

# APR1400 원자로내부구조물 종합진동평가 응답측정시험 허용기준 수립

## Establishment of Response Instrumentation Test Acceptance Criteria for APR1400 Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program

고도영† · 김규형\* · 김성환\*

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

**Key Words** : RVI(원자로내부구조물), CVAP(종합진동평가), APR1400(신형경수로1400), Instrumentation Acceptance Criteria(측정허용기준)

### ABSTRACT

APR1400 RVI CVAP using the non-prototype category is being conducted to verify integrity of the RVI design and to secure the CVAP technology. The measurement programs are to confirm vibration analysis results for reactor internals during preoperational and initial startup testing and to determine the safety margin. One of the important basis for the measurement programs is test acceptance criteria. Therefore, this paper is on establishment of response instrumentation test acceptance criteria for APR1400 RVI CVAP. The established acceptance criteria show that the stress criteria of APR1400 RVI are more conservative values than those of the valid prototype plant(Palo Verde unit 1) and, the displacement criteria of the IBA and the UGS were established to 0.03 in and 0.01 in, respectively.

### 1. 서 론

원자로(reactor)의 건전성에 관한 연구는 원자력발전소의 안전성 평가를 위한 가장 중요한 부분 중 하나이다. 이를 위해 미국원자력규제위원회 규제지침(US nuclear regulatory commission regulatory guide, US NRC RG) 1.20, "Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals during Preoperational and Initial Startup Testing" 은 원자로내 각재의 유동유발진동(flow induced vibration)에 대한

원자로의 구조적 건전성을 확인하고, 안전여유도(safety margin)를 확보하기 위해 제정되었다. US NRC RG 1.20은 원자로내부구조물의 배열(arrangement), 설계(design), 크기(size) 및 운전조건(operating conditions)이 유효원형(valid prototype) 발전소와 본질적 동일성 정도에 따라 해당 원전의 원자로내부구조물 종합진동평가(reactor vessel internals comprehensive vibration assessment program, RVI CVAP) 수행내용을 결정하도록 Fig. 1에서 보는 바와 같이 제시하고 있다<sup>(1)</sup>.

한국수력원자력(주)는 APR1400(advanced power reactor 1400 [MWe]) 원자로에 대한 독립 검증, 해외 수출시 기술지원 및 신형 원자로 개발시 CVAP 원천기술 확보 등을 목적으로 RVI CVAP를 Non-prototype Category II로 분류하여 개발하고 있다.

