

## 원전 주요기기의 3차원 피로수명 평가

안민용<sup>†</sup>·배성렬<sup>\*</sup>·박영재<sup>\*</sup>·장윤석<sup>\*</sup>·최재봉<sup>\*</sup>·김영진<sup>\*</sup>·정명조<sup>\*\*</sup>·최영환<sup>\*\*</sup>

### 3-Dimensional Fatigue Life Evaluation for Major Components of Nuclear Power Plant

Min-Yong Ahn<sup>†</sup>, Sung-Ryul Bae<sup>\*</sup>, Young-Jae Park<sup>\*</sup>, Yoon-Suk Chang<sup>\*</sup>,  
Jae-Boong Choi<sup>\*</sup>, Young-Jin Kim<sup>\*</sup>, Myung-Jo Jhung<sup>\*\*</sup> and Young-Hwan Choi<sup>\*\*</sup>

Key Words: Nuclear Power Plant(원자력발전소), Reactor Pressure Vessel(원자로압력용기), Fatigue Life Evaluation(피로수명평가), Finite Element Analysis(유한요소해석)

#### Abstract

In general, major components of nuclear power plant have been evaluated based on 2-dimensional design codes conservatively. However, more exact assessment is necessary for continued operation beyond the design life. In this paper, 3-dimensional stress and fatigue analyses reflecting full geometry and monitored operating condition of reactor pressure vessel have been carried out. The analyses results showed that conservatism of current 2-dimensional evaluation based on design transient. Therefore, it is anticipated that the schemes developed from this research such as 3-dimensional finite element modeling, stress analysis and fatigue analysis related techniques can be utilized as fundamental tools for exact lifetime evaluation and license renewal of major nuclear components.

#### 1. 서론

가압경수로형 원전의 설계수명은 일반적으로 40년이며, 이 기간동안 충분한 안전여유도를 유지하면서 경제적인 운전이 가능하여야 한다. 미국, 유럽, 일본 등 원자력 선진국의 경우 초기에 건설된 상당수 원전이 설계수명 종료시점에 가까워짐에 따라, 1980년대 이후 설계수명 이후의 계속운전 여부를 결정하기 위해 많은 연구를 수행하여 왔다. 우리나라의 경우에도 운전년수 증가, 신규원전 건설부지 확보난, 투자비 문제 등을 해결하기 위해 수명관리를 통한 계속운전 연구에

상당한 관심과 투자를 집중하고 있다<sup>(1)</sup>.

원전 1차계통은 원자로 압력용기(Reactor Pressure Vessel; RPV)를 중심으로 가압기, 증기발생기, 원자로 냉각재 펌프 등이 주요 배관들로 연결되어 있다. 지금까지 이러한 주요기기와 연결 배관계통의 건전성은 복잡한 기하학적 형상과 그에 따른 경계조건 선정의 어려움으로 인해, 관심 부위를 선정하고 부분적인 2차원 응력해석 및 피로해석을 통해 평가하여 왔다. 그러나 2차원 해석의 경우 모델 및 경계조건의 이상화를 수반하게 되며, 이는 시간적, 경제적인 관점에서 효율성이 높은 반면 모델 전체에 대한 응력 상태를 보여주지 못하므로 기하학적 형상 및 경계조건 적용에 기인한 오차 발생 가능성을 내포하고 있다<sup>(2-4)</sup>. 예를 들어, 원자로 압력용기 해석의 경우에는 노즐부를 기준으로 상하 구속조건의 적용이 불가능하다는 점과 축대칭 모델이 아닌 점 등이 문제가 될 수 있다.

