



APR1400 설계 개발 및 제작성 검토

배 현 수

두산중공업(주) 원자로설계팀 부장

두산중공업은 발전 설비 전문 업체로 1980년대 초 창원 종합 기계 공장이 준공되면서 발전소 건설에 참여하기 시작했다. 20여년이 지난 현재 원자력발전소의 보조 기기를 포함하여 핵심 기기인 원자로 용기·증기발생기·가압기·일차 배관·터빈·발전기 등 대부분의 기자재를 자체 기술로 공급하고 있다.

즉 기초 소재로부터 기자재 설계 및 제작·설치·사후 보수에 이르기까지 일괄 수주 방식으로 수행할 수 있는 능력을 갖추었으므로 대외 의존도를 낮추어 수입 대체 효과는 물론 국내 관련 산업 발전에 기술적·경제적으로 크게 기여하고 있다.

특히 1987년에 계약되어 완공 후 상업 운전중인 영광 3·4호기는 두산중공업이 주계약자로서 기자재를 설계 제작하여 공급하였으며, 여기서 축적된 경험과 기술을 바탕으로 1991년에는 울진 3·4호기의 기자재 설계, 제작 및 설치 공사를 담당함으로써 명실공히 국내 주도형 원

전 건설의 주계약자로서의 위치를 공고히 하였다.

1995년 계약된 영광 5·6호기와 1996년 계약된 울진 5·6호기에도 주계약자로서의 역할과 아울러 설계와 제작 분야의 국산화 영역을 넓혀가고 있다.

본고는 두산중공업이 한국수력원자력(주)가 주도하는 한국 표준형 원전 이후 건설될 안전성과 경제성이 향상된 APR1400 개발에 참여하여 국내 각 산학 단체와 함께 NSSS, 터빈/발전기 및 보조 기기 설비에 대한 설계 개발과 기기 제작성 검토를 수행한 개발 내용이다.

개발 범위 및 수행 내용

APR1400은 아래와 같이 Ⅲ단계로 추진되었으며 두산중공업은 Ⅱ단계부터 참여하였다.

- ① I단계 : 1992.12 ~ 1994.12
- 노형 평가 및 개념 설계
 - 노형 확정
 - 설계 목표 확정

- 계통 구성 개념 확정

② II단계 : 1995.3 ~ 1999.2

- 기본 설계
- 설계 기준서 및 계통 설명서 작성
- 주요 기기에 대한 설계 시방서 작성
- 설계 인증에 필요한 안전 해석 수행
- 표준안전분석 보고서 작성

③ III단계 : 1999.3 ~ 2001.12

- 표준 설계
- 경제성 제고를 위한 설계 최적화
- 표준 설계 인가 획득
- 장기 소요 항목 사전 설계

II 단계에서는 NSSS 주기기, 터빈, 발전기 및 계통 구성용 보조 기기와 주요 건물 Crane에 대한 계통 설계자 및 종합 설계자의 설계 요건에 따른 기본 설계 및 제작성 검토에 참여하여 수행하였다. 기술 개발의 내용은 <표 1>~<표 3>과 같다.

이후 추진된 III 단계에서는 경제성 제고를 위한 설계 최적화 업무와

〈표 1〉 NSSS 주기기 개발 내용

기기명	주요 수행 업무	설계 결과물
<ul style="list-style-type: none"> • 원자로 용기 • 증기발생기 • 가압기 • 일차 배관 • 원자로 내부 구조물 • CEDM 	<ul style="list-style-type: none"> • 기본 설계 수행 • 제작성 검토 • SD/CD 연계 자료 검토 	<ul style="list-style-type: none"> • 기기 설계/단조품 도면 • 중량 계산서 • 열/구조 정산 보고서 • 노즐 하중 정산서 • 유체 진동/사고 해석 보고서 • 안전성 분석 보고서 입력 Data
<ul style="list-style-type: none"> • CHLR • ICI Guide Tube • HJTC Flange Ass'y • RWLPI Flange Ass'y 	<ul style="list-style-type: none"> • 선행 호기 설계 자료 검토 • 인접 기기 및 계통의 Interface 검토 • 제작성 검토 	<ul style="list-style-type: none"> • 검토 결과 보고서 • 안전성 분석 보고서 입력 Data
<ul style="list-style-type: none"> • 열교환기류 • Pump류 	<ul style="list-style-type: none"> • 성능 해석 수행(열교환기류) • Vendor Data 검토 (Pump류) 	<ul style="list-style-type: none"> • 연계 자료

