

APR1400 원자로내부구조물 종합진동평가프로그램 진동 및 응력해석 방법 검증

Validation of Vibration and Stress Analysis Method for APR1400 Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program

김 규 형* · 고 도 영* · 김 성 환*

Kyu Hyung Kim, Do Young Ko and Sung Hwan Kim

(Received October 17, 2012 ; Revised March 26, 2013 ; Accepted March 26, 2013)

Key Words : Comprehensive Vibration Assessment Program(종합진동평가프로그램), Vibration and Stress Analysis(진동 및 응력해석), Acoustic(음향), Turbulence(난류), Structural Response(구조응답)

ABSTRACT

The vibration and stress analysis program of comprehensive vibration assessment program(CVAP) is to theoretically verify the structural integrity of reactor vessel internals(RVI) and to provide the basis for selecting the locations monitored in measurement and inspection programs. This paper covers the applicability of the vibration and stress analysis method of APR1400 RVI CVAP. The analysis method was developed to use 3-dimensional detail hydraulic and structural models with ANSYS and CFX. To assess the method, the hydraulic loads and structural responses of OPR1000 were predicted and compared with the measured data in the OPR1000 RVI CVAP. The results predicted with this method were close to the measured values considerably. Therefore, the analysis method was developed properly.

1. 서 론

원자로내부구조물(reactor vessel internals, RVI) 종합진동평가프로그램(comprehensive vibration assessment program, CVAP)은 신규로 건설하는 원자로내부구조물에 대해 상업운전 이전 원자력발전소의 정상운전 및 과도운전 조건에서 구조적 건전성을 평가한다. 이 프로그램은 미국 원자력규제위원회(Nuclear Regulatory Commission, NRC)의 규제지침서 1.20(Regulatory Guide 1.20)에 따라 진동 및 응력 해석, 진동 및 응력 측정, 검사로 구성된다⁽¹⁾.

해석프로그램은 RVI의 구조적 건전성을 이론적으로 검증하고, 측정 및 검사 프로그램에서 감시 위치를 선정하기 위한 근거를 제공하기 위해 원자로내부구조물의 진동을 유발하는 수력하중을 계산하고, 이 수력하중에 대한 원자로내부구조물의 구조응답을 예측한다. 측정프로그램은 RVI의 구조적 건전성을 실측 증명 및 해석결과를 확인하고, 검사프로그램은 진동 경험 후 응력집중 부위 및 취약부에 대한 손상 징후를 검사하여 건전성을 확인한다⁽¹⁾.

APR1400의 원형(prototype)인 미국의 Palo Verde 1 호기와 국내 영광 3,4호기 이후의 OPR1000(optimized power reactor 1000) RVI CVAP의 해석프로

* Corresponding Author ; Member, Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, Central Research Institute
E-mail : khkim123@khnp.co.kr
Tel : +82-42-870-5775, Fax : +82-42-870-5999
* Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, Central Research Institute

A part of this paper was presented and selected as one of best papers at the KSNVE 2012 Annual Autumn Conference

‡ Recommended by Editor Don Chool Lee

© The Korean Society for Noise and Vibration Engineering

그림은 시험결과를 이용한 상관관계식으로 수력하중을 계산하였고, 구조응답은 단순한 집중질량모델(lumped mass model) 또는 단순모델 유한요소법(finite element method)을 이용하여 계산하였다^(2,3).

이 연구에서는 APR1400 RVI CVAP 진동 및 응력해석을 위해 상세 3차원 유동 및 구조모델을 이용하는 방법을 수립하고 이를 검증하기 위해, OPR1000을 해석하고 측정결과와 비교 분석하고자 한다. OPR1000 선정 배경은 APR1400이 OPR1000 대비 배열과 크기 측면에서 볼 때, 상부안내구조물(upper guide structure, UGS) 구조가 제어봉 쉬라우드 링(CEA shroud ring)과 고정봉(tie rod) 대신 IBA(inner barrel assembly) 형태로 개선된 것 외에는 매우 동일하다. 그리고 설계와 운전조건 측면에서 보면, 냉각재 입·출구 온도가 5.5 °C와 3.3 °C로 각각 낮아지고 냉각재 유량이 약 1% 증가한 것 외에는 큰 차이가 없다⁽⁴⁾. 또한 가장 중요한 이유로 국내에서 측정된 유일한 사례가 OPR1000에 있기 때문이다.

