

중수로 원자로 열전송 배관계통의 진동 건전성평가

Evaluation and Verification on Primary Heat Transportation Piping System Vibration of CANDU-PHW Nuclear Power Plants

°김연환, 배용채, 김희수, 이현, 김수형

한국전력공사 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 163-15

요약

본 논문에서는 '90년도 이후 국내에 건설되어 이미 상업운전을 하고 있는 월성원자력 2, 3, 4호기의 시운전 기간 중 열전송배관계통에 대하여 가동전 진동건전성 평가시험을 ASME/ANSI OMa-1990 Standard, Part 3에 수행된 열전송계통의 진동 데이터 및 해석결과 등을 중심으로 기기의 설치조건이 배관에 미치는 영향을 고찰하였다. 그 결과 국내 중수로 발전소의 열전송계통 배관계는 발전소 수명기간동안 진동 건전성을 확보하고 있는 것으로 평가되었다.

Abstract

Piping verification test was performed at Wolsung (CANDU-PHW : Canada Deuterium Uranium, Pressurized Heavy-Water reactor) nuclear power plants unit 2, 3 and 4 for primary heat transportation piping system. The piping vibration of this system was measured during steady state and transient operation (starting and stopping of pumps) of hot functional test. The evaluation was conducted by the piping code according to ASME/ANSI OMa-1990 Standard, Part 3. As a result, they are acceptable with respect to the fatigue life of the piping.

1. 서 론

발전소의 배관부는 원자로, 증기발생기, 터빈, 펌프 등의 중요 기기들을 연결하여 유체를 전달하는 통로의 역할을 한다. 이때 각종 기기의 운전상태나 설치조건 등에 따라 발생하는 가진 특성과 배관자체의 동특성 또는 배관내부의 임피던스 특성 등의 상호관계에 의하여 배관 내부를 흐르는 고온 고압의 유체 또는 배관구조물에 불안정현상이 일어날 수 있다. 발전소 수명기간 중 이러한 유체유발 불안정 현상이 계속되는 경우 연결 기기, 밸브, 배관 지지물, 건물 자체 등에 복합적인 반복 하중을 가하여 설비를 열화시키는 원인이 되며 발전소의 안전운전에 심각한 영향을 초래할 수 있다. 따라서 원자력발전소의 주요 배관에 대하여 시운전기간에 진동 건전성 시험을 수행하여 배관 설계 및 설치의 건전성을 평가하도록 하고 있다.

국내원전중 경수로의 경우는 고리 4 호기 때로부터 주요배관에 대한 진동시험이 사용전 검사 대상으로 선정되었으며 영광 1, 2호기 등에 대하여 웨스팅하우스 및 벅텔사의 자문에 따라 시행되었고 영광 3 호기로부터 순수하게 국내기술진에 의하여 수행되기 시작하여 울진 3, 4호기까지 수행하고 있는 실정이다.

다. 반면에 월성 2호기 이전의 국내외 캔두(CANDU) 가압 중수로형 원전의 경우는 배관진동을 사용전 검사대상으로 선정하여 평가한 사례가 없었고 주로 육안검사로 대신하였다.

월성원자력 보일러는 캔두 가압 중수로형으로 고리, 영광, 울진의 경수형 원자로와는 설계 개념이 다르고 작동유체도 1차 계통의 경우 경수가 아닌 중수를 사용하나 시운전시에는 주로 경수를 사용하고 있다. 즉, 캔두 가압 중수로형 보일러는 캐나다가 독자적으로 개발함으로써 설계와 안전에 대한 개념이 미국설계를 적용하는 경수로 원자로와 차이가 있다. 원자력 안전기술원(KINS)은 경수로 배관계에서 수행하는 ASME 코드에 의한 배관건전성 평가를 국내 중수로형 발전소의 배관계에 대해서도 수행하도록 함에 따라 월성 2, 3, 4호기에 대하여 원자로 건물내의 주요 배관계인 열전송계통 배관계, 감속재계통 배관계 및 열전송 정화계통 배관계에 대해 건전성 평가를 수행하였다. 정상 및 과도상태의 진동을 측정 후 그 영향을 평가한 결과 배관의 건전성이 확보되어 있음을 확인하였다.

