

‘2001 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

원자로냉각재계통 중간배관과 배관 휨 구속장치와의 접촉으로 인한
중간배관 건전성 평가

(An Evaluation for Integrity of Crossover Leg due to contact
between the RCS Crossover Leg and PWR)

김범년, 양준석

한전 전력연구원 대전시 유성구 문지동 103-16

최동룡, 신재수

한전 영광원자력본부 전남 영광군 홍농읍 계마리 514

이대회

한국전력기술(주) 원자로설계개발단 대전시 유성구 덕진동 150

요 약

원자로냉각재계통(Reactor Coolant System) 중간배관과 배관 휨 구속장치(Pipe Whip Restraints : PWR) 사이의 설계적 범위내에서의 접촉은 관련 기기의 건전성 재확인을 필요로 한다. 원자력발전소 계획예방정비기간중 측정된 원자로냉각재계통 중간배관과 휨 구속장치 사이의 유격점검 결과에 의하면 원자로냉각재계통 모든 루프(Loop)에서 중간배관이 배관 휨 구속장치와 당초 설계 기능 범위내에서 접촉하고 있는 것으로 나타났다. 원자로냉각재계통 중간배관과 배관 휨 구속장치가 지나치게 접촉되어 있으면 원자로냉각재펌프의 진동 특성을 변화시키고 중간배관 응력의 변화를 가져올 수 있다. 따라서 본 논문에서는 가동중 운전조건에 대한 중간배관에서의 하중과 원자로냉각재계통 주배관에 대한 이용 가능한 자료를 바탕으로 중간배관과 배관 휨 구속장치가 접촉 할 때 변화되는 부가응력을 평가하기 위한 방법론을 제시하였으며, 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 발생하는 과도응력과 피로영향을 1977년도 판 ASME Sec. III NB-3650에 따라 평가하였다. 평가 결과 원자로냉각재계통 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 운전이 되었어도 중간배관의 건전성은 충분히 확보된 것으로 확인되었다.

Abstract

An interference between the crossover leg of reactor coolant system(RCS) and pipe whip restraints(PWR) has brought a issue of integrity of nuclear steam supply system of Westinghouse type nuclear power plants. According to the gap inspection results carried out during planned overhaul of nuclear power plants, it showed interference between the crossover leg and PWR in all loops of RCS. Since the contact between the crossover leg and PWR changes the dynamic characteristic of piping system for RCS, this is considered as one reason for high vibration of reactor coolant pump. And a possibility of overstress on the crossover leg due to the contact with the PWR should be evaluated. In this paper, the methodology to evaluate the structural integrity of the crossover leg was presented in case that the crossover leg contacts with the PWR. The stress and fatigue effects for the RCS

crossover leg when the crossover leg contacts with the PWR were evaluated as per the ASME Sec. III NB-3650 1977 Edition. As the results of the evaluation, it can be concluded that there is no major impact on the structural integrity of the RCS crossover leg, even though the crossover leg has been operated in contacting with the PWR.

