

신형경수로 APRI400의 주기기 설계 및 평가기술

이 글에서는 개량형 경수로의 한 모델로서 우리나라에서 개발된 1,400MWe급 신형경수로 APRI400에 대해서 향상된 주기기 설비의 기계·구조설계 및 평가기술을 소개한다.

미국 TMI원자력발전소(이하 원전) 및 구소련 체르노빌 원전사고의 여파 속에서 기존 원자로의 안전성, 신뢰도, 가동률과 전력생산 경제성을 한 단계 향상시킬 수 있는 개량형 차세대 경수로 설계의 필요성이 대두되었다. 이에, 1980년대 초부터 세계 유수의 원전공급사들은 기존의 원전설계에 비해서 안전성과 경제성을 획기적으로 개선한 개량형 원자로(가압경수로 및 비등경수로)의 설계 개발을 착수하여, 해당 국가의 원자력 규제기관으로부터 원자로의 설계인증을 최근 취득함으로써 개량형 경수로(ALWR : Advanced Light

Water Reactor)의 건설 및 가동이 멀지 않았다.

개량형 경수로 개발의 예로는, 미국의 경우 1980년대 초부터 시작되어 지금까지 ABB-CE 사의 1,300MWe급 원전모델인 System 80+와 웨스팅하우스 사의 600MWe급 모델인 AP600과 1,000MWe급 모델인 AP1000의 표준설계에 대해서 차례로 미국원자력위원회(의 승인을 득하였다. 유럽의 경우에는, 1990년대 초부터 프랑스 프라마통과 독일 지멘스는 프랑스전력공사를 비롯한 유럽 내의 주요 전력사와 연합하여 신형경수로의 하나로써 유럽형 경수로인

1,600MWe급 EPR을 개발하여 2003년 말 핀란드 정부로부터 건설허가를 승인받아 그 첫 호기의 원자로를 건설 중에 있으며 또한, 현재 유럽형원자로의 미국 내 건설허가를 받기 위해서 미국원자력위원회에 인허가 심사를 신청해 놓은 상태이다. 일본의 미쓰비시중공업(주)도 1,500MWe급 개량형 경수로인 APWR을 개발하여 최초 호기로서 쓰루가 3·4호기의 건설허가를 위한 안전성심사를 신청해놓은 상태이다. 우리나라에서도 최근 1,400MWe급 신형경수로인 APRI400의 개발을 완료하여 2002년 5월에 규제기관으로부터

박준수 | 한국전력기술(주) 기계설계처, 부장
김인용 | 한국전력기술(주) 기계설계처, 처장

e-mail : js_park@kopec.co.kr
e-mail : kimiy@kopec.co.kr

원자로의 표준설계 인가를 획득하였으며, 최초 호기로서 신고리 3·4호기 원전의 건설을 추진 중에 있다.

개량형 경수로의 특징은 원자로 냉각재계통의 냉각재상실사고(LOCA : Loss of Coolant Accident) 발생 시에 작동되는 안전계통의 원리가 중력이나 자연대류 등 자연현상에 의한 피동형이거나 직접적이고도 단순화시킨 계통 설계 개념을 채택하고 있다는 점이며, 이러한 개량형 원자로의 설계 철학 및 원리는 미국전력연구소 EPRI(Electric Power Research Institute)가 개발한 사업자요건서(Utility Requirements Document)에 대하여 상세히 기술되어 있으며, 이와 유사하게 유럽형경수로와 우리의 신형경수로도 각각 유럽사업자요건(EUR : European Utilities Requirements) 및 한국사업자요건서(KURD : Korean Utility Requirements Document)에 따른 원자로의 설계목표

개량형 경수로의 특징은 안전계통이 중력이나 자연대류 등 자연현상에 의해 작동되는 피동형이거나 또는 직접적이고도 단순화된 설계개념을 채택하고 있다는 점이다.

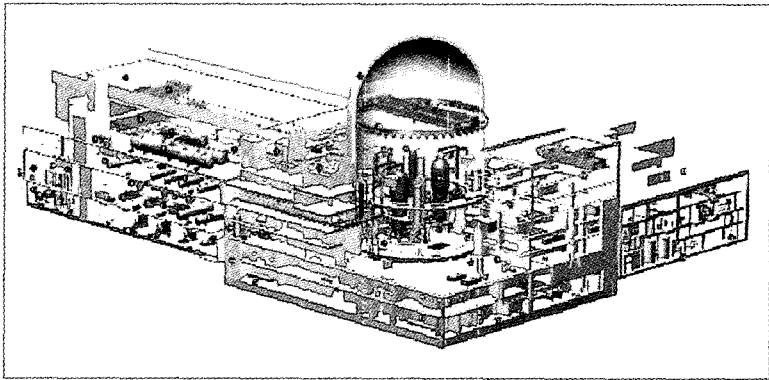


그림 1 건설계획 중인 APR1400 발전소의 모형도

들을 적용하였다.(표 1 참조)

