

APR1400 원자로 축소모델 구조해석을 위한 상관길이

Correlation Length for Structural Analysis of Advanced Power Reactor 1400 Scale-down Model

고도영* · 김규형*† · 장호철**
Do-young Ko*, Kyu-hyung Kim*† and Ho-cheol Jang**

(Received September 7, 2022 ; Revised January 13, 2023 ; Accepted March 3, 2023)

Key Words : Correlation Length(상관길이), Cross Correlation Coefficient(교차상관계수), SMT(scale model testing, 축소모델시험), CVAP(comprehensive vibration assessment program, 종합진동평가), Structural Analysis(구조해석)

ABSTRACT

The correlation length for structural analysis can be calculated by installing several dynamic pressure transducers and evaluating the measured values in scale model testing. This study was conducted under the normal operating condition of the reactor in KHNP-STAR, which was designed and manufactured as a 1/7 scale-down model for APR1400. To verify conservative design at APR1400 reactor internals, the correlation length was evaluated at two locations: (1) the downcomer of the reactor coolant, and (2) the control element assembly guide tube. The correlation length calculated in this study will be used for the structural analysis aspect in the scale model testing of the APR1400 reactor internals.

1. 서론

원자로 최초 설계, 시운전 또는 가동 중 출력증강 등에 의한 설계 변경시 원전 사업자는 규제지침⁽¹⁻²⁾에 따라 해당 원자로 내부구조물을 설계 관점에서 분류(또는 재분류)하여 지정해야 한다. 또한, 원전 사업자는 가동 중인 동일 원전에 대한 신규 건설 프로젝트에 대해 재분류(원형 → 비원형 또는 비원형 → 원형) 할 수 있다⁽³⁾. 원자로 내부구조물의 설계 분류는 원형(prototype), 제한적 원형(limited prototype) 그리고 비원형(non-prototype)으로 구분된다. 원형으로 분류된

원자로 내부구조물을 위한 종합진동평가(comprehensive vibration assessment program, CVAP)는 해석, 광범위한 측정, 전체적인 검사를 통하여 유해한 진동효과가 없음을 보여야 한다. 원형 원자로 내부구조물 CVAP가 성공적으로 완료되면 원자로 내부구조물은 유효원형(valid prototype)으로 지정된다.

일반적으로 원전 사업자는 건설 및 시운전 기간 중 원형 원자로 내부구조물 CVAP 수행으로 발생될 사업 리스크를 회피하기 위하여 사전에 원자로 축소모델시험(scale model testing, SMT)을 통해 수력하중 산출과 구조 및 응답 해석방법론을 개발하여 진동응답 및 응력을 계산한다⁽⁴⁻⁶⁾. 원자로 정상 운전조건시 다수의

† Corresponding Author ; Member, Korea Hydro & Nuclear Power Co., -Central Research Institute (KHNP-CRI), Senior Researcher
E-mail : kyuhyung.kim@khnp.co.kr
* KHNP-CRI, Senior Researcher
** NSSS Division, KEPCO Engineering & Construction Co., Inc

A part of this paper was presented and selected as one of best papers at the KSNVE 2022 Annual Spring Conference
‡ Recommended by Editor Yong Hee Kim
© The Korean Society for Noise and Vibration Engineering

동압계에서 측정된 값으로 수력하중을 산출하고, 진동 응답 및 응력을 예측하기 위한 입력으로 사용한다. 구조 및 응답 해석을 수행하기 위해서 최적화된 상관길이(correlation length)가 결정되어야 한다. 이 연구는 원자로 축소모델 구조해석을 위한 상관길이 평가에 관한 것으로 이 논문에 기술된 상관길이는 APR1400 원자로 축소모델과 신규 건설 원자로 내부구조물의 구조 및 응답 해석방법론 개발에 적용될 것이다.

