

# APR1400 상부안내구조물 집합체 구조해석 및 측정위치

## Structural Analysis and Measuring Locations of Upper Guide Structure Assembly in APR1400

고도영† · 김규형\* · 김성환\*

Do-Young Ko, Kyu-Hyung Kim and Sung-Hwan Kim

**Key Words** : RVI(원자로내부구조물), CVAP(종합진동평가), APR1400(신형경수로1400), UGS(상부안내구조물), Measurement(측정)

### ABSTRACT

A reactor vessel internals comprehensive vibration assessment program (RVI CVAP) of an advanced power reactor 1400 (APR1400) is being performed as a non-prototype category-2 type of reactor based on the US Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide (NRC RG) 1.20. The aim of this paper is to present the results of structural response analysis and measuring locations of a upper guide structure (UGS) assembly of the APR1400 reactor. The analysis results of the UGS assembly results show that meet the specified integrity levels of the design acceptance criteria. Also, the measuring locations are set by the analysis results of the UGS assembly and selection criteria of measuring locations prior to this study. These analysis results and measuring locations will be used as fundamental materials to design a measurement system for the APR1400 RVI CVAP.

### 1. 서 론

원자로의 건전성은 원전 안전성에서 가장 중요한 요소로 인식된다. 건설 및 시운전 단계에서 원자로의 건전성을 검증하기 위한 주요 설계검증 방법 중 하나가 원자로내부구조물 종합진동평가프로그램(RVI CVAP : reactor vessel internals comprehensive vibration assessment program)으로 원전의 설계 수명기간 중 원자로냉각재의 유동유발진동(flow-induced vibration)에 의한 원자로내부구조물의 건전성을 확인하는 것이다. RVI CVAP는 미국원자력규제위원회 규제지침(US NRC RG : US nuclear regulatory commission regulatory guide) 1.20<sup>(1)</sup>에 근거하여 개별 원전의 CVAP가 분류되고 수행된다.

신형경수로(APR1400) 원자로내부구조물은 크게 노심지지배럴(CSB : core support barrel), 상부안내구조물(UGS : upper guide structure), 하부지지구조물(LSS : lower support structure) 및 노심슈라우드(CS : core shroud) 등으로 구성된다. APR1400과 한국표준형원전(OPR1000 : optimized power reactor1000) 원자로의 가장 큰 차이점은 상부안내구조물로써 APR1400 원자로내부구조물이 내진이나 원자로냉각재에 의한 유동유발진동에 대해 보다 안전하도록 내부배럴집합체(IBA : inner barrel assembly)를 포함<sup>(2-5)</sup>하고 있는 상부안내구조물 집합체로 설계 개선된 것이다.

APR1400 RVI CVAP 측정프로그램을 수행하기 위해, 이전 연구에서 측정을 위한 계측기 선정<sup>(6)</sup>, 측정위치 선정 기준<sup>(7)</sup> 및 측정시험 허용기준<sup>(8)</sup>을 수립하였다. 또한, 최근 선행연구에서 내부배럴집합체 상부판<sup>(9)</sup>에 대해 추가로 해석하여 측정위치를 선정하였다. 본 논문은 측정위치 선정 기준에서 측정위치로 제시한 상부안내구조물 집합체에 대해 진동응답 결과를 분석하여 계측기와 설치위치를 결정하였다.

† 교신저자; 고도영, 한수원중앙연구원  
E-mail : kodoyoung@khnp.co.kr  
Tel : 042-870-5774, Fax : 042-870-5779

\* 한수원중앙연구원

## 2. 구조 해석

본 연구에서는 3차원 유한요소 해석을 상용 구조해석 프로그램인 ANSYS로 수행하여 구조응답을 계산하였다. 해석모델은 3차원 CAD 솔리드 모델링 후 주로 육면체 요소로 격자를 생성하였다.

### 2.1 해석조건

#### (1) 수력하중

RVI CVAP의 수력하중의 물리적 성질에 따라 주기적 수력하중과 불규칙적 수력하중으로 분리하여 각각 예측한다. 주기적 수력하중은 펌프 축 회전주파수 20 Hz와 날개 통과 주파수(blade passing frequency, BPF) 120 Hz의 배수인 6개 주파수(20 Hz, 40 Hz, 120 Hz, 240 Hz, 360 Hz, 480 Hz)에서 펌프 맥동에 의해 발생되고, 압력과의 전달이므로 음향해석으로 계산할 수 있다. 불규칙적 수력하중은 냉각재의 난류유동에 의해 발생하며, 난류해석에 의해 예측된다.

