

APR1400 원자로내부구조물 종합진동평가 측정위치 선정기준 개발

Development of Selection Criteria of Measuring Places for Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program in Advanced Power Reactor 1400

고도영† · 김규형* · 김성환*

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

Key Words : RVI(원자로내부구조물), CVAP(종합진동평가프로그램), APR1400(신형경수로1400), Measuring Places(측정위치)

ABSTRACT

A basic concept for selection criteria of measuring places of RVI CVAP is to determine measuring places and sensors based on the results of the hydraulic and structural analysis for RVI CVAP in APR1400. In addition, there is the important selection criteria to determine measuring places for measurement of RVI CVAP ; the first is to choose measuring places according to U.S. NRC R.G. 1.20, the second is to select measuring places by RVI design review, the third is to option on the basis of measurement results of SYSTEM 80, the fourth is to decide using review results on a design change of a reactor and the last is to determine using the review on the possibility of installation/removal of sensors and structures for the measurement. We developed selection criteria of measuring places for RVI CVAP in APR1400 and this will be directly applied to the measurement program for 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.

한국수력원자력(주)는 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 수행 능력 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) 그리고 검사(inspection)로 구성되는데, 측정은 시운전 시험 중에 핵연료 장전 전(pre-core) 원자로 고

† 교신저자; 정회원 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원
E-mail : kodoyoung@khnp.co.kr

Tel : (042)870-5774, Fax : (042)870-5779

* 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원

온기능시험(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 기준이다. 그러나 RVI CVAP 측정은 대상 원전마다 U.S. NRC R.G. 1.20의 분류기준에 따라 수행여부가 결정된다. 또한, 측정은 원전 건설공기에 직접적인 영향을 줄 수 있고, 측정으로 원자로 설계변경시 건전성 및 안전성 영향이 검토되어야 하며, 측정센서의 설치 및 제거 가능성 검토 등 실제적으로 고려할 중요한 선정기준이 많다. 그러므로, 본 논문에서는 APR1400 RVI CVAP 측정위치 선정을 위해 포함되어야 할 주요 기준을 개발하였다.

2. APR1400 RVI CVAP 측정위치 선정기준

2.1 규제지침

U.S. NRC R.G. 1.20에 따라, APR1400 RVI CVAP을 위한 측정은 APR1400의 유효 원형(valid prototype)인 Palo Verde 1호기의 광범위한 측정(extensive measurement) 결과를 참고하여 RVI 구조물 전체가 아닌 제한적 측정이 가능하다.

RVI의 주요 구성요소는 노심지지통(CSB : core support barrel), 상부안내구조물(UGS : upper guide structure) 그리고 하부지지구조물/노심보호벽(LSS/CS : lower support structure / core shroud)의 세부부분으로 구성⁽³⁻⁴⁾되는데, U.S. NRC R.G. 1.20에서 제시한 기준 발전소(유효 원형) 대비 배열(arrangement), 설계(design), 크기(size) 그리고 운전 조건(operational condition)에 따라 APR1400 RVI CVAP를 분류하면, 측정은 RVI 구성요소 중 일부분에 한해 진동 측정을 수행할 수 있다⁽⁵⁻⁶⁾.

2.2 RVI 설계 분석

위 2.1의 규제지침에 따른 측정구조물의 선정을

위하여 APR1400의 유효 원형인 SYSTEM 80 원전과 APR1400 원전의 열수력(thermal-hydraulic) 및 구조(structure) 설계를 분석하였다⁽⁷⁻¹³⁾.

Table 1은 SYSTEM 80과 APR1400의 주요 RVI 열수력 설계 비교표이다. Table 1에서 보는 바와 같이, SYSTEM 80 대비 APR1400의 RVI의 주요 열수력 설계는 열출력 증가(6%)와 원자로 냉각재 유량(operating coolant flow rate) 증가(1.56%) 이외에 거의 동일함을 알 수 있다.

RVI에 가진되는 수력 함수(hydraulic forcing function)는 펌프맥동(pump pulsation)에 의한 주기적 하중(deterministic load)과 유체 난류(turbulence)에 의한 불규칙적 하중(random load)이 발생한다. 주기적 하중은 속도와 유량에 무관하고 펌프 블레이드 패싱 주파수(blade passing frequency)에 의존하는데, 두 노형이 모두 120 Hz로 동일하다. 또한, 불규칙적 하중은 속도에 비례하는데 두 노형의 유체속도가 거의 유사함을 알 수 있다. 그러므로, 열수력 설계 차이로 인한 SYSTEM 80과 APR1400간 유동유발진동(FIV : flow induced vibration)의 차이는 거의 없을 것으로 예상된다.