2. 원자로 축소모델 구조해석을 위한 상관길이 측정

2.1 구조해석 상관길이

이 연구에서의 시험조건은 정상운전(4개 원자로냉각재펌프 가동)에서 1회 시험 최소 측정시간 5분으로 하였고, 반복시험 횟수는 5회로 하였다. 또한, 유동조건은 압력 300 kPa, 온도 60°C, 밀도 983.271 kg/m³, 평균유속은 원형 원자로와 동일한 하향유로(down comer 평균 유속 8.065 m/s이며 Reynolds 수는 원형 원자로대비 1/25.92이다.

구조물에 가해지는 주파수별 하중을 산출하기 위해서는 압력 PSD(power spectral density)와 코히어런스 면적(coherence area)이 필요하다. 코히어런스 면적은 시간과 공간사이 와류(eddy)의 생성과 이동에 의해 구조물이 받는 영향으로 평가한다. 코히어런스 면적은 독립된 두 좌표에 대한 상관길이의 곱으로 표시된다. 상관길이는 와류 수명(eddy lifetime)과 대류 속도(convective velocity)를 이용하여 계산한다. 와류는 지수 감쇠(exponential decay)가 일어나는 것으로 선행 연구에서 밝혀졌으며, 와류 수명은 상관관계가 1/e 일 때의 시간지연에 의해 결정된다⁽⁷⁾. 또한, 대류 속도는 와류의 수명 중 이동속도를 나타내는데, 시험에서 두 계측기 사이의 거리는 교차상관(cross-correlation)이 최고가 되는 시간지연으로 나누어 계산한다.

교차상관관계는 두 지점 신호의 상관성을 나타내기 위해 사용이 되며 교차상관계수는 그 상관성 정도를 -1 ~ +1 사이에서 수치적으로 나타낸다. 완전히 동일한 두 신호에 대해 교차상관계수를 계산하면 1이 되고, 상관성이 전혀 없는 두 신호에 대해서는 0이 된다. 두 지점의 이산 압력신호에 대한 교차상관관계는 수식적으로 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\chi(x_0, x_1, \tau) = \sum_{t=t_1}^{t_N} p(x_0, t) p(x_1, t + \tau) \quad (1)$$

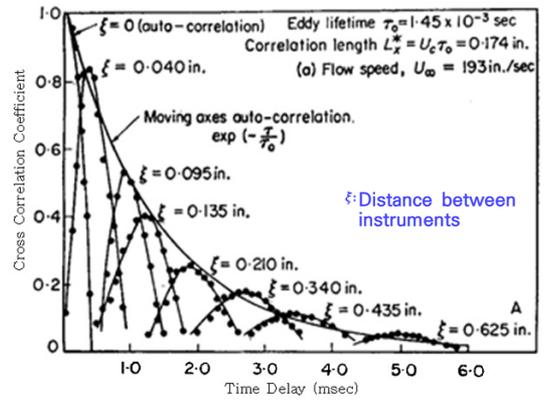


Fig. 1 Broad-band space-time correlations in longitudinal direction

여기서,

- χ : 교차상관관계
- x_0, x_1 : 두 지점
- τ : t 기준 시간지연
- t : 시간
- N : τ 에서의 $p(x_0, t) p(x_1, t + \tau)$ 자료수
- $p(x, t)$: 지점 x , 시간 t 에서의 압력

교차상관계수는 상기 교차상관관계를 -1 ~ +1 사이의 수치로 정규화한 것으로 수식적으로 다음과 같이 표현된다.

$$\chi(x_0, x_1, \tau)_{norm} = \frac{\chi(x_0, x_1, \tau)}{\sqrt{\chi(x_0, x_0, 0) \cdot \chi(x_1, x_1, 0)}} \quad (2)$$

상기 수식에서 $\chi(x_0, x_1, \tau)_{norm}$ 는 교차상관계수이다. 유동장에서 두 지점의 동압신호 교차상관관계는 두 지점 사이의 거리가 가까울수록 peak가 뾰족해지고 peak가 나타나는 시간이 짧아진다. 거리가 멀수록 상관관계의 peak가 완만해지고 peak가 나타나는 시간이 길어진다. 따라서, 교차상관계수는 Fig. 1과⁽⁷⁾ 같은 형태를 보이는 것이 일반적이다. Fig. 1에서 교차상관계수 peak 값이 1/e(=0.37)일 때의 두 지점 사이의 거리를 상관길이라고 정의한다⁽⁷⁾.

