

배관해석에 의한 원전 배관부의 검사부위 선정

임형택 · 이삼래 · 이종포 · 김병철

Careful Determination of Inservice Inspection of piping by Computer Analysis in Nuclear Power Plant

H. T Lim, S. L. Lee, J. P. Lee and B. C. Kim

Abstract Stress analysis has been performed using computer program ANSYS in the pressurizer surge line in accordance with ASME Sec. III in order to predict possibility of fatigue failure due to thermal stratification phenomena in pipes connected to reactor coolant system of nuclear power plants. Highly vulnerable area to crack generation has been chosen by the analysis of fatigue due to thermal stress in pressurizer surge line. This kind of result can be helpful to choose the location requiring intensive care during inservice inspection of nuclear power plants.

1. 서 론

원자력발전소의 계속적인 건설과 기존 원전의 운전시간이 증가함에 따라 안전성문제가 점점 중요하게 대두되고 있다.

원전의 가동중 각종 부품 및 주요계통들은 우리가 예상할 수 없는 복합적인 영향들을 끊임없이 받고 있는데 이 요인으로서는 온도, 압력, 방사선노출, 수소, 취화, 부식, 침식 및 진동 등으로써 이 모든 요소들이 원전의 운전시간에 의존하게 된다. 이에 대한 원전 각종부품 및 주요계통의 안전성 확보 측면으로 가동전·중검사가 수행되고 있다.⁽¹⁾

최근 미국 원전의 경우 출력운전중 원자로 1차 계통에 연결된 배관부위에서 열 응력에

기인한 배관재의 피로균열로 인한 누출이 발생함에 따라 이들 1차 계통 배관부의 균열발생 여부를 미국 NRC에서는 Bulletin 88-08⁽²⁾과 88-11⁽³⁾로 미국내 전 발전소에 대한 추적검사를 실시토록 요구하였다.

NRC Bulletin 88-11에 의하면 미국 원자력 발전소(Trojan, Beaver Valley)에서 예기치 못한 가압기 Surge Line의 변위가 발생함으로써 원인 조사를 수행한 결과 가압기와 원자로 냉각수 루프 Hot Leg간의 온도차 및 유속에 따른 열적충화에 기인한 변위로 나타났다.

이는 온도차가 큰 가열(Heat Up), 냉각(Cool Down)시 뿐만 아니라, 정상운전(Steady State)중에도 발생⁽⁴⁾ 하는 것으로

판명되었으며, 1차 계통 배관재의 피로수명 감소, 설계치를 초과하는 응력 및 인접 구조물에 대한 변위 간섭 등의 영향으로 피로균열(Fatigue Crack)의 발생이 예견됨에 따라 피로균열 생성가능 부위에 대한 응력 및 피로해석의 필요성이 대두되고 있다.

가압기 Surge Line은 원자로 냉각재 계통의 가압기와 Hot Leg를 연결시켜 주는 배관으로서 가압기로부터 나온 고온 냉각재와 Hot Leg로부터 나온 저온 냉각재가 교차되는 곳이다. Surge Line내에서 교차된 이 냉각재가 밀도차에 의하여 층이 분리된 채 아주 느린 속도로 유동하는데 이와같이 성층화된 유동을 성층유동(Stratified Flow)이라 하며, 교차되는 유체가 섞이지 않고 분리되는 현상을 열적층화현상(Thermal Stratification Phenomena)이라고 한다.

이 현상은 배관의 수평부분이 길고 교차되는 두 냉각재의 온도차가 비교적 크며 배관의 유동속도가 느릴 때 발생한다.

이러한 성층유동에 따라 배관 단면의 상하로 상당히 큰 열압력을 초래하며 과도상태가 자주 발생함에 따라 비교적 큰 열피로가 누적되어 원주방향으로 온도구배가 발생하여 배관에 굽힘 모멘트를 야기시키며 이 모멘트는 배관의 응력 및 피로를 가중시켜⁽⁶⁾ 이들의 설계 한계치를 초과하게 되어 피로균열 발생 가능성을 높이게 한다.

이와 관련하여 본 연구에서는 원전 1차계통 가압기 서지라인을 모델로 동 계통의 압력경계 배관부에 미치는 영향을 파악하고자 해석적 방법을 통한 수평배관 상·하부간의 열팽창 차이에 기인한 응력분포와 열충격, 고온/저온 유체 경계면에서의 변동하중으로 인한 피로균열이 발생하는 국부적 영향 등을 해석하고자 하였으며 또한 그 건전성을 평가함으로써 원전 가동중 검사시에 특별한 주의가 요구되는 부위를 찾아내려고 하였다.