1. 서론

미국 10 CFR Part 50 Appendix A GDC(General Design Criteria) 4^[1]나 Standard Review Plan 3.6.2^[2]에서는 안전성에 중요한 구조물, 계통 및 기기들이 가상배관파손사고에 적응할 수 있도록 설계될 것을 요구하고 있고, 이때 가상배관파손으로 인한 동적영향 및 환경영향으로부터 적절하게 보호될 것을 요구하고 있다. 이에 따라 원자로냉각재계통 (Reactor Coolant System : RCS) 배관은 배관 파손이 비록 매우 비현실적인 것으로 간주되더라도 기기, 배관, 격납건물 및 지지대들이 이 가상사고에 의해서 발생하는 하중을 적절히 견딜 수 있도록 설계되어야 한다. 원자로냉각재계통 특정 위치에 설치되는 배관 휨 구속장치(Pipe Whip Restraint : PWR)는 가상배관파단사고 시 절단된 배관의 동적 거동을 제한시킴으로써 배관파손 시 배관의 휨 거동 (Whipping Motion)으로 인한 주위기기의 손상을 방지하고, 배관의 개구면적 (Opening Area)으로부터 방출되는 유체가 기화함으로써 인한 격납건물의 과압 및 누설을 방지하기 위해 설치된다. 이와 같은 설계요건에 따라 설치된 배관 휨 구속장치는 발전소 정상운전상태 동안 열팽창에 의해 배관과 간섭이 발생하지 않도록 규정되어 있으며 배관과 배관 휨 구속장치 사이에는 적절한 간극이 유지되도록 요구된다. 특히 원자력발전소 건설당시 발전소 고온기능시험 기간중에 원자로냉각재계통 중간배관(Crossover Leg)과 배관 휨 구속장치 사이의 요구되는 간극을 유지하기 위해 끼움판(Shim Plate)을 설치하고, 정밀 조정하였다. 그러므로 원자력발전소 설계당시 중간배관과 배관 휨 구속장치의 간섭 발생으로 인한 잔류응력은 고려되지 않았다.

원자력발전소 계획예방정비기간중에 측정된 한 원자로냉각재계통 중간배관과 배관 휨 구속장치 사이의 유격점검 결과에 따르면 원자로냉각재계통 루프(Loop) A, B, C에서 모두 중간배관이 고유설계 기능 범위내에서 배관 휨 구속장치와 접촉하고 있는 것으로 나타났다. 특히 원자로냉각재계통 중간배관과 배관 휨 구속장치가 서로 접촉되어 있으면 원자로냉각재계통 배관계통의 동특성이 크게 달라지고, 원자로냉각재펌프(Reactor Coolant Pump : RCP)의 진동을 변화시키는 원인이 될 뿐더러, 원자로냉각재펌프 진동과 관계된 다수 인자가 서로 연계되어 정확한 원인 분석이 어렵다. 또한 발전소 고온상태에서 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 중간배관에 상당한 응력 변화를 가져올 수 있다. 따라서 고온상태에서 중간배관과 배관 휨 구속장치가 접촉되어 있는 경우 중간배관의 열팽창을 구속함으로써 발생하는 중간배관에서의 과도응력으로 인한 중간배관의 건전성 재확인이 필요하다. 그러므로, 본 논문에서는 가동중 운전조건에 대한 중간배관에서의 하중과 원자로냉각재계통 주배관에 대한 이용 가능한 자료를 바탕으로 원자로냉각재계통 중간배관에 대한 해석 모델 작성 후 중간배관과 배관 휨 구속장치가 접촉한 상태에서의 해석과 평가를 통하여 중간배관과 배관 휨 구속장치와의 접촉 시 중간배관의 건전성을 평가하였다.

2. 중간배관과 배관 휨 구속장치 개요

원자로냉각재계통 중간배관과 배관 휨 구속장치의 개략적인 모사는 그림 1에 제시하였다. 중간배관은 증기발생기와 원자로냉각재펌프를 연결하는 배관으로서 내경 31인치 스테인레스강이며, 재질은 SA-351 CF8A 이다. 배관 휨 구속장치는 그림 1에서 제시된 바와 같이 가상배관파단 시 중간배관의 수평방향 변위를 제한하기 위하여 각각의 엘보우에 설치되는 2개의 쓰러스트 블록과 수

직방향의 지나친 휨(Deflection)을 방지하기 위한 구속장치로 구성된다. 정상운전상태에서 쓰러스트 블록은 중간배관의 표면과 100% 접촉하도록 끼움판(Shim Plate)이 설치된다. 이것은 정상운전 시 중간배관에 하중이 작용되지 않는 상태로, 설계기준지진 및 냉각재상실사고(LOCA)등과 같은 사고조건 발생하에서 중간배관에 걸리는 충격하중을 최소화하기 위한 설계요건^[3]이 요구되고 있다.

