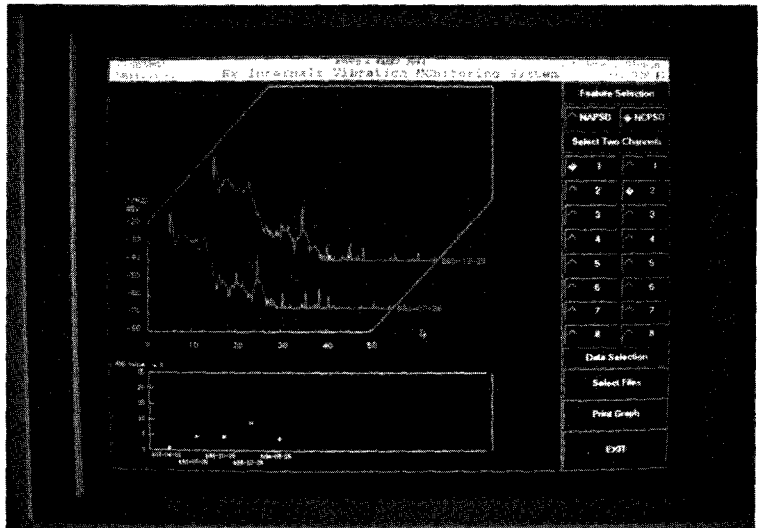




# 원자로 내부구조물 진동 감시장치

## Reactor Internal Vibration Monitoring System



RIVMOS 주화면



**이 철 언**  
한전기술연구원 원자력연구실  
원전운영기술연구팀장

**막** 대한 규모의 초기 투자비를 들여 운영하게 되는 원전에 서의 설비고장은 원전의 우 월한 경제성을 약화시키게 된다.

특히 불시에 발생하는 주요 설비의 고장은 경제성 약화라는 문제외에 원 전의 안전성에 대한 우려와 논쟁을 유 발, 원전에 대한 대중의 수용성(Pu blic Acceptance)을 저해시킨다.

따라서 설비의 고장, 특히 불시고장 을 예방하기 위하여 원전사업자를 필

두로 한 각국의 원자력산업계·안전 규제기관·연구계가 다각적 노력을 경주하고 있음은 주지하는 바와 같다.

### 개발배경 및 동기

#### 1. 배경 및 동기

원전의 핵심설비인 원자로설비, 특 히 경수로 원자로압력용기 내의 구조 물 고장발생시는 복구에 많은 비용과 시간을 요할 뿐만 아니라, 해당 설비

가 대중의 수용성 차원에서 가지는 상징성이 심대하기 때문에, 이들 설비들에 돌발적으로 고장이 발생하지 않도록 하기 위한 효과적인 대응책을 모색할 필요가 있다.

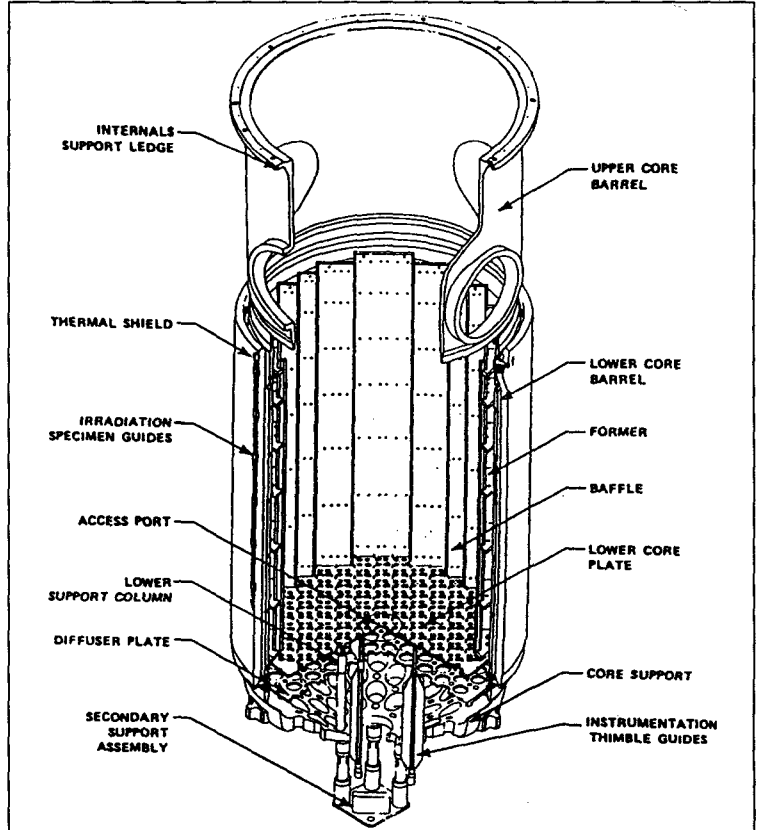
이러한 대응책은 가상적 차원에서 필요한 것이 아니고 다음에 제시하는 바와 같이 외국의 원전에서 실제로 발생하고 있어 미국·프랑스 등 원전 선진국들은 관련기술의 개발을 꾸준히 추진하여 오고 있는 바, 이러한 기술 개발의 일환으로 원자로 내부구조물의 진동상태를 상시 감시하여 구조물의 건전성 및 이상 유무를 진단하는 기술을 개발하여 이용하고 있다.

이러한 배경과 상황인식을 통하여 우리나라의 원전사업 주체인 한국전력공사와 안전규제당국(과학기술처·한국원자력안전기술원)은 본 기술개발의 필요성을 공감, 필자가 몸담고 있는 한국전력공사의 기술연구원이 표제의 장치연구개발사업을 추진하게 된 것이다.

