 후 온도에 따라 정해지는 값으로 ASME Sec. III App. I에 수록되어 있다. S_n 은 1차응력강도와 2차응력강도의 합이고, m, n 은 재료상수로서 몇몇 재료들에 대하여 Table 1에 나타내었다.

이외에 실험에 의해 구해진 K_e 는 NB-3338과 NB-3339에 있으며 Sec. III 부록 II-1600에 실험절차가 제시되어 있다. 이와 같이 구해진 피로강도감소계수는 국부구조 불연속 부위의 응력강도에 곱해서 교번응력강도는 $S_{alt} \times K_e$ 가 계산된다.

2.1.3. 설계피로곡선의 선택

피로해석에서 사용되는 재료의 물성치인 피로특성 및 설계피로곡선은 상온 실험에서 구해지며, 이렇게 실험으로 구하여진 설계피로곡선은 ASME Sec. III App. I Figure I-9.0에 수록되어 있다.

Table 1. Values of m, n , and T_{max} for various classes of permitted materials

Materials	m	n	$T_{max}/^{\circ}\text{C}(^{\circ}\text{F})$
Carbon steel	3.0	0.2	700 (1260)
Low alloy steel	2.0	0.2	700 (1260)
Martensitic stainless steel	2.0	0.2	700 (1260)
Austenitic stainless steel	1.7	0.3	800 (1440)
Nickel-chromium-iron	1.7	0.3	800 (1440)
Nickel-copper	1.7	0.3	800 (1440)

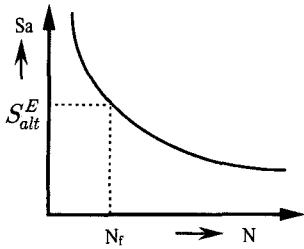


Fig. 2. Production of N_i in design fatigue curve.

2.1.4. 탄성계수 영향 고려

재료의 탄성계수에 의한 영향을 고려해 주기 위해, NB-3216.1 또는 NB-3216.2에서 구한 S_{alt} (국부 구조물인 경우 $S_{alt} \times K_e$)에 설계피로곡선에 나와 있는 탄성계수 E_D 와 해석에 사용할 탄성계수 E_A 의 비를 계산한다. 즉, 설계피로곡선에서는 상온, 평균응력이 '0'인 경우의 E_D 를 취하고 있기 때문에 같은 선도 내에서 허용반복 횟수 N_f 를 읽을 때는 피로해석에서 구한 반복피크응력강도 S_{alt} 를 다음과 같이 보정해 주어야 한다.

$$S_{alt}^E = S_{alt} \times \frac{E_D(S-N Curve, \leq 700^\circ F)}{E_A(Analysis)} \quad (2)$$

2.1.5. 허용 사이클 N_f 를 읽어냄

위와 같이 구한 반복피크응력강도 $S_{alt,1}^E, S_{alt,2}^E, S_{alt,3}^E, \dots$ 에 대응하는 허용반복 횟수 N_1, N_2, N_3, \dots 등을 Fig. 2와 같이 설계피로곡선에서 읽어 낸다.

2.1.6. 누적손상 Miner 법칙 적용

이제까지 구한 것은 1개의 transient에 대해서 N_f 를 구한 것이고 A급 운전조건에 수많은 transient가 있으므로 이들 각각의 응력사이클에 대해 누적 피로계수를 다음과 같이 구한다.

먼저, 기기의 수명기간 동안 transient의 종류가 1개부터 n개까지 있다고 한다면 그것의 transient(응력 cycle 수) 횟수를 각각 $n_1, n_2, n_3, \dots, n_n$ 으로 표시한 후, 각 응력 cycle의 형태에 대해 교변응력강도 S_{alt} 를 NB-3216.1 또는 NB-3216.2에 따라서 구하고 $S_{alt,1}, S_{alt,2}, S_{alt,3}, \dots, S_{alt,n}$ 이라 표시한다.

