

원자로냉각재펌프 맥동에 대한 APR1400 원자로내부구조물의 진동 및 응력 해석

Vibration and Stress Analysis for Reactor Vessel Internals of Advanced Power Reactor 1400 due to Pulsation of Reactor Coolant Pump

김규형† · 고도영* · 김성환*

Kyu Hyung Kim Do Young Ko and Sung Hwan Kim

Key Words : CVAP(종합진동평가프로그램), hydraulic analysis(유동해석), acoustic analysis(음향해석), structural response analysis(구조응답해석).

ABSTRACT

The structural integrity of APR1400 reactor vessel internals has been being assessed referring the US Nuclear Regulatory Commission regulatory guide 1.20 comprehensive vibration assessment program. The program is composed of a vibration and stress analysis, a limited vibration measurement, and an inspection. This paper covers the vibration and stress analysis on the reactor vessel internals due to the pulsation of reactor coolant pump. 3-dimensional models to calculate the hydraulic loads and structural responses were built and the pressure distributions and the structural responses were predicted using ANSYS. The peak stress of the reactor vessel internals is much lower than the acceptance limit.

1. 서 론

원자력발전소의 정상운전 및 과도운전 상태에서 발생하는 유체유발진동(flow-induced vibration)에 대하여 원자로내부구조물(Reactor Vessel Internal, RVI)의 구조적 건전성을 미국 원자력규제위원회(National Regulatory Committee, NRC)의 규제지침서 1.20 (Regulatory Guide 1.20) 종합진동평가프로그램(Comprehensive Vibration Assessment Program, CVAP)을 참조하여 평가한다⁽¹⁾. CVAP은 시운전 및 초기기동시험(initial startup test) 동안에 진동해석, 측정, 검사 프로그램으로 수행된다. 이 중 진동해석 프로그램의 목적은 RVI의 구조적 건전성에 대해 이론적으로 검증하고 측정 및 검사 프로그램

에서 감시할 위치를 선정하기 위한 근거를 제공한다⁽²⁾.

해석은 유동에 의해 발생하는 수력하중을 계산하는 유동해석과 수력하중에 의한 구조물의 응답을 예측하는 구조해석으로 수행된다. 구조물에 가해주는 수력하중은 교차유동(cross flow)에 의한 와류방출(vortex shedding) 및 펌프 맥동에 의해 발생하는 주기적 수력하중과 난류에 의해 발생하는 불규칙적 수력하중으로 구성된다^(3,4).

영광4호기, 울진5,6호기, 신고리1,2호기 등의 원자로에서 수행된 RVI CVAP 펌프 맥동에 의한 주기적 수력하중 계산은 펌프맥동은 유속과는 무관한 음향파로 구조물에 전달된다고 가정, 수학적인 해석과 Palo Verde 1호기 CVAP 자료를 활용하여 주기적인 하중의 크기 및 분포 등을 계산하였다. 구조물의 응답은 구조물의 복잡성과 수력하중의 현상 등을 고려하여 단순 유한요소모델이나 다 자유도 집중질량-보 요소 모델을 사용하였다⁽⁴⁻⁷⁾.

† 교신저자; 정희원, 한국수력원자력(주) 한수원중앙연구원
E-mail : khkim123@khnp.co.kr
Tel : 042-870-5775, Fax : 042-870-5718

* 한국수력원자력(주) 한수원중앙연구원

이와 같은 방법은 전산 자원의 한계를 고려하여 최대한 단순한 모델을 사용함으로써 이전 CVAP 측정값을 이용하거나 과도한 보수성을 주는 경향이 있었다. 따라서 본 연구에서는 APR1400 RVI CVAP을 위해 원자로냉각재펌프(reactor coolant pump, RCP) 맥동에 의한 주기적 수력하중을 더욱 사실적이고 최대한 보수성을 감소시키기 위해 원자로내 모든 유동영역에 대해 3차원 모델을 구축하였다. 또한 구조해석을 위해 원자로내부구조물을 4개의 주요 부품으로 구분하여 3차원 모델을 생성하였다. 각 부품의 최대 응력을 허용기준과 비교, 펌프 맥동에 대해 원자로내부구조물의 구조적 건전성을 확인하고자 한다.

