

원자로용기 결합 조건에 따른 원자로 내부구조물 이상진동에 대한 유한요소 해석

Finite Element Analysis of Anomalous Vibrations in Reactor Vessel Internals According to Reactor Vessel Fault Conditions

고 태 영* · 정 도 연** · 최 영 철†
Taeyoung Ko*, Doyun Jung** and Youngchul Choi†

(Received September 5, 2023 ; Revised September 12, 2023 ; Accepted September 18, 2023)

Key Words : Reactor Vessel(원자로용기), Reactor Vessel Internals(원자로 내부구조물), Core Support Barrel(노심 지지동체), Dynamic Characteristics(동특성), Anomalous Vibration(이상진동), Finite Element Analysis(유한요소 해석)

ABSTRACT

In this study, a finite element analysis model for a real-scale reactor was developed to simulate abnormal vibration signal data of the reactor vessel internals (RVIs). The abnormal signals were simulated by setting the degree of fault of 54 stud bolts to a value between 0 and 1. The accuracy of the analytical model was verified by confirming that the predicted beam mode of approximately 8 and the shell mode of approximately 15 matched the actual reactor signals when the RVIs were in a normal state. A total of 54 simulations according to the fault degree of the stud bolts were performed based on the finite element analysis model.

기 호 설 명

- K_1 : 노심지지동체와 홀다운링 사이의 지지 강성
- K_2 : 노심지지동체와 원자로용기 사이의 지지 강성
- K_{eqv} : 노심지지동체 상부플랜지의 등가 지지 강성

1. 서 론

원자로 계통에서 원자로용기는 내부에 연료를 장전하여 열출력을 생산하고 제2 방벽 역할을 수행하는 아주 중요한 기기 중 하나이다. 한국표준형 원자로인 가압경수형 원자로의 경우 Fig. 1과 같이 원통형 용기

몸통(Rx vessel body)에 반구형 상부 헤드(upper head)와 반구형 하부 헤드(lower head)의 결합으로 구성되어 있다. 원자로 내부구조물(reactor vessel internals, RVI)은 노심지지동체(core support barrel, CSB), 하부지지구조물(lower support structure), 노심 슈라우드(core shroud), 플랜지(flange), 연료정렬판(fuel alignment plate) 등으로 복잡하게 구성 되어 있다⁽¹⁾. 여러 구조물 중 노심지지동체는 연료집합체를 냉각재의 유동, 이물질 등에 의한 손상으로부터 보호하는 중요한 구조물이다⁽²⁾. 원자로 내에서 냉각재는 원자로용기 입구 노즐로 들어와서 원자로용기와 노심지지동체 사이의 하양 유로를 거쳐 하부지지구조물의 유량분배구멍을 통해 연료

† Corresponding Author ; Member, Korea Atomic Energy Research Institute, Principal Researcher
E-mail : cyc@kaeri.re.kr
* Member, Korea Atomic Energy Research Institute, Researcher
** Member, Korea Atomic Energy Research Institute, Senior Researcher

A part of this paper was presented at the KSNVE 2023 Annual Autumn Conference
‡ Recommended by Editor Seongmin Chang
© The Korean Society for Noise and Vibration Engineering

다발을 지나 상부안내구조물의 연료정렬관의 유량 구멍을 통해 출구 노즐로 나가는 유로를 형성하고 있다⁽³⁾.

노심지지동체는 원자로용기의 턱에 얹혀 있으며, 원자로용기 몸통과 상부 헤드가 결합할 때 54개의 스테드 볼트와 상부안내구조물과 홀다운링에 의해 강하게 결합하여 지지가 된다. 동시에 4개의 등간격 키에 의해 정렬되고 6개의 완충기에 의해 반경 방향으로의 과도한 비틀림을 방지한다.