다음으로 각 $S_{alt,1}, S_{alt,2}, S_{alt,3}, \dots, S_{alt,n}$ 만큼에 해당하는 S_a 값을 설계피로 곡선의 종축에서 읽고, 그때의 최대 허용반복횟수 $N_1, N_2, N_3, \dots, N_n$ 과 각 응력 사이클별 $\frac{n_1}{N_1}, \frac{n_2}{N_2}, \frac{n_3}{N_3}, \dots, \frac{n_n}{N_n}$ 를 구하고, 이 비율을 피로사용계수(usage factor) $U_1, U_2, U_3, \dots, U_n$ 으로 표시

한다. 각각의 피로사용계수를 식 (3)과 같이 합산하면 누적피로계수 U 를 얻을 수 있고, 마지막단계에서 이 U 값이 1.0보다 작은지 확인하는 과정을 수행한다.

$$U = \sum_{i=1}^n U_i \quad (3)$$

2.2. 상세 피로해석 절차

본 연구에서 수행한 3D-FEM을 이용한 상세피로해석 방법의 개략적 절차는 Fig. 3과 같다. 먼저, ANSYS를 이용해서 전체 transient에 대한 열해석을 수행하고 이 결과를 참고하여 온도구배가 클 것으로 예상되는 피로해석 부위를 선정한다.

선정된 피로해석 부위에서 내·외측의 온도구배가 가장 적은 시간과 가장 큰 시간을 선정하고, 열해석으로부터 구한 이 시간의 온도분포와 작용압력을 구해 각 과도상태별 응력강도를 구한다. 운전 중 발생할 수 있는 전체 과도상태에 대한 응력강도가 구해지면 ANSYS의 후처리 모듈에서 전체 과도상태의 교변응력강도와 수명기간 동안 발생횟수를 Rain-flow method를 이용하여 계산한다.

그러나 ANSYS의 피로해석 모듈은 ASME 코드에 명시된 S-N선도의 탄성계수와 실제 재료의 온도에 따른 탄성계수와와의 비를 나타내는 탄성계수비(elastic modulus ratio)와 교변응력 S_a 가 설계응력강도 S_m 의 3배를 초과할 때 즉, $S_a \geq 3S_m$ 일 때 고려해야 하는 피로강도감소계수 K_e 를 제대로 반영할 수 없다. 따라서 본 연구에서는 Fortran 프로그래밍 언어를 이용하여 FACAL로 명명된 별도의 프로그램을 작성하여 위의 2.1.4에서 2.1.6의 과정에 나타낸 것과 같이 탄성계수비와 피로강도감소계수를 반영한 누적피로계수를 구하였다.

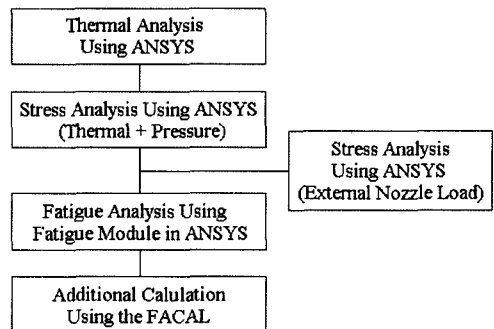


Fig. 3. Fatigue analysis using ANSYS and FACAL code.

이와 같은 절차를 이용해서 신행경수로 설계인가 과정에서 제시된 추가조치요건인 환경보정계수 적용 시 누적피로계수가 Code 요건을 초과할 것으로 예상되는 기기의 노즐부를 대상으로 3차원 유한요소 모델에 의한 표본피로해석을 수행하고, 현행 기술기준 범위 내에서 해석과정의 보수성 요소들을 완화할 수 있는 상세피로해석 방안을 도출하였다.

3. 원전 주기기 피로해석

본 연구에서 제시한 상세피로해석 절차의 검증을 위해 신행경수로 1400의 화학 및 체적제어계통(CVCS) Charging inlet 노즐에 대한 표본피로해석을 수행하였다. Charging inlet 노즐은 내경이 30in.인 cold leg 배관에 부착된 내경 2in.의 노즐로서 운전 중 보충수를 주입하는 기능을 수행한다. 피로해석은 먼저, nozzle에 작용하는 thermal transient를 고려하여 열해석을 수행하고, 열해석 결과와 작용압력을 고려한 응력해석, 그리고 ASME 코드 절차에 따라 응력해석에서 구해진 교변응력장도를 이용하여 누적피로계수를 구하는 과정으로 이루어졌다.

