

APR1400 핵증기 공급계통 개발 및 설계 특성

김동수 · 김인식 · 오혁성

한국전력기술(주) 원자로설계개발단

서론

차세대 원자로인 APR1400 기술 개발 사업은 정부에서 주도하고 있는 국가 선도 기술 개발 사업(G-7 project)의 일환으로 1992년부터 국내 산업체와 연구소, 규제 기관, 그리고 학계가 참여하여 추진중이다. 본 사업은 10년 이상의 장기 과제로서 단계별로 구분 추진되고 있으며, 개발 노형을 결정하기 위한 1단계(1992~1994년)를 거쳐 확정된 노형의 기본 설계를 수행하기 위한 2단계(1995~1999년) 개발이 완료된 바 있고, 이를 토대로 한 3단계 사업(1999~2001년)에서는 설계 최적화, 장기 소요 기술 항목의 사전 설계 및 표준 설계 인가 획득을 목표로 수행되고 있다.

APR1400의 설계를 위해 선정된 설계 기본 요건들에는 강화된 안전성 목표, 보완된 운전 성능 요건 및 개선된 운전 성능 요건과 이들을 만족하기 위한 설계 합리화 요건, 원자로 냉각재 계통(RCS) 구성 요건,

비상 냉각 및 잔열 제거 요건 등이 포함되어 있다.

안전성 목표에는 원전 사용자가 요구하는 노심 손상 빈도, 격납 건물 건전성 상실 빈도, 방사능 대량 누출 빈도, 중대 사고 대처 요건 등이 있으며, 안전 성능 요건에는 안전 여유도, 운전원 조치 여유 시간, 발전소 정전 대처 시간 등이 있고, 운전 성능 요건에는 가동률, 계획 외 불시 정지 횟수, 출력 변동, 재장전 주기 등의 요건이 있다.

APR1400에 적용되는 설계 기본 요건들의 선정을 위해서 국내외 원전 사용자의 요구 사항을 면밀히 분석하여 한국형 사업자 요건 문서(Korean Utility Requirements Documents, KURD)[1]가 작성되었고, 이들 요건을 만족하기 위한 기기 및 계통의 설계를 위해서 참조 발전소 대비 설계 변경 혹은 개선이 필요한 사항을 도출하여 설계 방향을 결정하였으며, 이와 더불어 외국 의 개량형 경수로(ALWR)에 채택된 설계 개선 사항(ADF)들을 분석

하여 성능·안전성·경제성 측면에서의 검토를 통해 APR1400에의 채택 여부가 결정되었다.

이러한 과정을 거쳐 결정된 APR1400의 설계 기본 요건들은 2단계의 기본 설계에 반영되었고, 3단계에서는 APR1400이 KSNP 대비 안전성, 성능 및 경제성이 향상된 국제 수준의 개량형 원전으로 완성하기 위해서 설계 최적화가 수행되고 있다.

3단계에서는 2단계에서 완료된 기본 설계의 최적화를 수행하여 3단계가 종료되면 바로 건설이 시작될 수 있도록 추진되고 있으므로 현 시점에서 APR1400의 주요 설계 특성별로, 기본 요건 선정 배경, KSNP 설계 내용, 설계 특성 채택에 따른 장점을 분석하고, 사업자 요건인 KURD^[1](또는 EPRI URD^[5]) 내용을 고찰함으로써 이들을 종합적으로 분석하여 향후 실제 건설에 대비할 필요성이 있다고 판단된다.

따라서, 본 논문에서는 APR



〈표〉 주요 설계 변수 비교

설계 변수	KSNP	System80 ⁺	APR1400
NSSS 열출력, MWt (RCP 열출력 포함)	2825	3931	4000
전기 출력, MWe	1000	1380-1420	1455
RCP 열출력, MWt	10	17	17
고온관 온도, °F	621.2	615	615
저온관 온도, °F	564.5	555.8	555
냉각재 평균 온도, °F	592.9	585.4	585
RCS 냉각재 유량, 1b/hr	121.5×10 ⁶	165.8×10 ⁶	166.6×10 ⁶
S/G 이차측 압력, psia	1070 ²⁾	1000 ¹⁾	1000 ¹⁾
S/G 관폐쇄율, %	8	10	10

주 : 1)증기발생기 dome 내부 압력
2)증기발생기 nozzle 출구 압력

1400의 설계 특성 중 발전소 용량, 고온관 온도 감소, 안전 주입 계통, POSRV, 증기발생기 용량, 운전원 조치 여유 시간, 일체형 원자로 상부 구조물, RCS 주기기 60년 설계 수명에 대해 NSSS 설계 관점에서 분석하고, 이들이 APR1400 설계에 반영된 현황을 소개하기로 한다.

