

<연구논문>

원자로 내부구조물 종합진동평가 고유 해석방법론 개발

고도영[†] · 김규형^{*}

Development of The New Analysis Methodology for Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals

Do-young Ko[†] and Kyu-hyung Kim^{*}

(Received 2 May 2023, Revised 30 May 2023, Accepted 23 June 2023)

ABSTRACT

This paper describes a newly-developed analysis methodology in comprehensive vibration assessment program (CVAP) of reactor internals to develop a valid-prototype for the design of nuclear power plants. The new analysis methodology developed in this study will be confirmed through a scale model testing (SMT). Based on the measurements obtained from dynamic pressure transducers in the SMT, a new non-dimensional equation is developed to apply the forcing functions at reactor internals for the prototype. In addition to the new non-dimensional equation, a computational fluid dynamics(CFD) is used to develop the application of the hydraulic loads at reactor internals for the prototype.

Key Words : Valid prototype(유효원형), Scale model testing(축소모델시험), Comprehensive vibration assessment program(종합진동평가), Computational fluid dynamics(전산유체해석), Forcing functions(하중함수)

1. 서 론

U.S. Nuclear Regulatory Commission(NRC) Regulatory Guide 1.20, Rev.4(Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing)⁽¹⁾ 및 KINS/RG-N05.02, Rev.1⁽²⁾은 원자로 내부구조물 종합진동평가(comprehensive vibration assessment program, CVAP)에 대해 기술한다. 원자로가 설계되어 건설되거나 가동 중 출력증강 등으로 설계가 변경되면, 원전 사업자는 규제지침에 따라 원자로 내부구조물을 설계 관점에서 분류(또는 재분류)하여 정의하여야 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

설계는 원형(prototype), 제한적 원형(limited prototype) 또는 비원형(non-prototype)으로 분류된다.

원형으로 분류된 원자로 내부구조물 CVAP는 해석, 광범위한 측정, 전체적인 검사 및 유해한 진동효과가 없음을 보여야 한다. 원형 원자로 내부구조물 CVAP가 성공적으로 완료되면 원자로 내부구조물은 설계 유효원형(valid prototype)으로 지정될 수 있다. Fig. 1은 원자로 설계 유효원형을 개발하기 위해 원자로 축소모델시험(scale model testing, SMT)부터 건설 단계의 해석프로그램 수행 그리고 시운전 단계의 측정 및 검사프로그램의 절차를 나타낼 것이다⁽⁴⁾. 여기서 SMT의 축소모델 해석은 유동 및 구조/응답 해석으로 구분하여 방법론을 수립하고 원자로 SMT 결과 등과 비교/평가하여 검증한다. 검증된 해석방법론은 원자로 설계 건전성 확인을 위한 중요자료로 활용되며 원전 핵심기기인 원자로 설계를 위한 원전 사업자의 고유기술이다⁽³⁾. 본 논문은 한국형 원전의

[†] 책임저자, 회원, 한국수력원자력(주) 중앙연구원
E-mail : doyoung.ko@khnp.co.kr
TEL : (042)870-5454, FAX : (042)870-5449

