

# 원자로 노심지지동체의 축방향 지지하중 손실에 기인한 진동특성 분석

## Experimental Investigation of Vibration Characteristics Induced by Decrease in Axial Preload in the Core Support Barrel of a Nuclear Reactor

정 변 영<sup>†</sup> · 고 태 영\* · 정 도 연\* · 최 영 철\*\*

Byunyoung Chung<sup>†</sup>, Taeyoung Ko\*, Doyun Jung\* and Young-chul Choi\*\*

(Received September 10, 2024 ; Revised October 2, 2024 ; Accepted October 2, 2024)

**Key Words :** Core Support Barrel(노심지지동체), Resonance Frequency Shifting(공진주파수 이동), IVMS(원자로 내부구조물 진동 감시시스템), Modal Analysis(모드해석)

### ABSTRACT

Neutron noise analysis is widely used to monitor the structural integrity of nuclear reactor internals by leveraging the neutron attenuation effects associated with the cantilever bending motion of the core support barrel. Spectral analysis of ex-core neutron detector signals indicates that a decrease in axial preload is typically reflected as a shift in resonance frequency within the cantilever bending mode. Monitoring both the resonance frequency and amplitude is thus essential for effective surveillance and diagnostic procedures. In practice, however, clearly identifying the resonance frequency can be challenging, as the normalized root-mean-square value within the low-frequency band gradually increases with operational time. Consequently, understanding the dynamic behavior of reactor internals as operational time progresses is critical to ensuring accurate surveillance and diagnosis under current operational conditions. In this study, an experimental investigation was conducted to examine the changes in vibration characteristics induced by a reduction in axial preload in the core support barrel, with the aim of identifying trends in resonance frequency variation.

### 1. 서 론

국내 경수형 가동원전에는 원자로 출력을 측정하여 원자로 출력 감시 및 제어를 수행할 수 있도록 중성자속 감시계통이 있다. 중성자는 노외 중성자 계측기로 측정하며 중성자 신호의 DC 성분으로 원자로 출력을 제어한다<sup>(1)</sup>.

원자로내부 열교환에 의한 유동으로 핵연료 다발이 장착되어 있는 노심지지동체가 진동을 하게 된다. 이 미세한 진동은 중성자 감속재인 냉각재의 유로를 변화시키며 방출하는 중성자량이 달라지게 된다. 따라서, 노심지지동체의 진동 성분이 노외 중성자 계측기에 AC 성분, 즉 잡음(noise) 신호로 같이 측정된다. 즉, 노외 중성자 신호의 잡음성분을 신호처리하여 분석하게 되면 노심지지동체의 기저모드 진동주파수를 측

<sup>†</sup> Corresponding Author ; Member, Korea Atomic Energy Research Institute, Principal Engineer  
E-mail : cby@kaeri.re.kr

\* Member, Korea Atomic Energy Research Institute, Senior Researcher  
\*\* Member, Korea Atomic Energy Research Institute, Principal Researcher

<sup>‡</sup> Recommended by Editor Jong Moon Ha  
© The Korean Society for Noise and Vibration Engineering

정할 수 있음을 쉽게 알 수 있다.

ASME(American society of mechanical engineers) OM-2022(operation and maintenance of nuclear power plants 2022 edition) division 2, part 5 는 원자로내 노심지지동체의 축방향 지지하중(axial preload)의 가동중 검사에 대해 기술하고 있다<sup>(2)</sup>. 가동중 노의 중성자 검출기 잡음신호 분석을 통해 노심지지동체의 축방향 지지하중 감소를 확인하는 방법으로 중성자노이즈 신호의 AC 성분을 분석하여 노심지지동체의 밴딩모드에 해당하는 주파수를 포함하는 협대역(narrow band)에서의 NRMS(normalized root mean square)값과 주파수를 감시하여 원자로 내부구조물의 결함을 추정하도록 기술되어 있다.