2. 해석 방법론

원자로냉각재펌프에 의해 발생하는 수력하중 계산 및 원자로내부구조물의 구조응답을 계산하는 방법은 Fig. 1과 같다. 원자로내부구조물에 가해지는 펌프맥동하중은 본질적으로 음향하중으로 펌프 축 회전주파수 20Hz와 날개통과주파수(blade passing frequency) 120Hz의 배수인 6개 주파수(20Hz, 40Hz, 120Hz, 240Hz, 360Hz, 480Hz)에서 발생하며, 유량과는 독립적으로 압력파의 형태로 전달된다고 가정하여 음향해석(acoustic analysis)으로 계산한다⁽⁸⁻¹¹⁾.

원자로냉각재펌프에 의해 발생하는 펌프맥동은 원자로 내 유동장 전체로 전파되기 때문에 원자로냉각재가 있는 전체 영역을 해석 영역으로 선정한다. 원자로의 설계 도면을 바탕으로 3차원 CAD 솔리드 모델을 만들고, ANSYS의 3차원 유동해석 요소인 FLUID30을 사용하여 유동해석 모델을 생성한다. 경계조건으로 원자로냉각재펌프가 발생시키는 맥동압을 입구노즐에 입력하여 계산하면 원자로 내 냉각재의 압력분포가 산출된다. 산출된 압력분포에서 구조물 표면에 해당하는 압력을 추출하여 구조해석에 입력한다⁽¹²⁾.

구조해석을 위해 유동해석 모델에서 사용되는 3차원 CAD 솔리드 모델로 ANSYS의 3차원 구조해석 요소인 SOLID186을 사용하여 구조해석 모델을 생성한다. 원자로내부구조물은 원자로냉각재에 잠겨 있기 때문에 수력질량(hydrodynamic mass)을

ASME B&PV Section III에 기술된 방법으로 계산한다⁽¹³⁾. 고유진동수 및 고유모드 계산은 상용프로그램에서 많이 쓰이는 Block Lanczos법을 사용하고, 구조응답해석은 조화 해석(harmonic analysis)을 이용하여 계산한다⁽¹⁴⁾.

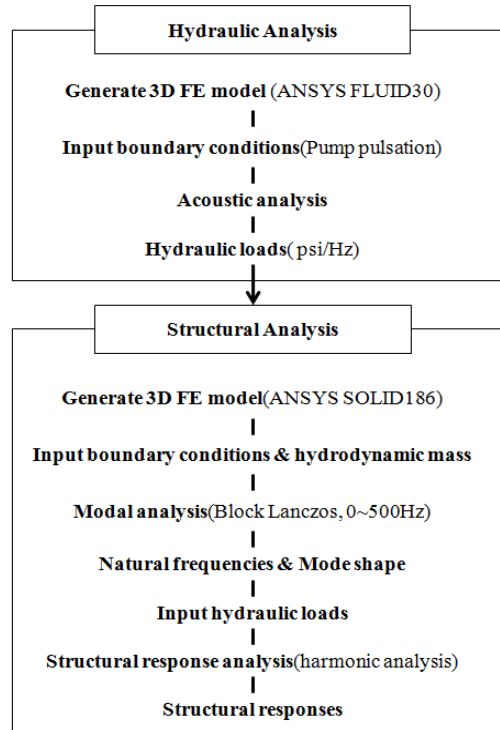


Fig. 1 Method of the hydraulic and structural analysis for RVI

3. 유동해석

3.1 유동해석 모델 및 해석조건

APR1400 원자로 유동해석 모델은 ANSYS FLUID30 요소의 사면체 격자로 생성하였고, Fig. 2와 같다. 유동영역은 상부안내구조물(Upper Guide Structure, UGS), 내부배럴집합체(Inner Barrel Assembly, IBA), 원자로와 노심지지배럴(Core Support Barrel, CSB) 사이의 강수부(downcomer), 노심 및 하부지지구조물(Lower Support Structure, LSS)를 대상으로 하였다. 노심집합체(fuel assembly)는 원자로내부구조물 종합진동평가프로그램이 핵연료장전 전 고온기능시험(Hot Functional Test, HFT) 중에 수행되므로 유동 해석 모델에서 제외하였다.

