

APR1400 원자로내부구조물 종합진동평가 측정위치 선정 기준

Selection Criteria of Measurement Locations for Advanced Power Reactor 1400 Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program

고도영†·김규형*·김성환*

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

(2011년 3월 9일 접수 ; 2011년 6월 29일 심사완료)

Key Words : RVI(원자로내부구조물), CVAP(종합진동평가프로그램), APR1400(신형경수로1400), Measurement Program(측정프로그램)

ABSTRACT

U.S. nuclear regulatory commission(NRC) regulatory guide(RG) 1.20 requires a comprehensive vibration assessment program(CVAP) for use in verifying the structural integrity of reactor vessel internals(RVI) for flow-induced vibrations prior to commercial operation. The CVAP program consist of vibration and fatigue analysis, a vibration measurement program, an inspection program, and a correlation of their results. One of the main purposes of the analysis program is to select measurement locations, however measurement locations can not be determined by only analysis results, therefore we developed selection criteria of measurement locations for advanced power reactor 1400(APR1400) RVI CVAP, It will be used to select measurement locations and instrument types for APR1400 RVI CVAP.

1. 서 론

원자로내부구조물(RVI : reactor vessel internals)은 원자로(RV : reactor vessel)의 정상(steady) 및 과도(transient) 운전조건하에서 원자로 냉각재 유동에 의해 진동을 겪게 되므로 원전의 전 수명기간 동안 그 건전성이 유지됨과 안전여유도가 확보되고 있음을 입증해야 하며, 이를 위해서 원자로내부구조물에 대한 종합진동평가계획(CVAP : comprehensive

vibration assessment program)은 U.S. NRC(nuclear regulatory commission) R.G.(regulatory guide) 1.20⁽¹⁾에 따라서 수행되어야 한다.

한국수력원자력은 원전 사업자로서 APR 1400 독립 검증, APR1400 해외 수출 및 건설시 CVAP 기술지원, 그리고 현재 개발 중인 APR+(advanced power reactor plus) 등 신규 원전 개발시 CVAP 수행능력 확보 등을 목적으로 U.S. NRC R.G. 1.20 Rev.3을 기준으로 RVI CVAP를 기술개발⁽²⁾하고 있으며, 현재 상용 해석 코드인 ANSYS를 활용하여 유동 및 구조해석 수행과 압력, 응력, 진동 특성 측정을 위한 시스템 설계 그리고 측정센서와 측정케이블의 설치 및 보호를 위한 케이블 도관(conduit), 센서 보호대(cover), 압력 경계 관통부(stalk) 등을 설계 중이다.

RVI CVAP는 해석(analysis), 측정(measurement)

† 교신저자; 정회원, 한국수력원자력(주) 중앙연구원
E-mail : kodoyoung@khnp.co.kr
Tel : (042)870-5774, Fax : (042)870-5779

* 한국수력원자력(주) 중앙연구원

이 논문의 일부는 2011년 춘계 소음진동 학술대회에서 발표되었음.