가동원전 1차계통 건전성감시시스템(NIMS, NSSS integrity monitoring system) 중 원자로 내부구조물 감시시스템(IVMS, internal vibration monitoring system)이 이러한 중성자 잡음신호를 분석하여 원자로 내부구조물의 건전성을 감시하고 있다. 가동원전에서는 핵연료 교체를 위해 정비기간 중 원자로 상부 헤드 해체 및 조립으로 지지하중을 조정하고 있다. 정비기간 중 볼트체결력으로 지지하중을 조정하지만, ASME/ANSI OM part 5에서는 장기간 운전에 따른 열화현상 및 내부 냉각재의 유동유발진동(FIV, flow induced vibration)에 따른 볼트 체결력 저하를 줄 수 있기 때문에 IVMS를 통해 감시하도록 권고하고 있다<sup>(2)</sup>. 이 시스템은 지지력 저하에 의한 노심지지동체의 기저모드의 진동주파수 변화를 모니터링함으로써 특정한 범위를 벗어날 경우 알람을 띄우도록 설계되어 있다.

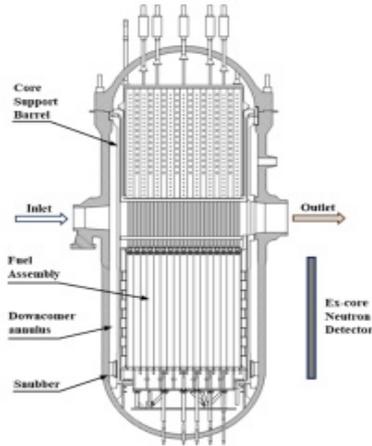
노외중성자계측 데이터를 분석하여 노심지지동체의 기저모드 형상 및 주파수를 추정하고 지지하중 저하로 인한 주파수 기준으로 내부구조물의 상태진단을 위한 연구들이 지속적으로 수행되어 왔으나<sup>(3-7)</sup>, 노심지지동체의 체결력 변화에 따라 진동특성이 어떻게 변화하는지에 대한 정보가 많지 않다는 한계가 있다. 이러한 문제점을 해결하기 위해 실규모 원자로 유한요소 해석을 통해 체결력 변화에 따른 원자로 내부구조물의 진동특성을 분석하는 시도가 있었다<sup>(8)</sup>. 체결력이 저하될수록 원자로 내부구조물의 빔모드와 쉘모드의 주파수가 낮아지고 변위가 커짐을 알 수 있었는데, 실제 원전에서의 이상데이터가 없기 때문에 이러한 내부구조물 진동특성이 맞는지 검증이 되지 못한 단점이 있다.

이 논문에서는 1/4 축소 원자로 모형을 통해 체결력 변화에 따라 노심지지동체의 진동특성이 현실에서 어떻게 변하는지 실험적으로 분석하여 가동원전에 어떻게 적용할 것인지에 대해 기술하고자 한다.

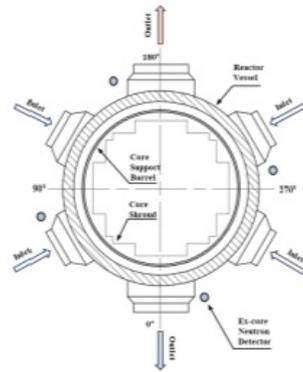
## 2. 원자로 테스트베드 축방향 손실결함 모사 시험

### 2.1 축소 원자로 테스트베드

국내 가압경수형 원전의 원자로 내부구조물은 Fig. 1(a)와 같이 크게 상부안내구조물(UGS, upper guide structure), 노심지지동체 집합체(core support



(a) Vertical section view of a typical pressurized water reactor



(b) Horizontal section view of a PWR

Fig. 1 Reactor arrangement and ex-core detector locations

barrel assembly)으로 구성되어 있다. 노심지지동체 집합체는 노심지지동체 상단의 상부 플랜지가 원자로 용기 턱(ledge)에 지지되며, 핵연료집합체를 고정 및 지지하고 있는 하부지지구조물은 노심지지동체의 하부 플랜지로 지지되고 있다. 노심지지동체의 과도한 반경방향 변위를 제한하기 위하여 원자로 용기 하단부와 노심지지동체의 완충역할을 하는 방진기(snubber)가 설치되어 있다<sup>(1)</sup>.

