



THEME 01

가압경수로 원자력 기술 및 원자로 구조설계

최택상 | 한국전력기술(주) 기계설계그룹, 그룹장 | e-mail : tschoi@kepco-enc.com
이연주 | 한국전력기술(주) 기계설계그룹, 사원 | e-mail : yj.lee@kepco-enc.com

이 글에서는 국내에서 가동 중인 가압경수로를 중심으로 원자력 기술 및 개발동향에 대해 설명하고, 원자로 구조설계에 대해 기술하고자 한다.

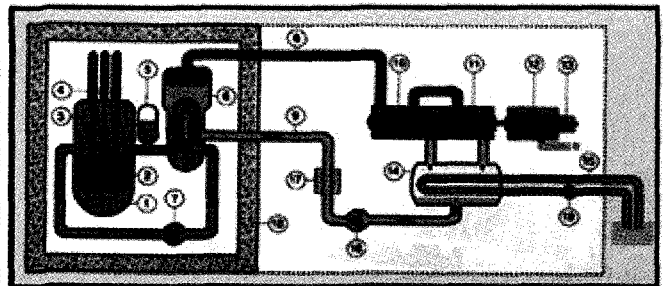
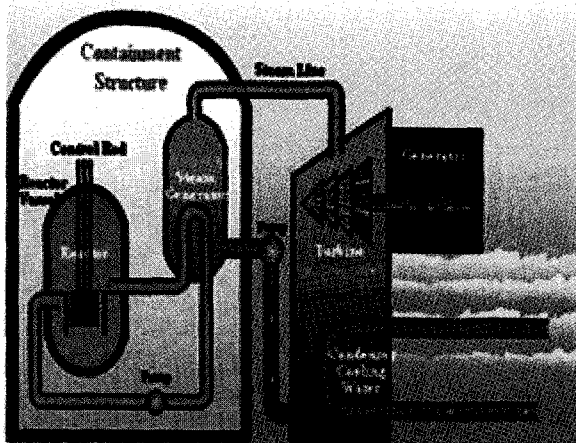
가압경수로 원자력 기술

최근 몇 년 동안 세계적으로는 원전 르네상스로 불릴 만큼 많은 신규 원전 계획이 쏟아져 나오고 있다. 우리나라도 2009년 말에 사상 최초로 원전 수출에 성공하였으며, 이를 시작으로 이제는 원자력 중주국인 미국 시장은 물론 유럽 시장을 공략하기 위한 준비에 많은 노력을 기울이고 있다. 이를 위해 기존 원전에 대한 원전 선진국의 설계 인증획득은 물론 보다 안전하고 경제성을 갖춘 신형 원자로 개발에 박차를 가하고 있는 중이다. 특별한 대안이 없는 한 원자력에

의한 전력 생산은 지속될 수밖에 없는 것이 엄연한 현실이며, 원자력 산업의 발전은 우리나라 경제 성장의 활력소가 될 것이다.

여기서는 우리나라 원자력발전소의 대부분을 차지하고 있는 가압경수로(PWR: Pressurized Water Reactor)를 중심으로 주요설계 개념 및 특성을 설명하고자 한다.

가압경수로(그림 1)는 경수(H₂O)를 냉각재로 사용하며, 일반적으로 일차계통 및 이차계통으로 구분되는 두 개의 독립적인 냉각계통으로 구성되어 있다. 따라서 각 냉각계통의 냉각수는 서로 섞일 수 없으며, 일



- | | | |
|--------------|---------|----------------|
| ① 원자로 압력용기 | ⑩ 증기 배관 | ⑮ 순환수(해수 등) 배관 |
| ② 핵연료 집합체 | ⑪ 급수 배관 | ⑯ 급수 펌프 |
| ③ 제어봉 | ⑫ 고압 터빈 | ⑰ 급수 매질기 |
| ④ 제어봉 구동장치 | ⑬ 저압 터빈 | ⑱ 격납건물 |
| ⑤ 가압기 | ⑭ 발전기 | ⑳ 순환수 펌프 |
| ⑥ 증기발생기 | ⑰ 여자기 | |
| ⑦ 원자로 냉각재 펌프 | ⑱ 복수기 | |

