creative commons
COMMONS DEED

저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:

저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.

비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.

변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 이용허락규약(Legal Code)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

Disclaimer

dCollection

[UCI]I804:24011-200000267025

2018년 8월
석사학위 논문

한국 표준형원전(Optimized Power Reactor)증기발생기 교체후 성능평가

조선대학교 대학원

원자력공학과

이 성 완

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

한국 표준형원전(Optimized Power Reactor)증기발생기 교체후 성능평가

A Study on the Performance of Replaced OPR (Optimized Power Reactor) Steam Generator

2018년 8월 24일

조선대학교 대학원

원자력공학과

이 성 완

Collection @ chosun

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

한국 표준형원전(Optimized Power Reactor)증기발생기 교체후 성능평가

지도교수 : 이 경 진

이 논문을 공학 석사학위신청 논문으로 제출함

2018년 4월

조선대학교 대학원

원자력공학과

이 성 완

Collection @ chosun

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

이성완의 석사학위논문을 인준함

위원장 조선대학교 교수 송종순 (인)

위 원 조선대학교 교수 나만균 (인)

위 원 조선대학교 교수 이경진 (인)

2018년 5월

조선대학교 대학원

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

목 차

List of Tables ····· iii
List of Figures ····· v
ABSTRACT ····· vii

제 1 장 서 론 ····· 1
제 1 절 연구 배경 ····· 1
제 2 절 연구 목적 ····· 3

제 2 장 표준형원전 증기발생설비 고찰 ····· 4
제 1 절 증기발생기 ····· 4
1 증기발생기 개요 ····· 4
2. 증기발생기 주요 기기 연구 ····· 7
제 2 절 증기발생기 결함 전열관 개요 ····· 18
1. 증기발생기 전열관 열화 원인 ····· 18
2. 증기발생기 전열관 균열 발생추세 및 예측기법 ····· 18
3. 국내외 CE형 증기발생기 균열 발생 추세 분석 ····· 19

제 3 장 표준형원전 증기발생기 보수·교체 요건 및 교체사례 분석과 제작 연구 21
제 1 절 가동원전 SG 보수 및 교체관련 규제요건 및 전열관 교체사례 및 검사 ···· 21
1. 가동원전 핵심기기 보수 및 교체 규제요건 분석 ····· 21
2. 가동원전 핵심기기의 증기발생기 보수 및 교체 사례 분석 ····· 23
2. 증기발생기 보수 및 교체시 검사내용 분석 ····· 26
제 2 절 증기발생기 제작공정 고찰 ····· 29
1. 증기발생기 제작공정 ····· 29
제 3 절 증기발생기 공장시험 검사 개요 ····· 32
1. 증기발생기 공장시험 검사 ····· 32

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 4 장 표준형원전 증기발생기 교체후 성능시험 및 평가에 대한 고찰 ····· 33
제 1 절 증기발생기 성능시험 개요 ····· 34
1. 증기발생기 성능시험 목적 ····· 34
제 2 절 교체용 증기발생기 성능시험 및 평가에 대한 고찰 ····· 36
1. 교체용 증기발생기 성능시험 및 평가 목적 ····· 36
2. 성능시험별 시험방법 및 평가에 대한 고찰 ····· 36

제 5 장 결론 ····· 57

참고문헌 ····· 58

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 목 차

표 2 - 1 표준형원전 설계변수 ····· 6
표 2 - 2 국내외 CE형 원전 화학세정 전후의 TSP 및 TTS ODSCC 와이블 기울기 20
표 3 - 1 국내외 원전 증기발생기 교체 사례 ····· 24
표 3 - 2 증기발생기 수압시험 흐름도 ····· 32
표 4 - 1 운전모드별 교체용 증기발생기 성능시험 항목 ····· 41
표 4 - 2 한울3,4호기 운전모드 및 출력별 성능시험 일정 ····· 35
표 4 - 3 한울4호기 수압시험 및 누설시험 결과 ····· 37
표 4 - 4 한울3호기 수압시험 및 누설시험 결과 ····· 37
표 4 - 5 한울4호기 증기발생기 교체이후 관련 배관 누설검사 결과 ····· 39
표 4 - 6 증기발생기 상부 및 하부 지지대 간극 측정 지점과 간극 요건 ····· 40
표 4 - 7 한울4호기 SG 1 고온화 단계별 SG 방진기 핀간 거리 측정 위치별 결과 43
표 4 - 8 한울4호기 SG 2 고온화 단계별 SG 방진기 핀간 거리 측정 위치별 결과 43
표 4 - 9 원자로 냉각재 누설율 시험결과 ····· 43
표 4 - 10 RCS Leak Rate Result Report 1 ····· 44
표 4 - 11 RCS Leak Rate Result Report 2 ····· 44
표 4 - 12 제어봉 낙하시간 시험결과 ····· 45
표 4 - 13 LPMS Calibration Impact Size ····· 46
표 4 - 14 한울4호기 주급수펌프 1대 정지 및 RPCS 동작시 운전변수 ····· 48
표 4 - 15 한울4호기 주급수펌프 1대 정지 및 RPCS 동작시 판정기준 ····· 49
표 4 - 16 주급수 제어계통 변화에 따른 운전범위 ····· 49
표 4 - 17 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) ····· 50
표 4 - 18 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) ····· 50
표 4 - 19 FWCS #1 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) ····· 51
표 4 - 20 FWCS #2 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) ····· 51
표 4 - 21 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) ····· 52
표 4 - 22 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) ····· 52

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 23 FWCS #1 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) ····· 53
표 4 - 24 FWCS #2 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) ····· 53
표 4 - 25 한울4호기 원자로 냉각재 유량율 측정 결과 ····· 54
표 4 - 26 한울4호기 습분 동반율 시험 결과표 ····· 55
표 4 - 27 한울4호기 증기발생기 증기압력 측정관련 운전변수 ····· 56
표 4 - 28 한울3,4호기 SG 보증 출구노즐 증기압력 시험결과 ····· 56

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

그 림 목 차

그림 2 - 1 증기발생기 구조 및 유체 흐름도 ····· 5
그림 2 - 2 증기발생기 Wide Range 및 Narrow Range Level Comparison ····· 9
그림 2 - 3 증기발생기 튜브시트 ····· 11
그림 2 - 4 증기발생기 튜브 ····· 11
그림 2 - 5 증기발생기 원자로 냉각재 입구 노즐 ····· 11
그림 2 - 6 증기발생기 관 지지대 ····· 12
그림 2 - 7 증기발생기 쉬라우드 ····· 12
그림 2 - 8 증기발생기 진동 방지대(Anti Vibration Bar, AVB) ····· 12
그림 2 - 9 증기발생기 급수예열기 노즐 및 유량 분배판 ····· 13
그림 2 - 10 증기발생기 하향유로 급수노즐 ····· 14
그림 2 - 11 증기발생기 급수예열기 영역 ····· 14
그림 2 - 12 증기발생기 1단계 습분 분리기 ····· 14
그림 2 - 13 증기발생기 2단계 습분 분리기 ····· 15
그림 2 - 14 증기발생기 출구 유량 제한기 ····· 15
그림 2 - 15 증기발생기 취출수 계통 유로 ····· 16
그림 2 - 16 증기발생기 재순환 노즐 ····· 16
그림 2 - 17 증기발생기 하부 및 상부지지 설비 ····· 17
그림 2 - 18 증기발생기 1차측 Manway ····· 17
그림 2 - 19 미국 CE형 증기발생기 ODSCC 발생추세 ····· 19
그림 3 - 1 전세계 증기발생기 정비 세관 비율 ····· 25
그림 3 - 2 전세계 증기발생기 정비 세관 개수 ····· 25
그림 3 - 3 증기발생기 세관 재질에 따른 전세계 정비 세관 개수 ····· 26
그림 3 - 4 전세계 증기발생기 세관 보수 원인 ····· 26
그림 3 - 5 증기발생기 제작공정 개략도 ····· 29
그림 3 - 6 증기발생기 Geometry and General Configuration ····· 29
그림 3 - 7 증기발생기 상세 제작공정(1/2) ····· 30

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

그림 3 - 8 증기발생기 상세 제작공정(2/2) ····· 31
그림 3 - 9 증기발생기 Helium 누설시험 및 ECT 검사 흐름도 ····· 32
그림 4 - 1 원자로 냉각재계통 배관내 이물질 검사 및 제거 개략도 ····· 33
그림 4 - 2 교체용 증기발생기 설치 후 누설점검 검사 위치 ····· 38
그림 4 - 3 교체용 증기발생기 누설점검시 압력 및 온도 그래프 ····· 39
그림 4 - 4 증기발생기 하부지지대 간극 측정 위치 ····· 41
그림 4 - 5 증기발생기 상부지지대 간극 측정 위치 ····· 41
그림 4 - 6 증기발생기 방진기(Snubber) 핀간 거리 측정 위치 ····· 41
그림 4 - 7 증기발생기 1 하부지지대 온도별 간극 추이 그래프 ····· 41
그림 4 - 8 증기발생기 2 하부지지대 온도별 간극 추이 그래프 ····· 42
그림 4 - 9 증기발생기 1 상부지지대 온도별 간극 추이 그래프 ····· 42
그림 4 - 10 증기발생기 2 상부지지대 온도별 간극 추이 그래프 ····· 42
그림 4 - 11 한울4호기 전출력 LPMS Data Result ····· 46
그림 4 - 12 한울4호기 전출력 ALMS Data Result ····· 47
그림 4 - 13 한울4호기 주급수펌프 1대 정지 및 RPCS 동작시 그래프 ····· 48
그림 4 - 14 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) … 50
그림 4 - 15 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) … 50
그림 4 - 16 FWCS #1 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) ····· 51
그림 4 - 17 FWCS #2 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 15%) ····· 51
그림 4 - 18 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) … 52
그림 4 - 19 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) … 52
그림 4 - 20 FWCS #1 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) ····· 53
그림 4 - 21 FWCS #2 Step Change변화(5%) 운전변수 변화(Rx 출력 80%) ····· 53

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

ABSTRACT

A Study on the Performance of OPR (Optimized Power Reactor) Steam Generator

Lee, Sung Wan
Adviser : Prof. Lee, Goung Jin, Ph. D.
Department of Nuclear Engineering,
Graduate School of Chosun University

The steam generator of a nuclear power plant is a core facility responsible for the physical barrier divided into two sections, the heat system where the reactor coolant flows and the secondary side that produces the steam. With the increase in the operating of nuclear reactor and integrity is reduced due to degradation of the steam generator tube. As a result, maintaining integrity of the steam generator is very important. For CE type steam generator tubes made from the Alloy 600THMA material, a nickel-chrome-metal alloy, it is vulnerable to Stress Corrosion Cracking in the reactor operating environment. it is inevitable to replace the steam generator when approaching the allowed tube plugging value of the steam generator tube.

Considering the major equipments and manufacturing process for the Renewal Steam Generator, reliability was secured in carrying out the performance test and assessment after the RSG. Weibull probability disribution function was used to evaluate the trend of failure in the steam generator tube. The analysis technique used to analyze trends in the generation of crack in the tube. I analyzed the regulatory requirement for exchanging steam generator. In particular, I analyzed the causes of repair and replacement cases for the steam generator tube made from the Alloy 600 tube material.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

As a result of the review after replacement of the steam generator, it is required to derive the performance test and evaluation method after replacement of the steam generator to ensure integrity of the steam generator.

Since the replacement of the steam generator involves numerous facilities and systems, it is required to assess the performance of the equipments, and to verify that the test items are proper, analyze and assess the test methods, evaluation criteria, and test results to check the performance of the RSG.

The RSG is tested according to the Performance Schedule as shown Figure. The hydrostatic pressure test and leakage test of the RSG are satisfied. After the heat-up of the plant, the test results of each applicable test in the operation mode, such as the RCS Leakage rate, CEA drop time, NSSS integrity monitoring system, RPCS response, Ramp Change 및 Step Change MFCS response. SG Moisture Carry Over, SG Outlet Nozzle Steam pressure were obtained with satisfactory values.

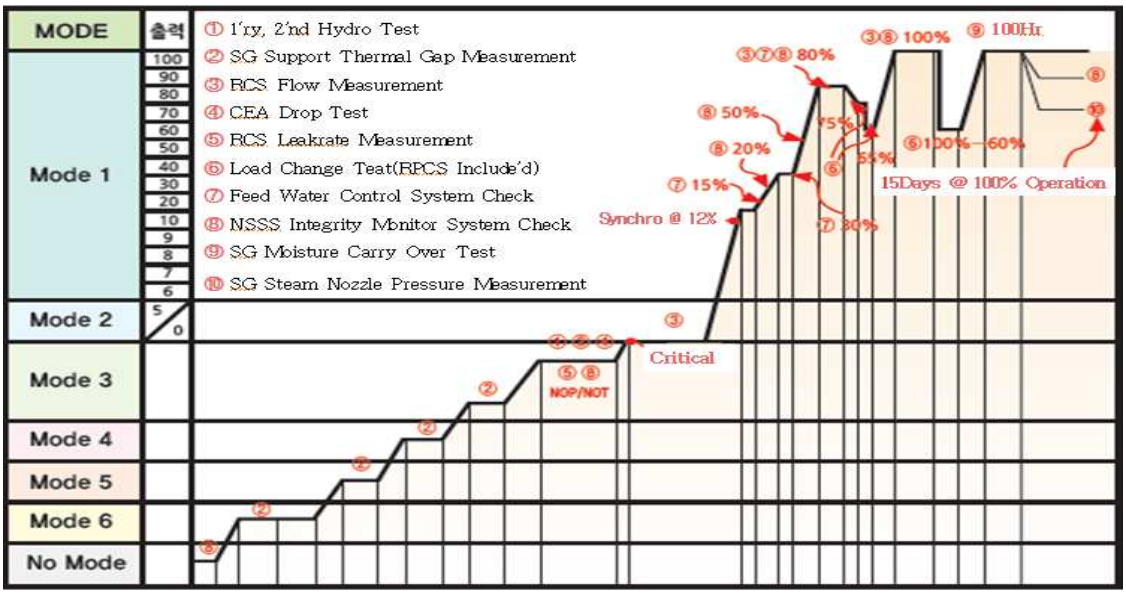


Figure. Replacemnt Steam Generator Performance Schedule

Integrity and reliability are secured through performance testing and evaluation of the Renewal Steam Generator and I am certain that it may can contribute to the stable and safe operation of the plant.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 1 장 서 론

제1절 연구 배경

현재 국내 원전은 가동중인 운전기수 18기, 시운전을 포함한 건설중인 기수 5기 등 총 23기가 있으며 이중 한국 표준형원전(Optimized Power Reactor, OPR)은 한울 3,4 호기를 포함한 총 12기가 가동중에 있다[1].

한국 고유모델인 KSNP라는 명칭에서 수출 지향적으로 최적화된 1,000MW 가압경수로의 의미를 담은 OPR1000으로 명명하게 된 한국 표준형 원전은 U- Tube형 열교환 증기발생기가 루프당 1개씩 총 2개가 방사선관리구역인 격납용기내부에 설치되어 있으며 원자로 냉각재가 통과하는 전열관측(Tube Side)인 1차측과 급수계통으로부터 공급받아 터빈을 돌리기 위한 증기공급을 위한 동체측(Shell Side)인 2차측으로 구분하여 물리적 방벽을 담당하고 있다[1].

증기발생기의 건전성 유지는 원자력발전소의 안정적 운영과 효율향상을 위해서 매우 중요한 관리 항목으로 강조되고 있는데 원전의 가동년수가 증가함에 따라 원전 증기발생기 경우 전열관의 열화 원인으로 증기발생기의 건전성이 저하되며 이는 원자력 발전소의 안전운전에 커다란 나쁜 영향을 미치게 된다

증기발생기 2차측에 유입된 부식생성물은 퇴적되어 슬러지(Sludge) 형태로 고착되는데 이 슬러지는 증기발생기 전열관 부식발생의 원인이 되고 관지지판(Tube Support Plate, TSP)사이의 급수유로를 저하하게 된다[3].

그리고 Ni-Cr-Fe 합금인 Alloy 600THMA로 제작된 국·내외 CE형 증기발생기 전열관의 경우 원자로 운전환경에서 응력부식균열에 취약하다. 현재까지의 검출된 CE형 증기발생기 주요 열화 기구는 응력부식균열, 관판내부 균열, 지지구조물 마모등이 있는데 주요 열화 원인은 관지지판에서의 외면 응력부식균열(Outside Diameter Stress Corrosion Cracking, ODSCC)이다. 이는 증기발생기 2차측내 슬러지 퇴적으로 인해 1차측에서 2차측으로의 열전달 감소로 전열관 2차측 표면온도가 상승하며 ODSCC 발생환경의 형성과 가속화를 초래하게 된다[2][3][5].

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

화학약품 농도 및 pH조절 등을 통한 수질관리 최적화로 증기발생기내 슬러지 퇴적을 방지하거나 최소화하는 것이 최선의 방법이나 2차측 급수의 고온, 비등, 응축 등 부식의 취약조건으로 인해 함으로써 슬러지 퇴적을 사전에 방지하는 것은 어려우며 이는 증기발생기 수명에 불리한 영향을 준다 하겠다[3][4].

매 계획예방정비를 실시 할 때마다 랜싱(Lancing)을 이용하여 슬러지를 제거하는데 표준형원전 증기발생기는 전열관과 전열관 사이의 틈이 좁아 슬러지 제거 효과가 적으나 최근에 화학세정 방법으로 슬러지 제거효율을 높이면서 증기발생기 내부의 부식 환경을 저감시키고 있으며 증기발생기 수명연장에 미치는 나쁜 영향을 감소시키고 있다 하겠다[3].

이러한 수질관리와 화학세정 방법 등으로 증기발생기 관리를 함에도 증기발생기내 전열관 결함은 불가피하게 발생하게 되며 관막음율 허용치에 접근 할 경우가 발생하게 된다. 특히 Alloy 600THMA로 제작된 국내외 CE형 증기발생기의 전열관의 주요 열화원인은 관지지판에서의 외면 응력부식균열로 한울 3,4호기 및 한빛 3,4호기에서는 TSP ODSCC가 다수 발견되어 한울 3,4호기 증기발생기는 교체되었으며 한빛 3,4,5,6호기 증기발생기는 교체될 예정이다[5][14].

증기발생기 전열관의 응력부식균열 발생추세 및 예측기법을 위하여 널리 사용되고 있는 와이블(Weibull) 확률분포함수를 활용하여 전열관의 결함추세를 평가한다[7]. 이미 진행된 증기발생기 관막음율과 와이블 함수를 이용하여 차기 증기발생기 관막음율 예상치를 고려하고 증기발생기 관막음율 허용치에 근접하거나 허용치 이상이면 불가피하게 증기발생기를 교체하게 된다.

증기발생기 전열관 관막음율 허용치에 근접 할 경우가 발생 할 경우 증기발생기를 교체해야 하는데 제작기간이 약 40개월 정도가 소요되기 때문에 전열관 관막음율 허용치를 고려하여 사전에 교체용 증기발생기(Renewal Steam Generator, RSG)를 확보해야 한다[6].

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제2절 연구 목적

가동중인 증기발생기 관막음율 허용치에 근접하거나 허용치 이상이면 불가피하게 증기발생기를 교체해야 한다. 구 증기발생기(Old Steam Generator, OSG)를 RSG로의 교체이후 증기발생기와 관련계통의 운전성능 및 기기성능 확인을 위하여 수행하는 시운전시험은 RSG 운전의 적합성을 판정하는 매우 중요한 단계로 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report, FSAR)와 제작사 성능보증을 근거로 시험이 결정된다. RSG에 대한 성능시험 항목이 결정되면 발전소 가동이후 운전모드 및 출력별 시험일정에 따라 증기발생기 성능을 평가함으로써 증기발생기 건전성을 최종 확인하게 된다[16].

가동원전 핵심기기인 증기발생기 등에 대한 보수 및 교체 관련 규제요건(원자력안전위원회 고시, 전력산업기술기준, 미국원자력규제위원회인 NRC의 검사매뉴얼 등)을 파악하였다. 또한 국내 표준형원전인 한울4호기 증기발생기의 세부적인 결함발생 추정 원인을 분석하고 전세계 증기발생기의 보수(플러깅, 슬리빙, 재확관)전열관 비율과 전열관 개수, 전열관 재질에 따른 전세계 보수 전열관 개수, 전열관 보수 원인 등 국내외 증기발생기 교체 사례 등을 분석하였다. 국내외 증기발생기 보수 및 교체에 대한 규제요건 및 교체 사례 분석내용을 토대로 RSG 교체에 대한 검사내용을 고찰함으로써 RSG의 해당되는 성능 시험 및 평가 항목등이 적절한지를 연구해 보았다[5][18].

본 논문에서는 증기발생설비 주요기기에 대한 연구와 RSG의 제작공정 및 공장시험, 증기발생기 보수 및 교체시 규제요건과 검사 내용등을 토대로 OSG에서 RSG로의 교체이후 성능시험 항목 도출 및 시험 내용등을 분석하고 발전소 가동에 따라 관련 설비와 계통에 대하여 성능시험등을 통해 RSG의 성능을 평가, 확인함으로써 증기발생기 건전성과 신뢰성을 확보하고자 한다[18][19].

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 2 장 표준형원전 증기발생설비 고찰

제 1절 증기 발생기

1. 증기발생기 개요

가. 기능

증기발생기는 그림 2 - 1 과 같이 관내측(Tube Side)에는 원자로 냉각재가, 동체측(Shell Side)에는 급수가 흐르면서 열교환이 이루어지는 수직 U-tube형 열교환기로써 원자로 냉각재 계통의 각 루프당 1대씩 설치되어 원자로 노심에서 발생된 열을 1차측 냉각재를 통해 2차측 냉각재에 전달하여 터빈-발전기의 구동력을 제공해 주는 역할을 한다. 즉 1, 2차측 경계 역할 및 에너지 전달 매체 역할을 하고 있다.

나. 설계기준

표준형원전의 증기발생기는 원자로 냉각재가 흐르는 1차측과 쉘측에 흐르는 2차측으로 나뉘는데 이에 대한 설계기준은 다음과 같으며 설계값은 표 2 - 1 과 같이 정리할 수 있다[15].

(1) 증기발생기에 2차측 급수 온도 450°F(232.2℃)로 공급시 1070 psia(75.2 ㎏/㎠A) 압력상태에서 두대의 증기발생기로부터 12.72×10^6 lb/hr(5.769×10^6 kg/hr)의 포화증기를 생산하도록 총2825 MWt 용량으로 설계되어 있다. 증기발생기는 정상전출력 운전중 증기발생기로부터 발생된 증기중 습분 함유량을 0.25w/%이하로 제한하기위해 증기발생기 몸통(Shell)에 설치된 습분 분리기(Moisture Separator) 및 증기 건조기(Steam Dryer)를 거친다.