<sup>†</sup> 성균관대학교 기계공학부

E-mail : amy5826@safe.skku.ac.kr

TEL : (031)299-6621 FAX : (031)290-5276

<sup>\*</sup> 성균관대학교 기계공학부

<sup>\*\*</sup> 한국원자력안전기술원

본 논문은 원전 주요기기의 보다 정확한 수명 예측을 위한 기반 연구로써, 원자로 압력용기의 형상 및 경계 조건을 3차원으로 모의한 후 응력 해석을 수행하였다. 또한 이 결과를 이용하여 피로수명 평가를 수행하였으며, 기존의 설계 및 평가 데이터와 비교하였다. 구축한 3차원 응력해석 기법과 피로수명 평가 기법은 향후 보안을 거쳐 모든 과도상태를 고려한 정확한 수명예측 및 계속운전 등 차세대 구조 건전성 평가 연구의 기반으로 활용할 예정이다.

## 2. 유한요소해석 모델

본 연구에서는 국내 원전 1차계통 주요기기의 하나인 원자로 압력용기를 대상으로 3차원 전체 모델링을 통한 유한요소해석을 수행하였다. 3차원 유한요소모델의 검증은 위하여 내압이 작용하는 경우에 대한 해석을 수행한 후, 원주방향응력 (hoop stress) 해석 결과와 이론해를 비교하였다. 원자로 압력용기의 모델링, 요소생성 및 경계조건 적용시 I-DEAS<sup>(5)</sup>를 이용하였으며, 응력해석을 위해 ANSYS<sup>(6)</sup>와 ABAQUS<sup>(7)</sup>를 병용하였다.

### 2.1 유한요소모델

Fig. 1은 대표적인 국내 원자로 압력용기의 기하학적 형상을 나타낸 것으로서, 실제 형상을 고려하여 전체모델을 구성하였다. 검증을 위한 유한요소 해석모델은 SOLID45(3-D structural solid in ANSYS)와 CD8RT(3-D structural solid in ABAQUS) 요소로 구성하였다. Fig. 2는 원자로 압력용기 해석모델을 나타낸 것으로써 총 69,944개의 절점과 58,140개의 요소를 사용하였다.

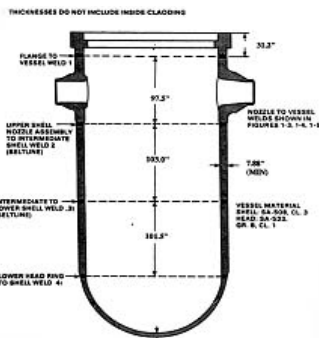


Fig. 1 Geometry of the representative RPV

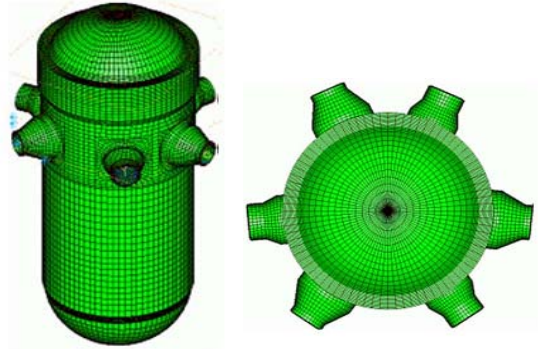


Fig. 2 3-dimensional finite element model of RPV

### 2.2 재료물성치

해석에 사용된 재질은 SA-533 Gr.B, CL.II로서, 온도에 따른 재료물성치는 Table 1에 정리하였다. 또한 ASME Code Sec. III<sup>(12)</sup>에서는 압력용기 내면 클래딩은 구조물의 응력강도에 기여하지 않도록 요구하고 있으므로 기계적응력 해석시 모재 부분만을 모델링 하였다. 그러나 열응력 해석시에는 클래딩에 의한 열전달 영향을 고려하기 위해 유효 열전달 계수(effective heat transfer coefficient,  $H_{eff}$ )를 사용하였다. 유효 열전달 계수는 스테인리스강 클래딩의 열전달 유체 막계수(heat transfer fluid film coefficient)의 함수로서 다음과 같다.