우리나라의 APR1400은 한국표준형원전(OPR1000)의 설계경험과 기술을 토대로 개발된 개량형 경수로로서 기존의 경수로에 비해서 핵

증기공급계통(NSSS : Nuclear Steam Supply System)의 열적 여유도, 계통 이상조건에 대한 응답성, 노심 손상빈도 등의 안전성 뿐만 아니라, 발전소 건설 및 시공

표 1 개량형 경수로의 설계 목표

설계 목표	주요 내용
안전성 향상	TMI원전 및 체르노빌원전에서와 같은 냉각재상실사고로 인하여 원자로 노심이 심각하게 손상될 수 있는 취약성을 원전설계의 전 단계에 걸쳐 최소화
설비 단순화	기존의 복잡한 설계를 단순화함으로써 발전소의 건설공기, 유지보수, 기기의 파손 및 운전원의 실수에 대한 취약성 개선
설계여유도 증대	원자로 격납건물 용량중대 및 견고한 설계, 운전원 응답시간 증가, 기동범위를 향상시킨 핵연료 설계 등 설계여유도가 증가된 보수적 설계로 신뢰성 있고 안정적인 원전운영 목표를 동시 추구
검증된 기술만 사용	전 세계적 상업용 원자로의 운전경험으로부터 이미 입증된 기술만을 사용하며 실험적 기술 또는 미 입증된 기술의 적용 배제
인간·기계 연계시스템	원자력발전 시스템에 있어서 운전원이 가장 중요한 구성요소임을 인식하고 운전원의 강·약점을 고려한 인간·기계 연계시스템 설계

표 2 한국표준형원전(OPR1000)과 신형경수로(APR1400)의 설계목표 비교

Items	OPR1000	APR1400
Thermal capacity	2825MWt	4000MWt
Plant design life	40Years	60Years
Seismic design	SSE 0.2g / OBE 0.1g	SSE 0.3g
Safety requirements :		
- Core damage frequency	< 10E-4 / RY	< 10E-5 / RY
- Containment failure frequency	< 10E-5 / RY	< 10E-6 / RY
- Occupational radiation exposure	< 1.2man · Sv / RY	< 1man · Sv / RY
- Operator action time	10Minutes Min.	30Minutes Min.
- Station blackout coping time	4Hours Min.	8Hours Min.
- Thermal margin	8%	> 10%
- Hot-leg temperature	327.3℃	323.9℃
- Emergency core cooling system	2-Train, Cold-leg Injection, Outside Containment RWT	4-Train, Direct Vessel Injection, IRWST inside Containment
Performance requirements :		
- Plant availability	87%	90%
- Unplanned trip	< 1 / Year	< 0.8 / Year
- Refueling cycle	12~18Months	18Months

성, 늘어난 설계수명, 운전 및 유지 보수성 등이 향상된 특징점을 가지고 있다. OPR1000 및 APR1400 원자로의 중요한 설계목표들을 비교하여 표 2에 제시하였으며, 건설 계획 중인 APR1400의 모형도를 그림 1에 제시하였다.

원자로냉각재계통 설계 접근법

1. 원자로냉각재계통의 일반배치
APR1400에서 핵증기를 생산·공급하는 원자로냉각재계통은 OPR1000과 같은 배치형태를 갖지만, 계통기기들의 크기 및 용량

이 증가되었으며 계통의 정상운전 압력 (2,250psia) 조건에서 4,000MWt의 열용량을 생산할 수 있다(그림 2 참조). 원자로냉각재계통은 중앙의 원자로압력용기와 이와 평행하게 연결된 두 개의 주냉각재 회로가 구성되어 있으며, 각 회로는 42인치 고온관 1개, 증기발생기 1개, 30인치 저온관 2개, 그리고 2대의 원자로냉각재펌프 등의 기기들로 이루어져 있다. 원자로냉각재계통의 체적과 압력을 조절하는 가압기는 밀림관을 통해서 두 개의 냉각재회로 가운데 하나에 연결되어 있고, 원자로압력용기에는 냉각재상실사고 발생 시 안전계통

으로부터 원자로에 냉각수를 직접 공급받을 수 있도록 안전계통 배관이 연결된다. 고온·고압의 냉각수는 전기모터로 구동되는 1단식 원심형 원자로냉각재펌프에 의해서 순환되며, 원자로압력용기에 유입된 냉각재는 원자로압력용기의 셀과 원자로내부구조물 노심지지배럴 사이의 환형 유로를 거쳐 핵연료가 장전된 노심을 통과하여 위로 올라가 고온관의 출구로 나간다. 원자로에서 나온 냉각재가 2대의 증기발생기를 통과하는 과정에서 냉각재의 열이 2차 계통으로 전달되며 증기발생기 2차 측에서 생성된 포화증기는 터빈발전기로 공급된다.