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

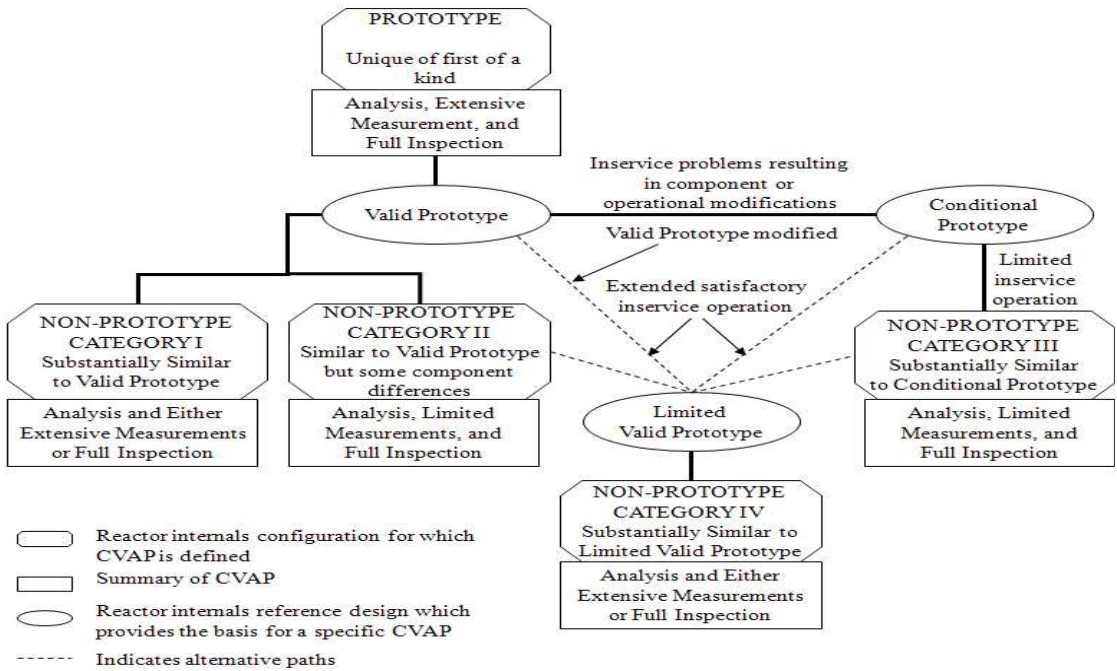


Fig. 1 Summary of RVI CVAP

Fig. 1에서 보는 바와 같이, Non-prototype Category II는 해석(analysis), 제한적 측정(limited measurements) 그리고 전체 검사(full inspection)를 수행되어야 한다. 현재까지의 주요 기술개발은 해석을 완료하였고, 제한적 측정을 위해 RVI CVAP 측정센서의 선정<sup>(2)</sup>, 측정위치 선정 기준<sup>(3)</sup> 수립, 그리고 측정응답시험 허용기준(response instrumentation test acceptance criteria)을 수립한 것이다.

CVAP 측정은 원자로의 정상(normal) 및 과도(transient) 운전 상태에서의 진동해석 결과를 확인하고, 설계 안전여유도를 결정하는 것이다. 이를 위한 중요한 기준이 응답측정시험 허용기준이며, 진동 예측값과 설계값에 근거하여 측정 중에 실시간으로 측정되는 변형률, 가속도, 변위 등으로부터 원자로 내부구조물의 동적 거동이 설계허용기준 응력범위 포함 여부를 판정할 수 있도록 하기 위해 측정허용기준을 수립하는 것이다.<sup>(4)</sup> 즉, 설계허용응력에 상응하는 변형률, 가속도, 변위를 설정하는 것이다.

본 논문에서 수립된 APR1400 RVI CVAP 응답측정시험 허용기준을 유효원형인 원전인 Palo Verde 1 호기와 비교한 결과, 응력 허용기준이 더 보수적으로 수립되었음을 알 수 있었다.

## 2. RVI CVAP 측정허용기준

고도영 등<sup>(3)</sup>의 논문은 APR1400 RVI CVAP을 위한 측정구조물은 노심지지배럴(core support barrel, CSB)과 하부지지구조물(lower support structure, LSS)을 제외하고 내부배럴집합체(inner barrel assembly, IBA)와 상부안내구조물(upper guide structure, UGS)을 대상으로 함을 기술하였다. 그러므로 본 논문에서는 IBA와 UGS의 응력 및 변위에 대한 측정허용기준을 수립하고자 한다.

### 2.1 응력 측정허용기준

APR1400 RVI CVAP 변형률에 대한 허용기준을 수립하기 위해서는 우선 측정대상 구조물인 IBA와 UGS 재료에 대한 피로한계치(endurance limit,  $\sigma$ )와 탄성계수(modulus of elasticity, E)를 확인해야 한다.

APR1400의 IBA와 UGS에 사용된 재료, Austenitic Steels과 운영 설계온도(operating design temperature) 650 °F<sup>(6-9)</sup>를, ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section III, Division 1 Appendix<sup>(10)</sup>에 적용하였다.