$$H_{eff} = \frac{1}{\frac{1}{H} + \frac{1}{K_c/t_c}} \quad (1)$$

여기서,  $H$ 는 열전달 유체 막계수,  $K_c$ 는 클래딩 열전도도,  $t_c$ 는 클래딩 두께이다. 강제 대류상태에서 열전달 유체 막계수는 다음과 같이 Dittus-Boelter 공식을 사용하여 구하였다. 이때  $f$ 는 안전 계수,  $K$ 는 유체의 열전도도,  $D$ 는 수력직경,  $Re$ 는 Reynolds수,  $Pr$ 은 Prandtl수이며, 클래딩의 최소 두께인 1/8" 를 사용하여 보수적으로 계산하였다.

$$H = 0.023f \frac{K}{D} (Re)^{0.8} (Pr)^{0.4} \quad (2)$$

Table 1 Material properties of representative RPV

Material	Temp. (°F)	Moduli of Elasticity (psi)	Coeff. of Thermal Expansion (in/in/°F)	Poisson's Ratio	Specific Heat (Btu/lb · °F)	Thermal Conductivity (Btu/lb · °F)	Density (lb/in <sup>3</sup> )
SA-533 Gr.B CL.II	70	29.20e+6	7.02e-6	0.3	0.106	0.000516	0.283
	100	29.04e+6	7.13e-6	0.3	0.108	0.000523	0.283
	200	28.50e+6	7.45e-6	0.3	0.114	0.000542	0.283
	300	28.00e+6	7.74e-6	0.3	0.119	0.000551	0.283
	400	27.40e+6	8.01e-6	0.3	0.125	0.000551	0.283
	500	27.00e+6	8.25e-6	0.3	0.131	0.000544	0.283
	600	26.40e+6	8.46e-6	0.3	0.138	0.000532	0.283
700	25.30e+6	8.63e-6	0.3	0.143	0.000516	0.283	

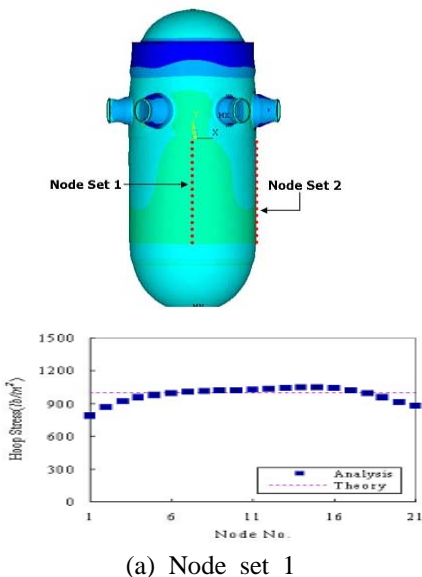
2.3 유한요소모델 검증

3차원 원자로 압력용기의 유한요소모델 검증을 위해 노심대영역 원통면에 위치한 절점 중 21개씩 2개의 Node Set을 선정하였다(Fig. 3 참조). 선정된 2개의 Node Set에서의 원주방향 응력을 산출한 후, 이를 상응하는 이론해와 비교하였다. 이론해 결정식은 다음과 같다.

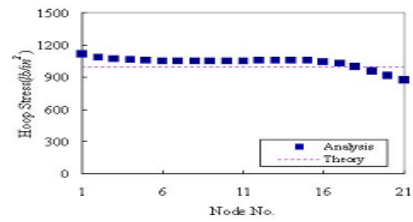
$$\sigma_1 = \frac{p \cdot r}{t} = 996.2 (lb/in^2) \quad (3)$$

이론해와 비교했을 때 Node Set 1의 유한요소 해석 결과의 최대 및 평균오차는 각각 21.4% 및 1.85%이었다. 또한 Node Set 2의 경우 12.3%의 최대오차와 3.80%의 평균오차를 나타내었다. 최대오차 발생위치는 노즐부에 인접하고 내벽의 두께가 변화하는 경계상의 절점이므로 원자로 압력용기의 형상에 기인한 것으로 판단된다.