Table 1 ~ 3은 냉각재의 특성과 각 해석조건별 RCP 운전조건, 그리고 유동해석 경계조건으로 Palo Verde CVAP에서 측정된 원자로냉각재펌프에 의해 발생하는 6개의 주과수별 맥동압력을 각각 보여주고 있다⁽⁴⁾. 이 주과수별 맥동하중은 RCP의 운전조건과는 무관하게 운전중인 RCP가 있는 입구노즐(cold-leg)에 동일하게 입력된다.

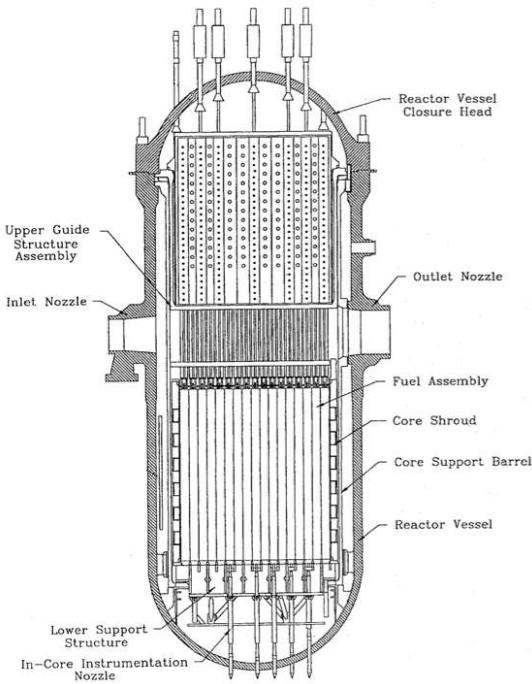


Fig. 2 Reactor vessel assembly of APR1400

3.2 유동해석 결과

Fig. 3은 해석조건 4의 120Hz 하중조건에서 계산된 압력분포로 RCP 1A, 2A 및 2B의 입구노즐에 입력된 맥동하중 0.20psi가 압력에너지의 소실, 중첩, 구조물과의 상호작용 등에 의해 Fig. 3과 같이 분포된다. 유동해석 결과를 구조해석에 입력하기 위해 구조물의 표면에 상응하는 유체 절점들에서 압력값을 추출한다.

Table 1 Properties of reactor coolant

Temperature	555 °F
Pressure	2,219 psi
Density	0.02691646 lb/m ³
Speed of sound	40,140 in/sec

Table 2 RCP operation conditions

Case No.	RCP			
	1A	1B	2A	2B
1	NO	NO	O	NO
2	NO	NO	O	O
3	O	NO	O	NO
4	O	NO	O	O
5	O	O	O	O

Note: 1. O: Operating
NO: Not Operating

2. RCP position

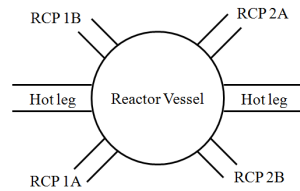


Table 3 RCP pulsations

Frequency (Hz)	Pressure (psi)
20	0.17
40	0.05
120	0.20
240	1.07
360	1.12
480	0.50

