

신형원자로의 안전 설계개념 검토

김동수 · 채성기
한국원자력연구소

1. 서 론

미국의 TMI 원자력발전소 사고는 기계적 결함과 운전자의 과실에 의한 결과였다. 비록 이 사고로 인한 직접적 인명피해는 없었으나 서방의 원자력발전소 보유국들에게는 기보유 원전의 안전성 확인 및 시설 보안을 통한 안전성 향상 연구에 주력하는 계기가 되었다. 또한, 이 사고는 그동안 연구대상에서 소외되어온 소형냉각재 상실사고의 중요성을 획기적으로 부각시켰고, 보수적으로 분석되어온 많은 설계 기준 사고를 현실적으로 모의해야 할 필요성을 강조하여 다수의 원전계통분석용 대형 최적전산코드의 개발에 원동력이 되었다. 그러나 TMI 사고의 가장 중요한 후유증은 원전에 대한 일반의 신뢰도 상실일 것이다. 이 후유증이 채 아물기도 전인 1986년 소련에서 발생한 체르노빌 원전 재난은 원자력 에너지에 대한 일반의 신뢰도를 격감시켰고, 급기야는 원자력산업의 침체를 야기하였다. 사고의 직접적 영향으로 발생한 인명피해도 상당했던 이 사고의 원인은 불충분한 안전계통과 중대한 인간적 오류에 있던 것으로 밝혀졌다. 이 사고후 소수국가를 제외하고는 세계적으로 신규원전의 건설이 전면적으로 중지되거나 기발주된 원전의 건설이 취소되었다.

그러나 원자력 선진국에서는 점진적으로 증가하는 전력수요와 화석연료로 인한 대기 오염 때문에 나라별로 약간의 차이는 있으나 1990년대 말에서 2000년대 초에 원자력발전소의 신규건설이 불가피 할 것으로 전망하고, 이에 대비한 개발 연구를 진행중이다. 소위 차세대 원자로라 할 수 있는 이런 원자로는 몇가지 조건을 만족해야 한다. 우선 양대 원전사고로 상실된 대중의 원전 신뢰도를 회복하고 강화된 인허가 기준을 만족하기 위해 안전성이 향상된 설계이어야 할 것이다. 둘째로는 계통의 단순화, 건설기간 단축과 이용율 향상등을 통한 경제적인, 즉 전력회사들이 화석 연료를 사용하는 발전소 건설비와 비교하여 우월성을 인정할 수 있는 설계여야 한다.

미국에서는 이러한 차세대 원자로 개발을 위해

전력회사들이 설립한 Electric Power Research Institute(EPRI)와 연방에너지성(DOE)의 적극적 지원하에 개량형 경수로(Advanced Light Water Reactor; ALWR) 개발 프로그램이 진행 중이다. /1, 2/이 프로그램을 위해 EPRI는 기존 발전소의 운전 경험을 토대로 상세한 ALWR 설계 요건을 작성 하였으며, 이를 만족하는 ALWR개발은 두 단계로 나뉘어 수행 중이다. 첫째단계는 소위 Evolutionary ALWR 개발이며, 기존 미국내 가압경수로(PWR)와 비등경수로(BWR)의 설계를 개선, 보완하는데 주력한다. 공통점은 전기출력이 1,000MW 급인 대형 발전소의 개발이다. 이와 유사한 개량형 경수로 개발은 일본, 불란서 및 서독에서도 진행중이며, 주로 자국내의 후속 원전 건설에 대비한 것이다. 일본은 대형 개량형 비등경수로(ABWR)의 개발을 완료하여 건설계약을 체결하였으며, 개량형 가압경수로(APWR)의 상세설계도 진행중이다. /3/ 불란서와 서독은 자국의 차세대형 원자로를 기존발전소를 개선하여 표준화한 N-4 및 Convoy로 정하였고, 이들의 전기출력을 1,300MW 이상으로 증가시킬 계획이다. /4, 5/

미국 EPRI의 ALWR 계획의 두번째 단계는 전기출력 600MW 정도의 소형 피동형원자로(Passive Reactor) 개발이며, 이는 주로 2000년대 초반에 미국시장에서 필요할 것으로 예측하고 있다. 이러한 소형 신형로 범주에 속하는 원자로 는 미국, 영국, 서독 및 스웨덴에서 개발중이며 미국을 제외한 대부분 국가들의 개발 목표는 해외 수출을 위한 것이다.

천연자원이 빈약한 우리나라는 대부분의 발전용 화석연료를 수입하고 있으며 증가하는 전력 수요를 효율적으로 공급할 대체에너지가 없는 한 계속적 원전건설이 불가피할 것으로 보인다. 따라서 본문에서는 2000년대 초에 국내에도 건설가능 할 것으로 예상되는 4개의 대표적인 소형 피동형 원자로의 냉각 및 안전계통의 설계 개념을 중점적으로 검토하고자 한다. 대상 원자로는 Westinghouse사의 AP-600, Combustion Engineering (C-E)사와 Rolls-Royce사의 SIR(Safe Integral

Reactor), ABB(Asea Brown Boveri)사의 PIUS-(Process Inherent Ultimate Safety)와 설계가 거의 유사한 미국 GA(General Atomics)사의 MHTGR(Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor) 및 서독 Siemens사의 HTR(High Temperature Reactor)-Module을 선택하였다. 표 1에는 AP-600, SIR, PIUS 및 MHTGR의 주요 설계변수들을 요약하였다. 좀 더 광범위한 소형 신형로에 대한 비교, 검토는 문헌 /6, 7/에 수록되어 있다.

2. 냉각 및 안전계통의 설계 개념

가. AP-600 /8, 9/

AP-600은 미국의 Westinghouse사와 Burns & Roe사가 EPRI와 DOE의 지원하에 금년부터 기본설계를 시작하는 전기출력 600MW급의 피동형 가압 경수로이다.

1) 주냉각계통

AP-600의 주냉각계통은 원자로 압력용기를 중심으로 2개의 고온관, 4개의 저온관, 2개의 증기발생기, 4개의 주냉각재 펌프와 1개의 가압기로 구성되어 있다. (그림 1 참조) 증기발생기는 국내에도 잘 알려진 모델 F이며 전열관 부식방지를 위해 Inconel 690을 사용했다. 기존 펌프의 구동축 누수방지와 관련하여 4개의 주냉각재 펌프들은 구동 모터까지 주냉각계통의 압력경계 내에 포함시켰으며, 냉각재유량 완전 상실사고시에도 충분한 DNBR(Departure from Nucleate Boiling Ratio) 여유도를 보장하는 펌프의 관성공회전 유량 확보에 주력하였다. 자주 발생 가능한 과도 상태에서도 불필요한 원자로정지가 발생치 않도록 가압기의 체적을 증가시켰고, 설계특성상 소형냉각재 상실 사고시에도 노심노출이 예상되지 않아 기존 가압경수로의 Loop Seal이 제거되었다. AP-600의 주냉각계통은 현재 설계중인 영광 원자로 3, 4호기와 흡사하다.