^{*} 한국수력원자력(주) 중앙연구원

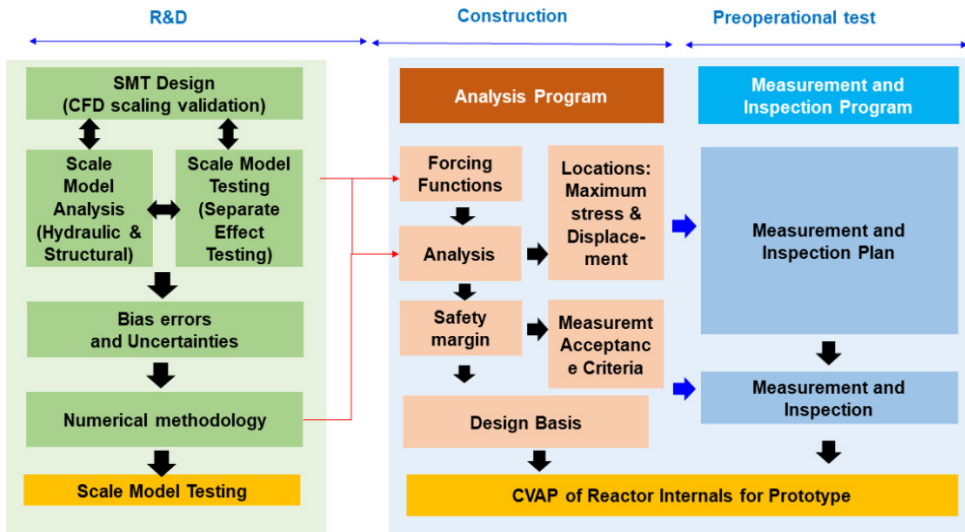


Fig. 1 Procedure on valid prototype for reactor internals

원형 원자로 내부구조물 CVAP를 위한 고유 해석방법론 개발에 관해 기술한다.

2. 해석방법론 개발 규제요건 및 개발절차

2.1 해석방법론 개발 규제요건

CVAP 해석방법론 개발을 위한 규제요건은 U.S. NRC Regulatory Guide 1.20, Rev.4⁽¹⁾ 및 KINS/RG-N05.02, Rev.1⁽²⁾에 포함되어 있으며, 원자로 내부구조물 CVAP 해석방법론은 원자로 SMT를 통해 개발할 수 있다. 따라서 원자로 축소모델의 설계, 제작 및 시험을 상기 규제지침에 따라 수행해야 하며 주요 규제요건은 고도영 등의 논문⁽⁴⁾에 언급되었다.

2.2 기존 CVAP 유동하중 생산 및 구조해석 방법론

대부분의 CVAP 해석방법론은 원자로 축소모델의 해석결과와 SMT 결과의 비교/평가를 통해 확인 및 검증된다⁽⁵⁻⁷⁾. CVAP 해석방법론은 크게 유동 하중함수 생산 방법론과 구조 및 응답 해석방법론의 두 부분으로 구분해 적용해 왔다.

유동 하중함수 생산 방법론은 SMT에서 얻은 동압계 측정값을 M. K. Au-Yang 등의 논문^(8,9)에서 제시한 무차원 상관식을 적용하여, 원형 원자로 내부구조물의 유동 하중함수를 생산한다. 다음의 식 (1)은 무차원 압력 PSD(normalized pressure power spectral

density, \emptyset)를 나타낸 무차원 상관식이다. 식 (1)의 무차원 압력 PSD는 압력 PSD, 유체 밀도, 특성속도, 특성길이의 함수이고, 식 (2)는 무차원 주파수를 나타낸 무차원 상관식이다.

$$\emptyset = \frac{G(f)}{\rho^2 U^4 (\delta/U)} = \frac{G(f)}{\rho^2 U^3 \delta} \quad (1)$$

$$F = \frac{f\delta}{U} \quad (2)$$

여기서, $G(f)$: pressure PSD in(force per unit area)²/Hz, ρ : density of the fluid, U : characteristic velocity, f : frequency in Hz, δ : characteristic length

현재까지 국내 원전 설계에 사용하는 CVAP 유동하중 생산 방법론은 식 (1)과 (2)에서 보는 바와 같이, SMT에서 측정된 동압(압력 PSD), 유체밀도, 특성속도와 특성길이를 대입하여 무차원의 양(dimensionless quantity)으로 나타낸 무차원 압력 PSD를 계산하였다. 구해진 무차원 압력 PSD에 원형 원자로의 유체밀도, 특성속도 및 특성길이를 적용하면 원형 원자로의 압력 PSD를 예측할 수 있다. 그러나 지금까지 이러한 유동 하중함수 생산 방법론을 위한 수력하중은 유동유발진동(flow-induced vibration, FIV) 위주로 적용해 왔다. FIV에는 난류진동(turbulent buffeting, TB), 와류(vortex shedding, VS) 그리고 유체탄성불안정(fluid-elastic instability, FEI) 등을 고려해

야 한다⁽¹⁾. 이를 위해서는 원자로 냉각재 유속을 원형 원자로와 일치시켜야 VS와 FEI 등의 발생 가능성을 모사 및 평가할 수 있다.

국내의 CVAP 구조 및 응답 해석방법론은 유동 하중함수 생산 해석방법론에 의해 계산된 수력하중을 원전 설계사가 자체 개발한 설계해석코드 또는 상용 해석코드로 개발한 해석모델에 입력하여 변위 및 변형률 등의 진동 예측값을 산출한다.