2. 연구내용 및 방법

2-1. 가압기 Surge Line의 응력 및 피로해석^{(6), (7)}

가압기 Surge Line은 1차 냉각재 계통내에 있으므로 ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section III⁽⁸⁾의 규정에 의하여 원자력 부품 Class 1으로 분류된다. 배관의 응력해석 절차는 배관설계에 대한 항목인 NB-3600에 나타나 있으며 가압기 Surge Line의 성층유동에 따른 해석을 보다 보수적이고 단순하게 하기 위하여 다음과 같이 가정을 하였다.

- 배관의 축방향을 따라서 유체 및 배관 벽면의 온도는 균일하다.
- 냉각재 상하의 경계면은 시간에 따라 변하지 않는다.
- 성층유동시 배관 단면의 상부 50%에는 고온냉각재가, 하부 50%에는 저온 냉각재가 섞이지 않고 서서히 유동한다.
- 성층유동시 Surge Line 배관내의 냉각재 온도는 가압기의 냉각재 온도와 같고, 저온 냉각재 온도는 Hot Leg 냉각재의 온도와 같다.
- Surge Line과 Hot Leg 접합부의 변위는 완전히 구속되어 있다.

2-1-1. 온도 해석

온도해석을 위한 Surge Line배관의 2차원 해석 모델은 2차원 8절점 요소(STIF 77) 42개와 161개의 절점으로 구성되어 있다.(Fig.1)

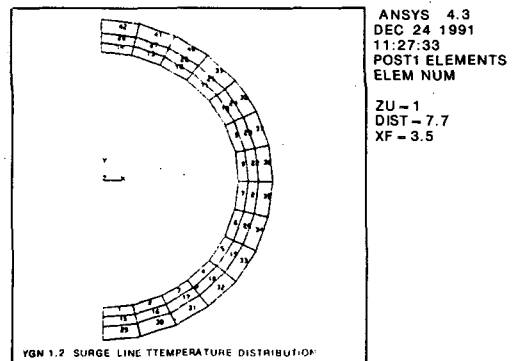


Fig. 1 2-D Thermal analysis model of surge line piping

정상운전 냉각재가 653°F 및 621°F로 성층화되는 경우에 대하여 온도에 따른 물성치, 즉 Thermal Conductivity 및 Specific

Heat를 입력시켜 2차원 배관 단면의 온도를 구하기 위해 ANSYS의 8-Node 열 요소인 STIF 77을 사용하였으며 적이상태 (Heat Up, Cool Down)에서는 1 Cycle에 대하여 설계시 Fig. 2와 같은 과정을 나타내는데⁽⁹⁾ 여기서 각 구간에 대하여 온도에 따른 물성치를 입력시킴으로써 시간에 따른 온도분포의 변화를 해석하였다. 또한 각 절점에서의 온도 분포를 구하기 위하여 ANSYS의 STIF 77을 사용하였다.

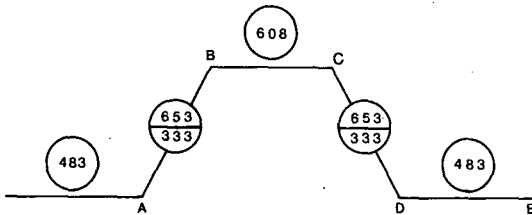


Fig. 2. Surge line transient state

상기 사용된 기본 자료는 영광 1 & 2호기 Data를 사용하였으나 온도에 따른 물성치 및 Transient State의 설계 자료의 값들의 사용이 곤란한 관계로 영광 3 & 4호기의 값을 사용하여 되도록 보수적인 계산을 실시하였다.

2-1-2. 응력 해석

2-1-2-1. ASME Sec. III에 의한 배관해석
ASME Sec. III NB에서는 배관해석 시 설계조건에 대해서는 각각의 응력범위에 대하여 그 한계치로써 항복강도를 사용하는 것이 아니라 일반 일차 막응력(General Primary Membrane Stress : Pm)의 설계 한계치인 Sm을 기준으로하여 허용치를 주고 있으며 설계압력 및 자중에 의한 응력강도가 다음식 (1)에 의거 1.5Sm(Sm : 설계응력강도)을 넘지 않을 것을 요구한다.

$$B_1 \frac{P Do}{2t} + B_2 \frac{Mi Do}{2I} \leq 1.5Sm \dots\dots\dots (1)$$

여기서, B1, B2 : 일차응력강도 지수(Indices)로서 배관의 형상, 용접 및 부위에 따른 값이 표 NB-3680에 제시되어 있다.