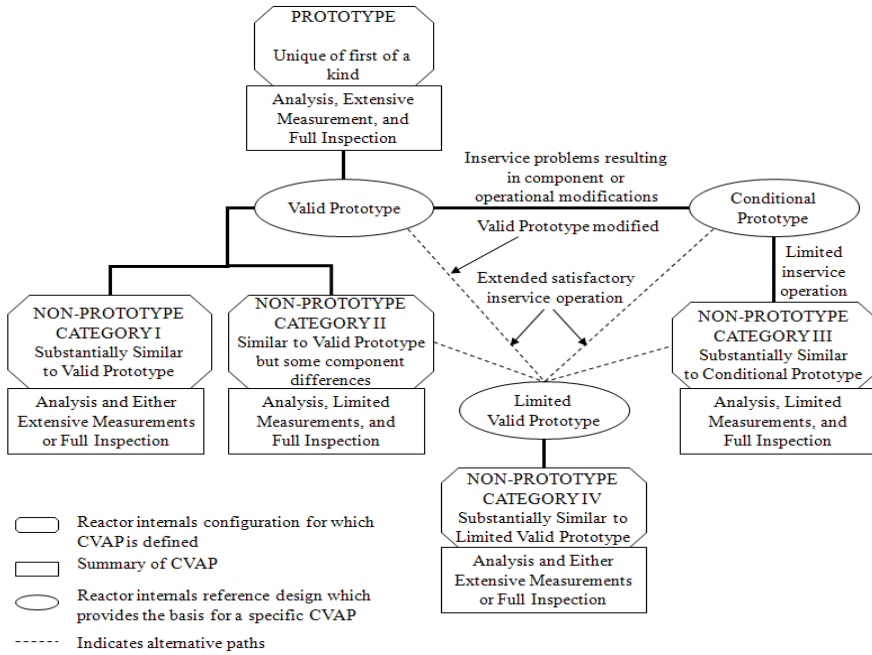


Fig. 1 Summary of RVI CVAP

그리고 검사(inspection)로 구성되는데, 측정은 시운전 시험 중에 핵연료 장전 전(pre-core) 원자로 고온기능시험(HFT : hot functional test)시 수행되며, 해석으로부터 산출된 원자로의 정상운전 및 과도운전 상태에서의 진동 예측값을 확인하고, 60년의 운전 전 수명기간 동안의 운전에 대한 안전 여유도를 결정하기 위한 것이다.

RVI CVAP를 위한 측정시스템 및 측정용 구조물의 설계와 제작을 위해서는 측정위치와 측정항목을 사전에 신중하게 선정해야 한다. RVI CVAP는 진동 해석결과와 측정결과를 비교·평가해야 하므로 해석결과에 근거하여 측정위치와 측정항목을 선정하는 것이 가장 기본적인 방법이다. 그러나 RVI CVAP 측정은 대상 원전마다 U.S NRC R.G. 1.20의 분류기준에 따라 수행여부가 결정된다. Fig. 1은 U.S NRC R.G. 1.20의 CVAP 분류⁽¹⁾를 나타내고 있다. 또한, 측정은 원전 건설공기에 직접적인 영향을 줄 수 있고, 측정으로 원자로 설계변경시 건전성 및 안전성이 검토되어야 하며, 측정센서의 설치 및 제거 가능성 검토 등 실제적으로 고려해야 할 사항이 많다. 우리는 이를 위해 다양한 자료를 폭넓게 검토하여 그 결과를 바탕으로 APR1400 RVI CVAP

측정위치 선정 기준을 개발하였다.

2. APR1400 RVI CVAP 측정위치 선정 기준

2.1 규제지침

Fig. 1에서 보는 바와 같이, Palo Verde 1호기는 SYSTEM 80형 원전의 최초 건설 원전으로서 원형(prototype)으로 분류되어 해석, 광범위한 측정 그리고 전체 검사로 CVAP를 수행했고, 이를 통해 유효 원형원형(valid prototype)이 되었다. APR1400은 Palo Verde 1호기를 유효원형으로 하는데, 한국원자력안전기술원은 APR1400(신고리 3,4호기) 건설허가시 비원형 범주 I(non-prototype category I)으로 분류하였다. 비원형 범주 I은 해석과 광범위한 측정 또는 해석과 전체검사 중 선택하여 수행할 수 있다. 그러나, 원전 사업자인 한국수력원자력은 발전소 인허가와 무관하게 사업자 자체 기술개발 등을 목적으로 비원형 범주 II(non-prototype category II)로 RVI CVAP를 수행하고 있다. 비원형 범주 II는 해석, 제한적 측정, 전체 검사로 구성되어 있으므로 우리는 제한적 측정을 위해 RVI 중 일부분에 한해 측정 할

Table 1 Comparison of design and operating conditions of SYSTEM 80 and APR1400

Item	SYSTEM 80	APR1400
Output(MWt)	3817	4063
RV operating pressure(psia)	2250	2250
Operating coolant inlet temp.(°F)	565	555
Operating coolant outlet temp.(°F)	621	615
Operating coolant flow rate(lbm/hr)	164.0×10^6	166.6×10^6
Vessel inlet velocity(ft/sec)	50.6	51.5
Vessel outlet velocity(ft/sec)	57.5	58.4
Downcomer velocity(ft/sec)	27.4	26.8
Core inlet velocity(ft/sec)	16.3	16.2
Pump rotor speed(rpm)	1200	1190
Blade passing frequency(Hz)	120	120

계획이다.

RVI의 주요 구성요소는 노심지지통(CSB : core support barrel), 상부안내구조물(UGS : upper guide structure) 그리고 하부지지구조물/노심슈라우드(LSS/CS : lower support structure / core shroud)의 세 부분으로 구성^(3,4)되므로 APR1400 RVI CVAP 측정은 규제지침에 따라 세 부분 중 한 부분 또는 두 부분을 측정구조물로 선정할 수 있다^(5,6).