3. 고유 CVAP 해석방법론 개발

3.1 국내 고유 유동 하중함수 생산

국내 고유 유동 하중함수 생산은 새롭게 개정된 규제지침을 만족하기 위해, 기존 FIV 하중 생산 방법론의 하중함수 TB에 추가하여 VS와 FEI의 평가를 포함한다.

TB에 의한 압력 PSD 생산 고유방법론은 SMT의 다양한 유량 조건에서 측정된 동압계의 시간 도메인 압력요동을 주파수 도메인 압력 PSD로 변환한다. 다시, 압력 PSD는 무차원 주파수 도메인의 무차원 압력 PSD로 변환하여, 다양한 유량 조건에서의 무차원 압력 PSD가 최대한 일치하도록 무차원 상관식을 개발하는 것이다. 이 때, 무차원 상관식에 포함되는 유속은 전산유체해석(computational fluid dynamics, CFD)을 통해 평가한다. 또한, SMT에서 측정된 정압 및 동압과 CFD 해석결과를 비교/평가하여 CFD에 의한 유동 하중함수 생산이 적용 가능함을 평가한다.

SMT로부터 개발된 고유 유동 하중함수 생산 방법론은 원형 원자로 내부 유동 하중함수 생산에 적용된다. CFD 해석을 통해 유속을 산출하고, 원형 원자로의 유체밀도, 특성길이를 SMT로부터 개발된 무차원 상관식에 적용하여 원형 원자로의 압력 PSD를 예측한다. 식 (3)은 본 연구에서 고유 유동 하중함수 생산 방법론을 위해 개발한 무차원 압력 PSD(normalized pressure PSD, \mathcal{O}_{khp})로, C 는 보정계수로 측정값을 설계값으로 입력할 때 보수성을 더하기 위해 상수로 결정한다.

$$\mathcal{O}_{khp} = C \frac{G(f)}{\rho^2 U^n \delta}, F = \frac{f\delta}{U} \quad (3)$$

여기서, C : coefficient, Re : Reynolds number, n : exponent

VS와 FEI의 영향을 평가하기 위해 SMT의 유속을 원형 원자로 냉각재의 유속과 일치시켰다.

원자로 내부구조물에서 VS가 발생하는 곳은 노내 핵계측기(in-core instrumentation, ICI) 안내관(guide tube)으로, SMT에서 측정한 주파수를 경험식 값과 비교하고 원형 원자로의 설계 하중과 주파수를 계산하여 VS 발생여부를 평가한다. 식 (4)와 (5)는 와류 방출 하중 및 와류방출 주파수 경험식을 나타낸 것이다⁽¹⁰⁾.

$$F_L = C_L \frac{1}{2} \rho U^2 A \sin(2\pi f_L t) \quad (4)$$

$$f_L = \frac{SU}{d}, f_D = 2f_L \quad (5)$$

여기서, F_L : vortex shedding force - lift, C_L : lift coefficient, ρ : density, U : velocity, A : area, f_L : vortex shedding frequency - lift, f_D : vortex shedding frequency - drag, t : time, S : Strouhal number, d : diameter of ICI guide tube

FEI 발생 가능성이 큰 곳은 제어봉집합체(control element assembly, CEA) 안내관으로, SMT에서 해당 구조물에 대한 변위를 측정하여 원형 원자로 CEA 안내관의 변위값으로 변환하고 원형 원자로 설계 구조해석의 입력으로 사용한다. FEI 발생 가능성 평가는 식 (6)과 같이, 임계유속을 계산하여 실제 유속이 임계유속에 비해 많이 낮을 경우 FEI 발생 가능성이 없는 것으로 평가한다⁽¹⁰⁾.

$$\frac{V_C}{f_n D} = C \left(\frac{m_t}{\rho D^2} \right)^a (2\pi \xi_n)^b \quad (6)$$

여기서, V_C : critical velocity, f_n : n^{th} mode natural frequency, D : diameter of CEA guide tube, C : Connor's constant (~ 2.4), m_t : mass per unit tube length in the water, ξ_n : n^{th} mode critical damping ratio ($\sim 1.5\%$), a : exponent (~ 0.5), b : exponent (~ 0.5)