2.2 상관길이 측정

이 연구의 시험은 국내 최초로 원자로 설계 유효원형을 수립하고자 설계 및 제작된 APR1400 원자로 1/7 축소모델 시험장치인 KHNP-STAR(Korea Hydro &

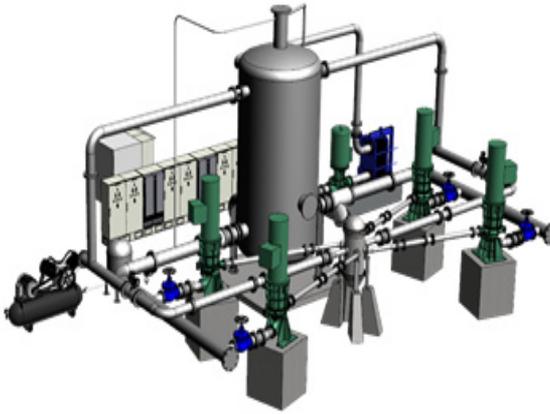
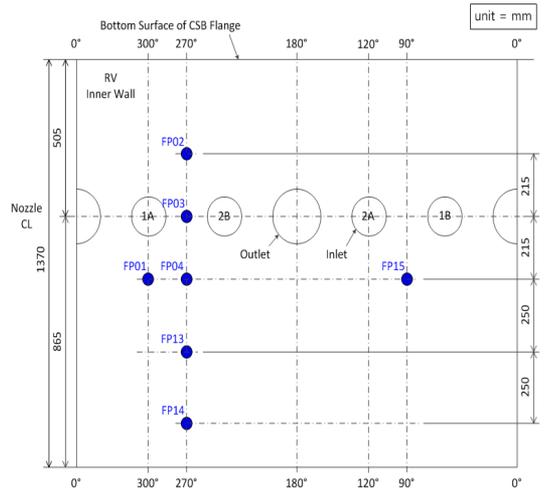


Fig. 2 KHNP-STAR 3D diagram

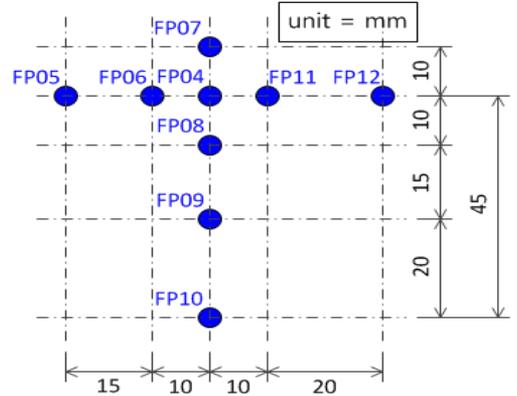
Nuclear Power – scale model testing apparatus for reactor)에서 진행되었다.

KHNP-STAR는 APR1400 원전의 냉각재 유속 이 상까지 구현 가능한 RCS(reactor coolant system) SMT 장치로 원자로냉각재펌프, 열교환기, 냉각탑, 배관계통, 전원계통, 인버터를 비롯한 시스템 제어계통, 계측제어 및 자료취득계통 등으로 구성된다⁽⁸⁾. Fig. 2는 KHNP-STAR 3D 배치도를 나타낸 것이다.

