

# 특집

원자력 발전소  
원자력 내부구조물

## 원자로 내부구조물의 진동감시 기술

박진호\*

(한국원자력연구소 기계공학연구부)

### 1. 머리말

원전의 1차계통은 원자로, 배관, 가압기, 펌프 및 증기 발생기 등으로 구성되어 있으며, 고온(약 300 ℃) 고압(약 150 기압)의 냉각재가 순환유동을 하고 있다. 이러한 기기 또는 구조물들이 원전의 수명기간 동안에 발생 가능한 정적 및 동적 하중에도 충분히 건전성을 유지하기 위한 노력이 설계단계에서부터 고려된다. 그리고 발전소의 상업가동 전에 원자로 내부구조물에 대한 종합 진동평가가 프로그램(CVAP; comprehensive vibration assessment program)이란 인허가 절차를 통하여 냉각수의 유동진동에 의한 원자로 내부구조물의 건전성을 실제로 입증하게 된다<sup>(1,2)</sup>. 그러나 원자력 발전소의 안전을 위하여 발전소가 가동된 이후에도 예기치 않은 결함이나 사고를 미연에 방지하기 위하여 이 계통의 구조건전성에 대한 꾸준한 감시 활동이 필요하다.

일찍이 미국 등 선진국에서는 원전의 1차계통 구조물에 대한 감시지침서를 개발하고<sup>(3)</sup> 그에 따라서 구조건전성 감시계통(NIMS: NISS integrity monitoring system)을 개발하여 현장에 운용해 오고 있으며, 우리나라의 표준형 원전에도 도입 가동되고 있다<sup>(4)</sup>. NIMS는 감시대상에 따라서 다음과 같이 4가지의 서로 다른 부 시스템으로 구성되어 있다. 즉, 1) 원자로 내부구조물 진동감시 시스템(IVMS; internal vibration monitoring system) 2) 금속파편 감시 시스템(LPMS; loose parts monitoring system) 3) 음향누설 감시 시스템(ALMS; acoustic leak monitoring system) 4) 원자로 냉각재펌프 진동감시 시스템

(RCP-VMS; reactor coolant pump vibration monitoring system) 등이 있다.

원자로 내부구조물 진동감시 시스템(IVMS)은 원자로의 내부에 진동센서를 설치하지 않은 상황에서도 노외중성자의 잠음신호를 이용하여 주요 내부구조물의 진동상태를 감시한다. 그리고 금속파편 감시 시스템(LPMS)은 1차계통의 외부표면에 설치된 진동 가속도센서를 이용하여 1차계통에서 예기치 않은 금속파편이 발생할 경우 이로인한 탄성 응력파를 감지하여, 금속파편의 존재 유무, 발생위치 및 충격체의 질량범위 등을 감시/진단한다. 음향누설 감시 시스템(ALMS)은 AE(acoustic emission) 센서를 이용하여 1차계통의 압력 경계면에서 균열 또는 냉각재의 누수가 발생할 경우에 이를 신속하게 탐지하기 위한 설비이다. 마지막으로 원자로냉각재펌프 진동감시 시스템(RCP-VMS)은 대형 회전체 구조물의 이상상태를 감시하기 위한 설비로서 간극센서(proximeter) 및 진동 가속도계를 이용하며, 회전축 지지 베어링의 상태 감시도 수행한다. 현재 국내에서 가동중인 가압경수형 원전의 NIMS 설치 현황이 표 1에 나와 있다.

여기서는 NIMS 중에서 IVMS와 관련된 기본원리 및 기술내용을 간략하게 소개하고자 한다.

### 2. 가압경수형 원자로 내부구조물의 진동감시 기술

가압경수형인 한국표준형원전의 경우 핵연료집합체

\* E-mail : pih213@kaeri.re.kr / Tel : (042) 868-2915

표 1 국내 원전의 NIMS 설치 현황

발전소	IVMS	LPMS	ALMS	RCP-VMS
고리 1,2	미설치	설치	설치	설치
고리 3,4	미설치			
영광 1	미설치			
영광 2	설치(국내기업)			
울진 1	설치(KAERI)			
울진 2	미설치			
영광 3,4	설치	설치	설치	설치
울진 3,4				
KSNP				

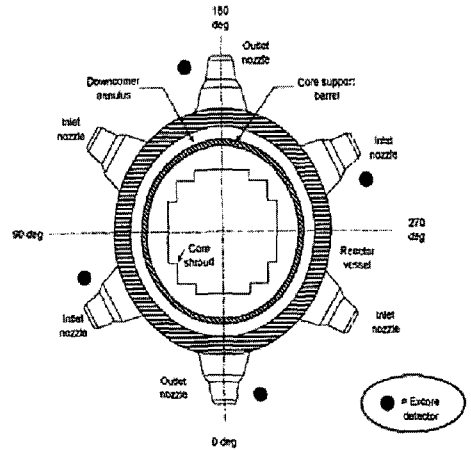
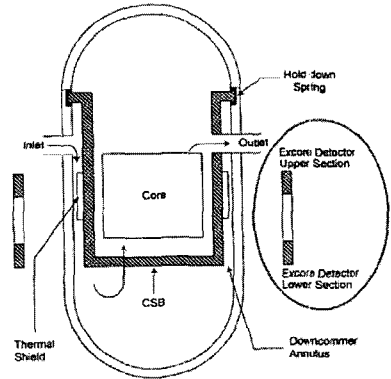