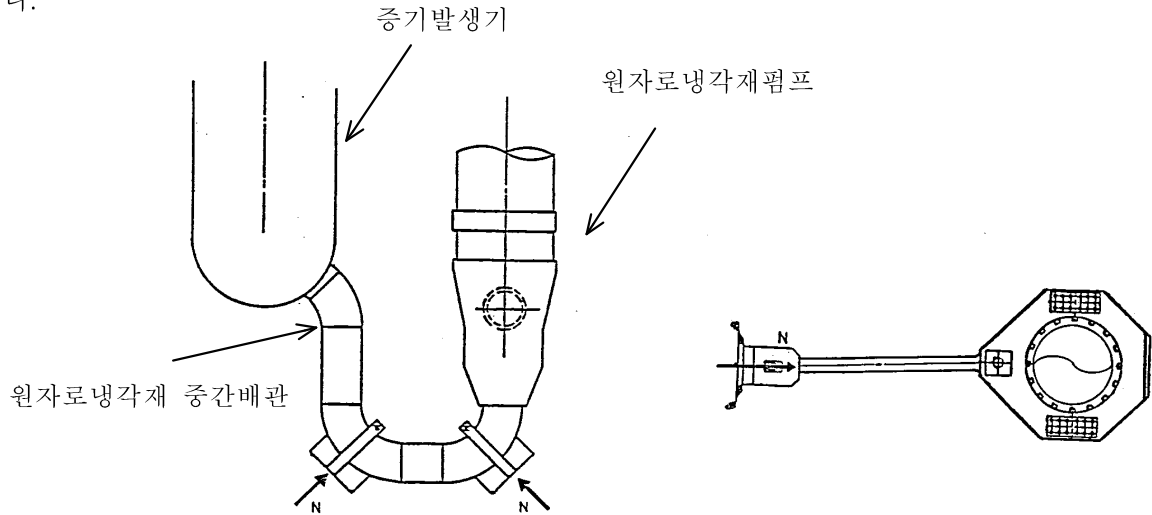


그림 1.a 수평 배관 휨 구속장치

그림 1.b 수직 배관 휨 구속장치

그림 1 원자로냉각재계통 중간배관과 배관 휨 구속장치 개략도

3. 중간배관과 배관 휨 구속장치 접촉 영향 평가 방법론

3.1 범위

본 논문의 목적은 중간배관이 정상운전 시 배관 휨 구속장치와 접촉으로 인하여 발생하는 중간배관에서의 과도응력 상태를 평가하기 위한 것이므로 기존의 정상운전하중 및 지지하중자료와 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하는 경우의 응력해석을 통하여 1977년도 판 ASME Code^[4]에 따라 중간배관의 건전성을 확인, 원전의 안전성을 증진시키는데 그 목적이 있다.

3.2 평가 방법

중간배관이 정상운전 시 배관 휨 구속장치와 접촉으로 인하여 발생하는 과도응력 상태는 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하지 않는 경우 중간배관에 발생하는 정상상태의 응력에 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 발생하는 응력을 중첩시킴으로써 평가가 가능하다. 따라서 본 논문에서는 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 발생하는 응력이 중간배관의 열팽창을 구속함으로써 발생하는 2차응력(Secondary Stress) 이므로 참고문서^[5]에서 주어진 조건에 따른 하중을 바탕으로 ASME Sec. III NB-3650에서 명시한 Level A&B 조건에서의 하중과 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 발생하는 부가하중을 중첩시켜 응력평가를 수행한다. 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 발생하는 부가적인 응력을 평가하기 위하여 중간배관에 대한 해석 모델 작성 후 원자력발전소 계획예방정비기간중에 측정된 온도에 따른 중간배관과 배관 휨 구속장치와의 유격 측정자료를 바탕으로 변위해석을 수행하였다.

