

## 신형원자로의 열수력학적 특성에 관한 고찰

장 순 흥

한국과학기술원 핵공학과

### 1. 서 론

원자력발전은 지난 30여년간의 성공적인 운전실적에도 불구하고 최근 전세계적인 침체기가 지속되고 있다. 그 원인으로는 지나치게 복잡해진 시스템과 건설기간 연장 등으로 인한 발전단가의 상승, TMI 및 체르노빌 원전 사고를 겪으면서 크게 확산된 일반대중의 원전에 대한 부정적인 인식, 선진국에서의 전기소비 증가추세의 둔화 등 여러가지를 들 수 있겠다. 온실효과 등 환경문제의 주원인이며 공급이 불안정하고 머지않아 고갈이 예상되는 화석연료를 대체할 수 있는 유일한 현실적인 에너지원이 원자력임에는 의심할 여지가 없으나, 기존의 상업용 원자로 설계로서는 현재의 사회경제적 환경에 대응하기 어려운 실정이다. 따라서 안전성과 경제성을 크게 향상시킨 원전을 개발하려는 노력이 활발히 전개되고 있는데, 개량형 원자로(Evolutionary Reactor)와 피동형안전로(Passive Safety Reactor)의 두 방향으로 연구가 진행되고 있다. 이 중에서 특히 피동형안전로는 고유안전성(Inherent Safety)과 수동안전성(Passive Safety)의 확대 적용으로 원자로의 안전성을 혁신적으로 향상시키고 계통의 단순화 등을 통하여 발전단가를 낮출 수 있어서 90년대 후반부터 원자력 산업을 회생시키는 계기를 이룰 것으로 기대되고 있다.

신형원자로의 개념은 스웨덴의 ASEA-ATOM에서 설계한 지역난방용 원자로인 SECURE에서 일찌기 가시화된 바 있다. 그들은 다시 발전용 원자로인 SECURE-P(PIUS)를 설계하였고, 최근 수년간은 미국, 유럽, 일본 등지에서 신형원자로에 대한 연구가 활발히 수행되어 AP600, SBWR, PRISM, SAFR, MHTGR, HTR-500, SIR, ISER, MARS 등 많은 형태의 원자로들이 설계되거나 연구되고 있다. 또한 AECL의 SLOWPOKE 등 모든 지역난방용 원자로는 기본적으로 신형안전로의 개념들을 이용한다.

열수력학적인 측면에서 신형원자로의 대표적인 특징은 정상운전시의 노심 냉각, 원자로 정지 후의 붕괴열 제거, 사고시의 안전주입, 격납용기 냉각 등에서 수동적인 방법에 크게 의존하는 점이며, 대표적인 수동적 방법은 자연순환을 이용한 냉각과 중력

등에 의한 수동 안전주입이다. 이 개념들은 기존의 원자로에서도 일부 채택되어 왔으나, 신형원자로에서는 혁신적으로 확대 적용하여, 안전성을 크게 향상시키고, 계통을 단순화함으로써 건설비의 감소, 운전 및 유지보수의 편의, 방사선 피폭의 감소 등의 효과도 얻는 것이다.

이 글에서는 주요 신형원자로의 열수력학적 설계 특성을 소개하고, 각 열수력학적 설계개념별로 그 원리와 연구 현황 및 미해결 분야 등을 논의하기로 한다.