본 연구의 수력하중은 이전 연구에서<sup>(10,11)</sup> 계산된 결과를 사용하였다. 수력하중이 계산된 해석 조건은 Table 1과 같다. Table 2는 주기적 구조응답 해석에 입력된 수력하중으로 각 주파수에 따라 다른 값으로 원자로 입구에서의 압력과 상부안내구조물(하부판) 입력되는 최대값을 보여준다. Fig. 1은 불규칙적 구조응답 해석에 입력된 수력하중을 보여주는 것으로 주파수가 높아질수록 수렴하는 경향을 보여준다.

#### (2) 물성치 및 구속조건

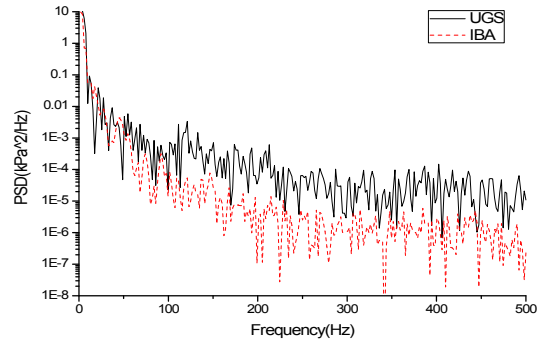
원자로내부구조물의 재료는 오스테나이트강(austenitic steels)이고, 원자로내부구조물은 원자로냉각재에 잠겨있기 때문에 부가질량을 ASME B & PV Section III<sup>(12)</sup>에 기술된 방법으로 계산하여 구조물의 면에 요소 SURF154를 사용하여 부가하였으며, 감쇠비는 보수적 해석을 위해 US NRC RG 1.20에 근거하여 1%를 적용하였다.

**Table 1** Analysis conditions

Number of RCPs	4 pumps
Temperature	291 °C
Pressure	156 kgf/cm <sup>2</sup>
Mass flow rate	5,245 kg/s per pump

**Table 2** Deterministic hydraulic loads

Frequency (Hz)	Pressure (kPa)	
	Inlet nozzle	UGS bottom plate
20	1.17	-1.917
40	0.345	-0.365
120	1.38	0.248
240	7.38	14.91
360	7.72	-5.850
480	3.45	7.881



**Fig. 1** Random hydraulic loads

상부안내구조물 상부 플랜지는 원자로 상부 헤드가 조립될 때, 노심지지배럴 집합체 상부 플랜지와 고정되므로 수직과 원주방향 자유도를 모두 구속하였고, 하부는 노심슈라우드의 상부 가이드 리그와 핵연료 정렬판 4개의 홈에서 고정되므로 원주방향 자유도만 구속하였다.

### 2.2 Modal Analysis

모달해석(modal analysis)은 구조물 고유의 동특성을 조사하기 위한 것으로 구조응답 해석의 기초자료가 된다. 상부안내구조물 집합체의 고유주파수(natural frequency)와 모드 형상(mode shape)을 예측하기 위해 Block Lanczos method를 적용하였다<sup>(13)</sup>.

Table 3은 상부안내구조물 집합체의 모달해석 결과로 산출된 고유주파수와 모드 타입을 나타낸다. Table 3에서 보는 바와 같이 상부안내구조물의 1차 모드는 13.39 Hz에서 발생하고 있으며, 2차와 3차 모드의 고유주파수는 14.35 Hz와 32.24 Hz로 각각 나타났다. 1차 모드는 실린더의 Shell 타입을 보였으며, 그 외 모드는 배럴의 Shell 타입과 제어봉집합체 가이드 튜브 다발의 Beam 모드가 혼합되어 나타나는 Complex 타입을 보였다. 내부배럴집합체의 1차 모드 고유주파수는 33.22 Hz에서 나타나며, 2차와 3차 모