본 논문에서는 '90년도 이후 국내에 건설되어 이미 상업운전을 하고 있는 월성원자력 2, 3, 4호기에서 고온기능 시험기간에 수행된 열전송계통의 진동 데이터 및 해석결과들의 현장사례를 중심으로 기기의 설치조건이 배관에 미치는 영향을 고찰하고 중수로 열전송계통 배관계의 진동 건전성에 대하여 기술하고자 한다.

2. 진동평가 코드

발전소에서 배관은 비용을 증가시키는 주요한 요소 중의 하나이나 원자로 건물 내 배관의 경우는 방사능 누출의 가능성을 최소화하는 것이 배관설계에 있어서 중요한 목표이므로 안정성을 확보하기 위해 엄격한 코드요건을 따르게 되며 건설 후에는 설계 및 건설의 타당성을 확인하기 위한 시험을 필요로 하게된다. 따라서 새로 건설된 원자력발전소의 시운전 기간에 주요 배관들을 선정하여 진동건전성 평가를 수행하고 있다. 이 시험은 ASME 및 ANSI 에서 지정 승인한 "원자력발전소 배관계통의 가동전 및 초기 시운전 진동시험에 관한 기준"인 ASME/ANSI OMa-1990에 따라 실시하고 있다. 이 기준에 따르면 시험대상 배관계통을 설정하고 이를 진동감시군(VMG, Vibration Monitoring Group)으로 분류하여 진동 조건에 따라 시험을 수행하도록 하고 있다. 허용진동의 판정기준은 VMG-1의 경우 진동변위로 VMG-2 & 3는 진동속도로 산정하여 평가한다.

2.1. 진동 평가 기준

중수로 열전송계통 배관계는 탄소강 배관을 사용하고 있다. 그림 1는 배관의 대표적인 거동모델로서 보수적인 진동 제한치를 산정할 때 사용한다.

그림1의 모델 1은 양단고정의 경우에 적용하며 모델 2는 한단 고정이고 한단 가이드인 경우에 적용된다. ASME 코드의 허용 변위기준을 적용한 진동 해석 허용치 산정은 아래의 식(1) 및 식(2) 와 같다.

$$\Delta_A = \frac{152.4 \times L^2}{D_o F_s C_2 K_2} \quad (\mu m, p-p; \text{모델1}) \text{-----(1)}$$

$$\Delta_A = \frac{606.6 \times L^2}{D_o F_s C_2 K_2} \quad (\mu m, p-p; \text{모델2}) \text{-----(2)}$$

여기서, L : 배관 스패ん길이(ft), Do : 배관 외경(inch), Fs : 응력감소계수(=1.3), C2 : 이차응력지수, K2 : 국부응력지수

배관진동의 허용기준을 진동속도로 산정할 경우는 식 (3)에 의하여 계산한다. 허용응력인 "Sel"는 10,000 psi가 되며, 허용응력 감소계수 "α"는 1.3 을 취한다. 보통 스크린 속도인 1.27 cm/s o-p이내에 있으면 건전한 것으로 판단한다.

$$V_{allow} = \frac{C_1 C_4}{C_3 C_5} \frac{3.64 \times 10^{-3} (S_{el})}{\alpha C_2 K_2} \text{-----(3)}$$

여기서, 각 변수는 원자력발전소 ASME 보일러 및 압력용기 코드 및 ASME/ANSI OMa-1990에 의하여 주어진다.