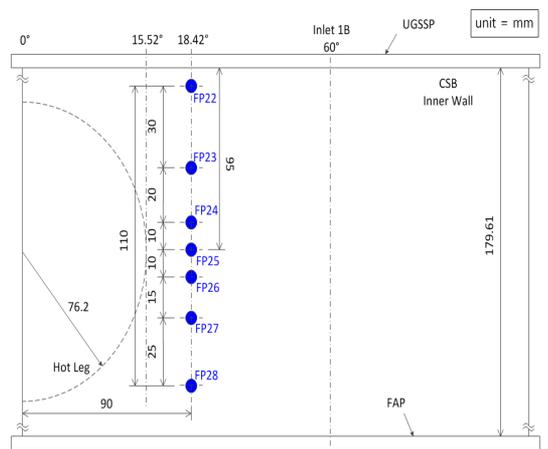
상관길이 측정은 평가하고자 하는 위치에 다수의 동압계를 설치하여 측정값을 평가한다. 이 연구에서는 상관길이 측정 대상을 원자로 냉각재의 하향유로와 기존 설계자료에서 안전 여유도가 적은 부분으로 알려진 제어봉집합체안내관(control element assembly guide tube, CEAGT) 두 곳을 선정하여 측정하였다. 하향유로 상관길이는 구조물 표면에서 난류압력 PSD 하중이 동시에 작용하는 면적을 결정하기 위한 길이로 주로 표면분할이 필요한 넓은(또는 길이가 긴) 형상을 가진 구조물에 대한 구조해석에 중요한 입력이다. 하향유로와 접하는 노심지지배럴(core support barrel, CSB)은 그 표면이 매우 넓으므로 표면분할이 반드시 필요하다. CEAGT 측방향 상관길이는 CEAGT 전체길이를 보수적으로 적용하고 있고, 구조해석 결과의 건전성 관점에서 가장 마진이 작은 구조물이다. CEAGT 주변 유동은 대부분 안내관에 수직 방향으로 측방향의 상관길이는 크지 않을 것이므로, 이 연구를 통하여 상관길이를 실제 측정값에 기반한 구조해석 마진을 확보할 수 있다. 또한, 이 두 곳의 구조물 외에는 상관길이를 크게 적용할 수 있는 형상



(a) Downcomer at RV inner wall



(b) Near FP04 at RV inner wall



(c) CEAGT at UGS

Fig. 3 Arrangement of dynamic pressure transducers for correlation length

이 아니므로(즉, 구조물의 형상 변화로 인해 구조물 표면이 스스로 분할됨) 상관길이 평가에 대한 필요성이 낮다고 판단되었다.

Fig. 3은 KHNP-STAR 상관길이 측정을 위해 하향유로의 원자로용기 내벽(a), 하향유로의 원자로용기(reactor vessel, RV) 내벽에 설치된 동압계 FP04 주변(b), 그리고 상부안내구조물(upper guide structure, UGS)의 CEAGT(b)에서의 동압계 배치도를 보인다.

이 연구를 위해 KHNP-STAR는 47개의 동압계가 원자로 하향유로, 하부지지구조물, 노심덮개, 제어봉 안내관, 상부안내구조물, 상부구조물, 저온관 및 고온관 등에 설치되었다. 동압계는 FPxx로 고유 ID를 지정하였으며, FP는 fluctuating pressure의 약어이고, xx는 일련번호를 나타낸다. 47개의 동압계 중 Fig. 3(a)에 나타난 7개의 동압계가 CSB에 작용하는 난류 압력 PSD 측정을 위해 설치되었다. CSB의 하향유로는 표면적이 넓으므로 위치에 따라 유동현상 및 난류 압력 PSD 수준이 다를 것으로 예상되므로 여러 지점에 동압계를 설치하였다. 따라서, 구조해석에서도 위치별로 PSD값을 세분하여 적용할 수 있다. FP04 주변에는 상관길이 평가를 위해 Fig. 3(b)와 같이 9개의 동압계를 인접시켜 설치하였다. 세로방향의 동압계는 축방향 상관길이, 가로방향의 동압계는 원주방향 상관길이 평가에 사용된다. Fig. 3(c)는 CEAGT 축방향 상관길이 평가를 위해 UGS 내벽에 설치된 7개의 동압계를 나타내고 있다.