## 2. 원자로 내부구조물 고장사례

「Nuclear Power Experience」지에 수록된 자료에 따르면 1963년에서 1989년까지 사이에 각국의 가압경수로(PWR)형 원전에서 총 58건의 원자로 내부구조물 고장사고가 발생하였다.

이들 고장사례를 발생기별로 구분하면 노심지지통(Core Support Barrel : CSB)/열차폐체(Thermal



(그림 1) 노심 내부 구조물(CSB/TS)의 구조

Shield : TS)(그림 1)가 22건(38%), 핵계측기 안내관(Guide Thimble Tube)이 11건(19%), 조사감시 시험편(Specimen) 및 기타 Loose Part가 각각 6건(10%) 등의 순으로 CBS/TS의 고장이 가장 많이 발생하였다(표 1).

이들 기기들에서의 고장은 주로 두 기기간의 체결부품, Key, Pin, Nut, Bolt, Flexure, Hold-down Spring 등이 풀리거나 균열이 발생하여 원 위

치에서 이탈하거나 Loose Part화하는 형태로 발생하였다.

이들 고장을 발생원인별로 보면 진동(27.3%)에 의한 경우가 가장 많았고, 피로, 입계응력부식에 의한 균열 등의 순으로 나타났다(표 2).

이들 고장중 특히, CSB/TS 고장은 노심지지 건전성을 크게 저하시켜 핵연료집합체 및 기타 기기와 부품들이 심각하게 손상되고, 두 기기간의 체결부품이 파손되거나 Loose Part화하

여 제어봉계통으로 유입됨으로써 제어봉이 고착되는 사고로 확대되기도 하고, 증기발생기로 유입하여 증기발생기의 Channel Head에 손상을 입히는 사고로 확대되는 사례도 있었으며, 이러한 기기들의 고장 및 손상을 복구하는데 1년 ~ 3년의 기간이 소요된 적도 있었다.

**개발목표 및 전략**

**1. 개발목표**

**가. 비접촉식 진동감시기술 및 장치 개발**

기기의 진동을 측정·감시하고자 할 때 통상 대상 기기에 속도감응형 (Velocity Type) 또는 변위감응형 (Displacement Type) 진동검출기를 직접 부착하거나, 탐촉자와 함께 부착하는 방식을 채택한다.

그러나 본 개발사업에서는 비접촉식 진동감시기술 및 장비를 개발목표로 하였다.

이는 통상적인 방법을 채택할 경우, 원자로 내부에 Loose Part화할 위험도가 높은 기기를 추가하는 우를 범하는 격이 될 뿐만 아니라, 고온·고압·고방사선 분위기로 요약될 수 있는 원자로 내부환경하에서 장시간 신뢰성을 유지할 수 있는 진동검출기의 개발이 현재의 State of the Art로는 아주 지난하다는 현실적인 판단 때문이었다.

**나. 범용기술**

〈표 1〉 원자로 내부구조물의 고장부품 통계(1963 ~ 1989년간)

Internal Components	No. of Events	%	Failed Parts
CBS/TS	22	38	Key, Flexure, Bolts Hold-down Ring Pin, Lug
Thimble Tube	11	19	Tube
Irradiated Surveillance Specimen	6	10	Cap Carrier
Loose Parts	6	10	Nuts, Bolts, Pin
Support Structure	5	9	Pin, Bolt, Fastner Locking Bar
Control Rod Guide Tube	3	5	Mounting Bolt, Support Pin
In-core Instrument Nozzle	1	2	Metallic Pieces
Neutron Source	1	2	Fastner
Core Baffle	1	2	Screw
Other	2	3	-
TOTAL	58		

〈표 2〉 노심지지 구조물(CSB/TS)의 파손원인

Causes	No. of Cases	%
Vibration	6	27.3
Fatigue	5	22.7
IGSCC	4	18.2
Design Defficiency	1	4.5
Shipping Problem	1	4.5
Oxidation	1	4.5
Transgranular Fracture	1	4.5
Unknown	3	13.6
TOTAL		22 Cases

본 사업을 통해 개발할 기술은 가압경수로형 원전이라면 국내외 어느 원전에도 이용가능한 기술이어야 한다는 목표를 설정하였다.

이는 각기 다른 회사의 원전을 운영하고 있는 한국전력공사의 입장에서

는 지극히 당연한 것으로 더이상의 설명이 필요없다고 생각한다.

**다. 현장에서의 이용이 확실한 기술 개발**

필자의 경험에 따르면, 연구개발 결과 창출되는 성과물(R & D Product)이 적극적으로 이용되지 않는 경우가 발생하기도 하는데, 이는 여러 모로 바람직하지 않은 상황이다.

따라서 실용성을 특히 중시하는 필자 주관하에 수행하는 연구개발사업의 성과물이 적극적으로 이용될 수 있도록 하기 위해 기술개발전략을 수립하였다.

**2. 개발전략**

**가. 개발기술의 우선적용 대상원전**  
본 사업을 통하여 창출될 기술(장

치)을 우선 적용할 대상 원전으로 울진 1·2호기를 선정하였다.

그 이유는 개발하고자 하는 기술이 원자로 노외핵계측(Excore Detector)설비로부터 제공되는 중성자속(Neutron Flux) 신호를 필요로 하는 바, 울진 1·2호기의 노외핵계측설비에는 상기 신호를 제공하기 위한 여분의 단자가 있는데다, 중성자속검출계통의 시정수(Time Constant)가 짧아 양질의 신호를 추출해 낼 수 있기 때문이었다.

울진 1·2호기의 노외핵계통이 이러한 특징을 보유하게 된 배경은 울진 1·2호기 원자로계통 공급회사(프랑스 Framatome사)가 울진 1·2호기 설비공급 당시 동일 목적의 기술개발을 추진하고 있었기 때문인 것으로 추정된다.