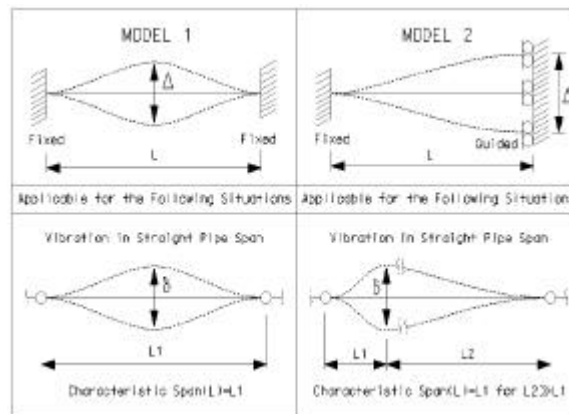


그림 1. 배관의 처짐모델

입형펌프의 진동 제한치는 그림 2와 같이 ASME OM-1990 (Sec. XI SUBSECTION ISTB FIG. ISTB 5.2-1)에 기술되어 있다. 일반적으로 입형펌프의 회전수가 600 rpm 까지는 변위를 기준으로 평가하여 266 μm, p-p 이상이면 주의가 요구되며 558 μm, p-p 이상이면 적절한 조치가 요구된다. 반면 600 rpm 이상의 펌프인 경우는 속도를 기준으로 하며 8.26 mm/sec, o-p 이하면 안전한 것으로 평가하고 17.78 mm/sec, o-p 이상이면 대책이 필요하다. 열전송 펌프는 회전수가 1,788 rpm로써 진동속도를 기준으로 평가하며 진동 허용기준은 4.2 mm/s o-p 이며 6.3 mm/s o-p를 초과하면 정지하여 원인을 규명하여야 한다.

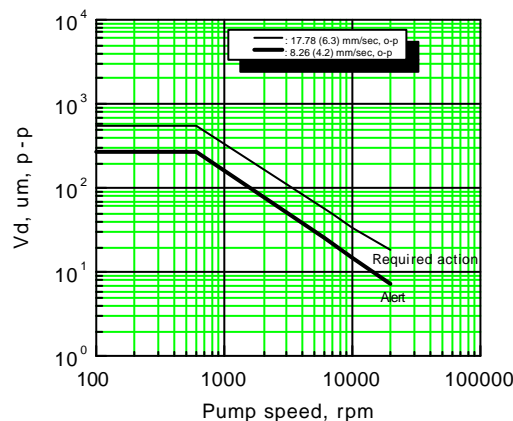


그림 2. 입형펌프 진동 제한치

2. 진동시험절차

본 진동시험에 사용된 시험장비의 시스템 흐름도는 그림 3과 같다.

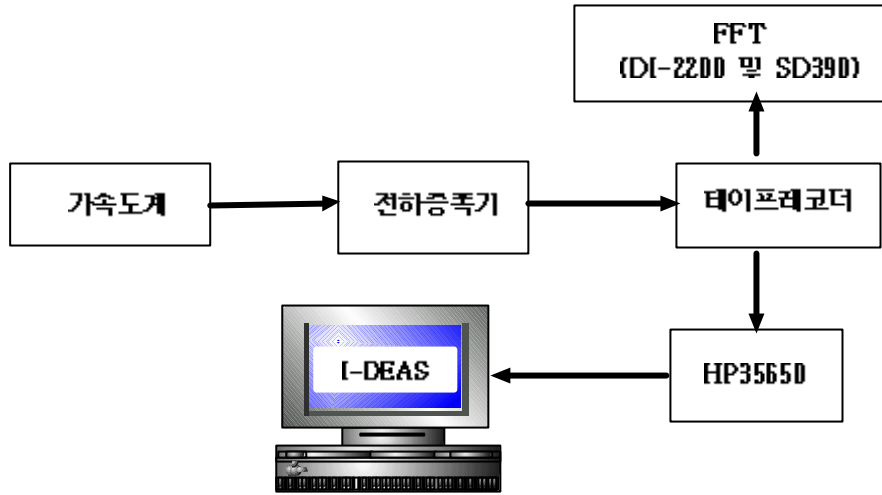


그림 3. 진동 측정 및 분석 흐름도

본 시험에서 사용된 고온가속도계는 $-70 \sim 620^{\circ}\text{C}$ 범위의 온도에 대하여 온도보상이 용이한 압전형이며 가속도계를 통한 신호는 전하증폭기를 통하여 전압신호로 변환된다. 계측되는 진동신호는 실험실에서의 상세분석을 위하여 테이프레코더에 저장되며 진동신호분석은 HP35650을 이용하여 수행하였다.