그림 2 노의 중성자 검출기의 위치

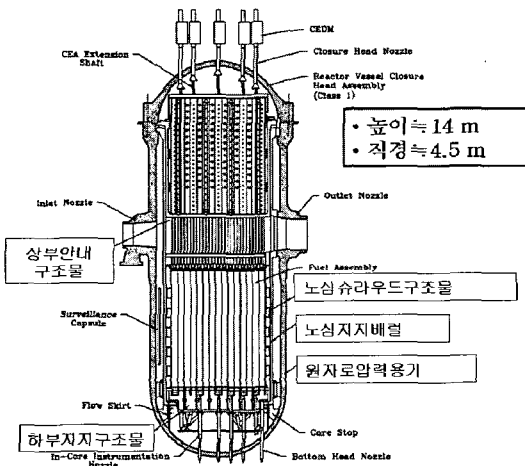


그림 1 한국표준형원전 원자로 내부구조물

를 제외한 원자로 내부구조물은 그림 1에서 보는 바와 같이 노심지지배럴(CSB), 하부지지구조물(LSS), 노심 슈라우드(CS), 상부안내구조물(UGS), 제어봉안내관(CEA guide tube) 및 제어봉집합체 슈라우드(CEA shroud) 등으로 복잡하게 구성되어 있다.

그림 1에서 노심지지배럴은 원자로심(핵연료집합체 부분)을 지지 및 보호하는 주요 구조물로서 원자로 상부헤드와 원자로 압력용기 사이에서 누름링(hold-down ring)이라는 요소와 더불어 단단하게 지지되어 있다. 그러나 가동년수가 증가함에 따라서 누름링의 체결력 저하 또는 균열 등으로 인하여 노심지지배럴의 지지력이 저하될 가능성이 있다. 이는 원자로 노심 전체의 진폭

을 증가시켜 핵연료집합체의 지지상태를 약화시킬 수 있으며, 체결부품 이탈 등에 의한 핵연료봉의 부분적 파손 및 원자로 내부에 예기치 않은 이물질질을 발생시켜 원자로의 안전성에 심각한 결과를 초래할 수 있다. 실제로 이와 유사한 사고가 미국에서 발생한 적이 있다<sup>5)</sup>. 이와 같이 노심지지배럴의 체결력 저하에 따른 진동특성 변화를 감시하여 원자로 내부구조물의 심각한 결함을 사전에 차단하기 위한 시스템이 바로 IVMS이다. IVMS는 원자로의 정상상태 가동중에 노의중성자 검출기의 잡음신호를 분석하여, 원자로 내부구조물(노심지지배럴)의 진동상태 및 지지조건 결함을 감시함으로써 원자로 내부구조물의 동적 결함을 조기에 탐지하여 원전의 구조건전성을 확보하고자 함이 그 목적이다. 이와 관련한 기술지침서로서는 미국의 ASME/ANSI OM Part 5(1989) 및 EPRI-NP-4970 등이 있다<sup>5,6)</sup>.

특정 : 원자로 발전소 원자로 내부구조물

IVMS에서는 노심지지배럴의 진동특성을 파악하기 위하여 일반적인 진동센서 대신에, 원자로 노심의 출력 제어를 위하여 원자로 외부에 설치되어 있는 노외중성자 검출기를 이용한다. 그 이유는 원자로심이 위치하고 있는 원자로의 측면부에는 중성자의 조사로 인하여 압전형 가속도계를 사용하지 못하기 때문이다. 노외중성자 검출기의 위치는 원자로 압력용기 외부 둘레에 동일 평면으로 약 90° 간격으로 설치되어 있으며, 노심의 상부와 하부 또는 상부, 중심부, 하부에 각각 4 개씩 설치되어 있다(그림 2 참조).

노외중성자 잡음은 그 특성에 따라서 핵적(neutronic) 요인, 열수력학적 요인, 기계적 운동 요인, attenuation 변동 요인 및 기타 잡음 등으로 나누어 지며 각각의 요인은 아래와 같다:

- 핵적(neutronic) 요인
  - 감속재내 Boron 농도의 변화
  - 중성자의 역학적 요인
- 열수력학적(thermal hydraulic) 요인
  - 냉각수의 온도 및 압력 변화
  - 냉각수의 유량 변화
- 기계적 운동 요인
  - 핵연료 집합체의 상하운동 및 횡방향 진동
- Attenuation 요인
  - 원자로 압력용기의 흔들림 운동
  - 노심지지배럴의 횡방향 진동

이러한 사실을 감안하여 노외중성자의 잡음신호를 적절히 신호처리하면 원자로 내부구조물의 진동과 관련된 부분을 추출해 낼 수가 있으며, 이를 통하여 원자로 내부구조물의 동적 결함을 감시/진단할 수가 있다. 그러면 노외중성자 신호를 이용하여 원자로 내부구조물의 진동성분을 추출하는 원리 및 주파수 분석 방법을 이용한 사례를 살펴보기로 한다.