APR 1400 주요 기본 요건

APR1400의 용량은 기술적 신뢰도와 안전성 확보에 문제가 없고 대형 원전의 장점을 살릴 수 있는 열출력 4,000MWt(전기 출력 1,400 MWe)급으로 결정되었다. 원전의 용량을 결정하는 원자로 열출력은 RCS 온도 및 유량과 직접적으로 연관되므로 RCS 고온관 온도 및 유량을 새로 결정하는 업무가 함께 수행되었다.

기존 원전 대비 열출력을 증가시키기 위해 RCS 유량을 증가시키고 저온관 온도를 감소시키는 방향으로 설계 개발이 진행되었고, 고온관 온도는 기존 원전보다 낮게 유지하라는 기본 요건을 만족하면서 증기발생기 전열관의 응력 부식 균열 가능성을 줄이고 노심의 열적 여유도를 향상시키기 위해 615°F로 결정되었다. 〈표〉에는 APR1400의 일차측 주요 설계 변수들이 KSNP 및 System80+와 비교되어 있다.

원전의 용량과 관련된 인허가 요

건으로는 Reg. Guide 1.49⁽⁴⁾를 들 수 있는데, 여기서는 용량의 증가에 따른 안전성 확보의 불확실성에 근거하여 1979년 1월까지의 원자로 최대 열출력을 3,800MWt로 제한하고 있었다. 이와 같은 미국의 열출력 제한은 충분한 경험이 축적되기 전까지는 무분별한 용량 격상을 방지하기 위함이다.

그러나 현재는 System80+를 포함해서 이미 30기 이상의 원전이 1,300MWe 혹은 그 이상의 용량으로 개발 또는 건설중에 있으며(N4, EPR : 1,500MWe), APR1400이 용량 증대를 충분히 수용할 수 있도록 설계된 바, 용량과 관련된 인허가의 문제점은 없을 것으로 판단된다.

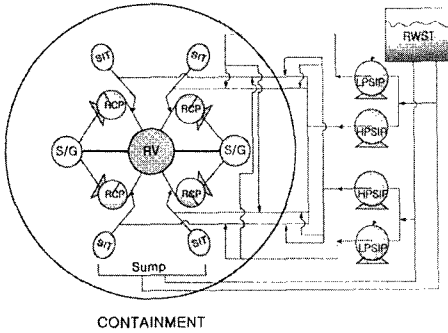
참고로, KSNP는 노심 출력 2,825MWt, 전기 출력 1,000MWe로 상업 운전중이며, System80+는 열출력 3,931MWt 및 그에 따른 관련 설계 결과들이 인허가 기준을 만족하여 설계되었음을 NRC가

FSER을 통하여 인정한 바 있다.⁽³⁾

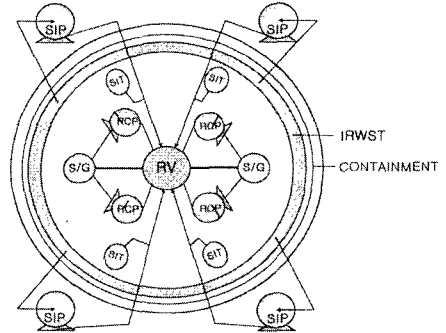
현재 세계적으로 상업 운전중인 가압경수로형 원전은 600~1,000 MWe급이 주류이나, 현재 건설중이거나 개발중인 ALWR은 1,000 MWe급 이상의 대용량이 세계적인 추세라고 할 수 있다. 그 사유로는 규모의 경제에 의해 용량이 클수록 경제성이 유리하며(1,300MWe 원전은 600MWe 원전보다 31% 경제성이 유리한 것으로 나타남⁽⁶⁾), 심화되어 가는 부지 확보의 어려움을 고려하여 대용량 원전 건설이 보다 효율적인 것으로 판단되었기 때문으로 보인다. 따라서, APR1400은 용량 관점에서 경제성을 갖고 우리의 현안 문제인 부지 확보의 어려움을 해결할 수 있는 장점을 갖게 된다고 보인다.