2. 내진설계

APR1400의 주요 구조물과 기
기들은 0.3g의 안전정지지진 하중
을 지탱할 수 있도록 설계된다. 이
와 같이 높은 안전정지지진 가속도
를 사고조건의 설계하중으로 적용
하는 반면에, 운전기준지진을 설계
하중으로 고려하지 않고 기기의 피
로 평가를 위해 안전정지지진 하중
의 크기를 적용하여 이에 상응하는
동적 주기하중 효과를 고려한다.
그러나 예외적으로 원자력 1,2,3등
급 배관의 설계에 대해서는 발전소
의 비정상 운전조건(Level B)에
대해서 일·이차 응력강도를 산정
할 때 안전정지지진 하중의 반을
고려한다.

APR1400의 지진해석을 위하여

APR1400은 0.3g의 높은 가속도 안전정지지진을 지탱할 수 있도록 설계되며, 불필요하게 설계를 제한하는 운전기준지진 하중을 적용하지 않는 반면 기기의 피로 평가시 안전정지지진 하중의 크기에 상응하는 동적 주기하중의 효과를 고려한다.

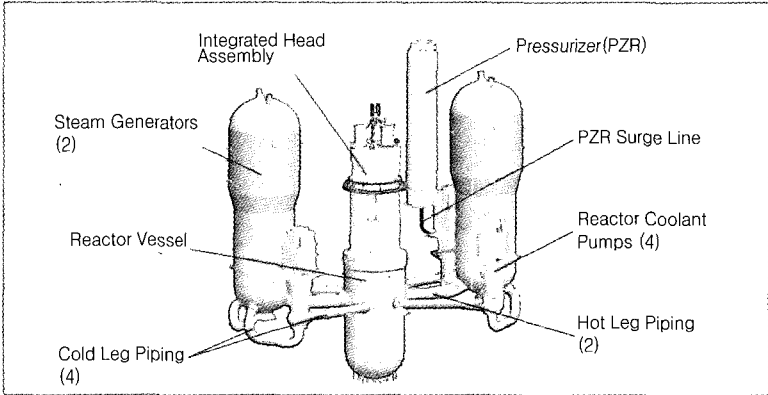


그림 2 APR1400 원자로냉각재계통 주기기 구성도

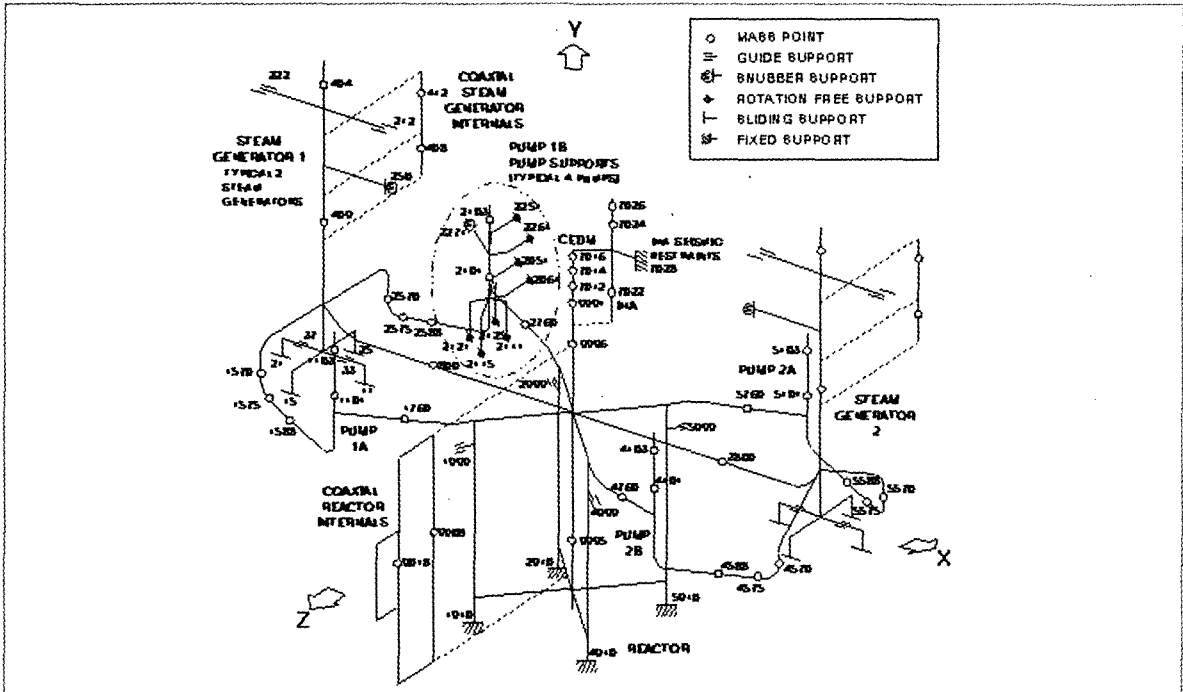


그림 3 APR1400 원자로냉각재계통 내진해석 모델

원자로압력용기, 2개의 증기발생기, 4개의 원자로냉각재펌프, 그리고 이들을 상호 연결하는 주배관으로 구성된 원자로냉각재계통의 3차원 집중질량 모델과 원자로 격납건물의 3차원을 연동시킨 결합모델을 사용한다(그림 3 참조). 격납건물·원자로냉각재계통 결합모델에서 원자로압력용기 모델에는 원자로내부 구조물 축소모델을 포함하고 있으며, 이는 원자로냉각재계통과 원자로내부 구조물 사이에 발생할 수 있는 동적인 상호작용을 고려하기 위해서이다. 원자로냉각재계통의 지진해석을 포함하여 분기관 파단해석 및 열해석 등 상세한 구조해석을 통해서 주기기의 설계하중을 결정하며 또한 별도로 수행되는 가압기 밀림관, 원자로내부구조물 및

기타 보조기기들의 지진해석을 위한 입력 자료를 결정한다.

3. 배관계통의 파단전누설 설계