2. 진동 및 응력해석 방법 수립

2.1 이전 원전의 해석방법

RVI CVAP 진동 및 응력해석의 일반적인 방법은 유동에 의해 발생하는 수력하중을 계산하는 유동해석과, 수력하중에 의한 구조물의 응답을 예측하는 구조해석으로 수행된다. 구조물에 가해지는 수력하중은 교차유동(cross flow)에 의한 와류방출(vortex shedding) 및 펌프 맥동에 의해 발생하는 주기적 수력하중과 난류에 의해 발생하는 불규칙적 수력하중으로 구성된다. 구조해석은 주기적 수력하중에 대한 구조물의 응답과 불규칙적 수력하중에 대한 구조물의 응답을 각각 예측하고, 그 결과를 조합하여 최종적인 구조물의 응답을 계산한다^(2,3).

OPR1000 원전에서 수행된 RVI CVAP 진동 및 응력해석은 펌프 맥동에 의한 주기적 수력하중, 노내계측기(incore instrument, ICI) 노즐에서 발생하는 와류방출에 의한 주기적 수력하중, 난류에 의해 발생하는 불규칙적 수력하중을 이전 원전의 시험결과를 반영한 상관관계식으로 계산하는 방법이었다⁽³⁾. 또한, 구조해석은 구조물의 동적특성을 계산하는 고유진동 해석(modal analysis)과 주기적 및 불규칙적

수력하중에 대한 구조물의 응답을 계산하는 구조응답해석을 수행하였다. 이 구조해석에서 단순 유한요소모델이나 다-자유도(multi degrees of freedom) 집중 질량-보(lumped mass beam) 요소 모델 등을 사용하였다⁽³⁾.

2.2 APR1400의 해석 방법 수립

이 연구에서는 이전의 RVI CVAP 해석을 위해 구조물별, 해석 분야별 여러 해석코드를 사용하는 대신에 모든 해석에 상용해석코드인 ANSYS Mechanical 및 CFX를 사용하여 3차원 상세해석이 가능하도록 APR1400 RVI CVAP 해석방법을 Fig. 1과 같이 수립하였다.

원자로냉각재펌프(reactor coolant pump, RCP)에 의해 발생하는 주기적 수력하중은 펌프 축 회전주파수 20 Hz와 날개통과주파수(blade passing frequency) 120 Hz의 배수인 6개 주파수(20 Hz, 40 Hz, 120 Hz, 240 Hz, 360 Hz, 480 Hz)에서 발생하며, 유량과는 독립적인 압력파의 형태로 전달되는 음향이기 때문에 음향해석(acoustic analysis)으로 계산한다. 음향해석을 위해 ANSYS Mechanical의 3차원 유체요소인 FLUID30을 사용하여 유한요소 모델을 생성하고, RCP에 의해 발생하는 조화하중을 입구노즐에 입력하여 조화해석(harmonic analysis)으로 예측한다⁽⁵⁾. 불규칙적 수력하중은 난류에 의해 발생되므로 CFX를 사용하여 3차원 난류해석으로 산출한다. 난류해석에 사용하는 난류모델로 DES(detached eddy simulation) 모델을 사용한다⁽⁶⁾. 또 다른 주기적 수