4. 응력 해석

4.1 해석 모델

중간배관에 대한 변위해석을 수행하기 위하여 중간배관에 대한 해석 모델을 작성하였고, 해석 코드로는 ANSYS^[6]를 사용하였으며 이를 그림 2에 도시하였다. 중간배관 해석 모델 작성에 사용된 중간배관 각 부분의 내경과 두께를 표 1에 나타내었고, 중간배관에 대한 물성치를 표 2에 나타내었다.

표 1 중간배관 각 부분의 치수

구 분	내경(Inch)	두께(Inch)	곡률반경(Inch)
40° Elbow	31"	3.63"	46"
90° Elbow	31"	3.03"	56"
직선배관	31"	2.6"	

표 2 중간배관에 대한 물성치

구 분	재질	E(psi)	Poisson' s ratio	Density(lb/in3)
고온 상태(557 °F)	SA-351 CF8A	25.5E+06	0.3	0.29
저온 상태(70 °F)	SA-351 CF8A	28.3E+06	0.3	0.29

해석모델에서 좌표축은 원자로냉각재 중간배관의 수평배관 축을 X 방향, 수직방향을 Y 방향 그리고 Z 방향은 X-Y 평면에 수직방향(반시계방향)으로 설정하였다.

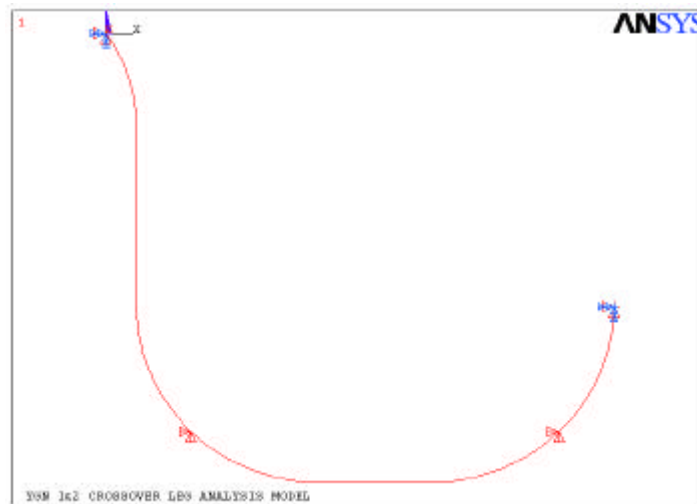


그림 2 중간배관 해석 모델

4.2 Level A & B 조건

중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 발생하는 응력이 중간배관의 열팽창을 구속함으로써 발생하는 2차응력(Secondary Stress)이므로 ASME Sec.III NB-3650에서 명시한 Level A & B 조건으로 중간배관의 건전성이 평가되어야 한다. 참고문서[5]에서 주어진 하중은 중간배관의 각 용접부 하중이며, 그 위치는 그림 3에 도시하였다. 참고문서[5]의 하중과 참고문서[3]의 Stress Analysis Summary에 ASME Sec.III NB-3653에 따른 원자로냉각재계통 주배관에서의 응력을 평가하였다. 평가 결과 NB-3653 Eq.(10)을 적용하여 계산된 배관응력이 허용응력을 초과하였기 때문에 NB-3653.6에 따른 Simplified Elastic-Plastic Discontinuity Analysis로 재평가가 가능하다. 따라서 ASME Sec.III NB-3653.6 Eq. (12)와 Eq. (13)에 따라 평가된 중간배관 각 용접부에서의 최대응력을 표 3에 제시하였다.