〈표 2〉 터빈/발전기 개발 내용

기기명	주요 수행 업무	설계 결과물
<ul style="list-style-type: none"> • 터빈 	<ul style="list-style-type: none"> • 개념 설계 수행 • 종합 설계자 검토 의견 접수 및 반영 • 연계 자료 검토 	<ul style="list-style-type: none"> • Heat Balance • Technical Oil recommendation • Piping Stress Interface • Equipment Outline Drawing • Control System Description • Piping Arrangement • Flow Diagram • Turbine Control Diagram • 안전성 분석 보고서 입력 Data
<ul style="list-style-type: none"> • 발전기 	<ul style="list-style-type: none"> • 개념 설계 수행 • 종합 설계자 검토 의견 접수 및 반영 	<ul style="list-style-type: none"> • Component List • Mechanical Outline • Generator Lifting Weight • Aux. Equipment Outline • Motor Data • Panel Cabinet Outline • Excitation System Outline • 안전성 분석 보고서 입력 Data

제13차 차세대기술개발추진위원회에서 결정된 설계 보완 사항에 대한 기기 설계자의 업무를 수행하였고, 표준 설계 인가 과정에서 발생하는

규제 기관의 질의 내용에 대한 답변서를 작성, 표준 설계 인가 작업을 지원하였다.

또한 APR1400에 채택된 일체형

헤드 집합체(IHA : Integral Head Assembly)와 같이 장기 소요 개발 항목의 계통 설계 요건을 구현하기 위한 기기 설계 등을 수행하였고 그 내용은 〈표 4〉로 요약된다.

상세 개발 내용

앞에서 설명한 개발 범위 및 개발 내용에 대한 모든 기기의 소개는 어려우므로 NSSS 주기기의 개발 내용을 중심으로 설명하고자 한다.

용량의 증가에 따른 각 기기의 치수 및 주요 변경 내용은 〈표 5〉로 정리하였다.

NSSS 주기기의 기기 설계자의 업무는 기본적으로 계통 설계자의 설계 시방서에 기술된 성능적 요건과 구조적인 건전성을 검증하는 업무로 요약되며, 이에 아울러 제작자의 제작 가능성 및 경제성의 고려도 중요한 요인으로 작용한다.

따라서 개별 기기의 개발 내용이 유사하므로 각 기기의 설명시 한국형 표준 원전의 설계 개념과 다른 점을 부각하여 설명을 하였다.

1. 원자로 용기

원자로 용기는 NSSS 핵심 기기로 구조 정산 및 열정산 계산서를 통하여 경판, 셸 및 노즐 개개 부품의 천이 조건하에서 발생하는 열응력과 압력 하중하에서의 구조적 건전성을 입증하였다.



〈표 3〉 보조 기기 및 크레인 개발 내용

기기명	주요 수행 업무	설계 결과물
<ul style="list-style-type: none"> •복수기 •급수기열기 •탈기기 •습분 분리 재열기 •터빈 빌딩 기기 냉각 열교환기 •SPE 	<ul style="list-style-type: none"> •기본 설계 수행 •종합 설계자 검토 의견 접수 및 반영 •연계 자료 확정 	<ul style="list-style-type: none"> • Outline Drawings (Nozzle load & Foundation Load 포함) • 안전성 분석 보고서 입력 Data
<ul style="list-style-type: none"> • 터빈 건물 청정 크레인 • 핵연료 건물 크레인 • 격납 건물 천정 크레인 	<ul style="list-style-type: none"> •기본 설계 수행 •종합 설계자 검토 의견 접수 및 반영 •연계 자료 확정 	<ul style="list-style-type: none"> • Technical Data • Layout Drawing • 안전성 분석 보고서 입력 Data

〈표 4〉 III 단계 개발 업무 내용

업무 분야/기기	주요 수행 업무	설계 결과물	비고
인허가 업무	<ul style="list-style-type: none"> • 규제 기관 질의에 대한 답변 • CD 분야 시설 및 성능 시험 보고서(ITAAC) 작성 지원 	<ul style="list-style-type: none"> • 질의 답변 자료 • ITAAC(CD 분야) 	
장기 소요 개발 항목 사전 설계 • IHA • RCP • CVCS/SIS/SCS 기기	<ul style="list-style-type: none"> • IHA 기기 설계 • RCP Vendor Data 검토/제공 • CVCS/SIS/SCS 열교환기 Tank류 기본 설계 • CVCS/SIS/SCS Vendor Data 검토/제공 	<ul style="list-style-type: none"> • IHA 도면/계산서 및 제작성 검토 보고서 • 열교환기/Tank 류 연계 자료 및 Out line Drawing • Pump류 연계 자료 	
설계 최적화 업무 • 원자로 용기 • 증기발생기 • 가압기 • 일차 배관	<ul style="list-style-type: none"> • 기본 설계 수행 • 제작성 검토 • SD/CD 연계 자료 검토 • 기술 자문 내용 검토 및 반영 	<ul style="list-style-type: none"> • 기기 설계/단조품 도면 • 중량 계산서 • 열/구조 정산 보고서 • 노즐 하중 정산서 • 유체 진동/사고 해석 보고서 • 60년 피로 수명 평가 보고서 	III 단계 설계 결과물 개정이 주요 업무임

APR1400에서는 안전 주입 계통을 원자로 용기로 직접 유입시키기 위하여 새로이 채택된 DVI(Direct Vessel Injection) 노즐의 위치는 원자로 용기 외부의 노즐, 지지대, Ex-Core Instrument Line 등과

의 간섭을 피하기 위한 최적의 위치 선정 과정에서 관련 설계사간의 협의를 통하여 최종적으로 Vessel Flange와 Inlet /Outlet 노즐 사이로 위치를 결정하였다.