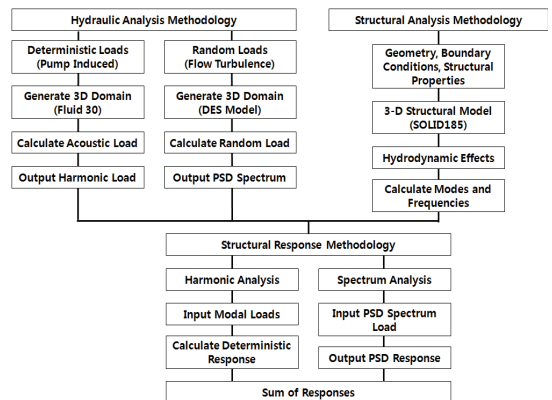


Fig. 1 Method of the hydraulic and structural analysis for APR1400 RVI CVAP

력하중인 ICI nozzle에서 발생하는 와류방출에 의한 수력하중은 난류해석으로 계산할 수 있기 때문에 불규칙적 수력하중을 계산하는 난류해석에 포함되어 예측된다고 할 수 있다⁽⁷⁾. 수력하중을 구조응답 해석에 입력하기 위해 주기적 수력하중은 6개의 주파수별 구조물에 접한 유체의 압력을 추출하고, 불규칙적 수력하중은 구조물에 접한 유체의 시간에 따른 압력변동을 PSD(power spectral density)로 변환한다.

구조물의 고유특성을 보기 위해 수행하는 고유진동 해석은 원자로내부구조물을 ANSYS Mechanical의 3차원 구조요소인 SOLID185로 3차원 모델을 생성하여 수행한다. 원자로내부구조물은 원자로냉각재에 잠겨 있기 때문에 수력질량을 ASME B & PV Section III에 기술된 방법으로 계산한다⁽⁸⁾. 고유진동수 및 고유모드 계산은 상용프로그램에서 많이 쓰이는 Block Lanczos법을 사용한다. 구조응답은 고유진동해석과 같은 구조모델을 사용하여 주기적 수력하중에 대해 조화해석, 불규칙적 수력하중에 대해 스펙트럼해석(spectrum analysis)을 수행한다^(5,6). 주기적 구조응답의 합은 SRSS(square root of the sum of the squares)법으로 계산하고, 구조응답 총합은 보수적으로 주기적 구조응답의 합 및 불규칙적 구조응답의 단순 합으로 정의한다.

3. 해석방법 검증

이 연구에서 수립한 해석방법을 평가하기 위해 OPR1000 RVI CVAP 측정프로그램을 활용하고자 한다. 따라서 OPR1000의 정상상태 운전조건에서 측정결과 및 해석결과와 이 연구의 방법으로 예측값을 비교하여 방법의 타당성을 검증하고자 한다.

3.1 유동해석

(1) 유동해석 모델 및 해석조건

OPR1000 원자로 및 원자로내부구조물에 대한 유동해석 모델은 주기적 수력하중을 계산하는 음향해석 모델과 불규칙적 수력하중을 계산하기 위한 난류해석 모델로 생성한다. 음향해석 모델은 FLUID30 요소의 사면체 격자를 사용하여 UGS, 제어봉 쉬라우드 집합체(CEA shroud assembly), 원자로와 노심 지지배럴(core support barrel, CSB) 사이의 강수부

(downcomer), 노심 및 하부지지구조물(lower support structure, LSS)을 유동영역으로 설정하였다. 노심집합체(fuel assembly)는 RVI CVAP가 핵연료장전 이전 고온기능시험(hot functional test)중에 수행되므로 유동해석 모델에서 제외하였다. 난류해석 모델은 노심 및 CEA 쉬라우드 집합체를 제외한 전 유동영역을 대상으로 난류모델을 생성하였다. CEA 쉬라우드 집합체 영역은 주 흐름 대비 유동이 3% 이하로 현저하게 적고, 난류해석을 수행하기에는 시간과 비용 측면에서 비효율적이므로 계산에서 제외하고, 보수적으로 UGS 지지판(support plate) 아래면의 수력하중을 CEA 쉬라우드 집합체에 입력하였다.

Table 1 및 2는 주기적 및 불규칙적 수력하중을 계산하기 위한 냉각재의 특성과 6개의 주파수별 RCP 맥동하중이다. 주기적 수력하중 계산에서 RCP 맥동하중의 위상이 다르더라도, 보수적으로 모든 입구노즐에 Table 2의 주파수별 하중을 입력하였고, 불규칙적 수력하중 계산에는 질량유량값을 모든 입구 노즐의 경계조건으로 설정하였다.