2. 고온관 온도 감소

RCS 온도는 열출력과 직접적으로 연관되므로 APR1400의 열출력 4,000MWt급에 적합하도록 RCS



〈그림 1〉 KSNP 안전 주입 계통



〈그림 2〉 APR1400 안전 주입 계통

고온관 온도를 결정하여야 한다. 선행 호기 대비 열출력의 증가로 인해 RCS의 고온관 온도의 증가, 저온관 온도의 감소 또는 RCS 유량의 증가가 요구되었다.

고온관 온도를 증가시킬 경우 열적 여유도가 감소하고 증기발생기 전열관의 응력 부식 균열 가능성이 증가될 수 있으며, 저온관 온도 감소시는 증기발생기 이차측의 압력이 감소하여 열효율, 즉 전기 출력이 감소하게 된다.

이 경우 열효율, 즉 증기발생기 이차측 압력을 유지하기 위해서는 열전달 면적을 늘리는 방법을 고려할 수 있으나, 이 경우 증기발생기가 커져 제작성에 영향을 미치게 된다. 따라서 RCS 고온관 온도는 열출력을 확보하면서 안전성 및 경제성을 최대화 할 수 있도록 결정되어야 한다.

APR1400의 고온관 온도는 KSNP 및 System 80+ 대비 증가된 열출력을 수용하면서 설계 변경 영향을 최소화할 수 있도록 RCS

유량 증가와 저온관 온도를 감소시키면서 최상위 (top-tier) 요건을 만족하고 증기발생기 전열관의 응력 부식 균열 가능성을 줄이고 노심의 열적 여유도를 향상시키기 위해 615° F로 결정되었다(KSNP : 621.2° F).

고온관 온도를 감소시킴으로써 증기발생기 세관의 응력 부식 균열을 억제시킬 수 있으므로 APR1400의 설계 목표인 발전 소수명 60년 보장에 장점이 있으며, 아울러 열적 여유도가 증가하여 발전소 운전 및 안정성 향상에 유리하다.

EPRI URD에서는 고온관 온도를 600° F까지 낮추어 설계하도록 기술되어 있지만 이는 Inconel-600을 증기발생기 전열관 재질로 사용한 경우에 적용된다.

APR1400에서는 증기발생기 전열관 재질을 고온에 내식성이 강한 Inconel-690(TT)을 사용하므로 고온관 온도 600° F 이상으로 설계하는 것이 가능하다. 따라서 고온관 온도를 낮출수록 2차측 압력 감소

로 인한 터빈 발전기의 효율이 저하됨을 고려하여 고온관 온도가 615° F로 결정되었다.

3. 안전 주입 계통

APR1400에서는 전기적 2-division, 기계적 4-train 설계 개념을 기본 요건으로 채택하였다. 또한 안전 주입 계통 용량 최적화(축소)를 위해 원자로 용기 직접 주입(DVI) 방법을 사용하여 LOCA 발생 지점에서의 비상 노심 냉각수 유실을 감소시켰으며, 안전 주입 배관에서 공통 모관과 연결관 및 밸브들을 제거하여 운전원의 판단과 운영 기술 지침서(Tech. Spec.)에 따른 시험 및 검사가 용이하도록 하였고, 격납 용기 내 재장전 수조(IRWST)를 사용하여 냉각수원 전환에 따른 비상 노심 냉각 계통의 기능 상실 가능성을 감소시켰다.

이는 EPRI URD와 KURD에서도 요구되는 사항이며, 특히 KURD에서는 안전 주입 기능의 신뢰성 향상을 위해 안전 주입 탱크 내에 유



량 조절 장치(Fluidic Device)를 설치하도록 요구하고 있다.