3.2 국내 고유 구조 및 응답 해석방법론

기존 구조 및 응답 해석방법론과 개발된 해석방법론의 차이점은 상용해석코드를 이용한 3차원 구조해석 모델링을 통해 수력하중을 적용하는 것이다. U.S. NRC Regulatory Guide 1.20. Rev.4⁽¹⁾의 유동 하중함수 적용 요건은 크게 네 가지로, FIV(TB, VS, FEI), 음향

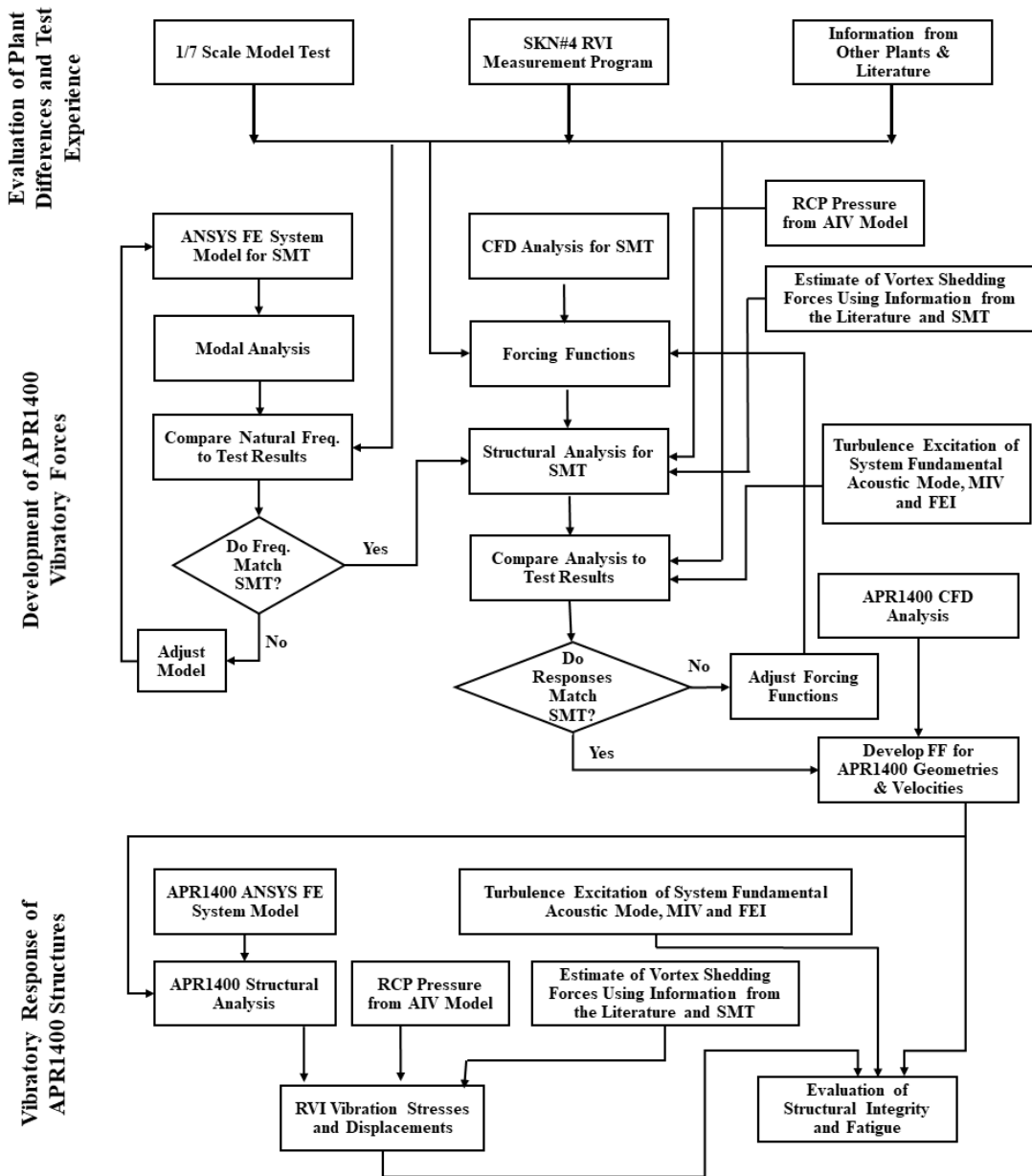


Fig. 2 The new analysis methodology for CVAP for reactor internals

공진(acoustic resonance, AR), 음향유발진동(acoustic-induced vibration, AIV) 그리고 기계유발진동(mechanical-induced vibration, MIV) 이다. 이 중에서 FIV는 TB에 대해 PSD 응답해석 그리고 VS는 조화응답해석을 수행하며 FEI는 경험식에 의해 발생여부를 확인한다. AIV는 SMT 원자로냉각재펌프(reactor coolant pump, RCP) 맥동하중으로 조화응답해석을 수행한다. AR

은 경험식에 의해 발생여부를 평가하며, MIV는 RCP 진동에 의한 원자로 내부구조물의 진동영향 여부를 평가한다.