2) 피동적 안전설비

표 1. 노형별 주요 설계 변수

Reactor Type Design Parameter	AP600	SIR Per module)	PIUS	MHTGR (Per module)
GENERAL	4	6	4	1
● Number of coolant pumps	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UCO+ThO ₂
● Fuel type	18	24	24	20
● Refuel cycle(Months)	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	Helium
● Coolant	60	60	60	40
● Plant design lifetime(Years)				
THERMAL AND HYDRAULIC DESIGN	1812	1000	2000	350
● Core thermal power (MWt)	600	320	640	134.5
● Net electric power (MWe)	12360	7500	13000	157.1
● Core coolant flow rate(kg/s)	288	294	260	258
● Core coolant inlet temp.(°C)	322	318	290	687
● System pressure(MPa)	15.51	15.5	9.0	6.39
● Average core power density(kW/1)	73.89	54.6	72.3	5.9
NUCLEAR DESIGN				
● Average burnup (MWD/MTU)	42	38	45	92.2
● Average enrichment (wt %)	3.6	3.3-4.0	3.5	19.9
CORE MECHANICAL DESIGN				
● Number of fuel assemblies (EA)	145	65	213	660
● Active core height(m)	3.65	3.47	2.5	7.93
● Core equivalent diameter(m)	3.4	2.59	3.76	1.65(I.D.) 3.50(O.D.)
STEAM GENERATOR DESIGN	2	12	4	1
● Number of steam generators (EA)	6.36	5.5	4.0	17.3
● Steam outlet pressure (MPa)	Fodel F	Once	Once	Once
● SG type	(U-tube)	-through	-through	-through
MODULE(S) PER STATION(≈ 600MWe)	1	2	1	4

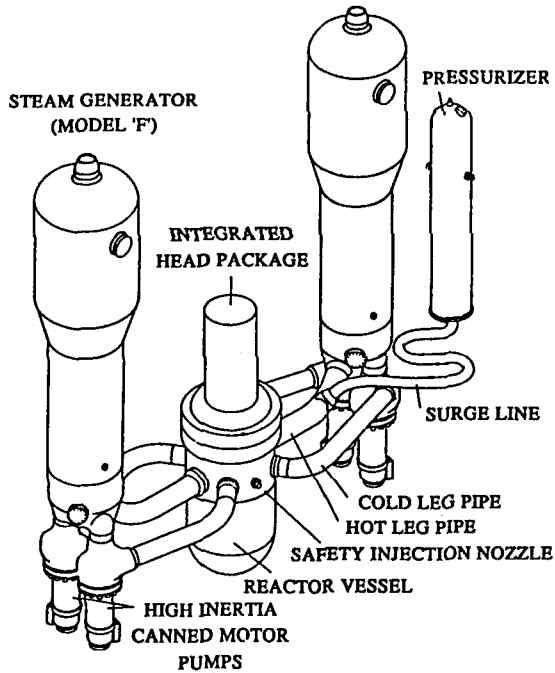


그림 1. AP-600의 주냉각계통

AP-600의 공학적 안전설비는 기존의 능동적 구성요소 대신에 피동적 요소를 채택하여 매우 간단하며 신뢰도가 높고 운전자의 조작을 필요로 하지 않는다. 안전설비는 크게 피동적 안전주입계통(Passive Safety Injection System; PSIS)과 피동적 격납용기 냉각계통(Passive Containment Cooling System; PCCS)으로 구분된다.

피동적 안전주입계통은 잔열제거, 주냉각재 보충, 안전주입 및 격납용기 분무를 수행한다. 그림 2는 AP-600의 격납용기 내부에 위치한 안전주입계통을 개략적으로 보여준다.

피동적 잔열제거(Passive Residual Heat Removal; PRHR) 열교환기는 급수계통이 고장이거나 증기발생기에 의한 열제거가 불가능할 때 잔열제거를 담당한다. 이 열교환기는 가압기의 밀립관과 주냉각 계통의 저온관에 연결되어 있으며, 격납용기 내부에 위치한 재장전수 저장용기(In-Containment Refueling Water Storage Tank; IRWST)안에 주냉각관보다 높이 설치되어 있다. 이 열교환기는 보통 닫혀있는 공기 작동 밸브의 개방에 의해 작동된다. 주냉각재 펌프가 작동

시에는 고압의 저온관에서 열교환기를 거쳐 고온관으로 가는 강제순환 잔열제거 유류가 형성되며 펌프 정지시에는 반대방향으로의 자연순환이 이루어진다. IRWST안의 재장전수가 포화온도에 이르기까지 수시간동안 잔열 제거가 가능하며 이로 인해 격납용기의 가열 가능성이 최소화 된다. 피동적 잔열제거는 증기발생기에 의한 열제거가 다시 가능할 때까지 수행된다.

피동적 냉각재 보충(Passive Reactor Coolant Makeup)은 과도상태와 관련된 소량의 누수, 또는 정상보충 계통이 작동치 않을때 이루어진다. 분산수로 채워진 두개의 노심보충용기(Core Makeup Tanks; CMT)가 이 기능을 위해 설치되어 있으며 어떤 주냉각계통 압력에도 중력에 의거 작동된다. CMT는 정상시 열려있는 적은 압력균형관에 의해 가압기의 증기부분과 연결되어 있고 방출관은 공기구동 밸브에 의거 닫혀 있다. 가압기 저-저 수위에 의거 원자로와 냉각재 펌프가 정지되면 압력용기 저온관으로의 방출밸브가 열린다. 주냉각 계통의 수위가 계속 감소하면 주냉각관보다 높게 위치한 CMT에서 물이 공급된다. 이 방법으로 초당 약 1리터 정도의 주냉각재 누수를 보충할 수 있다.

대형 냉각재 상실사고에 대처하기 위해 AP-600에는 2개의 Accumulator가 설치되어 있으며 압력용기 저온관으로의 방출관은 CMT 계통과 공유한다. 압력 질소가스에 의거 작동하는 Accumulator의 기능은 기존 가압경수로와 같다.