APR1400의 원자로냉각재계통 주배관과 밀림관 등 고에너지 배관의 설계에도 파단전누설(LBB : Leak-Before-Break) 개념을 적용함으로써 원자로냉각재계통 구조의 설계기준으로부터 이들 배관의 양단순간파단(DEGB : Double-Ended Guillotine Break) 및 등가적인 축방향 파단의 동적 효과를 제외시켰다. 이를 위해서 우선 해당 규제지침의 기술기준에 따른 파단전누설 선별기준을 충족시켜야 하며 해당 배관계의 배치형상, 구성재료의 물성치, 설계기준하중 등에 대해서 탄소성 파괴역학에 근거

는 것이다. 이는 파단전누설 설계 개념을 적용하는 각각의 배관계통에 대해서 파단전누설 합격기준으로서 정상운전하중 및 최대 설계하중의 범위를 결정하기 위한 것으로, 그 결과로서 개발된 배관 파단전누설 평가선도를 이용하여 설계 조건 범위 내에서 해당 배관계통의 배치 및 지지대 설계를 수행하였다. 이후 발전소 고유의 배관계통 설계평가는, 최종 설치된 배관계통의 기하학적 형상 및 구성재료 물성이 파단전누설 판정기준 요소들을 충족함을 확인하는 것이다.

APR1400의 주냉각재 고온관 및 저온관 재료는 OPR1000과 같이 미국기계학회(ASME) 및 이와 동등한 한국전력산업기준(KEPIC)을 충족시키는 저합금 탄소강 재료이며, 고온관 및 저온관의 배관 대배관 용접부, 원자로압력용기, 증기발생기 그리고 펌프 노즐과 배관의 용접부는 탄소강이다. 한편, 밀림관 재료는 Type 347 혹은 Type 316 스테인리스강이기 때문에 가압기 및 주배관의 밀림노즐 안전단과 밀림관과의 연결에는 이중금속간 용접이 적용되고 있다. 배관 용접부 균열의 파괴역학적 해석에는 모재 및 용착금속의 물성을 고려해야 하지만, 낮은 항복강도를 갖는 모재의 응력변형 특성과 낮은 인성을 갖는 용착금속 파괴특성을 적용하면 보수적인 평가를 보장한다는 점을 착안하여 이를 모든 파단전누설 해석에 적용한다. 만약 모재나 용접금속 둘 중 하나가 지정된 값

한 상세평가를 수행하여 배관 설계의 타당성을 입증한다.(그림 4 참조)

APR1400 원자로냉각재계통 파단전누설 평가의 특징 중의 하나는 배관의 배치설계 이전에 배관 배치와 독립적으로 파괴역학적 해석에는 모재 및 용착금속의 물성을 고려해야 하지만, 낮은 항복강도를 갖는 모재의 응력변형 특성과 낮은 인성을 갖는 용착금속 파괴특성을 적용하면 보수적인 평가를 보장한다는 점을 착안하여 이를 모든 파단전누설 예비평가에 적용한다. 만약 모재나 용접금속 둘 중 하나가 지정된 값