## 2. 주요 신형원자로의 열수력학적 설계 특성

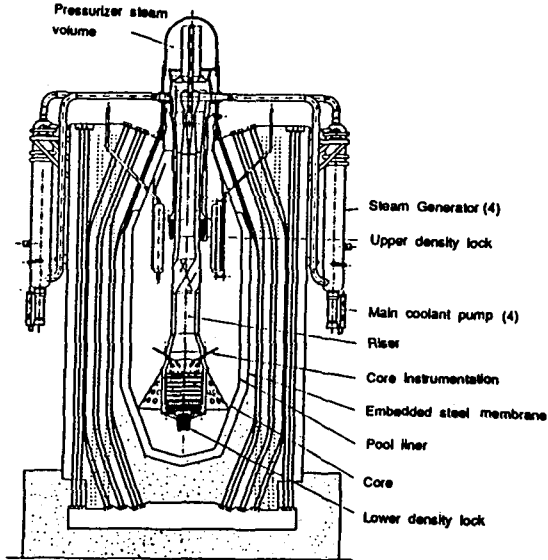
모든 신형원자로들은 고유안전성과 수동안전성을 향상시키고 안전여유도를 증진시키기 위한 독특한 설계특성을 지닌다. 그림 1에 대표적인 신형원자로 설계를 예시하고, 표 1에서 주요 신형원자로의 열수력학적 측면에서의 설계특성을 요약하였다. 안전성과 관련하여 가장 중요한 관점은 원자로 정지와 붕괴열 제거를 어떤 방법으로 안전하게 달성할 수 있는가이다.

PIUS(Process Inherent Ultimate Safety)는 스웨덴의 ABB Atom AB에서 개발하고 있는 모듈형 PWR로서 기본적으로 풀형(Pool-Type) 설계이다. PIUS에서는 노심을 Prestressed Concrete Reactor Vessel(PCRV)로 둘러싸인 대용량의 붕산수 풀 안에 장착시켜서 항상 잠기도록 함으로써, 냉각재펌프에 의한 강제순환으로 증기발생기를 통해 냉각이 이루어지는 정상적인 운전상태를 제외한 모든 경우, 풀 내의 자연순환에 의해 노심의 냉각이 가능하도록 하고 있다. 저온 고농도의 붕산용액 풀과 여기에 잠긴 1차계통은 “Density Lock”이라는 독특한 설계에 의해 분리되어, 정상운전시에는 풀 붕산수가 원자로 냉각계통(RCS)으로 유입되는 것이 방지되고, 원자로 정지시나 사고시에는 고농도의 풀붕산수가 유입되어 원자로 정지와 자연순환에 의한 냉각이 이루어진다. PIUS에서는 증기발생기와 냉각재펌프를 PCRV 내부에 위치시키는 설계와 외부에 위치시키는 설계가 각각 개발되고 있으나, 최근에는 기존 PWR 관련기술을 최대한 활용하기 위해 후자가 중점적으로 개발되고 있는 것으로 보인다. 이 경우

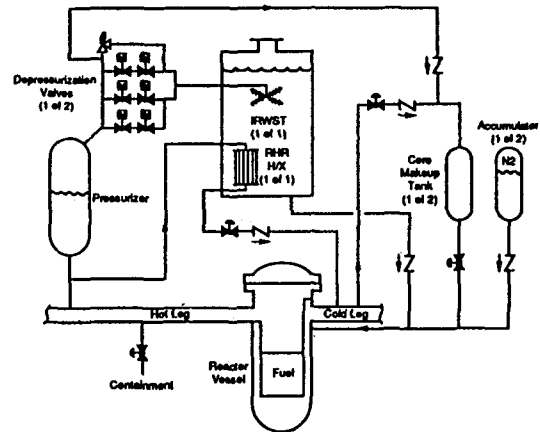
NSSS는 3모듈로서 전기출력은 600—650MWe로 예상되고 있다.