3.1. 열해석

누적피로계수를 구하기 위해서 설계사양(design specification)에 고려된 가압기에 작용하는 과도상태에 따라 지지대에 미치는 온도분포해석을 수행하였다. ANSYS를 이용한 온도분포해석을 위해서는 우선 설계도면을 이용해서 노즐부의 기하학적 형상을 생성하여야 한다.

노즐의 온도분포해석 및 응력해석 모델링은 노즐이 부착되어있는 safe end 및 배관을 포함하여야 하는데, 노즐의 해석결과에 영향을 주지 않는 충분한 길이를 확보하여야 한다. 열해석 및 응력해석을 위해 노즐 부분에 작용하중으로부터 영향을 받지 않는 safe end와 cold leg 배관의 모델링 길이는 다음 식과 같이 계산되는 최소 길이 L_{MIN} 을 갖는다.

$$L_{MIN} = \frac{3.0}{\beta} \quad (4)$$

여기에서 $\beta = \sqrt{\frac{3(1-\nu^2)}{R^2 t^2}}$ 이고, ν 는 푸아송비(Poisson's ratio)이다. 위의 계산에 의해 CVCS inlet nozzle의

safe end는 2.0in., cold leg 배관은 17.0in. 까지 모델링 범위에 포함시켰으며, 유한요소 생성을 위해 Fig. 4와 같이 3-D 형상 모델을 생성하였다.

Fig. 4와 같은 형상모델로부터 ANSYS의 mesh 기능을 이용하여 열해석을 위한 유한요소 모델을 생성하였다. 유한요소 모델은 37,857개의 절점을 갖는 SOLID70요소로 구성되어있다. 노즐과 배관의 바깥면은 완전 단열로 가정되었으며 대칭성을 고려하여 1/4만 모델링하고 전단면에서는 완전 단열 경계조건을 설정하였다. 또한 온도에 따라 변하는 재료의 열전달 물성치와 clad와 thermal linear 사이에 채워진 물의 열전달계수를 고려하여 모델링 되었다.

열해석에서 고려된 과도상태는 normal event와 upset event이며, 각 과도 상태의 상세 온도이력능은 설계사양서를 바탕으로 결정했다. 내부유체의 온도에 의한 열전달은 대류조건으로 가정하였으며, 열전달 해석에 필요한 대류계수(convection coefficient)는 nozzle과 RV shell 안쪽의 강제대류와 자연대류시 각각 다음과 같이 구해진다⁶⁾.

$$h = 0.023 \frac{K}{D_H} (N_{RE})^{0.8} (N_{PR})$$

$$h = 0.13 \frac{K}{L} (N_{GR} N_{PR}) \quad (5)$$

각 과도상태의 온도분포는 시간의 함수로 결정되기 때문에 온도분포 해석은 과도 상태의 시간 변화에 따라 구해야 한다. Fig. 5에 운전시 과도상태 중 에서 피로해석 결과에 큰 영향을 주는 주요 과도상태의 하나인 수동 모드에서 NSSS 운전 후 1시간 경과 시 온도분포 해석 결과를 나타내었다.

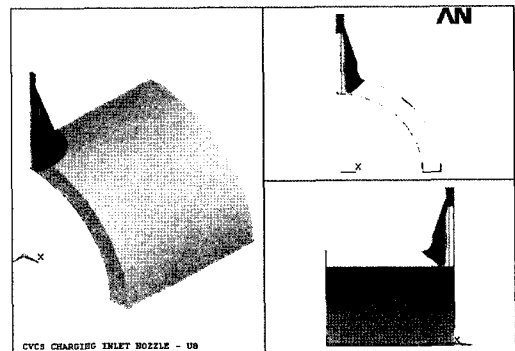


Fig. 4. Finite element model for thermal analysis of CVCS nozzle.