이러한 원자로 내부구조물들은 장기간의 운전 연수에 따른 열화 현상과 원자로 내부를 순환하는 고온 고압의 냉각수에 의한 유동유발진동, 연료 교체 과정 등에 의해 체결력이 저하되거나 균열 등으로 인하여 노심지지동체의 지지력이 저하될 수 있다. 이는 원자로 내부구조물 진동의 진폭을 증가시켜 핵연료집합체의 지지상태를 악화시킬 수 있을 뿐만 아니라 구조물의 체결부품의 이탈 등에 의한 핵연료집합체 등 주요 기기들의 파손 등을 초래할 수 있다⁽⁴⁾.

원자로 내부구조물 진동감시 시스템(internal vibration monitoring system, IVMS)는 노심지지동체의 체결력 변화에 따른 진동 특성 변화를 감시하여 원자로 내부구조물을 사전에 차단하는 시스템이다⁽⁵⁾. 원자로 내부구조물 진동감시 시스템은 ASME/ANSI OM Part 5 기술지침서에 의해 운영되고 있다⁽⁶⁾. 노심지지동체는 중성자가 조사되는 핵연료집합체를 지지하고 있어서 압전형 가속도계와 같은 센서를 부착하여 계측할 수 없으므로 연료집합체의 출력을 제어하기 위하여 설치된 노외중성자 검출기를 이용한다. 노외중성자 검출기는 원자로용기의 둘레를 사 등분 하여 설치되어 있으며, 각 검출기는 상부, 중심부, 하부로 구성되어 있다. 노외중성자 신호의 잡음은 핵적 요인, 열수력학적 요인, 기계적 운동 요인 등에 의해서 발생하는데, 이중 기계적 운동 요인이 연료집합체의 상하, 횡 방향 운동과 도메인 된다. 따라서, 노외중성자의 잡음신호를 기반으로 적절한 신호처리를 거치면 내부구조물의 진동과 관련된 특징 신호를 추출하여 원자로 내부구조물의 동적 결함을 진단할 수 있다⁽⁷⁾.

원자로 내부구조물의 결함을 판단하기 위해서는 노심지지동체가 지지가 되는 스테드 볼트의 체결력에 따른 주파수 변화와 같은 다양한 이상진동 신호 데이터가 필요하다. 하지만 원자력발전소의 특수성과 실규모 열화 실험 등에 어려움이 많아 이상진동 신호 데이터가 부족하다. 이 논문에서는 실 규모 원자로

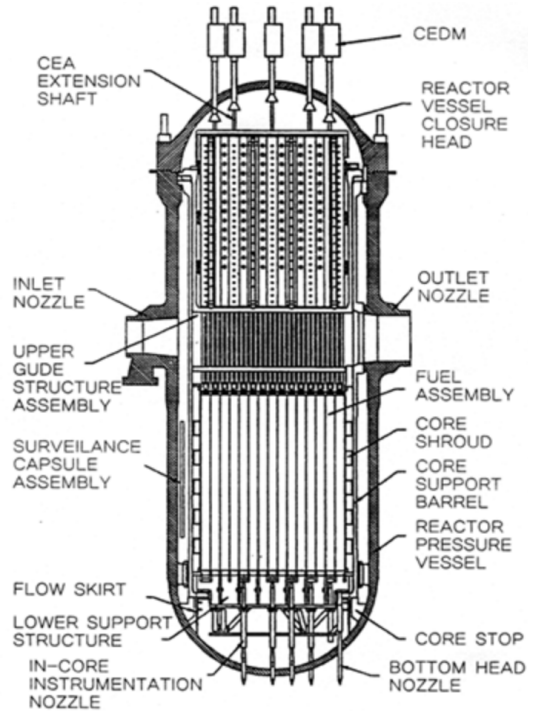


Fig. 1 Reactor structure diagram

내부구조물의 이상진동 데이터를 생성할 수 있는 유한요소 해석 모델을 개발하였다. 유한요소 해석 모델은 정상상태에서 실제 원자로 데이터와 비교하여 검증한 후 다양한 결합에 대한 이상 상태 신호를 생성하였다.