구조적인 건전성의 입증 과정에

서는 운전중 발생하는 열성층(Thermal Stratification) 천이 조건이 추가됨으로 인하여 열성층에 의한 상세 하중을 구하기 위하여 3차원 해석 모델을 만들어 계산하였고, 이 결과를 이용, 피로 해석을 수행하여 설계 수명 기간 동안 운전 가능성이 입증하였다.

그리고 제작성 검토 측면에서는 용량 증가에 따른 원자로 용기 압력 경계용 주단 소재는 두산중공업 및 해외 주단 소재 제작자의 제작 능력과 운전중 ISI(In-Service Inspection)UT 측면을 고려하여 결정하였으며 일부 주단 소재는 설비 투자를 수반하므로 두산중공업 자체 제작과 해외 전문 업체에서의 수입을 경제적인 측면에서 검토를 진행하고 있다.

APR1400 원자로 용기의 소재 측면에서는 설계 수명이 60년으로 연장됨에 따라 수명 말기까지 중성자 조사 취화 후에도 규정된 충분한 인성 보유 여부를 확인하기 위하여 원자로 용기 소재와 용접부에서 채취한 두 개의 시편을 연구용 원자로인 하나로에 장입, 중성자를 조사시켜 원자로 용기 수명 말기에도 충분한 인성을 갖고 있음을(40년까지 원자로 압력 용기 내벽이 받게 될 중성자 조사량으로 조사 후 측정된 천이 온도 변화량을 RG-1.99, REV.2와 ASTM E-900을 이용하여 추가 20년간의 중성자 조사량에

〈표 5〉 NSSF 주기기의 제원 비교표

기기명	항 목	APR1400	한국표준형 원전	비고
원자로 용기 (RVI 포함)	전장 길이 (inch)	583.8	576.5	
	용기 내경 (inch)	183.3	163.0	
	CEDM 수량 (개)	93	73	
	ICI 수량 (개)	61	45	
	총중량 (ton)	RV	533	
RVI		250	179	
중량합		783	616	
증기발생기	전장 길이 (inch)	903.7	817.2	
	상부 용기 내경 (inch)	232.0	212.3	
	하부 용기 직경 (inch)	196.0	159.3	
	전열관 수량 (개)	13,102	8,340	
	총 중량 (ton)	770	533	
가압기	전장 길이 (inch)	648.0	509.6	
	용기 내경 (inch)	96.3	96.3	
	용량 (ft ³ /kw)	2,400/2,400	1,800/1,800	
	총중량 (ton)	139	108	
일차 배관	고온관 내경 (inch)	42.0	42.0	안전 주입 계통 노출 삭제
	저온관 직경 (inch)	30.0	30.0	
	총 중량 (ton)	131	131	

다른 천이 온도 변화를 예측하여 입증) 확인하였다.

2. 증기발생기

증기발생기는 전열관을 통하여 핵분열로 발생한 일차측 에너지로 이차측 급수를 가열하여 터빈/발전기를 구동하는 증기로 변환하는 열교환기이며 일차측과 이차측의 압력 경계를 이루는 주요 기기이다.

증기발생기는 급수 계통으로부터 450°F의 주급수를 공급받아 저온관 상부에 설치된 예열기(Economizer Zone)를 통과하면서 포화 상태에 이르게 되고, 재순환수는 고

온관 상부와 예열기 상단에 설치된 증발 구역(Evaporator Zone)에서 증기의 양이 점차 증가하여 전열관 다발 상단에 설치된 1·2차 습분분리기(Steam Separator/Dryer)를 통과하여 증기 출구 노즐에서는 99.75% 이상의 순도를 가진 포화 증기 상태로 터bin으로 향하게 된다.