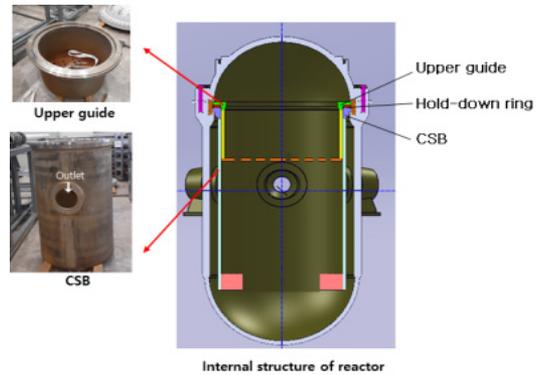
Fig. 1에서는 국내 가압경수형 원자로 내부구조물과 노의 중성자 검출기(ex-core neutron detector) 설치 위치를 나타내고 있다. 외부중성자노이즈 검출기는 원자로용기 외부에 설치되며, 노심에서 발생하는 중성자속을 측정한다. 유동유발진동에 의한 노심지지동체의 진동으로 인해 냉각재 유로(downcomer annulus) 폭이 미세하게 변동하며, 중성자 감쇄를 유발한다. 4개의 노외 중성자 계측기는 Fig. 1(a)와 같이 핵연료가 설치된 높이를 기준으로 설치되며, Fig. 1(b)와 같이 2쌍의 마주보는 방향으로 위치한다. 노심지지동체의 체결부위는 Fig. 2와 같이 원자로 용기와 상부 헤드 사이의 턱에 노심지지동체와 상부안내구조물이 위치하며 노심지지동체와 상부안내구조물 사이에 홀다운링(hold-down ring)이 설치되어 있다. 원자로 용기와 상부헤드는 스톨드 볼트와 너트로 체결되며, 유압토크 조절기를 이용하여 일정한 토크를 전체적으로 유지 할 수 있도록 한다.

체결력저하에 따른 노심지지동체의 진동특성 변화를 실험적으로 조사하기 위해 원자력연구원에 구축되어 있는 1/4 축소 원자로계통 테스트베드를 이용하였다. 테스트베드는 Fig. 3(a)와 같이 원자로 용기

(reactor vessel), 상부안내구조물, 상부구조물 지지동체, 홀다운링과 상부헤드플랜지로 구성되며, 볼트를 이용하여 체결하도록 구성되어 있다.

결함에 따른 모달테스트를 위해서는 가진을 해야 되는데, Fig. 3(b)와 같이 원자로 상부헤드로 막혀 있으면 내부 노심지지동체의 가진이 어렵게 된다. 따라서, Fig. 4와 같이 상부헤드플랜지를 제작하여 원자로 상부헤드의 볼트체결부위 결함을 모사하면서 노심지지동체를 가진할 수 있도록 상부가 뚫려 있게 제작하여 설치하였다. 원자로 테스트베드에는 총 48개의 볼트로 체결되어 있는데, 체결력 변화는 볼트의 풀림 개수로 모사하였다.

볼트 풀림의 경우의 수는 무수히 많이 있다. 실제 예비 실험을 통해 48개의 볼트 중 1개의 볼트가 완전히 풀려있어도 고유주파수 변화가 거의 없고, 최소 2개~3개 이상 풀려야 유의미한 주파수 변화를 관찰



(a) Internal structure of testbed reactor

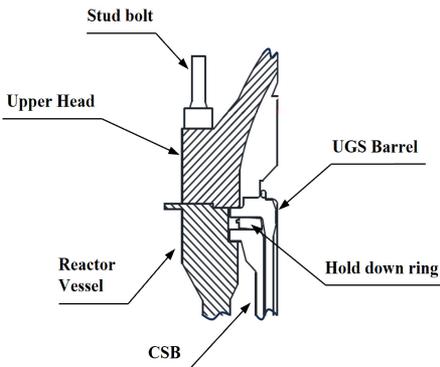
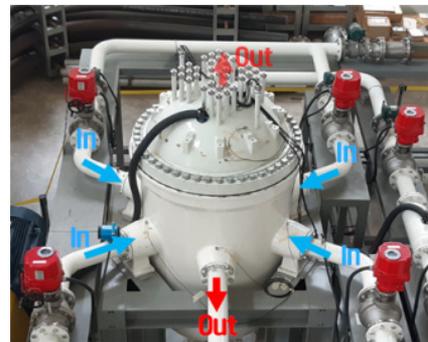