3. 열전송계통 시험 및 고찰

열전송계통은 ASME 보일러 및 압력용기 코드 섹션 III의 CSA CAN3-N285.0에 따라서 1차 계통으로 분류되어진다. 본 계통은 ASME 코드 섹션 III의 요구조건을 만족하는 CSA CAN3-N285.1에 따라서 설계, 설치되었다. 그림 4는 원자로 및 열전송계통을 나타낸다.

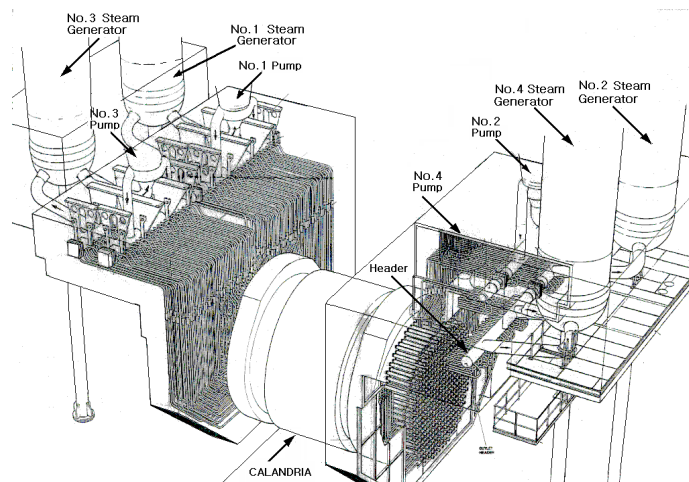


그림 4. 중수로 원자로의 주요 기기 및 관련 배관계

3.1. 열전송 펌프 설치조건이 배관계에 주는 영향 고찰

그림 5.(a)는 월성원전의 4호기 열전송 펌프 정상온도 도달전의 진동특성을 보여주며 진동레벨은 0.44~0.70 mm/s rms 정도로서 매우 양호한 상태이다. 그림 5.(b)는 펌프 토출배관의 진동 경향을 보여주며 진동은 0.8 mm/s rms 이내로 스크린 진동레벨인 1.27 cm/s o-p에 비해 매우 건전한 상태를 나타낸다.

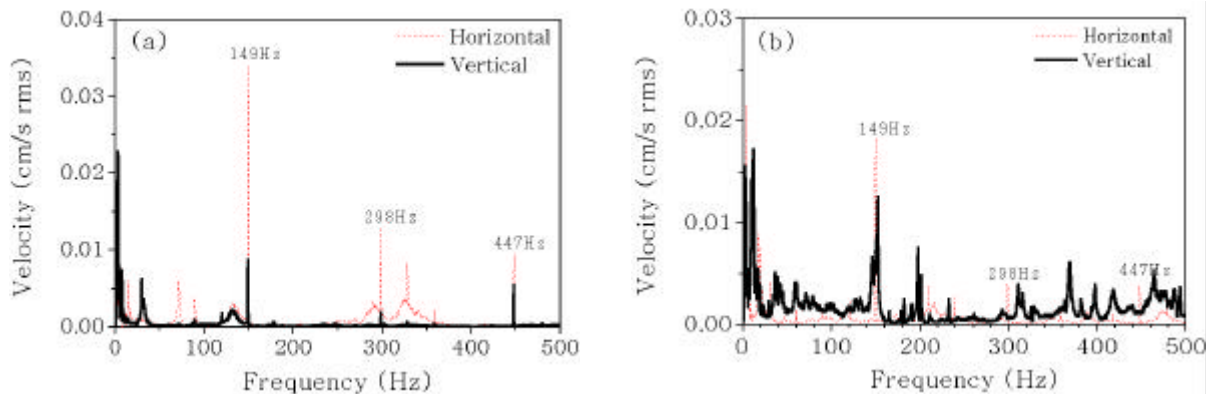


그림 5. 열전송 펌프 프레임 및 토출배관의 건전한 진동속도;

(a) 펌프 프레임 주파수, (b) 토출배관의 주파수;

* Horizontal은 토출배관방향, Vertical은 흡입배관방향 임

그림 6은 냉간 기동후의 펌프 모타상부에서의 진동은 정상상태보다 증가되었고 대부분 토출방향쪽으로 흔들리는 상태를 보여준다. 그러나 그림 5.(a)에 비하여 1X(29.8Hz) 성분이 상대적으로 증가한 것을 볼 수 있다.