APR1400 증기발생기는 한국 표준형 증기발생기보다 열성능적인 측면에서는 관 막음 여유도를 2% 증가시킨 10%를 적용하여 운전중 발생하는 각종 전열관 열화 기구(Degradation Mechanism)에서 발생할 수 있는 관 막음 후에도 수

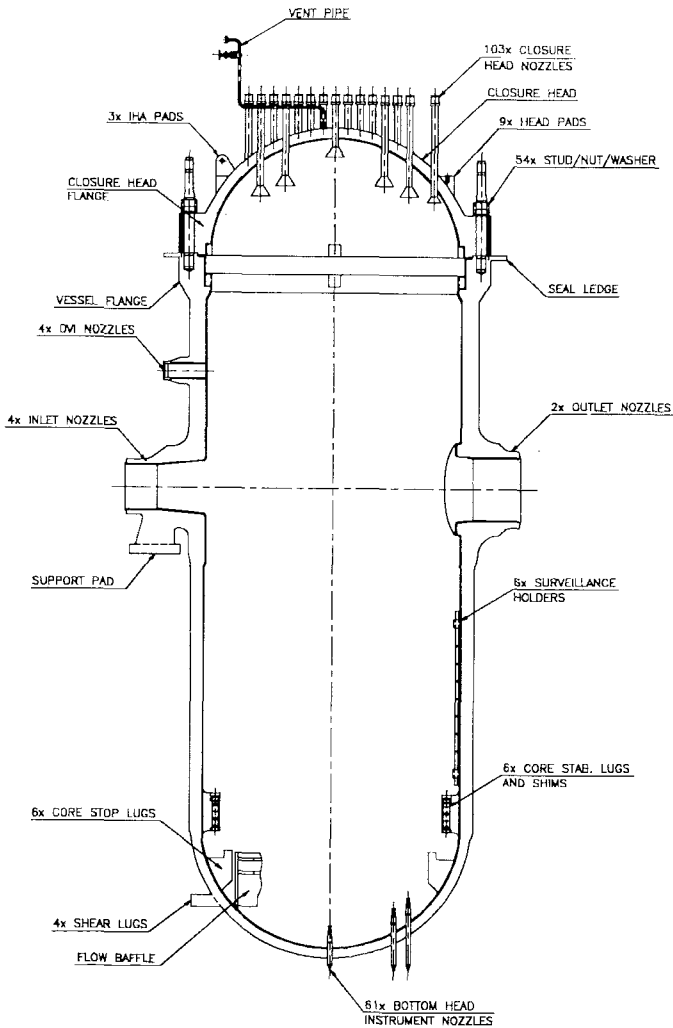
명 말기까지 전출력 운전을 가능케 하였다.

그리고 이차측 유동에 의하여 전열관과 지지대 사이에서 발생하는 전열관 감속 현상을 최소화하기 위하여 전열관 지지대를 개선하여 지지 간격을 축소 조정하였다.

또한 증기발생기 열효율을 증대시키기 위하여 저온관 상단에 설치한 예열기로 유입되는 찬 급수와 접촉하는 주급수 노즐은 높은 온도차에 의해 발생하는 과도한 열응력이 피로 누적 계수(Fatigue Usage Factor)를 증가시키는 결과를 초래하여 이를 ASME Code 요건 이하로 낮추기 위하여 다양한 설계 개선 방안을 검토하였다.

먼저 해석적인 접근 방법으로 주급수(Economizer Feedwater) 노즐 부위 열해석을 3차원으로 수행하여 보다 정확한 열응력을 구하고, 주급수 분배 상자(Feed Water Distribution Box)의 형상과 크기를 조정하는 방안과 주급수 노즐 내부에 열소매(Thermal Sleeve)를 설치하여 찬 주급수가 노즐에 직접 접촉을 방지하는 방안 등을 검토한 결과를 바탕으로 최종적인 제작성 검토를 거쳐 열소매 설치를 결정하였다.

제작성 측면에서는 열출력의 증가, 관막음 여유도의 상향 조정, 전열관 다발의 길이를 감소시키기 위한 하부 동체 직경 증가 등으로 상/



〈그림 1〉 원자로 용기

하부 경판의 치수가 증가하여 기존의 한국형 표준 원전의 경우 상부 경판만 (2)조각으로 제작하고 있으나 APR1400에서는 주단 소재 제작자의 제작 능력 한계로 하부 경판의 제작도 (2)조각으로 제작할 수밖에 없는 점을 감안하여 원자로 용기와 마찬가지로 두산중공업이 설비 투자를 통한 자체 제작과 해외 업체에서의 수입 등 경제성을 고려한 검토가 진행 중이다.

3. 가압기

가압기는 원자로 냉각재 계통의 온도와 압력을 일정하게 유지시켜 주는 역할을 담당하는 주요한 기기이다.

2400ft³ 용량을 만족하는 가압기에 대한 구조 정산, 열, 구조 및 피로 해석을 수행하여 구조적 건전성을 입증하는 역무로 구성된다.

APR1400 가압기는 한국형 표준 원전 가압기에서 채택하였던 3개의 안전 밸브와 2개의 안전 감압 밸브

대신 안전성이 향상된 4개의 POSRV (Pilot Operated Safety Relief Valve)를 채택하였다.

POSRV에서 분기되는 Pipe를 지지하는 Torus 지지대는 가압기 상부 셸에 부착되므로 가압기 Torus 지지대 하중 및 연계 자료를 근거로 설계하였다.

