

APR1400 원자로 내부배럴집합체 상부판 구조응답해석

Structural Response Analysis on Inner Barrel Assembly Top Plate of APR1400 Reactor Vessel

김규형† · 고도영* · 김성환*

Kyu Hyung Kim, Do Young Ko and Sung Hwan Kim

Key Words : Reactor vessel internals(원자로내부구조물), Comprehensive vibration assessment program(종합진동평가), Inner barrel assembly(내부배럴집합체), Structural analysis(구조해석)

ABSTRACT

Since the inner barrel assembly of the Advanced Power Reactor 1400 reactor vessel is a new design feature introduced instead of CEA(control element assembly) shroud assembly, the inner barrel assembly can be a significant object of structural integrity assessment. This paper covers the structural responses of top plate, which is a component of the inner barrel assembly, against the deterministic hydraulic load induced by pump pulsation and the random hydraulic load induced by turbulence of coolant. The top plate responds to the deterministic hydraulic load more than to the random hydraulic load and shows enough structural integrity. The results of this paper will be important basis for the selection of instruments and measurement location.

1. 서 론

신규로 건설하는 원자로내부구조물은 상업운전 전 원자로발전소의 정상운전 및 과도운전에서 구조적 건전성을 평가한다. 평가는 미국 원자력규제위원회(National Regulatory Committee, NRC)의 규제지침서 1.20(Regulatory Guide 1.20)⁽¹⁾에 따라 진동해석, 측정, 검사 프로그램을 수행한다. 진동해석은 원자로 내부구조물의 진동을 유발하는 수력하중을 계산하고, 이 수력하중에 대한 원자로내부구조물의 구조응답을 예측한다. 이 수력하중은 냉각재에 의한 난류 유동과 원자로냉각재펌프 맥동에 의해 발생한다. APR1400 원자로내부구조물은 노심지지배럴(core support barrel, CSB), 하부지지구조물(lower support structure, LSS), 상부안내구조물(upper

guide structure, UGS) 및 내부배럴집합체(inner barrel assembly, IBA)로 구성되어 있다^(2,3). 이전 연구에서 펌프맥동에 의한 주기적 수력하중 및 난류에 의한 불규칙적 수력하중을 예측하고 각 구조물의 구조응답을 계산하였다^(4,5). APR1400 원자로내부구조물 중 IBA는 이전의 원자력발전소의 제어봉집합체 슈라우드 집합체(control element assembly shroud assembly) 대신에 새롭게 도입한 설계로 제어봉집합체 슈라우드, 배럴 및 상부판(top plate)으로 구성되어 있고 구조적 건전성 평가의 중요 관심 대상이다.

본 연구에서는 이전 연구에서 수행한 슈라우드 및 배럴을 제외한 IBA 상부판에 대한 구조모델을 생성하고, 고유진동 해석 및 펌프맥동에 의한 주기적 수력하중과 냉각재 유동에 의한 불규칙적 수력하중에 의한 구조응답해석을 수행하여 이론적으로 구조적 건전성을 확인하고자 한다.

† 교신저자; 정회원, 한수원중앙연구원
E-mail : khkim123@khnp.co.kr
Tel : 042-870-5775, Fax : 042-870-5718

* 한수원중앙연구원

2. 구조해석

2.1 모델 생성

IBA 상부판에 대한 해석모델은 3차원 CAD 솔리드 모델을 만들고 ANSYS로 읽어들이어 사면체 요소로 약 94만개의 격자를 생성하였다. 동일한 모델을 주기적 및 불규칙적 구조응답해석에 사용하였다.

2.2 해석조건

(1) 수력하중

수력하중은 물리적 성질에 따라 주기적 수력하중과 불규칙적 수력하중으로 분류하여 각각 예측한다(6,7,8). 주기적 수력하중은 펌프 축 회전주파수 20 Hz와 날개통과주파수(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(9). 불규칙적 수력하중은 냉각재의 난류유동에 의해 발생하여 난류해석에 의해 예측된다(7).

본 연구의 수력하중은 이전 연구(4,5)에서 계산된 결과를 사용하였다. 수력하중이 계산된 조건은 원자로냉각재펌프 4대 운전, 원자로냉각재의 온도와 압력은 각각 291 °C, 156 kg/cm², 원자로냉각재펌프 1대당 유량은 5,245 kg/s로 계산하였다. Table 1은 주기적 구조응답해석에 입력된 수력하중으로 각 주파수에 따라 다른 값으로 입구에서의 압력과 IBA 상부판에 입력되는 평균값을 보여준다. Figure 1은 불규칙적 구조응답해석에 입력된 수력하중을 보여주는 것으로 주파수가 높아질수록 수렴하는 값으로 나타난다. 불규칙적 수력하중은 난류를 통계적으로 처리하기 위해 파워스펙트럼밀도(power spectral density, PSD)로 나타낸다. IBA 상부판의 표면에 이러한 주기적 수력하중 및 불규칙적 수력하중을 적용하여 구조응답을 계산한다.