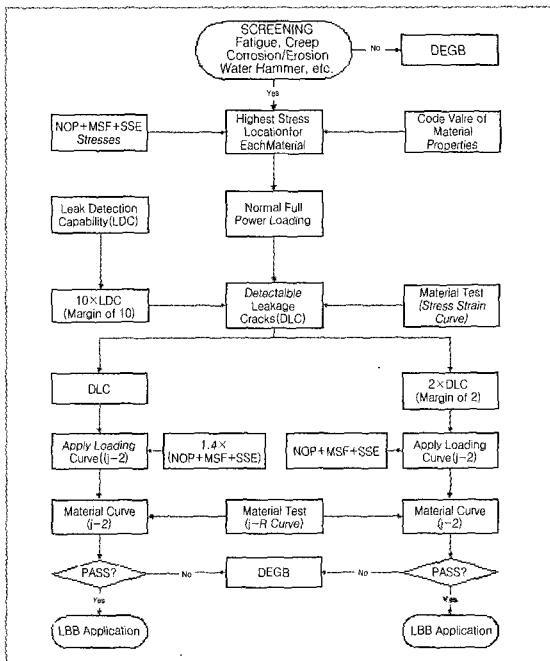


그림 4 원자로 배관의 파단전누설 평가 흐름도

보다 더 낮은 파괴인성을 가지고 있다면, J-R곡선을 토대로 더 낮은 파괴인성을 가진 재료에 대한 파단전누설 평가를 재수행한다. 파단전누설 평가 시 각각의 재료에 대해 인장곡선(응력-변형)과 J-R 곡선이 필요하며, 탄소강 경우에는 지진하중과 같은 높은 부하속도 조건에서 나타나는 동적변형시효(dynamic strain aging)의 효과를 고려한다.

4. 재료의 선정 및 경년열화 예방 설계

APR1400 주기기의 설계수명은 60년이다. OPR 1000의 주기기들은 발전소의 최초 운영허가 기간을 40년으로 제한한 인허가 요건에 따라 40년의 설계수명을 갖도록 설계되었지만, 이와 같이 연장된 설계수명은 그동안 산업체의 다양한 연구에 의해서 기술적으로 입증되었다. APR1400의 설계개발 과정에서 원자로냉각재계를 구성하는 재료의 특성과 기기 운전조건의 영향을 고려하여 기기들의 재료를 선정하고 설계수명 기간의 사용조건하에서 잠재적인 재료물성 열화의 효과를 고려하였다. 즉, 원자로 냉각재계의 60년 수명을 달성하기 위해서 재료의 경년열화 평가를 수행하였다. 그동안 발전소 이용률에 영향을 미쳤던 재료의 열화현상 또는 원전 운전경험뿐 아니라 기기의 구조적 건전성과 성능에 악영향을 미칠 수 있는 잠재적 경년열화 기구(ARDM : Aging Related

Degradation Mechanisms)의 영향을 고려함으로써 설계수명 동안 기기 재료의 열화가 현저하게 일어나지 않는다는 것을 확인하였다.

APR1400 주기기 및 배관의 설계기준으로서 현행 ASME 코드 또는 KEPIC에 규정되어 있는 원자력기기의 피로설계 및 해석절차와 설계기준 피로선도를 적용한다. 한편 여러 연구결과로부터 경수로 환경에서 주기적 운전으로 인한 재료의 환경조장 피로효과는 높은 변형을 범위, 낮은 변형을 변화율, 일차계통 환경의 높은 산소 함량, 탄소와 저합금강의 높은 황 함유량 및 낮은 유동조건과 밀접한 관련이 있으나, 이들 인자 중에서 어느 한 조건이라도 충족되지 않으면 사용 환경에 따른 재료의 피로열화 상승효과는 현저하게 나타나지 않는 것으로 알려져 있다. APR1400 주기기의 경우 온도 상승 시 산소 함량이 높은 냉각재에 노출되지 않고, 또한 산소 및 저합금강이 일차냉각재에 직접 노출되지 않으므로 기기 및 배관의 주기적인 운전으로 인한 환경피로 효과는 두드러지게 나타나지 않을 것으로 판단된다.

그러나 국내의 안전규제 관련 지침의 취지에 따라 APR1400 주기기 설계에 적용하는 ASME 코드 또는 KEPIC의 설계기준 피로선도에 환경효과를 추가적으로 고려한다. 즉, ASME 코드 1 등급 기기 및 배관의 설계기준 피로평가 및 누적피로계수 결정시 피로주기 수정계수(1.33)를 적용한다. 만일 누

적피로계수가 코드의 허용기준을 만족하지 못할 경우, 환경피로 효과를 고려하여 피로해석 대체접근법 또는 발전소운전프로그램을 적용할 수 있다. 적용 가능한 운전프로그램에는 강화된 발전소감시프로그램, 기기의 피로감시프로그램, 발전소운전능력에 따른 피로재평가 그리고 강화된 가동 중 검사 등을 포함하게 된다.