가압기 Torus 지지대의 구조 해석은 해당 하중 및 압력 하중을 고려하여 Torus 지지대에 미치는 응력의 영향을 WRC 107에 따라 작용 하중에 대한 응력값을 계산하여 압력 하중에 대한 응력값과 조합한 응력에 대한 평가 결과는 ASME Code의 1차 응력에 대한 설계 요건을 만족하였다.

가압기의 경우 60년 수명 평가는 Support Skirt 부위가 주관심 대상이다. 가압기는 POSRV 채택으로 인한 영향으로 기존의 한국 표준형 가압기에 비해 Support Skirt 하중이 증가하였으며, 이로 인해 Support Skirt 및 Base Flange의 설계 치수가 변경되었다.

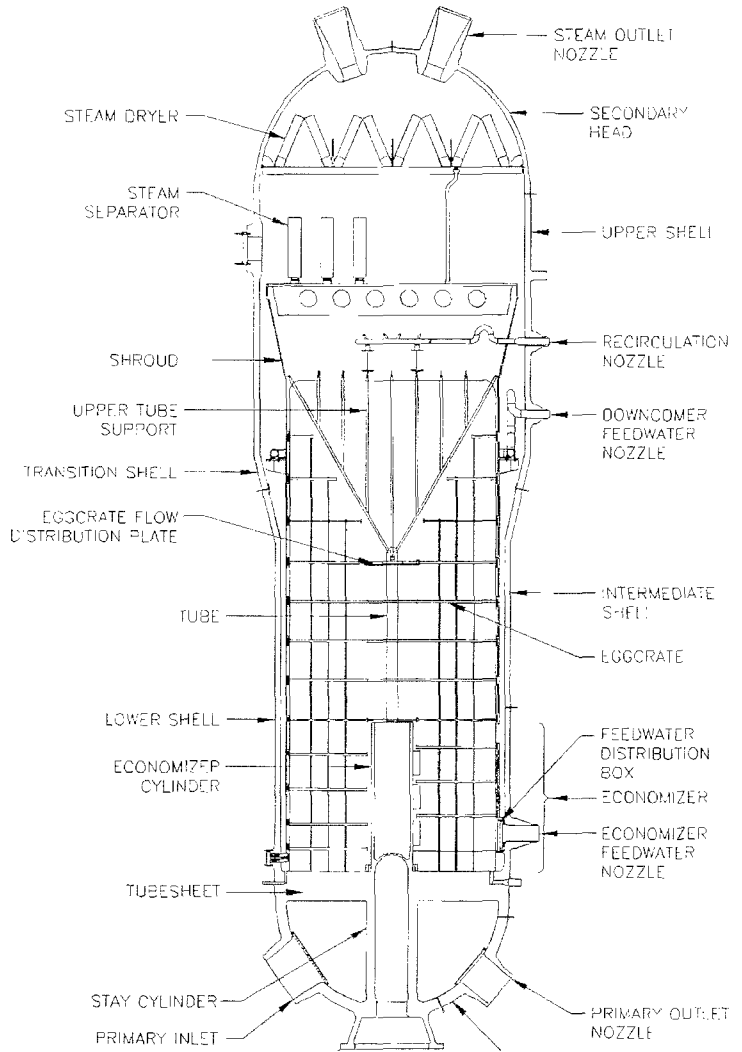
따라서 설계 변경을 고려한 가압기 Support Skirt에 대한 구조적 건전성 및 60년 수명 평가를 수행하였다.

Support Skirt에 대한 응력 해석은 운전 모드의 천이 조건을 고려하여 열 천이 온도를 계산하는 열 해석과 Support Skirt 하중, 압력 하중 및 열 천이 온도를 이용하여

응력을 계산하는 구조 해석으로 구분된다.

열 해석 및 구조 해석은 모두 ANSYS 유한 요소 해석 프로그램을 이용하였다. 구조 해석에 사용되는 열 응력은 열 해석 결과로부터 각 운전 조건의 시간에 따른 온도값을 이용하여 구하였으며, 압력 하중 및 Support 하중에 의한 응력 또한 ANSYS 프로그램에서 구하였다.

ANSYS 프로그램에서 구한 열 응력, 압력에 의한 응력과 Skirt에 작용하는 기계적 하중에 의한 응력들에 대한 조합은 피로 해석에 사용되는 AFP2D 프로그램을 이용하여 수행하였으며, 이들 조합 응력을 이용한 구조 및 피로 해석 결과는 ASME Code 설계 요구 조건을 만족함을 입증하였다.



〈그림 2〉 증기발생기

4. 일차 배관

일차 배관은 RCS 계통의 일차 냉각수 유로를 형성하여 밀폐된 폐쇄 회로를 형성하는 직관부와 곡관부로 구성되어 있다. 일차 배관은 크게 42in. 고온관과 30in. 저온관으로 구성되며 고온관과 저온관에 각종 노즐이 연결되어 있다.