웨스팅하우스사를 중심으로 개발하고 있는 AP600은 600MWe급 루프형(Loop-Type) PWR이다. 정상운전시에는 증기발생기에 부착된 Canned Motor Pump에 의한 강제순환으로 노심을 냉각시키고, 원자로 정지 후 급수계통이 동작하지 않을 경우에는 수동 잔열제거열교환기(Passive RHR H/X)를 통과하는 자연순환으로 붕괴열을 제거한다. Passive RHR H/X는 원자로보다 높은 위치의 In-containment Refueling Water Storage Tank (IRWST) 내에 위치하여 이곳에 붕괴열을 전달한다. 안전주입은 2개의 Core Makeup Tank(CMT), 2개의 Accumulator 및 하나의 대용량 IRWST로부터의 중력을 이용한 수동적인 주입이다. 여기서 CMT는 주로 소형 LOCA 시에, Accumulator 및 IRWST는 대형 LOCA 시에 원자로에 비상노심냉각수를 공급하며, RCS 감압 속도를 높여서 안전주입을 촉진하기 위하여 자동감압계통(Automatic Depressurization System)이 구비되어 있다. 대형 LOCA시 IRWST가 완전히 비워지기 전에 노심은 격납용기로 흘러나온 물에 충분히 잠기게 된다. 그리고 급속 격납용기의 냉각은 냉각수의 수동주입 및 대기의 자연순환에 의해 이루어지며, 격납용기 내부 대기 냉각 및 방사능물질 제거를 위해 수동적인 격납용기 살수계통이 구비되어 있다.

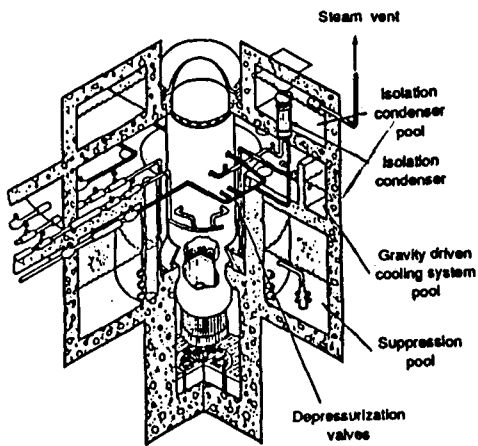
GE를 중심으로 개발되고 있는 SBWR(Simplified Boiling Water Reactor)은 600MWe급 BWR이다. 여기서 노심 열제거를 위한 원자로용기 내의 냉각재 순환은 기존의 BWR과는 달리 펌프를 사용하지 않는 자연순환 방식을 택하고 있다. 자연순환에 의해 충분한 재순환 유량을 확보하기 위해 원자로용기의 높이가 기존의 BWR에 비해 증가되고, 노심 출력밀도는 낮아졌다. 여기서 증가된 원자로용기 체적은 발전소 과도현상의 진행속도를 낮춤으로써 전반적인 운전여유도를 향상시킨다. SBWR의 중요한 특징 중의 하나는 Isolation Condenser(IC)의 사용이다. IC는 노심보다 높은 위치에 있는 IC Suppression Pool에 잠겨있어서, 원자로가 터빈/복수기로부터 차단될 경우 자연순환에 의해 붕괴열을 제거하고, 사고 후의 장기간 냉각에도 이용되어 3일동안 자연순환에 의해 붕괴열을 제거할 수 있도록 설계되