CMT와 Accumulator가 비게되면 역시 주냉각관보다 높게 위치한 IRWST로부터 중력에 의한 주입이 작동한다. 주입은 주냉각계통의 압력이 IRWST와 주냉각계통간의 높이 수두보다 낮아야 가능하므로 AP-600에는 다단계의 주냉각계통 감압용 자동장치가 있다. 이 장치는 CMT의 수위가 낮아지면 작동하며 가압기 상단에 두개의 밸브집단이 IRWST에 연결되어 있고 추가로 고온관에 격납용기로 방출하는 밸브집단이 있다.(그림 2 참조) IRWST 작동후 10시간이 지나면 IRWST도 비게 되나 이때는 CMT, Accumulator와 IRWST에서 나온 물로 주냉각관 이상까지 덮히게

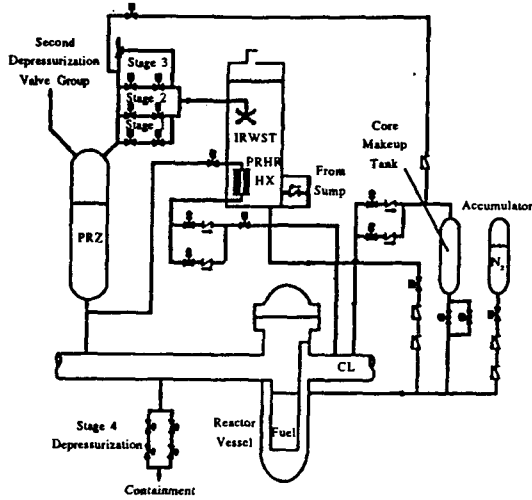


그림 2. AP-600의 잔열제거계통

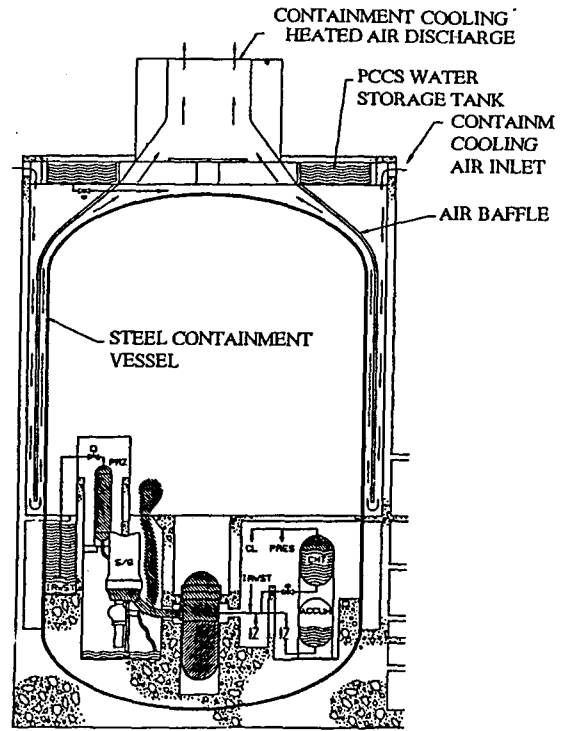


그림 3. AP-600의 격납용기계통

된다.

AP-600에는 Accumulator 같이 작동하는 피동적 격납용기 살수계통(Passive Containment Spray)이 있다. 압축질소가스에 의해 작동되는 이 계통은 격납용기 내부의 핵분열 물질 반응도가 높을 때 사용된다.

AP-600의 피동적 격납용기냉각계통(PCCS)은 격납용기 구조물의 열을 직접 주위로 제거하는 기능을 갖는다. 그림 3에는 PCCS가 개략적으로 도식화 되어 있다. PCCS는 강철격납용기 내부의 Fan 냉각기가 장시간 사용불능이거나, 격납용기로의 에너지 방출이 큰 사고시 격납용기 고-고압력에 의거 작동된다. 강철격납용기 보호콘크리트 빌딩 상단의 용기에서 냉각수가 격납용기 표면을 따라 흘러내리며 반대방향으로 자연순환되는 외부공기에 의거 냉각효과가 증대된다. 이로 인해 강철격납용기 내부표면에서는 응축이 발생하여 압력을 감소시킨다. PCCS는 72시간 동안 격납용기 외부표면을 적실 수 있는 냉각수를 갖고 있으며, 그 이후에는 항상 작동하는 자연공기순환에 의거 격납용기 압력을 설계치 이하로 유지할 수 있다.

나. SIR/10, 11/

SIR는 미국의 C-E사와 영국의 Rolls-Royce사 등이 개발중인 전기출력 320MW급의 경수로이다. 현재는 개념설계를 완료한 단계이며 계속적 개발에 필요한 재원확보를 위해 노력중이다.

1) 냉각계통

SIR의 주냉각계통의 특징은 노심, 증기발생기, 가압기 및 주냉각재 펌프가 하나의 용기안에 포함되어 있는 것이다. 이 용기 내부는 주냉각재의 유로형성 및 구조물의 분리를 위해 여러부분으로 나뉘어 있다. 그림 4는 SIR의 주냉각계통을 보여준다. 노심은 용기 중앙하단에 위치하며 열출력은 1,000MW이다. 기존 가압경수로의 Downcomer 부분에는 12개의 증기발생기가 배치되어 있고 Inconel 690 직선전열관을 사용하였다. 전열관 내부로는 저압의 급수 및 증기가, 그리고 외부에는 고압의 주냉각재가 흐른다. 가압기는 용기 최상단에 분리판에 의해 형성된다. 모

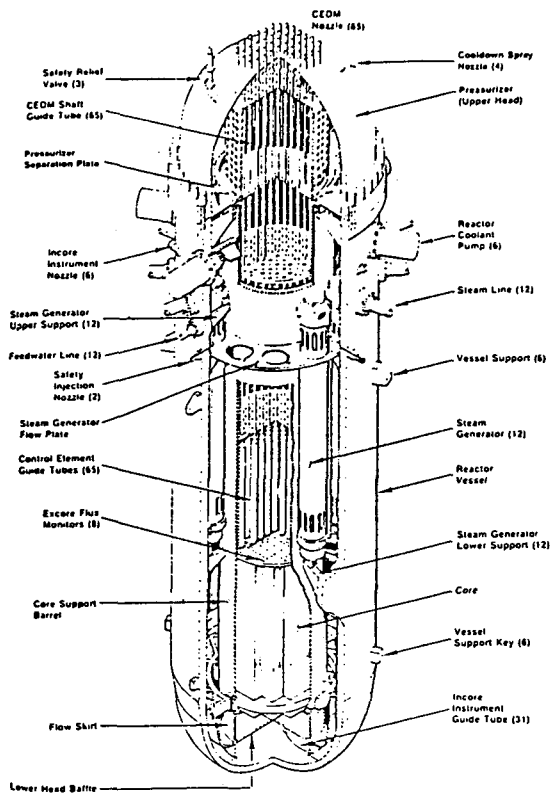


그림 4. SIR의 주냉각 계통

두 6개의 주냉각재 펌프가 용기벽에 수직으로 박혀있으며 구동축 틈으로 주냉각재가 누출될 우려가 없는 설계를 택하였다. 노심을 떠나는 주냉각재는 펌프에 의해 Downcomer로 보내지며, 여기서 증기발생기를 통과하여 열을 전달한 후 다시 노심 아래로 유입된다.