3. 원자로 축소모델 구조해석을 위한 상관길이 평가

3.1 하향유로 상관길이 평가

Figs. 4~6에서 X×Y(Z) 기호는 동압계 일련번호 X와 Y 두 신호의 교차상관계수를 나타내는데, 시간 0초의 기준은 동압계 X이다. 즉, 0초의 X 신호와 어느 정도의 시간이 경과(+)된 또는 선행(-)된 시간에서의(그림에서 가로축) Y 신호와의 교차상관계수를 의미한다. Z는 두 동압계 사이의 거리(mm)를 나타낸다.

Fig. 4는 하향유로의 9개 동압계에서 측정된 축방향 상관길이를 분석한 것으로, 하향유로 축방향 상관길이는 약 35 mm~40 mm 정도로 평가되었다. 선행

연구에서 하향유로 축방향 상관길이는 하향유로 간격의 1배⁽⁹⁾, 0.5~1.0배⁽¹⁰⁾, 그리고 0.4배⁽¹¹⁾로 평가되었는데, KHNP-STAR의 하향유로 간격은 36.3 mm로써 이 연구에서 평가된 35 mm~40 mm는 하향유로 간격내에 있어 좋은 시험결과로 판단된다.

Fig. 5는 하향유로의 9개 동압계에서 측정된 원주방향 상관길이를 분석한 것으로, 하향유로 원주방향 상관길이는 약 25 mm~30mm 정도로 평가되었다. Fig. 4의 축방향 상관길이를 평가된 하향유로 간격 36.3 mm 보다 작지만 큰 차이가 없어 원주방향 상관길이도 축방향과 동일하게 하향유로 간격으로 적용하는 것이 타당하다. 이는 좀 더 보수적인 해석이 된다.

3.2 제어봉집합체안내관 상관길이 평가

Fig. 6은 CEAGT 축방향 상관길이를 측정하기 위해 설치된 7개 동압계에서 측정된 교차상관관계로 상관관계가 명확하게 나타나지 않았다. CEAGT 주변 유동은 대부분 수직방향으로 CEAGT 축방향의 상관길이는 크지 않지만, 시험값에 기반한 구조해석 설계 여유를 확보하는 것은 큰 의미가 있다. 이 연구를 통하여 CEAGT의 경우 축방향 상관관계가 명확하지는 않으나, 구조해석의 입력으로 사용할 정량적인 값을 결정할 필요가 있다. Fig. 6에서 교차상관계수가 $1/e$ 이 되는 두 계측기 사이의 거리가 10 mm 정도로 평가되었고, 상관길이를 크게 가정하는 것이 구조해석 상 보수적이므로 이 값을 적용하는 것은 적절한 것으로 판단된다. 한편, 이 값은 CEAGT 직경인 9.43 mm와 거의 유사하므로 CEAGT 축방향 상관길이 값으로 가정하는 것은 타당하다.

4. 결 론

이 논문은 APR1400 원자로 1/7 축소모델 시험장치의 구조 및 응답 해석에 필요한 상관길이를 하향유로와 CEAGT에서 측정 및 분석하였다. 하향유로의 축방향 및 원주방향의 상관길이는 선행 연구에서 제시된 하향유로 간격의 0.4~1.0배 이내로 평가됨을 확인하였다. CEAGT의 축방향 상관길이는 CEAGT의 외경과 유사한 10 mm로 평가 및 제안하였다. 이 연구에서 제시된 KHNP-STAR 상관길이는 APR1400 원자로 SMT 해석뿐 아니라 향후 건설할 원자로 내부구조물 구조 및 응답 해석을 위한 설계자료에 활용될 것이다.