Fig. 2 Design Fatigue Curves 에서 보는 바와 같이

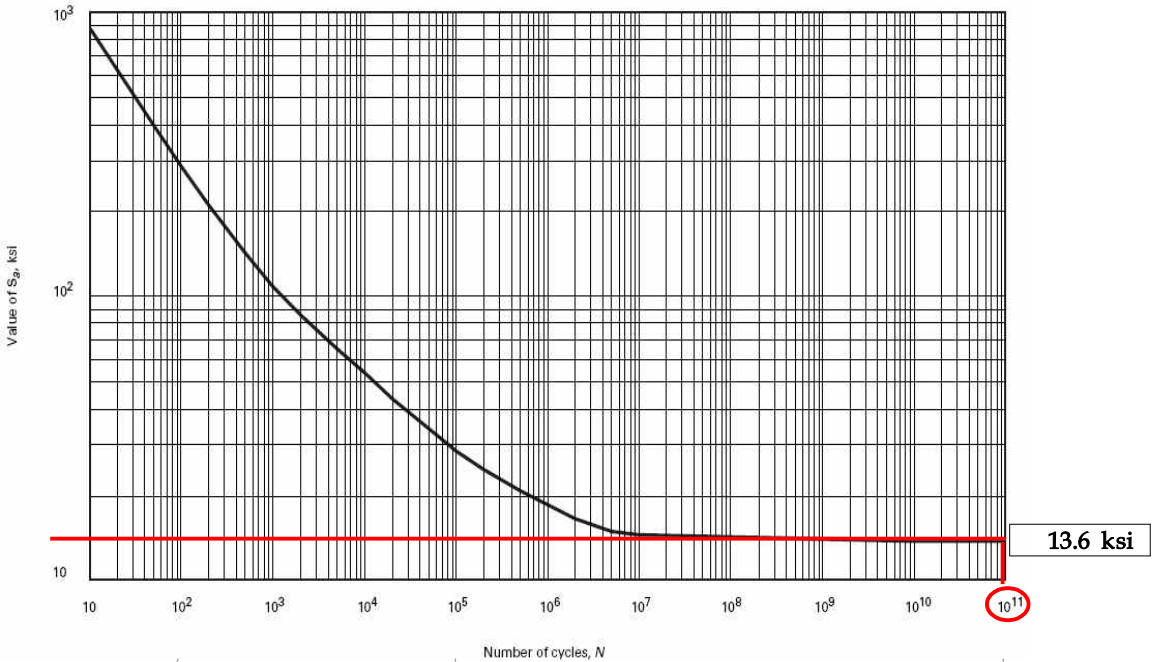


Fig. 2 Design Fatigue Curves for Austenitic Steels for Temperatures not Exceeding 800 °F

