

APR1400 원자로내부구조물 종합진동평가 응답측정시험 허용기준

Response Instrumentation Test Acceptance Criteria for APR1400 RVI CVAP

고 도 영† · 김 규 형* · 김 성 환*

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

(2011년 8월 26일 접수 ; 2011년 9월 30일 심사완료)

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

ABSTRACT

APR1400 RVI CVAP using the non-prototype category II 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 pre-operational 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 inner barrel assembly and the upper guide structure 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 하나다. 이를 위해 미국원자력규제위원회 규제지침(US nuclear regulatory commission regulatory guide, US NRC RG) 1.20⁽¹⁾은 원자로냉각재의 유동유발진동(flow induced vibration)에 대한 원자로의 구조적 건전성을 확인하고, 안전여유도(safety margin)를 확보하기 위해 제정되었다. US NRC

RG 1.20은 원자로내부구조물의 배열, 설계, 크기 및 운전조건이 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⁽¹⁾.

한국수력원자력(주)은 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 개발하고 있다.

Fig. 1에서 보는 바와 같이, Non-prototype Category II는 해석(analysis), 제한적 측정(limited measurements) 그리고 전체 검사(full inspection)가 수행되어야 한다. 현재까지의 주요 기술개발 현황은 해석을 완료하였고, 제한적 측정을 위해 RVI CVAP 측정센서

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

* 한수원 중앙연구원

이 논문의 일부는 2011년 추계 소음진동 학술대회에서 발표되었음.

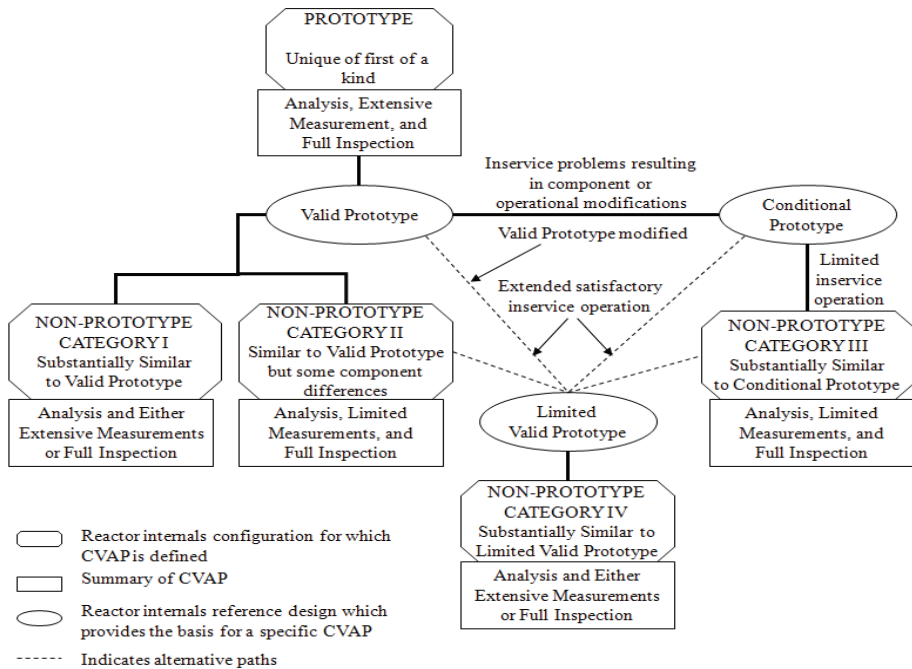


Fig. 1 Summary of RVI CVAP

의 선정⁽²⁾, 측정위치 선정 기준⁽³⁾ 및 응답측정시험 허용기준(response instrumentation test acceptance criteria)을 수립하였다.

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 실시간으로 측정되는 변형률, 가속도, 변위 등의 값으로부터 원자로내부구조물의 동적 거동이 설계 허용기준 응력범위 내에 있는지 판정하기 위해 측정 데이터의 허용기준을 수립하는 것이다⁽⁴⁾. 즉, 설계 허용응력에 상응하는 변형률, 가속도, 변위를 설정하는 것이다.