Fig. 2 Joint arrangement of reactor internal structures



(b) Picture of testbed reactor

Fig. 3 1/4 scaled-down testbed for an investigation of a variation of dynamic characteristics with axial preload decrease at CSB boundary

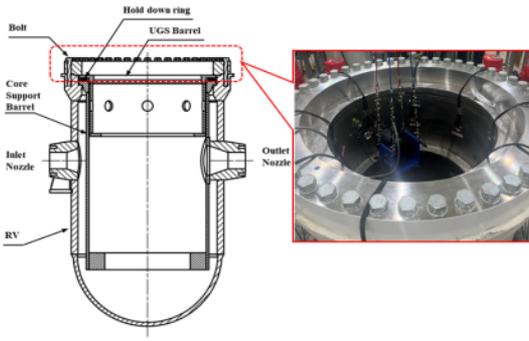
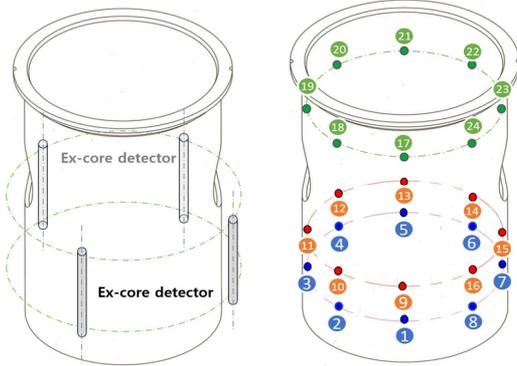


Fig. 4 Upper head flange



(a) 8 ex-core detector locations at real reactor (b) 24 accelerometer locations at testbed CSB

Fig. 5 Sensor locations for measuring vibration of core support barrel

할 수 있었다. 따라서 이 논문에서는 체결력이 감소하는 영역(zone)을 만들기 위해 볼트 풀림 구성을 한 쪽 방향으로 하여 실험을 수행하였다.

2.2 원자로 체결력 결함모사 및 시험방법

실제 원전에서는 Fig. 5(a)와 같이 4개 방향으로 상하 총 8개의 노의 중성자 검출 센서가 부착되어 있다. 테스트베드에서는 체결력변화 시 노심지지동체의 모드형상과 공진주파수 변화를 정밀하게 조사하기 위해 Fig. 5(b)와 같이 노심지지동체 내부의 상, 중, 하부에 각각 8개씩 총 24개의 가속도계를 Fig. 6(a)와 같이 설치하여 실험을 수행하였다.

실제 원전에서는 고온고압의 냉각재가 내부에 유동을 하지만, 실험실 수준에서 CSB의 고유주파수를 구하기 위해 원자로 내부에 물을 빼고 모드 실험을 수행하였다. Fig. 6(b)에서 보여주듯이 노심지지동체

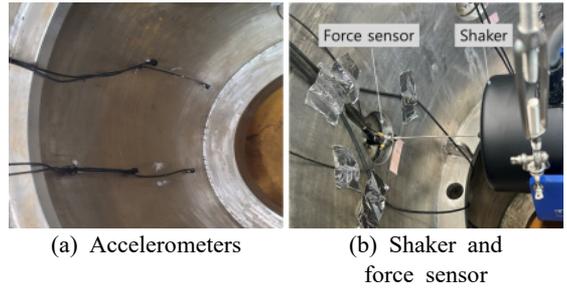


Fig. 6 Test configuration of accelerometers, a shaker and a force sensor at the scaled down testbed

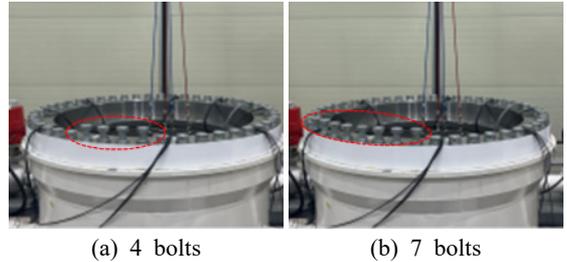


Fig. 7 Test setup for axial preload degradation at the scaled down testbed by loosening bolt

상단부에 가진기를 설치하고 끝단에 힘센서(force sensor)를 설치하여 가속도 신호와 함께 계측하여 주파수응답함수를 계측하였다.