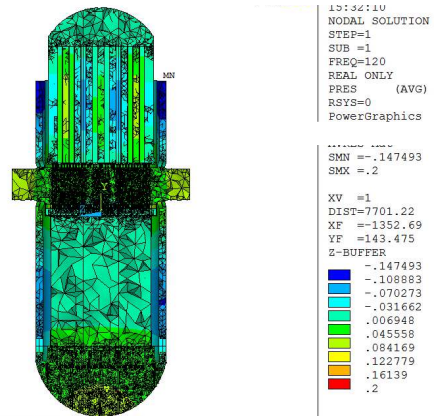


Fig. 3 Pressure contour for case #4(120Hz)

4. 구조해석

4.1 구조해석 모델 및 해석조건

원자로내부구조물에 대하여 구조해석을 수행하기 위해 노심지지배럴, 하부지지구조물, 상부안내구조물

및 내부배럴집합체로 분리하여 ANSYS SOLID186 요소의 사면체 또는 육면체 격자로 모델을 생성하였다.

원자로내부구조물의 재료는 오스테나이트계 스테인리스 강으로 해석에 사용한 물성치는 Table 4와 같고, 감쇠비(damping factor)는 1%를 사용하였다. 유체의 영향을 고려하기 위해 추가되는 수력질량은 ASME Code 에 따라 계산하여 ANSYS SURF154 요소를 사용하여 추가하였다.

경계조건은 각 구조물은 각 구조물간의 형상 및 역학적 조건을 고려하여 설정한다. CSB 상부 플랜지는 원자로헤드와 원자로가 스테드 볼트로 결합되면서 UGS 플랜지와 함께 압착되므로 모든 자유도가 고정되고, CSB 하단은 6개 스너버(snubber)에 의해 접선방향으로 고정된다. IBA플랜지는 UGS 상부 플랜지와 용접되므로 수직 및 수평방향으로 고정된다. UGS 상부 플랜지는 CSB 상부 플랜지와 함께 스테드볼트에 의해 압착되므로 모든 자유도가 구속된다. LSS는 CSB에 안착되고, 노심 쉬라우드(core shroud)에 의해 압착되므로 LSS 상부 아래면의 모든 자유도를 구속한다. 또한 LSS 하단에 설치된 노심계측기(In-Core Instrumentation, ICI) 노즐이 원자로에 용접되므로 ICI 노즐 하단을 수직 및 수평방향으로 고정한다.

Table 4 Properties of material of reactor vessel internals

Modulus of Elasticity	29,000 ksi
Poisson's Ratio	0.29
Density	0.289 lb/in ³

4.2 구조해석 결과

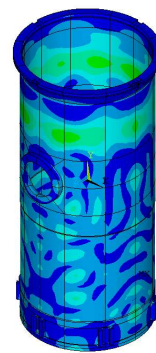
Table 5는 각 구조물의 5차까지의 고유진동수(natural frequency)로 CSB, UGS, IBA, LSS 순으로 복잡한 형상을 갖는 구조물 일수록 높은 1차 고유진동수를 가지며, 높은 강성을 보여준다. 1차 고유진동수에서 모드형상(mode shape)은 각각 CSB는 빔과 쉘의 복합모드, LSS는 ICI 노즐에서 빔모드, UGS는 제어봉안내관다발에서 빔모드, IBA는 외부 실린더에서 쉘모드로 나타났다.

Fig. 4부터 Fig. 7까지는 해석조건 4의 주파수 120Hz에서 각 구조물에 대하여 구조응답해석으로 계산된 응력분포를 보여주고 있으며 해당 해석조건

에서 구조물 중 CSB에서 상대적으로 높은 응력이 나타났다. 각 구조물의 최대 응력은 CSB는 hot leg 상단 및 스너버 부근, LSS는 ICI 노즐과 지지 구조의 용접부, UGS는 튜브 다발(tube bank)과 핵연료 정렬판(Fuel Alignment Plate, FAP) 사이의 용접부, IBA는 최외각 웹과 IBA 내부벽 용접부에서 나타난다.