주기기의 설계 특징

1. 원자로압력용기

원자로압력용기는 원통 셸의 하단에 용접된 반구형 하부헤드, 탈착 가능한 반구형 상부헤드, 42인치 출구노즐 2개, 30인치 입구노즐 4개 등을 갖는 압력용기이며 내부에는 원자로내부구조물이 설치된다. 원자로압력용기의 상부헤드에는 101개의 제어봉구동장치노즐, 두 개의 가열접점열전대노즐, 그리고 한 개의 배기노즐이 관통하며 용기의 하부헤드에는 61개의 노심계측기노즐이 관통한다(그림 5 참조). 원자로압력용기는 셸 모양의 링, 노즐, 헤드, 용기와 상부헤드 플랜지로 구성되며 저합금강 단조품으로 제작되고 냉각재와 접촉하는 내부표면은 오스테나이트계 스테인리스강 또는 Ni-Cr-Fe 합금으로 피복되어 있다. 원자로압력용기의 제작에 원통셸의 링단조공법을 적용함으로써 원주방향 용접부에 비해 상대적으로 취약한 수직방향 용접부가 제거되었다. OPR

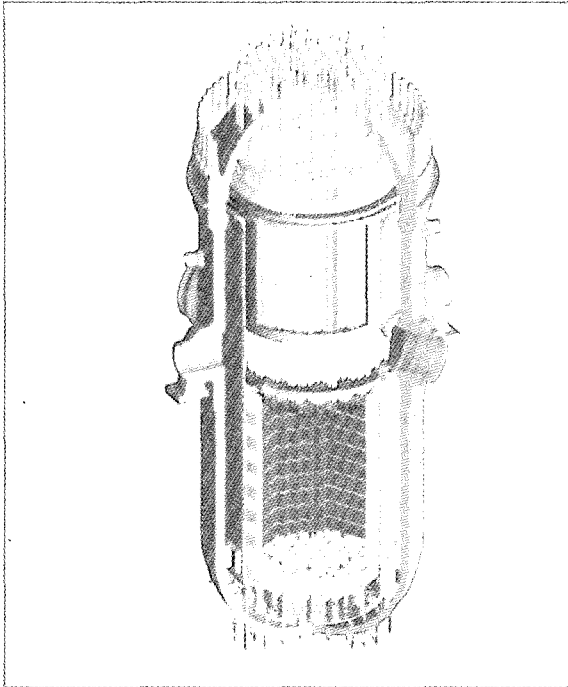


그림 5 APR1400 원자로압력용기 및 내부구조

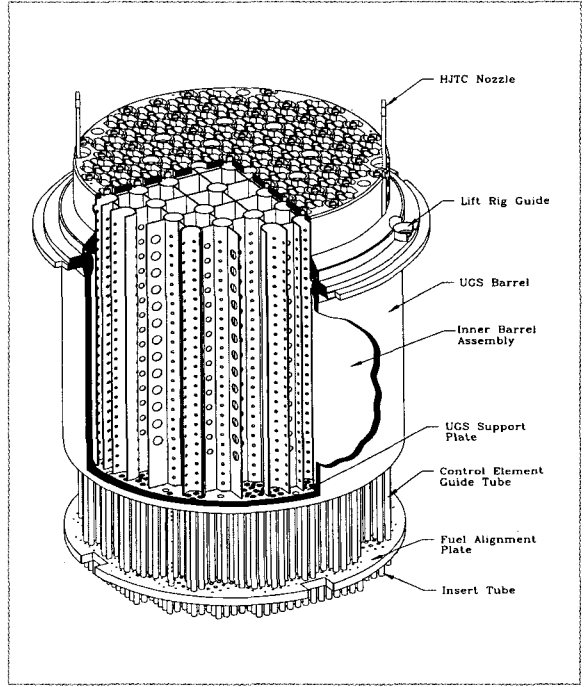


그림 6 내부배럴집합체 개념의 APR1400 원자로 내부구조물

1000에서는 냉각재상실사고 발생 시에 원자로에 주입되는 비상냉각수가 저온관의 안전주입노즐을 통해서 공급되지만, APR1400에서는 원자로압력용기에 직접주입 방식으로 공급된다.

2. 원자로내부구조물

원자로내부구조물은 핵연료집합체, 제어봉집합체, 노내계측기의 위치를 잡아 지지하며 원자로압력용기 내부의 냉각재 유로를 형성하는 구조적 기능을 담당한다. 원자로내부구조물은 노심지지배럴, 집합체, 상부안내구조물 집합체로 구성되어 있으며 정적, 동적하중을 지탱하거

나 원자로압력용기에 전달한다. 유동조절에는 비록 냉각재 유로의 한 부품으로서의 기능을 하지만, 내부구조물로부터 분리되어 원자로압력용기 하부헤드에 설치된다. 원자로내부구조물 기기들은 오스테나이트 스테인리스강으로 대부분 용접으로 제작된다.