(2) 유동해석 결과 및 고찰

Fig. 2는 120 Hz 하중조건에서 계산된 압력분포로 4개의 입구 노즐에 입력된 맥동하중이 사인파의 형

Table 1 Properties of reactor coolant

Temperature	296 °C
Pressure	15.5 MPa
mass flow rate	3,833 kg/s per RCP
Density	736 kg/m ³
Viscosity	9.028E-5 Pa·s
Speed of sound	995 m/s

Table 2 RCP pulsations

Frequency(Hz)	Pressure(kPa)
20	1.172
40	0.345
120	1.379
240	7.377
360	7.722
480	3.447

태로 전달되면서 전과 하중의 증첩, 구조물에 의한 변형 등에 의해 그림과 같이 분포된다. 주기적 수력 하중을 구조응답해석에 입력하기 위해 구조물의 표면에 상응하는 유체 절점들에서 압력값을 추출한다.

Fig. 3은 CSB의 외부면에서의 속도분포를 보여주는 것으로 두 입구 노즐에서 들어오는 냉각재는 CSB에 충돌하여 양쪽으로 퍼지고, 강수부를 내려가면서 합쳐져 유속이 빨라지는 것을 확인할 수 있다. 난류의 압력변동을 구조응답해석에 입력하기 위해 구조물의 면을 여러 면으로 분할하고, 분할면에서 시간에 따른 압력 변동을 고속 푸리에 변환(fast Fourier transform)을 이용하여 PSD로 변환한다.

Table 3은 OPR1000 RVI CVAP 측정 프로그램에서 UGS 지지판의 아래면에 설치된 압력계에서 주기적 수력하중의 측정값(M)과 이 연구의 예측값(P)을 보여준다. 이 연구에서 계산된 예측값은 상당히 측정값에 일치하는 것을 확인할 수 있다. Fig. 4는 같은 위치에서 OPR1000의 불규칙적 수력하중의 측정값과 이 연구에서 예측한 압력 PSD를 나타낸 그림으로, 크기에서는 보수적으로 예측되었으나 낮은 주파수 범위에서는 급격하게 떨어지다가 주파수가 높아질수록 기울기가 줄어드는 경향이 모두 같이 나타났다. 측정값 중 RCP 맥동 주파수에서 발생하는 피크값들은 주기적 수력하중에 의해 발생된다. 따라서 해석결과가 주기적 수력하중 및 불규칙적 수력하중을 적절하게 묘사하므로 이 연구에서 수립한 유동해석방법의 타당성을 확인할 수 있다.

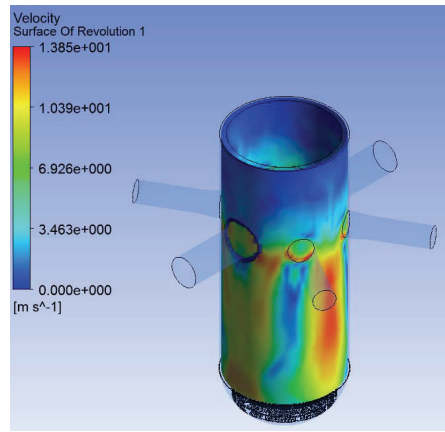


Fig. 3 Velocity contour on outside surface of CSB

Table 3 Deterministic pressure on UGS support plate

Frequency(Hz)	Pressure(kPa)	
	M	P
20	0.155	0.300
40	0.207	0.214
120	0.362	0.352
240	1.271	0.210
360	0.0438	2.602
480	0.571	1.389
SRSS	1.463	3.001

M : Measured in OPR1000

P : Predicted in this paper(by APR1400 RVI CVAP analysis method)