표 3 중간배관에서의 배관응력과 허용응력 비교

ASME Sec.III NB-3653	최대응력(psi)	허용응력(psi)	평가
Eq. 10 Stress	58,340	55,500	허용응력 초과
Eq. 12 Stress	11,520	55,500	만족
Eq. 13 Stress	53,000	55,500	만족

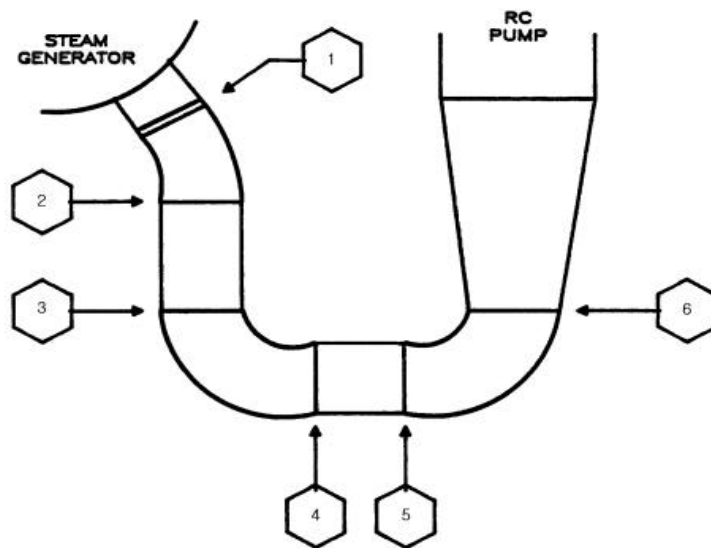


그림 3 중간배관 용접부 위치

4.3 중간배관과 배관 휨 구속장치와의 접촉으로 인한 변위 해석

원자력발전소 계획예방정비기간중에 측정된 원자로냉각재계통 중간배관과 배관 휨 구속장치와의 유격에 따르면 고온상태(292℃)에서 원자로냉각재계통 루프 A, B, C가 모두 접촉하고 있다. 중간배관과 배관 휨 구속장치가 접촉하여 중간배관의 열팽창을 구속하는 변위를 알기 위하여 6개의

온도에서 측정된 유격자료를 바탕으로 단위온도 당 열팽창량과 접촉을 시작하는 온도를 이용하여 외삽법으로 고온상태(292℃)에서의 중간배관 열팽창 구속량을 결정하였으며 이를 표 4에 나타내었다. 본 논문에서는 중간배관이 증기발생기 출구노즐 하부측과 원자로냉각재 펌프 하부측 배관 휨 구속장치와 접촉하여 표 4에서 주어진 변위를 구속한 영향을 평가하기 위하여 중간배관 해석 모델에서 증기발생기 출구 노즐부와 원자로냉각재 펌프 입구노즐부의 변위와 회전을 구속하고 중간배관과 증기발생기 출구노즐 하부측 그리고 원자로냉각재 펌프 하부측 배관 휨 구속장치 접촉부에서 표 4에서 주어진 변위를 주어 해석하였다. 해석 결과 원자로냉각재계통 루프 A, B, C의 중간배관 용접부에서의 최대하중은 표 5와 같다.

표 4 중간배관과 배관 휨 구속장치 접촉 시 중간배관의 열팽창 구속량

구 분	Loop A	Loop B	Loop C
RCP 측(mm)	1.32	2.00	1.56
SG 측(mm)	0.54	-	0.75

표 5 중간배관과 배관 휨 구속장치 접촉 시 중간배관 각 용접부에서의 최대하중

Loop	Fx (kips)	Fy (kips)	Fz (kips)	Mx (in-kips)	My (in-kips)	Mz (in-kips)
A	175	3,204	6	315	614	16,036
B	545	4,578	4	53	143	25,820
C	202	3,788	7	306	587	18,906