2. 원자로 내부구조물의 유한요소 해석 모델 개발

2.1 노심지지동체의 지지 강성 추출

노심지지동체는 원자로용기 턱에 얹히고, 그 위로 홀다운링이 올라가며 이를 상부 헤드와 원자로용기가 54개의 스테드 볼트로 강하게 결합하여 지지가 된다. 노심지지동체는 상부에서만 지지가 되기 때문에 상부의 지지 강성에 따라서 동특성이 달라진다. 따라서, 원자로 내부구조물의 해석모델을 개발하기 위해서는 정확한 지지 강성을 구하는 것이 중요하다. 노심지지동체는 상부에 있는 홀다운링과 지지 강성이 존재하고, 하부에 있는 원자로용기와 지지 강성이 존재한다. Fig. 2에서 나타난 노심지지동체와 홀다운링 사이의

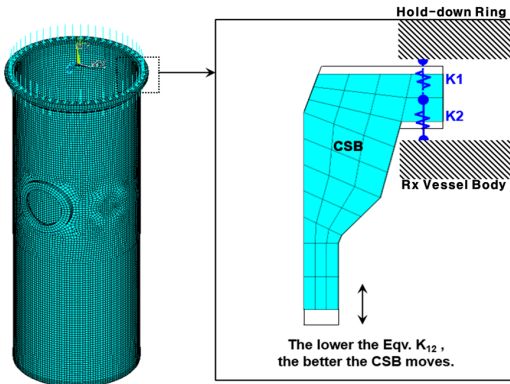


Fig. 2 Support stiffness of the upper flange of the CSB

지지 강성(K_1) 및 노심지지동체와 원자로용기 사이의 지지 강성(K_2)을 다음과 같이 계산하여 노심지지동체가 받는 전체 등가 강성($K_{eqv.}$)을 계산하였다.

(1) 노심지지동체와 홀다운링의 지지 강성(K_1)

노심지지동체와 홀다운링 사이의 지지 강성을 계산하기 위해서 홀다운링의 원형 형상을 모사하였다. 3차원 모델링 데이터를 이용하여 해석한 결과 원자로용기의 헤드가 조립될 때 변형된 홀다운링의 수직 방향 변위는 약 7.125 mm이다. 또한, 솔리드요소(SOLID 185 elements)를 적용하여 유한요소 해석을 수행하고 반력을 계산하였다. 유한요소 해석의 결과로 고정된 절점의 반력은 0.15581×10^8 N/m이다. 상부 헤드의 54개 스타드 볼트에 대한 노심지지동체의 지지 강성(K_1)은 40.4×10^6 N/m로 적용하였다.

(2)노심지지동체와 원자로용기의 지지 강성(K_2)

노심지지동체와 원자로용기 사이의 지지 강성 K_2 는 603×10^6 N/m로 적용하였다. 이 논문에서는 노심지지동체의 상부플랜지 목(neck) 위치의 변위를 확인하여 결과를 적용하였다.

(3)노심지지동체의 등가 강성($K_{eqv.}$)

노심지지동체 상부플랜지의 등가 강성 $K_{eqv.}$ 는 식 (1)과 같이 식 (1)에서 계산한 지지 강성 K_1 과 K_2 의 평균값으로 계산한다. 노심지지동체와 상부플랜지의 등가 강성($K_{eqv.}$)은 321.7×10^6 N/m로 적용하였다.