Table 5 Natural frequencies of reactor vessel internals

Mode	CSB	LSS	UGS	IBA
1st	12.81	121.76	18.86	35.38
2nd	18.66	134.74	27.72	38.67
3rd	23.88	212.52	45.05	67.63
4th	25.41	245.58	54.78	78.88
5th	33.46	288.15	68.59	85.16

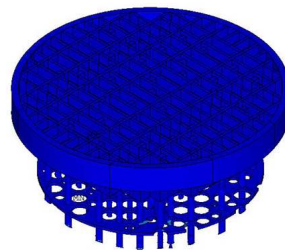


```

NODAL SOLUTION
STEP=1
SUB =1
FREQ=120
REAL ONLY
SEGV (AVG)
PowerGraphics
EFACET=1
AVRES=Mat
IMX =.113E-03
SMN =.312888
SMX =88.9423

XV =1
YV =1
ZV =1
DIST=252.193
YF =-4.36485
Z-BUFFER
.312888
10.1606
20.0083
29.856
39.7037
49.5514
59.3991
69.2468
79.0946
88.9423
    
```

Fig. 4 Stress intensity contour of CSB for case #4 (120Hz)



```

NODAL SOLUTION
STEP=1
SUB =1
FREQ=120
REAL ONLY
SEGV (AVG)
PowerGraphics
EFACET=1
AVRES=Mat
IMX =.468E-04
SMN =.933E-04
SMX =31.0898

XV =1
YV =1
ZV =1
DIST=122.115
XF =.001619
YF =-220.941
ZF =-.001545
Z-BUFFER
.933E-04
3.4545
6.90891
10.3633
13.8177
17.2721
20.7266
24.181
27.6354
31.0898
    
```

Fig. 5 Stress intensity contour of LSS for case #4 (120Hz)

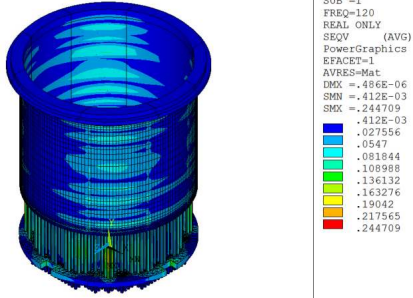


Fig. 6 Stress intensity contour of UGS for case #4 (120Hz)

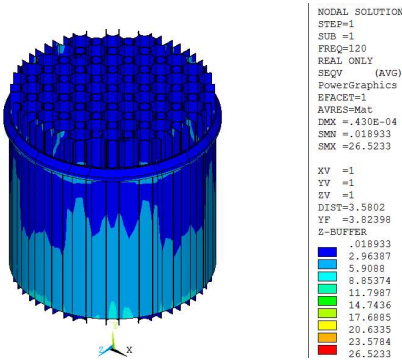


Fig. 7 Stress intensity contour of IBA for case #4 (120Hz)

Table 5 Maximum stress(psi) of IBA

Case No.	Frequencies(Hz)						Total
	20	40	120	240	360	480	
1	87.5	2.51	10.6	271	19.7	69.9	294
2	90.2	2.16	13.6	349	83.7	172	408
3	276	0.405	8.84	431	16.5	6.07	512
4	87.5	2.51	10.6	271	19.7	69.9	294
5	57.1	2.76	1.57	161	165	66.8	247

Table 6 Maximum stress(psi) of internals

Case No.	CSB	LSS	UGS	IBA
1	209	332	403	294
2	162	462	359	408
3	75.9	127	170	512
4	231	215	257	294
5	94.1	331	50.6	247

Table 5는 IBA에 대해 각 해석조건 및 주파수별 최대 응력값을 보여주는 것으로 합계는 SRSS (Square Root of the Sum of the Squares)법으로

계산하였다. 대체적으로 주파수 240Hz에서 큰 응력이 발생하였다. IBA 이외의 구조물에 대해서도 같은 방법으로 해석조건 및 주파수별 최대값을 추출할 수 있으며, 각 구조물별 주파수별 최대응력들의 합계를 Table 6에 정리하였다. 각 구조물에서 발생하는 최대응력은 CBS는 RCP가 3대 운전 중인 조건, LSS는 1개 루프에서만 2대가 운전 중인 조건, UGS는 1대 운전 중인 조건, 그리고 IBA는 루프당 1대가 운전 중인 해석조건에서 발생하였다. 즉, RCP 운전조건에 따라 최대응력이 발생하는 구조물도 다르다.