**Table 3** Natural frequencies and mode types of UGS and IBA

	UGS		IBA	
	Frequency	Mode type	Frequency	Mode type
1st	13.39 Hz	shell	33.22 Hz	shell
2nd	14.35 Hz	plate	36.26 Hz	complex
3rd	32.24 Hz	complex	63.44 Hz	complex
4th	72.18 Hz	complex	79.97 Hz	complex
5th	107.52 Hz	complex	99.88 Hz	complex

드는 36.26 Hz와 63.44 Hz에서 각각 발생되었다. 1차 모드는 주로 실린더에서 Shell 타입이 나타나고, 2차 모드는 아래판이 변형되는 Plate 타입이 나타났다. 그 외 모드에서는 실린더와 제어봉집합체 슈라우드(CEA shroud)에서 동시에 반응하는 Complex 타입을 보임을 알 수 있다.

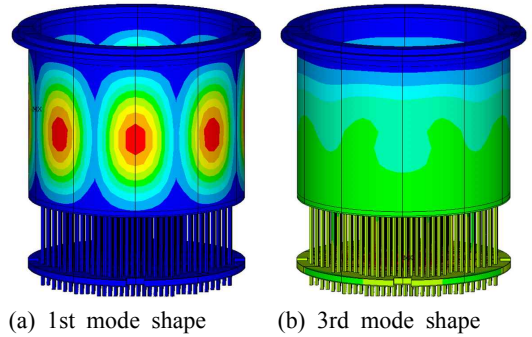
Fig. 2 (a)와 (b)는 상부안내구조물의 1차 및 3차 모드 형상을 각각 묘사한 것으로 1차 모드에서는 상부안내구조물 실린더에 변형이 일어나고, 3차 모드에서는 실린더와 제어봉집합체 가이드 튜브와 핵연료 정렬판(FAP : fuel alignment plate)에도 변형이 발생함을 나타내었다.

Fig. 3 (a)와 (b)는 내부배렬집합체의 1차 그리고 2차 모드 형상을 각각 보인다. 1차 모드에서는 내부배렬집합체 실린더에서 변형을 보이나, 2차 모드부터는 실린더와 제어봉집합체 슈라우드에 변형이 동시에 일어남을 확인하였다.

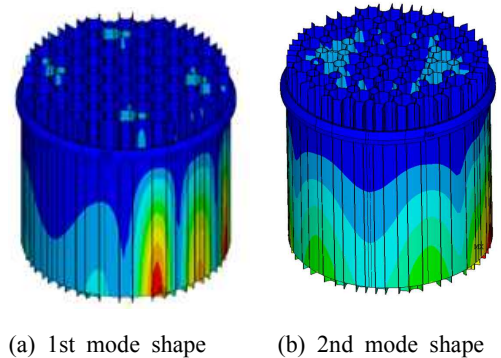
모달해석 결과는 측정위치 및 계측기 선정에 있어서 중요한 근거자료 중 하나가 된다. 예를 들면, 모드 형상은 계측기 타입을 선정하기 위해 필요하고, 고유주파수는 계측기의 주파수 요구조건을 확인하는데 사용되기도 한다. 또한, 향후 측정된 데이터로 예측된 고유주파수와 모드 형상을 확인하기 위한 측정 후 데이터 해석기법(PSD, Cross-PSD, Coherence 등)을 결정하는 근거가 되기도 한다.

### 2.3 Structural Response Analysis

APR1400 원자로내부구조물에 가해지는 유동유발진동은 발생 원인에 따라 주기적 수력 하중(deterministic loads)과 불규칙적 수력 하중(random loads)으로 분리하여 해석하였으므로 각 구조응답을 계산하고 전체 응답은 SRSS (square root of sum of square)법을 이용하여 조합한다<sup>(9)</sup>.



**Fig. 2** Mode shape of UGS



**Fig. 3** Mode shape of IBA

(1) Deterministic Response Analysis 결과  
원자로냉각재펌프의 압력 맥동에 의한 맥동 발생 주파수는 펌프 블레이드와 주파수에 의해 결정된다. 주기적 맥동 하중에 대한 구조응답은 이러한 주파수들에서 ANSYS의 하모닉(harmonic) 해석을 적용하여 응답 계산을 수행하였다.

