

APR1400 미국 설계인증을 위한 종합진동평가 심사서류 작성 방안

Written Plan of CVAP Design Control Document for APR1400 U.S. Design Certification

고도영†‡ · 김동학* · 박영섭*

Do Young Ko, Dong Hak Kim and Young Sheop Park

Key Words : APR1400(신형경수로1400), NRC(원자력규제위원회), DC(설계인증), CVAP(종합진동평가)

ABSTRACT

Abstract : In accordance with U.S. Nuclear Regulatory Commission regulatory guide(NRC RG) 1.20(Rev.3), we are writing a comprehensive vibration assessment program(CVAP) design control document(DCD) and a technical report for U.S. NRC design certification(DC) of an Advanced Power Reactor 1400(APR1400) nuclear power plant(NPP). CVAP of an APR1400 NPP for U.S. NRC DC is classified as a non-prototype category 1 type. Therefore, CVAP DCD of reactor vessel internals(RVI) and steam generator internals(SGI) consist of analysis and full inspection program. However, piping system of primary and secondary system will be described as measurement program.

1. 서 론

국내 원자력 산학연은 2010년 12월부터 신형경수로 1400(APR1400 : Advavaced Power Reactor 1400) 원전에 대한 U.S. NRC(United State Nuclear Regulatory Commission) 설계인증(DC : design certification)을 위해 한국수력원자력(주)를 중심으로 지속적인 연구개발 사업을 추진 중이다. 현재 2단계 사업으로 2014년말까지 U.S. NRC DC를 위한 심사서류(DCD : design control document) 제출을 목표로 최종 제출서류 작성 및 검토 절차를 수행하고 있다. 국내 원전의 설계인증시 규제기관에 제출하는 표준안전성분석보고서(SSAR : standard safety analysis report)는 U.S. NRC DCD Tier 2에 해당된다.

원전 수명주기 동안 주요 기기를 대상으로 하는

유동유발진동(FIV : flow-induced vibration)에 대한 평가를 기술하는 종합진동평가(CVAP : comprehensive vibration assessment program)는 국내 SSAR과 동일하게 APR1400 NRC DCD Tier 2의 3.9.2.4절에 Preoperational Flow Induced Vibration Testing of Reactor Internals에 기술된다. 또한 이러한 내용에 대한 수행 방법은 U.S. NRC Regulatory Guide(RG) 1.20⁽¹⁾ (comprehensive vibration assessment program for reactor internals during preoperational and initial startup testing)에 명시되어 있어 이를 참조하여 CVAP 수행계획을 작성할 예정이다. 본 논문에서는 U.S. NRC RG 1.20에 근거한 APR1400 원전의 U.S. NRC DC를 위한 CVAP 수행계획 작성 방안에 대하여 논하고자 한다.

2. NRC DC CVAP 수행 방안

우리나라 보다 앞서 U.S. NRC에 신형 원전에 대한 설계인증을 신청한 AP1000(Westinghouse, 미국)⁽²⁾, U.S.-APWR(Mitsubishi, 일본)⁽³⁾ 그리고 U.S.

† 교신저자; 정회원, 한국수력원자력(주)
E-mail : kodoyoung@khnp.co.kr
Tel : (042)870-5732, Fax : (042)870-5768
‡ 발표자; 한국수력원자력(주)
* 한국수력원자력(주)

EPR(AREVA, 프랑스)⁽⁴⁾의 CVAP 수행 계획 및 추가정보요청(RAI : request for additional information) 자료를 검토하였다. 이를 참조하여, APR 1400 CVAP를 위한 NRC DCD는 크게 Tier 2의 3.9.2.4절과 별도의 기술보고서(TeR : technical report)를 작성하여 NRC에 제출할 예정이다. 특히 APR1400 NRC DC CVAP TeR에서는 개정된 RG 1.20에 따라 PWR(pressurized water reactor)의 원자로 내부구조물(RVI : reactor vessel internals) 뿐만 아니라, 증기발생기 내부구조물(SGI : steam generator internals) 그리고 1, 2차 계통의 주요 배관에 대해서도 다음과 같이 수행방안을 작성할 계획이다.

2.1 원자로 내부구조물

Westinghouse의 System 80형 원전을 설계 원형(prototype)으로 하는 Palo Verde 1호기(미국) RVI 설계와 APR1400 RVI 설계는 본질적으로 배열(arrangement), 설계(design), 크기(size) 그리고 운전조건(operation conditions)이 동일하다. 그러므로 APR1400은 NRC DC를 위해 비원형 범주(non-prototype category) I로 분류할 예정이다⁽⁵⁾.