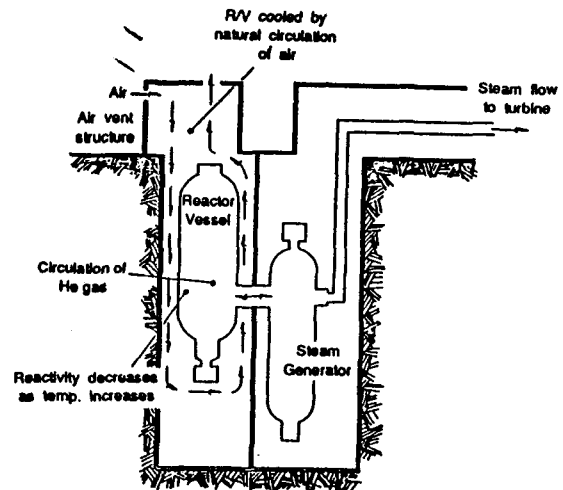
㉑ PIUS의 핵증기공급계통



㉒ AP600의 안전계통



㉓ SBWR의 안전계통

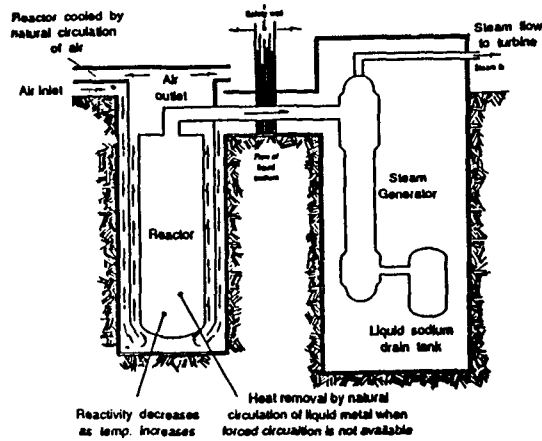


㉔ MHTGR 냉각계통

그림 1. 주요 신형원자로

고 있다. LSCA시의 안전주입은 Gravity Driven Cooling System(GDCS)에 의해 수동적으로 이루어진다. GDCS는 원자로 압력이 일정값 이하로 떨어지면 원자로보다 상부에 위치하는 GDCS Suppression Pool로부터 중력에 의해 냉각수를 주입하는데, 이때 원자로의 감압을 촉진시키기 위한 감압밸브가 구비되고 있다. 또한 격납용기의 냉각은 대기의 자연순환에 의한다.

이밖에도 SIR(Safe Integral Reactor), ISER(Intrinsically Safe and Economical Reactor), MARS (Multipurpose Advanced Reactor, Inherently Safe), B-600등의 PWR형 신형원자로와 여러 종류의 BWR형 신형원자로들이 연구되고 있거나 제시되었다. 여기서 ISER과 SIR은 PIUS와 유사한 설계개념을 도입하면서 금속 원자로용기를 사용하고 있고, MARS와 B-600은 AP600과 유사하므로 상세한 설



㉔ LMR 냉각계통

그림 1. 주요 신형원자로(계속)

명은 생략한다.

액체 금속원자로(LMR)에서는 GE를 중심으로 개발 중인 PRISM(Power Reactor Inherently Safety Module)과 Rockwell International을 중심으로 개발 중인 SAFR(Sodium Advanced Fast Recator)이 설계개념이 구체화된 경우이다. PRISM과 SAFR은 모두 액체 나트륨(Liquid Sodium)을 냉각재로 사용하는 풀형 원자로로서, Intermediate Heat Exchanger(IHX)를 사용하는 등 전체적인 구조는 보통의 LMFBR과 유사하다. PRISM에서는 155MWe 급인 원자로 모듈(Reactor Module)이 최소 기본단 위로서, 금속 원자로용기 안의 액체나트륨 풀 내에 하나씩의 노심과 냉각재펌프 및 IHX가 위치하며, 원자로 용기 주위는 다시 금속 격납용기가 둘러싸고

	PIUS	AP600	SBWR	PRISM	MHTGR
원자로형 및 출력	Pool-Type PWR 3×200MWe	Loop-Type PWR 600MWe	BWR 600MWe	Pool-Type LMR 3×155MWe (1 Power Block)	Modular HTGR 4×350MW <sub>t</sub>
1차계통 냉각재 압력	H <sub>2</sub> O 9MPa	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	Liquid Sodium~1 atm	He Gas
노심 입/출구온도	260/289.8℃			329/485℃	258/687℃
정상운전시의 노심 열제거	강제순환	강제순환	자연순환	강제순환	강제순환
원자로 정지 - 정상시 - 비상시	봉산수 수동주입 봉산수 수동주입	제어봉/ 봉산수 수동주입	제어봉/ 봉산수 수동주입	제어봉/ 고유안전성	제어봉/ 고유안전성
붕괴열 제거 (정상적인 계통이 동작하지 않을때)	자연순환	자연순환	자연순환	자연순환	자연순환
안전주입	수동주입 (자연순환)	수동안전주입 (중력)	수동안전주입 (중력)	—	—
격납용기 - 형태 - 냉각방식	— —	금속격납용기 냉각수 수동주입 대기 자연순환	콘크리트용기 냉각수 수동주입	Reactor Module마다 금속격납용기 대기 자연순환	—