(2) 전열관을 포함하여 증기발생기는 원자로냉각재계통의 과도조건을 만족하도록 설계하여 싸이클수에 대한 ASME 코드 Sec.Ⅲ의 허용응력 한계를 넘지 않도록 하고 있다. 모든 과도조건은 지원계통 설계능력을 고려하여 운전조건을 보수적으로 가정하여 수립되었다.

(3) 증기발생기는 임계진동주파수가 정상운전 및 비정상 조건 중에 예측되는 범주에서 충분히 벗어나 있다는 것을 보장하도록 설계되었다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

(4) 전열관 및 전열관 지지물은 2차측 유동에서 기인하는 진동과 원자로 냉각재 펌프에서 기인하는 진동을 고려하여 설계 및 제작된다.

(5) 2개의 급수노즐 중 어느 하나가 파단 되는 경우에도 견딜 수 있도록 설계된다. 두 사고가 동시에 발생하는 것으로는 고려하지 않는다.

(6) 증기발생기 전열관은 외경 0.75 inch(19.05 ㎜)의 Ni-Cr-Fe 합금으로 구성되어 있으며 증기발생기 전열관의 파열사고란 원자로냉각재계통 및 주증기계통 사이의 1, 2차측 분리벽이 파괴되었음을 의미한다. 원자력발전소의 증기발생기 운전경험에서 볼 때 전열관이 완전 파단될 가능성은 거의 없다. 양단 파단사고는 본 설계하의 증기발생기에서는 한 번도 발생하지 않았다. 발생가능성이 더 높은 파손 형태는 작은 관통부위를 생성하는 것으로, 여기서는 Pinhole 혹은 전열관에서의 작은 균열이나 전열관과 Tubesheet 사이에의 밀봉 용접부에서의 균열 발생이 포함된다.

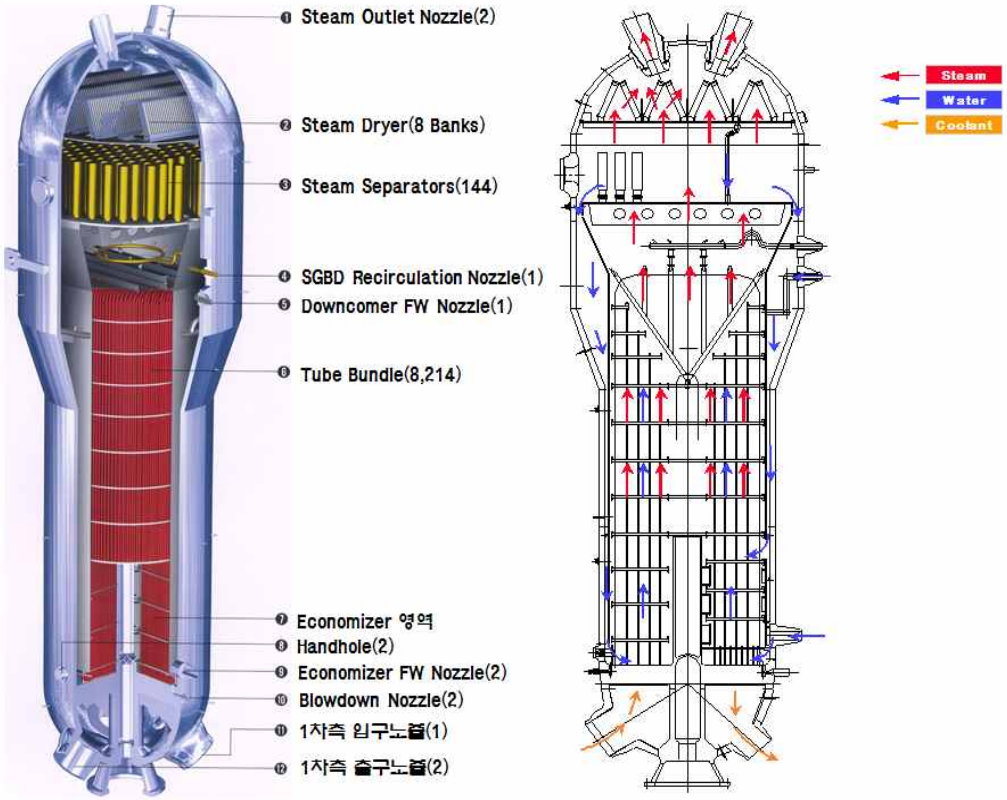


그림 2 - 1 증기발생기 구조 및 유체 흐름도

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 2 - 1 표준형원전 설계변수

변 수		값
공통	증기발생기 수	2
	열전달율(0.2%취출시/SG)	4,824×10^6 Btu/hr (1,215.6×10^6 kcal/hr)
1차측	설계압력/온도	2,500 psia/650°F(175.8 kg/㎠A/343.3℃)
	정상운전압력	2,250 psia(158.2 kg/㎠A)
	냉각재 입구온도	621.2°F(327.3℃)
	냉각재 출구온도	564.5°F(295.8℃)
	냉각재 유량/SG	60.75×10^6 lb/hr(27.56×10^6 kg/hr)
	냉각재 체적/SG	1,834 ft^3(51.9 m^3)
	전열관 수량	8214개
	전열관 재질	Alloy 600HTMA
	전열관 크기(외경)	0.75 inch (19.05 ㎜)
	전열관 두께(공칭)	0.042 inch (1.067 ㎜)
	전열관 지지대(TSP)	11단
	전열관 진동 방지대(AVB)	4개
	관 판(Tubesheet) 두께	21.5 inch(546.1 ㎜)
	1차측 입구노즐 (수/내경)	1/42 inch (1066.8 ㎜)
	1차측 출구노즐 (수/내경)	2/30 inch (762 ㎜)
2차측	설계압력/온도	1,270 psia/575°F (89.3 kg/㎠A/301.7℃)
	습분 동반율	≤0.25%
	증기압력(증기노즐끝에서)	1,070 psia (75.2 kg/㎠A)
	증기유량(각 노즐별)	3.180×10^6 lb/hr (1.442×10^6 kg/hr)
	전출력에서 급수온도	450°F (232.2℃)
	증기노즐 (수/내경)	2/24.125 inch (612.775 ㎜)
	습분분리기/증기건조기	144개/8 Banks
	급수 예열기 급수노즐 (수/크기)	2/12 inch
	하향유로 급수노즐 (수/크기)	1/6 inch
	평균 열전달계수(설계치)	602.25 Btu/hr·ft^2·°F (2941 kcal/hr·m^2·℃)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

2. 증기발생기 주요기기에 대한 연구

가. 계통설명[15]

각각의 증기발생기는 증기발생기에 2차측 급수 온도 450°F(232.2℃)로 공급시 1070 psia(75.2 kg/㎠A) 압력 상태에서 6.359×10^6 lb/hr(2.885×10^6 kg/hr)의 포화증기를 생산하기 위해 원자로 냉각재가 흐르는 전열관 내부의 1차측에서 Shell 측인 2차측으로 1413.4 MWt(증기 발생기 취출수량 0.2%시)의 열전달이 이루어지도록 설계되어 있다.

증기발생기는 정상 전 출력 운전중 증기 발생기 몸통(Shell) 상부에 설치된 습분분리기 및 증기 건조기에 의해 습분 함유량을 0.25w/% 로 제한한다.

수직 재순환 U-튜브 구조물인 증기발생기는 예열기(Economizer)를 보유하고 있어 예열기 영역과 증발기 영역으로 구분된다.

U-튜브 재질은 Inconel 600이며, 튜브 8,214개가 튜브 지지판에 폭발 팽창 조립되어 튜브 지지판 하부에 용접되어 U-튜브는 일정한 간격으로 설치된 수평 지지판에 의해 지지되고 튜브 상부는 진동 방지대(Anti Vibration Bar, AVR)가 있어 원자로 냉각재 흐름에 의한 진동을 억제한다.

증기발생기의 수직 분리판이 증기발생기 1차측 헤드에 설치되어 입구 및 출구 공동부를 분리하고 있어 원자로 냉각재는 원자로용기 고온관으로 부터 증기발생기 1차측 헤드에 설치된 입구 노즐로 유입되어 U-튜브내부를 통과하면서 Shell 측인 2차측 급수에 열전달을 한 후 증기발생기 2개의 출구 노즐을 거쳐 원자로 냉각재 펌프에 의해 원자로 용기로 보내진다.

수직의 분리판은 냉각재 헤드(Primary head)를 입구 및 출구 플레넘(Plenum)으로 나눈다. 2차측 급수는 증기발생기 상부로 공급되는 하향수로와 하부로 유입되는 예열 급수로 구분된다.

상부로 공급되는 하향수로는 하향통로를 통하여 U-튜브 외측으로 흘러 1차측 예열 영역에서 예열 급수와 혼합되어 포화상태로 비등하면서 습분을 동반한 상태로 되었다가 습분분리기를 통과하면서 99.75%이상의 건포화 증기로 변환되고 증기발생기 증기출구 노즐을 거쳐 터빈에 공급된다. 일체형 급수예열기가 장착된 증기발생기는 많은 부분에서 이전의 전열관 재순환 증기발생기와 유사하다.

근본적인 차이점은 급수를 하향유로 채널(Downcomer channel)내의 재순환수류와 혼합시키기 위해 단순히 분사기(Sparger)를 통하게 하는 것 대신에 급수의 일부를

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

증기발생기 내의 별도의 부분으로 보낸다는 것이다. 전열관의 고온관 및 저온관 전열관 다발로 구성된 반원통형 부분이 수직 분리판으로 전열관 다발의 나머지 부분과 나뉘어 있다.

급수는 직접 이 부위로 들어가서 증발기 부위로 도달하기 전에 예열된다. 증발기의 하부에서 하향유로 채널부위는 증기발생기 단면 중 한쪽 절반을 차지한다. 이러한 비대칭성의 영향은 재순환 비율 및 내부유량 계산시와 전열관 지지구조물 설계시에 고려된다. 수직으로 세워져 있는 전열관의 열전달면에서 생성된 증기-습기 혼합물은 습분분리기의 원심운동에 의하여 증기와 수분입자로 분리된다.

수분은 습분분리기 몸체의 미세 구멍을 통해 빠져 나와 하향유로 채널을 통해 순환을 계속하게 된다. 증기는 주름 잡힌 판형의 건조기를 통과함으로써 최종 건조가 된다.

나. 계측설비[15]

발전소 보호동작은 4개의 독립적인 채널에 의해 발생되며 4개 채널중 2개 채널이 만족하면 발전소 보호 계통(Plant Protection System, PPS)이 동작된다. 발전소 보호를 위한 계측채널은 안전관련 무정전 공급설비(Uninterceptable Powr Supply, UPS)로부터 전원을 공급 받는다.

제어동작은 2개의 독립적인 채널에 의해 발생되며 제어계기는 같은 노즐에서 감지하거나 같은 변수를 지시하더라도 보호채널과는 분리되어 있다 제어를 위한 계측채널은 비안전관련 UPS으로부터 전원을 공급 받는다.

(1) 광역 수위 보호 채널(Wide Range Level Protection Channel)

광역 수위 보호 채널은 4개가 있으며 수위 계측 범위는 400인치로서 주제어실에 0 ~ 100%로 지시한다. 2채널 모두 원격 정지 패널에 지시되며 A 채널은 주제어실에 기록된다. 정상 운전시 수위는 79%(광역 수위로의 환산한 값 : 62.5% + 협역 수위(44%) × 0.375)이며 측정된 신호는 발전소 보호계통으로 전송되는데 보호신호는 Aux Feed Actuation Signal(AFAS), S/G Low Level Reactor Trip등이 있다 (그림 2 - 2)

(2) 협역 수위 보호 채널(Narrow Range Level Protection Channel)

협역 수위 보호 채널은 4개가 있으며 수위 계측 범위는 150인치로서 주제어실에 0 ~ 100%로 지시하는데 고수위 측정탭은 광역 수위 계측기와 공유한다. 정상운전시

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

수위는 44%를 유지하는데 측정된 신호는 발전소 보호계통으로 전송되며 보호신호는 Main Steam Isolation Signal(MSIS) & S/G High Level Reactor Trip이 있다

(3) 협역 수위 제어 채널(Narrow Range Level Control Channel)

협역 수위 제어 채널은 2개가 있으며 계측된 신호는 주급수 제어 신호 및 컴퓨터 입력 신호로 사용되며 모든 제어 채널은 주제어실에 지시되고 기록된다. 수위지시는 발전소 감시계통(Plant Monitoring System, PMS)을 통해 공급됨

(4) 증기 압력 보호 채널(Steam Pressure Protection Channel)

증기 압력 보호 채널은 4개가 있으며 증기 압력 계측 범위는 0 ~ 1,524 psia 인데 정상운전 압력은 1,070 psia이다. 모든 채널이 증기발생기 증기 압력을 주제어실에 지시되며 Main Steam Isolation Signal(MSIS) & Reactor Trip 신호인 발전소 보호 계통에도 정보를 제공한다.

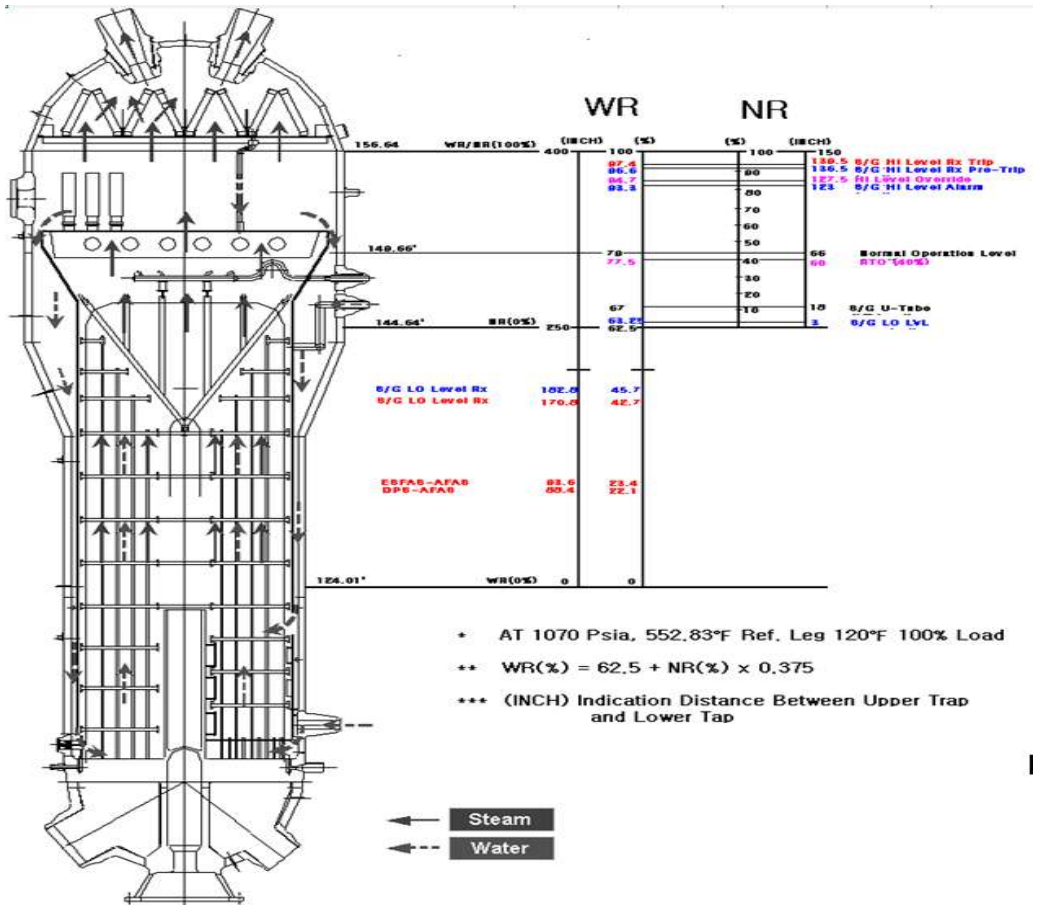


그림 2 - 2 증기발생기 Wide Range 및 Narrow Range Level Comparison

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

다. 주요 구성기기[15]

가압 경수로형 원자로 발전소에 사용되는 증기발생기는 수직형 자연순환식 보일러로 원통형의 상·하부동체와 하부의 관판과 채널헤드로 구성되어 재열 영역 및 증발기 부분에는 U-튜브군과 지지판이 내장되고 상부동체에는 습분 분리장치가 내장된다.

(1) 1차측 주요 기기

증기발생기 1차측 경계는 용기의 하부헤드, 관 판 및 8,214개의 튜브로 구성된다.

(가) 관 판(Tube Sheet)

그림 2- 3 의 관 판은 관다발(Tube Bundle)과 함께 원자로 냉각재가 흐르는 1차측과 급수측인 2차측의 경계가 되는 부분으로 546 mm 두께의 저탄소강 합금으로서 1차측 냉각재와 접촉되는 부위는 최소 5mm두께의 Ni-Cr-Fe 합금으로 용접 피복 되어 증기발생기 헤드와 하부 쉘에 용접 조립된다.

(나) 관다발(Tube Bundle)

그림 2 - 4의 U-형 관다발의 재질은 외경 19.05 ㎜, 두께 1.067 ㎜의 Alloy 600 (Ni-Cr-Fe 합금)이며 총 8,214개의 튜브로 균일한 격자 모양으로 배열 되어 있으며 관판에 폭발 팽창 형태로 조립하여 관판 하부에 밀봉 용접하였다.

전열관 재료의 국부적인 부식으로 인하여 몇몇 운전중인 원자력발전소에서 증기발생기 전열관 누설이 있었다. 누설을 일으킨 전열관 결함을 검사해본 결과 두 가지의 손상기구가 누설의 주요 원인임이 밝혀졌다. 이들 국부적인 부식의 원인은 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking), 웨이스티지(Wastage) 혹은 튜브두께 얇아짐(Tube wall thinning)이다.

이들 두 형태의 부식은 인산염을 포함하는 화학 성분하에서 운전되는 증기발생기와 관련이 있다.

국부 Wastage 혹은 Thinning은 수질화학 관리계획을 통해 인산염을 제거시킴으로써 발생을 방지한다. 증기발생기의 Alloy 600 전열관은 제작동안에 고온 소둔과정(High Temperature Mill-Annealing Process, HTMA)으로 열처리되었다. 이러한 전열관 재질은 일차냉각수 응력부식균열(Primary Water Stress Corrosion Cracking)에 민감하지 않다. 초기 표준형원전의 관막음 허용치인 8%의 전열관 관막음 여유는 증기발생기 설계시 관막음의 필요성을 위하여 포함되어 있다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

그림 2 - 3 SG 튜브시트

그림 2 - 4 SG 튜브

(다) 원자로 냉각재 입구 및 출구 수실

증기 발생기 하부채널은 인코넬 600으로 피복된 탄소강으로 주조된 반구형의 수실부분으로서 그림 2 - 5 와 같은 원자로 냉각재 입구 노즐(42″, 1066.8 ㎜) 1개와 원자로 냉각재 출구 노즐(30″, 762 ㎜) 2개 및 4개의 1차측 계기 노즐, 2개의 1차측 배수 노즐이 용접 되어있다.

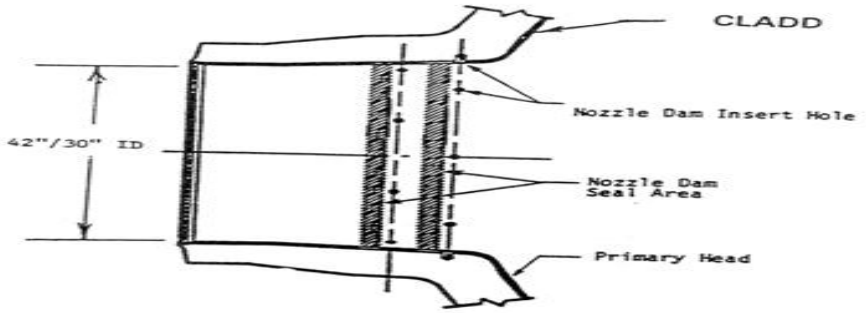


그림 2 - 5 증기발생기 원자로 냉각재 입구 노즐

(2) 2차측 주요 기기

증기발생기 2차측 경계는 관 판, 상·하부동체, 원추형 동체, 상부헤드로 구성된다. 증기발생기 급수노즐에서 증기출구 노즐간 압력강하는 급수예열기를 포함하여 약 40 psi(2.81 kg/㎠)이다.

(가) 전열관 지지대(Tube Support Plate) 및 쉬라우드(Shroud)

그림 2- 6 과 같은 전열관 지지대는 물 및 증기 흐름에 의한 진동으로 부터 관다발을 지지하는데 수평 방향은 Eggcrate 형태 지지대에 의해서, 수직 방향은 Tierod 형태 지지대에 의해 지지되며 전열관 지지대 외측단에는 그림 2 - 7 과 같은 쉬라우드가 설치되어 전열관 다발을 통한 급수의 상향 이동, 쉬라우드와 외측단 동체 사이의 재순환 경로 및 하향 수로의 경로를 제공한다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

관 지지대 및 쉬라우드의 재질은 스테인레스 강판으로 전열관 지지구조물 설계와 2차측 냉각수 화학성분에 대한 적절한 조절이 함께 고려된 이러한 재료는 피팅(Pitting)과 덴팅(Denting)에 의한 전열관 결손(Degradation)을 최소화 할 수 있다.

2차측 고용량 취출계통은 적절한 냉각수 화학성분을 유지할 수 있도록 한다. 증기발생기 튜브시트 윗 부분에 있는 2차측 점검구(shell-side hand holes)는 점검이 필요할 경우 발전소 수명기간 동안 튜브시트 윗 부분에 쌓여있는 찌꺼기를 제거하기 위하여 사용되는데 실제 발전소에서는 증기발생기 건전성을 보다 더 확실히 유지하기 위해 매 계획예방정비중에 실시하고 있다.

증기발생기 상부 수직전열관 지지구조물은 U형태로 굽어진 부위에서 전열관의 유체유발 마모를 방지하도록 설계되었다.