비원형 범주 I의 타당성을 입증하기 위하여 설계와 배열, 크기, 그리고 운전조건 비교표를 포함할 예정이다. 비원형 범주 I은 해석과 광범위한 측정을 수행하거나 해석과 전체 검사 중 선택하여 수행할 수 있다. 광범위한 측정은 전체 검사에 비교해 건설 및 시운전의 주요 공정(critical path)을 더 많이 필요로 하고 이를 위한 준비, 데이터 취득 및 분석, 측정된 주요 기기에 대한 시험 후 원상 복구, 그리고 비파괴 검사 등을 통한 건정성 확인 등 복잡하고 어려울 뿐 아니라 사업자 입장에서는 상당한 비용이 발생하는 등 단점이 더 많기 때문에 해석과 전체 검사로 수행할 것이다.

따라서 RG 1.20에 따른 해석프로그램 대한 방법은 3.9.2.3절에 기술하고, 검사프로그램은 고온기능 시험(HFT : hot functional test) 전후 두 번에 걸쳐 수행하여 FIV에 의한 구조적 건정성에 영향이 없다는 것을 확인하기 위한 구조물 진동 정후 검사방법을 기술할 것이다. CVAP TeR에서는 RVI에 대한 해석대상, 해석방법 그리고 해석결과를 추가적으로 작성하여 제공될 예정이다.

2.2 증기발생기 내부구조물

미국내 BWR(boiled water reactor)의 출력증강 운전시 발생했던 증기발생기 손상(steam dryer, main steam system) 사례로 인하여 NRC RG 1.20이 2007년 3월 개정(Rev.3)되었다.

NRC RG 1.20(Rev.3)은 유체유동가진 음향모드(fluid flow excite acoustic modes)가 불완전 할 경우, MSL(main steam lines)내 밸브 Stand pipes와 Branch lines에서 유동가진 음향공진(flow-excited acoustic resonances)이 중·저주파수 압력변동과 진동에 의하여 MSL 밸브, Steam dryer 등의 RVI와 증기시스템 기기들에 손상을 줄 수 있다고 명시하고 있다. 따라서 기존 RVI 이외에 SGI와 1, 2차 계통의 주요 배관에 대한 잠재적 유해 유동효과(potential adverse flow effects)에 대한 상세한 해석의 중요성이 대두되어 PWR의 SGI와 관련된 배관의 압력변동 및 진동에 의한 건정성 확인을 권고하고 있다.

그러나 PWR 증기발생기는 BWR과 달리 지금까지 출력증강으로 인한 과도한 진동 경험이 보고된 바가 단 한 차례도 없다⁽⁶⁾. 더하여 APR1400 증기발생기 상부구조물 설계는 국내외 운전 중인 증기발생기 상부구조물과 유사하다. 이러한 운전 경험에 근거하여 비안전(non-safety) 관련 기기는 과도한 진동을 경험하지 않을 것으로 판단된다. 따라서 SGI CVAP는 RVI와 동일하게 해석결과와 검사계획으로 기술될 예정이다.

2.3 배관시스템

(1) 1차 계통

1차 계통 배관시스템 CVAP는 RCS의 주요 배관인 고온관과 저온관을 중심으로 측정계획을 작성할 예정이다. 우리는 U.S. NRC DCD 작성을 위하여 원전 건설 후 시운전 단계에서 배관시스템의 건정성 확인을 위해 수행되는 신고리 3호기 PVT(piping verification test)를 조사하였다.

PVT는 Pre-core HFT와 Post-core HFT 기간 중 다섯 종류의 시험절차서가 수행되고 있는 것으로 파악되었다. Pre-core HFT 기간 중 수행되는 3종의 시험절차서 중 “RCS(reactor coolant system) Expansion Measurement” (9P-H-431-02) 내에 일부만이 1차 계통 배관시스템 CVAP와 유사함을 알 수 있었다.