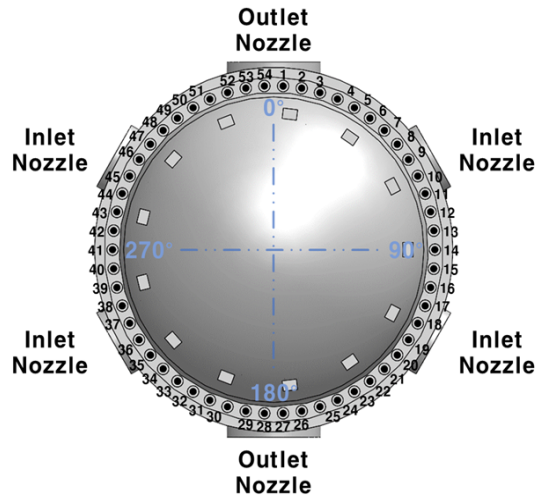


Fig. 3 Analysis conditions according to the tightening defect of the bolt

$$K_{eqv.} = (K_1 + K_2)/2 = 321.7 \times 10^6 \text{ N/m} \tag{1}$$

2.2 이상진동 데이터 생성을 위한 해석조건

노심지지동체는 Fig. 3과 같이 원자로 몸통과 상부 헤드의 54개 스타드 볼트에 의해 강하게 결합되어 지지가 된다. 2.1절에서 등가 강성 $K_{eqv.}$ 은 노심지지동체가 정상상태로 결합되고 홀다운링의 부식이 없이 지지가 되는 상태를 기준으로 계산되었다.

유한요소 해석 모델의 신호 데이터는 실제 원자로 내부구조물의 진동을 측정하는 노외중성자 계측 지점의 상부(upper)와 하부(lower)에서 생성하였으며, 60°, 120°, 240°, 300° 지점의 입구 노즐 방향에서 충격 신호를 입력으로 설정하였다.

이 논문에서 개발한 유한요소 해석 모델은 54개 스타드 볼트를 각각 0과 1의 값으로 볼트의 지지력을 설정할 수 있도록 하였다. 0은 스타드 볼트가 아예 체결되지 않은 경우이며, 1은 스타드 볼트가 완벽하게 체결된 경우이다. 스타드 볼트 체결력을 0으로 설정하면 해당 볼트 부분의 국부적인 지지 강성이 소실된 것으로 가정하여 전체 54개의 스타드 볼트 중 체결력이 소실되지 않은 볼트의 수만큼 등가 지지 강성에서 적용하여 유한요소 해석을 수행하였다.

원자로 내부구조물의 지지결함으로 각각의 54개 스타드 볼트가 정상적으로 결합하여 지지하는가를 조건

Table 1 Analysis conditions according to the tightening defect of 54 stud bolts

No.	Number of faulty bolts	Support stiffness of the existing bolts [N/m]
1	w/o. # 1	$K_{eqv.} = 315.7 \times 10^6$
2	w/o. # 1 ~ # 2	$K_{eqv.} = 309.8 \times 10^6$
3	w/o. # 1 ~ # 3	$K_{eqv.} = 303.8 \times 10^6$
4	w/o. # 1 ~ # 4	$K_{eqv.} = 297.9 \times 10^6$
...		
51	w/o. # 1 ~ # 51	$K_{eqv.} = 17.9 \times 10^6$
52	w/o. # 1 ~ # 52	$K_{eqv.} = 11.9 \times 10^6$
53	w/o. # 1 ~ # 53	$K_{eqv.} = 6 \times 10^6$
54	w/o. # 1 ~ # 54	$K_{eqv.} = 0$

으로 입력하였다. 이 논문에서는 Table 1과 같이 스티드 볼트 1개가 체결되지 않은 조건부터 54개가 전부 체결되지 않은 조건까지 54가지의 조건에 대하여 이상 신호 데이터를 생성하고 결합에 따른 유한요소 해석을 수행하였다.

3. 원자로 내부구조물의 유한요소 해석 모델 결과

3.1 상용원자로 원자로 내부구조물의 정상상태 주파수응답 해석

이 논문에서 개발한 유한요소 해석 모델을 검증하기 위해서는 상용원자로 내부구조물의 정상상태 주파수응답과의 비교가 필요하다.