테스트베드 노심지지동체의 지지하중저하는 체결된 볼트 개수로 모사하였다. 모든 볼트가 일정한 토크로 체결된 경우를 정상상태로 가정하고 노심지지동체를 지지하고 있는 체결볼트의 개수를 줄이면서 체결력을 저하시켰다. 각 단계별 4개씩의 볼트를 제거하였으며, 총 6단계의 결함을 모사하였다. Fig. 7(a)는 4개의 체결볼트를 제거한 모습이며, Fig. 7(b)는 24개의 체결볼트를 제거한 모습을 나타내고 있다.

정상상태 및 각 결함단계에서의 노심지지동체 동적특성 추출을 위해 모드시험(modal test)을 수행하기 위한 실험장치 셋업은 Fig. 8과 Table 1에서 설명하고 있다. 가진력 및 가속도계응답 측정은 Fig. 8과 같이 Siemens사의 SCADAS Mobile 계측기와 구동 및 분석을 위해 상용프로그램인 Simcenter Testlab을 사용하고 신호증폭을 위해 PCB사의 8채널 증폭기 2대와 4채널 증폭기 2대를 이용하였다. 시험에 사용된 가진 및 계측시스템은 Table 1과 같다. 가진기에 의해 노심지지동체에 가해진 가진력은 Fig. 9와 같이 연속 랜덤

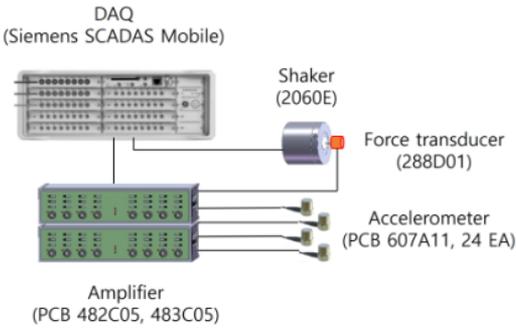


Fig. 8 Measurement configuration for modal test

Table 1 Measurement system configuration

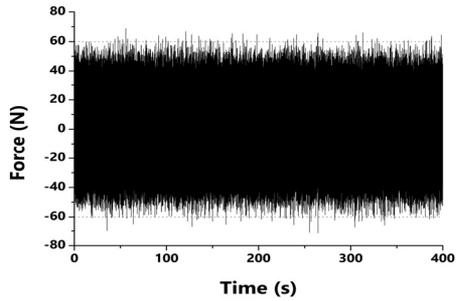
Description	Model
DAQ	Siemens SCADAS mobile
Amplifier	PCB 482C05, 483C05
Shaker	The modal shop shaker 2060E
Force sensor (impedance head)	288D01
Accelerometer	PCB 607A11

(continuous random) 신호를 이용하였다. 가진응답계측을 위해 샘플링주파수(sample frequency)는 1024 Hz, 주파수 해상도(frequency resolution)는 0.25 Hz와 100회의 앙상블평균(ensemble average)을 적용하였다.

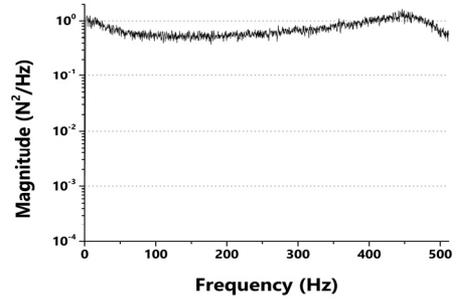
3. 시험결과 및 고찰

3.1 결함단계별 모드형상

정상상태 및 각 결함단계별 모드분석 실험을 수행한 결과, 각 결함단계별 노심지지동체의 1차 밴딩모드 주파수에서 노심지지동체 하부 0°에 설치된 가속도계의 코히런스(coherence) 값은 Fig. 10과 Table 2와 같이 정상상태 및 각 결함단계에서 최소 0.922, 최대 0.979의 값을 나타내었다. 각 단계별 1차 밴딩모드에서의 코히런스값을 통해 가진신호와 응답신호의 상관관계가 높다는 것을 알 수 있었다. 각 결함단계별 노심지지동체 하부 0° 위치의 가속도계 코히런스값을 살펴보면, Fig. 8과 같이 약 0.8 이상의 코히런스값을 가지는 범위가 결함진행에 따라서 낮은 주파수대역으로 이동하는 것을 알 수 있으며, 특히, 20개 및 24개의 체결볼트결함의 경우 100 Hz 이하의 코히런스값이 다