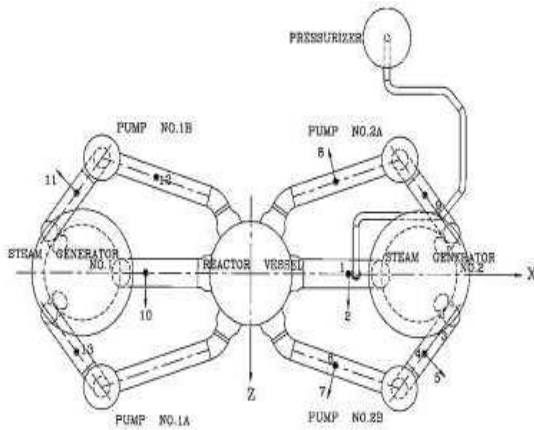


Fig. 1 RCS loop vibration check points

| Mode | Condition | Reactor Coolant Pump | | | |
|------|-----------|----------------------|----|----|-------|
| | | 1A | 1B | 2A | 2B |
| 1 | Noise | NO | NO | NO | NO |
| 2 | Steady | NO | NO | NO | 0 |
| 3 | Steady | NO | NO | 0 | 0 |
| 4 | Steady | 0 | NO | 0 | 0 |
| 5 | Transient | 0 | NO | 0 | Stop |
| 6 | Transient | 0 | NO | 0 | Start |
| 7 | Steady | 0 | 0 | 0 | 0 |

No: not operating, O: operating

Fig. 2 RCS loop vibration flow mode

Fig. 1은 시험절차서내 RCS Loop 진동 측정위치이며, 13개의 가속도계를 이용한 변위측정이 수행되었음을 보인다.

Fig. 2는 시험절차서의 RCS Loop 진동 측정시 유동모드를 나타낸 것이며, 측정은 RCP (reactor coolant pump) 운전조건에 따라 총 6개(steady 4개, transient 2개) 모드에서 수행되었다.

한편, RCS 고온관과 저온관은 FIV에 의한 건진성 보다는 열팽창에 의한 건진성 확인이 본 시험의 주요관심 사항으로 판단된다. 따라서, 1차 계통 PVT와 CVAP에 대한 추가적인 검토(계측기 종류 및 수량, 측정위치 등)를 통하여, U.S. NRC DCD 1차 계통 배관시스템 CVAP 측정프로그램 수행계획을 작성할 예정이다.

(2) 2차 계통

2차 계통 배관시스템의 해석은 Screening Methodology를 이용하여 MSL내 밸브, Stand pipes와 Branch lines에 대한 잠재적 유해음향효과

를 확인하고, 측정계획은 MSL, FWL(feed water lines), 그리고 복수계통(condensate system)에 대해 작성할 예정이다. Post-core HFT 기간 중 수행되는 2종의 시험절차서 중 “Piping Steady State & Transient Vibration Test” (9S-I-000-33)가 2차 계통 배관시스템 CVAP와 유사한 내용인 것으로 조사되었다.

MSL, FWL과 Heater Drain System이 시험대상이며, 신고리 3호기에서 94개의 계측기(변위계 45개, 가속도계 6개, 힘변환기 36개, 압력계 7개)가 사용되었음을 확인하였다. 그러므로 2차 계통 배관시스템은 CVAP 측정과 유사한 시험임을 알 수 있다.

우리는 2차 계통 PVT와 CVAP에 대한 추가적인 연구를 통하여 U.S. NRC DCD 2차 계통 배관시스템 CVAP 수행 계획 작성에 참고할 것이다.

3. 결 론

APR1400 NRC DC를 위해 CVAP는 개정된 NRC RG 1.20(Rev.3)에 따라 비원형 범주 I로 분류하고, 선형 U.S. NRC DC를 신청한 미국(Westinghouse), 일본(Mitsubishi), 프랑스(Areva)의 CVAP DCD를 참조하여 별도의 TeR을 작성하여 제출할 계획이다. RVI와 SGI는 해석결과 및 검사계획으로 작성될 예정이며, 배관시스템은 PVT와 CVAP에 대한 추가적인 연구를 통하여 1차 계통은 RCS Loop에 대한 측정계획으로, 2차 계통은 MSL(Stand pipes와 Branch lines 등 포함), FWL 및 복수계통에 대한 해석(screening methodology) 결과와 측정계획으로 작성될 것이다.

참 고 문 헌

(1) U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007, Regulatory Guide 1.20, Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Testing, Rev.3

(2) Westinghouse, 2007, WCAP-15949-NP (APP-MI01-GER-001, Rev. 2), AP1000 Reactor Internals Flow-Induced Vibration Assessment Program.

(3) Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2012, MUAP-0702-NP (R3), Comprehensive Vibration

Assessment Program for US-APWR Reactor Internals.

(4) AREVA NP Inc., 2013, ANP-10306NP Rev.1, Comprehensive Vibration Assessment Program for U.S. EPR Reactor Internals.

(5) Ko, D.Y., Kim, D. H. and Lee, J. Y., 2013, Classification Plan of Reactor Vessel Internals Comprehensive Vibration Assessment Program for APR1400 NRC Design Certification, Proceedings of the KSNVE Annual Autumn Conference, PP. 399~401

(6) Operational Performance Information System for Nuclear Power Plant(OPIS) database.