그림 3은 노외중성자 검출기의 출력전류 잡음성분(AC 성분)을 이용한 노심지지배럴의 진동변위 성분을 측정하는 원리를 보여주고 있다.

즉, 원자로 내벽과 노심지지배럴의 상대변위의 미세한 변화량( $\Delta X$ )은 중성자 속(flux)의 변동과 비례하며 다시 중성자속의 변동성분은 검출기 신호의 전류 변동성분과 비례하게 된다. 이때 동일 평면상에서 서로 180°로

마주보고 설치되어 있는 두 개의 중성자 검출기에서는, 노심지지배럴이 빔(beam) 형태의 진동을 할 경우 출력 전류의 변동성분이 서로 역위상(out-of-phase)이 된다. 따라서 전체 노외중성자 검출기의 출력신호들을 동시에 측정하여 주파수 분석을 수행하면 노심지지배럴의 주요 진동모드에 해당하는 진동성분을 쉽게 추출할 수가 있다. 이때 사용되는 주파수분석 파라미터들로서는

- NAPSD(normalized auto power spectral density)
- NCPSD(normalized cross power spectral density)
- 위상(phase)
- 기여도(coherence)

등이 있다. 여기서 NAPSD 및 NCPSD는 중성자 잡음신호 성분을 DC 성분으로 정규화한 자기 및 상호 파워스펙트럼이다. 위상은 동시에 측정한 두 채널사이의 시간 영역에서의 선행(shift) 또는 지연(delay)을 표현한 것으로서 그 값이 0° 인 경우 동위상(in-phase), 180° 인 경우 역위상(out-of-phase)으로 정의한다. 기여도는 동시에 측정된 두 채널신호사이의 선형적인 상관관계를 무차원화 한 것으로서 두 신호사이에 선형적인 인과관계가 전혀 없을 경우에는 0, 인과관계가 완전하거나 두 신호가 동일한 경우에는 1의 값을 갖는다. 노외중성자 검출기의 잡음신호 분석을 이용하여 알 수 있는 원자로내부구조물의 진동성분으로서는 원자로 압력용기의 흔들림 모드, 노심지지배럴의 빔 및 셸(shell) 진동 모드, 핵연료 집합체의 빔 모드 주파수 등이 있으며, 제어봉의 진동 모드 및 원자로냉각재 펌프에 의한 압력가진 주파수등도 간접적으로 확인할 수가 있다. 특히 그림 4에서 보여주는 바와 같이 노심지지배럴의 빔 및 셸 진동 모드 그리고 핵연료집합체의 빔 모드는 다음과 같은 방법을 이용하여 확인된다.

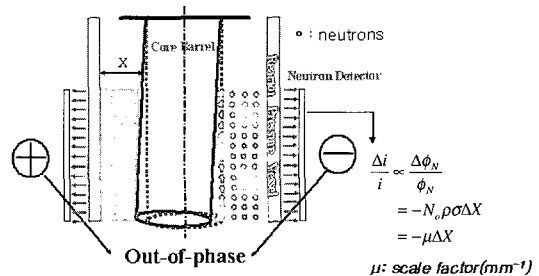


그림 3 중성자 신호를 이용한 진동변위의 측정

### 2.1 노심지지배럴의 빔 진동 모드

- 그림 4(a)에서 보는 바와 같이 그 진동방향에 따라서
- 인접한 노외중성자 신호사이의 위상이  $0^\circ$  또는  $180^\circ$  이면서 기여도가 높다.
  - 반대편 노외중성자 신호사이의 위상은 항상  $180^\circ$  이면서 기여도가 높다.
  - 상하의 노외중성자 신호사이의 위상이  $0^\circ$  이면서 기여도가 높다.

### 2.2 노심지지배럴의 셸 진동 모드

그림 4(b)에서 보는 바와 같이 그 진동모드 형상에 따라서

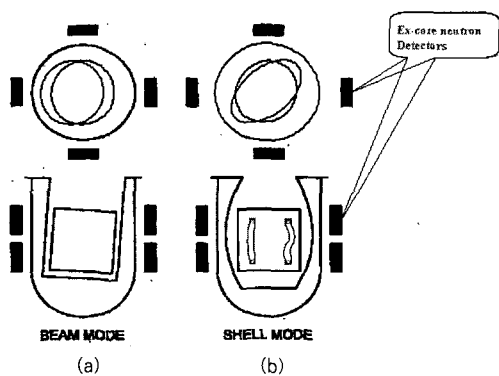


그림 4 원자로 내부구조물의 진동 모드

- 인접 중성자 탐지기 신호사이의 위상이  $180^\circ$  이면서 기여도가 비교적 높다.
- 반대쪽 중성자 탐지기 신호사이의 위상이 항상  $0^\circ$  이면서 기여도가 높다.
- 상하의 중성자 탐지기 신호사이의 위상이  $0^\circ$  이며 기여도가 매우 높다.