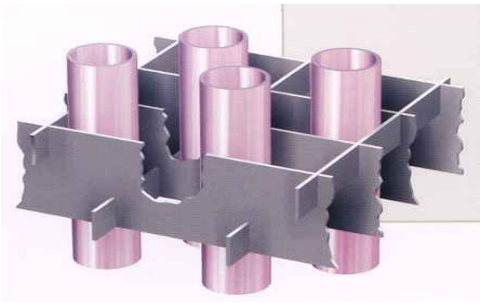
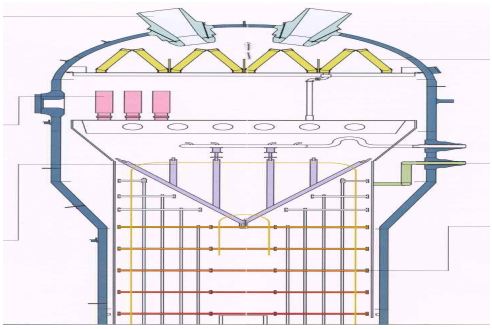


그림 2 - 6 SG 관 지지대

그림 2 - 7 SG 쉬라우드

(나) 진동 방지대(Anti Vibration Bar, AVB)

전열관 다발의 상부측 곡관부에서 발생하는 유체 흐름에 의한 진동을 방지하기 위해 그림 2 - 8 과 같은 4개의 진동 방지대에 의해 관 다발을 지지하고 있다.



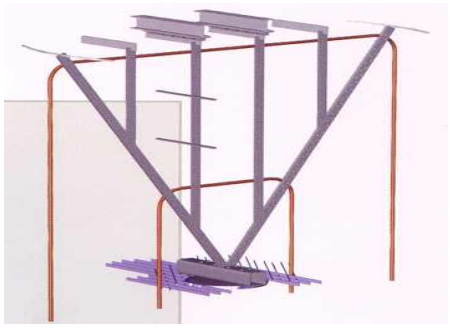


그림 2 - 8 증기발생기 진동 방지대(Anti Vibration Bar, AVB)

(3) 급수 예열기(Economizer) 및 하향유로(Downcomer) 노즐

급수 예열기는 증기 발생기의 U-튜브 저온관을 이용하여 1차측 냉각재 변화 없

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

이 증기발생기 열효율을 향상시키는 목적으로 설치되어 있다. 즉, 가열면 증가 없이 증기발생기를 고압으로 운전할 수 있도록 하고 있다. 기존의 증기발생기와 다른 점은 급수가 두 군데로 유입되는데 하나는 기존의 증기발생기와 동일하게 급수링을 통하여 그림 2 - 10 과 같은 하향 유로(6 inch)로 유입되고, 다른 하나의 유로는 그림 2 - 9 와 같은 급수 예열기 하단부 2개의 노즐(노즐당 12 inch)을 통해 공급된다.

예열기에 유입되는 급수는 예열기 하단부 저온관 관다발측 2개의 노즐로 유입, 수실과 그림 2 - 9 와 같은 유량 분배판을 거쳐 예열기 부분을 통하면서 예열되어 증발기 영역으로 유입된다. 그림 2 - 11 과 같은 급수 예열기 영역과 증발영역은 분리판(Divider Plates)에 의해 구분이 되며 이 분리판은 증기발생기 동체 및 증기발생기 내부 중앙에 설치된 원통형 지지대(Center Support Cylinder)에 의해 고정된다.

급수예열기 부분은 운전과도조건, 발전소기동 및 대기운전조건, 그리고 급수상실사고 및 급수관파단과 같은 사고조건을 충분히 고려하여 설계된다. 각 부품에 대한 구조설계는 ASME 코드 Sec.Ⅲ 부록 G의 설계규칙과 적절한 하중분류법에 따라 다양한 조건에서 열하중 및 압력 하중을 견디는데 적합하도록 되어있다. 급수 예열기 부분은 급수관 파단시 취출(Blowdown)에 의하여 발생하는 일차응력을 고려하여 설계된다. 2차측의 증발기부분과 급수예열기 영역을 분리하는 분리판은 용기쉘과 튜브시트 중심에 용접되어 있는 원통형 지지물로 지지된다. 분리통의 크기는 그다지 무게가 있는 것은 아니지만 일차 튜브시트 스테이 원통의 연장으로 급수예열기 높이까지 뻗어있다. 전열관지지 및 유량격막 판은 용기 쉘, 분리 통 및 튜브시트로 부터 일련의 지지봉을 통하여 지지된다.

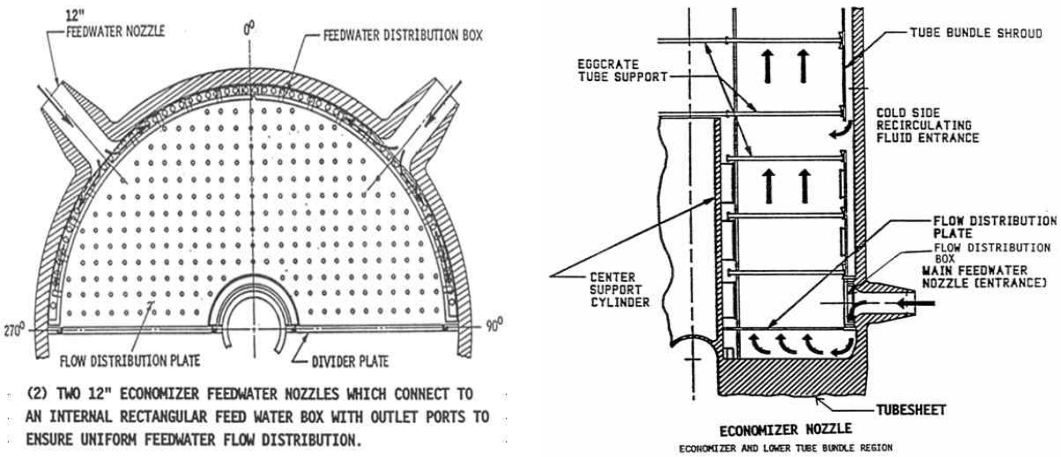


그림 2 - 9 증기발생기 급수예열기 노즐 및 유량 분배판

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

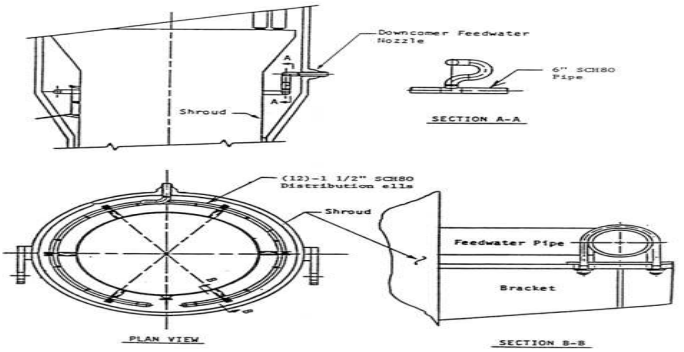


그림 2 - 10 SG 하향유로 급수노즐

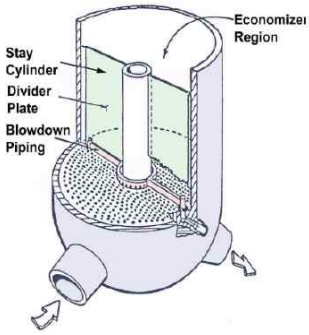


그림 2 - 11 SG 급수예열기 영역

(4) 습분 분리 장치

관 다발에서 생성된 증기는 습분분리기 및 주름 잡힌 판형 타입인 증기건조기의 2단계 습분 분리 장치를 통과하면서 거의 완전한 건증기, 습분 함유량을 0.25w/%이하인 99.75%이상의 건포화 증기가 된다

(가) 1단계 습분 분리 장치(Moisture Separator)

그림 2 - 12 와 같이 12개의 소용돌이 날개(Spinner Blade)를 갖는 원통형의 습분분리기로서 관다발 상부에 위치한 외피판 덮개에 144개가 장착되어 있다. 분리기 상단에는 출구 직경이 작은 9층의 오리피스 Mesh Wire가 설치되어 분리된 물방울의 유출을 저지시키며 분리된 습분은 외측단으로 유입되어 재순환수로서 재열 영역으로 보내진다.

그림 2 - 12 SG 1단계 습분 분리기

(나) 2단계 습분 분리 장치(Steam Dryer)

1단계 습분분리기 상부에 설치되어 분리기로 유입되는 물, 증기 혼합물로부터 습분을 제거하는 고용량 날개(High Capacity Vane)로 그림 2 - 13처럼 구성되어 있다. 2단계 습분 분리 장치를 통과한 증기는 건도 99.75% 이상의 건증기가 되며 2단계 습분 분리기에서 제거된 물은 배수관(26개, 2.5″)을 통해 관다발 외피판 덮개로 흘러 하향통로로 유입되어 다시 급수와 혼합된다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

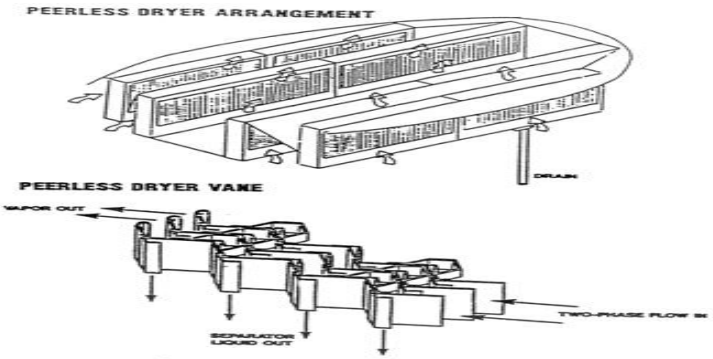


그림 2 - 13 SG 2단계 습분 분리기

(5) 증기발생기 출구 유량 제한기

각각의 증기발생기 출구 노즐에는 그림 2 - 14 와 같은 벤츄리 노즐 형태인 유량 제한기가 설치되어 주증기 관 파열 사고시 증기 유동 면적을 70% 감소시키는 기능을 수행하여 격납용기내 최고 압력, 온도를 제한한다. 유동단면적의 감소에 따라 유량률은 줄어들고 유속은 음속 이하로 제한된다.

이 유량 제한기를 설치함으로써 얻는 보호측면의 이점은 다음과 같다. 격납건물 압력의 갑작스런 증가를 방지하며, 원자로 냉각재로 부터의 열제거율을 허용범위안에 둘 수 있고, 주증기관에서의 추력을 줄인다. 그리고 중요한 것으로는 증기발생기 내부구조물(특히, 튜브시트와 전열관)에 미치는 응력이 제한된다. 이 유량 제한기는 정상 운전중에 유량 제한기를 통과할 때 발생하는 압력손실을 최소화하도록 설계된다. 구조적 적합성을 보장하기 위해 유량제한기 설계에 대해 충분히 분석하였다.

설계유량 3.180×10^{6} lb/hr(1.442×10^{6} kg/hr)이 흐를 때 유량 제한기를 통한 압력감소는 유량 제한기에서 약 5 psi(0.35 kg/㎠)이며 증기발생기 증기 돔 영역에서 유량 제한기 출구노즐까지는 약 6 psi(0.42 kg/㎠)이다. 유량 제한기의 구조, 재질 및 제작은 ASME 코드 Section Ⅲ, 1 등급을 따른다.

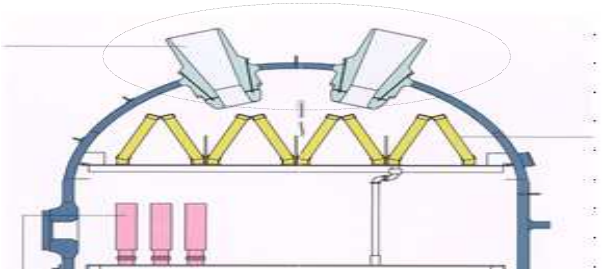


그림 2 - 14 증기발생기 출구 유량 제한기

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

(6) 취출수 계통

증기발생기 2차측 내에서 불가피하게 발생하는 용해성과 비용해성 불순물 및 부식 생성물을 제거해야 하는데 그림 2 - 15 와 같이 증기발생기 취출수 계통이 증기발생기 쉘측인 2차측의 수질개선을 하는 기능을 수행한다. 정상 전출력 운전시 취출수 유량은 12,720 lb/hr로 전체 증기 유량의 0.2%(약 47 gpm)에 해당하며, 최대 연속 취출수 유량은 63,600 lb/hr로 증기 유량의 1%(약 230 gpm)에 해당된다.

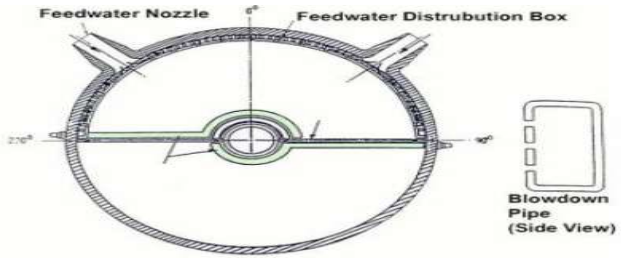


그림 2 - 15 증기발생기 취출수 계통 유로

(7) 재순환 노즐(Recirculation Nozzle)

증기발생기 쉬라우드에 설치되어 있는 그림 2 - 16 과 같은 재순환 노즐(6인치)은 취출수 계통에 연결되어 증기발생기 습식보관시 2차측 급수에 대한 화학 및 수위 제어를 한다.

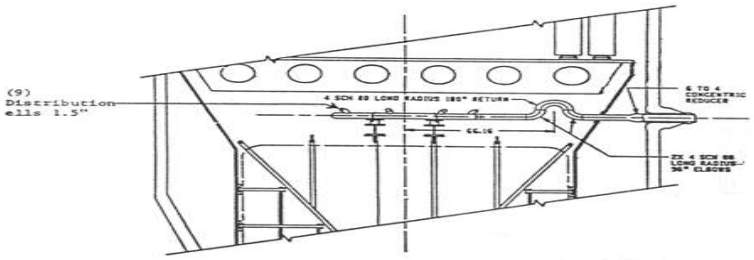


그림 2 - 16 증기발생기 재순환 노즐

(8) 증기발생기 지지설비

그림 2 - 17 에서의 증기발생기 하부 지지설비에는 Conical Skirt가 부착된 Sliding Base로서 Sliding Base는 원자로 냉각재 계통 열팽창을 허용 하도록 마찰이 적은 베어링 위에 설치되어 있으며 원자로의 운전 및 정지시 원자로 냉각재 계통의 수축, 팽창동안에 증기발생기의 움직임을 안내할 Key와 Sliding Base Mate의 Keyway가 있고 원자로 냉각재 상실사고와 지진 동안에 증기발생기의 움직임을 제한하기 위한 Stop 장치와 Anchor Bolt가 있다

증기발생기 상부 지지설비에는 원자로 냉각재계통의 수축, 팽창동안 증기발생기의

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

상부의 움직임을 안내하기 위해 Steam Drum 부위 증기발생기 외부 주위에 Key와 Snubber가 설치되어 있는데 증기관 파열(Main Steam Line Break, MSLB)이나 원자로 냉각재 상실사고(Loss Of Coolant Accident, LOCA)에 따른 사고나 지진동안에도 지지한다. 또한 Hydraulic Shock Strut Assemblies가 또한 설치되어 있다. 이 Shock Absorber, Snubber는 정상운전 동안 저항을 최소화하여 움직임을 허용하나 동적 부하시에는 재 움직임을 일으켜 다른 설비로부터의 과응력을 방지한다.

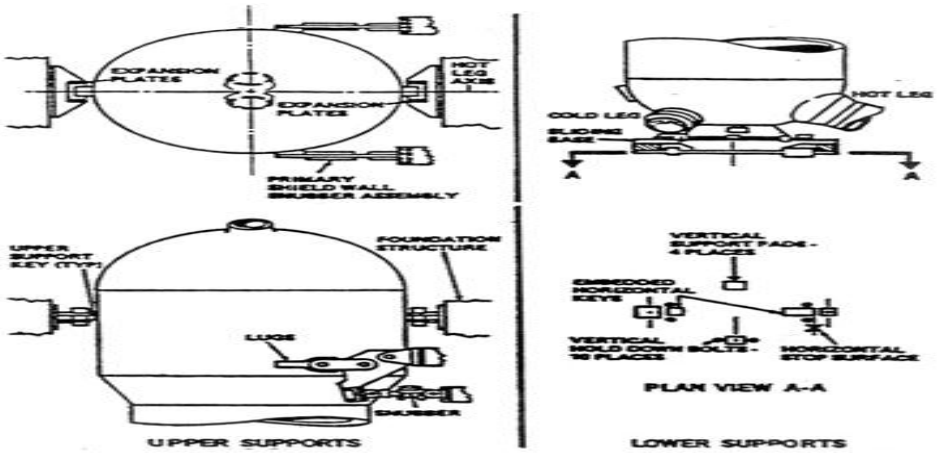


그림 2 - 17 증기발생기 하부 및 상부 지지설비

(9) 증기발생기 Primary Manway 및 Secondary Manway와 Handhole

그림 2- 18 과 같은 Primary Manway(내경 18인치)는 Primary Head의 원자로 냉각재 계통의 고온관과 저온관에 있는데 Manway 내부가 배수가 되도록 설계되어 있으며 증기발생기 전열검사 및 보수와 노즐댐 설치시 사용된다

Secondary Manway(내경 16인치)는 증기발생기 상부 쉘측에 있는데 증기발생기 내부 상부 구조물이나 습분분리기 및 증기건조기 점검을 위해 사용된다

증기발생기 Handhole(내경 8인치)는 증기발생기 2차측 튜브시트 상부에 위치에 있는데 증기발생기 내부 슬러지 제거를 위한 장비를 사용할 수 있도록 설계되어 있다

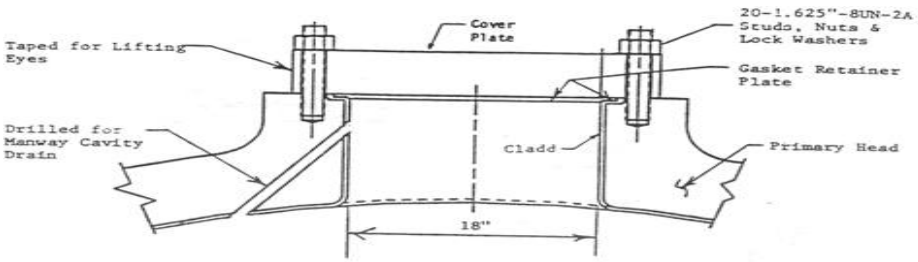


그림 2 - 18 증기발생기 1차측 Manway

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 2 절 증기발생기 결함 전열관 개요

1. 증기발생기 전열관 열화 원인[2][5]

Ni-Cr-Fe 합금인 Alloy 600THMA 재료는 원자로 운전환경에서 응력부식균열에 취약하다. CE형 증기발생기의 현재까지의 검출된 주요 열화 기구는 관지지판 외면 응력부식균열((Outside Diameter Stress Corrosion Cracking, ODSCC), 관판상단 외면 응력부식균열(Top of TubeSheet, TTS ODSCC), 관판내부 균열, 지지구조물 마모 등을 들 수 있다.

Alloy 600THMA로 제작된 국내외 CE형 증기발생기의 전열관의 주요 열화 원인은 관지지판(Tube Support Plate, TSP)에서의 외면 응력부식균열로 한울 3,4호기 및 한빛 3,4호기에서는 TSP ODSCC가 다수 발견되어 한울 3,4호기 증기발생기는 교체되었으며 한빛 3,4,5,6호기 증기발생기는 교체될 예정이다.

2. 증기발생기 전열관 균열 발생추세 및 예측기법(Weibull)

국내외 원전의 TSP 및 TTS 응력부식균열 추세분석과 예측을 위하여 와이블(Weibull) 확률분포함수를 사용하는데 이 와이블 함수는 증기발생기 전열관의 결함 추세를 평가하는데 널리 사용되고 있다[2][20][21].

와이블 확률분포함수(Probability Distribution Function, PDF)는 다음과 같이 정리할 수 있다.

$$1 - F(t) = \exp\left[- \left(\frac{t - t_0}{\Theta - t_0} \right)^b \right] \quad (1)$$

t : 시간(EFPY)

b : 와이블(Weibull) 함수 기울기, 기울기가 크면 전열관 손상이 가파르게 확산

t_0 : 결함 발생 시작 시간(= 0)

Θ : 63.2%가 손상되는데 소요되는 시간(characteristic time)

$F(t)$: 총 전열관에서 결함 전열관수의 누적 비율, F(t) = 0~1

위 식에서 결함발생시간을 t_0 = 0 으로 놓으면 다음 식으로 정리할 수 있다

$$\ln \ln \left(\frac{1}{1 - F} \right) = b \ln(t) - A_0 \quad (2)$$

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

여기서,

$A_{\theta} = b \ln(\theta)$

따라서 식 (2)에서 ln ln(겉) 와 ln(t)를 선형회귀하면 기울기 b를 구할 수 있으며, 이를 이용하여 Weibull 추세선을 얻을 수 있다.

전열관 균열발생추세 예측에서 와이블 기울기 *b*가 핵심적인 변수이므로 최적의 기울기를 결정하는 과정이 와이블 함수를 이용한 추세 예측에서 중요하며 기울기가 증가하면 균열 발생율도 증가한다. 와이불 기울기는 발전소의 전열관의 결함 추세를 분석하여 예측할 수 있다 하겠다.

3. 국내외 CE형 증기발생기 균열 발생 추세 분석

Electric Power Research Institute(EPRI) 자료에서의 국외 CE형 증기발생기의 ODSCC발생 추세를 분석하였으며 그림 2 - 19 의 미국 CE형 증기발생기 ODSCC는 화학세정이후에 일반적으로 균열발생 증가율이 감소하므로 와이블 기울기도 감소한다[20].

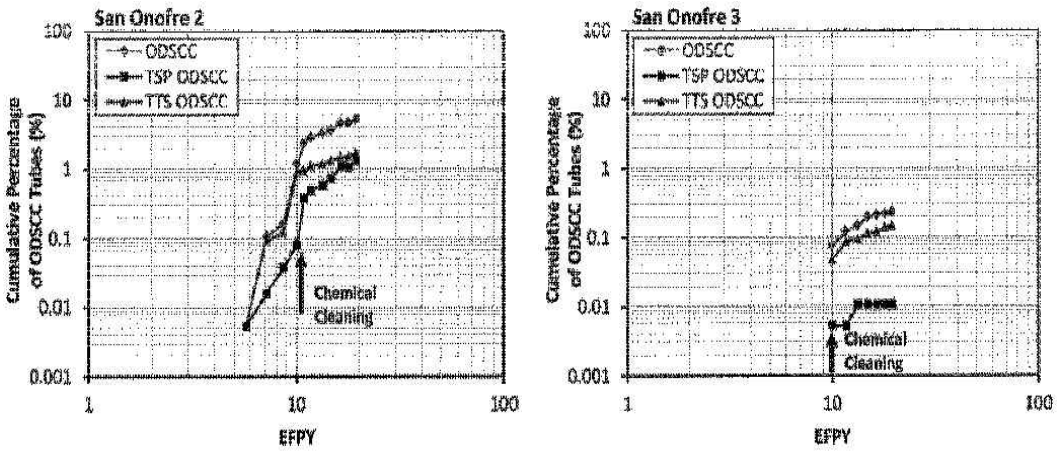


그림 2 - 19 미국 CE형 증기발생기 ODSCC 발생추세

표 2 - 2 의 와이블 기울기를 살펴보면 화학세정 전과 후의 값의 감소 되었는데 이는 결함 증가율이 둔화됨을 말해준다.