개발의 주요 내용은 열 및 구조 정산을 통하여 운전 하중과 압력 하중 조건하에서의 구조적 건전성과 노즐 개구부로 인한 손실 면적을 배관 및 노즐의 보강 면적과 비교하였

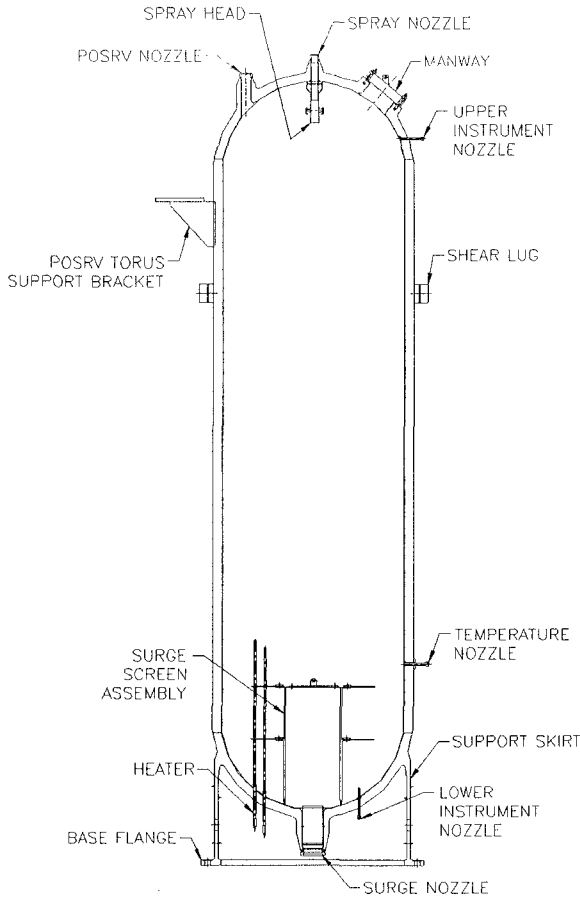
다.

즉 보강 면적이 노즐 개구부로 인한 제거된 면적보다 크지를 확인하고 또한 형상에 관련된 보강 한계 요건, 완전 용입(Full Penetration) 노즐의 내부 모서리 반경 및 필렛(Fillet) 요건, 부분 용입(Partial Penetration) 노즐의 내부 반경 및 최소 용접 깊이 설정이 ASME Code 요건들을 모두 만족하는지 여부를 평가하였다.

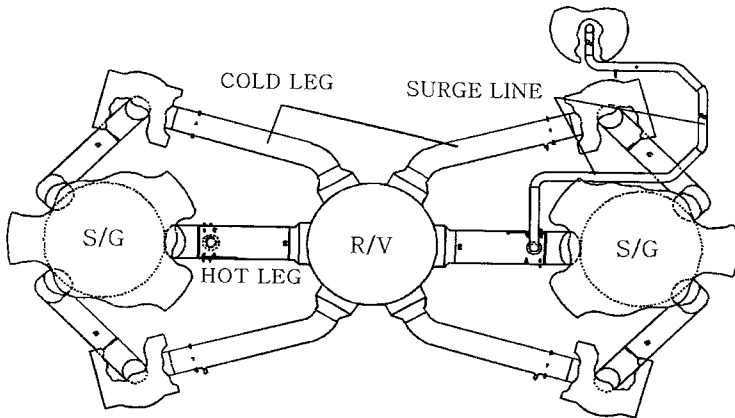
또한 고온관에 연결되어 가압기에 수위를 제공하는 밀림관(Surge

Line Pipe)의 Lay Out과 열성충 하중을 계산하여 건전성을 입증하였다.

일차 배관은 한국 표준형 원전과 비교하여 냉각재 상실 사고(LOCA : Loss of Coolant Accident)로 인한 노심 형태 변경 및 핵연료 용융을 방지하기 위한 냉각재 강제 주입용 안전 주입 노즐의 역할을 DVI 노즐이 대신하게 됨으로써 저온관에 한 개씩 부착되어 있던 안전 주입 노즐이 제거된 점을 제외하고는 큰 형상의 변화는 없었다.



〈그림 3〉 가압기



〈그림 4〉 일차 배관

5. 원자로 내부 구조물

원자로 내부 구조물은 원자로 내부에 위치하여 노심을 지지하고, 핵

연료 제어봉(CEA Rod)이 핵연료 안에 삽입 및 인출되는 통로를 제공하며, 노심 계측 기기(In-Core

Instrument) 및 열전대쌍(Heat Junction Thermal Couple)을 지지하고, 냉각수(Reactor Coolant)가 원자로 입구 노즐(Inlet Nozzle)을 통해 인입되어 핵연료를 거치면서 핵반응열을 흡수하여 뜨거워진 후 원자로의 출구 노즐(Outlet Nozzle)을 통해 빠져나가는 유로(Coolant path) 역할을 한다.