(a) Time series of input force signal



(b) PSD of input force signal

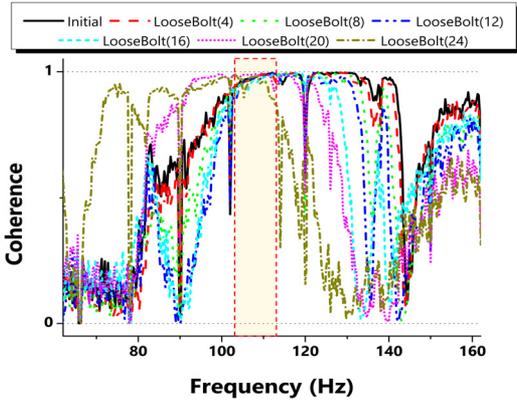
Fig. 9 Applied continuous random input signal by a shaker

른 결함들보다 상당히 높은 것을 알 수 있다.

Siemens Testlab을 통해 계측한 노심지지동체의 1차 밴딩 114.75 Hz에 해당하는 모드형상을 Fig. 11에서 보여주고 있다. Fig. 11(a)는 노심지지동체의 변형 전후 형상을 나타내었으며, Fig. 11(b)에서는 가속도계가 위치한 절점과 가속도계를 이은 선으로 나타내었다. 1차 밴딩모드 형상은 외팔보의 1차 굽힘모드의 형상과 유사하게 나타나며, 노심지지동체의 상부 체결부분은 변형이 거의 일어나지 않는 고정단과 유사한 모습을 나타내었다. 각 단계별 결함에 대한 모드분석을 통해 1차 밴딩모드형상은 결함 진행 단계에 관계없이 변하지 않음을 확인하였다. 이러한 결과는 가진시험 조건이 결함단계 모사에 적절하였다는 것을 나타내며, 모드형상이 일정하게 유지되는 경우에서의 결함단계별 모드주파수 변화를 특성인자로 사용하는 것에 대한 적절성을 확인할 수 있었다.

3.2 결함단계별 1차 밴딩모드 주파수 변화

결함단계별 1차 밴딩모드에 해당하는 공진주파수를 확인하기 위해 주파수 응답함수(frequency response

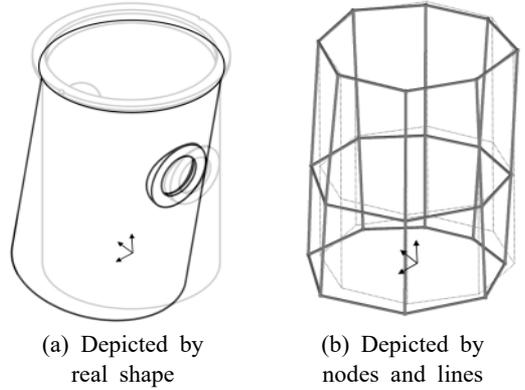


**Fig. 10** Coherence in accordance with the number of loose bolts(at the accelerometer mounted at BTM. 0 deg. of CSB, Acc. No. 1)

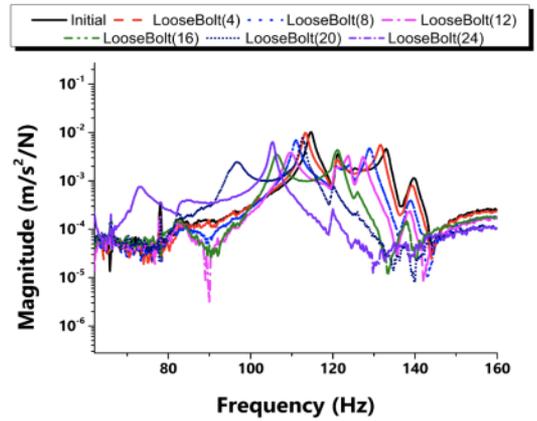
**Table 2** Coherence values of 1st bending resonance frequencies in accordance with the number of loose bolts(at the accelerometer mounted at BTM. 0 deg. in CSB, Acc. No. 1)