### 2.3 핵연료집합체 빔 진동 모드

핵연료집합체 빔 진동 모드는 노심내의 반응도(reactivity)의 변동 요인으로 작용하며

- 인접 중성자 탐지기 신호사이의 기여도가 매우 약하다.
- 반대쪽 중성자 탐지기 신호사이의 위상이  $180^\circ$  부근이다.

이러한 위상의 차이 및 기여도값의 상대적인 크기에 근거하여 중성자 신호의 NAPSD에 나타나는 피크들을 검토하면 위와 같은 진동모드들을 식별할 수가 있다. 그림 5는 위에서 서술한 주파수 분석 방법을 통하여 노심지지배럴의 진동특성을 추출하는 사례를 보여준다. 여기서 보는 바와 같이 노심지지배럴의 빔 진동모드 주파수가 약 8 Hz이며, 셸 진동모드 주파수는 약 15 Hz 근방임을 알 수가 있다. 그러나 원전에 따라서 노심지지배럴의 빔 진동모드 성분 및 핵연료집합

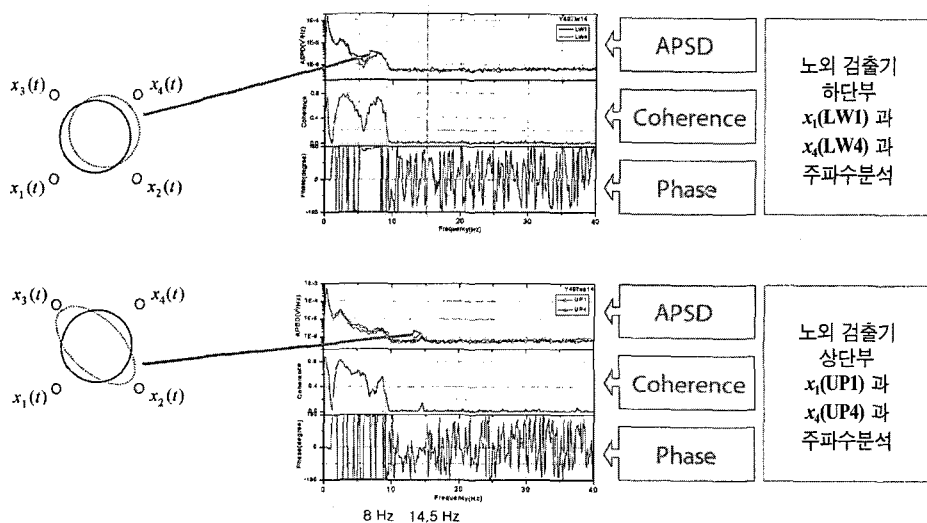


그림 5 진동 모드 추출을 위한 주파수 분석

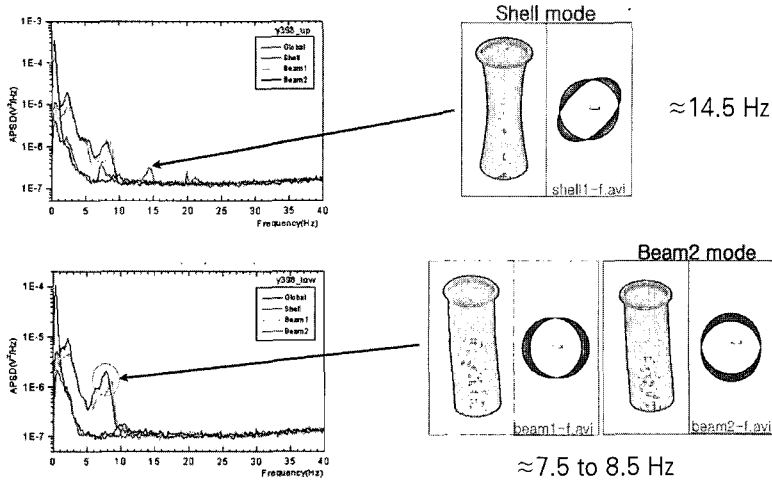


그림 6 중성자 잡음신호의 주요주파수 성분

체의 고차 빔 모드 주파수가 근접하는 경우에는 앞에서 서술한 위상 및 기여도관계가 성립되지 않을 수가 있다.

핵연료 집합체 진동모드의 경우에는 핵연료집합체의 노심평면 위치에 따라서 노외중성자 신호간의 기여도 값의 차이가 크게 나타나므로 노외중성자 신호만으로는 핵연료집합체의 빔 모드를 정확하게 분리하기가 힘들다. 그리고 노외중성자 잡음에는 원자로 내부구조물의 진동성분뿐만 아니라 다른 여러 요인들도 포함되어 있다. 따라서 최근에는 노내중성자 잡음과 압력변동 신호 그리고 원자로 계통의 가속도신호등을 동시에 분석함으로써 노외중성자 잡음신호분석 결과를 보완하고 있다<sup>7)</sup>.

앞에서 서술한 방법론은 일찍이 선진국에서 이미 개발한 방법으로서 기존원전의 IVMS에 적용해 오고 있다. 최근 한국원자력연구소에서는 주파수분석 파라미터들을 일일이 계산할 필요가 없이 중성자검출기 신호의 측정단계에서, 노심지지배럴의 진동모드별 위상 관계를 이용하여 신호를 모델링함으로써, 주파수 영역에서 각 진동모드 성분을 분리하여 볼 수 있는 방법을 개발하여 현장에 적용하고 있다.