두 용기 사이는 아르곤가스로 채워진다. 3개의 Reactor Module이 하나의 터빈 발전기에 연결되어 하나의 465MWe급 전력블록(Power Block)을 형성하여 독립적으로 운전되는데, PRISM 발전소는 3개의 전력블록으로 이루어지는 1395MWe급을 목표로 하고 있다. PRISM에서 정상운전 중의 노심냉각 및 IHX로부터 증기발생기로의 열전달은 강제순환에 의존한다. 그러나 IHX를 통한 통상적인 열전달과 보조냉각제통의 작동이 불가능한 경우는 노심의 붕괴열이 액체 나트륨의 자연순환에 의해 금속 원자로용기로 전달되고, 다시 복사열전달에 의해 금속 격납용기로 붕괴열이 전달되며, 금속 격납용기는 대기의 자연순환에 의해 냉각된다(Reactor Vessel Auxiliary Cooling System). 정상적인 원자로 정지계통과 냉각제통이 모두 작동하지 않더라도 부반응도제수에 의한 출력감소와 대기의 자연순환에 의한 냉각만으로 노심의 과도한 온도상승을 방지할 수 있는 것으로 보고되고 있다. SAFR은 하나의 450MWe급 원자로 모듈이 사용되며, 열수력학적 특성은 PRISM과 유사하다.

고온기체냉각로에 대한 연구도 미국, 서독, 소련 등지에서 활발하다. 여기서는 USDOE의 참조설계에 따라 General Atomics를 중심으로 연구되고 있는 미국의 Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor (MHTGR)에 대해 논의하기로 한다. MHTGR 참조발전소는 4개의 350MWt 원자로 모듈로 구성되며, 각 모듈은 하나씩의 원자로와 증기발생기로 구성되는데, 이들은 인접하지만 분리된 Concrete Cavity내에 위치한다. MHTGR의 경우도 정상운전시는 강제순환에 의해 노심을 냉각시키지만, 정상적인 붕괴열제거제통이 동작하지 않을 경우 Reactor Cavity Cooling System(RCCS)에 의한 대기의 자연순환으로 과도한 온도상승을 방지한다. 또한 제어봉 제통이 동작하지 않더라도, 연료봉 온도가 상승하면 Negative Doppler Coefficient에 의해 노심출력이 붕괴열 수준으로 낮아지는 것으로 보고되고 있다.

지금까지 각 신형원자로별로 중요한 열수력 설계 특성을 살펴보았다. 다음 절에서는 구체적인 설계개념별로 기본원리, 연구현황, 더 연구되어야 할 분야 등이 논의된다.

### 3. 각 열수력학적 설계개념에 대한 고찰

#### 가. 자연순환(Natural Circulation)

##### (1) 기본 원리

임의의 유체계통에서 유체가 가열되는 위치보다 냉각되는 위치가 높을 경우, 온도 차이로 인해 상부에서 높은 밀도분포가 형성되고, 이러한 밀도분포는 중력장 내에서 부력을 일으켜서 자연대류 또는 자연순환 현상이 발생한다. 그림 2는 간단한 루프형 냉각제통에서 나타날 수 있는 자연순환 양식을 보여주고 있다.

그림 2(a)와 같은 단상 자연순환계에서 정상상태의 운동량방정식은 다음과 같다.

$$-g \oint \rho \, dz = \frac{1}{2} K_1 \frac{W^2}{A^2 \rho_1} \quad (1)$$

여기서  $K_1$ 은 형태손실(Form Loss)과 마찰손실(Friction Loss)을 포함하는 루프 전체의 단상손실계수이며,  $W$ 는 질량유량이다. 밀도변화는 노심과 열교환기에서만 일어나고, 또 선형적으로 변화한다고 가정할 경우 식 (1)의 좌변은 다음과 같이 쓸 수 있다.

$$-g \oint \rho \, dz = g(\rho_1 - \rho_2) \Delta z = g \rho_1 \beta \Delta T \Delta Z = g \rho_1 \beta \frac{Q_c}{W C_p} \Delta z \quad (2)$$