2) 피동적 안전설비

효과적 잔열제거와 주냉각재의 재고 제어는 발전소를 안전한 상태로 유지하는 기본이다. SIR에는 교류전원과 운전자의 조작없이 이 기능을 72시간 동안 수행가능한 피동적 안전계통이 설치되어 있다. 이 계통에는 서로 독립적인 이차측 응축계통 안전계통이 설치되어 있다. 이 계통에는 서로 독립적인 이차측 응축계통(Secondary Condensing System; SCS) 비상냉각재 주입계통(Emergency Coolant Injection System; ECIS)

및 안전감압계통(Safety Depressurization System; SDS)이 포함되어 있으며, 그림 5에는 이 계통들의 관계가 간략하게 나타나 있다. SCS와 ECIS는 자동으로, SDS는 수동으로 작동된다.

이차측 응축계통 SCS는 응축기, 자연순환 응축조, 충수용기, 4개의 증기발생기와 필요한 격리밸브 및 연결관으로 구성된다. SCS는 주냉각재가 포화상태에 접근하면 작동하며 축전지에 의한 격리밸브의 개폐외에는 잔열제거 공정이 자연순환과 중력에 의한 배수로 이루어진다. 응축조는 잔열을 적어도 72시간 동안 흡수할 수 있으며 격납용기 밖에 위치하고 있어 손쉽게 제거시간을 연장할 수 있다. SCS의 작동으로 원자로는 고온대기 상태에 머물 수 있다. SCS에 사용되는 4개의 증기발생기는 별도의 계통과 연결되어 장시간의 냉각에 이용되며 이 계통은 증기발생기 순환계통(Steam Generator Recirculation System)이라 불린다.

비상냉각재 주입계통(ECIS)은 진압탱크로부터 물을 취하여 이를 증기발생기 위부분의 Downcomer로 주입하는 증기주입기로 구성된다. 이 계통은 압력용기 수위에 의해 작동되며 가압기 부분에서 취한 고압증기가 저압의 진압탱크물을 가속하여 높은 동적압력을 생성한다. 이때 증기가 응축하고 혼합체의 동적압력은 처음의 증기압력보다 높은 정적압력으로 바뀐다. ECIS의 기능은 모든 설계기준 사고에서 노심노출의 발생방지, 압력용기의 재충수와 수위제어이다.

안전감압계통(SDS)은 주냉각계통과 진압탱크를 연결하는 밸브와 관으로 구성된다. 이 계통은 주냉각계통의 신속한 감압으로 진압탱크의 물이 중력에 의해 압력용기로 유입되게 한다. SDS는 정상 냉각재 보충계통과 비상냉각재 주입이 불가능할 때 사용된다.

SIR의 격납용기 계통은 기존 가압경수로형과 비교하여 특이한 설계를 갖고 있다. 이는 Pressure Suppression Containment로 불리며, 압력용기와 보조구조물을 둘러싸고 강철피복재를 갖는 원통형 콘크리트 구조물(Reactor Vessel Compartment; RVC), 외면에 냉각저저리미를 갖는 8개의 진압탱크와 이들을 잇는 배기계통으로 구성