그림 1 가압경수로형 원전 형상 및 구성기기

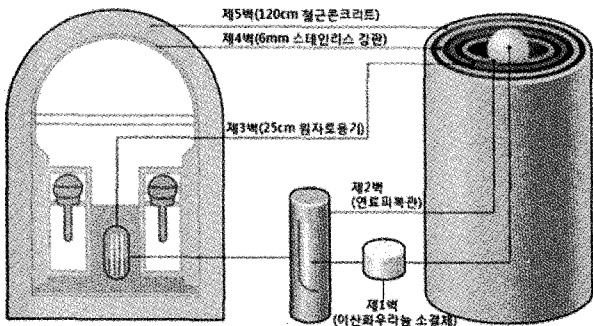


그림 2 APR1400의 다중방호설비

차계통(원자로냉각재계통)의 냉각재에 존재할 수 있는 방사성 물질이 이차계통의 터빈이나 복수기로 이동되지 않는다. 또한 방사성 물질이 포함되어 있을 가능성이 높은 일차계통의 냉각재가 누출되는 경우에도 외부 환경으로 방사성 물질이 누출되지 않도록 일차계통을 원자로건물 내에 위치시켜 방사선 방호 기능을 향상시켰다. 전 세계적으로 운전 중인 가압경수로에서 생산하는 전기 출력은 모든 원자력발전소의 약 64%에 해당된다.

한국형 원전과 안전성

APR1400은 현재 국내에서 가동 중인 한국표준형원전(OPR1000)을 바탕으로 경제성과 안전성을 향상시킨 설비용량 1,400MWe급의 신형 가압경수로 원전이다. 한국표준형원전의 설계 수명인 40년을 60년으로 증가시켰으며, 내진설계 기준을 0.2g에서 0.3g로 격상시켰다. UAE에서 미국, 일본 등 원전 선진국의 원자로 대신에 우리나라의 APR1400을 선택한 이유도 뛰어난 안전성, 경제성, 효율성은 물론 그동안 우리나라가 쌓은 안정적인 원전 건설 및 운용 성과를 높이 평가했기 때문이다.

원자력 안전이란 국제원자력기구(IAEA) 문서에 의하면 '대중, 작업자, 환경을 방사선 피해로부터 보호하기 위하여 사고를 예방하고, 적절한 운전조건을 설정

하는 일'로 정의된다. 보통 안전성은 노심용융확률, 혹은 원자력 시설에서의 대형조기방출확률 등으로 표시되며 이를 공학적 안전성이라고 부르기도 하는데, 안전성이 높다는 것은 '리스크가 작은 상태'라고 할 수 있다.

원자력 시설에서 고장이나 사고가 발생할 경우 그 피해를 최소화하기 위한 안전 조치를 심층방어(Defense-in-Depth)라 하며 방사성 물질이 발전소 외부로 누출되는 것을 차단하는 물리적인 역할을 다중방호벽이 수행한다. APR1400에 포함된 방호벽의 구성 및 기능은 다음과 같다.(그림 2)

- 제1방호벽(이산화우라늄 소결체) : 핵분열에 의해 발생하는 방사성 물질의 대부분이 이산화우라늄 소결체에 함유되어 1차 밀폐
- 제2방호벽(연료피복관) : 연료 피복관 재질은 열, 방사선 및 부식에 강한 지르코늄합금(Zircaloy)이며, 이산화우라늄 소결체에서 누출된 방사성 물질을 모두 밀폐
- 제3방호벽(원자로용기) : 연료 피복관에 결합이 발생하여 방사성 물질에 누출되어도 25cm 두께의 강철로 된 원자로용기와 배관에 의해 방사성 물질의 누출 방지
- 제4방호벽(원자로건물 내벽) : 원자로건물 내벽에는 6mm 두께의 스테인리스 강판이 설치되어 있어 원자로에서 누출된 방사성 물질을 격납용기 내에 밀폐
- 제5방호벽(원자로건물 외벽) : 최종적으로 120cm 두께의 철근콘크리트 외벽으로 방사성 물질 누출 완벽 차단

해외시장 진출이 가능한 국내 고유 원전노형의 국제 경쟁력 확보를 위해서는 지속적인 기술혁신을 통해 원전설계의 건전성 제고와 최적화 설계로 안전성, 운전성 및 경제성을 강화시켜야 할 필요성이 있다. 우리나라에서는 2007년부터 정부 주도로 기존의

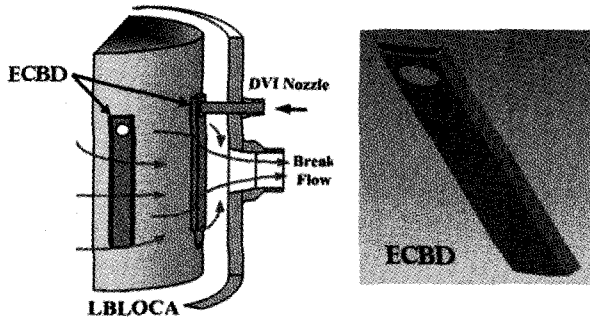


그림 3 APR+ DVI 및 ECBD

APR1400보다 큰 용량의 1500MWe 전기출력을 갖는 고유 노형인 APR+ 원전을 개발하고 있다.