일반적으로 TTS ODSCC 와이블 기울기는 TSP ODSCC 와이블 기울기보다 낮다. 원전 가동 초기에 TTS ODSCC가 먼저 생성되지만, 가동 후기에는 TSP ODSCC 생성이 지배적이기 때문이다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 2 - 2 국내외 CE형 원전 화학세정 전후의 TSP 및 TTS ODSCC 와이블 기울기

발전소	세정 전		1차 세정 후		2차 세정 후	
	TSP	TTS	TSP	TTS	TSP	TTS
한울 3호기	8.58	2.23	5.21			
SAN ONOFRE 2		1.70	2.14	0.93		
WATERFORD 3			2.01	5.42	4.02	0.90

화학세정 전후의 ODSCC 와이블 기울기를 활용하여 다음 주기 운전의 와이블 기울기를 계산하는데 결함 발생 추세 예측이 어렵고 가변성이 큼을 감안하여 2가지 시나리오인 국내 원전 전열관 균열 추세의 평균값을 사용한 낙관안과 균열 추세의 상한치를 반영한 보수안을 예상하게 된다. 이 예상안에는 확보된 선행 원전의 결함 추세 데이터와 동일한 증기발생기 설계 제작인지를 반영하여 증기발생기 전열관 결함 수량을 예측하게 된다[21].

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 3 장 표준형원전 증기발생기 보수·교체 요건 및 교체사례 분석과 제작에 대한 연구

제 1 절 가동원전 SG 보수 및 교체관련 규제요건 및 전열관 교체 사례와 검사내용 분석

본 절에서는 가동원전 핵심기기인 증기발생기 등에 대한 보수 및 교체 관련 규제요건(원안위 고시, 전력산업기술기준, 미국원자력규제위원회인 NRC의 검사매뉴얼)을 연구하고, 국내외 증기발생기 교체 사례 등을 분석하였다. 또한 국내외 증기발생기 보수 및 교체에 대한 규제요건 및 교체 사례 분석내용을 토대로 증기발생기 교체에 대한 검사내용을 고찰함으로써 RSG의 해당되는 성능 시험 및 평가 항목등이 적절한지를 알아보고자 한다[5].

1. 가동원전 핵심기기 보수 및 교체 규제요건 분석(2012월 기준)

가. 법적 근거

원전 기기의 정비 및 교체에 대한 법적 근거는 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙과 원안위 고시 제2012-10호에 규정되어 있다[8][9].

(1) 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙

○ 제41조(시험·감시·검사 및 보수)

원자로시설의 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기는 구조적 건전성·누설 밀봉·기능수행 능력 및 작동성을 수명기간 동안 보장하기 위하여 안전기능의 중요도에 따라 시험·감시·검사 및 보수가 가능하도록 설계되어야 한다

○ 제63조(시험·감시·검사 및 보수)

안전관련 구조물·계통 및 기기가 시간의 경과에 따라 그 재질 및 성능이 취약화되는 정도를 감시·평가하고 필요한 조치를 할 것

(2) 원안위 고시 제2012-10호(원자로.16) “원자로시설의 가동중 검사에 관한 규정”

○ 제3조(용어의 정의)

“보수 및 교체”란 안전관련 설비의 용접, 경납땜, 금속제거 및 품목이나 계통의 제거, 추가, 수정 등을 말한다

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

○ 제10조(보수 및 교체 작업)

발전용 원자로설치자 또는 운영자는 안전관련 설비에 대해서 결함 제거, 일부 또는 전체를 교체·변경하거나 신설할 경우에는 다음 각 호의 사항이 기재된 보수 및 교체 작업계획서를 수탁기관의 장에게 제출하여야 한다

나. 기술기준

원전 기기의 보수 및 교체에 대한 기술기준으로 사업자의 장기가동중검사계획서(Long-Term Inservice Inspection Plan, LTP)에 제시되어 있는 전력산업기술기준(KEPIC) MI(원전 가동중검사)[10]. 또는 ASME Code.XI(Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components)[11]. 등을 적용할 수 있다.

(1) 전력산업기술기준(KEPIC) MI 또는 참조 기술기준인 ASME Code.XI

○ MIA 4000(보수/교체 활동)

MIA 4000은 각종 부속물, 반조립품, 기기의 부품, 노심지지 구조물, 금속 격납용기 및 이의 영구부착물, 격납구조의 금속부분 및 이의 영구부착물등을 비롯한 압력유지 기기와 그 지지물에 관련되는 보수/교체 활동에 대한 요건을 규정한다. 보수/교체 활동이란 용접, 경납땜, 결함제거 그리고 품목이나 계통의 제거, 추가 및 수정을 포함한다. 이 요건들은 MI 기술기준의 적용범위에 있는 품목들의 구매, 설계, 설치, 비파괴검사 및 압력시험에 적용한다.

○ MIA 4221(건조 기술기준 및 발전사업자의 요구사항)

보수/교체 활동에 사용될 품목은 발전사업자의 요구사항을 만족하여야 한다. 이의 대안으로 발전사업자의 개정된 요구사항을 MIA4222에 따라서 합치화 시켰다면 이를 사용할 수 있으며, 이 경우에는 합치화 문서자료를 작성하여야 한다.

보수/교체 활동에 사용될 품목은 건조 기술기준(예 : KEPIC MN)[12] 또는 ASME Code Sec.Ⅲ을 만족해야 한다[11].

다. 기술지침

원전 핵심기기인 증기발생기와 관련된 미국 원자력규제위원회(NRC)의 검사 절차서는 IP-50001[13]이 있다

(1) Inspection Procedure IP-50001 Steam Generator Replacement Inspection

○ 검사목적

증기발생기 교체와 관련된 공학적 평가와 설계 변경이 운영허가, 적용 코드, 기술기준 및 규제 요건에 맞게 완료되었는지 확인한다. 증기발생기 교체 설치후 시험 프로그램이 기술기준에 적합한지와 시험결과가 허용기준을 만족하는지를 확인한다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

2. 가동원전 핵심기기 증기발생기 보수 및 교체 사례 분석[5]

국내를 포함하여 전 세계적으로 미국, 프랑스, 벨기에, 일본 등 원전을 운영하는 국가에서 증기발생기 전열관 열화 등에 따라 증기발생기 교체가 이루어진 바 있다. 고리 1호기, 한울 1,2호기, 한울 3,4호기 증기발생기가 교체되었다. 한울 4호기 증기발생기 전열관의 경우 재료, 응력, 환경의 영향으로 다수의 2차측 ODSCC 결함이 발생하였으며, 제 2장에서 간단히 언급을 하였지만 세부적인 결함 발생 추정 원인을 살펴보면 다음과 같다.

○ 재료 측면

근본적으로 응력부식균열에 취약한 재료(600HTMA) 물성과 전열관 열처리 과정 중 냉각조건의 차이로 제조사별 결정입계 특징, 탄화물의 형상 등 금속조직학적 특성 차이가 결함 발생에 기여할 수 있음

○ 응력 측면

2차측 슬러지 측적에 따라 추가적인 응력이 발생하여 결함 발생에 기여할 수 있음

○ 환경 측면

2차측 수질환경, 상대적으로 높은 운전온도(한빛3,4호기 대비 약 3℃높음), 슬러지 축적에 의한 전열관 표면온도 상승 등이 결함 발생에 기여할 수 잇음

증기발생기 전열관 재료 중 Alloy 600HTMA는 Alloy 690TT가 상용화 되기 전에 보편적으로 사용되던 재질이며, 해외에서도 미국, 일본, 프랑스 등 국가에서 다수의 원전 증기발생기 전열관에 사용되어 오다가 1990년대 후반부터 Alloy 690TT 재질로 교체되었다.

증기발생기 세관 Alloy 600HTMA 재료(열처리 온도 : 1025℃)는 고리 1호기 구 증기발생기(OSG) 등에서 사용되었던 Alloy 600LTMA 재료(열처리 온도 : 925℃)에 비해 응력부식균열 저항성이 개선된 재료이다. 웨스팅하우스 증기발생기는 Alloy 600MA 전열관을 사용하다가 1980년대 초부터 Alloy 600TT로 1990년대 부터는 Alloy 690TT로 재질을 개선한 반면, CE 원전 증기발생기는 Alloy 600TT 전열관으로 재질을 개선하는 대신 Alloy 600HTMA 전열관을 계속 사용하다가 1990년대 후반부터 Alloy 690TT로 재질을 개선한 바 있다.

앞서 기술한 바와 같이 증기발생기 전열관 재료(Alloy 600 계열)가 응력부식균열에 민감한 것으로 알려졌으며, 가동년수 증가에 따라 일부 원전의 증기발생기 전열관에서 결함 발생이 급증하였다. 발견된 결함 중 보수(플러깅, 슬리빙)가 요구되는 전열관가

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

증가함에 따라 증기발생기 전열관의 건전성 등이 저하되는 것으로 확인되는 경우, 원전의 안전성 향상을 위해 표 3 - 1 과 같이 전 세계적으로 약 100여개가 넘는 원전의 증기발생기 교체 작업이 수행된 바 있다.

표 3 - 1 국내외 원전 증기발생기 교체 사례

○ 국내(5개 호기)

발전소명	교체년도	교체사유	Tube 재질	
			OSG	RSG
고리1호기	1998	PWSCC 관막음 정비에 따른 허용 관막음율 도달	600MA	690TT
한울1호기	2012	PWSCC 의한 운전중 누설, 관막음율 증가	600TT	690TT
한울2호기	2011		600TT	690TT
한울3호기	2014	TSP 축균열 정비에 따른 허용 관막음율 도달	600HTMA	690TT
한울4호기	2013		600HTMA	690TT
한빛3호기	교체예정	TSP 축균열 정비에 따른 허용 관막률 도달	600HTMA	690TT
한빛4호기	교체예정		600HTMA	690TT

- MA : Mill Annealed
- TT : Thermally Treated
- HTMA : High Temperature Mill Annealed

○ 국외(101개 호기)

국가명	Tube 재질		
	OSG		RSG
미국(55개 호기)	Surry1호기를 포함한 36개 호기	600MA	690TT
	Surry2호기를 포함한 2개 호기	600TT	
	Palisades를 포함한 12개 호기	600HTMA	
	Oconee1호기를 포함한 5개 호기	600SR	
일본(10개 호기)	Takahama1호기를 포함한 9개 호기	600MA	690TT
	Mihama1호기 1개 호기	600HTMA	
프랑스(19개 호기)	Damppierre 1호기를 포함한 19개 호기	600MA	690TT
벨기에(7개 호기)	Dole1호기를 포함한 7개 호기	600MA	690TT
스웨덴(2개 호기)	Ringhals2호기를 포함한 19개 호기	600MA	690TT
스페인(4개 호기)	Asco1호기를 포함한 4개 호기	600MA	690TT
독일(1개 호기)	Obrigheim 1개 호기	600MA	800
스위스(2개 호기)	Beznau1호기를 포함한 2개 호기	600MA	690TT
슬로베니아(1개 호기)	Krsko 1개 호기	600MA	690TT

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

중국, 인도, 대만, 파키스탄 등 일부 국가를 제외한 가압경수형 원전 운영국가에서 보수(플러깅, 슬리빙, 재확관)된 증기발생기 전열관 비율은 그림 3 - 1에 나타낸 바와 같다.

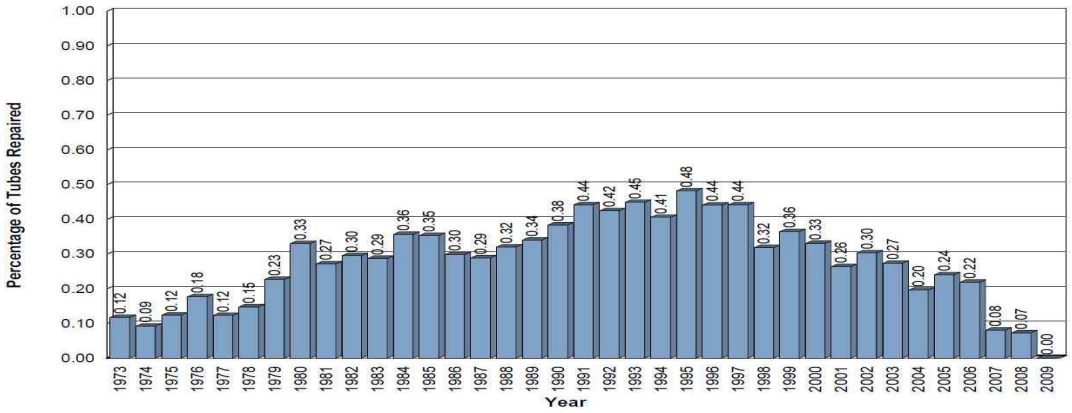


그림 3 - 1 전세계 증기발생기 정비 전열관 비율

그림 3 - 2 는 연간 보수된 증기발생기 전열관 수를 나타내고 있으며, 2008년 기준으로 총 321,703개 전열관이 보수되었다. 1996년 Byron 1호기와 고리 1호기에서 대규모 슬리빙 작업이 수행되었으며, St. Lucie 2호기에서 대규모 플러깅 작업이 수행되었다. 1994년에서 1995년까지 Maine Yankee 원전과 Doel 4호기 증기발생기 전열관에 대한 대규모 슬리빙 작업이 수행되어 타 년도에 비해 많은 수의 전열관이 보수된 바 있다.

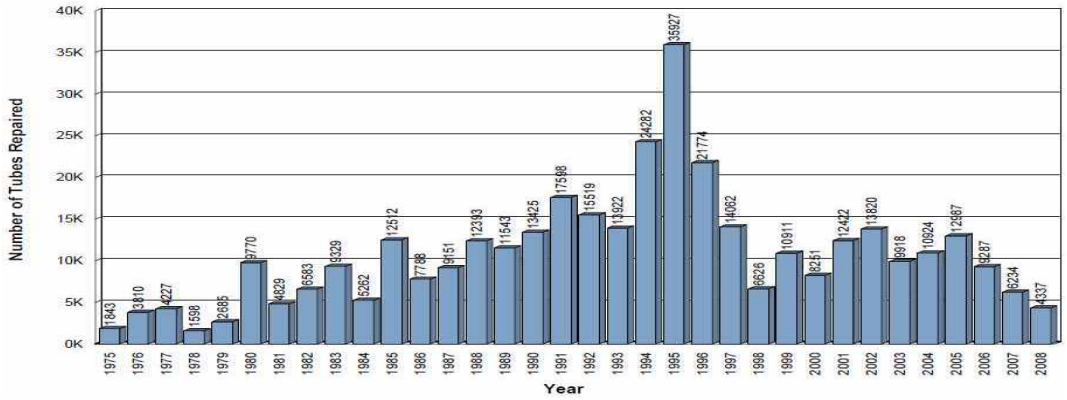


그림 3 - 2 전세계 증기발생기 정비 전열관 개수

그림 3 - 3 은 증기발생기 전열관 재료별로 보수된 전열수를 나타내고 있으며, 보수된 대부분의 전열관은 Alloy 600MA재질로 제작되었다. 여기서 Alloy 600MA 범주는 CE형 증기발생기에 사용된 Alloy 600HTMA와 B&W 증기발생기에 사용된 응력완화(Stress Relieved)전열관을 포함한다. Alloy 600TT 재질 전열관을 가진 선행발전소(Lead plant)는 1980년9월 증기발생기가 교체된 Surry 2이며, Alloy 690TT 재질을 가진 선행 발전소 는 1989년 3월 증기발생기가 교체된 Cook 2이다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

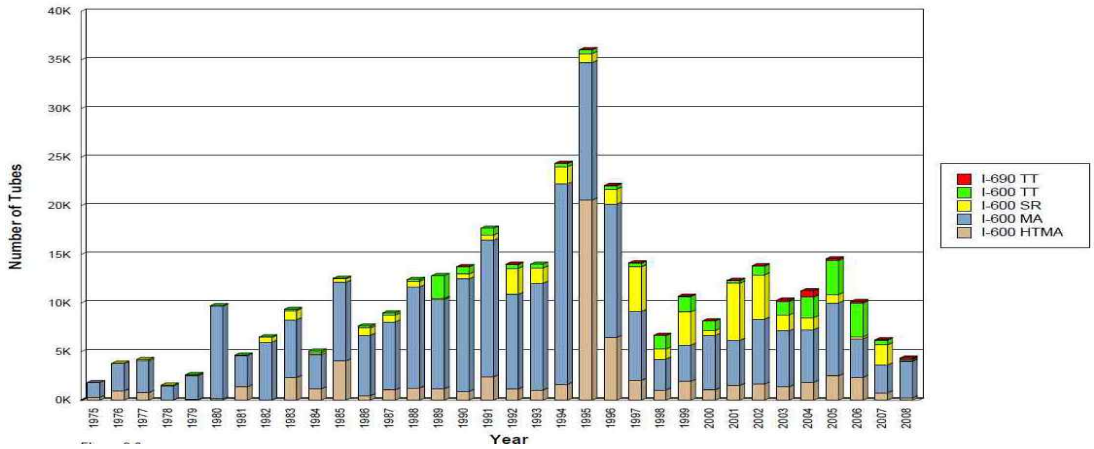


그림 3 - 3 증기발생기 전열관 재질에 따른 전세계 정비 전열관 개수

그림 3 - 4 는 1973년부터 2008년까지 전세계 증기발생기 전열관의 보수 원인을 보여 주고 있으며, 증기발생기 일차측 응력부식균열(SCC), 공식(Pitting), 마모(wear), 등이 전열관 정비의 주요 원인으로 확인되었다

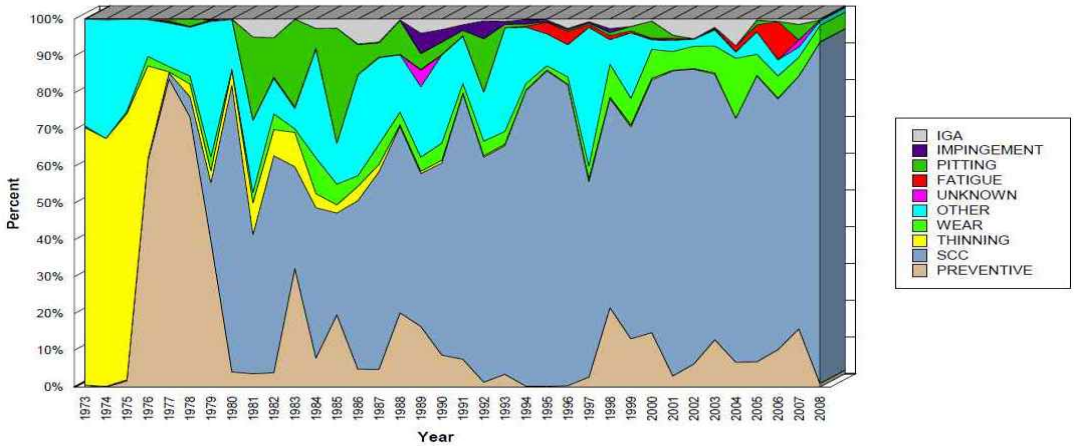


그림 3 - 4 전세계 증기발생기 전열관 보수 원인

3. 증기발생기 보수 및 교체시 검사내용 분석[5]

증기발생기 보수 및 교체시 기계재료분야인 인양설비 점검, 증기발생기 설치 점검, 증기발생기 교체 관련 용접 및 비파괴시험 점검, 원자로냉각재계통 열팽창 측정 및 지지물 점검, 증기발생기 교체 관련 가동전검사, 증기발생기 전열관 가동전검사, 증기발생기 교체 후 압력시험 점검 등 총 7개 검사항목이 있는데 이중 증기발생기 성능에 관련된 검사내용과 기술기준을 알아보고자 한다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

가. 증기발생기 설치 점검

증기발생기 설치 점검은 증기발생기 본체 및 지지물(방진기, 지지대)을 적절하게 제거하고 설치하였는지를 확인하기 위함으로 설계기술기준(ASME Code Sec.Ⅲ)에 따라 설계되고 시공도면에 따라 설치되어야 하며 품질보증서류와 증기발생기 및 지지물 설치결과의 적절성을 점검한다.

나. 증기발생기 교체관련 용접 및 비파괴시험 점검

증기발생기 교체를 위한 원자로 냉각재 배관, 원자로 냉각재 유량측정용 계측라인 및 2차측 배관 재연결을 위한 용접 및 비파괴시험이 설계기술기준(ASME Code Sec.Ⅲ) 관련 기술기준에 따라 적절히 수행되는지를 확인하기 위해 용접 및 비파괴시험 절차의 적합성과 시험결과등을 점검한다.

다. 원자로 냉각재 계통 열팽창 측정 및 지지물 점검

원자로 냉각재 계통 열팽창 측정 및 지지물 점검은 주요기기 및 배관의 팽창 또는 수축이 설계 허용범위 내에서 거동하는지를 확인하고, 관련 지지물(방진기, 지지대)이 다른 구조물과 간섭 없이 설치되었는지를 확인하기 위함으로, 원자로 냉각재계통 열팽창 측정은 ASME OM, Part 7에 따라 수행되어야 하며, 관련지지물 (방진기, 지지대) 점검은 관련 절차에 따라 수행되어야 하는데 Hot Gap 측정결과의 적합성, 기기 및 배관의 Hot Gap 측정값, Shim Plate 상태 확인, 지지물설치상태 점검을 하여 원자로 냉각재 계통 열팽창 측정 및 지지물의 적절성을 확인한다.

라. 증기발생기 교체관련 가동전검사

교체용 증기발생기와 증기발생기 교체에 따라 절단된 배관 재용접부의 결함 유무를 확인하고 가동중 검사 기초자료를 확보하기 위한 가동전검사((Pre-Service Inspection, PSI)가 KEPIC MI(또는 ASME Code Sec. XI) 및 관련 절차에 따라 가동전검사 방법 및 검사결과를 점검함으로써 가동전검사가 적절히 수행되었는지를 확인한다.

마. 증기발생기 세관 가동전검사 점검

교체용 증기발생기 세관의 결함 유무를 확인하고 가동중검사 기초자료를 확보하기 위한 가동전검사((Pre-Service Inspection, PSI)가 KEPIC MI(또는 ASME Code

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

Sec. XI) 및 관련 절차에 따라 ECT 절차서, 장비의 적합성, 수행범위, 신호평가 결과, 전열관 정비 결과 등을 점검하여 가동점검사가 적절히 수행되었는지를 확인한다.