KSNP의 안전 주입 계통은 2-train으로서 안전 주입수가 RCS 저온관에 연결된 안전주입 노즐을 거쳐 저온관과 원자로 용기 하향 유로를 통해 노심으로 주입되며 (그림 1) 참조, 안전 주입 작동 신호 발생 후 일차 수원인 재장전수 저장 탱크(Refueling Water Storage Tank, RWST) 수위가 설정치 이하로 낮아질 경우 재순환 작동 신호(Recirculation Actuation Signal, RAS)를 발생시켜 수원을 RWST에서 격납 용기 재순환 집수조(Containment Recirculation Sump, CRS)로 전환하도록 하고 있다.

APR1400의 안전 주입 계통(그림 2) 참조)은 독립된 4개의 train이 원자로 용기에 연결된 DVI 노즐에 각각 냉각수를 공급함으로써 KSNP의 2-train 안전 주입 계통(HPSI, LPSI)의 주입 공통 모관을 제거하여 유량 불균형의 문제점 및 운전중 지속적인 검사/시험 필요성을 배제하였으며, 설계 요건 및 계통의 구성을 단순화하여 고압 안전 주입(High Pressure Safety Injection, HPSI)의 신뢰도를 제고하였다.

DVI의 설치로 원자로 용기 하향 유로에 냉각수를 직접 주입하여 저온관 파단시 안전 주입수 유실을 방

지함으로써 안전 주입 계통 용량을 축소할 수 있으며, 기존의 RWST와 CRS 기능을 동시에 수행하는 IRWST를 격납 건물 내부에 설치하여 계통/운전 모드를 단순화하고 격납 건물 관통 부분을 감소시키는 효과를 얻을 수 있도록 설계되었다.

또한 안전 주입 탱크 내에 유량 조절 장치 설치로 대형 냉각재 상실 사고시 안전 주입을 2단계로 분할하여 초기에 재충수(refill) 및 재관수(reflood)를 위한 대용량의 냉각수를 주입한 후 적절히 조절된 소용량의 냉각수를 주입하여 안전 주입수 유실을 최소화함으로써 KSNP에서 약 70초만에 안전 주입 탱크 용량이 고갈되는 데 비해 APR1400에서는 약 150초까지 안전 주입 탱크의 냉각수를 사용할 수 있도록 하였으며, 200초까지 안전 주입 탱크의 냉각수를 사용하는 방안에 대해서도 현재 검토중에 있다. 이 계통이 국내에서 처음으로 적용되는 만큼 DVI 형상에 대한 해석 및 관련 실험 등 인허가 취득에 많은 노력을 기울이고 있다.

4. POSRV(Pilot Operated Safety Relief Valve)

POSRV와 관련된 APR1400의 기본 요건은 설계 기준 사고 발생시 일차측의 과압을 방지할 수 있어야 하며 설계 기준 초과 사고인 완전 급수 상실(Total Loss of Feed

Water, TLOFW) 사고 발생시 증기 발생기를 이용한 잔열 제거가 불가능할 경우 운전원의 조치로 RCS를 충분히 감압시켜 안전 주입을 가능하게 함으로써 잔열 제거를 할 수 있도록 하고 노심 노출을 방지할 수 있어야 한다는 것이다.

또한 APR1400에서는 노심 용융이 수반되는 중대 사고시 POSRV를 이용하여 RCS를 감압시켜 격납 건물 직접 가열 현상 발생을 방지하여야 한다.

국내 사업자 요건인 KURD^[4]에서는 이 기능과 관련 과압 방지 기능 및 TLOFW 사고시 주입 및 방출(feed & bleed) 운전중 방출 역할로 RCS를 급속 감압시킬 수 있어야 하고, 중대 사고시 이 감압 설비가 격납 건물 직접 가열 현상을 완화해야 하며, 방출된 기체, 증기 및 액체를 수용할 수 있는 공간을 제공할 것을 요구하고 있으며, EPRI URD^[5]에서는 중대 사고 및 TLOFW 사고시에 RCS를 신속히 감압하기 위해 안전 감압 계통(Safety Depressurization System, SDS)을 설치하고 과압 방지는 스프링 구동 안전 밸브(Pressurizer Safety Valve, PSV)에 의해 수행되는 설계를 요구하고 있다.