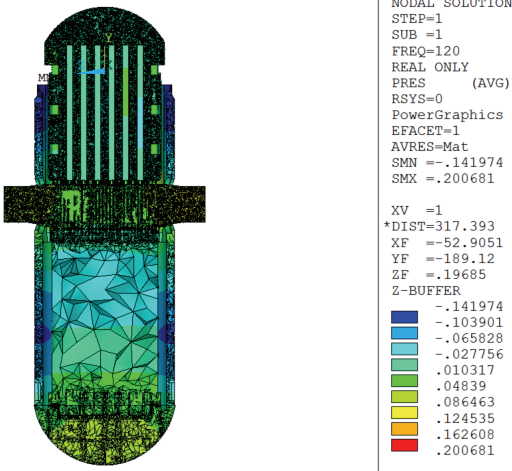


Fig. 2 Deterministic pressure contour at 120 Hz

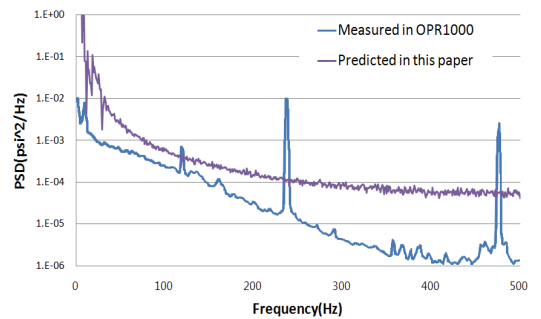


Fig. 4 Random pressure on UGS support plate

Table 4 Properties of material of reactor vessel internals

Modulus of elasticity	176 GPa
Poisson's ratio	0.31
Density	7,750 kg/m ³

3.2 구조해석

(1) 구조해석 모델 및 해석조건

OPR1000 원자로 및 원자로내부구조물에 대한 구조해석 모델은 원자로내부구조물의 설치 방법에 따라 노심지지배럴, 하부지지구조물, 상부안내구조물 및 CEA 쉬라우드 집합체로 분리하여 ANSYS 3차원 요소인 SOLID185의 사면체 또는 육면체로 생성하였다.

원자로내부구조물의 재료는 오스테나이트계 스테인리스강으로 해석에 사용한 물성치는 Table 4와 같고, 감쇠비(damping factor)는 보수적으로 1%로 가정하였다. 유체의 영향을 고려하기 위해 추가되는 수력질량은 ASME code에 따라 계산하여 ANSYS SURF154 요소를 사용하여 구조물 표면에 입력하였다. 각 모델의 경계조건은 구조물의 설치 및 구조물 간 역학적 조건을 고려하여 설정하였다. CSB 상부 플랜지가 원자로에 고정되고, CSB 하단의 스너버 리그(snubber lug)가 원자로의 stabilizing lug와 조립된다. UGS 상부 플랜지는 CSB 상부 플랜지와 함께 원자로에 고정되고, UGS의 연료정렬판(fuel alignment plate)이 핵연료 쉬라우드(core shroud)의 가이드 리그(guide lug)에 의해 고정된다. CEA 쉬라우드 집합체는 4개의 스너버가 UGS 상부 플랜지에 고정되고, 12개의 고정봉이 CEA 쉬라우드 집합체를 UGS 지지판에 고정한다.

(2) 구조해석 결과 및 고찰

Table 5는 CSB 및 CEA 쉬라우드 집합체의 1차에서 5차까지의 고유진동수(natural frequency)로 예측결과(C) 및 측정값(M)과 비교하였다. CSB의 1차 모드는 유사하게 나타났으나 2차 모드부터 차이를 보이고 있다. 이는 OPR1000 해석은 빔 모델과 셀 모델을 분리하여 계산하였기 때문에 나타난 것으로 판단된다. 1차 고유주파수의 측정결과와 해석 결과와 유사하게 7.5 Hz로 나타났다.

CEA 쉬라우드 집합체의 고유진동수는 차이가 나타났다. 이는 CEA 쉬라우드 집합체에 부가되는 수력질량의 차이에서 주로 발생하는 것으로 판단된다. CEA 쉬라우드 집합체의 고유주파수 측정 결과는 CSB의 첫 번째 고유주파수와 같이 뚜렷하게 나타나지 않았으나 측정위치에 따라 10~22 Hz 사이에서 측정되었고 OPR1000 및 현재의 해석값 모두 측

Table 5 Predicted natural frequencies of CSB and CEA shroud assembly(Hz)

Mode	CSB			CEA shroud assembly		
	C	M	P	C	M	P
1st	8.06	7.5	8.84	10.4	10~22	17.8
2nd	16.6	N/A	9.25	14.3	N/A	26.3
3rd	22.3		10.4	N/A		29.8
4th	26.9		14.9	21.9		30.2
5th	35.6		15.9	22.2		37.2