- P : 설계압력(MPa)
- Do : 배관의 외경(mm)
- t : 공칭 벽두께(Nominal Wall Thickness : mm)
- Sm : 허용 설계응력강도치(MPa)
- Mi : 설계상의 기계적 하중의 조합에 따른 합성모멘트(N.mm)

를 나타낸다.

또한 Service Level A에 대해서는 Level A의 작용하중에 따른 일차 및 이차합응력 강도치의 범위인 Sn을 가지고 다음 관계식 (2)를 검토한다.

$$Sn = C1 \frac{Po Do}{2t} + C2 \frac{Mi Do}{2I} + C3 Eab | \alpha a$$

$$Ta - \alpha b \quad Tb | \leq 3 \quad Sm \dots\dots\dots (2)$$

여기서 C1, C2, C3 : 각 부품에 대한 이차응력지수(NB-3680)

Do, t, I, Sm : 앞의 (3)식에서와 같다.

Mi : 전후 하중단계에서 모멘트 차의 합성치로서 반복성이 없는 자중은 제외시킨다.

Ta(Tb) : 구조 또는 재료의 불연속성에 따른 a, b지점에서의 평균 온도차

αa(αb) : 상온에서 불연속성에 따른 a(b)지점의 열팽창 계수

Eab : 상온에서 a, b지점의 평균 영률(MPa)

Po : 운전압력 범위(Mpa)

를 나타낸다.

한편 과도상태에 따른 피로는 한 점에서 전·후의 응력차인 교변응력(Salt)에 의하여 발생한다. 누적 피로계수를 계산하기 위해서는 먼저 아래의 (3)식을 이용하여 교변응력을 계산한 다음 해당 배관의 S-N곡선을 이용하여 피로파괴가 일어나는 Cycle(N)을 구하고 실제 발생횟수(n)을 고려하여 각 하중

사이클에 대한 피로계수를 구하여 합산하면 된다.

ASME Code에서는 누적피로계수가 1.0을 넘지 않을 것을 요구하고 있다.

$$S_p = K_1 C_1 \frac{P_o D_o}{2t} + K_2 C_2 \frac{M_i D_o}{2I} + \frac{1}{2(1-\mu)} K_3 E \alpha | \Delta T_1 | + K_3 C_3 E \alpha | a_a T_a - a_b T_b | + \frac{1}{1-\mu} E \alpha | \Delta T_2 | \leq 3S_m \dots\dots\dots (3)$$

K1, K2, K3 : 국부 응력지수(NB-3680)

E, α : 영률과 평균 열팽창 계수

μ : Poisson 비=0.3

| ΔT1 | : 배관 내 · 외면의 온도차의 절대치로서 선형온도 분포가 모멘트를 발생시킨다고 가정한다.

| ΔT2 | : 배관 단면에 모멘트를 발생시키지 않는 비선형 온도구배의 범위이다.

T(y)는 전 · 후 하중단계의 온도차이다.

$$T = \frac{1}{t} \int_{-l/2}^{l/2} T(y) dy$$

$$\Delta T_1 = V = \frac{12}{t^2} \int_{-l/2}^{l/2} yT(y) dy$$

$$\Delta T_2 = \max(| T_o - T | - 0.5 | \Delta T_1 | , | T_i - T | - 0.5 | \Delta T_1 | , 0) \text{이다.}$$

여기서 교변응력은 국부의 응력집중까지 고려한 다음 응력강도 범위치(Sp)를 이용하여 구하면 Sa=Sp/2가 되고 S-N곡선을 이용하여 피로계수를 계산한다.

2-1-2-2. Surge Line 응력 및 피로해석

배관단면의 온도분포는 ANSYS의 2차원 해석 모델을 이용하여 구하고 배관단면의 온도차를 직접 입력시킬 수 있는 ANSYS의 탄소성 배관요소(STIF 20 & 60)을 이용하여 배관에 나타나는 외력과 모멘트를 계산하였

다.

