APR1400 내부배럴집합체 상부판 구조해석 및 측정위치

Structural Analysis and Response Measurement Locations of Inner Barrel Assembly Top Plate in APR1400

고 도 영†·김 규 형*·김 성 환*

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

(2012년 3월 27일 접수 ; 2012년 4월 19일 심사완료)

Key Words : RVI(원자로내부구조물), CVAP(종합진동평가), APR1400(신형경수로1400), IBA(내부배럴집합체), Measurement(측정)

ABSTRACT

A comprehensive vibration assessment program for the advanced power reactor 1400(APR1400) reactor vessel internals is established in accordance with the united states nuclear regulatory commission regulatory guide 1.20 revision 3. This paper is related to instruments and measurement locations based on the vibration and stress response analysis results of the inner barrel assembly top plate in APR1400. The analysis results of the inner barrel assembly top plate in the reactor show that the deterministic stress and deformation due to the reactor coolant pump induced pressure pulsations are larger than the random stress and deformation induced by the flow turbulence. The selection of the instruments and measurement locations at inner barrel assembly top plate in the reactor is essential requirements and very important study process for the vibration and stress measurement program in comprehensive vibration assessment program for APR1400 reactor vessel internals.

1. 서 론

원전의 설계 수명기간 동안 원자로냉각재의 유동에 의한 응력과 진동에 대해 원자로내부구조물의 건전성을 확인하기 위해 수행하는 것이 원자로 내부구조물 종합진동평가(RVI CVAP : reactor vessel internals comprehensive vibration assessment program) 이다. RVI CVAP는 미국원자력규제위원회 규제지침(US NRC RG : US nuclear regulatory

commission regulatory guide) 1.20⁽¹⁾에 근거하여 해당 원전의 CVAP가 분류되고 계획이 수립된다.

가압경수로형 원자로내부구조물은 크게 노심지지배럴(CSB : core support barrel), 상부안내구조물(UGS : upper guide structure), 하부지지구조물(LSS : lower support structure) 및 노심슈라우드(CS : core shroud)로 구성된다⁽²⁾. APR1400 원전의 내부배럴집합체(IBA : inner barrel assembly)는 원자로 상부안내구조물 집합체의 일부로써, OPR1000 원전의 상부안내구조물 집합체와 비교할 때 내진이나 원자로냉각재에 의한 유동유발진동(flow induced vibration)에 대해 더 안전하도록 설계 개선된 구조물이다⁽³⁻⁸⁾.

APR1400 원전의 RVI CVAP 측정프로그램을 수행하기 위해, 이전 연구에서 계측기는 압력계, 가속도계, 응력계로 선정하였고⁽⁹⁾, 측정위치 선정 기준과 측정시험 허용기준도 수립된 바 있다^(10,11). 이 논문

† 교신저자; 정회원, 한수원중앙연구원

E-mail : kodoyoung@khnp.co.kr

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

* 한수원중앙연구원

이 논문의 일부는 2012년 춘계 소음진동 학술대회에서 발표되었음.

은 원자로내부구조물의 내부배럴집합체 상부판(IBA top plate)에 대한 응력 및 진동응답 결과에 근거한 계측기와 설치위치에 관련된 것이다.

2. 구조 해석

이 연구에서는 3차원 유한요소 해석을 상용 구조 해석 프로그램인 ANSYS로 수행하여 구조응답을 계산하였다. 해석모델은 3차원 CAD 솔리드 모델링 후 ANSYS로 읽어 사면체 요소로 격자를 생성하였다.

2.1 해석조건

(1) 수력하중

수력하중은 물리적 성질에 따라 주기적 수력하중과 불규칙적 수력하중으로 분리하여 각각 예측한다⁽¹⁰⁻¹⁶⁾. 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, 압력파의 전달이므로 음향해석으로 계산할 수 있다. 불규칙적 수력하중은 냉각재의 난류유동에 의해 발생하며 난류해석에 의해 예측된다.

이 연구의 수력하중은 이전 연구^(12,13)에서 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 IBA 상부판에 입력되는 평균값을 보여준다. Fig. 1은 불규칙적 구조응

답 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⁽¹⁷⁾에 기술된 방법으로 계산하여 구조물의 밀도를 조정하여 부가하였다. 감쇠비는 보수적 해석 관점에서 1%로 가정하였고 구속조건(constraint condition)은 IBA 상부판 플랜지가 IBA 및 노심지지배럴에 용접되기 때문에 용접부의 모든 자유도를 구속하였다.