2.2 RVI 배열, 설계, 크기 및 운전조건 비교

위 2.1의 규제지침에 따른 선정 기준의 확인을 위하여 U.S. NRC R.G. 1.20 Rev.3에 명시된 Fig. 1의 CVAP 분류의 기준요소(배열, 설계, 크기, 운전조건)에 따라 APR1400과 이의 유효원형인 SYSTEM 80을 비교⁽⁷⁻¹³⁾하였다.

Table 1은 SYSTEM 80과 APR1400의 설계(design) 및 운전조건(operating conditions)을 비교한 것이다. Table 1에서 보는 바와 같이, SYSTEM 80 대비 APR1400은 열출력 증가(6%)와 원자로 냉각재 유량(operating coolant flow rate) 증가(1.56%) 이외에 거의 동일함을 알 수 있다.

RVI에 가진되는 수력함수(hydraulic forcing function)는 펌프맥동(pump pulsation)에 의한 주기적 하중(deterministic load)과 유체 난류(turbulence)에 의한 불규칙 하중(random load)이 발생한다. 주기적 하중은

Table 2 Comparison of arrangement and size of RVI of SYSTEM 80 and APR1400

Item	SYSTEM 80	APR1400	
CSB	Length(mm)	9734.6	9715.5
	Diameter(mm)	3987.8	3987.8
	Outlet nozzles(Qty)	2	2
	Outlet nozzle diameter(mm)	1184.3	1184.3
LSS	Cylinder height(mm)	412.8	412.8
	Cylinder diameter(mm)	3970.3	3970.3
	Main beams(Qty)	16	16
	Beam height(mm)	669.9	669.9
UGS	Length(mm)	4924.4	4924.4
	Diameter flange(mm)	4559.3	4559.3
	Diameter barrel(mm)	3962.4	3962.4
	CEA guide tubes(Qty)	804	820
	CEA shroud ring	3	0 (IBA)
	Tie-rod(Qty)	12	0 (IBA)

하중은 속도와 유량에 무관하고 펌프 블레이드 패싱 주파수(blade passing frequency)에 의존하는데, 두 노형이 모두 120 Hz로 동일하다. 또한, 불규칙 하중은 속도에 비례하는데 두 노형의 유체속도는 거의 유사함을 알 수 있다. 그러므로 설계 및 운전조건 차이로 인한 SYSTEM 80과 APR1400간 유동유발진동(FIV : flow induced vibration)의 차이는 거의 없을 것으로 예상된다.

Table 2는 SYSTEM 80과 APR1400 RVI의 배열(arrangement)과 크기(size) 비교표이다. Table 2에서 보는 바와 같이, 크기는 거의 동일하고, 노심제어봉 집합체(CEA : control element assembly) 안내관(guide tubes)의 증가(16개)와 CEA shroud ring과 tie-rod가 없어지고 일체형 집합체(IBA : inner barrel assembly)로 변경되었음을 알 수 있어 배열에 일부 차이가 있음을 알 수 있다. 또한, CSB와 LSS의 용접 및 부착 등 지지 조건도 동일하여 유동유발진동(FIV : flow induced vibration)에 의한 CSB와 LSS의 진동특성은 거의 유사하고, UGS에서는 유효원형과 차이가 있을 것으로 예측된다. 이상의 CVAP 분류 기준요소의 비교·분석을 통하여 APR1400 RVI CVAP 측정시 UGS는 포함되어야 할 부분으로 판단된다.

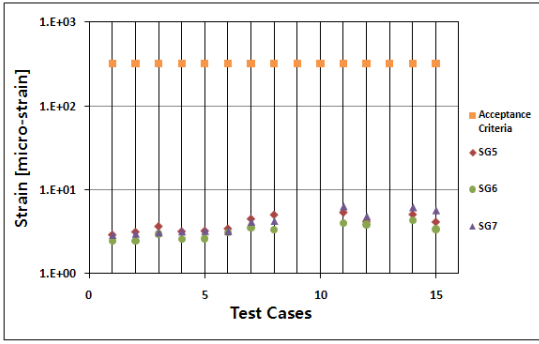


Fig. 2 Measurement results and test acceptance criteria of CSB strain of Palo Verde #1