바. 증기발생기 교체후 압력시험 점검

증기발생기 교체에 따라 교체되는 원자로 냉각재 배관 용접부, 원자로 냉각재 유량측정용 계측라인 용접부 및 2차측 배관 용접부의 건건성을 확인하기 위함으로 KEPIC MI(또는 ASME Code Sec. XI) 및 관련 절차에 따라 압력시험 계획 및 범위, 압력시험 절차 및 방법, 압력시험결과 및 후속조치의 적합성 등을 점검하여 압력시험이 적절히 수행되었는지를 확인한다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 2절 증기발생기 제작공정

1. 증기발생기 제작공정[18]

증기발생기는 그림 3 - 5 와 같이 크게 Secondary Head, Vessel, Primary Head로 구분되며 제작이 완료되면 수압시험을 수행하고 출하를 하게 된다.

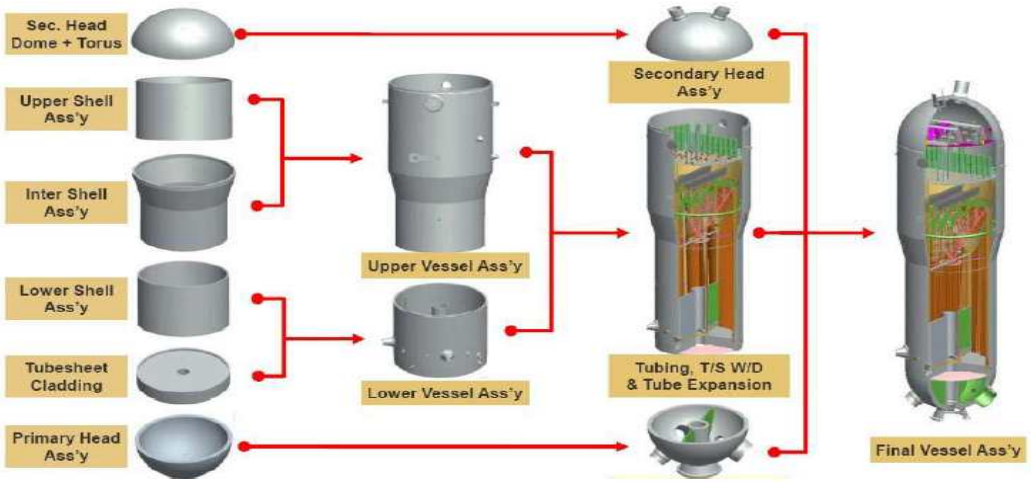


그림 3 - 5 증기발생기 제작공정 개략도

증기발생기의 Geometry and General Configuration를 나타내면 그림 3-6 과 같다.

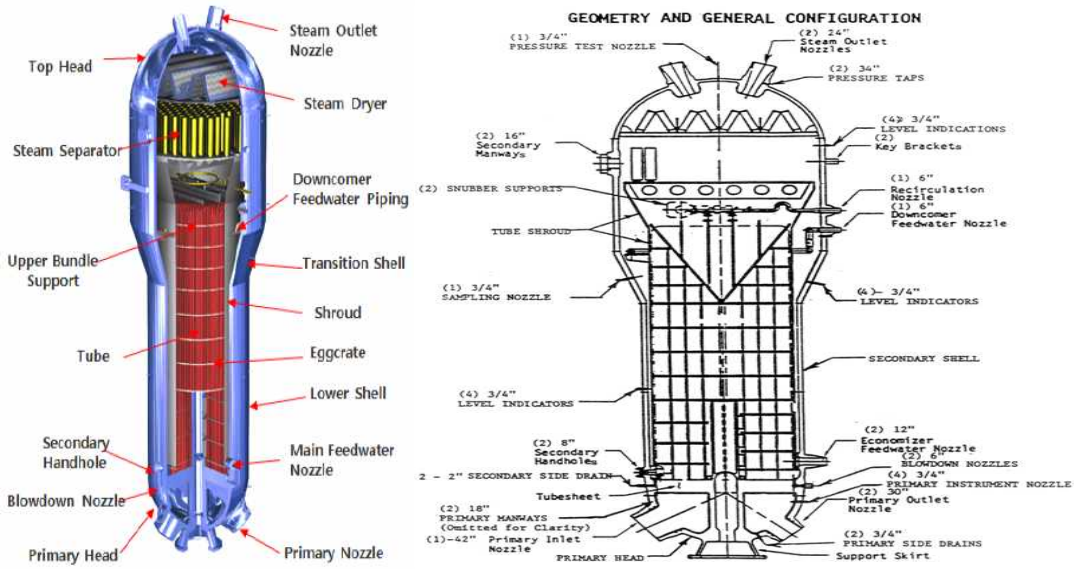


그림 3 - 6 증기발생기 Geometry and General Configuration

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

증기발생기의 부분별 세부 제작공정을 살펴보면 그림 3 - 7, 3 - 8 과 같다.

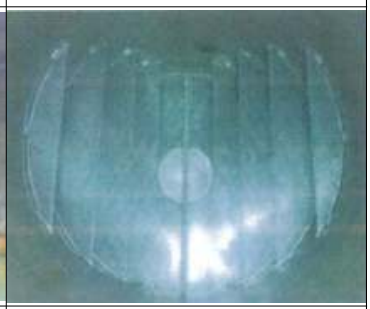
Tubesheet Forging	클래딩	클래딩
Drain Hole 가공	Tubesheet + Lower Shell 원주 Seam 용접	Tubesheet Hole 가공
Tubesheet Hole 청정	Lower Vessel to Inter Vessel 용접	Lower Vessel to Inter Vessel 열처리
		
Wrapper 설치	Eggcrate 설치	Eggcrate 설치

그림 3 - 7 증기발생기 상세 제작공정(1/2)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

튜빙	튜빙	수압 확관
Primary Head to Final Vessel 취부	Primary Head to Final Vessel 용접	Primary Head to Final Vessel 용접부 열처리
최종 Shim 용접 (Final Vessel to Upper Vessel)	최종 가공(Support Pad 홀)	수압 시험
포장	출하(고박작업)	출 항

그림 3 - 8 증기발생기 상세 제작공정(2/2)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 3절 증기발생기 공장시험 검사 개요

1. 증기발생기 공장시험 검사[18]

가. 제작 주요 시험 및 검사

증기발생기 제작에는 제작공장에서 헬륨 누설시험과 와전류 탐상검사 그리고 수압시험등을 실시 한다.

(1) Helium 누설시험 및 ECT 검사

그림 3 - 9 와 같이 증기발생기 튜브설치과정에서 튜브의 건전성을 확인위해 Helium 누설시험과 ECT검사를 수행한다.

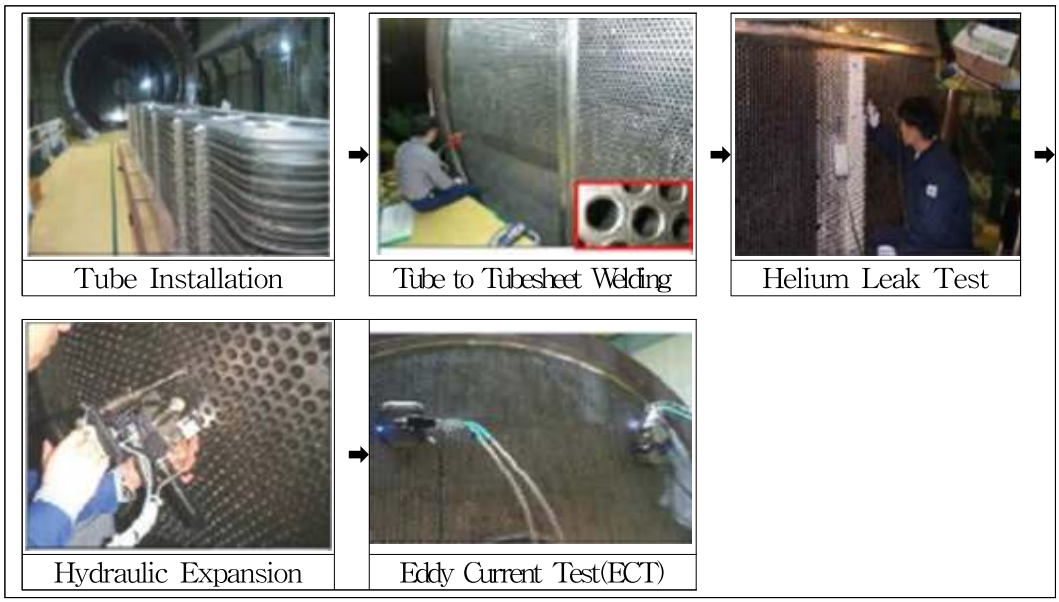
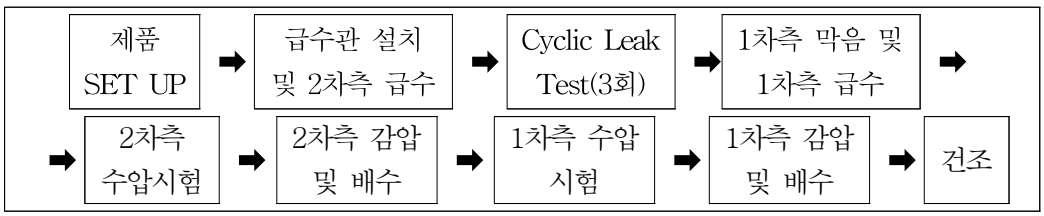


그림 3 - 9 증기발생기 Helium 누설시험 및 ECT 검사 흐름도

(2) 수압시험

증기발생기 제작의 마지막단계로 설계압력의 125%로 가압하여 용접부의 건전성을 확인한다. 표 3 - 2 는 증기발생기 수압시험 흐름도를 보여준다.

표 3 - 2 증기발생기 수압시험 흐름도



Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 4 장 표준형원전 증기발생기 교체후 성능시험 및 평가에 대한 고찰

증기발생기 교체 주요 작업에는

○ 원자로 냉각재계통 배관작업은 정밀측정, 배관절단 및 용접, 배관내부 제염 및 용접면 개선, 배관 이물질 검사

○ 2차측 배관작업으로는 주증기와 주급수 및 소구경 배관 용접

○ 증기발생기 인양 및 취급에는 상·하부 지지대 해체 및 복구, 구 증기발생기(OSG)인양, 반출 및 임시저장고 이동, 교체용 증기발생기(RSG)인양, 반입 및 SG 격실내 안착

○ 보온재 설치작업으로 증기발생기 몸체 및 배관 보온재 설치 등이 있다

원자로 냉각재계통 배관절단 및 용접작업의 경우 배관내 잔존하는 이물질제거를 위해 그림 4- 1 과 같이 검사장치와 이물질 흡입장치를 이용하여 제거한다. 원자로 냉각재계통내 이물질이 증기발생기 전열관내부를 순환하면서 증기발생기 전열관에 나쁜 영향을 주게 되고 이는 증기발생기 건전성을 저하시킬 우려가 있으므로 이물질제거 유무 확인 및 제거는 매우 중요하며 이후 RSG 성능시험과 평가가 이루어진다.

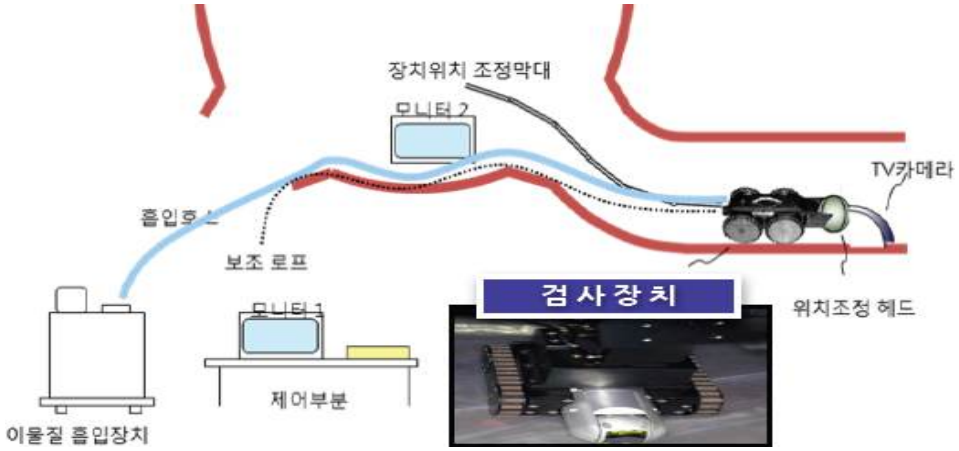


그림 4 - 1 원자로 냉각재계통 배관내 이물질 검사 및 제거 개략도

본 장에서는 한울 3,4 호기 증기발생기 교체후 성능시험 및 평가에 대하여 살펴보고자 한다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 1 절 증기발생기 성능시험 개요

1. 증기발생기 성능시험 목적

증기발생기 교체로 인한 다양한 기기, 배관의 제거 및 전단후 RSG로의 교체, 재설치, 용접완료 후 발전소 기동시 성능시험을 통하여 직접 또는 간접적으로 영향을 주는 계통 및 기기에 대하여 주요 운전변수 확인 및 성능시험과 평가등을 수행한다.

가. 성능시험 선정근거

(1) 한울3,4호기 증기발생기 교체 용역 계약서 D.2.9항 “시험 및 검사”
(2) 한울3,4호기 교체용 증기발생기 제작 계약서 4.9항 “시험 및 검사”
(3) 한울3,4호기 증기발생기 교체 관련 규제기관 심사질의 답변서
(4) 한울3,4호기 최종안전성분석보고서(FSAR) 14장 “초기시험”
(5) 증기발생기 교체 관련 기술요건(Code Requirement)
(6) 교체용 증기발생기 및 설비교체로 인한 설계변경사항
(7) 성능시험 기술지원 성능시험 시험 추천 항목
(7) 해외참조발전소(Palo Vrede, Arkansas Nuclear One) 성능시험 시행 수행 항목

나. 성능시험 항목

시험 선정근거를 토대로 성능시험 항목을 도출하면 표 4 - 1 과 같이 정리 할 수 있다

표 4 - 1 운전모드별 교체용 증기발생기 성능시험 항목

구 분	시 험 명	근 거
임계전 시험	1차,2차 수압시험	시공계약서, KEPIC
	열팽창 간극측정	시공계약서
	RCS 누설율 측정	FSAR
	CEA 낙하시간 측정	FSAR
	NSSS 건전성 감시계통	FSAR
출력상승 중 시험	부하증·감발시험	FSAR
	제어계통 점검	FSAR
	RCS 유량율 측정	FSAR
전출력운전 중 시험	습분동반율 시험	제작계약서
	증기발생기 출구압 시험	제작계약서

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

다. 성능시험위한 운전모드별 출력별 시험그래프

성능시험 항목을 운전모드별, 출력별로 구분하여 그래프로 나타내면 그림 4 - 2와 같다. 발전소를 Heat-Up 하면서 각 운전모드인 온도범위내에서 증기발생기 지지대 열팽창 간극을 측정하게 된다. 이후 정상운전온도 및 압력(NOT, NOP)에서 RCS 누설율과 NSSS 건전성 감시계통 시험 및 데이터를 확인하고 임계도달전에 1차측 및 2차측 수압시험과 원자로 출력을 제어하는 제어봉집합체 낙하시험을 실시한다. 계통병입(Synchronization)이후 15%와 80% 에서 Ramp Change 및 Step Change 주급수제어계통 응동시험에 이어 전출력에서 주급수펌프 정지에 따른 원자로출력 급감발계통 응동시험후 출력을 다시 증발하여 전출력 도달후 100시간 경과시 증기발생기 습반동반율을 시험하고 전출력 15일 이상 경과후 최종적으로 증기발생기 출구 증기압 측정시험을 하게 된다.

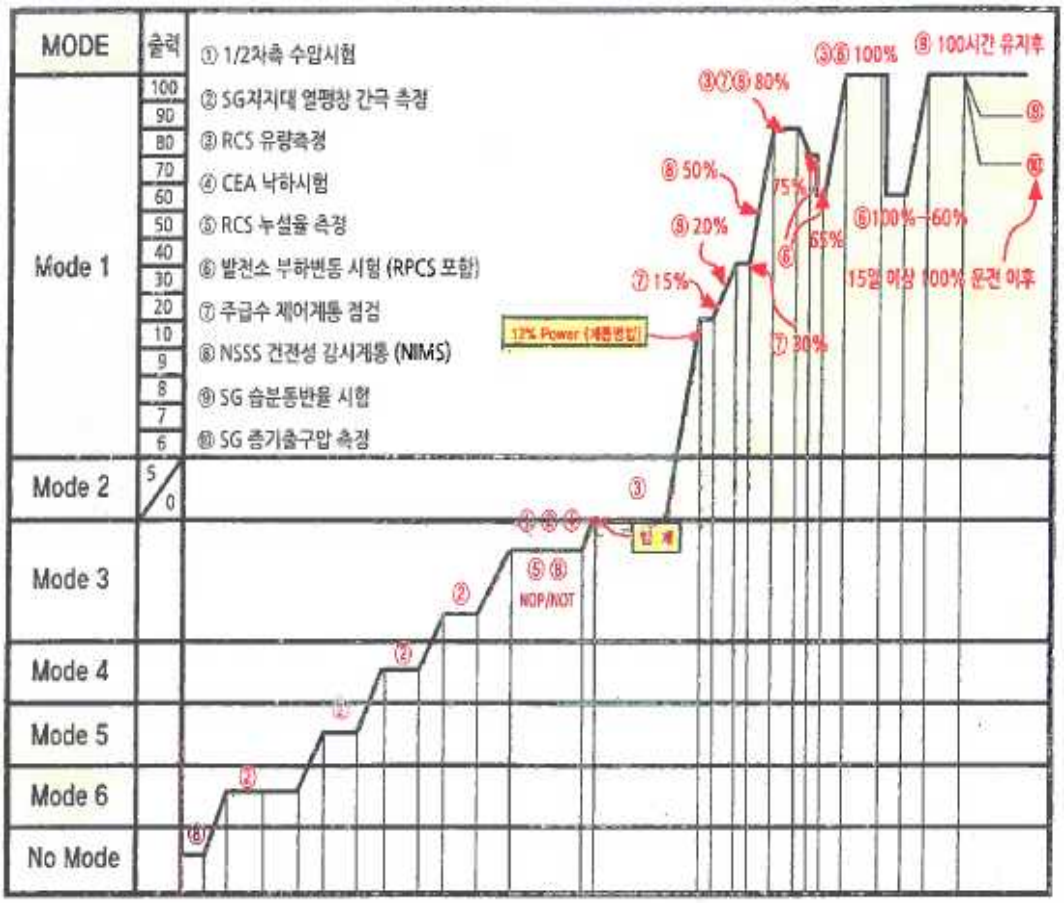


표 4 - 2 한울3,4호기 운전모드 및 출력별 성능시험 일정

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 2 절 교체용 증기발생기 성능시험 및 평가에 대한 고찰

교체용 증기발생기로의 교체후 증기발생기와 관련계통의 운전성능 및 기기성능 시험을 수행하여 운전의 적합성을 판정하는 중요한 단계로 FSAR과 성능보증을 근거로 시험이 결정된다.

1. 교체용 증기발생기 성능시험 및 평가 목적

교체용 증기발생기의 증기 출구압 측정 등 기기 성능과 용접부 비파괴검사등 교체 시공의 적합성 확인 및 증기발생기 수위제어설비 등 관련계통의 운전성능 확인 등을 통해 증기발생기 건정성을 입증하고자 한다

2. 성능시험별 시험방법 및 평가에 대한 고찰

가. 1,2차측 수압시험 및 누설점검

한울3,4호기 RSG를 발전소에 설치후 1,2차측 건전성을 확인하기 위해 수압시험을 실시하며 또한 증기발생기 배관 절단위치에 따라 점검부위를 선정하여 RSG의 1, 2차측 모든 배관 및 기기 용접부에 대한 건전성을 확인하기 위해 1, 2차측 정상 운전압력에서의 용접부 누설 점검, 확인한다.