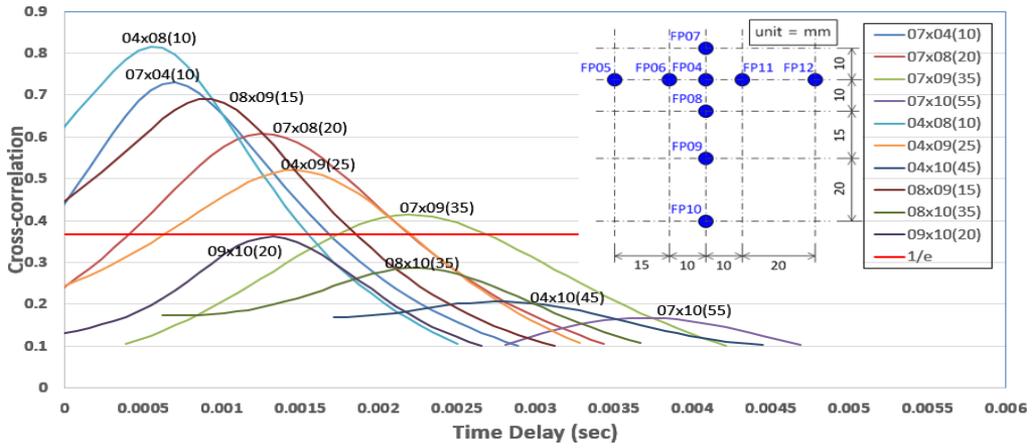


Fig. 4 Cross-correlation for axial direction at downcomer

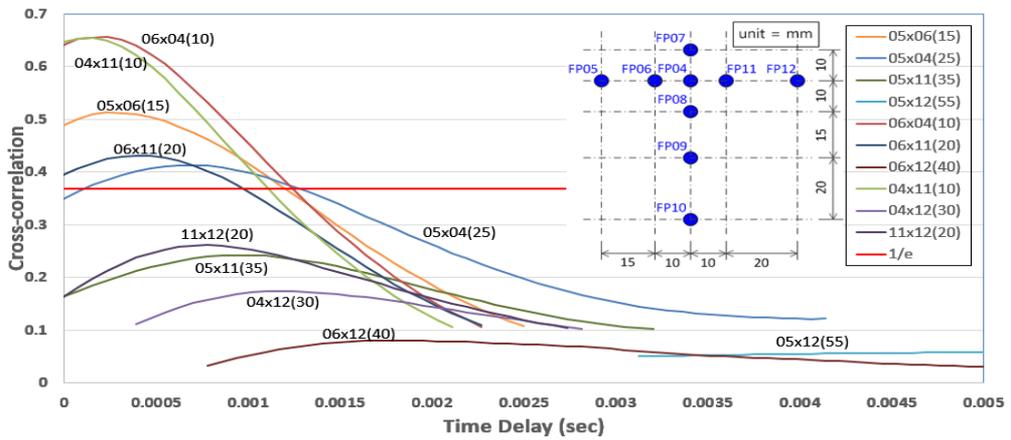


Fig. 5 Cross-correlation for circumferential direction at downcomer

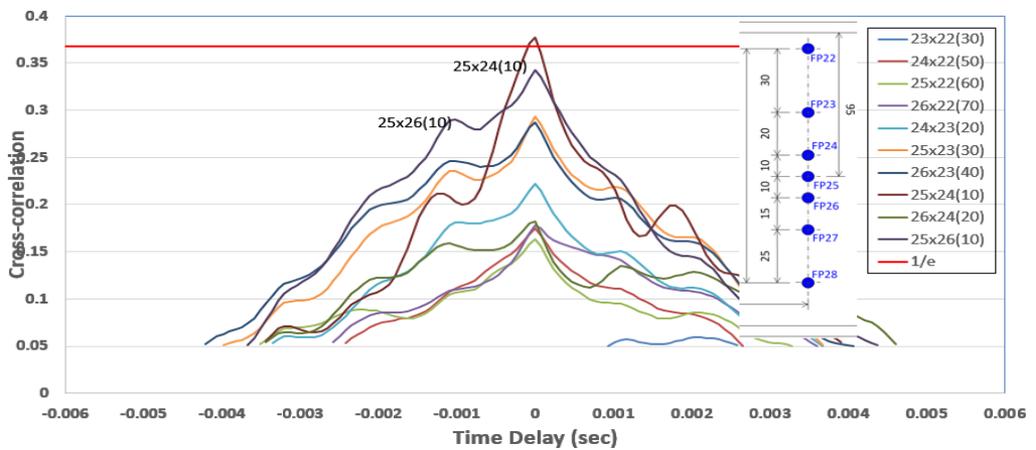


Fig. 6 Cross-correlation for axial direction at CEAGT

후 기

이 연구는 한국수력원자력(KHNP)의 중장기 연구 개발 과제로 수행되었다(A19LP08).

References

- (1) U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2017, Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing, Rev.4, Regulatory Guide 1.20, Washington, DC.
- (2) Korea Institute of Nuclear Safety, 2015, Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals, Rev.1, KINS/RG-N05.02, Daejeon.
- (3) Ko, D. Y., Kim, K. H., Lim, S. K., Moon, J. S. and Lee, D. H., 2021, The New Analysis Methodology for Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Vessel Internals, Proceedings of the KSNVE Annual Spring Conference, p. 81.
- (4) Westinghouse, 2007, AP1000 Reactor Internals Flow-induced Vibration Assessment Program, WCAP-15949-NP, Rev.2.
- (5) AREVA NP Inc., 2009, Comprehensive Vibration Assessment Program for U.S. EPR Reactor Internals, ANP-1036NP, Rev.0.
- (6) Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2012, Comprehensive Vibration Assessment Program for US-APWR Reactor Internals, MUAP-07027-NP, Rev.3.
- (7) Clinch, J. M., 1969, Measurements of the Wall Pressure Field at the Surface of a Smooth-walled Pipe Containing Turbulent Water Flow, Journal of Sound and Vibration, Vol. 9, No. 3, pp. 398~419.