Fig. 4는 노외증성자 주파수응답 결과를 나타낸 그래프이다⁽⁸⁻¹⁰⁾. 주파수응답 결과에서 볼 수 있듯이 8 Hz에서 빔 모드, 14.5 Hz에서 셸 모드가 나타난다. 원자로 내부구조물은 상부에만 지지가 된 원통 형상이기 때문에 빔 모드의 진동 크기는 노외증성자 검출기의 하부에서의 신호가 더 크며, 셸 모드는 내부 구조물 하부가 변위에 구속되어 있어서 노외증성자 검출기의 상부에서 신호가 더 크음을 알 수 있다.

3.2 유한요소 해석 모델 원자로 내부구조물의 정상상태 주파수응답 해석 결과

Fig. 5는 이 논문에서 개발한 유한요소 해석 모델 원자로 내부구조물의 정상상태 지지 조건에 대한 주파수응답 해석 결과를 그래프로 나타내었다.

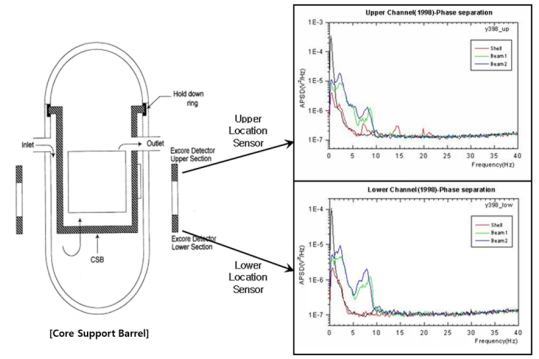


Fig. 4 Analysis of dynamic characteristics frequency response of CSB of the operating reactor

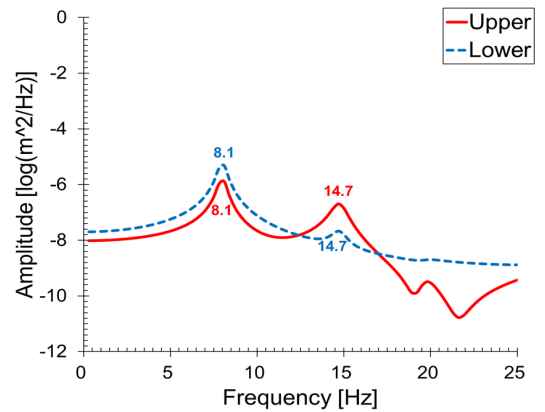


Fig. 5 PSD frequency response analysis result of core support barrel steady state

Table 2 Comparison of frequency response between operating reactor and proposed model

Mode	Operating reactor [Hz]	Proposed model [Hz]	Error [%]
Beam mode	About 8	8.1	1.25
Shell mode	About 14.5	14.7	1.37

유한요소 해석 모델의 주파수응답 해석 결과 원자로 내부구조물 상부에서 셸 모드가 나타나며, 하부에서 빔 모드가 나타났다. 또한, 8.1 Hz에서 빔 모드가 나타나며, 14.7 Hz에서 셸 모드가 나타남을 확인할 수 있다.