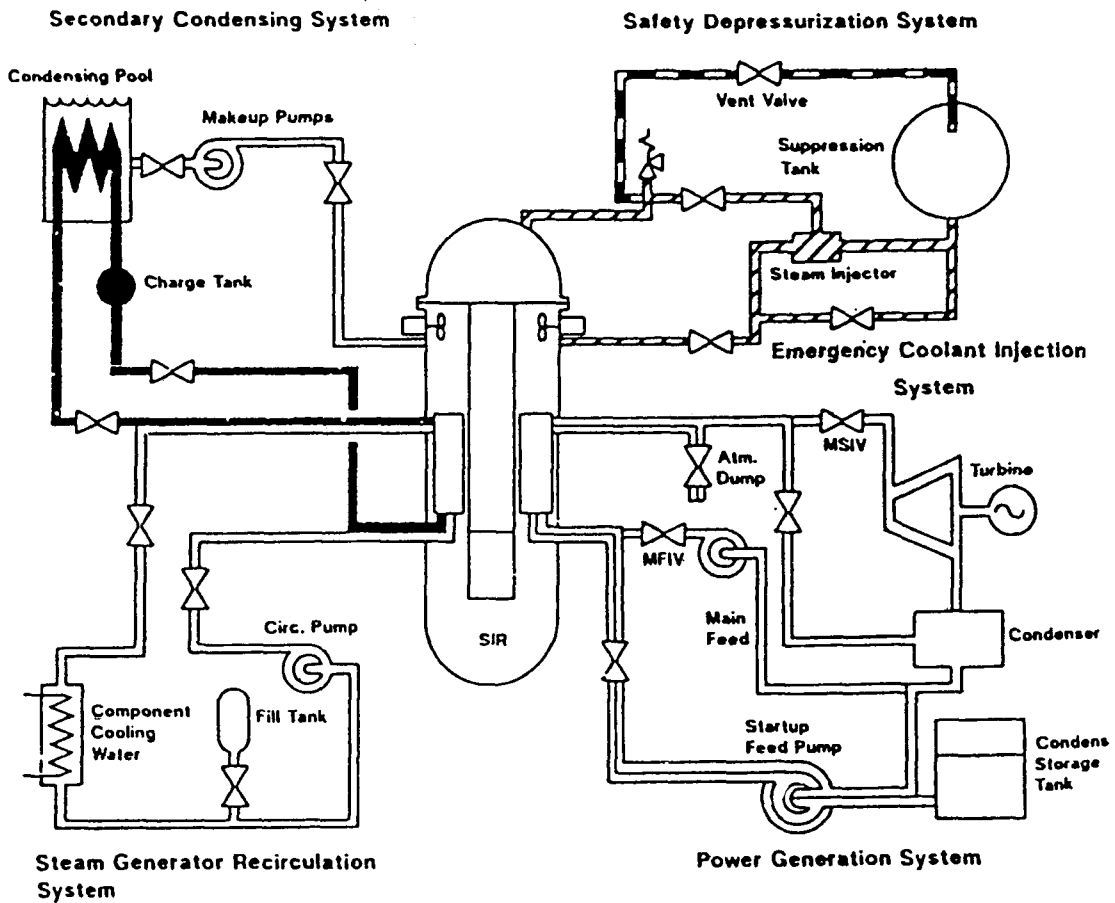


그림 5. SIR의 전열제거계통

된다. (그림 6참조) 격납용기로 많은 에너지가 방출되는 사고가 발생하면 보통 수소폭발 예방을 위해 무반응가스로 채워진 격납용기 압력이 상승한다. 이로 인해 가스-물-증기의 혼합체가 배기계통을 통해 진압탱크로 유입된다. 증기는 진압탱크물이 포화온도에 도달할 때까지 응축되며 가스는 탱크위에 모이게 된다. 핵분열 물질들은 탱크물에 씻겨 외부로의 방출가능성이 크게 감소한다. 탱크물의 온도가 올라가면 탱크외면에 마련된 냉각지느러미로 유입되는 공기에 의한 자연순환 냉각이 수행된다. 이 격납용기 계통은 사고후 적어도 72시간 동안 어떠한 운전자의 조치없이도 기능을 수행하도록 설계되어 있다.

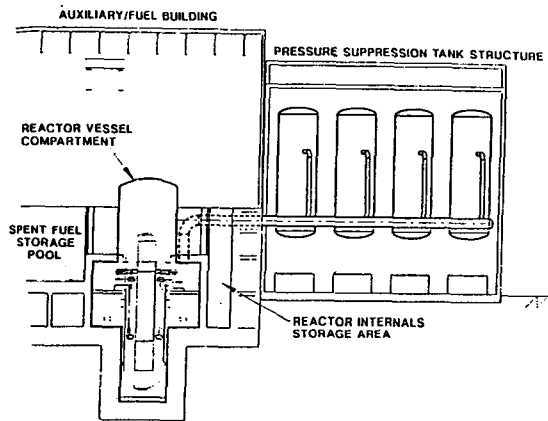


그림 6. SIR의 격납용기계통 설계

다. PIUS /12-14/

스웨덴의 ABB사가 1970년대 부터 연구개발 해 온 PIUS 경수로는 그동안 여러종류의 개념설계가 발표되어 혼돈스러운 점이 있으나 기본설계 개념이 상당히 흥미롭다. 여기서는 전기출력 600MW급이고 콘크리트 압력용기 외부에 증기발생기를 설치한 설계를 중심으로 검토했다.

PIUS의 설계 특성상 냉각 및 안전계통을 동시에 설명하기로 한다. PIUS 핵증기 공급시스템의 근본배치는 그림 7에 나타나 있다. 노심은 사전응력 처리된 대형콘크리트 수조의 하단에 위치한다. 노심 상단지지판 위로 높이가 30m이고 두 부분으로 나뉜 Riser가 콘크리트 수조 상단의 강철 지붕안에서 고온관으로 연결된다. 수조밖에 부착

된 4개의 직선전열관 증기발생기를 지난 주냉각재는 증기발생기 하단에 위치한 Wet Motor형 주냉각재 펌프에 의해 고온관과 같은 높이의 저온관을 따라 Riser 외부의 환형 Downcomer로 유입된다. 저온관과 Downcomer의 연결부위로 부터 약간 아래에서 냉각재는 약 16m/s로 가속되어 이 부분에서의 저온관 압력이 고온관 압력보다 약간 높게된다. 또한, 이 부분에서 Downcomer와 Riser 사이는 개방되어 있으며 이를 Siphon Breaker라 한다. 이 장치는 저온관의 가상적 파단사고시 수조의 물이 흡입되는 것을 방지하기 위함이다. 가속된 물은 Diffuser에서 다시 감속되어 노심으로 유입된다.

콘크리트 수조 상단의 강철돔이 가압기 역할을 하며, 이곳에 비응축성 가스가 모인다. 가압기에는 안전 및 방출밸브들이 설치되어 있다.

대형 수조에는 저온의 고농도 봉산수가 들어 있으며 과도상태나 사고시에는 항상 열려있는 상·하단 밀도 잠금장치(Density Lock)를 통해 자연순환에 의한 잔열제거 혹은 노심출력 조절이 수행된다. 이 자연순환의 시작은 하단 Density Lock에서 시작된다. 이 장치는 열린 파이프 다발로 구성되어 고온 냉각재가 저온 냉각재 위에 층을 이루고 있다. 접촉면의 높이는 측정되며 냉각재 펌프 속도 조절으로 원하는 위치에 있게 한다. Density Lock 위에는 거의 정체를 하는 완충층적이 있으며 그 위에 시운전시 가능한 저수두 자연순환을 방지하기 위한 기체 Hood가 있다. 만약 노심유량이 펌프 최대유량보다 크면 Density Lock에서의 평형상태가 깨지고 저온의 고농도 봉산수가 수조로부터 노심으로 유입된다. 이는 Riser를 통해 올라가다 도중에 Downcomer로 옮겨진후 다시 상단 Density Lock을 통해 수조로 유입된다.

수조의 물은 비상시 잔열제거로 일주일간 증발될 수 있는 양이나 그림 7에서 보듯이 보조 잔열제거계통 채택으로 그 기간을 연장할 수 있다. 수조에는 필요에 따라 사용후 핵연료 저장시설을 설치할 수 있다. 노심손상 가능성이 거의 없다고 예상하는 PIUS에도 비행기 추락에 견딜 수 있는 격납용기가 설계되어 있다.