주기적 응답해석 결과를 계산하기 위해 6개의 주파수에서 상부안내구조물과 내부배렬집합체에 가해지는 맥동 압력을 구조물의 표면노드에 적용하였다. 또한, 구속조건과 부가질량 등의 해석조건은 모달해석과 동일하고, 6개 주파수에서의 각 하중에 대한 상부안내구조물 집합체의 구조 응답 해석을 각각 계산하였다.

Fig. 4는 상부안내구조물의 주기적 응답에서 가장 큰 응력분포로 계산된 주파수(360 Hz)에서의 해석결과를 나타낸 것이다. 제어봉집합체 가이드 튜브 벅크와 UGS 아래판 및 FAP의 용접부에서 상대적으로 큰 응력이 발생됨을 알 수 있다.

Fig. 5는 내부배렬집합체의 주기적 응답에서 가장

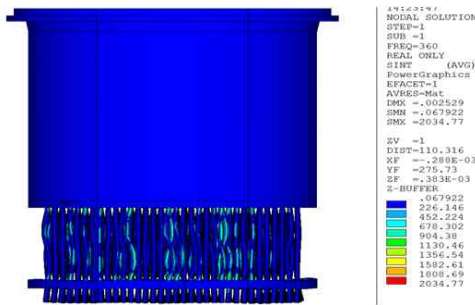


Fig. 4 Stress distribution of deterministic responses of the UGS at 360Hz [psi]

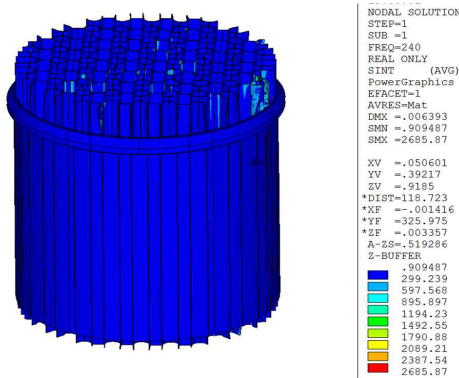


Fig. 5 Stress distribution of deterministic responses of the IBA at 240Hz [psi]

큰 응력분포를 보여준 주파수(240 Hz)에서의 해석결과이다. 내부배럴집합체 상부 제어봉집합체 슈라우드 외곽 배럴의 용접부에서 응력이 상대적으로 크게 발생하였다.

(2) Random Response Analysis 결과

불규칙 구조응답 해석은 입력값이 불규칙한 성분을 갖기 때문에 각 노드별 응답이 PSD로 계산되며, 가우스 분포(Gauss distribution)를 따르는 것으로 간주, PSD 결과를 적분 후 분산으로 계산하였다. 이를 이용하여 99.73%의 확률을 갖는 3σ 응력 및 3σ 변위를 계산할 수 있었다. 여기서, 3σ는 다른 불규칙 응답값 보다 높을 확률이 99.73%라는 것을 의미한다<sup>(9)</sup>.

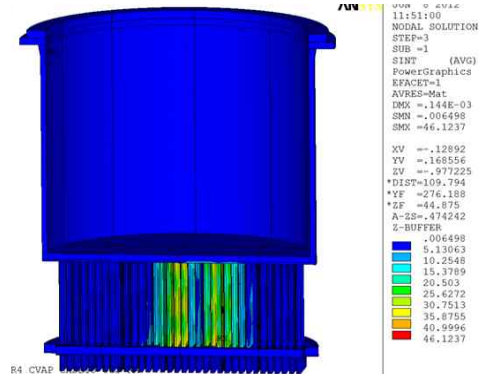
난류에 의한 수력하중에 대한 구조물의 응답을 계산하기 위해 ANSYS의 스펙트럼 해석을 수행하였으며, Fig. 6의 (a)와 (b)는 상부안내구조물과 내부배럴집합체의 불규칙 구조해석 결과를 나타낸다. 상부

안내구조물의 응력은 하부판 및 FAP와 제어봉집합체 가이드 튜브 뱅크의 용접부에서 높게 나타났으며, 최대값은 318 kPa로 보였다. 내부배럴집합체 상부 제어봉 집합체 슈라우드 외곽의 배럴의 용접부에서 비교적 큰 응력이 발생되었고, 최대값은 22.1 MPa로 계산되었다.