#### 나. 고신뢰도 장비의 채택

연구개발사업의 성과물인 시제품이 연구개발사업 완료후 한동안은 활용되다가 시간이 지나면 잘 활용되지 않는 경우가 발생하는데, 이는 시제품 개발시 신뢰도가 좋지 않은 기기를 사용하는 데서 기인하는 경우가 많았다.

따라서 본 사업에서는 시제품 개발시 최상의 신뢰도를 기대할 수 있는 미국 HP사의 신호취득장치와 신호처리장치를 채택하도록 하였다.

#### 다. Baseline Data의 충실화

본 연구사업을 통해 개발하고자 한 기술이 진동관련 주요변수(진동의 중심주파수, 진폭 등)를 추출하여 이를

정상상태에서 추출한 데이터(Baseline Data)와 비교·분석하고 변수의 변동추이(Trend)를 추적함으로써 기기 및 구조물의 상태를 감시하는 기술이기 때문에 현장에 기술(장치)을 이관할 때는 Baseline Data도 함께 제공하여야 한다.

그렇게 해야만 이관과 동시에 현장에서 본 설비를 이용하여 원자로 내부구조물의 상태를 감시할 수 있기 때문이다.

이러한 Baseline Data는 원자로 운전출력별, 노심주기상 주요시점(BOL, EOL, MOL 등)별로 확보할 필요가 있었다.

그런데 이들 Baseline Data 구축에도 활용하기로 계획하였던 앞서 언급한 HP사의 신호취득장치(Data Acquisition System)와 신호처리장치(FFT Spectrum Analyzer)의 수입 및 통관이 지연되어, 연구팀들은 임시로 Multi-channel FM Tape Recorder를 이용하여 울진원전 현장에서 중성자속신호를 취득한 후, 신호가 정상적으로 취득되었는지를 확인하기 위하여 방대한 양의 데이터를 전산설비의 자판기를 두드려가며 입력해야 하는 고생을 해야만 하였다.

이러한 수작업은 앞서 언급한 HP사의 장비가 반입될 때까지 계속되었다.

연구팀들의 고생은 여기서 그치지 않고 원자로 상태별 신호취득을 위하여 차량으로 6시간 이상 소요되는 대덕연구단지와 울진원전간의 왕래를

거듭하여야만 하였다.

신호취득과정에서 연구팀의 노고만 있었던 것은 아니다.

발전설비의 예비율이 지극히 낮은 전력계통 상황하에서 원자로 제어 및 보호계통을 교란시킬 우려가 있는 신호취득작업을 허가해준 울진원전 간부들의 진취적 업무 자세는 원전현장에서의 근무경력이 있는 필자에게 깊은 감명을 주었다.

#### 다. NIH(Not Invented Here) 신드롬 예방

NIH 신드롬이란 기술경영 및 관리(Technology Management)를 논의할 때 등장하는 이슈로서, 아주 유용한 신기술이 개발되어 이용이 가능한데도 불구하고, 그 기술이 자기가 속해 있는 집단에서 개발한 것이 아니라 는 이유로, 활용이나 응용이 거부되거나 평가절하되는 현상을 의미한다.

따라서 NIH 신드롬이 발생하지 않도록 하기 위해서는 연구팀에 기술을 이용할 부서의 요원을 참여시키는 것이 필요하다. 본 연구사업에서는 지리적 여건으로 인해 현장의 기술요원을 연구팀의 일원으로 참여시킬 수 없었다.

대신 연구팀들로 하여금 현장기술 요원들과의 잦은 접촉과 긴밀한 유대 관계를 유지하도록 하였다.

### 진동감시장치의 개요

#### 1. 원자로 압력용기 내의 구조물 진동감시장치의 개요를 설명하기에

앞서 본 장치의 우선 적용 대상원전인 울진 1·2호기를 기준으로 원자로 내부구조물에 대해 살펴보고자 한다.

원자로 압력용기내에는 핵연료집합체의 위치고정과 연소(핵분열)를 제어·감시하기 위한 여러가지 구조물·기기부품 등이 설치되어 있는데, 이들 중 핵연료집합체, 제어봉 클러스터, Thimble Plug Assembly, In-core Neutron Flux Detector, Thermocouple을 제외한 나머지 부분을 원자로 내부구조물로 분류하게 된다.

이 구조물은 핵연료집합체를 내장·지지하는 Lower Internal(CSB : Core Support Barrel, 무게 85,000kg)과 제어봉을 지지안내는 Upper Internal(무게 45,000kg)로 구성되어 있다.

여기서 Lower Internal 즉, CSB를 내부구조물이라고 통칭하고 있는데 이 CSB는 다시 Core Support Barrel, Thermal Shield, Core Baffle / Former, Core Support Column, Lower Core Plate, Head and Vessel Alignment Pin, 그리고 Radial Support Key 등으로 구성된 매우 복잡한 대형 구조물로서 이 구조물들 사이로 고압의 열유체(원자로냉각재)가 흐름에 큰 장애없이 통과하며 핵분열에 의한 열을 전달받도록 설계되어 있다.

또 이 CSB는 원자로 압력용기 Flange에 Hold Down Spring과 Head and Vessel Alignment Pin

그리고 하부에 있는 Radial Support Key에 의해 상하·횡방향 및 비틀림 방향의 과도한 움직임이 구속받도록 되어 있다.

### 2. 내부구조물의 진동

원자로 운전중에는 냉각재 펌프로 부터 토출된 냉각재가 원자로 압력용기 Inlet Nozzle에서 유입된 후 압력용기 내벽과 CSB 사이의 Down Comer를 통하여 아래 방향으로 유동한 후 Lower Plate를 통과하여 노심을 수직으로 관통한 후 Outlet Nozzle로 빠져나가게 된다.