Table 2는 SYSTEM 80과 APR1400의 주요 RVI 구조물의 설계 비교표이다. Table 2에서 보는 바와 같이, SYSTEM 80과 APR1400 RVI의 주요 구조 설계는 CSB와 LSS는 동일하고, UGS에서만 노심제어봉집합체(CEA) 안내관(guide tubes)의 증가와 Tie-rod 대신 일체형집합체(IBA)로 변경되었음을 알 수 있다. 그러므로, 구조 설계 차이로 인한 SYSTEM 80과 APR1400간 유동유발진동(FIV) 차이는 CSB와 LSS는 거의 없고, UGS에서 미미한 차이가 있을 것으로 예측된다.

이상의 RVI 열수력 및 구조 설계의 비교·분석을 통하여 APR1400 RVI CVAP 측정을 위해서, UGS는 필수적으로 선정되어야 할 것으로 판단된다.

2.3 SYSTEM 80 측정결과 검토

APR1400 RVI CVAP 측정구조물 선정을 위해 반드시 확인해야 할 선정기준 중 하나가 APR1400 원전의 유효 원형(Palo Verde 1호기)에서의 CVAP 측정결과 분석이다⁽¹³⁾.

Table 1 Comparison of RVI thermal-hydraulic

design 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

Table 2 Comparison of RVI structure design of

Palo Verde 1호기는 SYSTEM 80의 최초 건설 원전으로서 원형(prototype)으로 분류되어 해석, 광범위한 측정 그리고 전체 검사로 CVAP를 수행해야 했으므로 RVI의 모든 구성품을 대상으로 측정이 수행되었다. 본 논문에서 필수 측정 구조물로 검토된 UGS를 포함한 CSB와 LSS에 대한 측정값과 Test acceptance criteria와의 분석결과는 선정기준으로써 중요하다. 그러나, 2.2항에서 UGS는 APR1400 RVI CVAP를 위한 필수 측정구조물로 검토되었으므로 CSB와 LSS에 한해 Palo Verde 1호기의 측정값과 Test acceptance criteria를 비교 및 분석하기로 한다. Fig. 1과 Fig. 2는 Palo Verde 1호기 CSB 변형률(strain) 및 LSS 가속도(acceleration)에 대한 측정값과 Test acceptance criteria를 각각 나타낸 그림이다. Fig. 1과 2에서 보는 바와 같이, Palo Verde 1호기의 CSB와 LSS에 대한 측정결과와 Test acceptance criteria의 비교 및 분석결과, 측정값은 모두 Test acceptance criteria 보다 작음을 알 수 있다.

이상의 Palo Verde 1호기(SYSTEM 80) 측정값과 Test acceptance criteria의 비교 및 분석을 통하여, APR1400 RVI CVAP 측정을 위해서 CSB와 LSS는 측정에서 제외가 가능할 것으로 판단된다.

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
	Tie-rod(Qty)	8	0 (IBA)

* CEA: core element assembly, FAP: fuel alignment plate, IBA: inner barrel assembly

2.4 원자로 설계 변경여부 검토

APR1400 RVI CVAP 측정을 위하여 APR1400 RVI 설계자료와 Palo Verde 1호기 및 영광 4호기의 측정 위치 및 측정 항목을 비교·분석하였다(2,5-6). 분석 결과, 영광 4호기는 LSS에서 측정을 하지 않았고, UGS와 CSB를 측정하였다. Palo Verde 1호기 대비 영광 4호기 UGS는 구조적으로 설계가 변경되어 측정구조물로 선정되었고, 열수력학적으로 원자로 입출구 속도(vessel inlet/outlet velocity) 감소(25.9%), 다운컴머 속도(downcomer velocity) 감소(13.9%) 등으로 CSB의 불규칙적 수력하중의 차이가 예상되어 CSB도 측정구조물로 선정된 것으로 분석되었다.