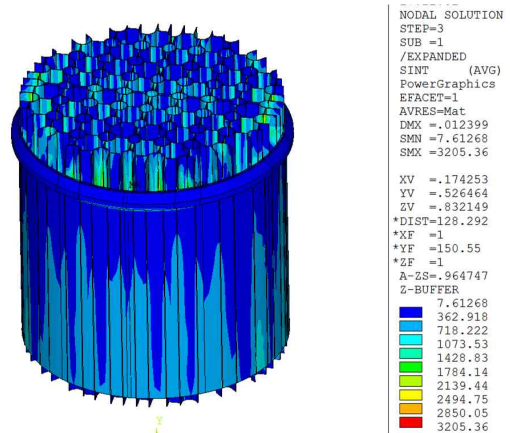
(3) Combination of Responses

Table 4는 상부안내구조물과 내부배럴집합체에 발생한 응력 해석 결과를 각각 나타내었는데 이 값들은 각 해석 성분에서의 피크값을 의미한다.

Table 4의 응력해석 결과, 상부안내구조물 및 내부배럴집합체는 주기적 하중에 의한 영향이 더 크다는 것을 알 수 있었고, 상부안내구조물은 360Hz, 내부배럴집합체는 240 Hz에서 가장 큰 구조응답 특성을 나타내었다.



(a) Stress ( $\sigma$ ) distribution of the UGS



(b) Stress ( $\sigma$ ) distribution of the IBA

Fig. 6 Random responses of the RVI [psi]

**Table 4** Stress response results of the UGS and IBA [MPa]

Component	Deterministic response						Random response (3σ)	Total response
	20 Hz	40 Hz	120 Hz	240 Hz	360 Hz	480 Hz		
UGS	0.706	0.140	0.185	0.430	14.03	2.177	0.318	14.23
IBA	1.416	0.114	0.151	18.52	3.54	14.21	22.10	32.37

**Table 5** Locations and purposes of the sensors at UGS assembly

Location	Number	Type	Direction	Purpose
CEA shroud	2	Strain gage	X, Y	Web strain at the web midpoint between U-type tubes
CEA shroud	2	Strain gage	Circumferential	U-type tubes strain midway between webs
CEA shroud	2	Strain gage	X, Y	Web strain near the tube and web weld
CEA shroud	2	Strain gage	Circumferential	Tube strain near the tube and web weld
CEA shroud	1	Pressure transducer	Cruciform	Pressure levels in the CEA shroud cell near the center of the CEA shroud assembly
UGS bottom plate	4	Strain gage	Z	CEA guide tube bending stress
UGS bottom plate	2	Accelerometer	X, Y	UGS bottom plate horizontal acceleration
UGS bottom plate	2	Pressure transducer	Z	Pressure on the underside of the UGS bottom plate

### 3. 계측기 및 측정위치 선정

구조해석 결과에 근거하여, 상부안내구조물과 내부배럴집합체에 응력과 변위를 측정할 수 있는 변형률계와 가속도계를 선정할 수 있다.

Table 5는 상부안내구조물 집합체 측정프로그램을 수행하기 위해 상부안내구조물 집합체의 구조응답 결과에 근거하여 선정한 측정 위치, 계측기 타입, 측정 방향 및 목적을 정리한 것이다.

내부배럴집합체 상부의 제어봉집합체 슈라우드 외곽부에서는 U 타입 튜브 사이 웹의 응력 측정을 위해 X, Y축의 2개 변형률계와 웹 사이 U 타입 튜브의 응력 측정을 위해 원주방향의 2개 변형률계를 각각 선정하였다.

내부배럴집합체 상부의 제어봉집합체 슈라우드 중간부에서는 튜브와 웹 용접 부근의 웹 응력 측정을 위해서 X, Y축의 2개 변형률계를 배치하고, 튜브와 웹 용접 부근 튜브 응력 측정은 원주방향의 2개 변형률계로부터 데이터를 취득한다.

또한, 상부안내구조물 집합체 내부의 압력을 확인하기 위해 제어봉집합체 슈라우드의 중간부에 압력계를 부착한다.

상부안내구조물에서 큰 응답특성을 보인 제어봉

집합체 가이드 튜브 뱅크에 4개의 변형률계를 설치하였다. 상부안내구조물 하부판은 수평 방향의 변위와 수력 하중을 측정하기 위해 2개의 가속도계를 X축과 Y축 방향으로 배치하였고, 압력계 2개를 35.5° 와 215.5° 에 각각 설치하여 이중화 하였다.