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

2. RVI CVAP 측정허용기준

고도영 등⁽³⁾의 논문에서 APR1400 RVI CVAP을 위한 측정구조물로 상부안내구조물(upper guide structure,

UGS) 어셈블리를 선정한 바 있다. 그러므로 이 논문에서는 APR1400 RVI CVAP을 위한 측정구조물의 허용기준 수립을 위해 노심지지배럴(core support barrel, CSB)과 하부지지구조물(lower support structure, LSS)을 제외하고 내부배럴집합체(inner barrel assembly, IBA)와 상부안내구조물을 대상으로 수립하였다. 즉, 이 논문에서는 내부배럴집합체와 상부안내구조물의 응력 및 변위에 대한 응답측정시험 허용기준을 기술하였다.

2.1 응력 측정허용기준

APR1400 RVI CVAP 변형률에 대한 측정허용기준을 수립하기 위해서는 우선 측정대상 구조물인 내부배럴집합체와 상부안내구조물의 재료에 대한 피로한계치(endurance limit, σ)와 탄성계수(modulus of elasticity, E)를 확인해야 한다.

APR1400의 내부배럴집합체와 상부안내구조물에 사용된 재료, 오스테나이트강(austenitic steels)과 운영 설계온도(operating design temperature) 650°F ⁽⁵⁻⁹⁾를 ASME Code Section III, Division 1, Appendix⁽¹⁰⁾에 적용하였다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 피로한계치는 13.6 ksi이나 이의 1/3인 4,533 psi로 계산하였다.

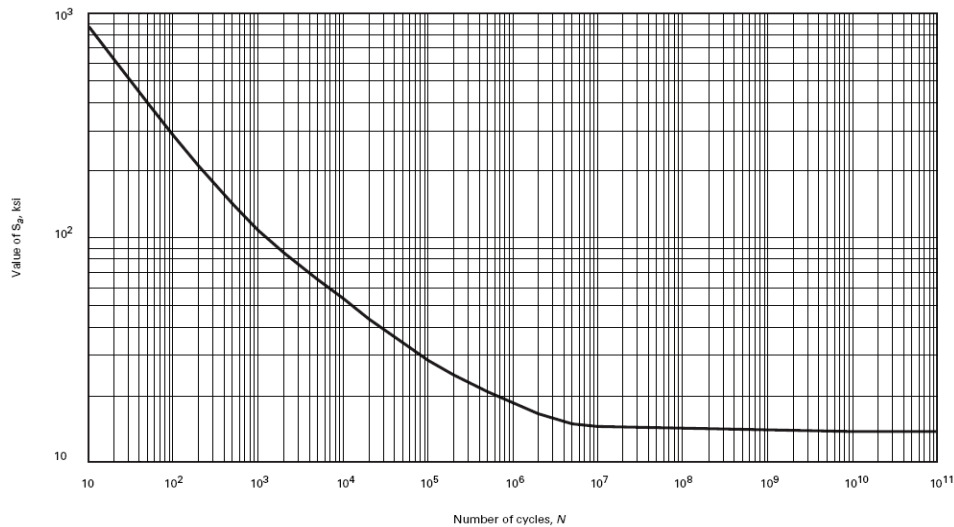


Fig. 2 Design fatigue curves for austenitic steels for temperatures not exceeding 800 °F

Table 1 Moduli of elasticity E of ferrous materials for given temperatures

Materials	Modulus of elasticity E =value given $\times 10^9$ 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 $C \leq 0.30\%$	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	23.4	22.0	20.50	...
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

여기서 1/3을 적용하는 근거는 Fig. 3에서 도식적으로 나타내었다. 원자로내부구조물은 원자로냉각재펌프(reactor coolant pump)에 의한 주기적(deterministic) 수력하중과 랜덤(random) 수력하중을 동시에 받는다^(3,4,11). Fig. 3(a)의 스펙트럼은 평균제곱(mean square)으로 주기적 스펙트럼과 랜덤 스펙트럼의 합을 보인다. Fig. 3(b)의 랜덤 스펙트럼은 0에서 임의의 제한주파수(f_L)까지 광대역에 백색잡음(white noise)이 존재한다고 가정할 때, 랜덤 스펙트럼의 평균제곱근(root mean square, S_R)은 ASME 허용한계치의 1/3 이하로 제한된다.