이러한 냉각재의 유동과정에서 유체의 난류유동(Turbulence)과 유체탄성(Fluid Elasticity)에 기인한 내부구조물과의 상호작용으로 내부구조물의 진동이 유발된다.

앞서 기술한 대로 CSB는 원자로 압력용기의 Flange 부근에 고정되어 있어 상부는 고정단이 되고 하부는 자유단인 상태가 된다.

이러한 상태에서 CSB가 Beam의 진자운동과 같은 진동을 하게 되는데 이 진동 모드(mode)를 Beam 모드로 하고 한다(그림 2).

이때 CSB는 원통형 구조물의 원형 단면 중심선을 기준으로 상대적 변위를 일으키는 Shell 모드의 진동도 하게 된다.

이러한 두가지 모드 외에도 복잡한 원자로 내부구조물의 특성상 다양한 모드의 진동이 발생한다.

### 3. 감시장치의 기본원리

앞서 설명한 대로 냉각재의 유동에 따라 CSB가 진동하게 되면 원자로 압력용기 내벽과 CSB 사이 간격(Gap)의 미세한 변동을 초래하게 되는데, 이는 다시 이 사이를 통과하는 냉각재 층 두께의 미세한 변화를 일으키게 된다.

냉각재 층 두께의 변화는 결국 중성자 흡수층 두께의 변화를 의미하게 되며, 그 결과 중성자 속의 감쇄에 관한 아래의 기본식에서와 같이 노심으로 부터 튀어 나오는 중성자속을 측정하기 위하여 설치하여 놓은 노외 중성자속 검출기(Ex-core Flux Detector)가 측정하게 되는 중성자속의 미세한 변화를 유발한다.

$$\phi_a = \phi_0 \cdot X^2$$

$\phi_a$  : 검출기에서 측정된 중성자속

$\phi_0$  : 중성자원

X : 냉각재층 두께

$\Sigma$  : 중성자 유효감소 단면적

다시 말해 CSB의 진동에 의해 중성자속 신호가 변조(Modulation)됨을 뜻한다.

따라서 중성자속 검출기의 출력신호는 기본적으로 중성자속의 평균치에 해당하는 직류전압 신호가 CSB의 진동에 따라 진폭변조된 형태를 가지게 되나, 실제 검출기의 출력신호에는 다른 원인으로 인한 잡음(Noise)신호들이 중첩되어 있다.

이러한 중성자속 신호를 통상적인 방법으로 측정하면(오실로스코프나

(표 3) 중성자속 신호의 기본단계신호 수집 상황

	일시	POWER	채널수	신호분석
1	1992. 10	100%	1	APSD
2	1993. 2	70%	1	APSD
		50%	1	APSD
		30%	4	APSD
3	1993. 4. 3	100%	8	CPSD, PHASE
4	1993. 7. 28	100%	8	CPSD, PHASE
5	1993. 10. 28	100%	8	"
6	1993. 12. 28	100%	8	"
7	1994. 3. 4	100%	8	"

(표 4) 울진원전 1호기와 외국 원전의 내부구조물 진동 중심주파수 비교

Plant	Resonance Frequency(Hz)			
	Fuel (N=1) (N=2)		Core Support Barrel (Beam Mode) (Shell Mode)	Thermal Shield (Shell Mode)
St. Luice (CE-2 Loop)			6.8	
Calvert Cliffs (CE-2 Loop)	2.3	4.6	6.8, 7.4	
Oconee 1 (B&W-2 Loop)			7.7, 9.1 10.7, 12.6	16.7, 19.9
Ringhal 2 (W-3 LOOP)	3.5	8	12, 33	
Bugey 2	3.2	7.4	6, 7.8	38.2
Bugey 5 (FRA-3 Loop)			7	11 11, 14.6 15.1
Tricastin 1 (FRA-3 Loop)	3.2	6.0	8.2	20
Ulchin 1 (FRA-3 Loop)	3.12	6.25	8.25	20.6

고속 Strip Chart Recorder 등을 이용한 Time-domain 측정) 다양한 주파수와 에너지를 가진 신호들이 중첩되어 있어 신호가 Random하게 변동하는 잡음신호처럼 관찰되어 유용한

정보를 추출해 낼 수 없다. 따라서 연구원들은 연구수행중 상기 신호를 「중성자 잡음신호」라 칭해 왔으며 이러한 습관에 따라 연구보고서에서도 중성자 잡음신호로 표기하

고 있다.

이러한 Random한 잡음형태를 띤 중성자속 신호를 일정시간(본 장치에서는 8초) 동안 측정 한 후, 이들 신호에 대해 FFT(Fast Fourier Transform) 처리를 통해 Frequency Domain으로 변환시켜 스펙트럼 형태로 바꾸어 보게 되면 각 주파수별 진동에너지의 상대적 크기를 알 수 있게 된다.

이러한 기본원리를 토대로 하여 본 감시장치가 개발된 것이다.

#### 4. 감시장치의 기본구성

중성자속 신호를 취득 처리하여, 신뢰도가 높은 스펙트럼을 얻기 위하여 본 장치를 구성하는데 동적 범위(Dynamic Range)가 큰 아날로그-디지털 변환기(ADC)를 사용하였고 샘플링시 충분한 주파수 분해능을 확보하기 위해 주파수 대역폭(Band-width)을 통상의 경우보다 크게 하였다.