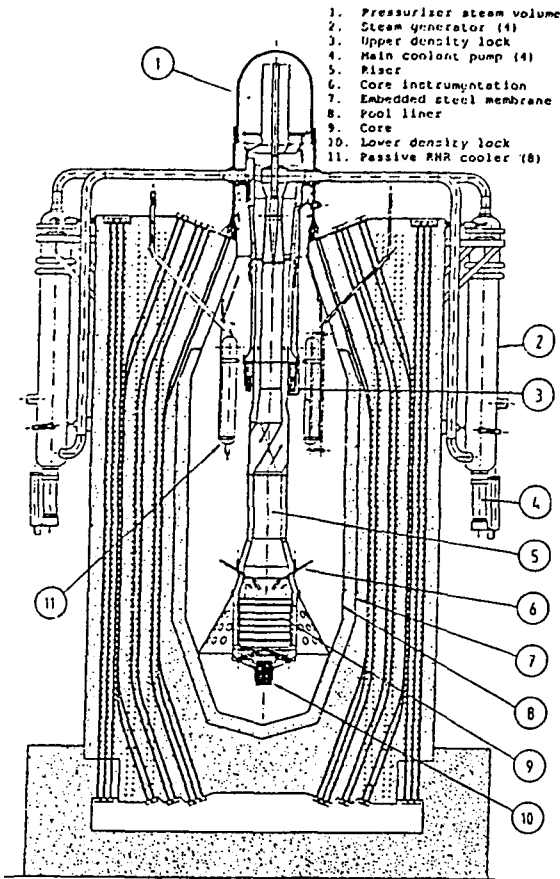


그림 7. PIUS의 주냉각 및 잔열제거계통

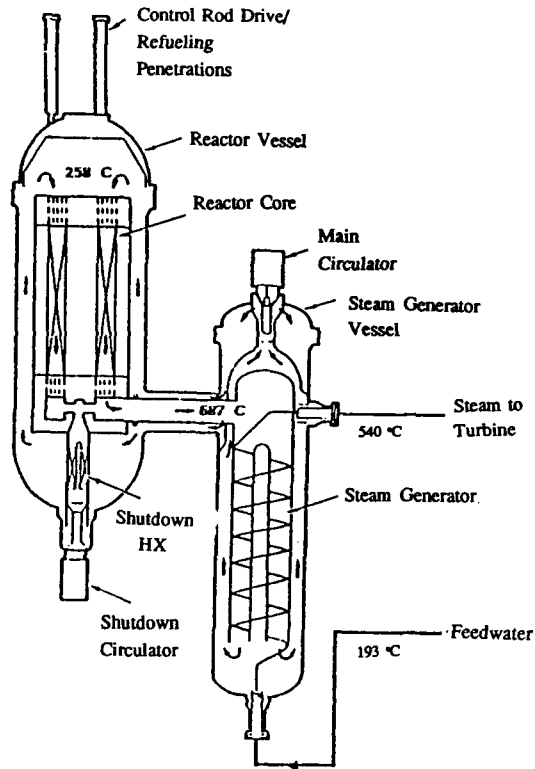


그림 8. MHTGR의 주냉각계통

라. MHTGR /5, 15/

미국, 영국 및 서독에서 연구개발해 오던 고온 가스냉각 원자로의 경험을 토대로 미국의 GA사를 중심으로 다수의 기관들은 미국 DOE의 재정 지원하에 고유적으로 안전한(Inherently Safe) MHTGR을 1980년대 중반부터 개발해 왔다. MHTGR은 서독 Siemens사의 HTR-Module과 같은 형의 핵연료를 사용한다. 소위 TRISO라 불리는 직경 약 1mm의 핵연료 알맹이는 UO_2 혹은 UCO를 3겹으로 코팅하여 핵분열물질이 누출되는 것을 방지하며, 이 알맹이들은 다시 탄소층으로 싸인 공모양의 Fuel Element(HTR-Module)나 프리즘 모양의 Fuel Element(MHTGR)로 제조된다. TRISO 핵연료는 2500°C에서도 파손율이 거의 무시될 정도이나 안전상 1600°C 이상을 넘지 않도록 설계되었다./16/ HTR-Module 노심은 Pebble Bed 식으로 핵연료의 교체가 항상 가

능하며 /17/, 이런 형으로는 열출력의 증가가 어렵다는 판단하에 MHTGR은 프리즘 Fuel Element로 구성된 환형(Annular) 노심을 택하였다. 상기 두개의 노형은 Fuel Element에만 차이가 있고 냉각 및 안전계통은 매우 유사하므로 여기서는 MHTGR을 중점적으로 설명한다.

1) 냉각계통

MHTGR의 주냉각계통은 환형노심을 포함한 압력용기와 증기발생기의 연결로 구성된다. 그림 8은 MHTGR의 냉각계통을 간단하게 보여준다. 주냉각재인 He 가스는 노심 상단에서 하단으로 유입되어 증기발생기로 보내진다. 증기발생기 전 열교환기는 나선형으로 되어있고 열전달을 마친 냉각재는 증기발생기 상단의 순환기에 의거 다시 노심 상단으로 보내진다. 주냉각재인 He 가스는 잘 알려진 무반응 기체로 감속재로 사용되는 탄소의 산화를 예방하고 고온으로 가열될 수 있어 가스냉각 원자로의 높은 효율에 기여한다.

2) 안전계통

원자로 정지후 증기발생기를 통한 잔열제거가 불가능할 경우 MHTGR에는 원자로 정지냉각계통(Shutdown Cooling System; SCS)이 있다. 이에 속하는 열교환기와 순환기는 압력용기 하단에 설치되어 있으며, 이들은 추가적 열교환기 펌프등과 연결되어 있다.

상기 두개의 능동적 계통에 의한 잔열제거가 불가능할 경우, 잔열은 전도와 복사에 의해 원자로 공동냉각계통(Reactor Cavity Cooling System; RCCS)으로 전달된다. RCCS는 피동적이며 자연대류에 의거 외부로 열전달을 하기 위해 반사기와 공기로 냉각되는 판을 사용한다. 이 계통은 항상 작동되므로 정상운전 중에도 설계 출력의 0.25% 해당하는 열손실을 야기한다. RCCS의 작동원리는 그림 9에 간략하게 도식화되어 있다.

RCCS를 위한 공기유로가 막힐 경우에도 잔열은 피동적 전도와 복사에 의거 압력용기 주위의 구조물과 지반으로 전달되어 핵연료의 온도가 1,600°C를 넘지 않도록 되어있다. 이런 MHTGR의 설계특성은 사고나 과도상태때 운전자의 조치없

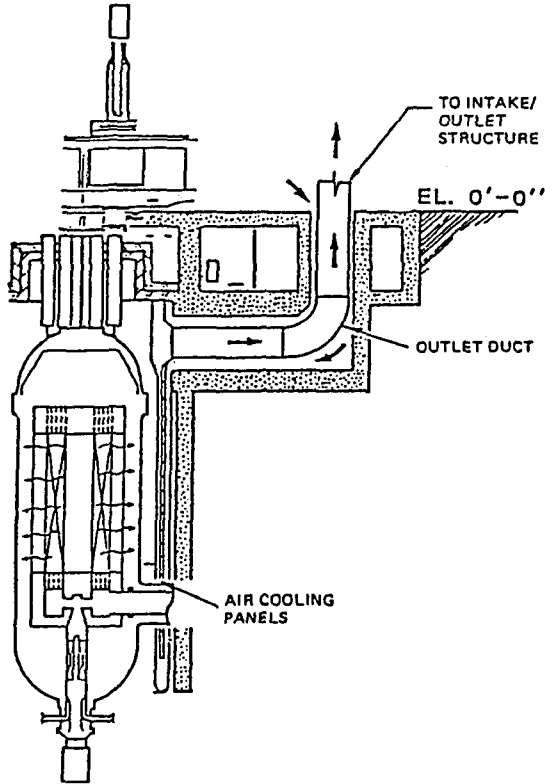


그림 9. MHTGR의 원자로 Cavity 냉각계통

이 노심을 1주일 이상 안전한 상태로 냉각할 수 있다.