OPR1000 및 APR1400의 원자로내부구조물은 기기 배치, 설계, 운전조건이 유사하지만, 내부배럴 집합체의 크기와 설계개념에 있어서 차이가 있다. APR1400 원자로내부구조물의 경우, 상부안내구조물 집합체는 핵연료 정렬판, 제어봉 안내관, 상부안내구조물 지지판,

그리고 상부안내구조물 지지배럴로 구성된다. 내부 배럴 집합체는 OPR1000의 원자로내부구조물에 사용된 제어봉집합체 슈라우드와 안내구조물 지지계통의 두 기기를 일체화하기 위해서 새로운 설계개념으로 채택된 것이다.(그림 6 참조)

APR1400의 원자로내부구조물 설계에 내부배럴집합체를 채택함으로써 원자로내부구조물의 제작비 절감뿐만 아니라 향상된 구조적 안정성을 달성할 수 있다. 이로써, OPR1000 원자로내부구조물의 제어봉슈라우드 집합체를 여기서키는 주요근원으로서 제어봉슈라우드 지

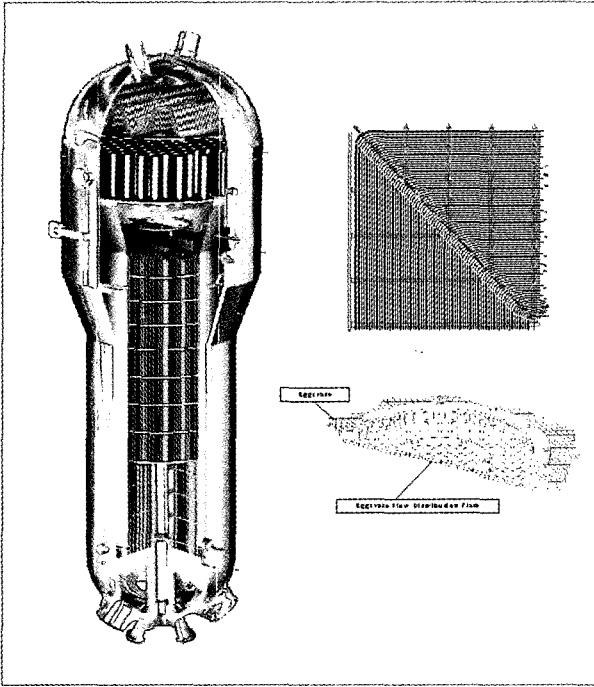


그림 7 APR1400 증기발생기와 전열관 상부지지대(우측상) 및 계란바구니형 유동분배판(우측하)

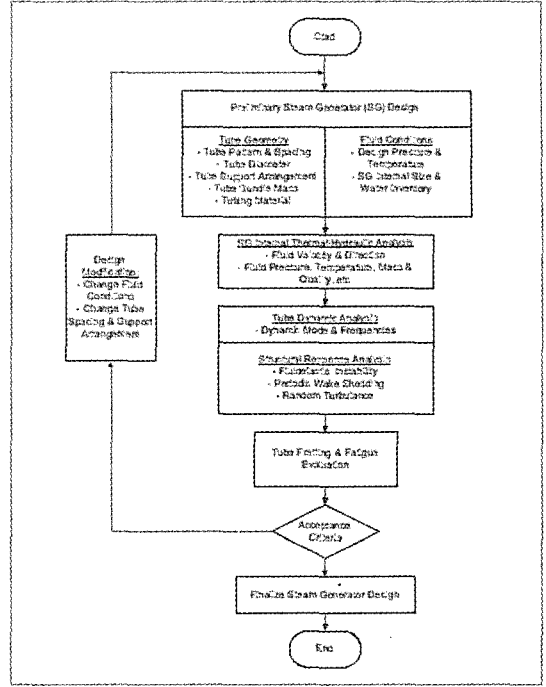


그림 8 증기발생기 전열관 유체유발진동 해석 및 마모 예방설계 흐름도

지판 운동에 필요한 연결봉을 통한 하중의 경로가 제거되었다. 결과적으로, APR1400에서 내부배럴집합체에 작용하는 외부적인 여기하중 수준이 감소되었으며 또한 다양한 발전소 부지조건에서 더 가혹한 지진을 감당할 수 있게 되었다.

3. 증기발생기

APR1400의 증기발생기는 OPR1000과 동일하게 일체형 이코노마이저를 갖추고 있으며 U자형 전열관이 수직으로 설치된 열교환기이며 1차 및 2차 축으로 나누어진다. 1차 축은 반구형 하부헤드, 42인치 입구노즐 한 개, 30인치

출구노즐 두 개, 튜브시트와 U자형 전열관으로 구성되며 2차 축은 상·하부 셀, 튜브시트, 상부헤드, 이코노마이저, 전열관 지지대, 증기 분리기 및 여러 노즐들로 구성되어 있다. 증기발생기 부품은 주로 저합금강 또는 탄소강으로 제작되고 냉각재와 접촉하는 1차 축의 내면은 오스테나이트 스테인리스강 또는 Ni-Cr-Fe합금으로 피복된다. 전열관 재료로 인코넬690 합금이 사용되고 전열관 하부는 수압성형 방식으로 튜브시트에 고정된다. 증기발생기는 일체형으로 부착된 원추형 스커트에 볼트로 고정된 슬라이딩 베이스에 의해서 바닥에 지지