5. ASME Sec. III NB-3650에 따른 중간배관 응력 평가

5.1 Level A & B 조건 평가

중간배관이 정상운전 시 배관 휨 구속장치와 접촉으로 인하여 발생하는 과도응력 상태는 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하지 않는 경우 중간배관에 발생하는 정상상태의 응력에 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 발생하는 응력을 중첩시킴으로써 평가가 가능하다. 참고문서 [1]에서 주어진 Level A & B 조건에서의 하중에 의한 NB-3653 Eq.(10)으로의 응력평가 결과가 일부 용접부에서 허용한계를 초과하고 또 참고문서[3]의 Stress Analysis Summary에서도 Eq.(12)와 Eq.(13)으로 평가된 중간배관에서의 최대응력을 보이고 있다. 따라서 중간배관에 대한 응력 평가는 ASME Sec.III NB-3653 Eq.(10)뿐만 아니라 일부 용접부에서 ASME Sec.III NB-3653.6에 따른 Simplified Elastic-Plastic Discontinuity Analysis로 평가되어야 함을 알 수 있다.

본 논문에서는 참고문서[5]에서 주어진 Level A & B Condition에서의 하중에 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 발생한 하중을 중첩시켜 ASME Sec. III NB-3650에서 주어진 설계식에 의하여 응력을 구하고 이를 허용한계와 비교하였다. 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 발생하는 추가응력은 중간배관의 열팽창을 구속하여 발생하는 2차응력이므로 ASME Sec.III

NB-3653 Eq.(10)으로 평가되어야 하고 이를 만족하지 못할 경우에는 NB-3653.6 Eq.(12)와 Eq.(13)에 의해 다시 평가되어야 한다. 그러나 NB-3653.6 Eq.(13)에서 고려되는 M_i 는 Design Mechanical Loads에 의한 모멘트이므로 중간배관의 열팽창을 구속하여 발생하는 응력과는 무관하다. 따라서, 중간배관의 NB-3653.6 Eq.(13)에 의한 평가는 참고문서[3]의 결과와 동일하고 단지 NB-3653.6 Eq.(12)에 의한 평가가 다시 이루어져야 한다. 이는 참고문서[3]에서 제시된 바와 같이 Level A/B 운전조건에서 중간배관은 NB-3653.7 Thermal Stress Ratchet 조건을 만족하기 때문에 가능하다. 원자로냉각재계통 루프 A, B, C에 대한 중간배관 용접부에서의 중첩된 응력과 ASME Sec. III NB-3653, NB-3654에서 주어진 허용한계를 표 6에 나타내었다.

표 6 각 루프에서의 중간배관 용접부에서의 중첩최대응력과 허용응력

구 분		Loop A	Loop B	Loop B
중첩응력 (psi)	Eq.(10)	60,420	69,810	63,100
	Eq.(12)	24,720	34,170	27,540
허용응력(psi)		55,500	55,500	55,500

따라서, Level A & B 조건에서 Level A & B 조건 응력과 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 인하여 발생하는 응력을 중첩하여도 1977년 ASME Sec.III NB-3653, NB-3654 Level A & B 조건 허용한계를 만족한다.

5.2 피로 영향 평가

ASME Sec. III NB-3653, NB-3654에서는 Level A & B의 운전조건의 변화로 인한 피로 효과를 검토하도록 요구하고 있다. 이는 ASME Sec. III NB-3653.2의 Eq.(11)로 정의되는 첨두응력강도 범위(Peak Stress Intensity range)를 구한 후 NB-3653.6 Eq.(14)의 교번응력강도(Alternating Stress Intensity)에 의한 피로누적계수(Cumulative Usage Factor)를 구함으로써 평가된다. 참고문서[5]의 피로평가 운전조건에 의하면 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 중간배관에서의 응력 변화를 크게 일으키는 조건은 Plant Heatup, Plant Cooledown, Loop Out of Service(Normal Loop Startup) 및 Loop Out of Service(Normal Loop Shutdown) 등이며 이들 조건에 의한 중간배관 두께 방향으로의 응력변화는 최대 약 12,230 psi로 본 보고서의 피로영향 평가에서는 보수적으로 이 응력크기를 본 논문에서 구한 첨두응력강도(S_p)에 더하여 첨두응력강도 범위(S_p)를 고려하였다. 표 7에 원자로냉각재계통 루프 A, B, C에 대한 중간배관 용접부에서의 최대 첨두응력강도 범위(S_p)를 보였다.