3. 설계개념 검토

앞에서 서술한 신형원자로들의 냉각 및 안전계통 설계의 성능을 상대적으로 비교 평가하는 것은 대부분의 원자로들이 개념설계, 혹은 기본설계의 초기단계로서 충분한 상세설계치가 없어 곤란하다. /18/ 따라서, 본문에서는 원자로들의 설계개념을 피동적 안전계통, 예비안전성 분석 및 인·허가 차원에서 정성적으로 검토하기로 한다.

가. 피동적 안전계통

신형원자로들은 기존 원자로와 마찬가지로 원자로 정지와 잔열제거를 위해 적어도 두개의 독립적 계통이 있어야 하며 핵분열 물질의 방출방지를

위해 다단계 보호벽이 설계되어 있어야 한다. 상기 4개의 신형로들은 잔열제거를 위한 안전계통 설계에 피동적, 즉 능동적 요소가 없이 중력 및 자연순환과 같은 물리적 원리를 이용하여 적어도 작동 신뢰도 차원에서 기존 공학적 안전계통 설계에 비해 향상된 인상을 준다. AP-600의 잔열제거 계통들은 체계적이고 다양성(Diversity) 개념이 잘 반영된 것으로 사료되나, SIR의 계통들은 기능면에서의 상관관계가 불확실하다. PIUS의 잔열제거 방법은 원자로 정지를 동시에 유도하며, 다른 여유 계통이 없기 때문에 작동 신뢰도가 아주 높아야 한다. MHTGR에서는 열수용량(Heat Capacity)이 높은 노심의 온도상승 속도가 낮은 점을 이용하여 반응속도가 낮은 자연현상을 이용하여 피동적 잔열제거계통을 설계하였다. 모든 원자로들은 음값의 감속재 온도 계수(Moderator Temperature Coefficient)를 갖고 있어 노심출력의 과도상승을 방지하며, MHTGR에서는 원자로 정지에도 기여한다. 핵분열 물질의 대기누출방지와 외부로부터의 영향 예방을 위해 모든 원자로들은 격납용기를 갖고 있다.

상기 노형들의 설계가 계속 진척되어 정량적인 설계 검토 및 분석이 가능할 경우 다음과 같은 사항에 중점을 두어야 할 것으로 사료된다.

- 피동적 안전계통의 채택으로 신형로가 기존 원자로보다 안전성이 얼마나 향상되었는지의 분석이 필요하다. 현재로서는 피동적 설계가 계통의 단순화를 통한 경제성 향상에 기여하는 정도가 더 큰 것으로 판단된다.
- 피동적 안전계통의 성능에 대한 분석이 필요하다. 이론적 설계를 뒷받침 할 수 있는 실험결과와 새로운 설계의 불확실성 정립이 수행되어야 할 것이다. 아울러 피동적 안전계통이 전기출력이 큰 1000MW이상 급의 원자로에도 효율적으로 적용 가능한지의 분석이 필요하다.
- 고유 안전성(Inherent Safety)의 부여를 위해 대부분 상당히 큰 음값의 감속재 온도계수(MTC)를 채택하는데, 불의로 차가운 냉각재가 유입될 경우에 대한 영향 평가가 필요하다. 같은 목적으로 채택된 낮은 노심출력 밀도의 타

당성 역시 안전성 및 경제성 차원에서 상세 검토되어야 할 것이다.

나. 예비안전성 분석

상기 신형로들이 기존 원자로보다 안전성 측면에서 우수하다는 것을 보이기 위해 주로 제시되는 것이 각 노형별 예비안전성 분석 결과 들이다. /11, 14, 15, 19/ 이들의 요점은 확률론적 안전성 분석결과 노심용융 확률이 기존 원자로보다 10-20배 낮고 설계기준사고시 예상되는 핵연료, 혹은 핵연료피복재의 온도가 규제치 보다 훨씬 낮아 기존 원자로 보다 우수한 안전여유도를 갖는다는 것이다.

그러나 이런 예비안전성 분석결과들은 최종설계치를 사용하지 않아 신뢰성에 문제가 있다고 본다. 작동신뢰도가 높은 피동적시스템의 채택과 고유안전성의 고려로 확률론적 안전성분석결과는 기존 원자로보다 향상될 것으로 기대되나, 설계기준 사고의 분석결과에는 일반적으로 기존 원자로와 비교하여 현저한 차이점을 발견하기 힘들었다. 특히 냉각재 상실사고시 핵연료 피복재의 온도는 규제치보다 현격하게 낮으나 이런 결과는 최적전산코드로 기존 원자로를 분석할 경우에도 기대되는 것이다. /20/ 열출력 밀도가 기존 원자로보다 낮은 신형로의 냉각재 상실사고 해석결과만을 고려할 경우 피동적 안전시스템의 기여도가 명백하지 않는듯 하다.

신형로의 설계가 진척되면 안전성분석과 관련하여 다음 사항들의 검토에 주의를 기울여야 할 것으로 사료된다.

- 설계기준사고의 해석뿐 아니라 중대사고에 대한 분석도 필요하다. 신형로들이 피동적 안전시스템 채택으로 적어도 72시간 이상 운전자의 조치가 필요없다면 중대사고 분석 결과에서도 기존 원자로와의 차이점이 제시되어야 한다고 본다.
- 기존 경수로에 기준을 둔 설계기준 사고보다 광범위한 사고분석이 필요하다. 신형로의 설계차이와 새로운 계통으로 인해 가능한 추가적 사고의 영향에 대한 정보는 극히 저으며 단지

MHTGR에서 만이 감속재인 탄소의 산화와 물과의 화학반응등이 고려되어 있다.