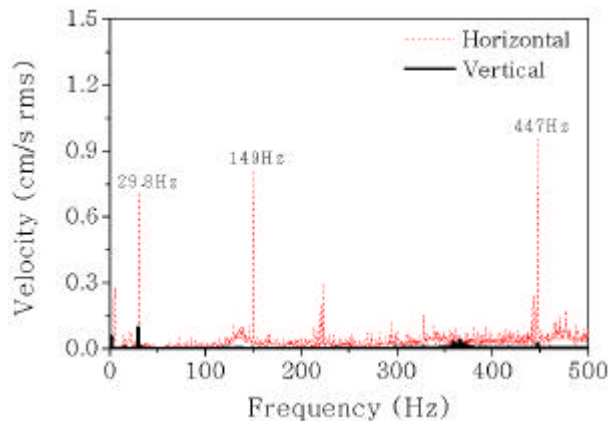


그림 6. 이상진동 거동을 하는 열전송 펌프의 진동상태

입형펌프는 제한된 설치조건 및 대용량이 요구되는 곳이 적합하다. 그러나 구조적으로 무거운 모터를 지지하는 모타지지대와 플랜지부의 조임상태 및 설치 수평도 등이 지지강성에 매우 민감하게 영향을 받는다. 그림 6은 열전송 펌프 설치 수평도(표 1참조)의 불량에 의해 나타난 현상으로 표 2와 같이 펌프의

직각방향의 강성(고유진동수)에 차이가 심화되어 발생된 현상이었다. 현재 표 1과 같이 수평도를 조정함으로써 그림 6의 펌프는 양호한 진동 상태를 유지하고있다.

표 1. 그림 6의 해당 펌프의 수평도 교정 데이터 (단위: mm)

항 목	기준값	설치 수평도
교정전	2.02	4.02
교정후	2.02	1.97

표 2. 열전송펌프 프레임 고유진동주파수 비교 (단위: Hz)

항 목	Horizontal 방향	Vertical 방향
비정상	1.8	4.375
정 상	2.8	2.8

배관은 열전송펌프 등의 설치조건 및 운전조건에 의하여 민감한 영향을 받을 수 있다. 특히, 열전송 펌프는 대형 입형펌프로써 설치상태에 문제가 있는 경우 펌프는 물론 연결배관에 불안정성을 야기할 수 있다. 그림 7은 그림 6의 상태에 있는 펌프의 경계조건을 바꿀 때 토출배관에 나타나는 진동특성을 비교한 것이다.

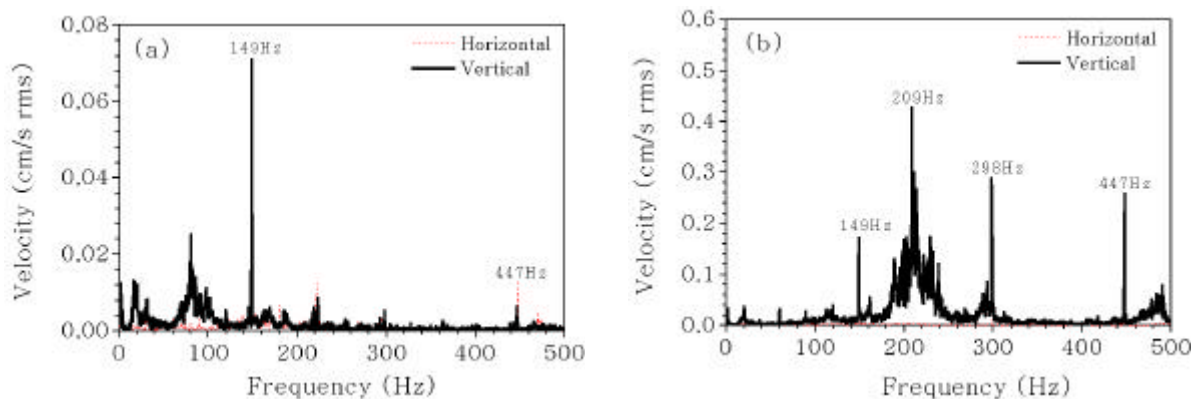


그림 7. 이상진동 거동을 하는 열전송 펌프의 토출배관 진동속도 특성 비교;
(a) 모터상단이 고정되지 않은 상태, (b) 모터 상단을 내진 패드로 고정시킨 경우