POSRV의 설계 적용과 관련하여 검토하여야 할 인허가 사항은 다음과 같다 :

- 단일 고장(single failure) 적

용 여부 관련 full credit 인정 문제

- 밸브 제작 측면의 ASME code 요건 만족을 평가하는 valve qualification 문제

KSNP의 과압 방지 기능은 PSV에 의해 수행되도록 설계되어 있으며, 설계 기준 초과 사고인 TLOFW 사고시 급속 감압을 수행할 수 있도록 SDS가 추가되었고, 이 SDS는 TLOFW 사고일 때만 사용된다.

APR1400에서는 과압 방지 기능과 TLOFW 사고시 급속 감압 기능을 동시에 수행하는 POSRV를 채택하여 기존의 스프링 구동 밸브들의 개방 설정치 접근시 누설 및 설정치 변동 등의 문제점을 보완하였다.

5. 증기발생기 용량

국내 원전의 불시 정지 원인 중 약 26%가 증기발생기 수위 조절 실패에 의한 것으로서 증기발생기 용량 증대는 수위 제어 능력 향상, 충분한 설계 여유도 확보 및 운전원 조치 여유 시간 확보에 긍정적이다.

또한 증기발생기 세관 재질 Inconel-690은 기존 원전의 Inconel-600 보다 내부식성이 우수하고 마모에 따른 Co-60 생성이 적어 일차측 방사선 준위 저감에 바람직하며, 증기발생기의 부식 또는 기계적 결함 등으로 인한 관폐쇄에 대비하여 적정 수준의 관폐쇄율 확

보는 필수적이다.

이와 관련된 KURD와 EPRI URD에서는 ALWR의 증기발생기는 10% 관폐쇄 여유도를 확보하여야 하며 세관 재질은 Inconel-690을 사용하여야 함을 제시하고 있어, APR1400에서는 이들을 기본 요건으로 설정하였다. 증기발생기 세관을 포함한 증기발생기 재질과 관련된 인허가 요건으로는 설계 과도 상태에 대한 ASME 코드 허용 응력 제한치를 초과하지 않아야 하며 (ASME^[71]), 증기발생기 용량과 관련하여서는 주급수관 파단 사고, 증기발생기 전열관 파단 사고 등 설계 기준 사고 발생시 10CFR100^[8]의 기준에 따라 다음 사항을 만족하여야 한다는 것이다 :

- 증기발생기 일차측 : ASME 등급 1, 안전 등급 1
- 증기발생기 이차측 : ASME 등급 1, 안전 등급 2
- 핵연료 손상 : 불허용 혹은 냉각 가능한 형태로 유지
- 방사선량 : 10CFR100 기준에 의한 소량의 방사선량

APR1400에서는 성능 목표 중의 하나인 증기발생기 용량 증대를 위해 설계 변경 및 관련 해석을 수행하였으며, 그 결과 10%의 증기발생기 관폐쇄 여유도 및 Inconel-690 사용을 설계에 반영하였고, TLOFW 사고시 20분인 증기발생기 고갈 시간은 설계 최적화 과정을

통해 만족됨이 확인되었다.

참고로, KSNP는 원자로 정지 후 증기발생기 고갈 시간이 15분 이상으로 유지되며, 증기발생기 세관 재질로는 Inconel-600을 사용하고, 8%의 관폐쇄 여유도를 확보하도록 설계되어 있다.

6. 운전원 조치 여유 시간

현재의 인허가 요건에서는 모든 설계 기준 사고에 대하여 운전원의 조치가 요구되는 경보 발생 후 최소한 30분 동안 아무런 조치를 취하지 않더라도 원자로가 안전 상태(노심 냉각 유지 및 핵연료 설계 한계치 만족)로 유지되어야 함을 요구하고 있다.

또한 운전원 조치 여유 시간은 설계 기준 사고 이외에도 기타 발전소 안전에 중요하다고 판단되는 운전원 조치에 대해서도 적용되며, 이 경우에는 안전 여유 기준(safety margin basis)으로서 현실적인 방법을 적용하여 평가하는 것이 허용된다.

APR1400의 운전원 조치 여유 시간을 30분으로 결정한 사유로는 사고 발생시 조치 필요성의 긴박함 등으로 인한 운전원 실수를 최소화하기 위하여 일반적으로 보수적으로 규정된 규제 요건보다 10분 이상 많은 30분을 적절한 여유 시간으로 판단하였기 때문이다.