$$S_R \leq \frac{ASME}{3} \quad (1)$$

Fig. 3(c)의 주기적 스펙트럼은 협대역이라 가정할 때, 주기적 스펙트럼의 피크값(PN)은 주기적 스펙트럼의 평균제곱근($S_{P,N}$)의 $\sqrt{2}$ 배가 된다.

$$S_{P,N} = \frac{PN}{\sqrt{2}} \quad (2)$$

편리함을 위해, 모든 피크값은 동일한 진폭을 갖는다고 가정하면,

$$P_1 = P_2 = PN \quad (3)$$

그러면, 주기적 스펙트럼의 제공된 총 평균응력,

$$^2S_P = N \cdot \frac{PN^2}{2} \quad (4)$$

로 나타낼 수 있다.

Fig. 3(a)에 보이는 바와 같이, CVAP 응답해석은

구조물에 발생하는 총 응답을 계산하기 위해서 주로 모달중첩법(modal superposition)을 사용한다.

$$PT = P_1 + P_2 + \dots + P_N = {}^NPN \quad (5)$$

이 합은 ASME 허용한계치보다 작아야 한다.

$$P = {}^NPN \leq ASME \quad (6)$$

식 (4)에 식 (5)를 대입하면, 식 (6)으로 나타낼 수 있다.

$$^2S_P \leq \frac{(ASME)^2}{2N} \quad (7)$$

스펙트럼의 총 평균제곱값은,

$$^2S_T = ^2S_R + ^2S_P \quad (8)$$

로 볼 수 있다. 위 식 (8)에 식 (1)과 식 (7)을 대입하면,

$$^2S_T \leq \frac{(ASME)^2}{3^2} \left(1 + \frac{3^2}{2N} \right) \quad (9)$$

또는,

$$S_T \leq \frac{(ASME)}{3^2} \sqrt{\left(1 + \frac{3^2}{2N} \right)} \quad (10)$$

로 계산된다. $N \geq 1$ 이므로, ASME Code 1/3에 근거한 허용기준은 보수적이다⁽¹¹⁾.

이때, 피로 사이클 수(number of cycles, N)는 가장 크게 가정하는 것이 가장 적은 응력값으로 기준을 수립할 수 있기 때문에 가장 보수적인 값인 10^{11}

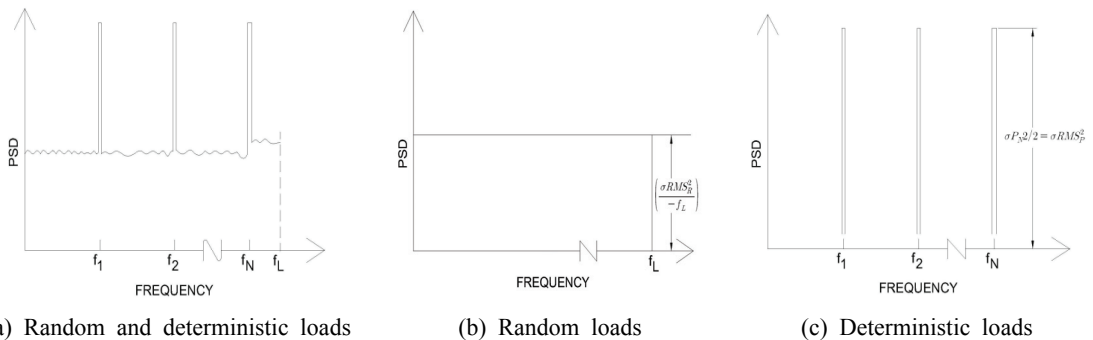


Fig. 3 Idealized response power spectral densities for development of acceptance criteria

으로 하였다.