(2) 물성치 및 구속조건

원자로내부구조물의 재료는 오스테나이트계 스테인리스강이고 원자로내부구조물은 원자로냉각재에 잠겨있기 때문에 수력질량을 ASME B&PV Section III(10)에 기술된 방법으로 계산하여 구조물의 밀도를 조정하여 부가하였다. 감쇠비(damping factor)는 보수적 해석 관점에서 1 %로 가정하였고 구속조건으로 IBA 상부판 플랜지를 IBA 및 노심지지배럴(core support barrel)에 용접되기 때문에 용접부에 모든

자유도를 구속한다.

Table 1 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

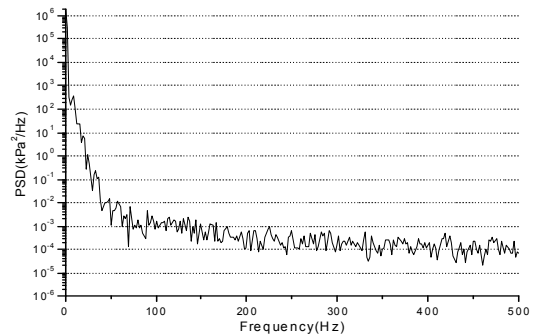
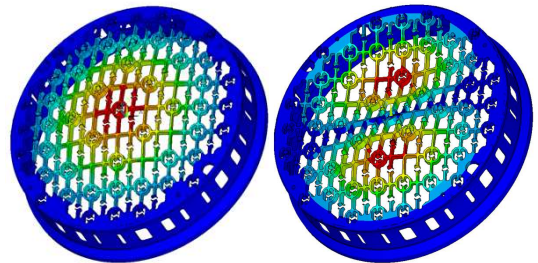


Figure 1 Random hydraulic loads



(a) 1st mode shape (b) 2nd mode shape

Figure 2 Mode shapes of IBA top plate

2.3 고유진동 해석

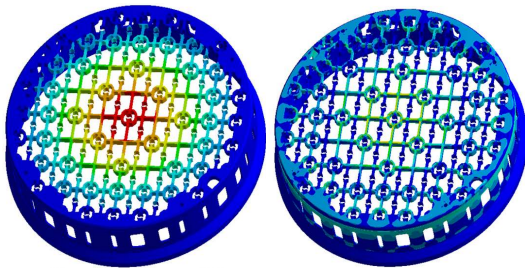
구조물의 동특성을 파악하기 위한 고유진동수(natural frequency)와 모드형상(mode shape) 계산은 block Lanczos method를 사용하였다. 최대 펌프맥 동주파수 480 Hz를 포함할 수 있는 500 Hz까지 해석을 수행하여 93개의 고유진동수를 예측하였고 1차 및 2차 고유진동수는 각각 28.47 Hz 및 55.68 Hz으로 나타났다. 이때의 모드형상은 Figure 2에서 보여주는 것으로 1차 모드형상에서는 상부판이 중심으로 위로 솟아오르는 형상이고 2차 모드형상은 상하를 구분하여 각각 위아래로 변형하는 형상을 보여

준다. 따라서 IBA 상부관은 복잡한 구조이지만 저 주파수 영역에서는 일반적인 평판의 진동모드를 가지고 있음을 확인하였다. 또한 1차 모드와 같은 형상을 가지는 구조응답에서의 변위는 가운데에서 많이 발생하고 응력은 상부관 테두리의 지지 실린더와 이어지는 부분에서 높게 발생될 수 있을 것으로 예상된다.

2.4 구조응답해석

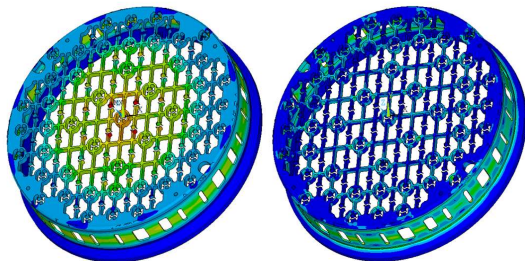
(1) 주기적 구조응답해석

펌프맥동에 의한 구조물의 응답을 계산하기 위해 각 펌프맥동주파수에 대해 수력하중을 절점에 입력하여 ANSYS의 조화해석(harmonic analysis)으로 수행하였다. Figure 3은 6개의 펌프맥동주파수 중 가장 큰 변위와 응력을 보여주는 20 Hz의 경우로 왼쪽은 변위 오른쪽은 응력을 보여준다. 이 때의 최대 변위값 및 응력값은 각각 0.3685 mm와 4.595 MPa로 나타났다. 변위는 1차 모드형상으로 상부관의 중간에서 가장 크게 계산되었고, 마찬가지로 응력도 가운데 튜브에서 가장 크게 계산되었다. 또한 실린더와 연결되는 테두리에서도 비교적 높은 응력이 나타났다.