FFT 처리는 전용 스펙트럼 분석기나 범용 컴퓨터용 소프트웨어로 수행할 수 있어, 본 연구에서는 관련장비가 확보될 때까지는 Off-line 처리를 할 수 밖에 없어 범용 컴퓨터에 관련 소프트웨어를 실행시켜 신호처리를 해야 했고, 이를 위해 앞서 기술했던 대로 데이터를 수작업을 통해 입력시켜야 했다.

완성된 장치에서는 On-line 처리전용인 HP사의 신호처리기를 사용하였다.

**감시장치의 개발**

**1. 중성자속 신호의 취득 및 신호처리**

본 장치에서 필요로 하는 중성자속 신호는 원자로의 제어 및 감시계통에 사용하기 위해 설치된 노외 핵계측설비(Neutron Detector - 8 Channel)로부터 취득하도록 하였다.

취득된 신호는 신호처리과정을 통해 잡음이 제거된 후 중성자속의 평균치에 해당하는 직류성분 제거과정을 거쳐 동적성분(AC성분)만 추출한 후 Magnetic Tape Recording을 포함한 후속처리과정을 거치도록 하였다(그림 5).

이렇게 처리된 신호에는 진동에 관한 정보를 포함하고 있는 주 관심대상 신호와 함께 여러가지 원인으로 다양한 잡음신호가 아직도 혼재되어 있어 이에 대한 대책이 필요하였다.

우선 신호 대 잡음비(S/N Ratio)가 작은 상태에서 최선의 처리결과를 얻기 위해 입력신호의 강도를 최적화시킨 후 FFT 처리가 되도록 하였다.

또 하나의 대책으로, Rrandom한 잡음신호로 인한 분석결과상의 오차를 최소화하기 위해 1회에 8초간 취득한 입력신호를 FFT 처리하는 과정을 100회 수행한 후 평균처리하도록 하였다.

**2. 데이터의 분석 및 Baseline Data**

중성자속 신호수집 및 분석단계는 세단계 즉, 기본단계, 감시단계 및 진

단단계로 나뉜다.

세단계중 기본단계가 감시 및 진단 단계를 위한 기초 Baseline 구축단계이기 때문에 기본단계가 가장 중요하다.

기본단계는 가동 후 최초 핵주기 3회까지 발전소 운전조건 변화시 또는 내부구조물 개조작업후 그리고 감시계통이 설치되는 첫번째 핵주기의 정상운전 기간중에 수행되는 중성자속 신호의 수집, 분석 및 해석활동을 말한다.

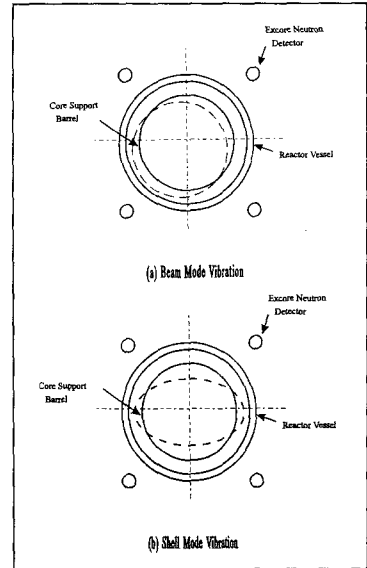
울진 1호기의 경우 제5주기에 본 사업이 시작되었으므로 제5주기가 기본단계 수행 첫 주기가 된다.

기본단계의 목적은 정상운전중에 측정된 중성자속 신호를 분석함으로써 원자로 내부구조물의 여러 진동모드(특히, CSB의 Beam 모드, Shell 모드)의 특성을 조사하고 감시단계에서 비교하게 될 기준 데이터를 생성하며 감시단계에서 원자로 내부구조물의 비정상 거동상태를 지시하게 될 감시 Oarameters의 한계 허용 변동치를 설정하는 것이다.

기본단계 신호수집시기는 핵연료주기의 초기, 중기, 말기이다.

이는 냉각재에 있는 보론 농도에 따라 중성자속 신호 특성변화가 발생하기 때문이며 보론 농도에 따른 중성자속 신호의 변화추이에 대한 데이터가 확보되어야 한다.

중성자속 신호의 감시활동을 위해서 본 연구개발사업 기간 동안



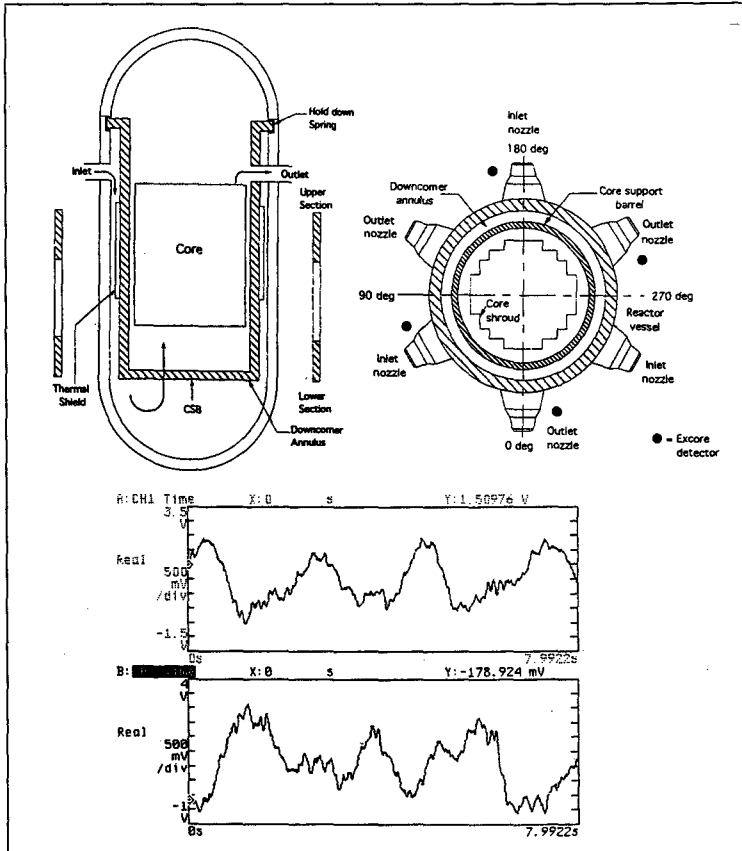
(그림 2) CSB의 Beam 모드와 shell 모드 진동

Baseline Data를 7회에 걸쳐 수집하였고, 이중 4회의 신호수집이 제5주기 동안에 이루어졌다.