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

또한, ASME Code Section II, Part D에 적용하여 Table I⁽¹²⁾에서 보는 바와 같이 material group G(austenitic steels) 중에서 영상(above zero) 온도에서 가장 보수적인 70 °F의 28.3×10^6 psi의 탄성

계수(E)로 가정하였다. 그러므로 탄성영역에서 변형률(ϵ)과 응력(σ)의 관계식은 다음과 같다.

$$\epsilon = \frac{\sigma}{E} = \frac{4,533}{28.3 \times 10^6} = 0.00016 \text{ strain}$$

그러므로, APR1400 RVI CVAP의 변형률 응답측정시험 허용기준은 160 micro-in/in로 산출되었다.

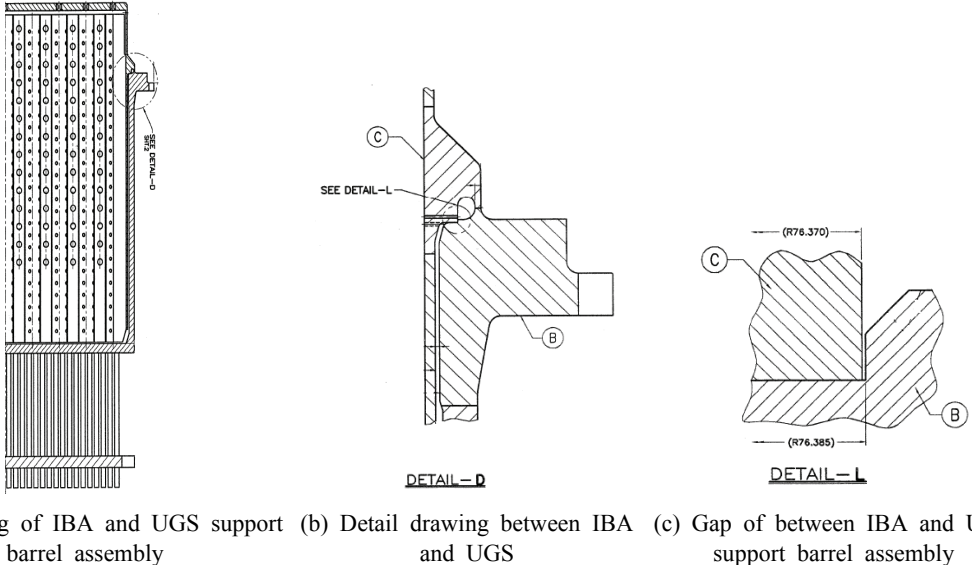


Fig. 4 Basis of displacement acceptance criteria in IBA

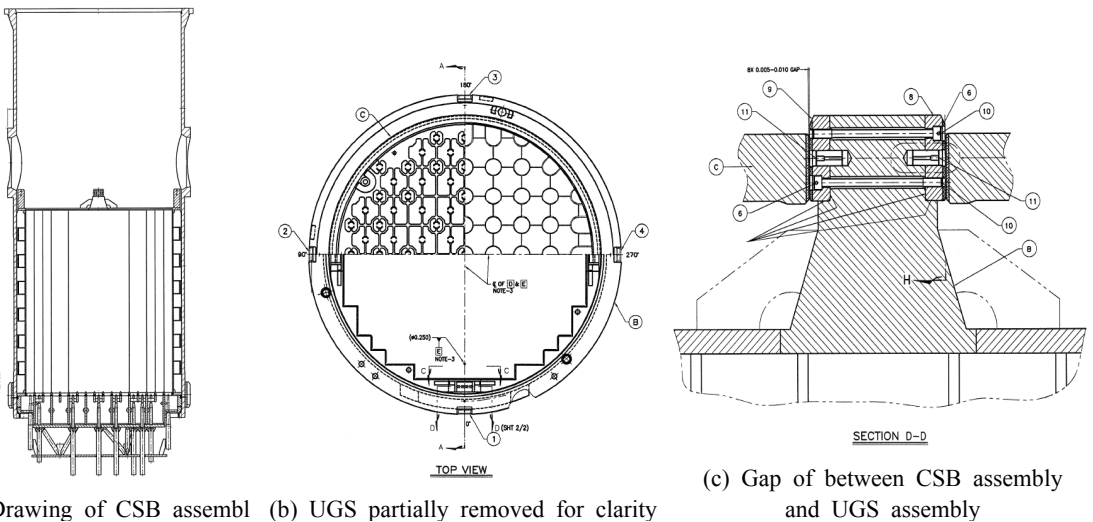


Fig. 5 Basis of displacement criteria in UGS

2.2 변위 측정허용기준

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

Fig. 4는 내부배럴집합체의 변위 허용기준 근거를 보여준다. 내부배럴집합체에서 허용간극이 존재하는 부위는 Fig. 4(a)에서 표시된 부분으로, Fig. 4(b)의 상세도면에서 알 수 있듯이 상부안내구조물 상부 플랜지에 내부배럴집합체 플랜지가 용접으로 고정되며 표시된 부위의 상부안내구조물 부근에 좌우 진동을 제한하는 턱이 존재한다. 확대한 Fig. 4(c)와 같이 ㉠(UGS support barrel assembly)의 반경이 R76.370 in 이고, ㉡(IBA)의 반경이 R76.385 in이므로 ㉡와 ㉠ 사이의 간극은 0.015 in 임을 알 수 있다.

구조물들이 원형구조이므로 내부배럴집합체 구조물의 진동 허용변위는 $0.015 \text{ in} \times 2$ 로 산출되어 0.03 in로 산출하였다.

Fig. 5는 상부안내구조물의 변위 허용기준 근거를 나타낸다. 상부안내구조물에서 허용간극이 존재하는 부위는 Fig. 5(a)에 표시된 부분으로 노심지지배럴 집합체 중간에 튀어 올라온 부분인 0° 와 180° , 좌우 측 빗금친 부분인 90° 와 270° 의 4곳이 상부안내구조물 집합체의 핵연료정렬판(fuel alignment plate, FAP)과 결합되는 부분이다. 이것은 Fig. 5(b)의 UGS Top View 도면에서 View D-D 부분으로 0° , 90° , 180° , 270° 의 총 4곳(㉠, ㉡, ㉢, ㉣)이 존재함을 알 수 있다. 