위 2.2항 ~ 2.3항에 기술된 바와 같이 LSS와 CSB는 필수 측정구조물이 아님에도 불구하고, 초기에 LSS와 CSB의 측정을 고려하여 검토하였다. 그러나, LSS와 CSB의 측정시 측정케이블의 라우팅(routing)을 위해 얼라인먼트 키(alignment key)에 홈(hole)을 가공하는 RVI 설계변경이 필요한 것으로 검토되었다. 원전에서 가장 중요한 기기인 원자로는 핵반응이 일어나는 곳으로 아주 작은 부위의 설계변경이라도 다양한 공학적 계산, 전산해석, 실증시험 등으로 완벽하게 안전성과 건전성이 확인

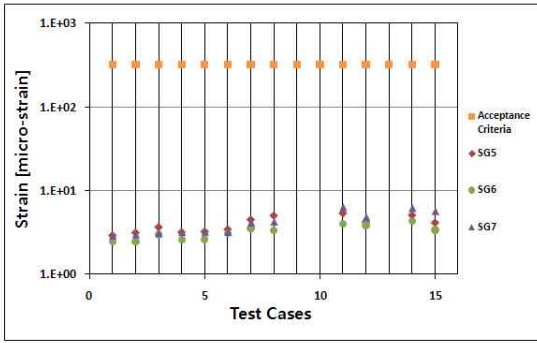


Fig. 1 Measurement results and test acceptance criteria of CSB strain of Palo Verde #1

및 검증(verification and validation) 되어야 한다. APR1400 RVI CVAP 필수 측정구조물이 아닌 LSS와 CSB의 측정을 위해 소요될 많은 시간과 예산 또한 규제기관의 인허가 획득 등을 고려할 때 LSS와 CSB는 측정에서 제외하였다. RVI CVAP의 본래 목적이 원전의 전 수명기간 동안 원자로 내부 구조물의 건전성과 안전성을 확보하기 위한 필수시험 중 하나임을 감안하면, 원자로의 설계변경 여부는 CVAP 측정위치 선정기준의 중요한 요소이다.

2.5 유동 및 구조 해석결과 적용

APR1400 RVI CVAP의 유동 및 구조 해석결과에 근거하여 측정위치 및 측정항목을 결정하는 것은 가장 기본적인 선정기준이다. 왜냐하면, 측정의 목적은 측정값으로 해석을 통해 얻은 진동 예측값과 비교하는 것과 허용기준(acceptance criteria) 이내에 존재하는 지를 확인하기 위해 유동유발하중과 구조물의 진동응답 데이터를 확보하는 것이기 때문이다.

Fig. 3은 APR1400 RVI CVAP 유동 및 구조해석 방법론을 나타낸다. Fig. 3에서 보는 바와 같이, APR1400 RVI에 가해지는 수력하중 함수를 산출하기 위해 펌프 맥동에 의한 주기적 하중 및 난류에 의한 불규칙적 하중은 유동해석을 통해 산출한다. 그리고 그 결과를 구조해석의 입력값으로 주어 구조물의 구조응답을 산출한다.

(1) 유동해석 결과

유동해석은 펌프 맥동에 의한 주기적 하중(정적)과 난류에 의한 불규칙적 하중(동적)으로 분류되어 해석이 수행된다.

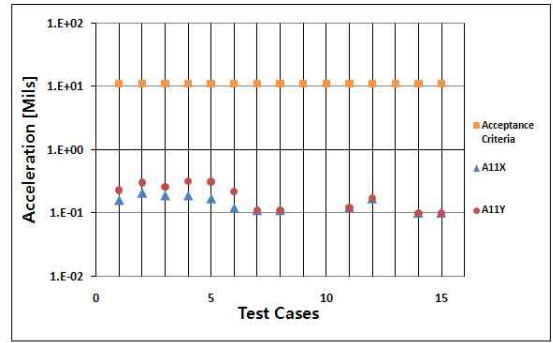


Fig. 2 Measurement results and test acceptance criteria of LSS acceleration of Palo Verde #1

주기적 수력하중은 원자로 냉각재 펌프의 맥동이 RVI 표면에 작용하는 압력하중으로 펌프 주파수와 동일하게 등배수 관계를 가지면서 압력파로 발생된다. 주기적 수력하중을 산출하기 위해 ANSYS Ver. 12.1을 이용하여 음파 해석(acoustic analysis)을 수행하고 펌프 주파수별 각 구조물 표면의 압력을 산출한다.

불규칙적 수력하중은 RVI에서 유체의 난류에 의하여 발생하는 불규칙적인 압력이 RVI 표면에 작용하는 하중으로 주파수별 압력을 PSD(power spectral density)로 산출한다. 불규칙적 수력하중은 CFD(computational fluid dynamics) 해석 프로그램인 ANSYS CFX를 사용하여 압력을 산출한다.