신호수집은 매회 아날로그 신호형태로 테이프에 1시간 정도 이루어졌으며(그림 5) 신호수집 상황은 다음 표 3과 같다.

본 연구의 초기에는 원전의 중성자속 신호 취득중 신호수집장비로부터 역신호로 인한 원자로 정지 위험성을 최소화하기 위해서 100% 출력시에는 1개 채널씩 수집하였고, 1993년 2월 발전소 계획예방정비를 위한 정지 직전 30% 출력시에는 4개 채널 동시에 중성자속 신호를 수집하여 역신호로 인한 문제가 없음을 확인하였다.

그 이후부터는 100% 출력시에도 한번에 4채널씩 연속해서 8채널의 중



(그림 3) 노심지자통, 노외 중성자 탐지기 및 중성자속 신호

성자속 신호를 받을 수 있었다.

연구진들은 본 연구에서 개발한 장비를 「RIVMOS」라고 명명하였는데 이는 Reactor Internal Vibration Monitoring System이라는 영문 표현의 이니셜을 모아서 명명하게 된 것이다.

이 RIVMOS에 수집된 신호를 입력시켜 신호분석을 실시하고 이 중에서 1993년 4월 3일(EFPD : 1)에 측정된 신호를 기본단계 초기 데이터로

1993년 7월 28일(EFPD : 115)에 측정된 신호를 기본단계 중기 데이터로, 1993년 12월 28일(EFPD : 265)에 측정된 신호를 기본단계 말기 데이터로 설정하여 기본단계의 참고자료로 확립하였다.

### 3. 개발장치의 검증

노외 중성자속 신호에 대한 주파수 신호 분석결과 주파수 스펙트럼의 형태는 모든 채널에 대하여 전반적으로

일정한 형태를 가지고 있었다.

주파수 스펙트럼의 분석은 주로 피크를 중심으로 이루어지는데, 울진원전의 중성자속 신호의 스펙트럼 중 20Hz 근방에서 아주 날카로운 피크가 있어(그림 9) 처음에는 몹시 당황하였으나 곧 바로 원자로 냉각재 펌프의 임펠러 회전에 따른 맥동 주파수임을 알 수 있었고, 이 피크를 주의 깊게 관찰함으로써 원자로 냉각재 펌프의 이상상태를 조기에 감지할 수도 있을 것이란 생각을 하였다.

그의 울진원전에서 수집된 중성자속 신호의 주파수 스펙트럼 분석결과는 외국 원전의 신호 분석결과와도 비슷한 양상을 보였는데 특히, 울진원전과 동일하게 설계된 원전인 프랑스의 Tricastin 원전과는 상당히 유사한 결과를 보이고 있었다(표 4).

이러한 중심주파수들은 원자로 내부구조물의 전형적인 진동 모드 특성에 비교해 보면 3.12Hz는 핵연료집합체 1차 진동 모드이며 6.25Hz는 핵연료집합체 2차 진동 모드이고, 8.25Hz는 CSB의 Beam 모드, 그리고 20.6Hz는 CSB의 Shell 모드이다.

이중에서 CSB의 Beam 모드인 8.25Hz가 CSB의 축방향 지지력 약화를 감지하기 위한 주 감시대상 주파수이다.

이상과 같이 본 장치를 통한 진동 주파수 분석은 아주 만족할 만한 성과를 거둘 수 있었으나, 진동폭의 절대



값을 분석하는데는 여러가지로 극복해야 할 문제가 많아, 선발국들도 현재로서는 만족할만한 성과를 거두지 못하고 있고 본 연구개발사업에서도 이 부분에 대해서는 만족할 만한 성과를 거둘 수 없었다.

다만 진동폭에 대한 개략치를 추정하기 위한 방법으로 정규화(Normalized)된 중성자속 신호의 에너지를 적절한 인자(Scale Factor)로 나눔으로써 구할 수 있는 방법이 있어 본 연구에서도 이러한 방식을 채택하였다.

그러나 Scale Factor는 특정 원자로에 대한 실험이나 이론적 방법으로

결정되며 중성자속의 변화와 관련된 기타 잡음원(핵연료 집합체 운동, 붕소농도, 감속재 밀도변화 등)에 의해 영향을 받기 때문에 특정 원자로에 대한 상당한 연구가 필요하다.

따라서 본 연구에서는 Scale Factor를 어떻게 결정할 것인가 하는 문제로 상당히 고민하였고 가장 보수적인 방법으로 ASME/ANSI에서 제시한 Scale Factor 중 적은 값을 취하도록 하였다.

#### 4. RIVMOS를 이용한 진동감시업무 절차

RIVMOS로 감시단계를 수행할 때

감시단계 수행시점이 핵주기 초기·중기·말기인지를 정하여 감시단계의 비교기준으로 설정해 주어야 한다.

이 Baseline Data는 중성자속 신호의 정상 여부를 결정하는데 사용된다.

만일 이 감시단계의 중성자속 신호가 Baseline Data에 의하여 정해진 제한 설정치를 벗어나게 되면 진단준비단계 수행을 알리는 지시를 하게 되고, 이 경우에 진단준비단계 수행에 필요한 여러 데이터를 생성하게 된다.