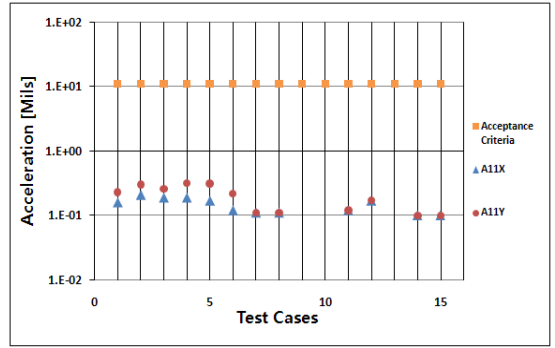


Fig. 3 Measurement results and test acceptance criteria of LSS acceleration of Palo Verde #1

2.3 유효원형 측정결과와 허용기준 비교

유효원형의 측정결과와 측정시험 허용기준(response instrumentation test acceptance criteria) 비교⁽¹³⁾로 APR1400 측정구조물 제외 타당성을 확인할 수 있다. Palo Verde 1호기는 ASME Section III Div.1 Subsection NB-3222에 근거한 탄성영역에서 재료의 탄성계수와 설계 피로한계의 관계식에 근거하여 측정시험 변형률 허용기준이 산출되었고, 측정구조물의 설계 허용간극에 의해 변위 허용기준이 정해졌다. 2.2항 RVI 설계 비교분석 선정 기준에서 APR1400 RVI CVAP 측정구조물로 제외된 CSB와 LSS에 대해 Palo Verde 1호기의 측정값과 허용기준을 Fig. 2와 Fig. 3과 같이 비교 및 분석하였다. Palo Verde 1호기 CSB에서의 변형률과 LSS에서의 변위에 대한 측정결과와 허용기준을 비교한 결과, 측정값은 모두 측정시험 허용기준 이내에 존재함을 알 수 있었다.

APR1400 유효원형의 측정결과 및 측정시험 허용기준의 비교를 통해, APR1400 RVI CVAP 측정시 CSB와 LSS의 제외는 타당한 것으로 확인하였다.

2.4 APR1400 원자로 설계변경 여부 검토

APR1400 RVI CVAP 측정위치 선정 기준에 있어 가장 중요한 부분 중 하나는 측정을 위해서 기존 원자로의 설계변경 여부를 검토하는 것이다.

연구개발 초기에 APR1400의 CSB, UGS, LSS/CS의 모든 RVI 구성요소를 측정할 계획이 있었다. 그러나, 이 연구에 의한 측정위치 선정 기준에 따라 재검토한 결과 CSB와 LSS/CS는 제외되었다. 제외된 가장 큰 이유가 CSB와 LSS 구조물의 측정을

위해서 제작된 원자로의 설계변경이 필수적으로 수반되는 것으로 검토되었다. 즉, 두 구조물의 측정케이블 라우팅(routing)을 위해서는 원자로 용기(RV : reactor vessel), CSB, 헤드다운링(HDR : head down ring)을 정렬시키는 얼라인먼트 키(alignment key)에 홀(hole)을 가공해야 한다. 원자로의 설계변경을 위해서는 이로 인한 원자로의 건전성을 확인하기 추가적인 계획과 확인결과를 규제기관으로부터 승인을 받아야 하는 등 장시간과 많은 비용과 노력이 필요하다.

앞에서 수립한 측정위치 선정 기준 2.1항 규제지침, 2.2항 RVI 배열, 설계, 크기 및 운전조건 비교, 그리고 2.3항 유효원형 측정결과와 허용기준 비교를 통해, APR1400 측정위치 선정을 위한 RVI 측정대상은 UGS만으로도 타당함을 기술하였다. 뿐만 아니라, RVI CVAP의 본래 목적이 원전의 전 수명기간 동안 원자로 내부구조물의 건전성과 안전성을 확보하기 위한 필수시험이라는 점에서도 원자로의 설계변경은 가능한 하지 않는 것이 더 타당하다고 판단된다. 그러므로 CSB와 LSS는 측정에서 제외하기로 결정하였다.