Steady State에서는 Steady State시의 온도 분포중 Fig. 1의 4, 81, 157번 절점에서의 온도를 입력하여 그 온도에서의 최대 응력 및 모멘트를 구하여 식 (1), (2)에 대입하여 응력을 구하는 반면 Transient State에서는 시간에 따른 온도 분포의 변화중 온도차이가 많은 몇개의 요소를 선택하여 열하중을 입력시켜 최대응력 및 모멘트를 구하여 응력해석을 수행하였다.

여기서 식 (1)에서의 모멘트는 Surge Line해석시 배관, 단열재 및 유동유체의 자중을 고려한 값이고 식 (2)에서의 모멘트는 앞서 언급한 바와같이 자중은 제외된다.

피로 해석은 Steady 및 Transient상태의 온도분포와 압력을 하중으로 하여 배관에서 최대 응력과 모멘트가 나타나는 몇 부위에 대하여 Salt를 구하여 수행하였으며 여기서 응력 및 피로해석을 위한 전산프로그램을 이용하여 각 공식을 검토하였다. 식(2)의 합응력 강도 범위치인 Sn은 각각의 하중 단계에서 계산하여 허용치인 3Sm과 비교하면 되나 피로해석에서는 배관의 수명기간 동안 발생할 수 있는 모든 과도상태의 각 하중 단계에서 계산된 피로계수(U)를 합산하여 한계치인 1.0과 비교하여야 한다.

ASME Sec. III Div. 1 NB-3222.4에는 두 개이상의 변동 응력상태로 부터 누적피로계수(Cumulative Usage Factor)를 계산하는 방법이 나와 있는데 그 방법은 Miner's Rule의 일반적인 형태로 다음과 같이 표현된다.⁽¹⁰⁾

$$U = n_1/N_1 + n_2/N_2 + n_3/N_3 + \dots nk/N_k < 1$$

여기서 k : Number of stress levels in the loading spectrum

ni : Number of cycles at the ith stress level, Sai

Ni : Fatigue life at Sai from ASME Sec. III Appendix Fig I-9.0

Sa : Amplitude of the alternating stress intensity

U : The cumulative usage factor

그러므로 응력해석과 관련된 Sn의 비교는 명확하지만 피로해석은 설계시 다른 과도상태가 있기 때문에 전체 누적피로계수에 대한 이 과도 상태의 기여도만을 알 수 있을 뿐이다.

3. 연구결과 및 고찰

3-1. 응력 및 피로해석

3-1-1. 온도 해석

Steady 및 Transient State시의 배관 단면의 온도 분포는 Fig. 3, 4에 나타내었다. 이는 응력이 가장 크게 적용되었을 때의 온도 분포로서 성층유동에 의하여 상부 및 하부에 뚜렷하게 온도 차가 발생함을 알 수 있었다.

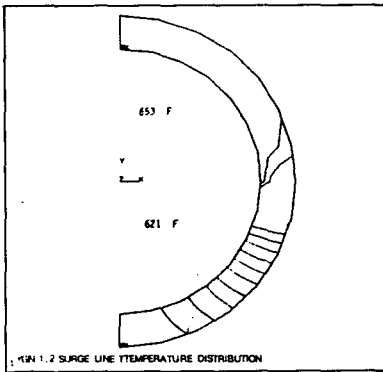


Fig. 3 Temperature distribution of the PRZ surge line in steady state

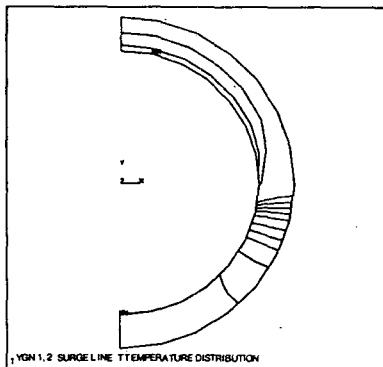


Fig. 4 Temperature distribution of the PRZ surge line in transient state

3-1-2. 응력 해석

ANSYS 탄소성 배관요소(STIF 20 & STIF 60)를 사용하여 해석한 1차원 배관요소 모델은 31요소, 38절점으로 구성되어 있으며 Fig. 5에 나타나 있다.