APR+는 APR1400 설계를 기반으로 경제성과 안전성을 획기적으로 향상시켰으며 원전 선진국에서 개발한 최신 원전 노형들과 대등하게 경쟁할 수 있는 수준이다. APR+ 원전에는 기존의 능동형 보조급수계통을 대체하기 위해 피동형 안전계통을 도입하여 노심손상확률을 감소시키고, N+2 설계개념을 적용하여 안전주입계통 및 정지냉각계통을 기계적/전기적으로 2에서 4계열로 설계개선 하여 건전성 향상 및 운전 중 유지보수가 가능하도록 하였다. 또한 비상사고 시에 사용되는 안전주입수가 과단부로 바로 빠져나가는 비율을 최소화하기 위해 직접주입노즐(DVI: Direct Vessel Injection) 위치 최적화와 안전주입수 안내관(ECBD: Emergency Core Barrel Duct)을 개발하여 적용함으로써 비상 사고 시에 신속한 노심 냉각을 가능토록 설계하였다.(그림 3)

국내 원자력 산업체에서는 APR+ 원전과 같은 고유 노형을 개발하는 것 외에도, 기존 APR1400의 해외시장 진출을 위해 미국원자력규제위원회(NRC)로부터 APR1400의 설계인증(DC: Design Certificate) 획득을 준비 중이다. 현재 미쓰비시, 아레바 등 미국 외의 세계 유수의 원자력 업체들은 미국 원자력 시장 진출을 위한 노력의 일환으로 US-APWR, US-EPR 등 최신 노형들에 대한 미국 설계인증을 신청해 놓고 있는 상태

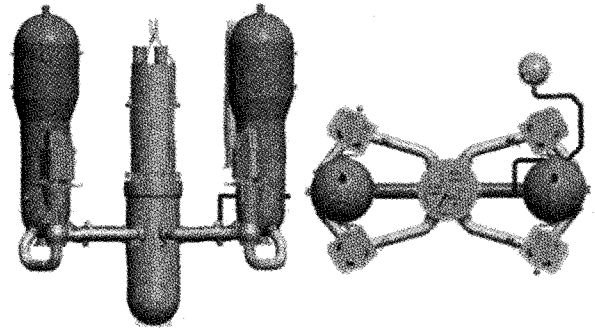
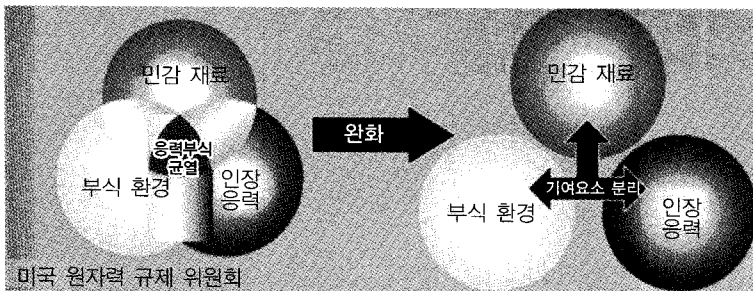


그림 4 NSSS 원자로냉각재계통 구성

이다. 우리나라에서도 NRC DC를 획득하기 위해 APR1400 설계를 표준으로 최신 규제요건 및 규제지침을 반영하여 신청할 예정이다. 이와 유사한 작업으로 유럽시장 진출을 위한 인증 획득도 계획 중이며, 이 또한 APR1400 설계를 표준으로 하고 있지만 미국과는 다소 차이가 있는 유럽원전사업자요건(EUR)을 반영하여 신청할 예정이다.