그림 6은 그림 5와 동일한 신호를 이용하여 새로운 방법으로 분석한 결과이다. 노심지지배럴의 빔 및 셸 모드가 뚜렷하게 분리되어 나타나는 것을 볼 수가 있다.

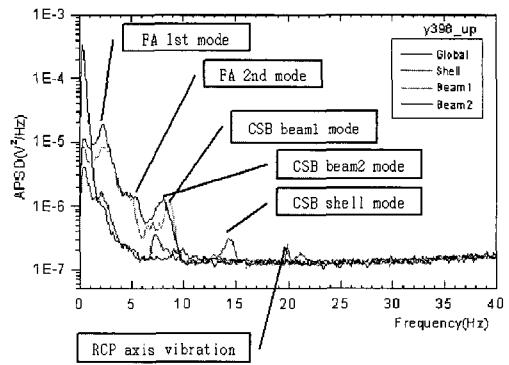


그림 7 중성자 잡음신호의 주요 주파수 성분

그림 7은 국내표준형 원전의 경우에 대하여 노외중성자 검출기의 잡음신호 분석을 통하여 밝혀낸 주요 피크 성분들에 대한 평가 결과를 나타낸다.

한국원자력연구소에서는 1998년도에 개선된 노외중성자 잡음신호 분석기법을 적용한 개량형 IVMS를 개발하였으며<sup>8)</sup>, 2002년도에 중소기업으로 기술이전을 하여 국내 원전에 설치한 바 있다<sup>9)</sup>. 그림 8은 현재 성공적으로 운용되고 있는 국산 IVMS의 실시간 진동모드 분석 화면이다.

IVMS를 이용한 원자로 내부구조물의 이상상태 감시 및 진단 절차는 크게 3 단계로 구성되어 있으며, 그 내용은 그림 9에 요약되어 있다.

특정 : 원자력발전소 원자력 내부구조물

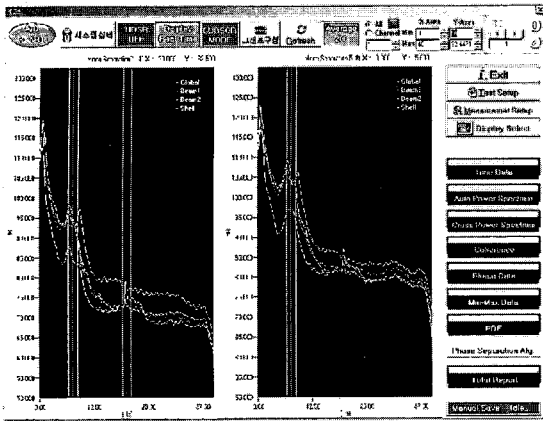


그림 8 국산 IVMS의 실시간 진동 감시 화면

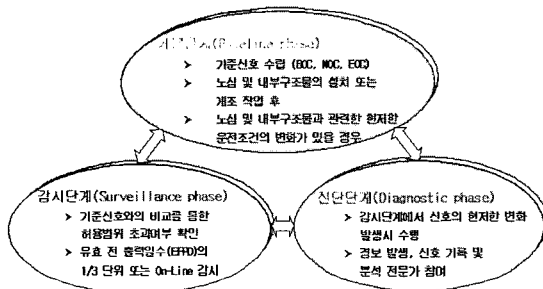


그림 9 IVMS를 이용한 원자로 내부구조물의 이상상태 감시 및 진단 절차

### 3. CANDU 원자로의 내부구조물 진동 감시

가압중수로형인 CANDU 원자로로는 최근 PWR 원전에 비하여 세계적으로 가동률이 저하되고 있으며 그 이유 중의 하나가 PWR 원전에 비하여 원자로계통에 대한 감시 및 진단 활동이 적은데 있다. 우리나라의 경우 월성 1호기가 1983년에 상업운전을 시작한 이래로 현재 월성 2, 3, 4호기가 운전 중에 있다. 특히 운전연수가 오래된 월성 1호기의 경우는 상업가동을 시작한 이후 현재까지 원자로 잠음신호분석이 수행된 예가 없으므로 결함감시 및 진단을 위한 기초자료가 없는 실정이다. 그러나 최근에 상업가동을 시작한 2, 3, 4 호기로부터 발전소 초기의 각종 기초데이터를 확보할 수가 있으므로, 원자로 내부구조물의 이상상태 진단을 위한 상호보완적인 정보의 취득이 용이하다. 여기서 월성 1호기와 동일한 원자로의 중성자 잠음신호 분석 방법에 대하

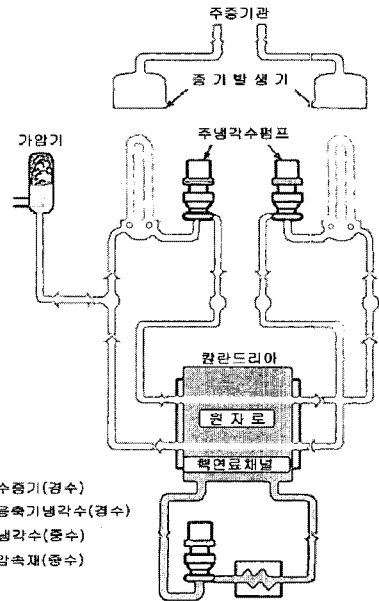


그림 10 CANDU 원자로 계통의 개략도

여 소개하고자 한다.