4.3 평가기준 선정 및 건전성 평가

원자로내부구조물의 건전성 평가기준으로는 진동 응답의 허용기준을 사용한다. 진동응답의 허용기준은 ASME B&PV Section III, Division 1, Appendix I, Fig. I-9.2 설계피로곡선⁽¹⁵⁾으로부터 10¹¹사이클에 해당하는 피로한계치(endurance limit)인 13.6ksi의 1/3 값이 사용된다. Table 7은 허용기준을 계산된 최대응력(peak stress)으로 나눠 피로여유도(fatigue margin)를 계산한 결과를 보여주고 있다. 여기서, 각 구조물의 최대응력은 해석조건 중 가장 큰 응력을 선정하였다.

원자로내부구조물에 대한 피로여유도의 최소값은 IBA에서 8.85, 최대값은 CSB에서 19.6이 나타났다. 최소값은 8.85으로 모든 원자로냉각재펌프 운전조건에서 펌프맥동에 의해 발생하는 수력하중에 대해 원자로내부구조물은 구조적으로 건전한 것으로 나타났다.

Table 7 Peak stress and fatigue margin

Component	Peak stress(ksi)	Acceptance criteria(ksi)	Fatigue margin
CSB	231	4,533	19.6
LSS	462	4,533	9.81
UGS	403	4,533	11.2
IBA	512	4,533	8.85

5. 결 론

RVI CVAP을 위해 원자로냉각재펌프에 의해 발생하는 수력하중을 계산하기 위해 3차원 모델을 구축하고, ANSYS를 이용하여 압력분포를 계산하였

다. 또한 수력하중에 대해 원자로내부구조물의 응답을 계산하기 위해 4개의 구조물로 분리하여 3차원 모델을 구축하고, ANSYS를 이용하여 응답을 계산하였다. IBA에서 발생한 최대응력은 허용기준 대비 최소 8.85의 여유도를 보여주어 펌프맥동에 대해 원자로내부구조물은 구조적으로 안전함을 확인할 수 있었다.

향후 난류로 인해 발생하는 불규칙수력하중에 의한 구조응답을 포함한 구조적 건전성평가를 지속 수행할 예정이다. 또한, 2013년 신고리4호기의 원자로 내부구조물을 대상으로 압력계, 변형률계 및 가속도계를 설치 및 핵연료 장전 전 고온기능시험 중 진동을 측정하여 해석결과를 검증하고, 원자로내부구조물의 건전성을 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. 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) Combustion Engineering, Inc., 1984, A Comprehensive Vibration Assessment Program for the Prototype System 80 Reactor Internals (Palo Verde Nuclear Generating Station Unit 1), CEN-202(V)-P.

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

(5) KOPEC, 2004, A Vibration Analysis for Ulchin Nuclear Power Plant Unit 5 Reactor Vessel Internals, KOPEC/NED/TR/04-001.

(6) KOPEC, 2004, A Vibration Analysis for Ulchin Nuclear Power Plant Unit 6 Reactor Vessel Internals, KOPEC/NED/TR/04-021.

(7) KOPEC, 2010, A Vibration Analysis for Shin-kori Nuclear Power Plant Unit 1 Reactor Vessel

Internals, KOPEC/NED/TR/10-005.

(8) 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.

(9) 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.

(10) 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.

(11) 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.

(12) 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.

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

(14) Gu, J. Y., Kim, K. H. and Choi, Y. J., 2011, Structural Response of APR1400 CSB to Pressure Plusation of RCP, Spring Conference of the Korea Society of Safety, pp. 41.

(15) ASME B&PV Section III Division 1 Appendix I, 2010.