원자로 구조 설계

가압경수로 핵증기공급계통(Nuclear Steam Supply System)은 원자로용기, 증기발생기, 가압기, 원자로냉각재펌프 및 주냉각재 배관 등의 주요 기기와 이들의 지지구조물로 구성되어 있으며, 이들은 모두 원자로냉각재계통의 원자로냉각재압력경계(Reactor Coolant Pressure Boundary)를 구성하는 원자력 1등급(Code Class 1) 기기로서 기본적으로 ASME Code Section III의 Subsection NB 및 NF 요건에 따라 설계 및 제작된다(그림 4). 일반적으로, 주요 기기를 포함한 원자력 기기의 계통설계 업무는 기기의 일반배치, 재료의 선정, 용접부 설계, 기기의 초기치수 산정(Initial Sizing) 및 설계기준하중(Design Basis Load) 결정, 상세설계를 위한 설계시방서(Design Specification)의 작성 등을 포함한다. 원전의 수명기간 동안 기기의 구조적 건전성은 재료의 선정, 기기 설계, 제작방법 및 검사, 설



미국 원자력 규제 위원회
그림 5 PWSCC 완화 방법

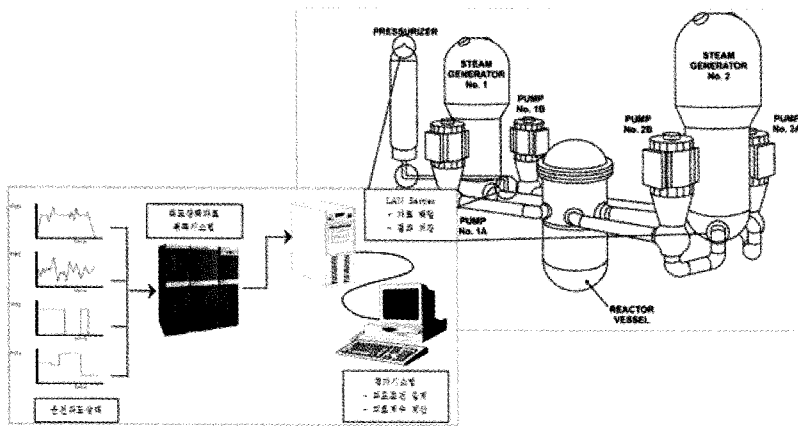


그림 6 원자력발전소의 피로감시시스템

치 및 운송, 운전제한조건 등과 관련한 원자력안전 규제지침 및 기술표준의 요건을 충족함으로써 보장되며, ASME Code Section XI의 요건에 따라 원전 수명 기간 동안 기기의 가동 중 검사를 하고, 원자로감시시험계획을 통하여 원자로 강재의 건전성을 보다 확실하게 보장한다.

현재 국내에서 가동 중인 원자력발전소의 설계수명은 대부분 40년이지만, APR1400의 경우에는 60년의 설계수명을 갖도록 설계되었고, 향후 설계수명을 80년 이상까지 연장하려는 움직임이 세계적으로 활발히 진행되고 있다. 설계수명이 지난 원전의 계속운전을 실현 가능하게 하는 요인은 재료기술의 진보와 재료에 대한 피로평가/파괴역학평가 기술의 발달에 따라 재료의 구조적 건전성을 보다 확고하게 보장하는 것이다.

전 세계적으로 운전 중인 많은 가압경수로형 원전에서 일차냉각수와 접하는 부위 특히, 용접부위에서 Alloy 600 재료의 열화가 지속적으로 발생되어 응력부식균열(SCC: Stress Corrosion Cracking) 발생 원인을 규명하기 위한 연구가 활발히 진행되고 있다. 응력부식균열은 사용 재질, 사용조건 및 환경에 따라 여러 가지 복합적인 원인에 의해 발생하며 염소이온 농도, 산소 농도, 잔류응력, 운전온도, 응력상태 등이 재질열화의 주요 발생원인인 것으로 밝혀졌다. 일차냉각수에 의한 응력부식균열(PWSCC)은 그림 5와 같이 예민한 재료, 부식환경, 인장응력이 동시에 존재하여야 발생이 가능한 조건이 된다. 그러므로 PWSCC 완화(Mitigation)는 위 세 가지의 기여요소를 제거하는 데 초점을

두며, 재질 개선, 환경 개선, 인장응력완화 등이 주로 논의되고 있는 방법이다.