M : Measured in OPR1000
 C : Calculated in OPR1000
 P : Predicted in this paper(by APR1400 RVI CVAP analysis method)

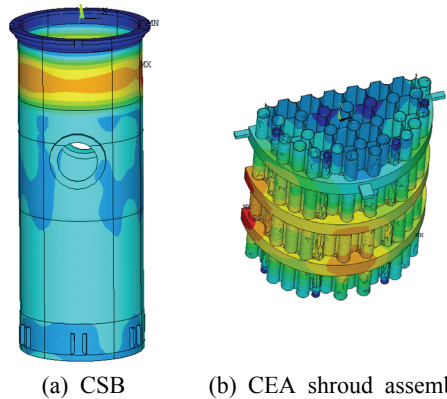


Fig. 5 Deformation contour of random hydraulic loads

Table 6 Structural responses of CEA shroud assembly and CSB (unit : micro strain)

	Deterministic		Random		Sum	
	M	P	M	P	M	P
SG1	8.69	1.95	2.54	6.52	11.2	8.47
SG2	3.49	5.0	2.52	13.8	6.00	18.8
SG3	6.08	2.57	2.24	4.48	8.32	7.05
SG4	0.37	1.46	1.76	8.75	2.13	10.2
SG5	N/A	2.39	N/A	7.82	2.31	10.2

정범위 내에서 예측됐다. Fig. 5는 불규칙적 수력하중에 대한 2개의 구조물의 변형을 보여주는 그림으로 CSB는 주로 출구 노즐 상부에서 배럴이 휘는 형상으로 나타났고, CEA 쉬라우드 집합체는 중간 가이드 링(guide ring)이 팽창하고, 이에 따라 튜브 및 격자가 변형되는 형상을 보여준다.

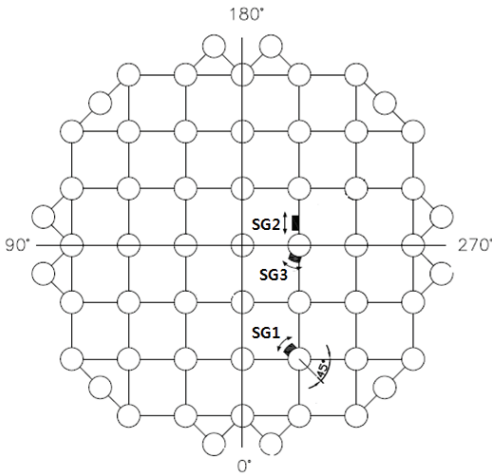


Fig. 6 Locations of measurement and prediction of CEA shroud assembly for OPR1000

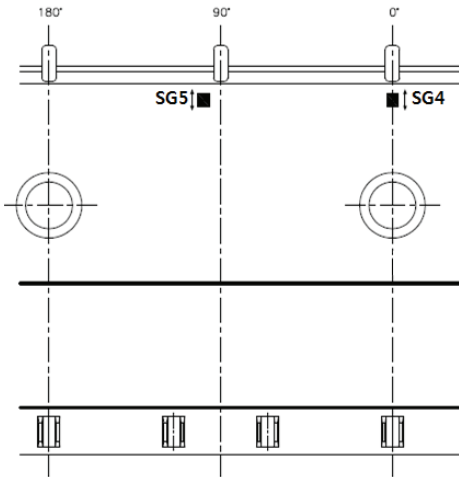


Fig. 7 Locations of measurement and prediction of CSB for OPR1000

Table 6은 OPR1000 RVI CVAP 측정프로그램에서 CEA 쉬라우드 집합체 상부(SG1, 2, 3)와 CSB의 상부플랜지 아래(SG4, 5)에 설치된 변형률계의 측정값(M) 및 이 연구에서의 계산한 예측값(P)을 보여준다. CEA 쉬라우드 집합체 및 CSB에서 측정 위치는 Fig. 6과 7에서 확인할 수 있다.