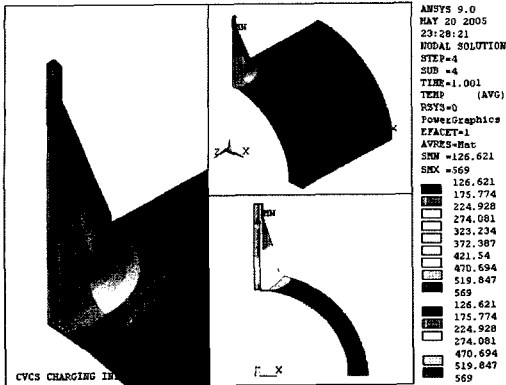


Fig. 5. Temperature distribution for NSSS operation with the control system in the manual mode.

3.2. 응력강도 해석

열해석과 달리 응력강도해석에서는 clad의 두께가 shell 두께의 1/10 이하인 경우 응력강도에는 큰 영향을 주지 않기 때문에 일반적으로 고려하지 않는다. 열해석 모델에서 clad를 제거한 3개의 서로 다른 부품이 용접되어 있는 형상에 대해 ANSYS의 mesh 기능을 이용하여 Fig. 6과 같은 유한요소 모델을 생성하였다. 변형 거동 특성을 고려하여 노즐 중앙부 횡단면에서 배관의 종방향(z) 변위를 구속하였으며, 종단면에서 횡방향(x) 변위를 구속하고, 배관의 중앙 단면에서 y방향 변위를 구속하는 대칭 경계조건을 설정하였다.

응력해석 모델은 34,464개의 절점을 갖는 3-D SOLID45 요소로 이루어 졌다. 모델링 범위에 포함된 sefe end와 cold leg 배관의 유효길이는 열해석과 동일하며, 응력해석은 압력뿐만 아니라 온도에 의한 열응력을 고려해야 하므로 재료의 물성치 또한 온도에 따라 변해야 한다.

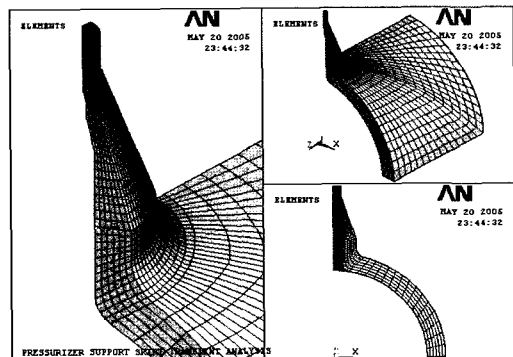


Fig. 6. Finite elements for CVCS nozzle without cladding.

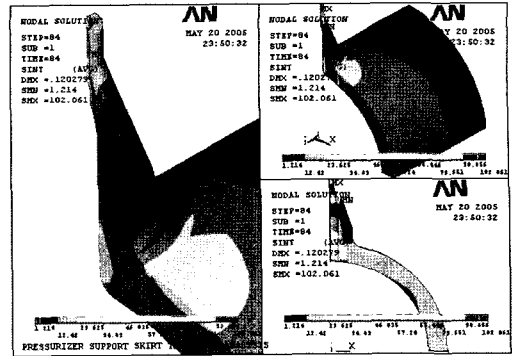


Fig. 7. Stress intensity for NSSS operation with the control system in the manual mode.

응력강도해석에서 작용하중은 시간이력(time history)에 따른 열해석 결과를 분석하여 선정된 단면의 내면과 외면의 온도구배가 가장 클 때 안쪽 혹은 외면에서 응력강도가 가장 크기 때문에 그 시점에서 기기에 작용하는 최대압력과 최소압력을 하중으로 고려하면 교변응력강도를 계산할 수 있다. Fig. 7은 피로계수에 큰 영향을 주는 주요 과도조건의 응력강도 분포를 보여주고 있다.

3.3. 피로해석

피로해석을 위해서는 먼저 적절한 피로해석 부위를 선정하여야 한다. 열해석 결과를 토대로 하여 단면에서의 온도구배가 크거나, 응력집중이 심할 것으로 예상되는 불연속 부위들을 Fig. 8과 같이 피로해석 단면(cut section)으로 선정하였다. 이때 선정된 단면이 불연속 부위에 위치한 단면이면 기하학적 불연속에 따른 응력집중 현상이 발생하기 때문에 응력집중계수를 이론적 또는 실험적으로 구해 고려해 주어야 한다. 본 연구에서는 참고문헌에 따라 이론적으로 계산했다⁷⁾.