환경피로는 일반적인 물과는 달리 독특하게 조사된 일차계통 냉각수의 화학적 특성에 의해 발생되고, 피로응력과 부식성 분위기의 복합적인 작용의 결과이며, 주기적인 하중에 의해 금속재료 표면에서 부동태 보호막의 파괴가 발생하면서 부식이 가속화 되는 것으로 알려져 있다. 응력부식균열에 대한 평가방법의 진화 또는 이를 포함한 전체적인 환경피로에 대한 평가방법의 보다 엄격한 적용은 물론 장기적인 관점에서 피로에 취약한 부재들에 대한 대책으로 원자력발전소의 설계 단계에서부터 피로감시시스템을 구축하고 있다. 이는 원자로 가동 중에 실제 피로하중을 측정하고 감시함으로써 원자력발전소의 주요 기기들에 대한 주기적 안전성을 평가하여 구조적 건전성의 유

지 여부를 관찰하도록 설계하기 위해서다.(그림 6)

파단전누설(LBB: Leak-Before-Break)은 고온, 고압의 원자력배관에서 결함이 발생하면 결함 사이로 원자로냉각재 누출이 먼저 발생하므로 이를 감지하여 사전에 조치를 취함으로써 양단배관파단(Double-Ended Guillotin Break)과 같은 극단적 사고를 미연에 방지할 수 있다는 개념이다. 이러한 파단전누설 개념의 도입을 통하여 배관의 파단 가능성을 낮추고 발전소를 안전하게 운영할 수 있는 조건이 보장된다면 배관이 갑자기

파단되는 경우에 발생하는 하중을 배제하여 설계할 수 있으므로 이러한 하중을 고려하여 설치된 구조물에 대한 점검비용 및 유지보수 비용이 필요 없게 되어 경제성이 유리하다.(그림 7)

원자력발전소 설계 시에 중요하게 고려해야 하는 하중의 하나가 지진이다. 원전 부지 및 주변 환경에서 발생할 수 있는 최고치의 지진을 가정하여 이를 견딜 수 있도록 설계한다. 국내에서는 흙이 아닌 단단한 바위 바닥까지 땅을 파고 그 위에 견고한 철근과 콘크리트로 원자력발전소를 건설함으로써 규모 6.5 이상의 지진도 견딜 수 있도록 설계한다. 내진설계는 시설의 구조물에 가해질 수 있는 지진의 세기를 계산하여 이에 대한 구조물의 응력을 구하고, 구조물의 무게, 열, 기타 응력과 조합하여 허용응력 이내가 되도록 구조물의 크기를 결정한다. 현재 가동 중인 우리나라의 원전 내진설계 기준은 0.2g(규모 약 6.5)이고 APR1400의 경우에는 이보다 큰 0.3g(규모 약 7.0)를 기준으로 설계 되고 있다.(그림 8)

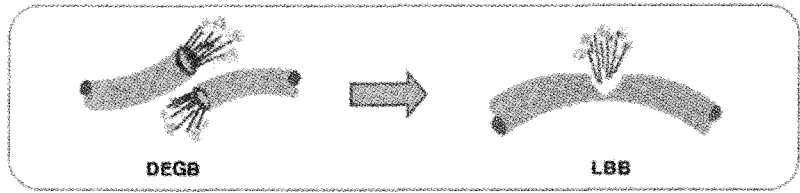
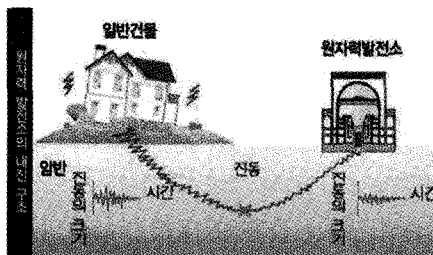
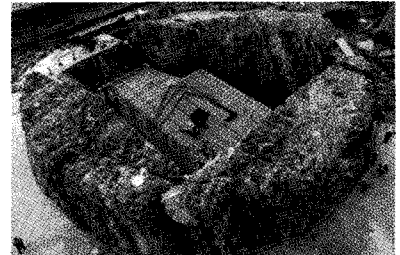


그림 7 LBB 개념



일반건물과 원자력발전소의 지진 크기



암반 위에 지어진 원자력발전소

그림 8 원자력발전소의 내진설계

맺음말

후쿠시마 원전 사고는 설계 시 고려된 재해의 정도를 넘어선 불가피한 자연현상 때문에 발생하였다. 우리나라에서는 현재 안전성을 재점검하고 대책을 마련하고 있으며, 지진 이외에도 쓰나미와 같은 사고 상황도 대비하여 세밀하게 검토하고 있다. TMI(Three Mile Island)와 체르노빌 원전 사고가 발생한 후 많은 설계 기준들이 보강되고 더욱 강화된 안전규제를 통하여 더욱 안전하게 원전을 건설하고, 운영할 수 있었던 것처럼, 이번 후쿠시마 원전사고에서 얻은 교훈을 통하여 심각한 자연재해에 대비한 충분한 원전 안전성을 확보하여야 할 것이다.