(2) Modal 해석 결과

Modal 해석은 APR1400 RVI 각 구조물들이 가지고 있는 강성과 질량에 대해 진동 모드와 진동수를 분석하는 것으로 ANSYS Ver. 12.1을 이용한다. 설계계산서 및 설계도면을 바탕으로 CSB, LSS, UGS, IBA로 분류하여 수행하며 진동모드 및 고유 진동수 산출은 RCP가 가지고 있는 주파수 영역을 포함하여 해석 범위(0 ~ 500 Hz)를 설정한다.

(3) 구조해석 결과

구조해석은 주기적 수력하중 및 불규칙적 수력하중에 대한 구조물의 구조응답을 산출하는 것이다.

주기적 및 불규칙적 수력하중에 대한 구조응답 해석은 Modal 해석에 사용된 모델과 동일하게 사용한다. 주기적 수력하중에서 산출된 RCP 진동수별 압력하중과 불규칙적 수력하중에서 산출된 난류에 의한 PSD spectrum을 적용하여 구조물에 발생하는 응력, 변형률 및 변위 등을 산출한다.

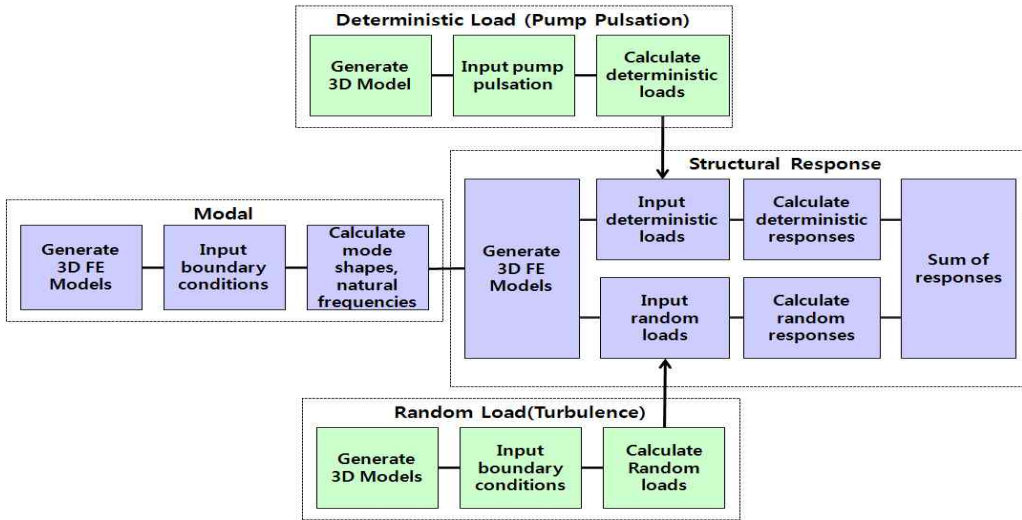


Fig. 3 Methodology of hydraulic and structural analysis for RVI CVAP of APR1400

2.6 설치/제거 가능성 검토

본 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. 이런 경우는 대체 측정위치를 선정하여 측정하고 해석값과 비교하여 유사한 결과가 나오면, 설치가 불가능한 곳의 측정값은 해석값으로 평가될 수 있다.

RVI CVAP는 원전의 상업운전을 하기 전인 시운전 기간의 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 예방하

기 위해서 최대한 제거하는 것이 바람직하다.

3. 결 론

RVI CVAP 측정을 위해서는 해석결과에 따라 측정위치를 결정하는 것이 가장 기본적인 선정기준이다. 그러나, RVI CVAP 측정은 대상 원전마다 U.S NRC R.G. 1.20의 분류기준에 따라 수행여부와 범위가 결정된다. RVI CVAP 측정은 원전 건설주공정(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 선정기준으로 규제지침 적용, RVI 설계 분석, SYSTEM 80 측정결과 분석, 원자로 설계 변경여부 검토, 유동 및 구조 해석결과 적용 그리고 설치/제거 가능성 검토 등을 포함하였다. 이 연구결과는 현재 수행되고 있는 APR1400 RVI CVAP 유동 및 구조 해석결과를 기초로 향후 수행 될 APR1400 RVI CVAP 측정위치 및 측정항목 선정에 기초 자료로 활용될 것이다.

참 고 문 헌

- (1) U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2007. March, Regulatory Guide 1.20, Comprehensive

Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing, Rev. 3.

(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 240(2010), 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 239(2009), 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) Korea Electric Power Corp., 2000, Report on the Observation and Synthesis about CVAP in KNGR RVI.

(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.