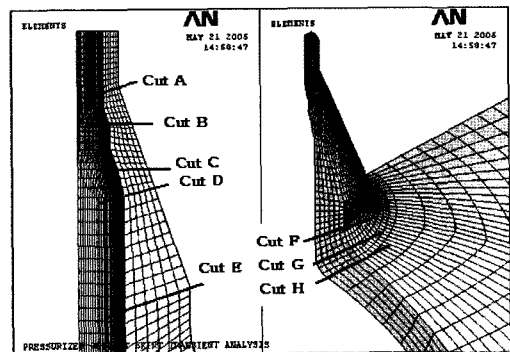


Fig. 8. Cumulative fatigue usage factors at cut location of CVCS charging nozzle.

Table 2. Fatigue analysis results(CUF) for CVCS nozzle

Cut	Cumulative Usage Factors			
	Inside		Outside	
	2-D	3-D	2-D	3-D
A	0.4418	0.35015	0.0305	0.02430
B	0.3313	0.39387	0.0005	0.00050
C	0.0001	0.00010	0.0000	0.00003
D	0.0000	0.00000	0.0000	0.00000
E	0.0038	0.00025	0.0000	0.00000
F	0.0197	0.01057	0.0074	0.00709
G	0.0033	0.00551	0.0017	0.00040
H	0.0000	0.00000	0.0153	0.02959

누적피로계수 계산 결과를 신행경수로 주기기 설계사의 기존 2-D 해석결과와 비교하여 Table 2에 나타냈다. 기존 2-D 해석결과에서는 누적피로계수가 Cut A의 inside에서 0.4418로 최대값을 갖지만 3-D 상세해석의 결과 Cut B가 0.39387로 가장 큰 값을 갖는 것으로 나타났으며, 전체적으로는 3-D 상세해석에 의한 값이 더 작게 나타내는 것을 알 수 있다.

4. 결론

원전 환경영향을 고려할 경우 발생할 수 있는 설계피로요건 불만족 부위에 대해 상세피로해석을 수행할 수 있는 상세피로해석 절차를 ANSYS 전산 Code 및 FACAL Code를 이용하여 개발하고, 신규 원전의 설계 및 운영에 활용하도록 하였다.

또한 기존 피로해석 절차의 보수성 요소를 파악하고, 상세피로해석 방법을 도출하기 위해 CVCS charging nozzle을 대상으로 3-D FEM 모델링에 의한 상세 피로해석을 수행하고, 해석결과를 기존의 2-D 해석

결과와 비교하였다. 그 결과 기존의 해석방법에 비해 피로취약부에서의 누적피로사용계수를 최대 약 20.1% 이상 더 낮출 수 있었고, 보다 정확한 피로 취약부를 확인할 수 있었다.

참고문헌

- 1) ASME B & PV Code Section III, "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Component", 1998 Edition, 1998.
- 2) S. Majumdar, O. K. Chopra and W. J. Shack, "Interim Fatigue Design Curves for Carbon, Low-alloy, and Austenitic Stainless Steel in LWR Environments", NUREG/CR-5999, 1993.
- 3) A. G. Ware, D. K. Morton and M. E. Nitzel, "Application of NUREG/CR-5999 Interim Fatigue Curves to Selected Nuclear Power Plant Components", NUREG/CR-6260, 1995.
- 4) J. Keisler, O. K. Chopra and W. J. Shack, "Fatigue Strain-Life Behavior of Carbon and Low-Alloy Steels, Austenitic Stainless Steels, and Alloy 600 in LWR Environments", NUREG/CR-6335, 1995.
- 5) O. K. Chopra and W. J. Shack, "Low-cycle Fatigue of Piping and Pressure Vessel Steels in LWR Environments", Nuclear Engineering and Design, Vol. 184, pp. 49~76, 1998.
- 6) Jack P. Holman, "Heat Transfer", 6th Edition, McGraw-Hill Inc.,1986.
- 7) R. E. Peterson, "Stress Concentration Design Factors", John Willey and Sons Inc., 1974.