The number of loose bolts	Coherence
0	0.962
4	0.957
8	0.955
12	0.979
16	0.922
20	0.975
24	0.934

function)를 구하여 비교하였다. Fig. 12는 노심지지동체 하부 0° 지점에 설치되어 있는 가속도계의 결함단계별 주파수응답함수로 62 Hz에서 160 Hz까지 주파수응답함수의 크기를 나타내고 있다. 정상상태의 1차 밴딩모드에 해당하는 공진주파수는 114.75 Hz이며, 결함단계가 진행될수록 공진주파수에 해당하는 피크 주파수가 감소하는 것을 알 수 있다. 특히, 16개의 체결볼트 결함단계까지는 피크주파수의 감소폭이 작은 모습을 보이며, 20개 및 24개의 결함단계에서는 감소폭이 큰 모습을 나타내었다. 테스트베드는 1/4 축소규모이며, 노심부분에 해당하는 부분까지 구현이 되지 않았기 때문에 주파수값 보다는 감소율로 나타내는 것이 적절하다고 판단되어, Table 3과 같이 체결볼트



**Fig. 11** 1st bending mode shape of CSB



**Fig. 12** Frequency Response Functions in accordance with the number of loose bolts(at the accelerometer mounted at BTM. 0 deg. of CSB, Acc. No. 1)

결함 진행에 따른 주파수 감소율로 나타내었다. 주파수 감소율은 식 (1)과 같고, Normal freq.는 노심지지동체의 정상상태 1차 밴딩모드 주파수이고, ΔFreq.는 정상상태 1차 밴딩모드 주파수와 결함상태 1차 밴딩모드 주파수의 차로 백분율로 나타내었다.

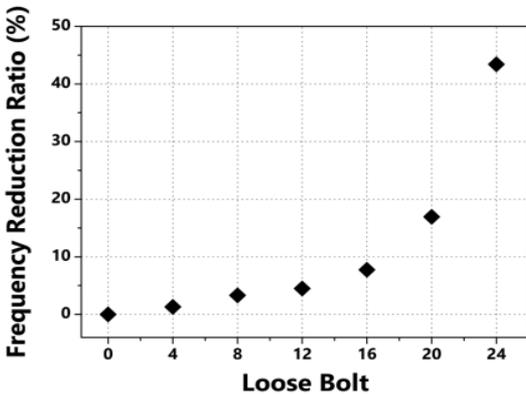
Frequency

$$\text{Reduction}[\%] = \frac{\Delta \text{Freq.}}{\text{Normal freq.}} \times 100 \quad (1)$$

정상상태에서 16개의 체결볼트 결함단계까지 7.4%의 주파수가 감소하였으며, 단계별 감소율 변화는 각각 1.3%, 2%, 1.1%, 3%로 1.1%에서 3% 이내의

**Table 3** Coherence values of 1st bending resonance frequencies in accordance with the number of loose bolts(at the accelerometer mounted at BTM. 0 deg. in CSB, Acc. No. 1)

The number of loose bolts	Frequency reduction [%]
0	0
4	1.3
8	3.3
12	4.4
16	7.4
20	15.7
24	36.2



**Fig. 13** Frequency reduction in accordance with the number of loose bolts

변화가 진행되었다. 20개 및 24개의 체결볼트 결합 진행 단계에서는 각각 8.3%, 10.5%로 변화율이 급격하게 증가하였다. Fig. 13에서는 실험으로 구한 체결볼트 결합단계에 따른 1차 밴딩모드 공진주파수 감소율을 나타내었다.

체결볼트를 이용한 노심지지동체의 단계별 지지하중손실 결합모사를 통해 1차 밴딩모드의 공진주파수 변화를 조사한 결과, 축소 테스트베드의 총 48개 체결볼트의 50%에 해당하는 24개의 체결볼트가 제거된 경우 정상지지하중조건인 1차 밴딩모드 공진주파수의 36.2%가 감소하였으며, 정상지지하중조건상태에서 전체 볼트 개수의 33.3%인 16개의 체결볼트가 제거될 때까지는 비교적 선형적으로 공진주파수 감소

경향을 나타내었고, 그 이상의 결합단계에서는 급격한 공진주파수 감소 경향을 나타내었다.