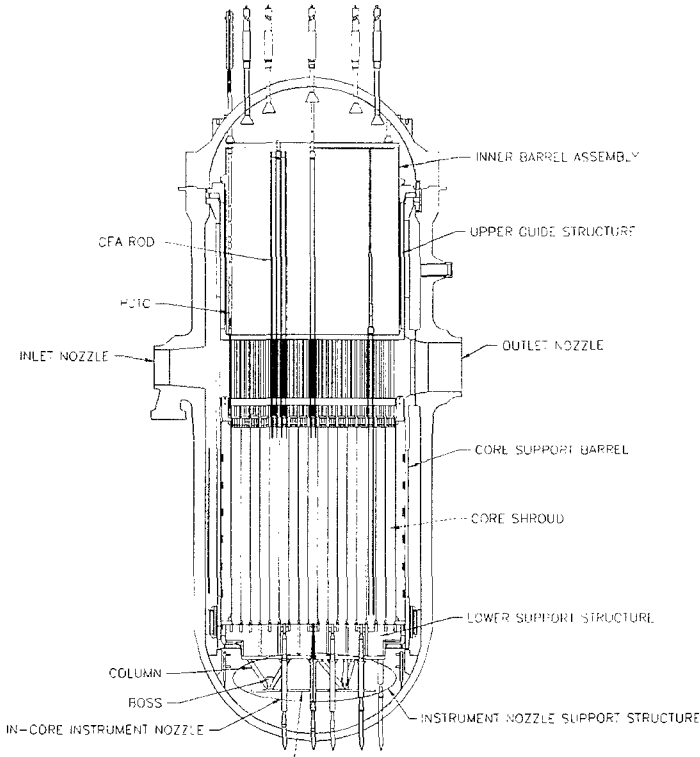
원자로 내부 구조물(Reactor Internals)의 기기 설계는 차세대 개발 III 단계 초기에 포함되지 않았으나 기기 제작을 위한 설계를 완성하기 위해 2001년 5월에 기기 설계 역무가 추가되었다.

계통 설계자로부터 설계 하중 및 열(thermal) 자료를 접수하여 설계가 필요한 부위에 대한 응력해도면 작성이 수행되었다.

4로 내부 구조물은 부식에 강하게 인리스강으로 설계되었다.

한계(Design Limit)는 E Code Section III, NG를 하였다.

확된 지진 설계 요건과 개정된 하중에 대한 건전성 입증을 위함 지지 용기(Core Support 3), 하부 지지 구조물(Lower Support Structure), 상부 안내 구조물(Upper Guide Structure), 상부 구조물 내부 용기 뭉치(UGS Inner Barrel Assembly), 노심 감싸개(Core Shroud)에 대한 응력



〈그림 5〉 원자로 내부 구조물

을 평가하였다.

핵연료에 가장 근접한 노심 감싸개는 지진 및 파이프 파단(BLPB)에 의한 구조물의 관성 하중(Inertia Load)과 핵연료의 벽면 충격에 의한 하중에 대하여 3차원 유한 요소 모델을 이용해 각 부위별 상세 응력 분포를 검토하였다.

검토 결과를 바탕으로 노심 감싸개의 건전성을 확보하기 위하여 표준 원전에 비해 링(Ring)·브레이스(Brace)·리브(Rib)를 추가하였다.

표준 원전의 제어봉 감싸개(CEA Shroud)와 안내 구조 지지물(Guide Structure Support System)을 일체화시킨 내부 용기 봉치(IBA)는 연결봉(Tie Rod)·완충기(Snubber)·스터드(Stud) 및 제어봉 감싸개의 링(Ring)을 제거할 수 있는 설계를 검토하였다.

하부 지지 구조물과 계측기 노즐 지지 구조물(Instrument Nozzle Support Structure)의 사이를 지지하는 컬럼(Column)은 표준 원전

에 비해 3개가 추가되어 총 12개로 설계되었다.

컬럼은 수직에 경사진 형상으로 계측기 노즐(Instrument Nozzle)과 Gusset, 유체 구멍(flow hole)을 간섭하지 않도록 위치하며 3개의 컬럼은 계측기 노즐 지지판(Instrument Nozzle Support Plate)에 용접된 한 개의 보스(Boss)에 옆면에 방사형으로 설계하였다.