2.2 Modal Analysis

모달해석(modal analysis)은 구조물 고유의 동특성을 조사하기 위한 것으로 구조응답 해석의 기초자료가 된다. IBA 상부판의 고유주파수(natural frequency)와 모드형상(mode shape)을 예측하기 위해 block Lanczos method를 적용하였다^(14,15).

Table 3은 IBA 상부판의 모달해석을 결과로 산출된 고유주파수와 모드타입을 나타낸다. Table 3에서 보는 바와 같이, 1차 모드가 28.47 Hz에서 발생하고 있으며 2차와 3차 모드의 고유주파수는 55.68 Hz와 56.35 Hz로 각각 나타났다. 1차 모드에서 6차 모드까지는 IBA 상부판이 위와 아래로 변형하는 plate 타입을 보였으며, 7차 모드에서는 IBA 상부판과 내부배럴 상부 실린더가 동시에 반응하는 complex 타입을 보였다.

Fig. 2(a)와 (b)는 IBA 상부판의 1차 및 7차 모드형상을 각각 묘사한 것으로 1차 모드에서는 상부판

Table 1 Analysis conditions in this study

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

Table 2 Deterministic hydraulic loads

Frequency (Hz)	Pressure (kPa)	
	Inlet nozzle	IBA top plate
20	1.17	-2.602
40	0.345	0.08032
120	1.38	-0.01176
240	7.38	-0.00474
360	7.72	5.024
480	3.45	-1.126

Fig. 1 Random hydraulic loads

중량이 상승하여 정중앙에서 변형이 가장 크게 나타났다. 그리고 7차 모드에서는 상부판의 격자들 중 일부 자유단에서 가장 큰 변형을 보여주고, 상부판의 네 방향으로 대칭적인 변형 경향을 보였다. 그러므로 IBA 상부판은 복잡한 구조이지만 저주파수 영역에서는 일반적인 평판의 진동모드를 가지고 있음을 확인하였다.

모달해석 결과는 IBA 상부판에 가해지는 하중의 위험주파수(critical frequency)와 하중에 대한 구조물의 거동에 대해 예측할 수 있을 뿐 아니라, 측정 위치 및 계측기 선정에 있어서 중요한 근거자료 중 하나가 된다.

Table 3 Natural frequencies and mode types of IBA top plate

	Natural frequency	Mode type
1st	28.47 Hz	Plate
2nd	55.68 Hz	Plate
3rd	56.35 Hz	Plate
4th	88.24 Hz	Plate
5th	93.01 Hz	Plate
6th	95.94 Hz	Plate
7th	123.59 Hz	Complex

(a) 1st mode shape of IBA top plate

(b) 7th mode shape of IBA top plate

Fig. 2 Mode shape of IBA top plate

예를 들면, 고유주파수는 계측기의 주파수 특성에 반영되고, 모드형상은 계측기 종류에 영향을 준다. 또한, 향후 측정된 데이터로 예측된 고유주파수와 모드형상을 확인하기 위한 측정 후 데이터 해석기법 즉, PSD(power spectral density), cross-PSD, coherence 등을 결정하는 근거가 되기도 한다.

2.3 Structural Response Analysis

RVI CVAP에서 원자로내부구조물에 가해지는 하중은 발생원인에 따라 주기적 수력 하중(deterministic loads)과 불규칙적 수력 하중(random loads)으로 분리하여 해석 하였으므로, 각 구조응답을 계산하고 전체 응답은 SRSS(square root of sum of square)법을 이용하여 조합한다^(12~16).

(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 IBA 상부판에 가해지는 맥동 압력을 구조물의 표면노드에 적용하였다. 또한 구속조건과 부가질량 등의 해석조건은 모달해석과 동일하고 6개 주파수에서의 각 하중에 대한 IBA 상부판의 응답을 각각 계산하였다.

주기적 구조해석 결과, 응력과 변위는 20 Hz에서 각각 4.595 MPa와 0.3685 mm로 가장 크게 계산되었으며, Fig. 3과 4에 각각 나타내었다. Fig. 3의 응력 분포는 IBA 상부판과 내부배럴 상부 실린더에서 응력이 발생하는 것을 볼 수 있고, 정중앙 제어봉구동장치(control element drive mechanism; CEDM) Extension shaft guide 주변의 격자 부분에서 높은 응력이 발생하였다. Fig. 4의 변형은 1차 모드 형상으로 IBA 상부판 중앙부분에서 큰 변위가 발생함을 확인할 수 있다.