2.5 유동 및 구조 해석결과 적용

APR1400 RVI CVAP의 유동 및 구조 해석결과에 근거하여 측정위치 및 측정항목을 결정하는 것은 가장 기본적인 선정 방법이다. 왜냐하면, 측정의 목적이 해석을 통해 얻은 진동 예측값과 비교하는 것과 측정값이 측정시험 허용기준 이내에 존재하는지를 확인하기 위해 유동유발하중과 구조물의 진동 응답 데이터를 확보하는 것이기 때문이다.

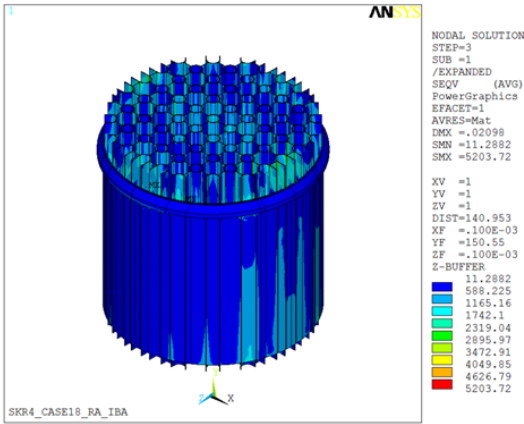


Fig. 4 Predicted random stress of CEA shroud for 4 RCPs in operation

유동해석은 원자로냉각재펌프(RCP : reactor coolant pump) 맥동에 의한 주기적 수력하중과 난류에 의한 불규칙적 수력하중을 계산하고 구조해석은 계산된 수력하중에 의한 RVI 응답을 산출한다.

Fig. 4는 CVAP 해석 및 측정을 위한 18개 조건 중에서 원자로 내부의 온도와 압력이 각각 290.6 °C, 156.07 kgf/cm²A, 4대의 RCP가 운전 중인 조건 (입구유량 : 5,252.01 kg/s)일 때 예측한 UGS에서의 불규칙적 수력하중에 대한 구조응답을 계산한 것이다. Fig. 4에서 보는 바와 같이 튜브와 웹 사이의 용접부 및 UGS 실린더 내부벽과 웹 사이의 용접부에서 응력이 높게 나타났다. 이와 같이 계통의 온도와 압력, RCP의 운전조건에 따른 18개의 종합진동 평가 조건에서 계산된 RVI 응답을 검토하여 Fig. 5와 같이 UGS에서 높은 응력이 발생하는 CEA shroud 상부의 중양부 및 실린더 내부벽의 웹과 튜브 위치를 예비 변형률계(SG : strain gage) 설치위치로 선정한다.

2.6 설치/제거 가능성 검토

이 논문의 2.5항에서 측정위치 및 측정항목의 선정을 위한 가장 기본적인 요소가 유동 및 구조해석의 결과라고 기술하였다. 그럼에도 불구하고, 설치 및 제거가 불가능한 위치라면, 해석결과에 의해 최대값이 예상되는 위치에 측정센서를 선정할 수 없다. 예를 들면, IBA는 UGS barrel flange에 용접이 되는 구조물이다. 따라서, IBA 내부의 측정위치는 IBA top plate 아래 방향으로 작업자의 손이 닿아

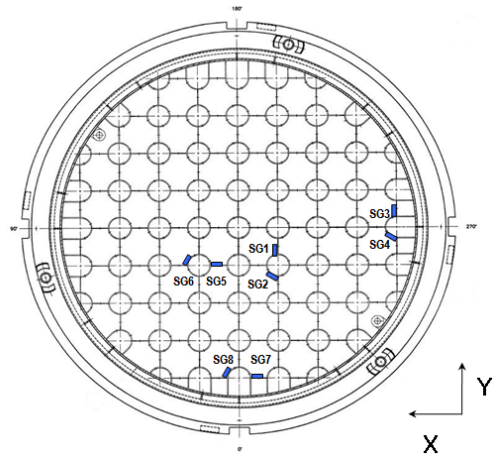


Fig. 5 Tentative measurement locations of CEA shroud by analysis results

설치/제거가 가능한 위치까지만 선정할 수 있다. 즉, IBA를 포함한 UGS 내부는 측정위치로 선정이 현실적으로 불가능하다. 이런 경우는 UGS 상부 등 대체 측정위치를 선정하여 측정하고 해석값과 비교한다.