된다.(그림 7 참조)

안전성 및 운전성 향상

APR1400 증기발생기는 OPR1000 증기발생기와 비교해서 증기건조기 개량, 총 전열면적의 증대, 전출력 시 약간 감소한 증기 압력 등을 포함한 설계개선이 이루어졌다. 또한 증기발생기 증발건조(boil dry) 시간을 연장시키기 위해서 2차 축의 급수재고량을 증가시켜 핵증기공급계통의 이상상태에 대한 내력과 운전 유연성을 향상시켰다. 또한 상당량의 전열관이 관막음(tube plugging)되어도 핵증기공급계통의 정격출력을 유지할

수 있도록 관막음 허용량을 10%로 증가시켰으며, 증가된 열용량에 맞추어 하부 셀의 내경과 전열관 수량을 늘려 설계를 최적화하였다.

유체유발진동 예방설계

OPR1000 모델인 영광 3·4호기 및 울진 3·4호기 증기발생기의 스테이실린더(stay cylinder) 중앙공동에서 상부 수평구간 전열관의 마모현상이 나타났다. APR1400 증기발생기에서는 이를 개선하기 위해서 전열관 지지계통의 설계를 개량하였다. 그림 7에 나타난 바와 같이, 지지대간 전열관 구간의 길이를 최소화하기 위해서 수직 지지대를 추가로 설치하였으며, 2차 측 냉각수의 유동속도를 줄이기 위해서 두 개의 계란바구니형 유동분배판을 설치하였다. 증기발생기 전열관에 대해서 유체탄성 불안정성(fluid-elastic instability), 와류발산(vortex shedding) 및 불규칙난류(random turbulence) 등에 의한 유체유발진동(flow induced vibration) 해석 및 평가를 통해서 유동특성과

전열관 지지계통의 설계를 최적화하였다(그림 8 참조). 이로써 증기발생기 전열관의 진동이 감소하고 또한 최장 지지대간 전열관 구간을 가로지르는 빠른 횡적 유동에 의한 마모손상을 줄일 수 있을 것이다.

4. 가압기

APR1400의 가압기는 하부에서 지지되는 수직 원통형 압력용기로서 계통 과도조건의 응답능력이 향상되도록 큰 용적으로 설계되었다. 가압기 하부헤드에는 교체 가능한 침수식 전열기가 수직으로 설치되며, 상부헤드 또는 하부헤드에 분무노즐, 밀림노즐, 파일로트구동 안전방출밸브(pilot operated safety & relief valve) 등 노즐들이 설치된다. 원자로냉각재 고온관 중 하나에 가압기 밀림관이 연결되고, 분무관은 두 개의 원자로냉각재펌프 토출구 저온관에 연결된다. 전열기는 진동이나 지진하중으로부터 손상이 발생하지 않도록 가압기 내부에 지지된다. 가압기 상부 셀에 용접된 네 개의 키는 지진, 안전밸브 작동, 분지관 파단 등

에 대해서 추가적인 구속기능을 제공한다. 가압기 상부헤드에 파일로트구동형 안전방출밸브를 설치하기 위해서 밸브의 작동 하중에 대한 동적 구조해석을 수행하여 파일로트구동 안전방출밸브 노즐과 지지대 배열을 최적화하였다.

맺음말

이상과 같이, 개량형 경수로의 하나로써 우리나라에서 개발된 APR1400의 핵증기공급계통 기계·구조 설계에 적용한 일반적인 설계접근법과 주요기기의 특징 및 평가기술에 관해서 기술하였다. APR1400의 주기기 및 주요설비들은 0.3g의 내진능력, 60년 설계수명, 발전소 운영 및 유지보수성 향상 등의 특징점을 갖추고 있으며, 향후 상세설계 단계에서 모듈화 공법을 최대한으로 구현함으로써 원전의 안전성 향상과 동시에 건설 및 시공성에 크게 기여할 수 있을 것으로 기대된다.

기계용어해설

연관(鉛管 ; Lead Pipe)

구부리기 쉽고 내산성이 있으므로 수도, 가스의 인입 파이프, 또는 산성액체의 도관으로 쓰이는 납으로 만든 관.

왼손법칙(Left-hand Rule)

자장 내에서 자력선에 수직으로 놓인 도선을 자장에 수직으로 이동했을 때 도선에 흐르는 전류의 방향, 또는 반대로 그 도선에 전류를 통했을 때 도선이 받는 힘의 방향을 나타내는 법칙.

수준기(水準器 ; Level Vial)

유리관 속에 알코올 또는 에테르 등을 넣고 약간의 기포를 남겨 놓아 기포의 위치로 수평을 재는 기계.