(1) 수압시험 및 누설시험

수압시험 요건은 시험시 수압압력은 설계압력의 1.25배이상으로 가압하며, 2차측 수압 시험시 1차측은 53 kg/㎠이상이되 차압(ΔP) 57.6 kg/㎠이하로 한다. 시험온도는 21.2 ℃(RT_{NDT} + 60°F) ~ 93℃ 이내로 한다

누설시험은 1차측은 압력이 없는 상태에서 2차측에 압력을 가하여 증기발생기 1,2차 측 배관 용접부에 대하여 보온재가 체결상태에서 육안으로 검사한다

시험결과는 표 4 - 3, 4 - 4 에서와 같이 한울 3,4호기 수압시험과 누설시험 관련 설계압력 및 설계압력의 1.25배 시험값 및 누설시험 값이 만족한 값을 나타낸다

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 3 한울4호기 수압시험 및 누설시험 결과

구분	압 력(kg/㎠)			온 도(℃)		유지 시간
	기준	SG 4B	SG 4A	SG 4B	SG 4A	
2차측 누설시험 (연속3회)	54.8 ~56.6	55.0 55.4 55.4	54.9 55.4 55.5	25.6~41.2	25.0~37.0	60분
2차측 수압시험	110.6 ~116.1	114.0	114.0	28.7~41.8	23.7~37.2	10분
	88.3 ~96.8	93.8	93.8			10분
1차측 수압시험	218.6 ~229.5	224.0	221.4	25.8~40.6	29.0~33.5	10분
	174.7 ~183.5	181.0	180.0			10분
판 정		만족 ('13.3월)	만족 ('13.4월)	-	-	-

표 4 - 4 한울3호기 수압시험 및 누설시험 결과

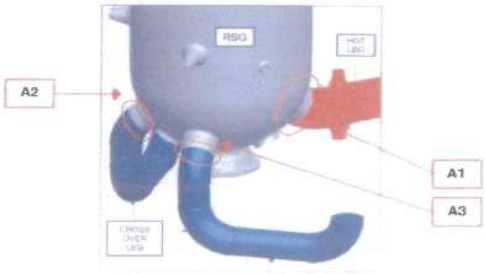
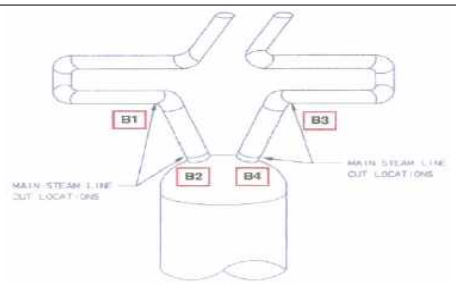
구 분	압 력(kg/㎠)			온 도(℃)		유지 시간
	기준	SG 3A	SG 3B	SG 3A	SG 3B	
2차측 누설시험 (연속3회)	54.9 ~56.6	56.0 56.2 56.2	55.8~56.0 55.6~56.0 55.4~56.0	34.8~38.0 35.4~39.2 33.7~38.8	29.4~64.3 29.3~64.8 29.3~51.5	60분
2차측 수압시험	110.6 ~116.1	113.0	114.0	34.0~41.8	29.7~44.0	10분
	88.3 ~95.3	92.8	91.8			10분
1차측 수압시험	218.6 ~229.5	225.0	225.0	33.8~39.9	26.8~37.8	10분
	174.7 ~188.5	184.5	179.0			10분
판 정		만족 ('13.11월)	만족 ('13.11월)	-	-	-

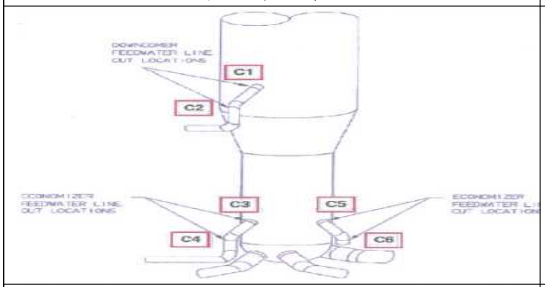
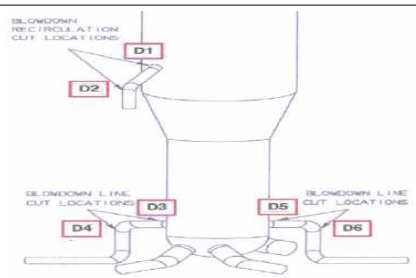
Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

(2) 누설점검

누설점검은 원자로 냉각재계통 압력은 정상운전압력인 158 kg/㎠A 이상, 원자로 냉각재계통 저온관 온도는 정상운전 중 296℃이상이어야 한다. Class 1,2,3 품목은 보온재 체결상태에서 시험압력 및 온도 도달 4시간이후 검사하되 육안으로 검사한다. 교체용 증기발생기 설치 후 그림 4 - 2 의 누설점검 검사 위치, 그림 4 - 3 의 온도 및 압력에서의 모든 배관 및 기기 용접부위 누설이 없어야 하며 표 4 - 5 와 같이 만족한 값을 나타냈다

원자로 냉각재계통 배관	주증기계통 배관
	
3개소/SG	4개소/SG

주급수 배관	취출수계통 배관
	
6개소/SG	6개소/SG

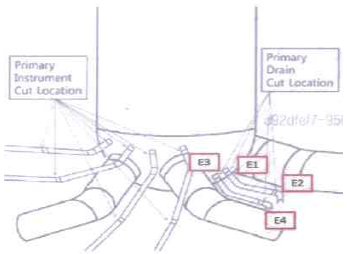
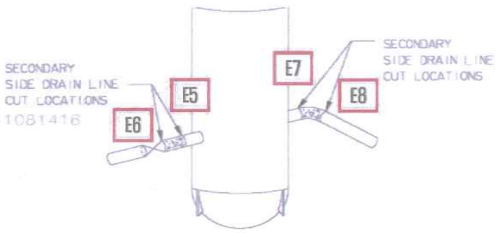
1차측 배수 배관	2차측 배수 배관
	
4개소/SG	4개소/SG

그림 4 - 2 교체용 증기발생기 설치 후 누설점검 검사 위치

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 5 한울4호기 증기발생기 교체이후 관련 배관 누설검사 결과(′13. 8월)

순번	점검항목	등급	보온재 유무	대기 시간	판정 기준	검사 결과
1	원자로 냉각재 계통 배관 (고온관, 저온관)	Class1	유	6.5시간	누설이 없어야 한다	누설없음
2	주증기배관	Class2	유	6.5시간		누설없음
3	주급수배관 (이코노마이저, 다운코마)	Class2	유	6.5시간		누설없음
4	증기발생기 취출수 배관	Class2	유	6.5시간		누설없음
5	1,2차측 배수 배관	Class1,2	유	6.5시간		누설없음
6	2차측 화학시료 채취계통	Class2	유	6.5시간		누설없음
7	계통 및 소구경 배관	Class2	유	6.5시간		누설없음

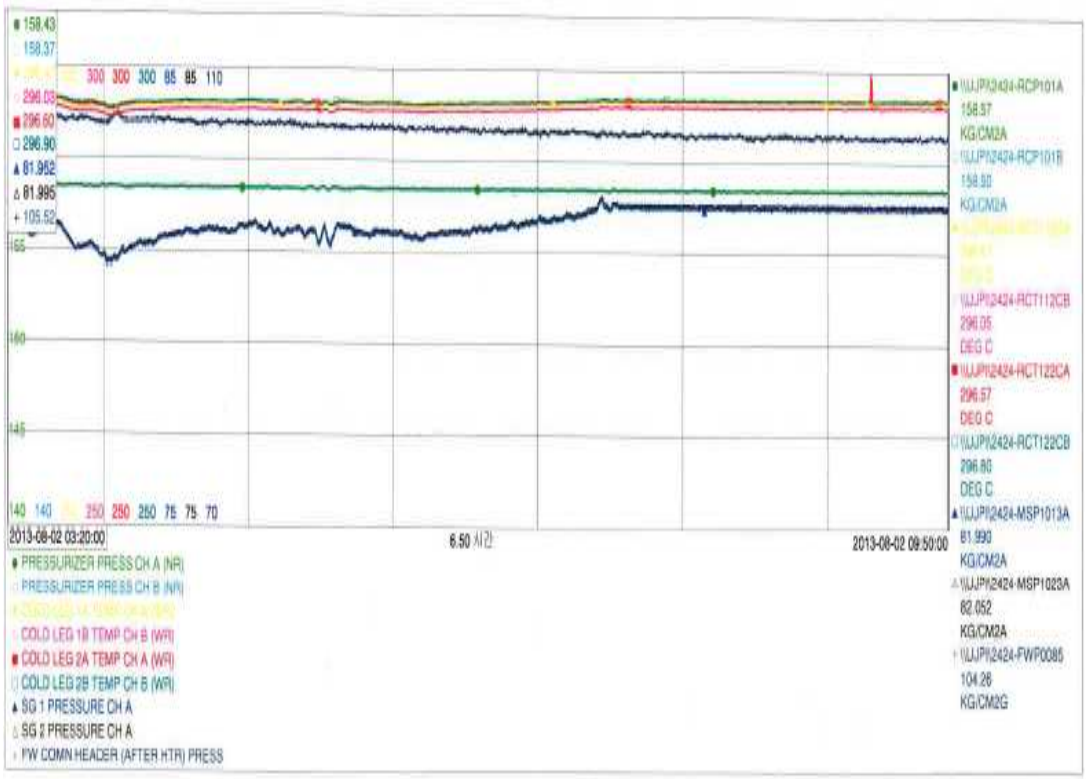


그림 4 - 3 교체용 증기발생기 누설점검시 압력 및 온도 그래프

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

나.증기발생기 지지대 열팽창 간극 측정

증기발생기 지지대는 2개의 상부지지대, 방진기, 하부지지대로 구성 되어 있으며, 사고시의 하중인 지진 및 분지관 파단하중에 의한 움직임 양을 고려하여 증기발생기가 기존 구조물(Upper Keyway 및 격실 콘크리트)에 접촉하지 않도록 설계범위 내에서 자유롭게 거동하도록 설계되어 있다.

표 4 - 6 의 증기발생기가 대부분 고온 조건에서 운전이 되기 때문에 Hot Gap 요건을 적용하나, 건설시 적용요건인 Cold Gap을 적용하였으며 고온 간극 측정 및 조정시 최대 2.54 ㎜이하 범위내에서 유지되도록 해야 한다.

교체용 증기발생기로의 설치 후 측정된 저온간극 값을 바탕으로 Shim을 가공 및 설치하고 발전소 가열운전 중 간극을 지속적으로 측정하여 감시하며 필요시 Shim 가공량을 결정하여 가공 및 설치 한다.

한울 4호기 경우 고온화 단계별 간극 측정 및 확인 작업은 RCS 온도 23.9℃(75°F) ~ 298.9℃(570°F)에서 50°F 간격으로 총 10회 이루어졌으며, 각 측정 단계에서 최소 1.5시간의 안정화 시간을 가진 후 측정하였다.

한울 4호기 증기발생기 지지대 하부, 상부 지지대, 방진기의 측정 위치와 추이 그래프는 그림 4 - 4 에서 4-10 까지 그래프로 표시하고, 각각의 측정 결과는 표 4-6 에서 4-8 까지 나타내었다. 위치별 결과 증기발생기 상/하부지지대와 Expansion Plate의 접촉이 없어야 하는데 시험 결과 발전소 가열 운전중 지지대 접촉이 발생되지 않음을 확인하였다

표 4 - 6 증기발생기 상부 및 하부 지지대 간극 측정 지점과 간극 요건

측정 위치	측정 point	간극 요건	
		Cold gap 기준 요건	Hot gap 기준 요건
SG 하부지지대 Keyway	16P/SG	Cold : 0.64 ~ 0.890 mm Hot : 양쪽 합이 0.762 mm ~ 2.54 mm	NOT : 0.889±0.381 mm 또는 양쪽 합이 1.016 mm ~ 2.54 mm
SG 상부지지대 Keyway	8P/SG	Cold : 1.22 ~ 1.98 mm Hot : 양쪽 합이 0.508 mm ~ 2.54 mm	NOT : 0.889±0.381 mm 또는 양쪽 합이 1.016 mm ~ 2.54 mm
SG 방진기 핀간 거리	2P/SG	Cold : 1182.3 ~ 1185.5 mm Hot : 양쪽 합이 1181.1 mm ~ 1435.1 mm	
· 시험 근거 및 검사 위치 : 증기발생기 교체 용역 계약서 D.2.9.A.1.d항 · Cold gap 기준 요건을 적용할 경우 초기 간극 요건을 충족하고 고온(NOT)에서 접촉 없이 하부 및 상부지지대에서 Key Gap의 양쪽합이 최대 2.54 mm 이내 일 것			

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

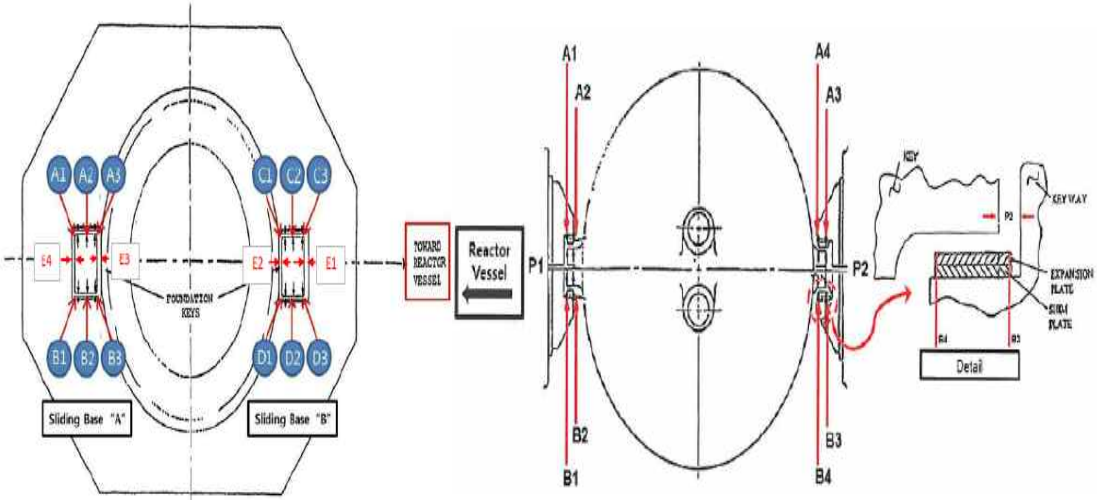


그림 4 - 4 SG 하부지지대 간극 측정 위치

그림 4 - 5 SG 상부지지대 간극 측정 위치

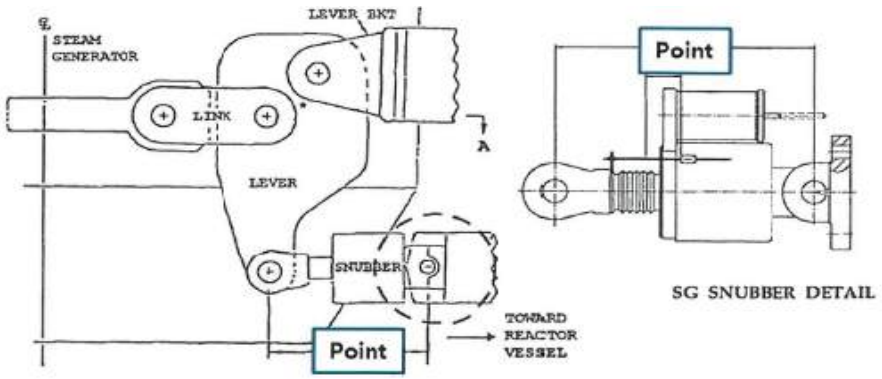


그림 4 - 6 증기발생기 방진기(SNUBBER) 핀간 거리 측정 위치

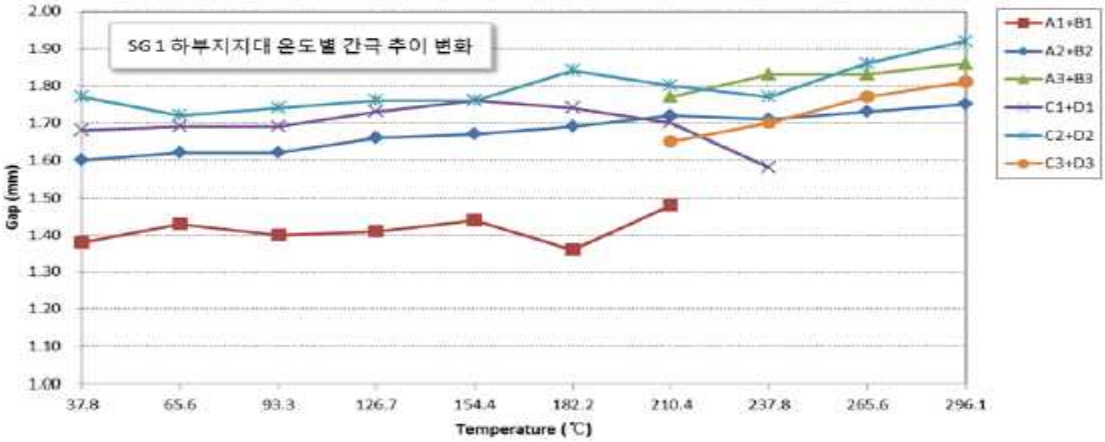


그림 4 - 7 증기발생기 1 하부지지대 온도별 간극 추이 그래프

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

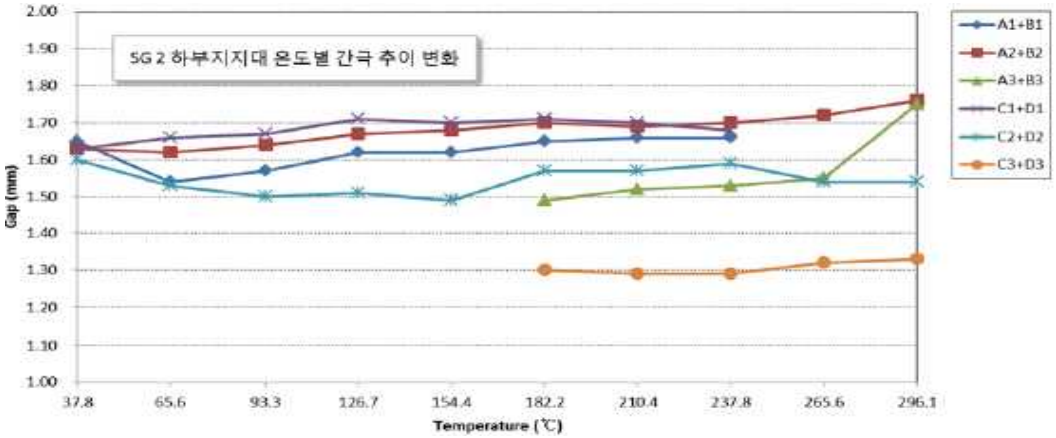


그림 4 - 8 증기발생기 2 하부지지대 온도별 간극 추이 그래프

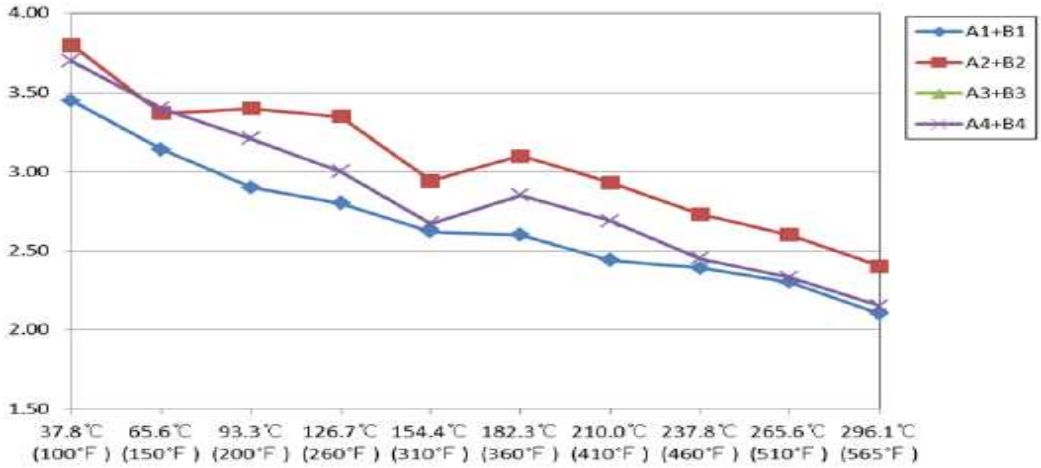


그림 4 - 9 증기발생기 1 상부지지대 온도별 간극 추이 그래프

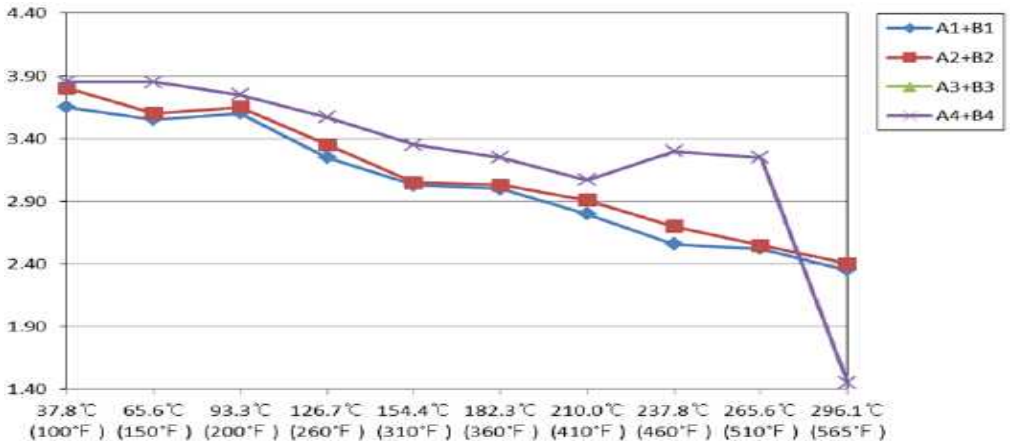


그림 4 - 10 증기발생기 2 상부지지대 온도별 간극 추이 그래프

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 7 한울4호기 SG 1 고온화 단계별 SG 방진기 핀간 거리 측정 위치별 결과
[단위 : mm]

지점	100°F	150°F	200°F	260°F	310°F	360°F	410°F	460°F	510°F	565°F	간극요건
N1	1188	1208	1225	1232	1247	1261	1279	1298	1326	1338	1181 ~ 1435 mm
N2	1186	1202	1218	1240	1254	1269	1287	1306	1317	1347	

표 4 - 8 한울4호기 SG 2 고온화 단계별 SG 방진기 핀간 거리 측정 위치별 결과
[단위 : mm]

지점	100°F	150°F	200°F	260°F	310°F	360°F	410°F	460°F	510°F	565°F	간극요건
N1	1185	1205	1221	1236	1250	1266	1283	1302	1321	1345	1181 ~ 1435 mm
N2	1187	1207	1223	1237	1250	1266	1281	1301	1320	1342	

다. 원자로 냉각재 누설율 측정

발전소 정상운전 중 원자로 냉각재계통 누설율이 운영기술지침서 3.4.12.1항의 제한치 이내임을 확인하기 위함이며 발전소 정상운전압력 및 온도에서 미확인누설 1 gpm(3.78 L/min)이내, 확인누설 10 gpm(37.8 L/min)이내, 증기발생 한 대당 누설은 150 gpd(0.567 ㎥/day)이내이어야 한다. 총 10회에 걸쳐 측정한 결과 미확인누설은 0.01 gpm에서 0.13 gpm, 확인누설은 0.01 gpm에서 0.2 gpm. 증기발생기 누설은 없음을 확인하였고 시험결과는 표 4 - 9 에서 4 - 11 과 같이 만족한 값을 나타내었다

표 4 - 9 원자로 냉각재 누설율 시험결과('13.8.3 ~ 8.30)

측정일	누설구분	판정기준(gpm)	결과(gpm)	판정
8.3	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.08/0.20	만족
8.6	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.02/0.10	만족
8.11	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.02/0.06	만족
8.14	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.02/0.04	만족
8.17	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.13/0.03	만족
8.20	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.02/0.04	만족
8.23	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.01/0.03	만족
8.26	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.01/0.01	만족
8.29	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.01/0.03	만족
8.30	미확인누설/확인누설	1 이내/10 이내	0.01/0.03	만족

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 10 RCS Leak Rate Result Report 1 (′18.8.14)

*** RCS LEAK RATE RESULT REPORT (ON-LINE, 2 HOUR) *** DATE(FINAL) : 08/14/13

UNIDENTIFIED LEAK(GPM)	:	0.02			
TOTAL VCT CHANGE(GAL)	:	364.20	TOTAL RDT CHANGE(GAL)	:	0.48
TOTAL PZR CHANGE(GAL)	:	0.30	TOTAL EDT CHANGE(GAL)	:	1.63
TOTAL RCS CHANGE(GAL)	:	-356.92	TOTAL SIT CHANGE(GAL)	:	2.62
TOTAL SYSTEM CHANGE(GAL)	:	12.31	TOTAL SYSTEM LEAK(GPM)	:	0.06
TOTAL IDENTI. LEAK(GAL)	:	4.73	TOTAL IDENTI. LEAK(GPM)	:	0.04