RVI CVAP는 원전이 상업운전되기 전인 시운전 기간 중 핵연료 장전 이전 고온기능시험(pre-core HFT)시 약 40일 정도 측정센서, 측정케이블 그리고 이를 위한 다양한 측정용 구조물이 임시적으로 부착된다. Pre-core HFT 이후에는 모든 측정용 기기와 측정용 구조물을 제거해야 한다. 만약, 제거하지 않으면 원전의 전 수명주기 동안 원자로 내부에 부착되므로 유동 및 구조해석이 본래의 설계와 변경되어 이에 대한 영향을 해석 등을 통하여 재검토하고 규제기관의 인허가를 받아야 원전의 상업운전이 가능하다. 또한, 측정용 기기 및 구조물이 설치된 대로 모든 기준을 통과하여 규제기관으로부터 인허가를 받더라도 원전의 전 수명기간 중 진동으로 인해 구조물이 탈착되어 원자로 냉각재의 유동으로 인해 원자로 핵증기 공급계통(NSSS : nuclear steam supply system)에 영향을 줄 가능성이 상존하기 때문에 이를 사전에 예방하기 위해서 최대한 제거하는 것이 바람직하다.

3. 결 론

RVI CVAP 측정을 위해서는 해석결과에 따라

측정위치를 결정하는 것이 가장 기본적인 선정 기준이다. 그러나, RVI CVAP 측정은 대상 원전마다 U.S NRC R.G. 1.20의 분류기준에 따라 수행여부와 범위가 결정된다. RVI CVAP 측정은 원전 건설 주공정(critical path)에 해당되어 원전 건설공기에 직접적인 영향을 주며, 측정으로 인한 원자로의 설계 변경시 이로 인한 건전성 및 안전성에 대한 영향 검토와 규제기관의 인허가가 요구된다. 그러므로, APR1400 RVI CVAP 측정위치 선정 기준으로 규제지침 적용, 원자로 배열, 설계, 크기 및 운전조건 비교, APR1400의 유요원형인 SYSTEM 80 RVI CVAP 측정결과 및 허용범위 비교/분석을 통한 측정위치 선정, 측정센서 및 측정용 구조물의 설치/제거를 위한 원자로 설계 변경여부 검토 그리고 유동 및 구조 해석결과 적용 등 다양한 자료의 심층 분석을 통해 APR1400 건설 현장에서 직접 적용할 수 있는 RVI CVAP 측정위치 선정 기준을 개발하였다. 이 연구결과는 현재 개발 중인 APR1400 RVI CVAP 측정위치 및 측정항목 선정 자료로 활용될 것이다.

참 고 문 헌

- (1) U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2007, Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing, Regulatory Guide 1.20 Rev. 3, Nuclear Regulatory Commission, Washington, pp. 1~25.
- (2) 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.
- (3) Ko, D. Y. and Lee, J. G., 2010, Development of a Remote Measurement System for the Gap between RV and CSB for RVI-modularization, Nuclear Engineering and Design, Vol.240, pp. 2907~2913.
- (4) Ko, D. Y., Lee, J. G., Kang, Y. C. and Kim, S. H., 2009, Development of a Measurement System of Gap between CSB and RV to Shorten a Nuclear Reactor Installation Period, Nuclear Engineering and Design, Vol. 39, pp. 495~500.
- (5) Ko, D. Y., Lee, J. G. and Kim, K. H., 2009, Preliminary Determination Measurement Sensors and Location for RVI CVAP of Shin-kori #4, Proceedings of the Conference on Information and Control Systems, pp. 216~217.
- (6) Ko, D. Y., Lee, J. G. and Kim, K. H., 2009, Vibration Measurement Plan of RVI CVAP for Shin-kori unit 4, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, pp. 1037~1038.
- (7) Park, C. Y. and Kim, J. W., 2000, Report on the Observation and Synthesis about CVAP in KNGR RVI, TM.99NJ13.P2000.243, Korea Electric Power Corp., Daejeon, pp. 19~22.
- (8) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Specification for Reactor Vessel Core Support and Internal Structures.
- (9) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Fluid System and Component Engineering Design Data for Plant Safety, Containment and Performance Analyses.
- (10) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, System Description for Reactor Internals Assembly.
- (11) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Reactor Vessel Core Support and Internal Structures System Design Requirements.
- (12) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Data for The Hydraulic Loads on Reactor Internals During Normal Operation.
- (13) Combustion Engineering Inc., 1984, A Comprehensive Vibration Assessment Program for the Prototype System 80 Reactor Internals Palo Verde Nuclear Generating Station Unit 1.