Table 1 Moduli of Elasticity E of Ferrous Materials for Given Temperatures

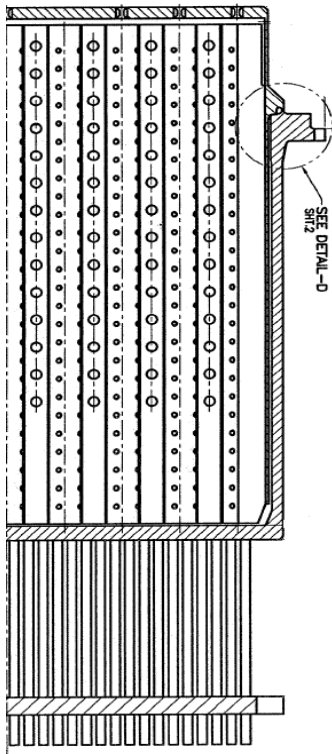
Materials	Modulus of Elasticity E = Value Given × 10 <sup>6</sup> psi, for Temperature, °F, of																	
	-325	-200	-100	70	200	300	400	500	600	700	800	900	1000	1100	1200	1300	1400	1500
Carbon steels with C ≤ 0.30%	31.4	30.8	30.3	29.4	28.8	28.3	27.9	27.3	26.5	25.5	24.2	22.5	20.4	18.0	...	...	...	...
Carbon steels with C > 0.30%	31.2	30.6	30.1	29.2	28.6	28.1	27.7	27.1	26.4	25.3	24.0	22.3	20.2	17.9	15.4	...	...	...
Material Group A [Note (1)]	31.1	30.5	30.0	29.0	28.5	28.0	27.6	27.0	26.3	25.3	23.9	22.2	20.1	17.8	15.3	...	...	...
Material Group B [Note (2)]	29.6	29.0	28.6	27.8	27.1	26.7	26.2	25.7	25.1	24.6	23.9	23.2	22.4	21.5	20.4	19.2	17.7	...
Material Group C [Note (3)]	31.6	30.9	30.5	29.6	29.0	28.5	28.0	27.4	26.9	26.2	25.6	24.8	23.9	23.0	21.8	20.5	18.9	...
Material Group D [Note (4)]	32.6	31.9	31.4	30.6	29.9	29.4	28.8	28.3	27.7	27.0	26.3	25.6	24.7	23.7	22.5	21.1	19.4	...
Material Group E [Note (5)]	33.0	32.4	31.9	31.0	30.3	29.7	29.2	28.6	28.1	27.5	26.9	26.2	25.4	24.4	23.3	22.0	20.5	...
Material Group F [Note (6)]	31.2	30.7	30.2	29.2	28.4	27.9	27.3	26.8	26.2	25.5	24.5	23.2	21.5	19.2	16.5	...	...	...
Material Group G [Note (7)]	30.3	29.7	29.2	28.3	27.5	27.0	26.4	25.9	25.3	24.8	24.1	23.5	22.8	22.0	21.2	20.3	19.2	18.1
Material Group H [Note (14)]	...	...	30.2	29.0	28.2	27.5	27.0	26.4	26.0	25.5	25.1	...	...	...	...	...	...	...
Material Group I [Note (15)]	27.8	27.1	26.6	25.8	25.1	24.6	24.1	23.6	23.1	22.6	22.1	21.6	21.1	20.6	20.1	19.6	19.1	18.6
Material Group J [Note (16)]	31.1	30.3	29.7	28.6	27.8	27.2	26.6	26.0	25.4	24.7	24.1	23.5	22.9	...	...	...	...	...
S13800 [Note (8)]	31.5	30.9	30.3	29.4	28.7	28.1	27.5	26.9	26.3	25.7	25.0	24.4	...	...	...	...	...	...
S15500 [Note (9)]	30.5	29.9	29.4	28.5	27.8	27.2	26.7	26.1	25.5	24.9	24.3	23.7	...	...	...	...	...	...
S45000 [Note (10)]	31.6	31.0	30.4	29.5	28.8	28.2	27.6	27.0	26.4	25.8	25.1	24.5	...	...	...	...	...	...
S17400 [Note (11)]	30.5	29.9	29.4	28.5	27.8	27.2	26.7	26.1	25.5	24.9	24.3	23.7	...	...	...	...	...	...
S17700 [Note (12)]	31.6	31.0	30.4	29.5	28.8	28.2	27.6	27.0	26.4	25.8	25.1	24.5	...	...	...	...	...	...
S66286 [Note (13)]	31.0	30.6	30.2	29.2	28.5	27.9	27.3	26.7	26.1	25.5	24.9	24.2	...	...	...	...	...	...

Notes (7) : Material Group G consists of the austenitic steels

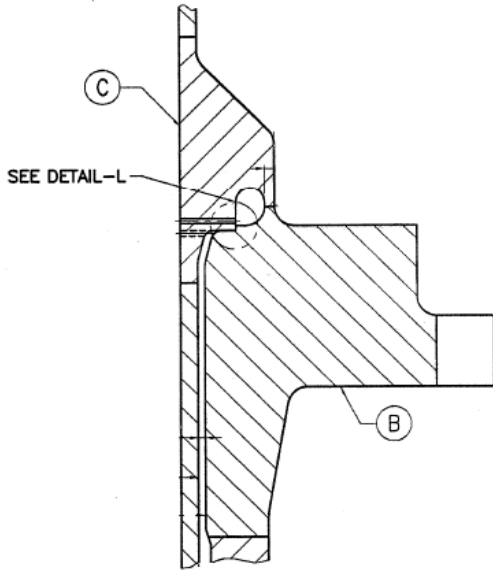
피로한계치는 13.6 ksi이나 이의 1/3인 4,534 psi로 계산되었다. 이 방법은 불규칙(random)진동응답의 확률분포가 Gauss 분포를 갖는다는 가정하에 확정적 값인 ASME 피로한계치와 확률분포를 이루는 진동응답값을 대등하게 비교할 때, 진동응답 확률분포 값의 3.0 sigma( $\sigma$ )에 해당하는 3배의 RMS (root