한편 추가적인 검증을 위해 설계시 적용한 열수력 하중조건<sup>(8)</sup>을 이용하여 3차원 응력해석을 수행하였다. 관심 부위는 원자로 압력용기 노심대영역(beltline; BL), 원자로 압력용기 하부 돔의 용접부(bottom head to shell weld; BHSW), 그리고 하부 돔의 불연속부위(bottom head to shell transient; BHT)이며 이를 Fig. 4에 도시하였다. Fig. 5는 응력이 최대 및 최소일 때 관심부위의 두께방향 응력값을 설계문서에 제시된 응력값과 ANSYS 및 ABAQUS를 사용하여 구한 응력값을 비교한 것으로서, 3가지 응력분포가 비교적 잘 일치함을 알 수 있다. 따라서 본 논문에서 구성한 유한요소모델은 타당한 것으로 판단된다.



(a) Node set 1



(b) Node set 2

Fig. 3 Comparison of hoop stresses between FE results and theoretical solutions

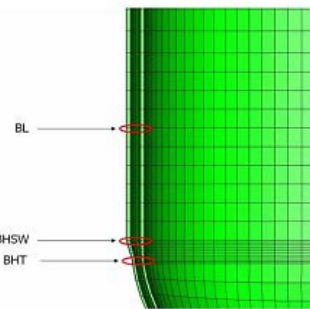
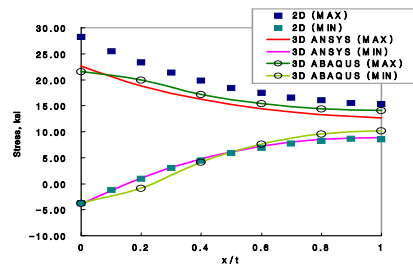
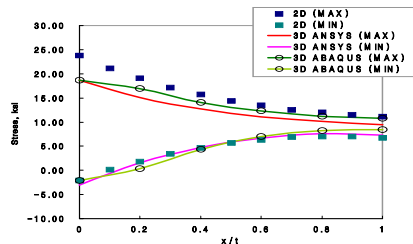


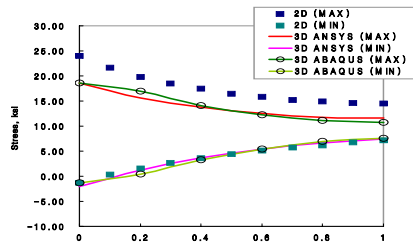
Fig. 4 The interest section of RPV



(a) BL



(b) BHSW



(c) BHT

Fig. 5 Comparison of stress distributions between design data and 3D FE results

### 3. 응력해석

2장에서 검증된 유한요소 모델에 대해 대표적인 원자로 압력용기의 heat-up 및 cool-down 과도 상태에 해당하는 가동중 온도와 압력을 작용하여 3차원 응력해석을 수행하였다.

#### 3.1 실제 운전조건

Fig. 6은 대표적인 원자로 압력용기의 과도상태 중 heat-up과 cool-down 과도상태에 상응하는 실제 가동중 압력 및 온도를 나타낸 것으로써, 이를 Fig. 7과 같이 이상화하였다. 실제 열수력 데이터는 설계 데이터와 같은 최대 및 최소 온도와 압력 값을 갖고 있으나 시간에 따른 변화정도가 상대적으로 완만하게 나타났다.