		INITIAL	FINAL			INITIAL	FINAL
TIME	:	05:16	07:16	TIME	:	05:16	07:16
REACTOR POWER (%)	:	25.36	28.13	RCS AVG TEMP (DEG C)	:	300.86	298.62
VCT LEVEL (%)	:	58.14	49.12	EDT LEVEL (%)	:	43.73	43.74
VCT TEMP (DEG C)	:	39.74	39.83	EDT TEMP (DEG C)	:	26.48	26.48
PZR LEVEL (%)	:	41.12	41.11	SIT1 LEVEL (%)	:	53.27	53.27
PZR TEMP (DEG C)	:	346.09	346.08	SIT1 PRESS (KG/CM2G)	:	42.88	42.88
PZR PRESS (KG/CM2A)	:	158.55	158.55	SIT2 LEVEL (%)	:	52.13	52.13
RCS HOT LEG (DEG C)	:	305.16	303.30	SIT2 PRESS (KG/CM2G)	:	42.59	42.59
RCS COLD LEG (DEG C)	:	296.56	293.95	SIT3 LEVEL (%)	:	53.64	53.64
RDT LEVEL (%)	:	63.97	63.99	SIT3 PRESS (KG/CM2G)	:	42.97	42.97
RDT TEMP (DEG C)	:	22.84	22.84	SIT4 LEVEL (%)	:	51.99	51.98
CNMT TEMP (DEG C)	:	27.21	27.01	SIT4 PRESS (KG/CM2G)	:	42.93	42.93

SECTION CHIEF : _____ / 8/14
SIGNATURE DATE

***** END OF RCS LEAK RATE RESULT REPORT *****

표 4 - 11 RCS Leak Rate Result Report 2 (′18.8.30)

*** RCS LEAK RATE RESULT REPORT (ON-LINE, 1 HOUR) *** DATE(FINAL) : 08/30/13

UNIDENTIFIED LEAK(GPM)	:	0.01			
TOTAL VCT CHANGE(GAL)	:	1.88	TOTAL RDT CHANGE(GAL)	:	0.15
TOTAL PZR CHANGE(GAL)	:	-0.23	TOTAL EDT CHANGE(GAL)	:	0.25
TOTAL RCS CHANGE(GAL)	:	1.00	TOTAL SIT CHANGE(GAL)	:	1.42
TOTAL SYSTEM CHANGE(GAL)	:	4.47	TOTAL SYSTEM LEAK(GPM)	:	0.04
TOTAL IDENTI. LEAK(GAL)	:	1.82	TOTAL IDENTI. LEAK(GPM)	:	0.03

		INITIAL	FINAL			INITIAL	FINAL
TIME	:	02:57	03:57	TIME	:	02:57	03:57
REACTOR POWER (%)	:	100.32	100.49	RCS AVG TEMP (DEG C)	:	310.76	310.77
VCT LEVEL (%)	:	40.76	40.71	EDT LEVEL (%)	:	44.69	44.69
VCT TEMP (DEG C)	:	40.05	40.01	EDT TEMP (DEG C)	:	28.66	28.65
PZR LEVEL (%)	:	52.08	52.08	SIT1 LEVEL (%)	:	53.57	53.58
PZR TEMP (DEG C)	:	345.86	345.87	SIT1 PRESS (KG/CM2G)	:	42.83	42.83
PZR PRESS (KG/CM2A)	:	158.18	158.19	SIT2 LEVEL (%)	:	51.71	51.73
RCS HOT LEG (DEG C)	:	325.64	325.67	SIT2 PRESS (KG/CM2G)	:	42.70	42.69
RCS COLD LEG (DEG C)	:	295.89	295.87	SIT3 LEVEL (%)	:	53.94	53.95
RDT LEVEL (%)	:	59.59	59.60	SIT3 PRESS (KG/CM2G)	:	42.94	42.94
RDT TEMP (DEG C)	:	22.05	22.05	SIT4 LEVEL (%)	:	52.13	52.13
CNMT TEMP (DEG C)	:	28.84	28.76	SIT4 PRESS (KG/CM2G)	:	42.84	42.84

SECTION CHIEF : _____ / 8.30
SIGNATURE DATE

***** END OF RCS LEAK RATE RESULT REPORT *****

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

라. 제어봉 낙하시간 측정

RSG로의 교체이후 원자로 냉각재 유량 변화에 따른 제어봉 낙하시간의 변화를 확인하는 시험으로 발전소가 정상운전 압력 및 온도 상태에서 모든 제어봉을 상부 제한치(UEL)까지 인출후 제어봉의 낙하시간을 측정하여 제어봉 완전 인출상태에서 완전 삽입위치의 90%에 도달하는 시간이 4초 이내임을 확인한다. 표 4 - 12 에서와 같이 시험결과 2.4초에서 3.3초 사이에 삽입되어 만족했다

표 4 - 12 제어봉 낙하시간 시험결과

MAX CEA DROP TIME REQUIRED FOR 90% INSERTION IN MSEC>4000

% INSERTION POSITION OF CEA IN COUNTS >4400

CEA	I	DROP TIME OF 90% INSERTION POSITION(MSEC)							
1 - 8	I	2650	3250	3200	3250	3200	3200	3300	3250
9 -16	I	3250	3200	3300	3250	3250	2800	2750	2800
17-24	I	2800	3250	3250	3300	3200	3200	3300	3300
25-32	I	3200	3250	3250	3250	3200	2450	2700	2800
33-40	I	2750	3250	3300	3300	3300	3250	3350	3250
41-48	I	3250	2650	2800	2650	2700	2700	2750	2700
49-56	I	2850	2750	2800	2700	2750	2900	2700	2700
57-64	I	2800	2650	2700	2650	2750	2750	2700	2750
65-72	I	2750	2350	2400	2350	2350	2400	2400	2350
73	I	2400							

**=CEA X FAILS TO REACH 90% INSERTION WITHIN REQUIRED LIMIT.

CEA DROP TIME TEST OUTPUT OPTIONS

마. 원자로설비 건전성감시계통 점검(Nuclear Integrity Monitoring System, NIMS)

RSG로의 교체이후 NIMS내 부계통인 금속파편 감시계통(Loose Parts Monitoring Syatem, LPMS), 음향누설감시계통(Acoustic Leak Monitoring System, ALMS)의 계측기가 재설치 되었으며 검교정 및 기준자료 취득 요구되며 각 계통의 운전가능성을 확보해야 한다. 시험시기는 원자로연료 장전 전, 고온대기, 20%, 50%, 80%, 100% 출력에서 자료를 취득하게 된다. LPMS의 경우 표 4 - 13 에서와 같이 무게별, 거리별로 충격을 가하여 자료를 취득 하였으며 그림 4 - 11 의 100% 출력에서 16개 채널값이 비슷하여 일부채널 값을 제시하였다. ALMS는 채널별로 10분동안 자료를 취득하였고 100% 출력에서 16개 채널값이 비슷하여 그림 4 - 12 와 같이 일부채널 값을 제시하였다

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 13 LPMS Calibration Impact Size

Ball Weight in pounds(kg)	Distance of Ball Drop in inches 12(30.5cm)	Distance of Ball Drop in inches 14.5(36.8cm)	Distance of Ball Drop in inches 19.5(49.5cm)	Distance of Ball Drop in inches 24(61cm)
0.25(0.113)	N/A	N/A	N/A	N/A
1.00(0.454)	자료취득	자료취득	자료취득	자료취득
2.00(0.907)	자료취득	자료취득	자료취득	자료취득
5.00(2.270)	자료취득	자료취득	자료취득	자료취득
10.0(4.540)	자료취득	자료취득	자료취득	자료취득
20.0(9.070)	자료취득	자료취득	자료취득	N/A
◦ 접근이 불가능하여 신호취득이 불가한 경우 미수행(Not Applicable, N/A)으로 한다				

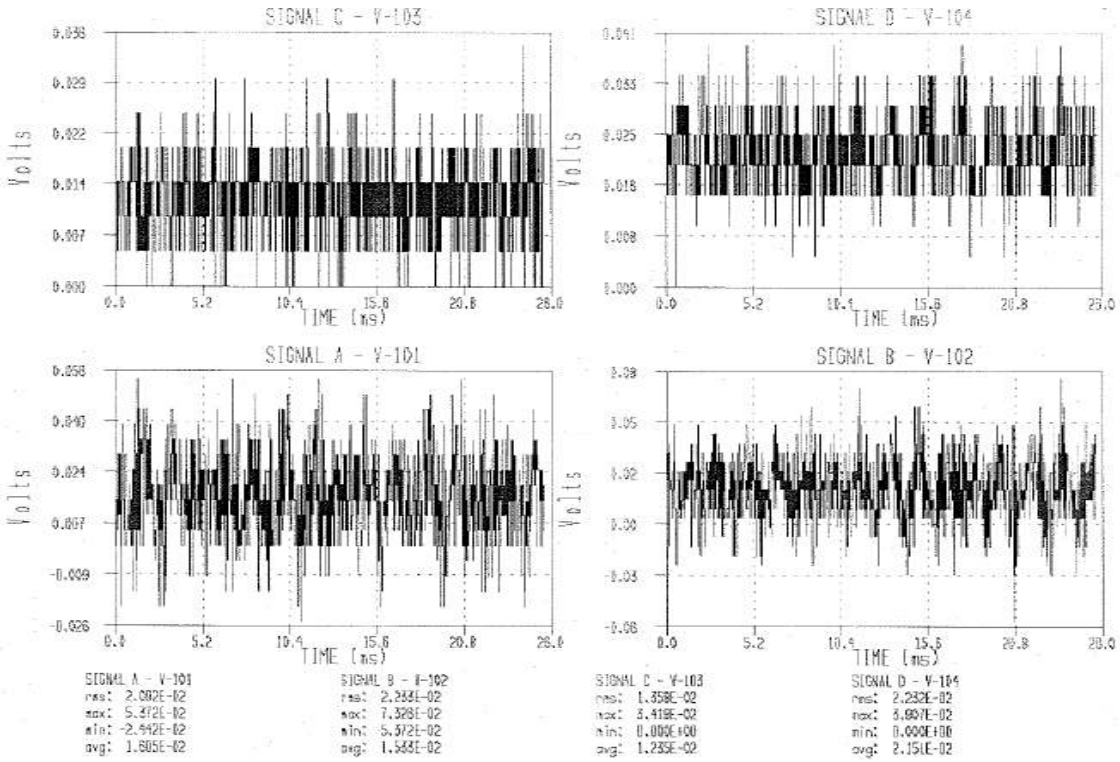


그림 4 - 11 한울4호기 전출력 LPMS Data Result

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

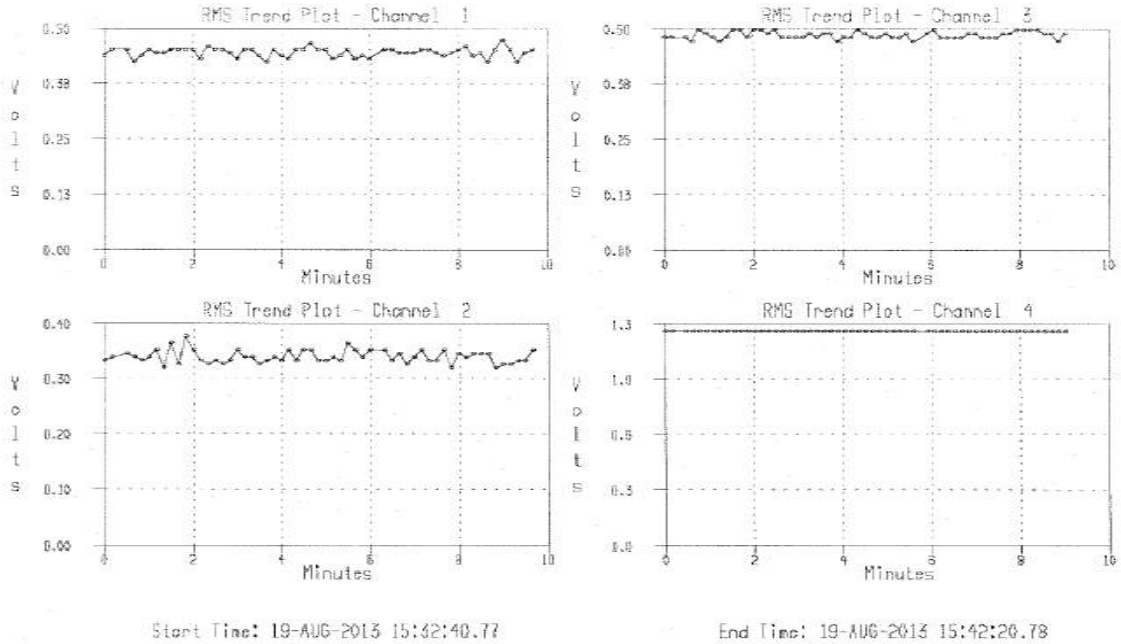


그림 4 - 12 한울4호기 전출력 ALMS Data Result

바. 발전소 부하변동 시험

증기발생기 교체후 발전소 부하변동 운전 시 제어계통의 정상동작으로 안정상태를 유지하는지 확인하는 시험으로 표준형원전 경우 Ramp Change, Step Change 부하변동 운전은 양호하게 운전되므로 본 장에서는 한울 4호기 원자로 출력 95%이상에서 주급수펌프 1대를 수동으로 정지한후 원자로출력 급감발계통(Reactor Power Cutback System, RPCS)이 정상적으로 동작이 되는지를 확인하였으며 표 4 -15에서와 같이 원자로와 터빈정지신호가 발생되지 않았고 공학적 안전설비 작동과 가압기 및 주증기 안전밸브가 열리지 동작되지 않음을 확인하여 판정기준에 만족함을 나타냈다.

2013년 8월 실시한 한울4호기 RPCS 동작후 그림 4 - 13, 표 4 - 14 의 시험 결과를 살펴보면 주급수 펌프 1대 정지 후 터빈 Setback과 Runback 신호에 의해 터빈출력이 약 60%까지 급속히 감발하고, 조절 제어봉 5번 및 4번 그룹이 노심내로 낙하됨에 따라 원자로 출력이 45%까지 감발된다. 터빈 Runback에 의해서 터빈출력이 약 30%까지 감발되고 원자로 제어계통에 의해 조절제어봉 3번 그룹이 삽입되면서 원자로출력이 약 30%까지 감소된다. 증기발생기 수위는 증기발생기 압력이 증가함에 따라서 증기발생기 협역수위는 약 10%까지 감소 후 최고 83%까지 Peak를 보인후

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

감소하여 10분 정도 경과 시 정상수위인 44%로 안정화 되었으며 10분 동안 발전운전원이 수동개입 없이 발전소가 안정적으로 운전되는지를 확인하였다..

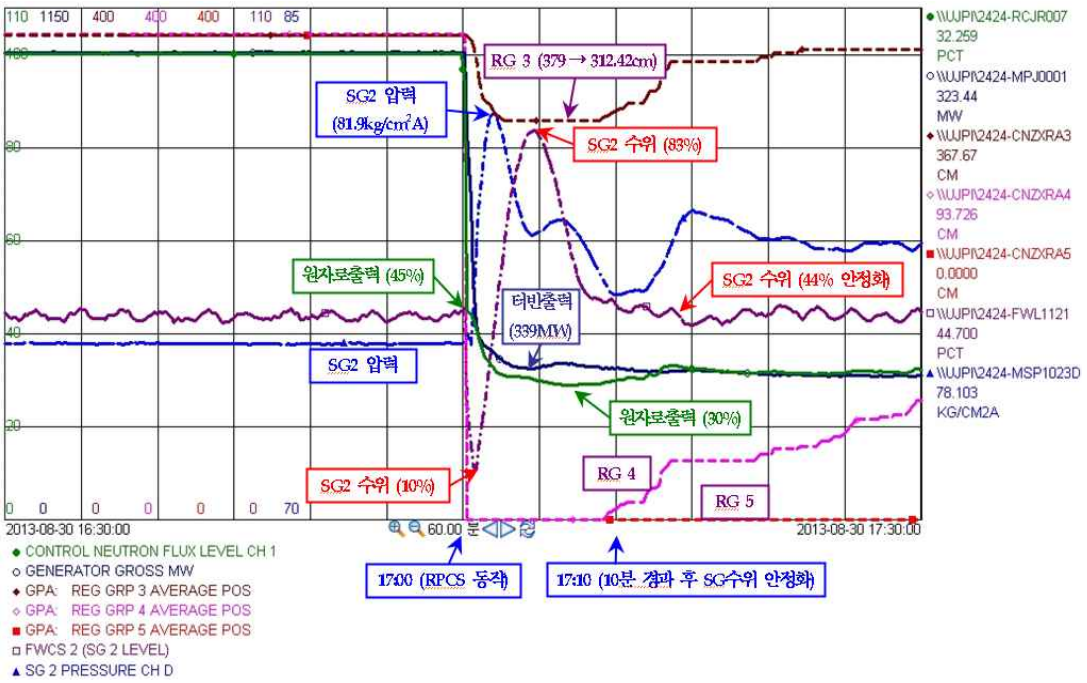


그림 4 - 13 한울4호기 주급수펌프 1대 정지 및 RPCS 동작시 그래프(′13.8.30)

표 4 - 14 한울4호기 주급수펌프 1대 정지 및 RPCS 동작시 운전변수(′13.8.30)

운전변수	계측기기	시험 전 값	시험 직후 값	최종 값
가압기 수위(NR, %)	RCL 110XJ	52.5	33.8	52.6
SG1 수위(NR, %)	FWL1111	43.72	44.95	42.89
SG2 수위(NR, %)	FWL1121	44.20	46.06	42.99
SG1 압력(kg/㎠A)	MSP1013A	75.2	76.7	75.1
SG2 압력(kg/㎠A)	MSP1023A	75.2	76.7	75.1
제어봉 5번그룹(cm)	CNZXRA5	379	0(삽입)	379(인출)
제어봉 4번그룹(cm)	CNZXRA4	379	0(삽입)	379(인출)
제어봉 3번그룹(cm)	CNZXRA3	379	312	379(인출)
부분강 제어봉(cm)	CNZXPA1	379	379	379
원자로축방향출력편차 (Axial Shape Index)	CIYXASI	-	-0.0133	-0.0488

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 15 한울4호기 주급수펌프 1대 정지 및 RPCS 동작시 판정기준

시험항목	판정기준 인자	시험결과
보호계통	원자로가 정지되지 않음 (원자로보호신호 미발생)	양호(만족)
	터빈이 정지되지 않음 (터빈보호신호 미발생)	양호(만족)
	공학적안전설비 작동되지 않음 (공학적안전설비 동작신호 미발생)	양호(만족)
	가압기 안전밸브 열리지 않음 (가압기압력 보호 설정치 미만 유지)	양호(만족)
	주증기 안전밸브 열리지 않음 (증기발생기압력 보호 설정치 미만 유지)	양호(만족)
제어계통	선택된 제어봉이 노심내로 삽입된다	양호(만족)
	터빈 SETBACK과 RUNBACK이 작동된다	양호(만족)
	RPCS 동작시 터빈출력 증발 금지신호가 발생되어 터빈출력이 증발되지 않는다	양호(만족)
	FWCS가 동작되어 증기발생기 수위가 정상운전 범위내로 유지된다	양호(만족)
	가압기압력 및 가압기수위 제어계통이 동작되어 프로램된 설정치 이내로 유지된다	양호(만족)
	원자로제어계통이 동작되어 제어봉이 삽입되고 원자로 출력이 감소된다	양호(만족)
	증기우회제어계통이 동작되어 주증기 헤더압력이 프로그램된 설정치 이내로 유지된다	양호(만족)

사. 주급수 제어계통(Feed Water Control System, FWCS) 점검

증기발생기 교체 후 원자로 저출력 및 출력증발시 증기발생기 수위제어 변수를 기록 및 분석함으로써 증기발생기 수위제어 건전성을 확인하기 위함이며 표 4 - 16 운전범위와 같이 원자로 출력 15%와 80%에서 주급수 제어계통 #1, #2의 Ramp Change(1%/분) 및 Step Change(5%)로 변화를 주어 원자로 출력 15%에서는 수위 설정치 ±5% 유지 확인, 원자로 출력 80% 에서는 수위 설정치 ±2% 유지되는지를 확인하게 된다. 그림 4 - 14 에서 4 - 21 까지, 표 4 - 17 에서 4 - 24 까지 한울4호기의 주급수 제어계통 #1, #2 응동은 양호하게 나타난 것으로 확인되었다

표 4 - 16 주급수 제어계통 변화에 따른 운전범위

출력기준	FWCS 제어기 설정치	증기발생기 수위 허용범위
Rx 출력 15%	39%/44%/49%	34% ~ 44%/39% ~ 49%/44% ~ 54%
Rx 출력 80%	39%/44%/49%	37% ~ 41%/42% ~ 46%/47% ~ 51%

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 17 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	39.5%	44.7%	50.8%	43.8%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	43.8%	43.9%	43.0%	43.9%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.5%	0.7%	1.8%	0.2%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.2%	0.1%	1.0%	0.1%

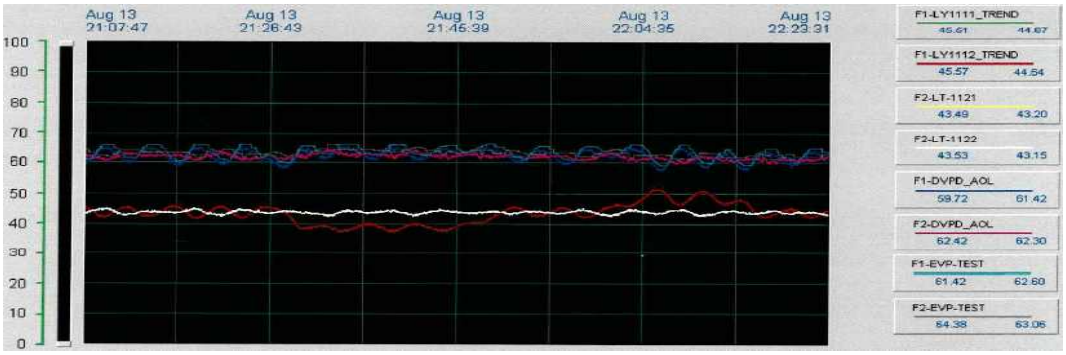


그림 4 - 14 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

표 4 - 18 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	44.7%	42.8%	44.4%	45.3%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	39.6%	43.9%	48.4%	43.3%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.7%	1.2%	0.4%	1.3%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.6%	0.1%	0.6%	0.7%