설계 기준 사고 이외의 운전원 조



치 여유 시간 30분 적용은 인허가 요건에 부가하여 추가의 안전성을 확보하고자 하는 사업자의 의지를 반영하여 결정되었으며, 이는 APR 1400의 안전성 향상에 크게 기여할 것으로 판단된다.

KURD에서는 ALWR을 위한 운전원 조치 여유 시간과 관련하여 인허가 설계 기준 및 안전 여유 기준 요건을 동시에 적용하고 여유 시간도 기존 발전소보다 증가된 시간을 요구하고 있다.

즉 초기 사건에 단일 고장을 고려한 과도 상태 및 사고 분석시에 최소 30분간은 운전원 조치가 없어도 규제 제한치를 만족할 것을 요구함과 동시에 안전 여유 기준으로 일부 노심의 안전에 중요한 설계 기준 사고 이외의 사고 및 과도 상태에 대해서도 운전원 조치 여유 시간을 요건화하고 있다.

EPRI URD는 상기 KURD와 동일하나, 안전 여유 기준으로 기준 사고 이외의 주요 사고 및 과도 상태에 대해서 30분 이상의 운전원 조치 여유 시간을 요구하고 있다.

운전원 조치 여유 시간과 직접 관련된 기술 기준은 ANSI/ANS-58.8⁹⁾로서 발전소 과도 상태에 따라 각각 기기 작동 시간을 고려한 5, 10, 20분의 운전원 조치 여유 시간을 요구하고 있으며, 이때 사고 빈도는 작으나 노심 손상의 가능성이 높은 사고에 대해 보다 많은 운

전원 조치 여유 시간을 요구하고 있다.

실제 이들 요건에 따라 설계 기준 사고만을 고려하여 설계된 KSNP의 경우에는 호기별로 약간씩의 차이가 있지만 영광 3·4호기의 경우, 단일 제어봉 낙하 사고 및 유출관 파단 사고 해석시에는 10분, 붕소 희석 사고 해석시에는 15분, 기타 설계 기준 사고 해석시에는 30분을 적용하였다.

APR1400에서는 기본 요건인 운전원 조치 여유 시간 30분을 목표로 설계하였으며, 안전 해석 결과, 운전원 조치 여유 시간 30분을 만족하는 것으로 확인되었다.

7. 일체형 상부 구조물 (Integrated Head Assembly : IHA)

KSNP의 원자로 상부 구조물은 여러 개의 부품들로 구성되어 있어, 핵연료 재장전시 원자로 헤드의 해체 및 인양시 여러 단계의 복잡한 작업들이 선행되어야 하므로 핵연료 재장전 작업을 장기간 지연시키고 있다.

또한 작업자에 대한 방사선 피폭량도 증가시키게 되고, 격납 건물 내에 제거 및 분리된 원자로 상부 구조물 부품들의 보관 장소도 준비되어야 한다

이러한 불편이나 문제점을 최소화하기 위하여, KURD에서는 원자

로 상부 구조물에 대한 설계 요건으로 재장전 기간 단축, 작업자의 방사선 피폭량 감소, 관련된 작업의 단순화 등을 제시하면서, 이러한 요건들을 만족시키기 위하여 일체형 상부 구조물의 사용을 요구하고 있다.

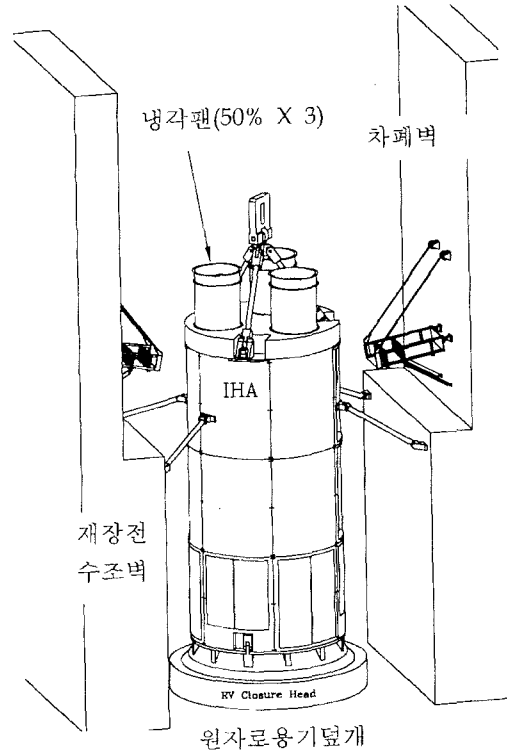
따라서 APR1400에서는 KURD 요건을 반영하여 복잡한 원자로 상부 구조물을 일체화한 IHA (그림 3) 참조)를 도입하였다.