mean square) 진동응답값이 사용되고 있는 것을 근거로 하고 있다<sup>(11,12)</sup>. 이 때, 피로 사이클 수(number of cycles, N)는 가장 보수적인 값인 10<sup>11</sup> 으로 하였다.

$$\sigma = \frac{1}{3} \times 13,600 = 4,533$$

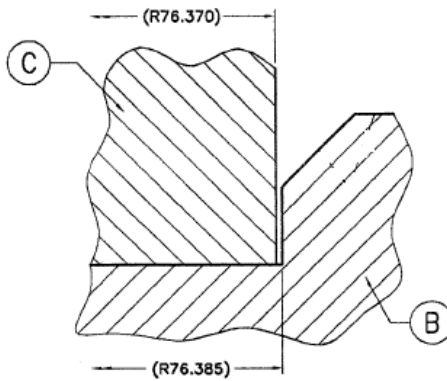


(a) Drawing of IBA and UGS Support Barrel Assembly



**DETAIL-D**

Ⓑ : IBA, Ⓒ : UGS Support Barrel Assembly  
(b) Detail Drawing Between IBA and UGS



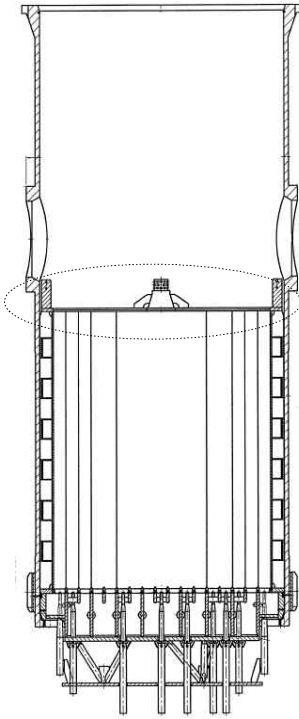
**DETAIL-L**

(c) Gap of Between IBA and UGS Support Barrel Assembly

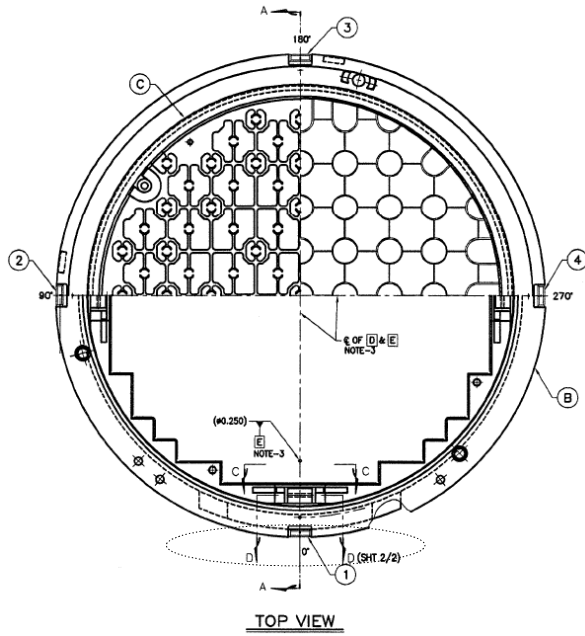
Fig. 3 Basis of Displacement Acceptance Criteria in IBA

또한, ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section II, Part D에 적용하여 Table 1 Moduli of Elasticity E of Ferrous Materials for Given Temperatures<sup>(13)</sup>에서 보는 바와 같이 Material Group