600 MWe 급 CANDU 원자로 계통의 개략도 및 원자로 단면의 상세도가 그림 10 및 그림 11에 나와 있다. CANDU 원자로로는 중수(D<sub>2</sub>O)를 냉각재 및 감속재로 사용하며, 천연우라늄을 핵연료로 사용한다. 그림 11에서 보는 바와 같이 칼란드리아라고 불리는 원자로 용기 내부에 280개의 냉각재 채널이 수평으로 설치되어 있으며 각 채널에 칼란드리아 튜브 및 압력튜브가 동심원 형태로 놓여 있다. 그리고 압력튜브 내부에는 12개의 핵연료다발이 삽입되어 있다(그림 12).

칼란드리아 용기는 약 0.15 MPa, 70 ℃의 감속재로 채워져 있으며, 압력관 내부에는 약 10 MPa, 300 ℃의 냉각재가 흐르고 있다. 동심원을 이루고 있는 칼란드리아 튜브와 압력관 튜브 사이는 garter spring에 의하여 분리, 지지되어 있으며 절연용 가스가 채워져 있다. 칼란드리아 외부에는 9개의 노외중성자 검출기가 설치되어 있으며, 내부 26 개의 위치에 수직방향 노내중성자 검출기(VFD, vertical flux detector)가 설치되어 있다. 또한 수평방향 노내중성자 검출기(HFD, horizontal flux detector)도 4 곳에 장착되어 있다. 각 중성자 검출기의 센서튜브 속에는 다수의 백금(platinum) 또는 바나듐(vanadium)의 SPND(self powered neutron detector)가 내

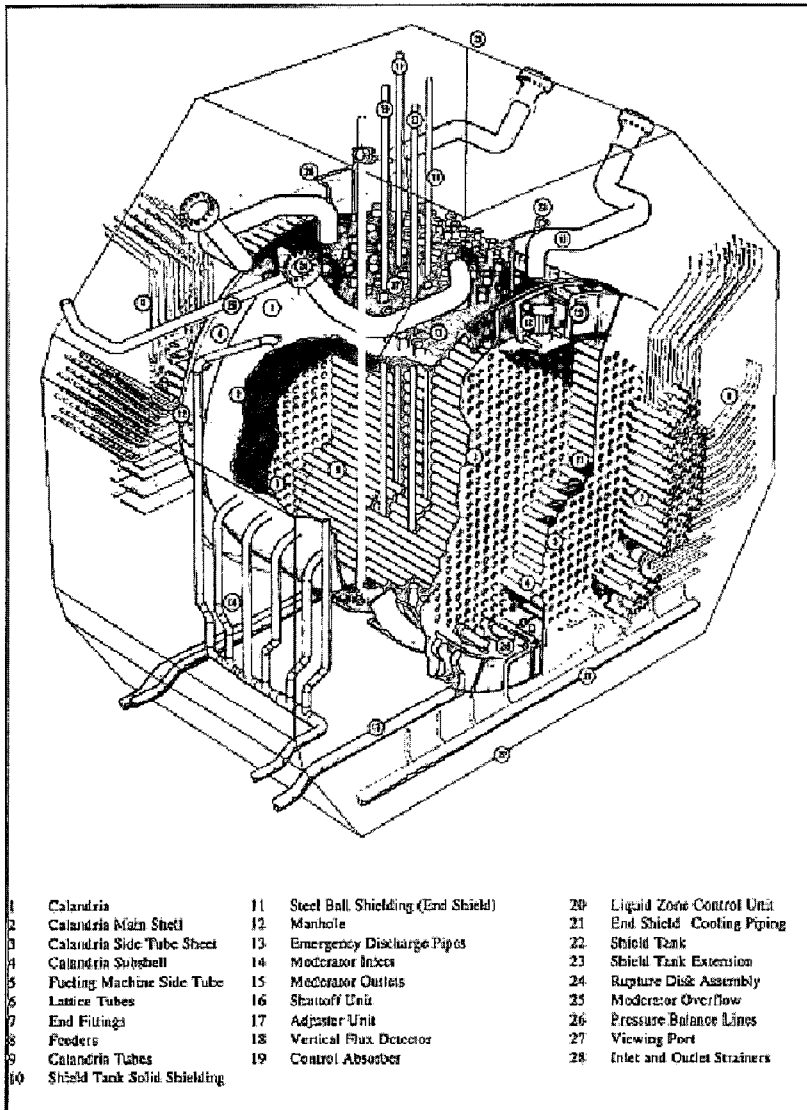


그림 11 CANDU 원자로의 단면 상세도

장되어 있다. 칼란드리아 용기의 단면별로 VFD 검출기 안내관에 설치되어 있는 SPND의 상세한 위치가 그림 13에 나와 있다.