#### 5. 시스템 운용환경 및 특징

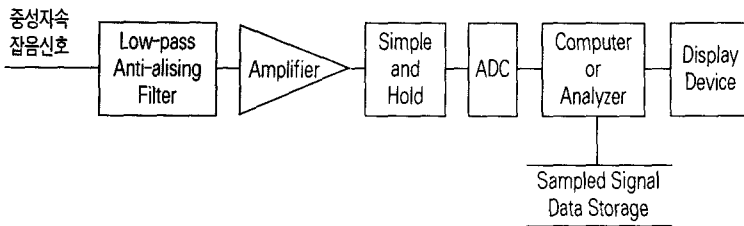
RIVMOS 중성자속 신호를 자동으로 수집·처리하고 감시결과를 나타내어 주도록 개발되었다.

또한, 진단단계에서 필요한 각종 자료를 편리하게 볼 수 있는 GUI(Graphics User Interface) 환경을 제공한다.

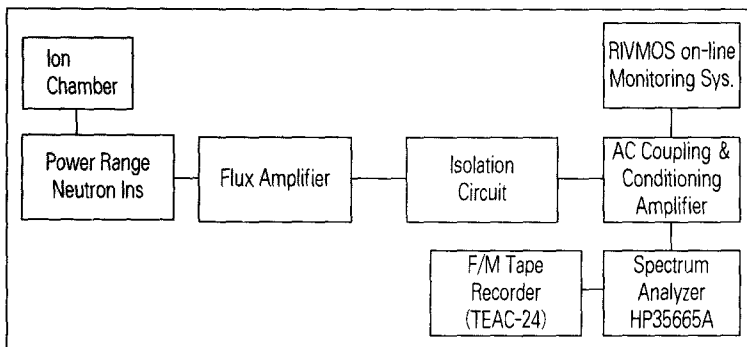
본 시스템은 사용자가 쉽게 시스템을 사용할 수 있고 프로그램의 유지·보수가 용이하며 개발 단계에서의 프로그램의 재사용성, Integration의 단순화를 고려하여 디자인을 하였고 개발환경을 구축하여 구현되었다.

사용된 Data Acquisition 및 Signal Process Hardware들은 신뢰성과 건전성을 고려하여 선정되었으며 동 하드웨어 전용의 Library를 사용하여 Acquisition 및 신호처리 프로그램의 신뢰도를 향상시켰다.

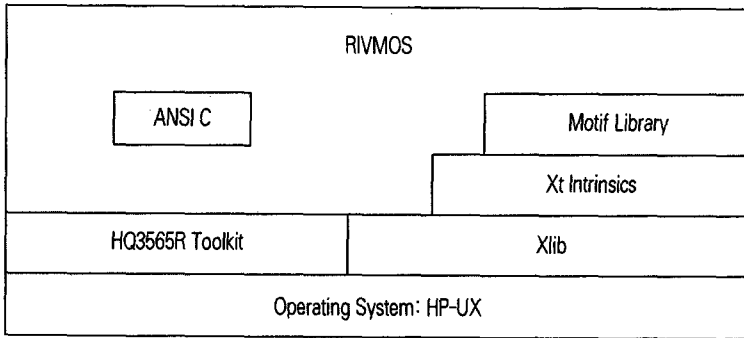
데이터 관리는 UNIX File System을 이용하여 구현되었기 때문에



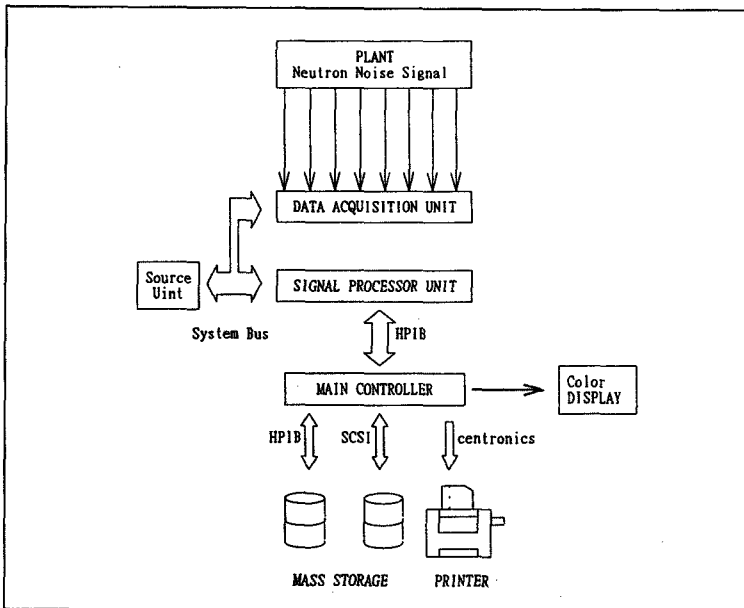
(그림 4) 전형적인 잡음신호 감시 장치 계통도



(그림 5) 신호수집 및 분석 Block Diagram



〈그림 6〉 RIVMOS S/W 개발환경



〈그림 7〉 RIVMOS H/W 구성도

RIVMOS를 통하지 않고도 쉽게 RIVMOS에서 처리된 자료를 접근하여 처리할 수 있고 MMIS(Man Machine Interface System)는 현재 Workstation의 표준으로 정착되고 있는 X Window상에서 Xlib, Xt

였다.

가. 개발환경

RIVMOS 소프트웨어는 다음과 같은 환경에서 개발되었으며 동 환경에서 운영된다.