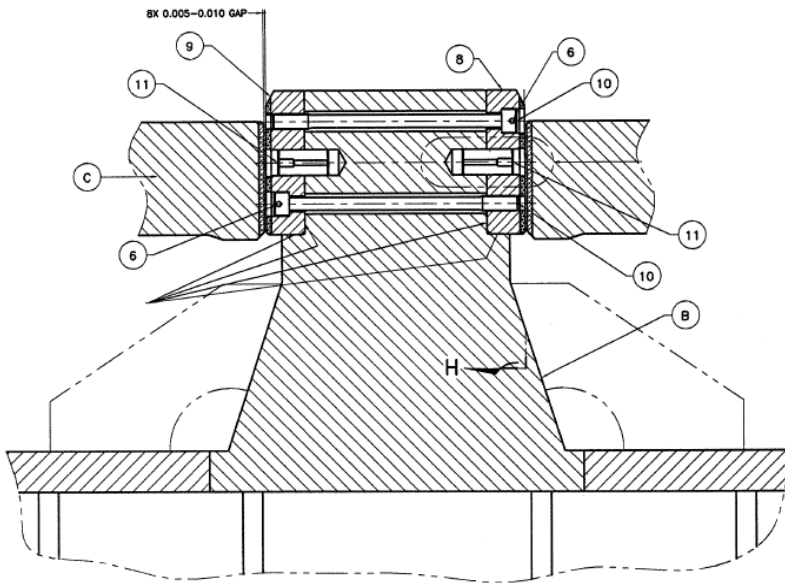
G(austenitic steels) 중에서 영상(above zero) 온도에서 가장 보수적인 70 °F의  $28.3 \times 10^6$  psi의 탄성계수 (E)로 가정하였다. 그러므로 탄성영역에서 변형률( $\epsilon$ )과 응력( $\sigma$ )의 관계식은 다음과 같다.



(a) Drawing of CSB Assembly



(b) UGS Partially Removed for Clarity



SECTION D-D

Ⓑ : CSB Assembly, Ⓒ : UGS Assembly

(c) Gap of Between CSB Assembly and UGS Assembly

Fig. 4 Basis of Displacement Criteria in UGS

$$\begin{aligned} \varepsilon &= \frac{\sigma}{E} \\ &= \frac{4,533}{28.3 \times 10^6} = 0.00016 \text{ strain} \end{aligned}$$

그러므로, APR1400 RVI CVAP의 변형률 응답측정 시험 허용기준은 160 micro-in/in 로 산출되었다.

## 22 변위 측정허용기준

APR1400 RVI CVAP 변위에 대한 허용기준을 수립하기 위해 원자로 설계도면을 분석하였다. RVI는 금속재료의 열팽창 및 냉각을 고려하여 설계시 간극(gap)을 설정하고, 건설시 이를 반영하여 설치되는데, 그 간극은 결국 구조물의 변위 허용기준이라 할 수 있다.

Fig. 3은 IBA의 변위 허용기준 근거를 보여준다. IBA에서 허용간극이 존재하는 부위는 Fig. 3 (a)에서 표시된 부분으로, Fig. 3 (b)의 상세도면에서 알 수 있듯이 UGS 상부 플랜지에 IBA 플랜지가 용접으로 고정되며 표시된 부위의 UGS 부근에 좌우 진동을 제한하는 턱이 존재한다. 확대한 Fig. 3 (c)와 같이 ㉠ (UGS Support Barrel Assembly)의 크기가 R76.370 in이고, ㉡ (IBA)의 크기가 R76.385 in이므로 ㉠과 ㉡사이의 간극은 0.015 in 임을 알 수 있다. 구조물들이 원형구조이므로 IBA 구조물의 진동 허용변위는 0.015 in × 2로 산출되어 0.03 in로 산출하였다.