CEA 쉬라우드 집합체 및 CSB 구조해석에서 주기적 구조응답은 OPR1000의 측정값에 근사한 결과를 보였고, 불규칙 구조응답은 이 연구에서 수행한 해석값이 측정값보다 모든 위치에서 보수적으로 예측되었으나 그 차이는 상당히 타당한 범위에 있다고

판단된다. 또한 최종적인 합도 APR1400 RVI CVAP 해석을 위해 수립된 방법으로 해석된 결과가 측정값을 대체적으로 유사하게 예측하였다.

4. 결 론

우리는 APR1400 RVI CVAP 진동 및 응력 해석 프로그램을 수행하기 위하여 상용 해석프로그램인 ANSYS 및 CFX를 이용한 3차원 상세모델 생성 및 해석하는 방법을 수립하였다. 수립된 해석방법을 검증하기 위해 이전에 측정이 수행된 OPR1000 RVI를 대상으로 수력하중 및 구조응답을 계산하였고, 측정값과 비교하였다. 이 연구에서 수행된 해석은 측정의 불확도 및 해석의 보수성으로 측정값과 정확하게 일치하지는 않지만, 유사한 결과를 얻을 수 있어 APR1400 RVI CVAP 유동 및 구조해석을 위한 방법이 적절하게 수립되었음을 확인하였다.

향후 APR1400 RVI CVAP 측정을 수행하면, 이 연구에서 수립한 해석방법의 추가적인 검증이 가능할 것으로 판단된다.

참 고 문 헌

- (1) U.S. NRC, Regulatory Guide 1.20, 2007, Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals during Preoperational and Initial Startup Testing.
- (2) Combustion Engineering, Inc., 1984, A Comprehensive Vibration Assessment Program for the Prototype System 80 Reactor Internals(Palo Verde Nuclear Generating Station Unit 1), CEN-202(V)-P.
- (3) KEPCO, 1995, A Comprehensive Vibration Assessment Program for Yonggwang Nuclear Generating Station Unit 4, 10487-ME-TE-240-03.
- (4) Ko, D. Y., Kim, K. H. and Kim, S. H., 2011, Selection Criteria of Measurement Locations for Advanced Power Reactor 1400 Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program, Transactions of the Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 21, No. 8, pp. 708~713.
- (5) Kim, K. H., Ko, D. Y. and Kim, S. H., 2011, Vibration and Stress Analysis for Reactor Vessel Internals of Advanced Power Reactor 1400 by Pulsation

of Reactor Coolant Pump, Transactions of the Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 21, No. 12, pp. 1098~1103.

(6) Kim, K. H., Ko, D. Y. and Kim, T. S., 2011, Hydraulic and Structural Analysis for APR1400 Reactor Vessel Internals Against Hydraulic Load Induced by Turbulence, International Journal of Safety, Vol. 10, No. 2, pp. 1~5.

(7) Lim, S. G., Kim, T. J. and Kim, H. G., 2012, CFD Simulation of Acoustic-induced Vibration in Main Steam Line of APR1400, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, pp. 17~18.

(8) ASME B&PV Section III Division 1 Appendix N, 2010.



Kyu Hyung Kim received Master in mechanical engineering from Chungbuk National University in 1998. He is a researcher at Korea Hydro & Nuclear Power Company - Central Research Institute (KHNP-CRI). His research inter-

ests include vibration and stress analysis for nuclear reactor vessel and steam generator internals, environ-

mental assisted fatigue, and piping design.



Do Young Ko got the MS and PhD degrees in Electrical and Computer Engineering from University of Seoul, Korea in 2003 and 2007, respectively. He has studied as a senior researcher in Korea Hydro & Nuclear Power Company -

Central Research Institute(KHNP-CRI). His main research interests are verification and validation of reactor design(reactor internals modularization, comprehensive vibration assessment program), wireless technology, and digital instrumentation and control for nuclear power plants.



Sung Hwan Kim is BOP design group leader at Korea Hydro & Nuclear Power Company - Central Research Institute(KHNP-CRI). His research interests are CVAP for RV and SG internals. He has participated in the field of design

development of Advanced Power Reactor.