- 1) 시스템 운영 소프트웨어 : HP-UX 8.0 Run-time Environ-

ment

- 2) RIVMOS 개발 컴퓨터 언어 : ANSIC

- 3) RIVMOS 개발에 사용된 Tool

① Data Acquisition : HP3565R Programmer's Toolkit

②. GUI : Xlib, Xt Intrinsics, Motif

나. 하드웨어 구성

RIVMOS 하드웨어 구성도는 그림 7과 같다.

다. 소프트웨어 구성

RIVMOS 소프트웨어 구성도는 그림 8과 같다.

MMIS Module은 사용자가 시스템을 효과적으로 사용할 수 있도록 각종의 편리하고 간단한 GUI(Graphics User Interface) 환경을 제공한다.

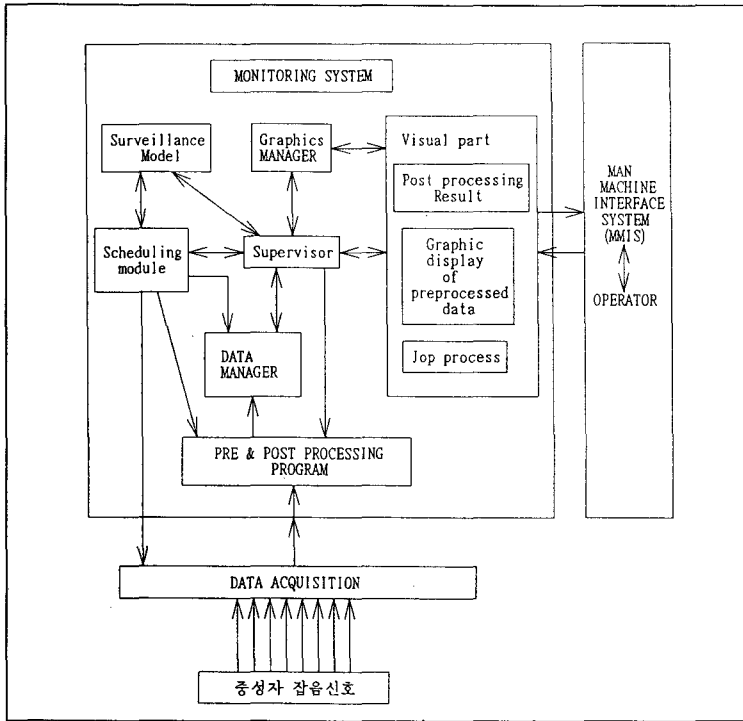
GUI 환경은 고해상도 컬러모니터, 마우스, 키보드 그리고 레이저 프린터를 근간으로 구성되어 있다.

사용자는 모든 작업을 마우스를 이용하여 Point and Click 방식으로 수행할 수 있도록 하였으며 수집, 처리된 데이터를 다양한 형태로 볼 수 있게 화면 디자인이 되어 있다.

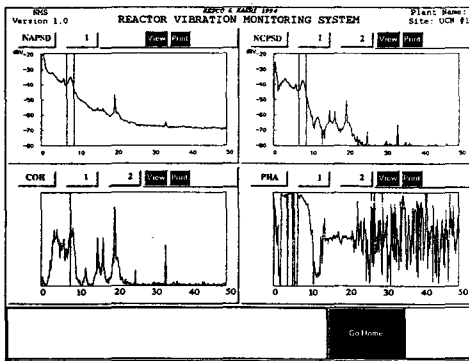
모든 선택은 메뉴방식으로 되었고 데이터 입력시만 키보드를 사용하여 입력한다.

### 현황 및 결언

본 연구사업을 통해 개발된 진동감



〈그림 8〉 RIVMOS S/W 구성도



〈그림 9〉 노외 핵계측기 Channel 1의 중성자 변화를 신호처리한 화면

시장치는 1994년 8월에 올진 1호기 현장에 설치된 후 현재에 이르기까지 당초 계획했던 대로 성공적으로 운용되고 있다.

본 장치가 개발되기 전까지는 원자로 내부 구조물의 진동상태를 전혀 파악할 수 없었으나 현재는 본 장치를 통해 내부 구조물이 8.25Hz를 중심

으로 한 Beam 모드와 20.6Hz를 중심 주파수로 한 Shell 모드의 진동을 하고 있음을 알 수 있게 되었고, 더욱 중요한 것은 내부 구조물이 1994년 3월 이래 현재에 이르기까지 양호한 지지상태를 유지하고 있음을 확인할 수 있다는 사실이다.

다만, 아쉬운 것은 내부 구조물의 진동폭(Amplitude)의 절대값을 정확하게 측정할 수 없다는 점인 바, 이는 원자력 선발국가들이 개발한 기술 역시 이를 구현해 내지 못하고 있음을 감안할 때, 본 연구개발사업을 통해 우리의 수준을 State of Art까지 끌어 올렸다고 생각한다.

그러나 본 개발사업을 주관했던 필자로서는 세계 초일류의 에너지분야 기업 부설연구소를 지향하고 있는 한국전력공사 기술연구원의 수석연구원으로서 내부 구조물의 진폭에 대한 절대값도 정확하게 분석할 수 있는 기술을 우리가 개발해 내어 선발국가들을 추월했으면 하는 생각을 버릴 수 없었으나 정해진 사업기간 내에 개발을 완료해야 하는데, 이를 위해서는 이론적으로 규명, 확립해야 할 부분이 엄청나게 많기 때문에 더이상 이 문제를 추구할 수 없었다.

그러나 본 고를 탈고하기 위해 필자의 연구실에서 밤 늦게 원고정리를 하던 중, 이 문제를 극복하기 위한 아이디어가 떠올라 추후 기회가 닿는대로 관련 연구개발계획을 검토할 생각이 다. ☼