그림 7.(a)은 모터상부를 고정하지 않은 경우에 나타나는 진동현상이며 그림 7.(b)은 모터상부가 고정된 상태의 진동이다. 표 3은 모터상부가 고정됨으로써 펌프의 이상진동이 배관 쪽으로 전이되어 내진 패드를 고정하지 않은 경우보다 배관 진동속도 레벨이 최고 10배 이상 커진 것을 볼 수 있다. 특히, 수직방향 진동이 비고정시보다 10배 이상, 정상배관에 비해서는 20배정도 증가되는 것을 볼 수 있다. 3호기는 열전송 배관계통에 대한 배관건전성 시험은 그림 7.(b)의 설치조건에서 수행되었다.

표 3. 열전송 펌프 토출배관의 진동레벨 (단위: cm/s rms)

조 건	수직방향	수평방향
정상상태 진동 (내진패드 비고정)	0,07829	0,04412
펌프 이상상태 진동 (내진패드 비고정)	0,12388	0,08963
펌프 이상상태 진동 (내진패드 고정)	1,43471	0,11515

3.2 열전송 계통 배관계 진동

열전송 계통 배관계는 원자로 건물 내에서 가장 중요한 배관계로서 VMG-1에 해당되는 배관계로서 진동변위를 사용하여 건전성을 평가한다. 본 배관계통에 식 (1) 및 식 (2)을 적용하여 산정한 보수적인 허용변위는 170~450 μ m, p-p이다. 본 계통은 원자로 피다(feeder) 및 헤더, 열전송펌프, 증기발생기 및 각 기기를 연결하여 원자로의 에너지를 증기발생기에 전달해 주는 역할을 한다.

그림 8은 월성 4호기 열전송펌프의 토출배관의 가속도 진동을 보여주며 표 4, 표 5 및 표 6은 각각 월성 2, 3, 4호기 고온기능시험 기간에 열전송 펌프의 기동 및 정상 운전시에 열전송 배관계통의 진동을 시험한 결과를 정리한 것으로 월성원자력 2, 4호기의 경우는 펌프의 프레임 진동레벨이 그림 5.(a)처럼 매우 양호하였고 전체 배관계가 진동 건전성을 확보한 것으로 나타났다. 단, 3호기의 경우는 건설된 후 #2번 및 #4번 열전송 펌프의 프레임 진동레벨이 허용치 이상으로 상승하여 배관 건전성시험을 위하여 펌프상부 모터 부를 내진패드로 고정한 상태에서 수행함으로써 펌프가 배관계에 대하여 가진기와 같은 역할을 함으로써 표 3의 결과처럼 3호기의 경우는 진동변위가 2배 이상 증가했고 증기발생기 및 헤더 사이의 경우는 보수적인 허용치를 벗어났다. 따라서 해당 배관의 경계조건을 6자유도가 완전히 고정된 조건에서 ASME Sec.Ⅲ 절 N-1222.1,2에 근거한 동적 배관 응력 해석을 수행한 결과 내진패드를 고정한 상태에서도 배관의 응력레벨은 배관재질의 피로한도의 85%이내로 계산되었다. 즉 열전송펌프가 진동허용치를 벗어나 운전되더라도 열전송계통 배관계는 건전성을 확보하고 있는 것으로 해석되었다. 본 배관계는 탄소강으로 구성되어 있어 재질의 피로허용응력은 540.8 kg/cm² (=7,692 psi)이다.