- (8) Ko, D. Y., Kim, K. H. and Jang, H. C., 2022, Evaluation on Correlation Length for Structural Analysis

of Scale Model Testing for a Reactor. Proceedings of the KSNVE Annual Spring Conference, p. 61.

(9) Au-Yang, M. K. and Jordan, K. B., 1980, Dynamic Pressure inside a PWR: A Study Based on Laboratory and Field Test Data, Nuclear Engineering and Design, Vol. 58, pp. 113~125.

(10) Au-Yang, M. K., Brenneman, B. and Raj, D., 1995, Flow-induced Vibration Test of an Advanced Water Reactor Model Part 1: Turbulence-induced Forcing Function, Nuclear Engineering and Design, Vol. 157, pp. 93~109.

(11) Au-Yang, M. K., 2021, Flow-induced Vibration of Power and Process Plant Component: A Practical Workbook, ASME Press, New York.



Do-young Ko got the M.S. and Ph.D. degrees in Electrical and Computer Engineering from University of Seoul, Korea in 2003 and 2007, respectively. He has studied as a principal researcher in Korea Hydro & Nuclear Power - Central Research Institute (KHNP-CRI). His main research interest is verification and validation of reactor design.



Kyu-hyung Kim received Master in mechanical engineering from Chungbuk National University in 1998. He is a senior researcher at Korea Hydro & Nuclear Power Company - Central Research Institute (KHNP-CRI). His research interests include vibration and stress analysis for nuclear reactor vessel and steam generator internals.