#### 4. 결 론

이 연구를 통해 노심지지동체의 지지하중 손실에 따른 주요 모드주파수 변화특성을 실험으로 확인하였다. 원자로상부의 풀림 볼트 개수를 늘려가면서 실험한 결과 1차 밴딩모드의 공진주파수가 점점 줄어들며 그 차가 더 커짐을 확인할 수 있었다. 원자로 상부헤드 지지하중의 변화는 원자로의 체결볼트 체결력 저하 뿐만 아니라 홀다운링 및 홀다운링 지지부의 결합에 의해서도 발생한다. 결과적으로 지지하중 저하에 의한 1차 밴딩모드 주파수 감소경향 및 감소율을 통해 원자로 내부구조물의 결합상태 추정을 위한 지표로 활용이 가능하다.

가동원전의 시간이력 IVMS 분석 데이터를 이용한 주파수 변화율 추적관찰을 통해 노심지지동체의 지지하중 저하정도를 진단하고, 최종적으로 결합진행을 예측할 수 있는 진단시스템의 고도화에 기여할 수 있다.

향후 냉각재, 노심 및 테스트베드와 실험모 스케일에 의한 영향을 고려하여 고정밀 물리모델을 고도화하고, 다양한 지지하중 결합모사를 통해 가동원전의 지능형 진단시스템 개발 및 검증에 적용가능한 데이터를 구축할 예정이다.

#### 후 기

이 연구는 과학기술정보통신부 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었습니다(과제번호: RS-2022-00144206).

#### References

- (1) KHNP, 2004, Basic Nuclear System I(standard), Korea Hydro & Nuclear Power, 2007-1276-0004, Gyeongju, Korea.
- (2) ASME, 2023, Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants, The American Society of Mechanical Engineers, ASME OM-2022, pp. 150~173, NY, United States.
- (3) Kang, H. G. and Seong, P. H., 1995, A Real-time

Monitoring System of Core Support Barrel Vibration using FEM Data and Self-organizing Neural Networks, Nuclear Engineering and Design, Vol. 158, No. 1, pp. 19~29.

(4) Kim, T. R., Jung, S. H., Joo, Y. S., Sim, C. M. and Kim, S. H., 1995, Development of the Fault Diagnostic Techniques using Reactor Noise Analysis, KAERI/RR-1659/95.

(5) Mayo, C. W. and Currie, R. L., 1977, Neutron Noise Monitoring of Pressurized Water Reactor Internal Vibrations, Progress in Nuclear Energy, Vol. 1, No. 2-4, pp. 363~368.

(6) Jung, S. H. and Kim, T. R., 1997, Phase Separation Algorithm for Ex-core Neutron Signal Analysis, Journal of the Korean Nuclear Society, Vol. 29, No. 5, pp. 399~405.

(7) Song, S. H. and Jhung, M. J., 1999, Experimental Modal Analysis on the Core Support Barrel of Reactor Internals using a Scale Model, KSME International Journal, Vol. 13, No. 8, pp. 585~594.

(8) Ko, T., Jung, D. and Choi, Y., 2023, Finite Element Analysis of Anomalous Vibrations in Reactor Vessel Internals according to Reactor Vessel Fault Conditions, Transactions of the Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 33, No. 6, pp. 671~676.



prediction and AI.

**Taeyoung Ko** is senior researcher in the Departments of Nuclear System Integrity Sensing & Diagnosis Division, Korea Atomic Energy Research Institute. His research interests are in the area of signal processing, System diagnosis and



Research Institute.

**Doyun Jung** received his B.S. and M.S. from Chon-buk National University in 2010 and 2012. He obtained his Ph.D. from Tokyo Institute of Technology in 2017. Dr. Jung is currently a senior researcher at the Korea Atomic Energy



**Young-chul Choi** received B.S. from Pusan National University in 1998. He then received his M.S. and Ph.D. degrees from KAIST in 2000 and 2005 respectively. Dr. Choi is currently a principal researcher at Korea Atomic Research Institute.



**Byunyoung Chung** received B.S. from Chung-nam National University in 2008. He then received his M.S degree from Chung-nam National University in 2019. He is currently a principal engineer at Korea Atomic Energy Research Institute.