### 4. 고찰

Table 4에서 확인할 수 있듯이 상부안내구조물은 주기적 하중보다 불규칙 하중에 의해 더 큰 반응을 나타내었다. 이러한 결과는 영광4호기 RVI CVAP의 해석 및 측정시<sup>(2,14)</sup> 얻어진 결과와 동일하다. 이러한 특성은 상부안내구조물의 하부가 원자로 냉각재에 직접적으로 반사되어 유로가 변경되므로 주기적 수력하중 보다 불규칙 수력하중이 크기 때문인 것으로 판단된다.

또한, 본 연구와 관련된 선행 연구에서 수립된 측정시험 허용기준과<sup>(8)</sup> 비교하여 다음과 같은 결과를 도출할 수 있다. IBA 재료인 오스테나이트강과 운영설계온도 343.3℃를<sup>(3-5)</sup> ASME Code Section III, Division 1, Appendix에<sup>(12)</sup> 적용하여 계산한 상부안내구조물과 내부배럴집합체의 피로한계치 93.77 MPa은 예측된 최대 응력 14.23 MPa 및 32.37 MPa 대비 6.59배와 2.90배의 설계마진을 갖는다.

계측기 측정위치는 이전 연구에서 측정위치 선정 기준<sup>(7)</sup>에 근거하여 설치하되, 추후 제거가 불가능한 곳은 대체 위치를 선정하였다.

## 5. 결 론

OPR1000과 비교, APR1400 원자로내부구조물 중 변경된 부분은 상부안내구조물 집합체이다. 본 논문에서는 상부안내구조물 집합체 대한 구조해석 결과와 추가적으로 기존 연구에서 수립한 측정위치 선정 기준에 따라 17개의 계측기와 측정위치를 선정하였다. 본 논문에서 제시된 결과는 RVI CVAP 측정시스템 설계에 반영되고, 실제 현장에서 측정된 데이터는 해석 결과(고유주파수, 모드 형상, 응력, 변위)와 비교·평가될 예정이다.

## 참 고 문 헌

(1) US Nuclear Regulatory Commission, 2007, Regulatory Guide 1.20, Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing, Rev. 3.

(2) Korea Electric Power Corp., 2000, Report on the Observation and Synthesis about CVAP in KNGR RVI.

(3) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Specification for Reactor Vessel Core Support and Internal Structures.

(4) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Reactor Vessel Core Support and Internal Structures System Design Requirements.

(5) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Data for The Hydraulic Loads on Reactor Internals During Normal Operation.

(6) Ko, D. Y. and Lee, J. G., 2011, A Review of Measuring Sensors for Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program in Advanced Power Reactor 1400, Transactions of the Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 21, No. 1, pp. 47~55.

(7) 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.

(8) Ko, D. Y., Kim, K. H. and Kim, S. H., 2011, Response Instrumentation Test Acceptance Criteria for APR1400 RVI CVAP, Transactions of the Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 21, No. 11, pp. 1306~1042.

(9) Ko, D. Y., Kim, K. H. and Kim, S. H., 2012, Structural Analysis and Response Measurement Locations of Inner Barrel Assembly Top Plate in APR1400, Transactions of the Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 22, No. 5, pp. 474~479.

(10) Kim, K. H., Ko, D. Y. and Kim, S. H., 2011, Vibration Stress Analysis for Reactor Vessel Internals of Advanced Power Reactor 1400 by Pulsation of Reactor Coolant Pump, Transactions of Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 21, No. 12, pp. 1098~1103.

(11) 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.

(12) ASME, 2010, Boiler & Pressure Vessel Code Section III, Division 1 - Appendices, Rules for Construction of Nuclear Facility Components.

(13) Kim, K. H., Ko, D. Y. and Kim, Y. S., 2009, Hydraulic and Structural Analysis Methodology of RVI CVAP in Shin-Kori 4, Transaction of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, pp. 1113~1114.

(14) KEPCO, 1995, A Comprehensive Vibration Assessment Program for Yonggwang Nuclear Generating Station Unit 4, 10487-ME-TE-240-03.