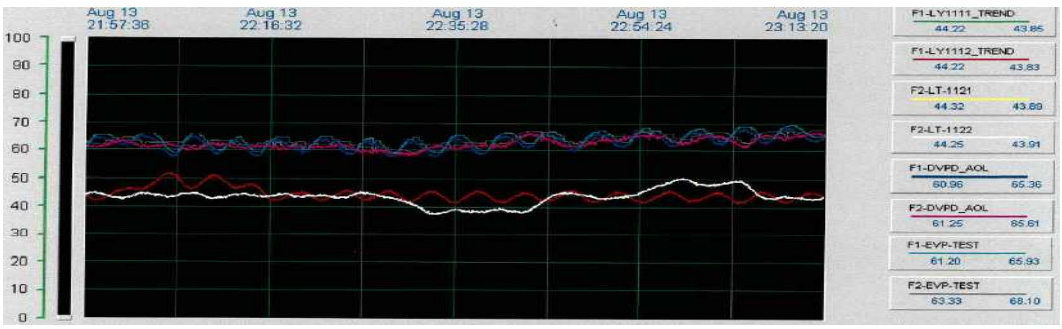


그림 4 - 15 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 19 FWCS #1 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	39.6%	44.5%	51.5%	42.2%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	43.8%	42.2%	42.5%	44.8%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.6%	0.5%	2.5%	1.8%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.2%	2.8%	1.5%	0.8%

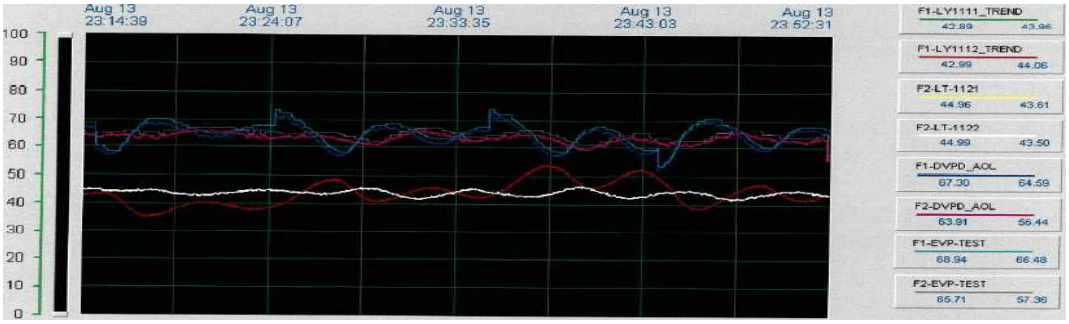


그림 4 - 16 FWCS #1 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

표 4 - 20 FWCS #2 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	44.5%	43.7%	42.8%	44.1%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	39.7%	43.0%	48.9%	44.4%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.5%	0.3%	1.2%	0.1%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0..7%	1.0%	0.1%	0.4%

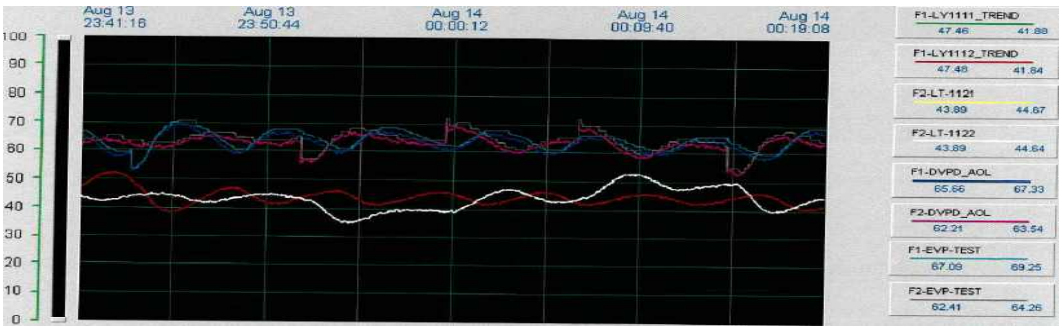


그림 4 - 17 FWCS #2 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 15%)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 21 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	37.6%	44.5%	48.9%	44.5%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	44.8%	43.6%	45.0%	43.0%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	1.4%	0.5%	0.1%	0.5%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.8%	0.4%	1.0%	1.0%

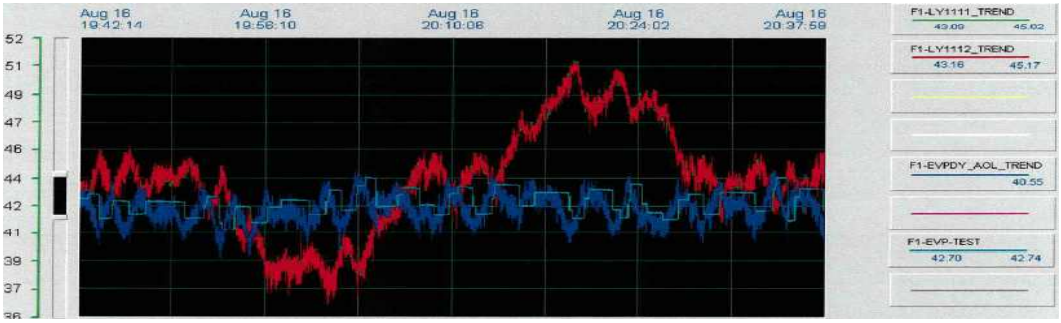


그림 4 - 18 FWCS #1 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

표 4 - 22 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	43.5%	44.5%	43.8%	43.5%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	38.9%	45.1%	47.8%	43.7%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.5%	0.5%	0.2%	0.5%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.1%	1.1%	1.2%	0.3%

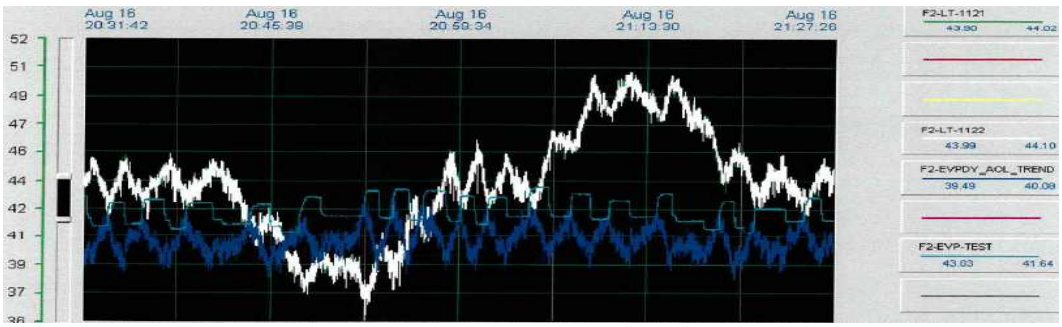


그림 4 - 19 FWCS #2 Ramp Change변화(1%/분)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

표 4 - 23 FWCS #1 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	37.5%	43.4%	49.3%	43.8%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	44.6%	45.3%	42.6%	44.0%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	1.5%	0.6%	0.3%	0.2%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.6%	1.3%	1.4%	0.0%

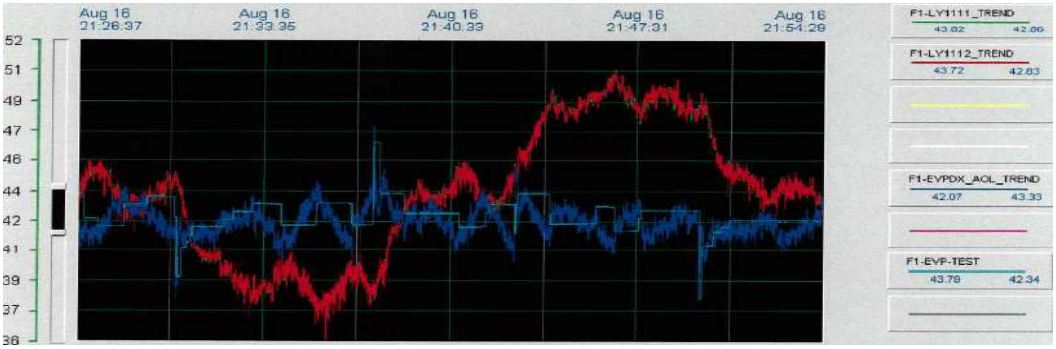


그림 4 - 20 FWCS #1 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

표 4 - 24 FWCS #2 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

구분 \ 설정치	44%	39%	44%	49%	44%
FWCS #1 주제어기(FIK-1111)설정치	44%	44%	44%	44%	44%
FWCS #2 주제어기(FIK-1121)설정치	44%	39%	44%	49%	44%
SG #1 수위(FWL1111)	44%	44.5%	43.7%	43.4%	43.3%
SG #2 수위(FWL1121)	44%	37.6%	44.6%	48.8%	44.4%
SG #1 수위와 수위설정치와의 차이	0%	0.5%	0.3%	0.6%	0.7%
SG #2 수위와 수위설정치와의 차이	0%	1.4%	0.6%	0.2%	0.4%

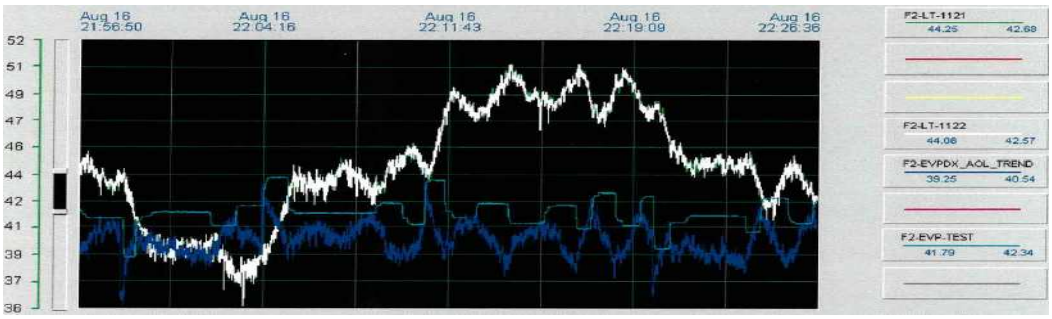


그림 4 - 21 FWCS #2 Step Change변화(5%)에 따른 운전변수 변화(Rx 출력 80%)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

아. 원자로 냉각재 유량율 측정

원자로 냉각재 측정유량이 FSAR 제15장 안전성 분석에 사용된 유량을 만족하는지 확인하는 시험으로 고온대기 상태에서 원자로 냉각재 펌프 차압법을 통한 냉각재의 유량을 측정하며 측정된 유량값이 운영기술지침서 제한치 이내인지 판정한다. 한울4호기 경우 RCP Delta P 측정법 활용한 RCS 유량을 측정한 결과 표 4 - 25 와 같이 만족 하였다.

표 4 - 25 한울4호기 원자로 냉각재 유량율 측정 결과(′13.8.2)

측정값 계산	측정 결과
RCP Pump Flow(liters/min)	1A : 340,254.09 1B : 343,831.24 2A : 340,700.75 2B : 336,861.11
측정된 RCS 총 체적유량(Q_{total}, liters/min)	1,360,647.19
설계유량대비 측정된 RCS 총 체적유량 $\%Q_{design}$ = 강고걸갱갩쟈 / 걸 min × 100(%) = 108.92%	108.92%
측정된 RCS 총 질량유량(kg/hr) $W_m = Q_{total} \times 0.06$(min-㎥/hr-liter) × RCS Density(㎏/㎥) = 1,360,647.19 × 0.06 × 735.1265 = 60,014,868.33	60,014,868.33
설계유량대비 측정된 RCS 총 질량유량 M_{meas} = 량 / 걀갩 갧걾 = 1.089 $\%M_{meas} = M_{meas} \times 100(\%) = 1.089 \times 100(\%) = 108.90\%$	108.90%
측정불확실도를 고려하여 최대 및 최소보정유량 계산 · 최대보정유량(%) = 측정질량유량(%) + 측정불확실도(%) = 108.90% + 3.175% = 112.07% · 최소보정유량(%) = 측정질량유량(%) - 측정불확실도(%) = 108.90% - 3.175% = 105.72%	· 최대보정유량 : 112.07% · 최소보정유량 : 105.72%
보정한 RCS의 운영기술지침서 이내인지 판정한다 · 52.6×10^6 ㎏/hr(95%) ≤ RCS 최소(105.72%) , 최대보정유량(112.07%) ≤ 62.32×10^6 ㎏/hr(113.8%)	양호(만족)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

자. 증기발생기 습분동반율 시험(Moisture Carry Over, MCO)

발전소가 정상출력에서 100시간 이상 안전상태를 유지 한 후 추적자를 이용하여 증기발생기 습분분리 성능 및 증기 중 습분함량 등 증기의 질을 정량적으로 평가하는데 추적자로 수산화리튬(LiOH)을 복수펌프 전단에 주입한다. 추적자 주입후 2시간이 경과하면 화학평형에 도달하므로 15분간격으로 6회 채취한 후 추적자농도를 분석하고 습분동반율을 계산하여 각 증기발생기 습분동반율이 FSAR 제10장 표 10.1-1에서 요구하는 0.25% 이하임을 확인하는데 한울4호기는 표 4 - 26 과 같이 만족한 값을 얻었다.

표 4 - 26 한울4호기 습분동반율 시험 결과표(′13.9.10)

시험결과 \ 시료채취		1회	2회	3회	4회	5회	6회
시 간		13:40	13:55	14:10	14:25	14:40	14:55
원자로출력(%)		100	100	100	100	100	100
RCS Tavg(℃)		310.7	310.7	310.7	310.7	310.7	310.7
SG 수위 (%)	SG A	43.8	43.6	44.2	43.8	44.1	43.6
	SG B	43.4	44.5	43.2	44.1	44.4	43.7
급수유량 (m^3/hr)	SG A	2890	2915	2896	2915	2910	2906
	SG B	2935	2886	2937	2942	2904	2886
추적자 농도 (ppb)	SG A	349.2	395.0	366.5	389.7	461.8	380.3
	SG B	426.1	454.5	444.5	384.4	378.4	405.4
	FW	0.0340	0.0229	0.0508	0.0479	0.0513	0.0528
	MS A	0.0216	0.0912	0.0924	0.0745	0.0917	0.0948
	MS B	0.0406	0.0549	0.0543	0.0571	0.0541	0.0612
습분 동반율(%)	SG A	0.0067	0.0072	0.0715	0.0139	0.0140	0.0169
	SG B	0.0104	0.0038	0.0085	0.0106	0.0101	0.0102
	평균	0.0086	0.0055	0.0130	0.0122	0.0120	0.0135
판정기준	최종안전성분석보고서(FSAR) 제10장 표 10.1-1의거 0.25% 이하				· SG A : 0.0127%(평균값, 만족) · SG B : 0.0089%(평균값, 만족)		

· 습분동반율 계산식 $_{갱}(\%) =$

$$_{각}\times \frac{_{각갑}}{_{강갑}} \times \frac{_{각강}}{_{강강}} \times \frac{_{각갑}}{_{각강}} \times \frac{_{량갱}}{_{량갑}} \times \frac{_{량강}}{_{강갱}} \times \frac{_{강갑}}{_{강강}} \times 100$$

여기서 $_{갱}$: SG 각각의 습분동반율(%) $_{각}$: 주급수 리튬 농도(ppb)

$_{강갱}$: SG 상부 각각의 리튬 농도(ppb) $_{량갱}$: 주증기 각각의 리튬 농도(ppb)

$_{각갱}$: SG 각각의 주급수 유량(m^3/hr)

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

차. 증기발생기 출구 증기압력 측정

발전소가 15일 이상 정상출력운전 상태에서 증기발생기의 출구 노즐에서 증기압력이 제작사에서 제시한 보증값 이상임을 확인하기 위한 시험으로 증기발생기 열출력 등 관련된 계통의 주요운전변수를 발전소 감시계통을 이용하여 10분 간격으로 12회를 측정하여 평균값을 산정한 후 계산된 증기발생기 출구노즐 증기압력이 보정값을 고려한 기준값보다 크면 만족한다. 시험결과 표 4 - 27 의 운전변수를 반영하여 계산한 결과 표 4 - 28 과 같이 한울3,4호기는 만족한 값을 얻었다[22][23].

표 4 - 27 한울4호기 증기발생기 증기압력 측정관련 운전변수 (′13.9.11)

측정값	단위	제작사 운전조건	시험결과	
			SG A	SG B
2차측 열출력	%	99.5~100.5%	99.74	99.74
RCS 유량	kg/hr	-	5.80×10^{7}	5.80×10^{7}
가압기 압력	kg/cm^2A	158.2	158.75	158.75
고온관 온도	℃	328.7	325.57	325.55
저온관 온도	℃	295.8	296.05	296.06
주급수 온도	℃	232.2	235.00	234.83
주급수 유량	kg/hr	2.89×10^{6}	2.91×10^{6}	2.92×10^{6}
주증기 유량	kg/hr	-	2.94×10^{6}	2.92×10^{6}
SG 취출수 유량	kg/hr	5.770×10^{3}	5.910×10^{3}	6.163×10^{3}
SG 증기압력(A)	kg/cm^2A	-	75.17	75.12
SG 출구노즐 증기압력(B)	kg/cm^2A	-	74.75	74.70
SG 보증 출구노즐 증기압력(C)	kg/cm^2A	-	74.57	74.58
· SG 출구노즐 증기압력(B) = SG 증기압력(A)에서 증기노즐 압력강하 보정값인 $0.42kg/cm^2$을 뺀 압력임 · 보증 압력(C)은 측정된 실제변수를 SG 성능해석 프로그램(SAFE)으로 보정함				

표 4 - 28 한울3,4호기 SG 보증 출구노즐 증기압력 시험결과

구분		수행일	기준(보정값)(C) (kg/cm^2A)	시험결과(B) (kg/cm^2A)	판정
한울 4호기	SG A	′13. 9.11	74.57 이상	74.75	만족
	SG B		74.58 이상	74.70	만족
한울 3호기	SG A	′14.10.20	74.26 이상	74.67	만족
	SG B		74.44 이상	74.84	만족
· 시험결과값(B)이 보정된 기준값(C)보다 크면 만족한다					

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

제 5 장 결 론

본 논문에서는 표준형원전 증기발생설비의 주요기기 기능 및 구조등을 알아보고 교체용 증기발생기 제작 과정과 튜브건전성을 확인하기 위한 Helium 누설시험, ECT 검사와 용접부 건전성을 확인하는 수압시험 등 제작공장에서의 공장시험 검사 등을 살펴보았고 교체용 증기발생기로의 교체이후 관련계통 및 설비에 대하여 알아보고 각각의 시험항목을 도출하고 이에 대한 시험방법과 내용, 성능평가 등을 살펴보았다.

증기 발생기는 전열관측(Tube Side)인 1차측과 동체측(Shell Side)인 2차측으로 구분하여 물리적 방벽을 담당하고 있다. 따라서 증기발생기의 건전성 유지는 원자력발전소의 안정적 운영과 효율향상을 위해서 매우 중요한 관리 항목으로 강조되고 있다.

방사화된 증기발생기 교체는 방사선피폭선량을 고려하여 작업을 해야 함으로 사전에 작업자로 하여금 장비, 작업, 교체방법 등에 대해 교체작업 전 경험을 가지도록 하는 각 단위작업에 대한 모의훈련(Mock - Up)이 필히 선행되어야 하며 특히 원자로 냉각재 계통의 배관 절단 및 용접작업의 경우 배관내 잔존하는 이물질 존재유무를 확인하고자 이물질흡입장치를 이용하여 제거함으로써 이물질로 인한 증기발생기 전열관의 건전성을 저하시키는 요인을 철저히 차단해야 함을 알게 되었다.

교체용 증기발생기로의 교체는 관련된 수많은 설비와 계통이 연계되어 있어 철저한 사전준비가 요구되며 성능평가 시험항목을 도출하고 각각의 시험들에 대하여 시험방법, 평가기준, 시험결과 분석과 평가를 통하여 교체된 증기발생기의 성능이 발휘되는가를 확인하였다.

현장에 설치된 교체용 증기발생기는 수압시험 및 누설시험과 발전소 가열(Heat - Up)에 따른 증기발생기 지지대 건전성 결과는 만족하였으며, 발전소 가동이후 운전모드별로 해당되는 각각의 시험, 즉 원자로냉각재 누설율, 원자로 출력을 조절하는 제어봉 낙하시간, 원자로설비 건전성감시계통, 주급수 펌프 정지에 따른 원자로출력 급감발계통 응동, Ramp Change 및 Step Change시 주급수 제어계통 응동, 증기발생기의 습분동반율 및 출구 증기압 측정 등 성능평가 결과가 만족한 값을 얻게 되었다

위와 같은 표준형원전의 교체용 증기발생기에 대한 성능평가를 통해 건전성이 입증되었으며 신뢰성 확보를 함으로써 발전소 안정운영에 기여할 수 있을 것이라 확신한다.

Collection @ chosun

조선대학교 CHOSUN UNIVERSITY

참 고 문 헌

[1] 역사의 뒤안길을 걷다 145쪽(2016년 4월, 한국수력원자력(주)발간)
[2] 한빛5호기 증기발생기 결함 전열관 예상 검토(한수원 중앙연구원, 2016년 4월)
[3] 표준형원전 SG 2차측 전장고온화학세정 고찰(김정훈 석사논문, 2015년 2월)
[4] Han-Chul, Ki-Bang Sung, " Analysis of Chemical Cleaning for the Top of Tubesheet of NPP's Steam Generator", Journal of the Korea Academia-Industrial
[5] 가동원전 핵심기기 보수·교체 규제요건 및 사례 분석보고서(KINS, 2012년 12월)
[6] 한빛5,6호기 증기발생기 교체 추진계획(2016년 12월)
[7] 증기발생기 전열관 균열 발생추세 및 예측기법(한수원 중앙연구원, 2016년 4월)
[8] 원안위규칙 제3호, 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙
[9] 원안위고시 제2012-10호(원자로.16) "원자로시설의 가동중 검사에 관한 규정"
[10] 전력산업기술기준(KEPIC) MI "원전 가동중검사"
[11] ASME Code Sec.XI "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components"
[12] 전력산업기술기준(KEPIC) MI "원자력 기계"
[13] US NRC, Inspection Procedure IP-50001, Steam Generator Replacement Inspection
[14] Electric Power Research Institute, Steam Generator Management Program, Steam Generator Progress Report(2009년 10월)
[15] 표준형원전 계통설명서 증기발생설비 교재(2006년)
[16] 인코넬 600 SG 결함 추세예측 및 한빛5,6호기 교체 타당성 평가 보고(한수원 엔지니어링처, 2015년 7월)
[17] 최종안전성분석보고서 14장 "초기시험"
[18] 한울3,4호기 증기발생기 교체 경험집(2014년 9월)
[19] 한울3,4호기 증기발생기 제작 및 교체 용역 계약서 " 시험 및 검사"
[20] EPRI NP-7493, "Statistical Analysis of SG Tube Degradation"(1991년)
[21] EPRI TR-103566, "Statistical Analysis of SG Tube Degradation"(1994년)
[22] USG34-DS/KU-13-0104M(한울4호기 보증 증기압 보고서, 2013년 9월)
[23] Tset Guidelines for UCN#3,4 RSG Steam Pressure Testing, N11059-160TC-0006, Rev 2, Doosan

Collection @ chosun