(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

간주하여, PSD 결과를 적분 후 분산으로 계산하였다. 이를 이용하여 99.97 %의 확률을 갖는 3σ 응력 및 3σ 변위를 계산할 수 있었다. 여기서 3σ 는 다른 불규칙 응답값 보다 높을 확률이 99.97 %라는 것을 의미한다.

난류에 의한 수력하중에 대한 구조물의 응답을 계산하기 위해 ANSYS의 스펙트럼(spectrum) 해석을 수행하였다. Fig. 5와 6은 불규칙 구조해석 결과를 나타낸다. Fig. 5의 응력은 CEDM extention shaft guide와 이들을 연결하는 고정 격자 그리고 IBA 상부판 실린더 등에서 비교적 높게 발생하는 것을 볼 수 있는데, 최대값은 1.448 MPa를 보였다.

Fig. 6의 변형은 주기적 응답 해석과 동일하게 IBA 상부판 중앙부분에서 변위가 크게 발생함을 알 수 있었고, 최대값은 0.01963 mm로 예측되었다.

(3) Combination of Responses

Table 4와 5는 IBA 상부판에 발생한 응력과 변위 해석결과를 각각 나타내었는데, 이 값들은 각 해

석성분에서의 피크값을 의미한다.

Table 4의 응력해석 결과, 불규칙 하중에 의한 응력 보다 주기적 하중에 의한 영향이 더 크고, 20 Hz에서 가장 큰 응력을 가진다는 것을 알 수 있다.

Table 5의 변위해석 결과도 주기적 하중에 의한 변형이 대부분을 차지하며, 20 Hz에서 가장 큰 변위가 발생하는 것으로 계산되었다.

Fig. 5 Stress distribution in random response analysis

Fig. 3 Stress distribution at 20 Hz in deterministic response analysis

Fig. 4 Deformation at 20 Hz in deterministic response analysis

Fig. 6 Deformation in random response

Table 4 Stress response results of the IBA top plate [MPa]

Deterministic						Random (3σ)	Total
20 Hz	40 Hz	120 Hz	240 Hz	360 Hz	480 Hz		
4.595	0.093	0.005	0.024	3.017	0.719	1.448	5.731

Table 5 Displacement response results of the IBA top plate [mm]

Deterministic						Random (3σ)	Total
20 Hz	40 Hz	120 Hz	240 Hz	360 Hz	480 Hz		
0.37	6.56e-3	8.40e-5	2.50e-4	2.11e-2	4.80e-3	1.96e-2	0.370

3. 측정위치 및 계측기 선정

구조해석 결과에 근거하여, IBA 상부판에 응력과 변위를 측정할 수 있는 변형률계와 가속도계를 선정할 수 있다.

Fig. 7은 이 연구의 IBA 상부판 구조응답 결과에 근거하여 선정한, APR1400 RVI CVAP 측정프로그램용 IBA 상부판 측정위치와 계측기 종류를 묘사하였다.

가속도계(A1, A2)는 구조응답 해석결과 가장 큰 변위를 나타낸 IBA 상부판 Z방향의 가속도를 확인하기 위해서 중앙 부분으로 선정하였는데, 예측된 모드형상을 확인하기 위해서 2개의 가속도계를 각각 90°와 180°의 중앙부에 선정하였다.

변형률계(SG1~SG4)는 IBA 상부판의 변형을 측정하기 위해 중앙 부분과 가장자리 부분에 각각 2개씩의 변형률계를 X, Y방향으로 선정하여 주파수 특성과 모드형상의 비교가 가능하도록 선정하였다.