CANDU 핵연료채널의 진동모드 추출 방법은 가압경수로형의 노외중성자 잠음신호 분석 방법과 매우 유사하다. 즉, 동일한 핵연료채널의 주변에 설치되어 있는 중성자 검출기들의 신호를 동시에 측정하여, 주파수 영역에서 NAPSD(normalized auto power spectral density), 기여도, 위상 등을 동시에 관찰함으로써 구할 수가 있

다<sup>(10)</sup>. 그림 13에서 아라비아 숫자 및 알파벳이 교차하는 사각형은 핵연료 채널의 단면이며, VFD(vertical flux detector)는 수직방향의 중성자 센서튜브의 위치를 나타내는 번호이다. 동일한 VFD 위치에서 상하방향의 번호는 수직방향 중성자 센서튜브 내의 실제 검출요소인 SPND를 나타낸다. 그림 14는 VFD 및 핵연료 채널의 설치조건 및 그에 따른 진동모드 형상을 개략적으로 보여준다. 즉, VFD의 제 1차 범 진동모드 주파수는, 동일한 센서튜브의 위아래에 설치된 중성자 검출 요소

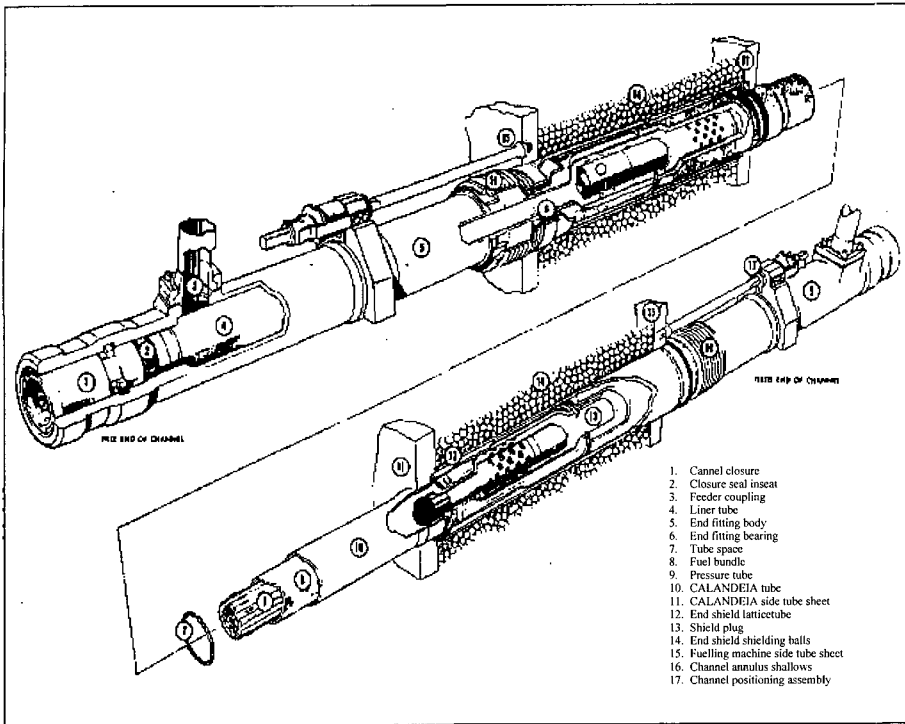
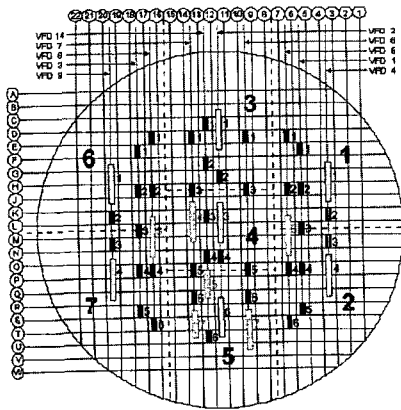


그림 12 CANDU의 핵연료 채널



- Vanadium detector
- Platinum detector (SDS 1)
- Platinum detector (Liquid zone)

그림 13 CANDU 원자로의 중성자 검출기 설치 위치(단면도)

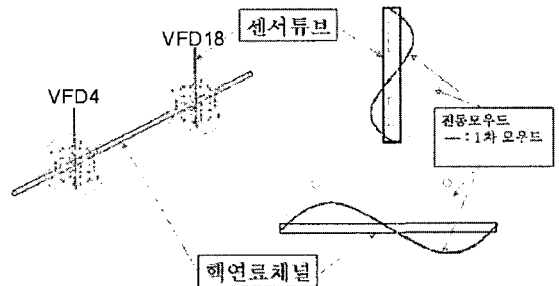


그림 14 중성자검출기 센서튜브 및 핵연료채널의 빔 진동 모드

의 NAPSD에 피크가 존재하면서, 그 기여도(coherence)가 높으며, 위상차가 0도가 되는 곳이다. 그리고 NAPSD에 피크가 존재하면서, 그 기여도가 높고, 위상이 180도가 되면 제 2차 빔 진동 모드가 된다. 또한 수평