3.3 국내 고유 CVAP 해석방법론

본 연구에서 원자로 FIV 중 TB에 의한 수력하중 산출을 위하여, 기존 동압계 측정값에 기반한 새로

운 무차원 상관식의 개발과 함께 원자로 내부 전체 유로에 대해 CFD를 적용한 고유 유동 하중합수 생산 방법론을 개발하였다. 또한, TB 하중뿐만 아니라 VS 및 AR 하중, FEI 및 MIV 발생 및 영향 유무를 평가하고 수력하중에 포함시켰다.

고유 구조 및 응답 해석방법론은 해외에서 개발한 설계해석코드를 대체하기 위해 상용해석코드를 사용하여 FIV, AIV, AR 및 MIV를 평가하였다. 또한, 각각의 영향이 확인된 가진원에 대한 응답해석을 수행하도록 개발하였다.

Fig. 2는 본 연구에서 개발된 원자로 내부구조물 CVAP 고유 해석방법론을 보여 준다.

원자로 내부구조물 CVAP 고유 해석방법론은 원자로 설계 유효원형 개발을 위해 크게 세 부분으로 구분하여 수행된다. 첫 번째는 발전소 CVAP 측정결과, SMT 결과 및 타 발전소와 문헌들의 정보를 활용한 평가이고, 두 번째는 원형 원자로의 진동하중을 개발하는 것이다. 마지막 세 번째는 원형 원자로의 진동응답을 계산하는 단계이다.

4. 결 론

본 연구에서 개발된 원자로 내부구조물 CVAP 고유 해석방법론은 한국형 원전 APR(Advanced Power Reactor)의 건설 및 수출 원전에서 적용될 것으로 사료된다. 향후 원전 사업자가 고유 해석방법론을 적용하여 원형 원자로 내부구조물 CVAP를 성공적으로 수행하면, 해당 원자로는 유효원형이 될 수 있어 원전 수출 경쟁력 제고에 크게 기여할 것으로 판단된다.

후 기

본 연구는 한국수력원자력(KHNP)의 중장기 연구 개발 과제인 한국수력원자력 중앙연구원에서 수행되었다.

참고문헌

- (1) Reg. Guide 1.20 Rev.4, 2017, "Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
 - (2) KINS/RG-N05.02 Rev.1, 2015, "Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals," Korea Institute of Nuclear Safety, Daejeon, Korea.
 - (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*, Pyeongchang, Korea, May 27, p. 81.
 - (4) Ko, D. Y. and Choi, S. H., 2020, "Development of Utility Requirements for SMT of SMART100 Reactor." *Transactions of the Korean Society for Noise and Vibration Engineering*, Vol. 30, No. 1, pp. 82-85. doi:https://doi.org/10.5050/KSNVE.2020.30.1.082
 - (5) Westinghouse, 2007, "AP1000 Reactor Internals Flow-induced Vibration Assessment Program," Westinghouse, Pittsburgh, PA. *WCAP-15949-NP, Rev.2*.
 - (6) AREVA, 2009, "Comprehensive Vibration Assessment Program for U.S. EPR Reactor Internals," AREVA NP Inc., *ANP-1036NP, Rev.0*.
 - (7) Mitsubishi Heavy Industries, 2012, "Comprehensive Vibration Assessment Program for US-APWR Reactor Internals," Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., *MUAP-07027-NP, Rev.3*.
 - (8) Au-Yang, M. K., Brennenman, 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.
 - (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*, No. 58, pp. 113-125.
 - (10) Lee, H., 1980, "Fluid-Elastic Parameters for Reactor Internals Model Testing," *Journal of the Korean Nuclear Society*, Vol. 12, No. 4, pp. 286-292.
- (1) Reg. Guide 1.20 Rev.4, 2017, "Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing," U.S. Nuclear Regulatory Commission,