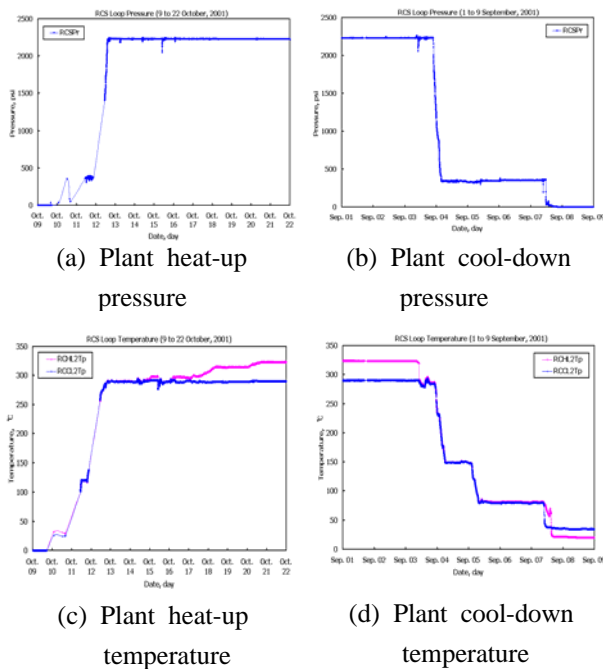


Fig. 6 Monitored thermal-hydraulic data of RPV

#### 3.2 응력해석

실제 운전조건을 적용한 해석을 수행하고 최대 및 최소 응력을 계산하였다. 원자로 압력용기의 두께에 따른 응력분포는 가동중점검시 발견된 결함의 파괴역학분석 및 피로평가 등에 활용될 수 있다.

Fig. 8과 9는 각각 실제 heat-up과 cool-down 과도상태를 작용시켰을 때의 von Mises 응력분포

와 두께에 따른 z-방향 응력(hoop stress)분포를 나타낸 것이다. Fig. 8에서 볼 수 있듯이 실제 운전조건을 적용하여 구한 최대 응력값이 설계조건에서의 최대 응력값 보다 작고 두께에 따른 응력변화가 완만함을 알 수 있다. 이와 같은 결과는 실제 운전데이터의 온도구배가 설계데이터의 온도구배보다 완만하여 열응력에 의한 영향을 적게 받기 때문인 것으로 판단된다. 이로 인해 실제 운전조건 적용시 피로수명 평가변수인 최대 평균 응력(mean stress)과 교변응력(amplitude stress)이 감소되며, 결과적으로 설계시 제시된 피로수명이 보수적일 수 있음을 의미한다.

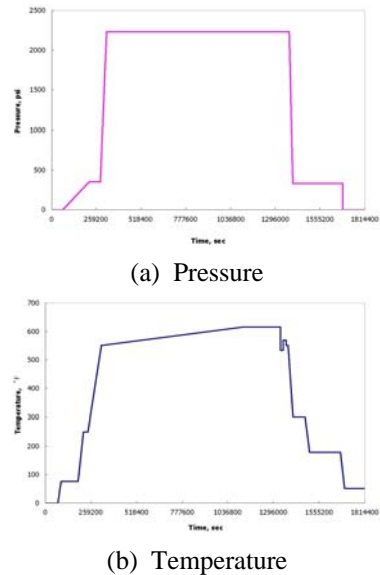


Fig. 7 Idealization thermal-hydraulic data (heat-up & cool-down)