Fig. 4는 UGS의 변위 허용기준 근거를 나타낸다. UGS에서 허용간극이 존재하는 부위는 Fig. 4 (a)에 표시된 부분으로 중간에 튀어 올라온 부분이 0°와 180°, 좌측 빗금친 부분이 90°, 우측 빗금친 부분이 270°에서 각각 UGS Assembly 중 핵연료정렬판(fuel alignment plate, FAP)과 결합되는 부분이다. 이것은 Fig. 4 (b)의 UGS Top View 도면에서 View D-D 부분으로 0°, 90°, 180°, 270°의 총 4곳(㉠,㉡,㉢,㉣)이 존재함을 알 수 있다. 확대한 Fig. 4 (c)와 같이 ㉠ (CSB Assembly)와 ㉡ (UGS Assembly)의 간극은 0.005 ~ 0.010 in 임을 알 수 있는데, 보수적으로 계산하기 위하여 작은 값인 0.005 in로 가정하였다. 구조물들이 좌우 대칭으로 결합되므로 UGS 구조물의 진동 허용변위는 0.005 in × 1로 산출되어 0.01 in로 산출하였다.

Table 2 Instrumentation Test Acceptance Criteria

Component	Criteria(Strain/Displacement)
IBA	160 micro-in/in / 0.03 in
UGS	160 micro-in/in / 0.01 in

이상에서 산출된 APR1400 RVI CVAP 응답측정 시험 허용기준을 정리해 보면, Table 2와 같다. 즉, IBA와 UGS의 변형률은 160 micro-in/in로 산출되었고, 변위는 각각 0.03 in와 0.01 in로 산출되었다.

## 3. 결 론

본 논문에서 APR1400 원전의 시운전 기간 중 수행 될 RVI CVAP 측정프로그램의 응답측정시험 허용기준이 APR1400 설계자료와 ASME Code에 근거하여 수립되었으며 수립된 측정허용기준을 제시하였다. APR1400 원전의 유효원형인 Palo Verde 1호기<sup>(2-4)</sup>의 측정허용기준 산출시 설계 피로한계와 타성계수는 각각 26 ksi와 27.0 × 10<sup>6</sup> psi를 적용<sup>(12)</sup>하여 변형률은 320 micro-in/in으로 산출되었고, 변위는 UGS에서 0.0185 in로 산출<sup>(12)</sup>되었다. 본 논문에서 산출된 APR1400 RVI CVAP 응력 측정허용기준은 160 micro-in/in로 유효원형과 비교할 때 1/2 수준으로 원자로의 유동유발진동에 대해 2배 정도 엄격한 측정허용기준이 수립되었음을 알 수 있다. 또한, 변위 측정허용기준은 IBA와 UGS에서 구조물들간 설계 허용간극에 의해 각각 0.03 in와 0.01 in로 산출되었다. 본 논문에서 수립된 측정허용기준은 향후 수행 될 APR1400 RVI CVAP 측정에서 얻은 실제값이 설계 허용범위내에 만족되는지를 판단하는 건전성 평가기준으로 사용될 것이다.

## 참 고 문 헌

- (1) US 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 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.

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

(5) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Specification for Reactor Vessel Core Support and Internal Structures.

(6) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Fluid System and Component Engineering Design Data for Plant Safety, Containment and Performance Analyses.

(7) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, System Description for Reactor Internals Assembly.

(8) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Reactor Vessel Core Support and Internal Structures System Design Requirements.

(9) KEPCO Engineering and Construction Company Inc., 2008, Design Data for The Hydraulic Loads on Reactor Internals During Normal Operation.

(10) ASME, 2010, Boiler & Pressure Vessel Code Section III, Division 1 - Appendices, Rules for Construction of Nuclear Facility Components.

(11) Korea Institute of Nuclear Safety, 1995, Technical Review Report of Yonggwang Nuclear Power unit 4 Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program.

(12) Combustion Engineering Inc., 1984, A Comprehensive Vibration Assessment Program for the Prototype System 80 Reactor Internals Palo Verde Nuclear Generating Station Unit 1.

(13) ASME, 2010, Boiler & Pressure Vessel Code Section II, Part D, Properties (Customary).