Table 2는 이 논문에서 개발한 유한요소 해석 모델과 상용원자로 노외증성자로 측정된 신호의 주파수응

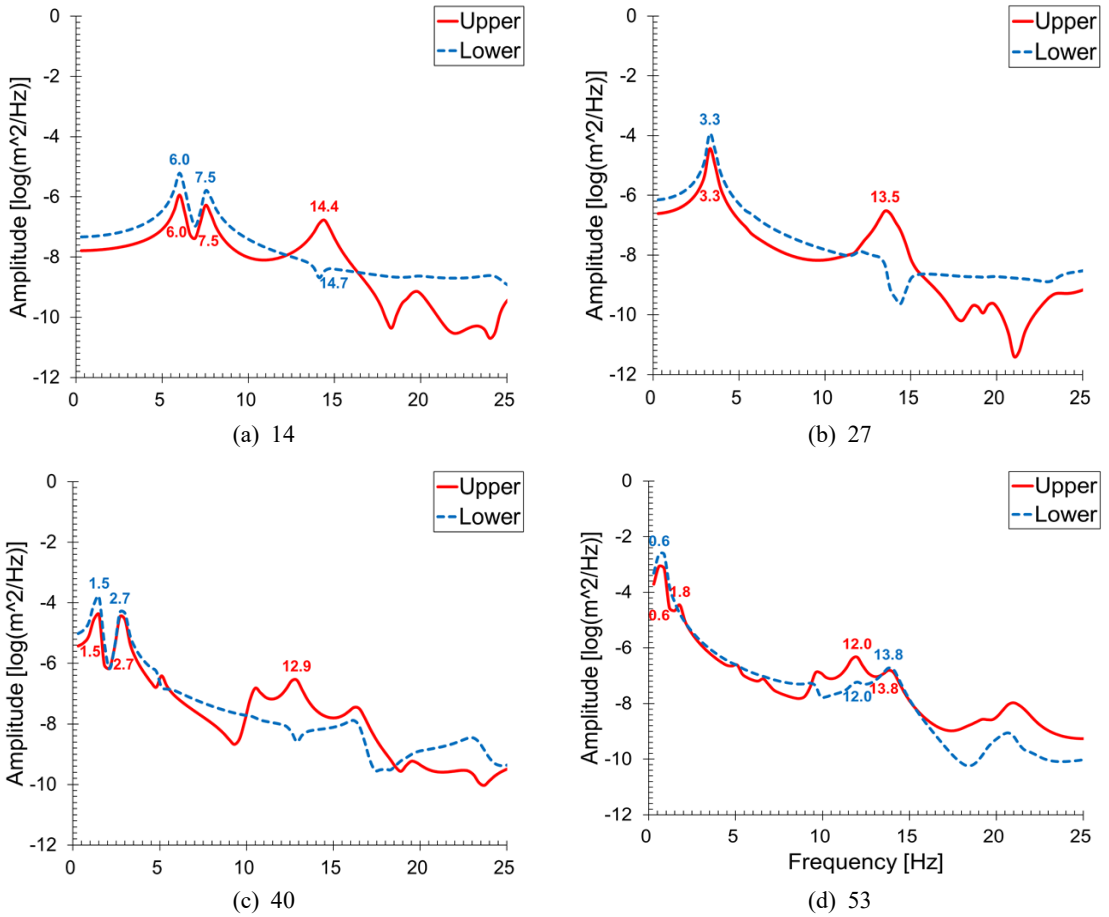


Fig. 6 Frequency response analysis results based on the number of bolt defects

답을 비교한 표이다. 상용원자로에서 빔 모드는 약 8 Hz에서 나타나고, 셸 모드는 약 14.5 Hz에서 나타난다. 이 논문에서 개발한 유한요소 해석 모델은 8.1 Hz에서 빔 모드가 나타나고 14.5 Hz에서 셸 모드가 나타나 1.37% 이내의 오차로 상용원자로와 매우 유사한 동특성을 나타냄을 알 수 있다. 이는 이 논문에서 개발한 유한요소 해석 모델이 실제 상용원자로의 동특성을 잘 표현하고 있음을 알 수 있다.

3.3 원자로 내부구조물 이상 상태 빔 모드 주파수응답 해석

원자로 내부구조물 이상 상태 빔 모드 주파수응답을 해석하기 위해 스테드 볼트가 전부 체결됐을 때부터 54개까지 풀어가면서 해석을 진행하였다.

원자로 내부구조물의 유한요소 해석에 관한 결과

체결력이 낮아진 스테드 볼트의 개수가 많아짐에 따라 빔 모드가 나타나는 주파수는 감소하고 진동의 전체 변위가 커지는 경향을 나타내었다. Fig. 6은 전체 실험 중 스테드 볼트가 14개, 27개, 40개, 53개 풀렸을 때의 PSD 해석을 나타낸 그래프이다.

4. 결론

이 논문에서는 유한요소 모델을 실제 원자로용기와 같은 조건으로 구축하고자 노심지지동체와 원자로용기 사이의 지지 강성, 노심지지동체와 홀다운링의 지지 강성을 계산하여 적용하였다. 또한 다양한 결합 조건에서 시뮬레이션을 수행할 수 있도록 54개의 스테드 볼트의 결합 조건을 각각 0~1 사이의 값으로 설정할 수 있도록 모델을 구축하였다.