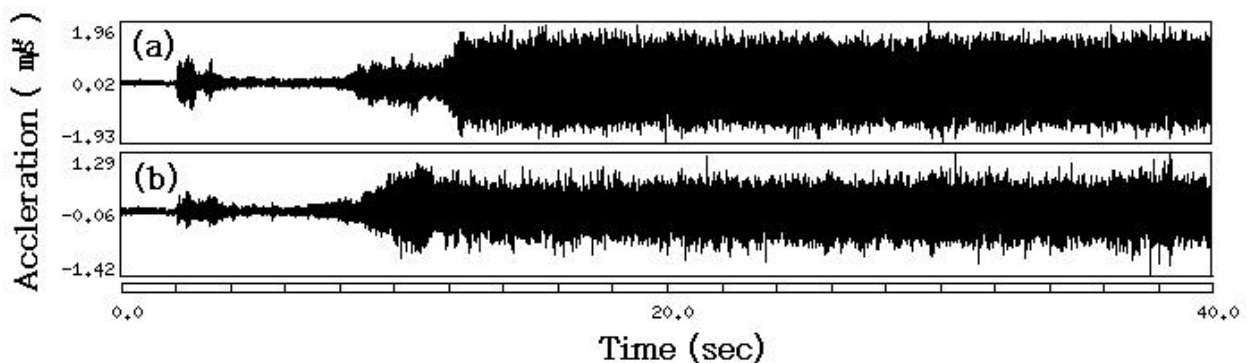


그림 8. 건전한 열전송 펌프의 토출배관 가속도 진동;
(a)수직방향진동, (b) 수평방향진동

표 4. 펌프 기동시 배관진동 레벨 (단위: μm , p-p)

배관위치	2호기	3호기		4호기	허용레벨
		개선전	개선후		
펌프 및 증기발생기 사이	101 ~146	240 ~280	108 ~138	83 ~105	220 ~450
헤더 및 펌프 사이	80 ~120	230 ~270	90 ~128	83 ~114	295
증기발생기 및 헤더 사이	86 ~149	220 ~250	83 ~110	70 ~113	170 ~320

표 5. 펌프 정상운전시 배관진동 레벨 (단위: μm , p-p)

배관위치	3호기		4호기
	개선전	개선후	
펌프 및 증기발생기 사이	250 ~280	76 ~105	63 ~139
헤더 및 펌프 사이	240 ~290	60 ~ 97	97 ~220
증기발생기 및 헤더 사이	240 ~270	57 ~ 85	60 ~144

표 6. 열전송 배관진동 주파수 (단위: Hz)

배관위치	2호기	3호기		4호기	해석 고유진동수
		개선전	개선후		
펌프 및 증기발생기 사이	3,78	1,9, 149	2,5	2,8, 3,75	137
헤더 및 펌프 사이	3,78	1,9, 149	2,5	2,8	283
증기발생기 및 헤더 사이	3,78	1,9, 149	2,5	2,8	59

4. 결 론

월성원자력 2, 3, 4호기의 시운전 기간 중 열전송계통 배관계통에 대하여 수행된 시험을 수행하여 설계 및 설치 건전성을 평가한 결과는 다음과 같다.

- 가. 열전송펌프는 입형펌프로서 설치상태에 따라 지지특성에 따라 진동레벨이 민감하게 변동되므로 설치에 주의가 필요함을 알 수 있다.
- 나. 진동에 대한 중수로 원전의 열전송 배관계통을 평가한 결과 설계수명중 진동 건전성을 확보하고 있는 것으로 검증되었다.

참고문헌

1. 전력연구원, "발전소 배관 과동진동 연구" 최종보고서, KEPRI-93G-S10(1996)
2. 김연환, 이현, "월성원자력 2호기 원자로 열전송 계통 및 감속재계통 배관계의 진동 건전성 평가 보고서", TM.96L06.D97.518('97 전력연-단518, 1997)
3. 김연환, 이현, "월성원자력 3호기 원자로 배관계의 진동 건전성 평가보고서", TM.1M03.S1998.801('98 전력연-단900, 1998)
4. 김연환,이현, "월성원자력 4호기 원자로 배관계의 진동 건전성 평가보고서", TM.T01.R1999.194('99 전력연-단194, 1999)

5. ANSI/ASME OMa-1987, Part 3, Requirements for Preoperational and Initial Startup Vibration
6. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Nuclear Power Plant Components Division 1 Subsection NB, 1995.
7. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Nuclear Power Plant Components Division 1 Subsection ND, 1995.