표 7 중간배관 각용접부에서의 최대 첨두응력강도 범위

구 분	Loop A	Loop B	Loop C
최대 첨두응력강도(psi)	60,420	69,810	63,100

표 7에서 보듯이 중간배관 일부 용접부에서 ASME Sec.III NB-3653 Eq.(10)의 허용한계치인 $3Sm$ 을 초과하고 있다. 이 경우 교변응력강도를 구하기 위하여 계수 Ke 가 결정되어야 하므로 Table NB-3228.5(b)-1에서 $m=1.7$, $n=0.3$ 을 선택하여 교변응력강도를 구하였다. 표 8에 원자로냉각재계통 루프 A, B, C에 대한 중간배관 용접부에서의 피로누적계수를 구하기 위한 최대 교변응력강도와 이에 해당하는 허용회수를 ASME Sec. III Appendix I Fig. I-9.2.1에서 읽어 나타내었다.

표 8 중간배관 각 용접부에서의 최대 교변응력강도와 허용회수

구 분	Loop A	Loop B	Loop C
교변응력강도(psi)	39,140	64,900	45,960
허용회수	1.0×10^9	1.0×10^4	6.0×10^4

참고문서 [5]의 피로평가 운전조건에 의하면 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 중간배관에서의 크게 응력 변화를 일으키는 조건은 Plant Heatup, Plant Cooledown, Loop Out of Service(Normal Loop Startup) 및 Loop Out of Service(Normal Loop Shutdown)등이며 이들의 운전회수는 수명기간동안 각각 200회, 200회, 70회와 160회이다. 표 8의 결과를 종합하여 보면, 루프 B 원자로냉각재 펌프 노즐 용접부에서 교변응력강도가 최대이며, 이에 대한 허용 운전 회수는 약 10,000 Cycle이다. 이 경우 피로계수는 $630/10,000=0.063$ 으로 참고문서[5]에서 나타난 중간배관의 최대 피로누적계수 0.33에 더해진다 하더라도 허용한계치인 1.0보다 작아 ASME Sec. III NB-3653, NB-3654의 Level A & B 조건의 피로 조건을 만족한다.

6. 결론

본 논문에서는 원자로냉각재계통 중간배관이 설계 고유 기능 범위내에서 배관 휨 구속장치와 접촉함으로써 발생하는 과도응력과 피로영향을 ASME Sec. III NB-3650에 따라 평가하였다. 평가 결과 ASME Sec. III NB-3650에 따른 Level A&B 조건에서 1977년 ASME Sec. III NB-3650의 허용한계치를 만족하는 것으로 나타났으며 피로 영향도 피로누적계수가 1.0보다 작아 ASME Sec. III NB-3650 Level A&B 조건을 만족하는 것으로 나타났다. 따라서 중간배관이 배관 휨 구속장치와 접촉하여 운전이 되었어도 중간배관의 건전성은 충분히 확보된 것으로 확인되었다.

참고문서

1. US NRC, 10 CFR 50 Appendix A, General Design Criteria For Nuclear Power Plants
2. US NRC, SRP 3.6.2, 1987 "Determination of Rupture Locations and Dynamic Effects Associated With the Postulated Pipe Rupture of Piping"
3. WCAP-10642, Structural Analysis of the Reator Coolant Loop for Korea Nuclear Power Plant Units No. 5 and 6, Volume 1 of 4, 1984
4. ASME Sec. III NB Class 1 Components.
5. WCAP-14961, Westinghouse Electric Corporation, Stress Distributions for Use in Flow

Evaluations for the Reactor Coolant Loop Piping Welds of Kori Units 3&4 and Yonggwang 1&2, Sep. 1997.

6. ANSI Computer Program, Users Manual, 2000, developed by ANSYS, Inc.