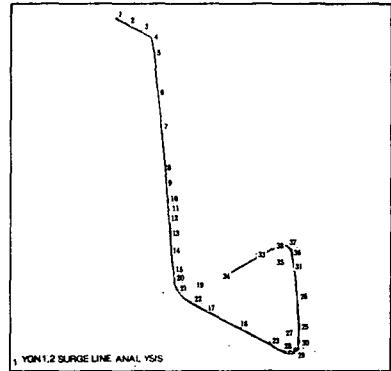


Fig. 5 The nodal points for surge line modeling

ASME Code Sec. III NB-3652 배관규정에 따라 Steady State시 열 및 압력하중을 받은 상태에서의 최대 변형량은 2.17"(Node 21 : Fig. 8의 C)로 나타났다.(Fig. 6)

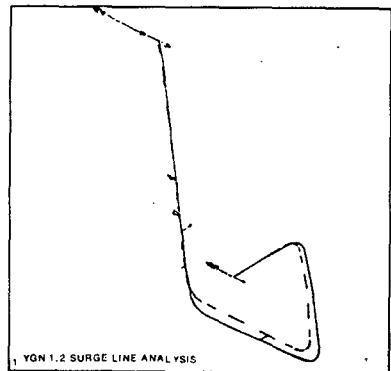


Fig. 6 Deformed shape of surge line in steady state

계산된 Sn값은 Table.1에 나타난 바와같이 응력해석 결과는 1차 및 2차 합응력 강도(Sn)가 최대 14.90Ksi(Node 36, Curved Pipe)로 계산되어 이 재질의 허용치 3Sm인

52.2Ksi보다 적게 나왔다.

한편 Transient State에서의 설계압력 및 자중을 고려한 식(1)을 사용하여 얻은 결과는 4,953Psi로써 허용응력 1.5Sm인 23925Psi 보다 상당히 작게 나타났다.

또한 열 및 압력하중을 받은 상태에서의 배관의 변형도는 Fig. 7과 같고 최대 변형도는 3.94"로 나타났다(Fig. 8의 C).

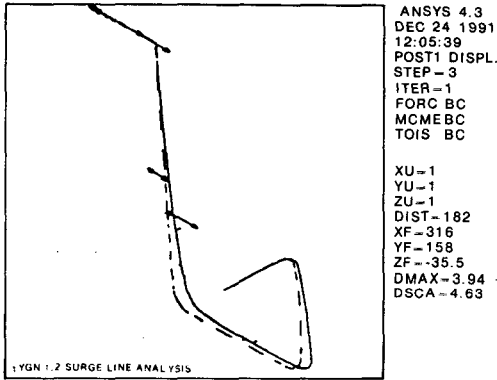


Fig. 7 Deformed shape of surge line in transient state

Table 1. Stress analysis results in steady state

Unit : Ksi

Location (Mode)	Straight or Curved	Stress Intensity (Sn)	Salt	Remarks
2	Straight	34.3	21.5	Accept
4	Curved	32.5	20.6	—
20	—	16.1	12.4	—
29	—	10.8	9.8	—
38	—	18.1	13.4	—

• 허용치 : 3Sm = 60.3
• 배관의 최대 변형길이 : 3.94" at node21

Table 2. Stress analysis results in transient state

Unit : Ksi

Location (Mode)	Straight or Curved	Stress Intensity (Sn)	Remarks
34	Straight	12.63	Accept
29	Curved	14.02	—
36	—	14.90	—
37	—	14.67	—
38	—	14.63	—

• 허용치 : 3Sm = 52.2
• 배관의 최대 변형길이 : 2.02" at node21(Curved)

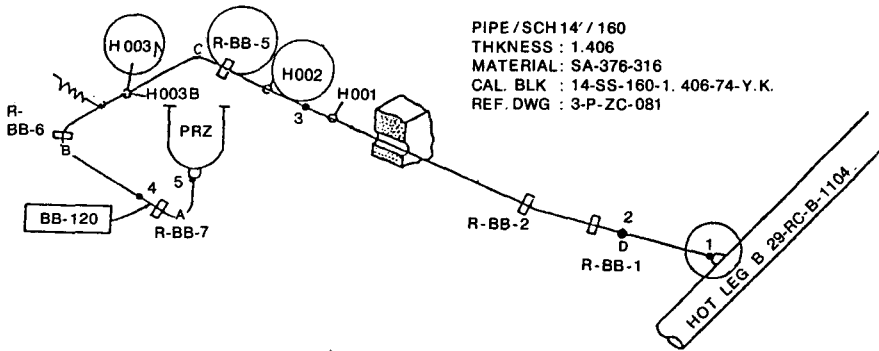


Fig. 8 Pressurizer surge line isometric drawing

Sm값에 대한 응력해석 결과는 Table. 2에 나타난 바와같이 Node 2에서 최대 34Ksi로 평가되어 3Sm인 60Ksi보다 작게 나타났다.