따라서 식 (1), (2)로부터 다음과 같은 단상 자연순환유량을 얻는다.

$$W_1 = \left[ \frac{2A^2 \beta g \rho_1^2 Q_c \Delta z}{c_p K_1} \right]^{1/2} \quad (3)$$

식 (3)으로부터 단상자연순환유량을 증가시키려면 노심과 열교환기간의 높이차를 증가시키거나 손실계수를 감소시켜야 한다. 노심 출력의 증가도 유량을 증가시키기는 하지만, 열부하가 증가하므로 유체계통의 온도는 전반적으로 상승하게 될 것이다.

2상 자연순환(그림 2(b)(c))의 경우도 유량은 식 (1)로부터 결정되며,  $K_1$  대신 2상손실계수  $K_2$ 가 사용되어야 한다. 비등현상이 수반될 경우 부력은 식 (2)와 같이 간단하게 표현되지 않으므로, 유효밀도차( $\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_2$ )를 사용하여 다음과 같이 나타내는 것이 편리하다.

$$-g \oint \rho \, dz \cong g(\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_2) \Delta z \quad (4)$$

이 경우 2상 자연순환 유량은 다음과 같이 표현된다.

$$W_{2\phi} = \left[ \frac{2A^2 g \rho_1 (\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_2) \Delta z}{K_2} \right]^{1/2} \quad (5)$$

여기서 가해지는 열량이 일정할 경우 밀도차는 유량의 영향을 받으므로 유의하여야 한다.

일반적으로 원자로계통에서 소형 LOCA가 발생하면, RCS내의 압력이 떨어지고 냉각재 재고량이 서서히 줄어들므로, 비등이 발생하게 될 것이다. 루프내의 냉각재 재고량이 줄어들고 비등이 발생하여 Hot Leg이 2상유동이 되는 처음 단계(그림 2(b))에서는 밀도차가 커져서 유량은 증가한다. 그러나 2상유동 영역이 확대되어 Cold Leg까지 2상유동이 되는 경우(그림 2(c))는 마찰 손실이 커지고 밀도차는 상대적으로 줄어들어 유량은 감소할 것이다. 주어진 발전소에서 냉각재 재고량이 점차 감소할 때 자연순환 유량은 증가하였다가 감소하는 것으로 알려져 있다.

## (2) 신행원자로에서의 자연순환 설계

신행원자로에서 자연순환은 정상운전시의 노심 냉각, 원자로 정지 후의 붕괴열 제거, 격납용기 냉각 등에 이용되고 있다.

SBWR에서는 기존의 BWR에 비해 원자로의 높이를 증가시키고 노심 출력밀도를 낮추는 등의 설계 개선을 통하여, 정상운전시 자연순환 방식만으로 원자로용기 내에서 충분한 냉각재 재순환이 이루어지도록 하고 있다. 따라서 재순환펌프 및 관련 배관들이 제거됨으로써 고유한 안전성이 향상되고, 운전 및 유지 보수가 상당히 편리해진 것으로 평가된다.

모든 신행원자로는 붕괴열 제거의 최종수단으로 자연순환 방식을 채택하고 있으며, 자연순환만으로도 붕괴열 제거기능이 수행되도록 설계되어 있다. PIUS, ISER 등은 풀형 자연순환으로 볼 수 있으나, 비상시의 궁극적인 붕괴열 제거 수단은 충분하게 확보된 풀 붕산수의 비등일 것이다. AP600, SBWR의 경우는 높은 위치의 열교환기를 통해 노심에서 생성되는 붕괴열을 제거하는 루프형 자연순환이다. 반면에 LMR이나 HTGR에서는 대기가 금속 격납용기 또는 원자로용기 주위로 자연순환하면서, 노심으로부터 냉각재 자연순환이나 열복사로 전달

된 붕괴열을 제거하고 있다.

자연순환은 격납용기 대기의 냉각과 금속 격납용기의 냉각에도 효율적으로 이용되고 있다.