IHA는 원자로 헤드 인양, 비산물 방호, 제어봉 구동 장치(Control Element Driving Mechanism, CEDM) 냉각, CEDM 내진 지지, 상부 케이블 지지 등의 기능을 수행하도록 설계된 각각의 부속품들이 조합되어 있고, 각각의 IHA 부속품들은 원자로 헤드와 일체형으로 결합되어 핵연료 재장전시 한번의 인양으로 원자로 헤드를 원자로 헤드 저장대로 이동시켜 보관한다.

또한 IHA는 CEDM 전원 케이블, Reed Switch Position Transmitter(RSPT) 케이블 등의 원자로 상부 케이블 및 원자로 냉각재 가스 배기 계통(Reactor Coolant Gas Vent System, RCGVS) 배관의 분리 및 연결 기능을 수행하도록 설계되며, 격납 건물 천정 크레인과 원자로 헤드 사이를 연결한다. 단순화된 IHA의 원자로 상부 덮개 해체 작업 과정은 IHA 상부에서 각종 케이블 분리, 원자로 상부

덮개 배기 계통 분리, 내진 지지대 제거, 그리고 polar crane의 IHA 인양 프레임 연결순이며, 조립 작업은 이 과정의 역순이다.

IHA 채택에 따른 기대 효과는 원자로 상부 구조물의 제거/설치 작업을 단순화하여 핵연료 재장전 기간 단축, 현장 작업자의 방사선 피폭량 감소, 부품 보관 장소 감소, 강철 구조물인 Head Area Cable Tray System(HACTS)의 제거로 인한 시공성 향상, 작업 위험도 감소, 그리고 기술 자립에 따른 설계 기술 및 부품 국산화 등이다.



〈그림 3〉 일체형 상부 구조물

8. RCS 주기기 60년 설계 수명

기존의 발전소는 일반적으로 40년의 설계 수명을 기준으로 하여 설계되어 있으며, 이는 재료 기술의 수준과 운전 경험 및 재료 성능 자료의 부족 등에 따른 보수적인 규제 요건에 따라 결정되었다.

그 동안 원자로 계통 재료의 성능이 꾸준히 향상되어 왔고 또한 발전소 부지 선정의 어려움이 현실화됨에 따라 기존 발전소에 대한 수명 연장에 대한 연구가 활발히 진행되고 있으며, 따라서 APR1400의 설계 수명 연장(40년-60년)에 대한 요구는 당연한 결과이다.

RCS 주기기 설계 수명과 관련된 APR1400의 기본 요건은 교체가 어렵고 교체시 상당 기간의 운전 정지가 요구되는 설비의 설계 수명은

60년이어야 한다는 것이며, 이에 해당되는 설비는 원자로 압력 용기·가압기·증기발생기·RCP 및 RCS 배관이다. 이와 관련된 사업자 요건인 KURD 및 EPRI URD에서도 설계 수명을 60년으로 하도록 요구하고 있다.

APR1400 RCS 주기기의 60년 설계 수명은, 주기에 대한 중성자 조사 취화, 응력 부식 균열, wear 및 fretting에 대한 평가, 증기발생기 세관 재료인 A690TT의 재료 평가, APR1400의 열수력 과도 조건에 대한 주기기 주요 부위의 피로 해석, 원자로의 가압열 충격 평가 및 압력-온도 한계 곡선 작성 등을 수행하여 평가되었다.

이러한 평가로부터 APR1400

RCS 주기기의 60년 설계 수명 요건이 만족된다는 것을 보일 수 있었으며, 따라서 설계 수명이 증가된 APR1400은 KSNP 대비 경제성이 향상된 발전소가 될 것으로 기대된다.