다. 인허가 문제

기존 원자로의 건설을 통해 경험한 바와 같이 인·허가는 경우에 따라 건설기간을 연장시키고 건설비의 증액을 초래하는 가장 중요한 요인중에 하나이다. 앞서 서술한 신형로들중 MHTGR만이 미국 규제기관인 USNRC와의 협조하에 핵심적 평가기준을 작성중이며/21/, AP-600은 1990년 후반에 역시 USNRC로 부터 설계증명(Design Certification)을 획득 할 계획이다. SIR와 PIUS에 대한 인·허가 계획은 아직 분명치 않다.

미국의 원자력규제기관인 USNRC는 예상되는 신형로의 표준설계 증명등을 위해 새로운 미연방규제법 10 CFR 52를 제정·공포하였다./22/ 이에 의하면 새로운 계통의 채택시 그의 성능확인을 위해 현실적 크기의 실증실험을 수행하여야 하며 설계증명의 획득을 원할 경우 반드시 발전소의 전체 설계를 제시하여야 한다. 신형로들의 설계증명 획득시까지의 상당한 시간과 경비가 소요될 것으로 판단된다.

4. 결 론

본문에서는 차세대 원전을 위한 피동적 원자로인 AP-600, SIR, PIUS 및 MHTGR의 안전 및 냉각시스템의 설계개념을 검토하였다. 대부분이 개념설계 단계인 이 신형로들의 피동적 계통들을 정량적으로 검토하기는 힘드나 기존 경수로의 공학적 설비와 비교할 때 작동 신뢰도 향상과 고유 안전성에 의한 안전성 개선과 계통의 단순화를 통한 경제성 향상은 정성적이나마 확인할 수 있었다. 그러나 피동적 설계와 고유안전성은 실증실험을 통해 확인되어야 확실한 장점이 될 수 있으며, 목적에 따라서는 단점을 초래하므로 심도있는 분석이 필요하다. 향후 정량적 분석시 특히 유의할 점은 고유안전하고 피동적인 설계가 절대안전을, 그리고 계통단순화가 필연적으로 안전성 향상을 의미하는 것이 아니라는 비판적 관점도 가져야 한다는 것이다.

5. 참고문헌

- / 1 / K.E. Stahlkopf, J.C. DeVine and W.R. Sugnet, "US ALWR Programme Sets Out Utility Requirements for the Future", Nuclear Engineering International, November 1988, pp. 15-19
- / 2 / R. Livingston, "The Next Generation", Nuclear Industry, July/August 1988, pp.18-33
- / 3 / Y. Mishima, "Advanced Power Reactor Programs in Japan", Proc. of the Int. Topical Mtg. on Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle, WA, USA, May 1-5, 1988. pp.313-326
- / 4 / K. Orth, "Safety Features of Next Generation KWU Pressurized Water Reactors", Proc. of the Int. Topical Mtg. on Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle, WA, USA, May 1-5, 1988, pp.169-177
- / 5 / M.L. Ryan, "Outlook on Advanced Reactors", Nucleonics Week, March 30, 1989
- / 6 / T. Umezu, "중소형노 개발이용의 현황 및 전망", 원자력공업 제34권 제 1 호(1988), pp.13-19
- / 7 / I. Sugawara, "중소형노의 안전성 및 인허가문제", 원자력공업 제34권 제 1 호(1988), pp.26-29
- / 8 / S.N. Tower, T.L. Schulz and R.P. Vijuk, "Passive and Simplified System Features for the Advanced Westinghouse 600 MWe PWR", Nuclear Engineering and Design, Vol.109 (1988), pp.147-154
- / 9 / L.E. Conway, "The Westinghouse AP-600 Passive Safety Systems", Proc. of the Int. Topical Mtg. on Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle, WA, USA, May 1-5, 1988, pp.552-557
- /10/ "Passive-Safety Design Sketched by C-E, RR", Nuclear News, Vol.32, No.3(1989), pp.85-86
- /11/ R.E. Newman and F.L. Carpentino, "Small Can Be Beautiful-The Safe Integral Reactor", Proc. of the 5th KAIF/KNS Annual Conference, Seoul, Korea, April 17-19, 1990, pp.255-277
- /12/ U. Bredolt et al., "PIUS-The Next Generation Water Reactor", Proc. of the Int. Topical Mtg. on Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle, WA, USA, May 1-5, 1988, pp.476-487
- /13/ J. Fredell and U. Bredolt, "PIUS, Self-Protective Thermohydraulics Transient without Safety System Intervention", Proc. of the 5th ANS Winter Mtg. on Nuclear Thermal Hydraulics, San Francisco, California, USA, Nov. 26-30, 1989, pp.80-87
- /14/ K. Hannerz, "Making Progress on PIUS Design and Verification", Nuclear Engineering International, Nov. 1988, pp.29-31
- /15/ A.J. Neylan, D.V. Graf and A.C. Millunzi, "The Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor (MHTGR) in the U.S." Nuclear Engineering and Design, Vol.109(1988), pp.99-105
- /16/ D.T. Goodin et al., "The Passive Safety Characteristics of MHTGR Fuel Elements", Proc. of the Int. Topical Mtg. on Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle, WA, USA, May 1-5, 1988, pp.376-380
- /17/ U. Leuchs and W. Steinwarz, "Modular High Temperature Reactor for Various Applications", Kerntechnik Vol.52, No.2(1988), pp.96-100

- /18/ S.F. Garribba and C. Vivante, "Problems in the Assessment of Inherent Safety Characteristics of Nuclear Reactors", Proc. of the Int. Topical Mtg. on Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle, WA, USA, May 1-5, 1988, pp.148-152
- /19/ R.M. Kemper and C.M. Vertes, "Loss-of-Coolant Accident Analysis of the Advanced Westinghouse 600 MWe PWR", Proc. of the 3rd Int. Topical Mtg. on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Seoul, Korea, Nov. 14-17, 1988, pp.83-98(Section A4)
- /20/ 한국에너지연구소, 한국전력공사, "운전여유도 검토", 핵증기 공급계통 표준화를 위한 조사용역 제10권, 1987
- /21/ US Nuclear Regulatory Commission, "Key Licensing Issues Associated with DOE Sponsored Advanced Reactor Designs", SECY-88-203, July 15, 1988
- /22/ US Nuclear Regulatory Commission, "10 CFR Parts 2, 50, 51, 52, and 170 : Early Site Permits, Standard Design Certifications, and Combined Licenses for Nuclear Power Reactors", US Federal Register Vol.54, No.73, April 18, 1989, pp.15372-15400