4. 고찰

Table 4와 5에서 확인할 수 있듯이 IBA 상부판은 불규칙 하중보다 주기적 하중에 의해 더 큰 반응을 나타내었다. 이러한 결과는 영광4호기 RVI CVAP의 해석 및 측정시⁽¹⁸⁾ UGS 내부에서 주기적 수력하중이 불규칙 수력하중 보다 더 큰 구조응답 결과를 나타낸 것과 동일하다. 이렇게 나타나는 이유는 UGS 내부의 냉각재 우회 유량이 전체 유량의 3% 이하로 유동이 형성되어 불규칙 수력하중이 작으나, 제어봉집합체 안내관(CEA guide tube)과 유동홀(flow hole) 등으로 주기적 수력하중이 음파형태로 전달되기 때문으로 판단된다. 주기적 구조응답에서는 펌프맥동주파수가 20 Hz일 때, 가장 높은 구조응답이 예측되었는데, 이는 구조응답의 형상이 첫 번째 모드형상과 동일하여 더 크게 구조물이 반응한 것으로 판단된다.

또한, 이 연구와 관련된 선행 연구에서 수립된 측정시험 허용기준과⁽¹¹⁾ 비교하여 다음과 같은 결과를 도출할 수 있었다.

IBA 재료인 오스테나이트강과 운영 설계온도 343.3 °C를⁽⁴⁻⁸⁾ ASME Code Section III, Division 1,

Fig. 7 Measurement locations at IBA top plate(A : accelerometer, SG : strain gage)

Appendix에⁽¹⁷⁾ 적용하여 계산한 IBA 상부판의 피로한계치 최대응력 31.254 MPa은 예측된 최대 응력 5.731 MPa 대비 5.45배의 설계마진을 갖는다는 것을 확인할 수 있었다.

우리는 이전 연구에서⁽¹¹⁾ 측정시험 허용기준을 수립한 바 있으나, IBA 상부판이 측정위치로 포함되어 이를 위한 허용기준이 추가적으로 수립될 필요가 있다.

RVI CVAP 변위 측정시험 허용기준은 주로 원자로내부구조물 금속재료의 열팽창 및 냉각을 고려한 설계 간극을 기준으로 하지만, IBA 상부판은 이를 적용할 만한 적절한 부분이 없다. 그러므로 IBA 상부판의 변위 측정시험 허용기준은 이 연구결과에서 계산된 예측값(0.370 mm)을 포함하여 모든 시험 조건에 대한 구조 응답해석을 완료한 후 수립하는 것이 타당하다고 판단된다.

5. 결론

IBA는 APR1400 원자로내부구조물에 최초로 설계된 상부안내구조물 집합체의 일부이다. 이 논문에서는 IBA 상부판에 대한 구조해석을 추가로 수행한 결과, 주기적 하중에 의한 응답결과가 불규칙 하중에 의한 응답결과 보다 훨씬 큰 것으로 확인되었다.

구조해석 응답결과에 근거하여 선정한 측정위치 및 계측기는 RVI CVAP 측정시스템 설계를 위한 기본자료가 되며, 선정된 위치의 해석결과(고유주파수, 모드형상, 응력, 변위)는 향후 측정값과 비교되어 질 것이다.

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) 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.
- (3) Korea Electric Power Corp., 2000, Report on the Observation and Synthesis about CVAP in KNGR RVI.
- (4) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Specification for Reactor Vessel Core Support and Internal Structures.
- (5) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Fluid System and Component Engineering Design Data for Plant Safety, Containment and Performance Analyses.
- (6) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, System Description for Reactor Internals Assembly.
- (7) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Reactor Vessel Core Support and Internal Structures System Design Requirements.
- (8) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Data for The Hydraulic Loads on Reactor Internals During Normal Operation.
- (9) 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.
- (10) 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.
- (11) 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.
- (12) 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 the Korean Society for Noise and Vibration Engineering, Vol. 21, No. 12, pp. 1098~1103.
- (13) 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.
- (14) 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.
- (15) Gu, J. Y., Kim, K. H. and Kim, Y. S., 2010, Development and Validation of Structural Analysis Methodology for Comprehensive Vibration Assessment for Reactor Vessel Internals, Proceeding of the Korean Society of Mechanical Engineers, pp. 950~955.
- (16) Kim, K. H., Ko, D. Y. and Gu, J. Y., 2011, Deterministic Hydraulic Load Analysis on Reactor Internals of APR1400, Transaction of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, pp. 26~27.
- (17) ASME, 2010, Boiler & Pressure Vessel Code Section III, Division 1 - Appendices, Rules for Construction of Nuclear Facility Components.
- (18) KEPCO, 1995, A Comprehensive Vibration Assessment Program for Yonggwang Nuclear Generating Station Unit 4, 10487-ME-TE-240-03.