결론

APR1400 기술 개발의 목표로 설정된 주요 설계 특성들의 특성과 효과를 분석하였다. 이 특성들이 APR1400 개발의 기본 요건으로 선정된 배경과 국내외의 사용자 요구 사항, 유사 노형인 KSNP의 설계 내용 등을 종합적으로 분석하였고, 해당 설계 특성의 도입에 따른 장점을 소개하였다.

APR1400의 용량은 KSNP 대비 약 40%가 증가된 4,000MWt로서 증가된 용량에 따른 각종 기기 및 계통의 설계가 인허가 요건 및 사용자 요구 사항을 모두 만족시키며 설계가 진행되고 있다.

안전 주입 계통은 DVI·IRWST·유량 조절 장치 등을 새로 도입하고 LPSI 펌프를 제거하여 계통의 단순화로 KSNP의 유량 균형 시험 부담, 가동중 검사/시험 부담을 제거 또는 감소시켰고, 격납 건물 관통 부분의 감소 및 안전 주입 탱크의 냉각수 장기간 사용 등을 가능하도록 하였다.

처음으로 설계되는 DVI 안전 주입 계통 및 Fluidic Device를 포함하는 안전 주입 탱크 관련 해석 및 실험 등이 계속 수행되고 있다.

RCS 감압 계통은 과압 방지 기능과 설계 기준 초과 사고인 TLOFW 사고시 급속 감압 기능을 동시에 수행하는 POSRV를 채택하여 기존의 스프링 구동 밸브들의 가동중 문제점을 보완하였다.

TLOFW 사고시 증기발생기 고갈 시간을 20분으로 결정하여 설계 최적화 과정을 통해 만족됨을 확인하였으며, 설계 기준 사고시 운전원 조치 여유 시간 30분을 확보하여 운전원의 실수가 최소화될 수 있도록 하였다.

원자로 상부 구조물을 단순화한 IHA 채택을 통해 시공성을 향상시

키고 핵연료 재장전 기간을 단축시켜 현장 작업자의 방사선 피폭량을 감소시켰다. 또한 RCS 주기기 설계 수명을 60년으로 증가시켜 KSNP 대비 경제성이 향상된 발전소가 되도록 설계를 진행하였다.

이상과 같이 APR1400에 적용되는 주요 설계 특성을 고찰해 본 결과, 전반적으로 성능 및 안전성 목표 달성에 문제점이 없을 것으로 판단되며, APR1400의 경제성, 유사 개량형 원전과의 차별성 등과 관련된 필수적인 기본 요건들은 적절히 반영되어 설계가 진행되고 있는 바, 향후 건설될 APR1400은 세계의 타ALWR과 비교할 때 경제성·안전성 및 성능 면에서 우수한 명실상부한 한국의 차세대 원전이 될 것으로 기대된다.

〈참고 문헌〉

- [1] "Korean Utility Requirements Document", 한국전력공사 (1998)
- [2] "Draft Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System80+ Design", NUREG-1462, U.S. NRC (1992)
- [3] "Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System80+ Design", NUREG-1462, U.S. NRC (1994)
- [4] "Power Levels of Nuclear Power Plants", Reg. Guide 1.49, U.S. NRC (1973)
- [5] "Advanced LWR Utility Requirements Document", EPRI (1995)
- [6] "차세대원자로기술개발(I) 차세대원전 기본요건", KRC-92N-J11, 한국전력공사 (1994)
- [7] "ASME Boiler & Pressure Boundary Pressure Vessels Code Section III, Nuclear Power Plant Components, Class 1", ASME (1998)
- [8] "Reactor Site Criteria", 10CFR100, U.S. NRC (1999)
- [9] "Time Response Design Criteria for Nuclear Safety Related Operator Actions", ANSI/ANS-58.8, ANS (1984)
- [10] "KNGR Standard Safety Analysis Report", 한국전력공사 (1999)
- [11] "차세대원자로기술개발(II) NSSS 최종보고서", 차세대원자로 기술개발사업단 (1999)
- [12] "차세대원자로기술개발(III) NSSS 중간보고서", 차세대원자로 기술개발사업단 (2000)

* 본 논문에 기술된 내용은 한전과 한국전력기술(주)간의 차세대 원자로 기술 개발 용역 계약에 따라 한전의 지원에 의해 수행된 것임.