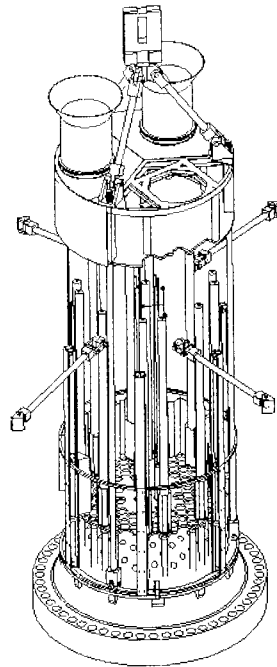
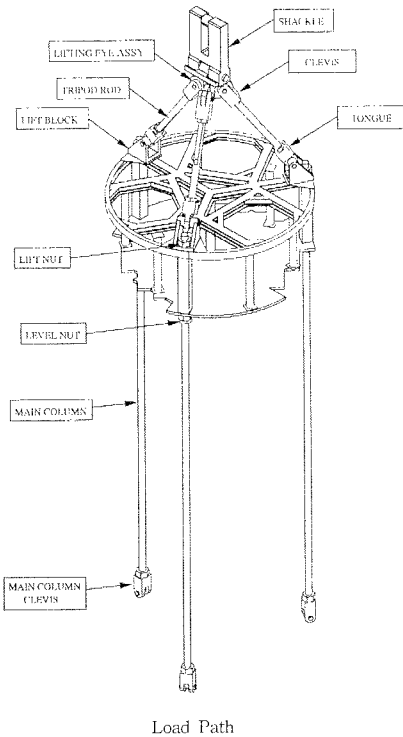
6. 일체형 헤드 집합체

(Integrated Head Assembly)

APR1400에서는 한국 표준형 원전의 원자로 상부 구조물인 HACTS(Head Area Cable Tray System), CEDM AHU(Air Handling Unit), 냉각 덕트, 냉각 매니폴드, Head Lift Rig 등을 일체화한 일체형 헤드 집합체 개념을 채택한 설계를 수행하였다.

일체형 헤드 집합체는 원자로 용기 헤드 인양, 비산물 방호, CEDM 냉각, CEDM 내진 지지, 상부 케이블 지지, CEDM 및 일체형 헤드 집합체의 지진 하중을 재장전 수조벽까지 전파 등의 원자로 상부 구조물 고유 기능을 모두 만족시키면서 주변 기기에 대한 영향을 최소화할 수 있도록 설계되었다.

계통 설계자가 작성한 계통 도면(Interface Requirements 및 General Arrangement) 및 계통 설계 요건을 입력 자료로 하여 부품



조립도

〈그림 6〉 일체형 헤드 집합체

에 대한 기기 설계 도면을 작성하였으며 기존 자료가 미비한 관계로 부품의 형상화에 주안점을 두었기 때문에 일부 미진한 점이 있으나 향후 프로젝트 수행시 치수 및 기하학적 공차, 용접부 시험 및 검사 요건, 간섭 사항 등을 보완하면 계통 설계 요건을 만족시키는 데 문제가 없을 것으로 판단된다.

일체형 헤드 집합체 인양 계통은 Shackle, Lifting Eye Assembly, Clevis, Tripod Rod, Tongue, Lift Block, Lift Nut, Main

Column Rod 및 Main Column Clevis 등으로 구성되어 있다.

인양 계통은 원자로 용기 Closure Head에 부착되어 재장전 시 Head Area를 들어올려 저장대로 이동시키는 기능을 수행하며 NUREG-06.2 및 ANSI N.4.6에 따라 설계되었다.

계통 설계자가 제공한 인양 조건에서의 하중을 사용하여 각 부품의 응력을 계산하였으며 그 결과 일체형 헤드 집합체 Load Path 부품들은 충분한 설계 여유를 가지는 것으

로 확인하였으며, 일체형 헤드 집합체 제작성과 관련하여 자재 구매 및 조립에 문제가 없고 개스킷 사용이 불가능한 곳에는 적절한 밀봉재로 공기 누설을 최소화할 수 있으며, 또한 배플 형상으로서의 절곡도 기술적인 어려움이 없도록 설계를 수행하였다.

맺음말

1992년 APR1400 I 단계 개발이 시작된 후 9년 만에 국내 각 기관 공동 노력의 결실을 맺어 지난 10월 현 고리 인접 부지에 건설하기로 결정되어 입찰 제의서가 발행된 상태이다.

이는 원전 건설의 선진국인 미국이나 유럽의 개량형 가압경수로 기본 설계는 완료되었다고는 하나 사업화가 결정된 바가 없는 상황에서 처음으로 시도되는 개량형 가압경수로란 점을 감안하면 한국이 21세기 원자력 산업을 주도할 중요한 사건으로 자리 매김하는 쾌거라 생각된다.

이에 두산중공업은 APR1400 개발의 최대 수혜자란 점을 인식하고 참여한 각 기관과 긴밀히 협조하여 NSSS 및 터빈/발전기 공급의 주계약자로서 사업주를 도와 안전성과 경제성이 향상된 APR1400 사업 성공에 역량을 총집중할 예정이다.