방향으로 서로 다른 위치에 있는 수직센서 튜브 상호간에 기여도가 높으면서, NAPSD가 피크를 나타내고, 위상이 0° 또는 180° 인 주파수 범위는 핵연료 채널의 제 1차 또는 제 2차 빔 진동 모드 주파수 범위가 된다. 실제로 원전에서 중성자 검출기의 잠음신호를 측정하여 분석한 결과가 그림 15 및 그림 16에 나와 있다. 여기서 위의 판단기준을 적용해 보면, VFD의 제 1차 빔 진동 모드 주파수는 약 3.5 Hz, 제 2차 모드 주파수는 약 7.5 Hz 인 것으로 보인다(그림 15). 그리고 핵연료 채널의 제 1



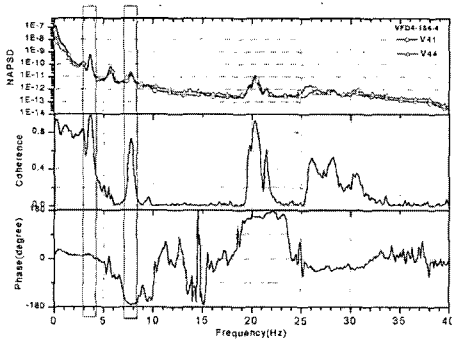


그림 15 중성자 센서 튜브의 진동 모드 추출

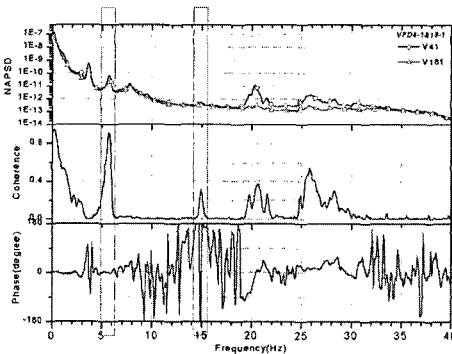


그림 16 핵연료채널의 진동 모드 추출

차 빔 진동모드 주파수는 약 5.5 Hz, 제 2차 빔 진동 모드는 약 15 Hz로 나타남을 볼 수 있다(그림 16).

#### 4. 맺음말

국내외에서 가동중인 가압경수형 및 가압 중수형 원자로내부구조물에서 진동 상태 감시를 위하여 중성자 검출 센서의 잡음신호를 이용하는 기술을 소개하였다. 가압경수형 원자로는 위 기술이 이미 상용화되어 IVMS라는 감시시스템이 원전에 설치되어 운용되고 있다. 그러나 가압중수형인 CANDU 원자로의 경우에는 캐나다 및 독일 등이 이 기술을 개발하여 현장에 적용은 하고 있으나 아직 상시용 감시 시스템으로 상용화가 되지 않은 상황이다. 캐나다에서는 이 기술을 이용한 상시 감시 체계를 구축하기 위하여 현재 필자와 공동 연구를 수행 중이다. 세계적으로 국제유가가 꾸준히 상승하고 있으며, 머지않아 석유자원의 고갈이 예상된 상황에서 원자

력 발전을 통한 에너지 정책은 불가피하다고 판단된다. 따라서 원전의 안전성 제고는 필수적이며, 앞에서 소개한 원자로내부구조물의 구조건전성 감시 및 진단기술도 지속적으로 개선, 발전시켜나가야 할 것이다.

#### 참고문헌

- (1) U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide 1.20 Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals Preoperational and Initial Startup Testing, Rev. 2, 1978.
- (2) A Comprehensive Vibration Assessment Program for Yonggwang Nuclear Generation Station 4, Final Evaluation of Pre-Core Hot Functional Measurement and Inspection Programs, ABB-CE report, 1995.
- (3) Technical Manual for NIMS for Yonggwang NPP units 5&6, proprietary, Westinghouse Company, 2003.
- (4) ANSI/ASME Operation and Maintenance Part 5-1989, Inservice Monitoring of Core Support Barrel Axial Preload in PWR.
- (5) Lubin, B. T., 1988, "Analysis of Internals Vibration Monitoring and Loose Part Monitoring Systems Data Related to the St. Lucie 1 Thermal Shield Failure," Reactor Noise-SWORN VI, Progress in Nuclear Energy, Vol. 21.
- (6) EPRI-NP-4970.
- (7) Park, J.-H., Lee, J.-H. et al, 2003, "Identification of Reactor Internals' Vibration Modes of a Korean Standard PWR using Structural Modeling and Neutron Noise Analysis," Progress in Nuclear Energy, Vol. 43, No. 1-4, pp. 177~186,
- (8) Park, J.-H. et al, 1999, "Development of Fault Diagnostic Technique using Reactor Noise Analysis," KAERI research report, KAERI/RR-1908/98.
- (9) 김인국 외 11인, 2001, "중성자 신호 이용 원자로내부구조물 감시/진단 시스템 개발(최종보고서)," KEPRI-99-C16.
- (10) 박진호, 이정환, 김봉수, 2003, "가압중수로 핵연료채널의 지지조건 결함과 가터 스프링의 손상 및 이동에 따른 동적 거동 연구," 2003 추계 한국원자력학회 초록집.