원자로 내부구조물은 전형적인 원통형 셸 모델로 약 8 Hz에서 빔 모드가 나타나며, 14.5 Hz에서 셸 모드가 나타난다. 이를 유한요소 해석 모델의 정상상태에서 확인함으로써 유한요소 모델이 실제 원자로용기와 같은 조건임을 확인하였다. 또한 체결력이 약한 스티드 볼트의 개수가 늘어남에 따라 빔 모드가 나타나는 주파수가 낮아지고 진폭이 커지는 경향을 나타내었다.

이 논문에서 제안한 유한요소 모델은 다양한 결합 조건에 따른 유한요소 해석이 가능하다. 이를 기반으로 다양한 결합 조건에 따른 원자로 내부구조물의 이상진동 데이터를 취득할 수 있으며 데이터베이스 구축과 인공지능을 통한 기기 진단시스템에 활용이 가능할 것으로 판단된다.

후 기

이 성과는 2023년도 정부(과학기술정보통신부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No. RS-2022-00144206)

References

(1) KHNP, 2007, Basic Nuclear System 1 (Standard), 2007-1276-0004, Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd., Gyeongsangbuk-do, Korea.

(2) Choi, T. S. and Lee, Y. J., 2011, Pressurized Water Reactor Nuclear Technology and Reactor Structural Design, Journal of the KSME, Vol. 51, No. 12, pp. 32~36.

(3) Kang, K.-H., Park, R.-J., Kim, S.-B., Kim, H.-D. and Chang, S.-H., 2006, Flow Analyses Using RELAP5/MOD3 Code for OPR1000 under the External Reactor Vessel Cooling, Annals of Nuclear Energy, Vol. 33, No. 11-12, pp. 966~974.

(4) Kim, T. R., Jung, S. H., Joo, Y. S., Sim, C. M. and Kim, S. H., 1996, Development of the Fault Diagnostic Techniques Using Reactor Noise Analysis, KAERI/RR-1659/95.

(5) Yun, W. Y., Koh, B. J., Park, I. Y. and No, H. C., 1988, Neutron Noise Analysis for PWR Core Motion

Monitoring, Journal of the Korea Nuclear Society, Vol. 20, No. 4, pp. 253~264.

(6) ASME/ANSI OM Part 5, 1981, Inservice Monitoring of Core Support Barrel Axial Preload in Pressurised Water Reactors, The American Society of Mechanical Engineers/American National Standards Institute, NY, U.S.A.

(7) Wach, D. and Sunder, R., 1977, Improved PWR-neutron Noise Interpretation Based on Detailed Vibration Analysis, Progress in Nuclear Energy, Vol. 1, No. 2-4, pp. 309~322.

(8) Ahn, C.-G., Park, J.-H., Lee, J.-H., Chae, Y.-C. and Song, O.-S., 2005, The Dynamic Characteristics and Defect Analysis of Pressurized Water Reactor Internals, Proceedings of the KSNVE Annual Autumn Conference 2005, pp. 267~270.

(9) Park, J., Ryu, J.-S., Sim, W.-G., Kim, T.-R. and Park, J.-B., 2000, Reactor Noise Analyses in Yonggwang 3&4 Nuclear Power Plants, Proceedings of the 10th Anniversary KSNVE Conference, pp. 679~685.

(10) Park, J., Lee, J. H., Kim, T.-R., Park, J.-B., Lee, S. K. and Koo, I.-S., 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.



Taeyoung Ko is principle 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 prediction, and AI.



Young-Chul Choi received B.S. from Pusan National University in 1998. Then he received his M.S and Ph.D. degree from KAIST in 2000 and 2005 respectively. Dr. Choi is currently a principal researcher at Korea Atomic Research Institute.