(a) Total deformation (b) Equivalent stress

Figure 3 Deterministic structural responses(20 Hz)



(a) Total deformation (b) Equivalent stress

Figure 4 Random structural responses

(2) 불규칙적 구조응답해석

난류에 의한 수력하중에 대한 구조물의 응답을 계산하기 위해 ANSYS의 스펙트럼해석(spectrum analysis)을 수행하였다. Figure 4는 불규칙적 구조응답으로 변위와 응력을 보여준다. 최대 변위 및 응력은 각각 0.01963 mm와 1.448 MPa로 나타났고, 변위는 1차 모드형상과 유사한 형태이나 중간 튜브 주위의 자유단에서 가장 크게 예측되었다. 응력은 튜브, 튜브 간을 연결하는 고정 격자, 실린더 등에서 비교적 높게 나타났다.

3. 고찰

Table 2와 3에서 각각 변위 및 응력의 최대값을 보여준다. IBA 상부관은 불규칙적 하중보다 주기적 하중에 의해 더 큰 반응을 나타내는데 이전 연구^(4,5) 및 영광4호기 RVI CVAP에서 예측값 및 측정값⁽¹¹⁾과 같은 경향의 결과이다. 이렇게 나타나는 이유는 IBA 내부는 냉각재의 전체 유량의 3%이하로 유동이 형성되어 불규칙적 수력하중이 작으나, 주기적 수력하중은 제어봉집합체 안내관(CEA guide tube), 유동홀(flow hole) 등에 의해 음파가 전달되기 때문으로 판단된다. 주기적 구조응답 중 펌프맥동주파수 20 Hz에서 가장 높게 예측되었는데, 이는 구조응답의 형상이 첫 번째 모드형상과 동일하여 더 크게 구조물이 반응한 것으로 판단된다.

주기적 구조응답과 불규칙적 구조응답의 합은 SRSS(square root of the sum of square)법으로 계산하고 그 결과를 Table 2와 3에서 나열하였다. 이 방법은 구조물의 건전성을 평가하기 위한 보수적인 계산방법으로 각 주파수별 주기적 구조응답 및 불규칙적 구조응답에서 가장 큰 구조응답을 추출하여 조합하였다. 변위 및 응력은 선행연구^(3,4,5)에서 선정한 진동응답 허용기준인 0.762 mm 및 31.254 MPa 보다 작게 예측되어 IBA 상부관은 구조적으로 건전함을 확인할 수 있다.

Table 2 Total displacement

	Det. (mm) / Frequency(Hz)					Ran. (mm)	Total (mm)
	20	40	120	240	360		
0.37	6.56e-3	8.40e-5	2.50e-4	2.11e-2	4.80e-3	1.96e-2	0.370

Table 3 Total stress

Det. (MPa) / Frequency(Hz)						Ran. (MPa)	Total (MPa)
20	40	120	240	360	480		
4.595	0.093	0.005	0.024	3.017	0.719	1.448	5.731

4. 결 론

APR1400 원자로내부구조물 중 내부배럴집합체는 이전의 원자력발전소의 제어봉집합체 슈라우드 집합체 대신에 신규 도입한 구조물로 중요 건전성 평가 대상이다.

따라서 주기적 수력하중 및 불규칙적 수력하중에 대해 IBA 상부판의 구조응답을 예측하기 위해 3차원 모델을 생성하고 수력하중 입력하였다. IBA 상부판은 불규칙적 하중보다 주기적 하중에 의해 더 크게 반응하였고 상부판의 진동응답 변위 및 응력은 허용기준 보다 작게 예측되어 구조적으로 건전함을 확인하였다.

IBA 상부판에 대한 응답해석 결과는 RVI의 구조적 건전성을 측정으로 확인하기 위한 계측기 위치 선정에 활용될 예정이며, 측정 후 RVI 구조물의 건전성 및 해석의 신뢰성을 확인할 예정이다.

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) 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.

(3) 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. 1036~1042.

(4) 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.

(5) 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.

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

(7) Kim, Y. S., Kim, K. H. and Lee, J. H., 2010, Hydraulic Analysis Methodology of Reactor Vessel Internals for Comprehensive Vibration Assessment Program, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, p.449-450.

(8) Gu, J. Y., Kim, K. H. and Kim, Y. S., 2010, Development and Validation of Structural Analysis Methodology for Comprehensive Vibration Assessment of Reactor Vessel Internals, Proceedings of the KSME 2010 Fall Annual Meeting, pp. 950-955.

(9) Kim, K. H., Ko, D. Y. and Gu, J. Y., 2011, Deterministic Hydraulic Load Analysis on Reactor Internals of APR1400, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, pp.843-844.

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

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