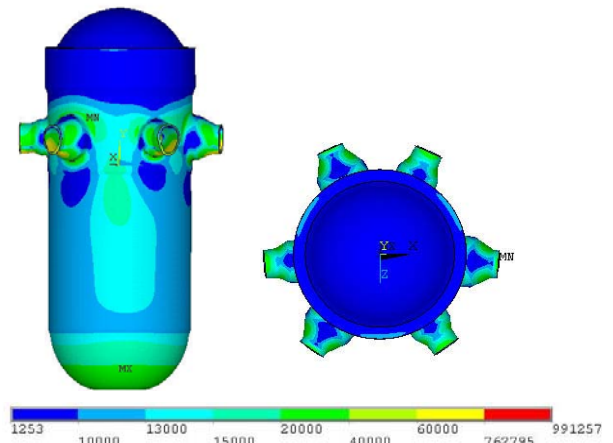


Fig. 8 Contour plot of von Mises stress for 3-dimensional model

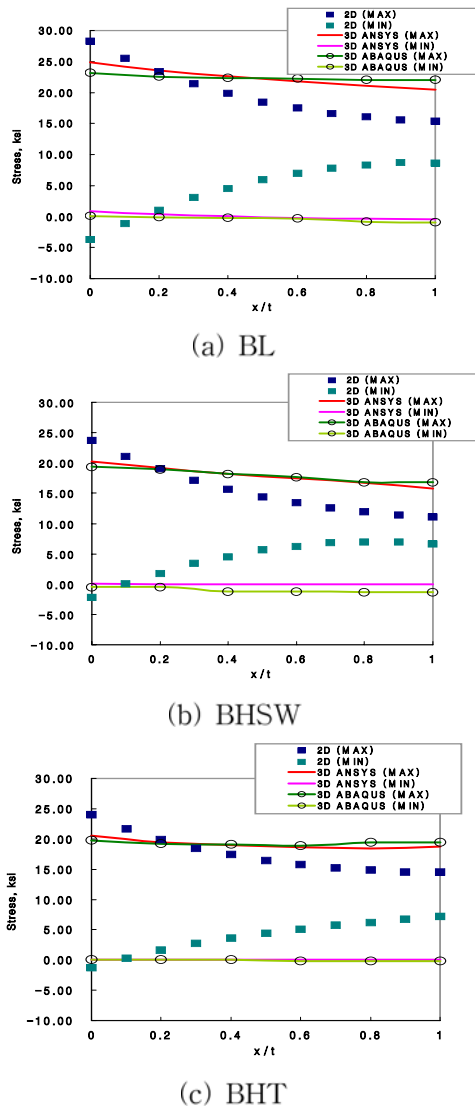


Fig. 9 Comparison of hoop stresses of RPV

### 4. 피로해석

피로해석을 수행하기 위해서는 응력해석 데이터 뿐만 아니라 실제 재료 또는 ASME Code Sec. III에 제시된 S-N 선도와 탄성계수 등의 값이 필요하다. 설계 당시의 응력 데이터, 설계시 이용한 열수력 조건을 사용한 3차원응력 데이터, 가동중 열수력 조건을 사용한 3차원 응력 데이터를 이용하여 각각의 피로해석을 수행하고, 결과를 비교하였다.

#### 4.1 피로해석을 위한 재료물성치

Fig. 10은 피로해석에 사용한 탄소강 및 저합금

강에 대한 설계피로곡선<sup>(9)</sup>을 나타낸 것이다. 원자로 압력용기의 최대 인장강도가 80ksi를 넘지 않으므로, 해석시 Fig. 10의 점선에 해당하는 데이터를 사용하였다.

#### 4.2 피로해석

2차원 설계응력 데이터와 설계열수력 데이터의 조건을 이용한 3차원 응력 데이터, 실제 가동중 열수력 데이터의 조건을 이용한 3차원 응력 데이터를 사용하여 각 관심부위(BL, BHSW, BHT)에서 최대교변응력(alternating stress)을 구하였다. 또한 결정된 교변응력과 Fig. 10의 S-N 선도를 기반으로 식 (4)를 사용하여 피로손상계수(Cumulative Usage Factor; CUF)를 구하였다<sup>(10)</sup>.

$$CUF = \sum \frac{n_i}{N_i} \quad (4)$$

여기서  $n_i$ 는 설계당시 고려한 heat-up 및 cool-down 과도상태의 발생횟수인 200이고  $N_i$ 는 교변응력과 S-N 선도로부터 구한 과도상태 허용 횟수이다.

Fig. 11은 상술한 3가지 응력 데이터를 기반으로 식 (4)를 사용하여 구한 누적손상계수를 각 부위별로 비교한 것이다. 그림에 나타난 바와 같이 설계응력 데이터 및 설계시 열수력조건을 이용한 3차원 응력 데이터를 사용하여 구한 누적손상계수는 가동중 열수력 조건을 이용한 3차원 응력 데이터를 사용하여 구한 누적손상계수에 비해 전반적으로 높게 나타났다. 이는 앞서 기술한 바와 같이 2차원 설계 및 응력 해석 결과가 운전조건을 고려한 3차원 응력해석 결과보다 보수적이기 때문이다. 따라서 실제 운전조건을 사용한 3차원 응력 및 피로 해석을 수행할 경우 정확한 수명 계산을 통한 설계수명 이후의 계속운전이 가능할 것으로 생각된다.