Transient State에서는 Node 2(Fig. 8의 D)에서 최대응력이 나타난 바와 달리 Steady State에서는 Node 36(Fig. 8의 A)에서 최대가

발생함으로써 다소 차이를 보이고 있으나 허용치 이내의 응력값들이었다.

3-1-3. 피로 해석

식(2)에 의해 구해진 Steady State시의 교변응력의 최대치는 Node 36에서 계산되는데

이는 배관재의 피로 한도인 23.7Ksi이하이므로 부분 피로 계수는 0이다.

Table. 2에 나타난 바와 같이 Transient 상태에서는 최대 Salt=21.5Ksi로 나타났는데 이는 그 상태의 피로한도인 14Ksi보다 높았다.(Fig. 9)

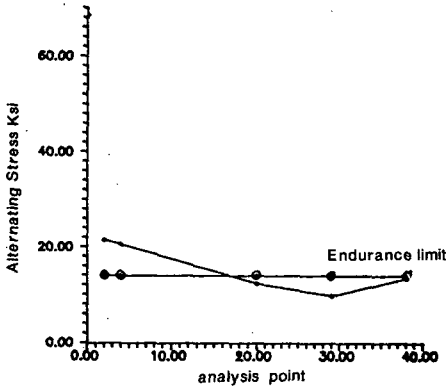


Fig. 9 The result of fatigue analysis in transient state

이로부터 해당 배관의 S-N Curve를 사용하여 피로누적계수를 계산하면 0.008로 나타나 그 기여도가 매우 낮음을 알 수 있었다.

4. 결 론

기존의 원전 가동중검사는 1차계통 배관부의 전 용접부에 대하여 수행을 해오고 있으나 원전의 가동년 수가 증가함에 따라 설계시 반영되지 않은 여러 문제점들로 인하여 특별한 주의가 요하는 부위가 대두되고 있다.

본 연구에서는 그중 가압기 Surge Line에 대해 해석적 방법을 통하여 결함 발생 가능 부위를 예측함으로써 원전 가동중 검사시 배관의 건전성 평가에 유용하게 적용할 수 있는 한 예를 나타낸 것이다. 본 연구를 수행한 결론은 다음과 같다.

1. 열적충화에 기인한 가압기 Surge Line부위의 Transient State 및 Steady State에서의 열응력과 피로를 ANSYS Program을 사용하여 해석한 결과 배관 해석과 관련

된 모든 범규의 허용한도를 만족하는 것으로 나타났다.

2. 피로해석시 Steady State에서는 피로계수가 0이므로 배관의 피로에 영향을 미치지 않지만 Transient State에서는 전체 누적 피로에 대한 기여도가 있음을 알 수 있었다.
3. 본 연구를 통해 열적충화에 기인한 원전의 다른 배관 부위에 대한 건전성 평가 및 결함 발생 가능 부위를 예측할 수 있다.

References

1. 10 CER 50.55a, "Code and standards"
2. NRC bulletin 88-08, "Thermal stress in piping connected to reactor coolant system" 1988.
3. NRC bulletin 88-11, "Pressurizer surge line thermal stratification"
4. "Pressurizer surge line thermal stratification plant specific applicability problem", Westinghouse proprietary, class 2, 1990.
5. 이형연 등, "일일 부하 추종운전시 성층 유동에 따른 加壓器밀립관의 熱的 疲勞 특성에 관한 研究" KAERI/TR-148/89, 1989.
6. 이형연, "부하추종시 열성층 現狀에 따른 영광 3 & 4호기 서지라인 應力 및 疲勞 解析", 1990.
7. ANSYS engineering analysis system user's manual, Vol. I & II.
8. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Nuclear Power Plant Components, Div. 1, Subsection NB, October, 1989.
9. "Thermal and hydraulic response to design bases events for YGN nuclear power plant 3 & 4", 10487-FS-DE002-00, 1988.
10. 이재한 등, "부하추종 운전에 따른 울진 원자력 加壓器분사노즐의 疲勞 解析", KAERI/TR-155/89, 1990.