확대한 Fig. 5(c)와 같이 ㉡(CSB assembly)와 ㉠(UGS assembly)의 간극은 0.005 ~ 0.010 in임을 알 수 있는데, 보수적으로 계산하기 위하여 작은 값인 0.005 in로 가정하였다. 구조물들이 좌우 대칭으로 결합되므로 상부안내구조물의 진동 허용변위는 $0.005 \text{ in} \times 2$ 로 산출되어 0.01 in로 산출하였다.

Table 2 Instrumentation test acceptance criteria

Component	Criteria(strain/displacement)
Inner barrel assembly	160 micro-in/in / 0.03 in
Upper guide structure	160 micro-in/in / 0.01 in

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

3. 결 론

이 논문은 APR1400 원전의 시운전 기간 중 수행 될 RVI CVAP 측정을 위한 응답데이터 허용기준이 APR1400 설계자료와 ASME Code에 근거하여 수립되었음을 기술하였다. APR1400 원전의 유효원형 원전인 Palo Verde 1호기⁽²⁻⁴⁾의 측정허용기준 산출시 설계 피로한계와 탄성계수는 각각 26 ksi와 $27.0 \times 10^6 \text{ psi}$ 를 적용하여 변형률이 320 micro-in/in으로 산출되었고, 변위는 상부안내구조물에서 0.0185 in로 산출⁽¹¹⁾되었다. 이 논문에서 산출한 APR1400 RVI CVAP 응력 측정허용기준은 160 micro-in/in로 유효원형과 비교할 때 1/2 수준으로 원자로의 유동 유발진동에 대해 2배 정도 엄격한 측정허용기준이 수립되었음을 알 수 있다. 또한, 변위 측정허용기준은 내부배럴집합체와 상부안내구조물에서 구조물들 간 설계 허용간극에 의해 각각 0.03 in와 0.01 in로 산출되었다. 이 논문에서 수립된 측정허용기준은 향후 수행될 APR1400 RVI CVAP 측정에서 얻은 실제 값이 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., 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) Combustion Engineering Inc., 1984, A Comprehensive Vibration Assessment Program for the Prototype System 80 Reactor Internals Palo Verde Nuclear Generating Station Unit 1.

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