### 5. 결론

본 논문에서는 원자로 압력용기에 대한 3차원 전체 모델을 구성하고 응력해석 및 피로수명 평가를 수행하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

- (1) 3차원 유한요소모델 검증을 위해 설계 하중조건을 적용하여 수행한 응력해석 결과는 기존 2차원 해석 데이터와 비교적 잘 일치하였다.

(2) 실제 가동중 열수력 데이터를 적용하여 3차원 응력해석 및 피로해석을 통해 구한 누적손상계수가 설계기준보다 작음을 보임으로서, 원자로 압력용기 설계기준의 보수성을 확인하였다.

(3) 본 연구를 통해 구축한 3차원 모델링 기법과 이를 이용한 응력해석 및 피로수명 평가기법은 향후 전체 과도상태에 대해 확대 적용할 수 있으며, 차세대 구조 건전성 평가 연구의 기반으로 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

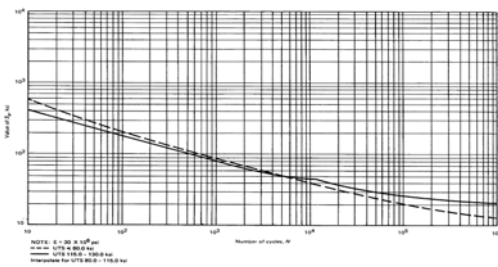
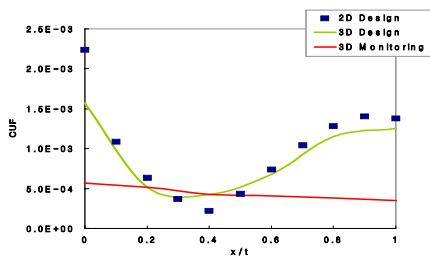
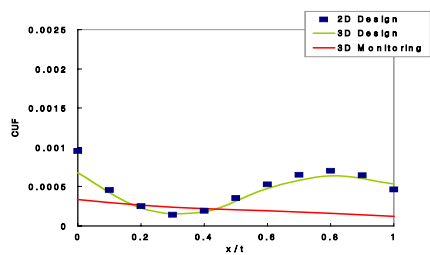


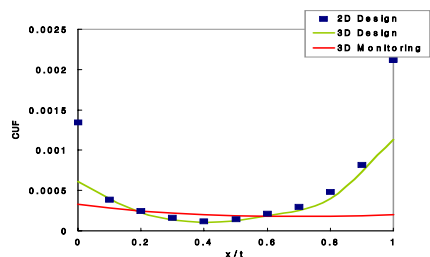
Fig. 10 Design fatigue curves for carbon and low-alloy steel<sup>(10)</sup>



(a) BL



(b) BHSW



(c) BHT

Fig. 11 Comparison of CUFs of RPV

참고문헌

- (1) IAEA, 1995, "Detection & Monitoring of Age Related Degradation in Nuclear Power Plants."
- (2) WG-LMNPP 98/1, 1998, "Nuclear Transient Methodology for UCN 5 & 6."
- (3) IAEA-TECDOC-1120, 1999, "Assessment and Management of Ageing of Myjor Nuclear Power Plant Components Important to Safety : PWR Pressure Vessels."
- (4) Welding Research Council Inc Miller, A.G., 1998, "3D Stress Criteria Guideline for Application - Review of Limit Loads of Structures Containing Defects," Int. J. Pres. & Piping Vol.32, pp.197~327.
- (5) SDRK Korea, 2000, "I-DEAS Assembly Design."
- (6) ANSYS Inc, 2001, "Introduction to Ansys."
- (7) ABAQUS, Inc, 2003, "ABAQUS Analysis User's Manual," Ver.6.4.
- (8) ASME, 2002, "ASME Code Sec-III Division-1 Appendices."
- (9) WCAP-14843, 1997, "Stress Distribution for KORI 3 and 4 and Youngwang Unit 1 and 2 Reactor Vessels."
- (10) Julie A. Bannantine, Jess J. Comer, James L. Handrok, 1990, "Fundamentals of Metal Fatigue Analysis."