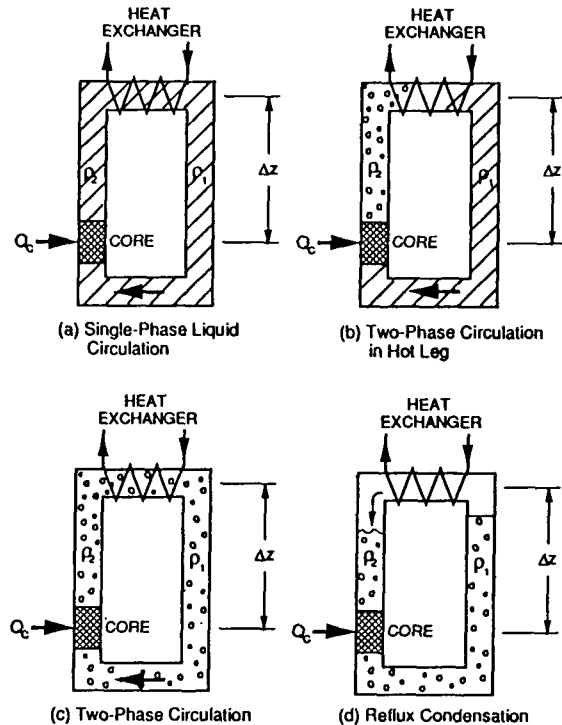


그림 2. Natural Circulation Modes

## (3) 연구 과제

자연순환 현상은 비교적 잘 이해되고 있으며, 신뢰성 있는 수동적인 냉각방식이다. 특히 루프형의 단상 액체자연순환은 현상이 단순하므로 수치적 방법으로 비교적 정확하게 예측할 수 있다. 풀내에서의 자연순환은 현상이 보다 복잡하므로, 실험 및 이론적인 연구가 요구되고, 특히 자연순환을 촉진시키는 방법에 대해 더욱 연구되어야 할 것으로 보인다. 2상 자연순환은 아직까지 현상에 대한 이해가 부족하고, 불안정성(Instability)문제의 개입, 압력손실 특성의 변화 등으로 모델링에 어려움이 따른다. 따라서 이 분야에 대해서는 광범위한 실험적, 이론적, 수치적 연구가 필요한 것으로 판단된다. 또한 외부 대기에 의한 금속 격납용기 냉각방식에서, 대기의 유동을 원활하게 유도하는 방법도 꾸준히 모색되어야 할 것이다.

## 나. 수동 안전주입(Passive Safety Injection)

### (1) 기본 원리

경수로의 냉각재 상실사고시 안전주입은 노심에 냉각수를 공급할 뿐만 아니라, 고농도의 붕산수로 노심의 반응도를 낮추는 역할도 하고 있다. 수동안전주입의 대표적인 효율적인 방법은 중력을 이용하는 것이다. 비상노심냉각수 탱크가 원자로보다 높은 곳에 위치하고(높이차  $\Delta z$ ) 원자로의 압력이  $P_{R/V}$ , 탱크 압력이  $P_{TANK}$  일 때, 다음 조건이 충족되어야 안전주입이 시작된다.

$$P_{R/V} < P_{TANK} + \rho g \Delta z \quad (6)$$

이 때 원자로용기까지의 주입경로의 손실계수를  $K$  라고 하면 탱크로부터의 안전주입 유량은 다음과 같다.

$$W_{TANK} = \left[ \frac{2 \rho A^2 (\rho g \Delta z + P_{TANK} - P_{R/V})}{K} \right]^{1/2} \quad (7)$$

그러나 탱크로부터 주입되는 유량의 많은 부분은 노심으로 들어가지 못하고 우회하여 파단부위로 방출된다. 노심에서의 냉각수 유량은 위 식들과는 별도로 RCS에서의 유동조건에 의해 결정되는데, PWR의 경우 강수관(Downcomer)에서의 수두와 노심 및 루프에서의 압력손실간의 평형에 의해 결정된다.

식 (6)으로부터 탱크압력이 높을 경우 안전주입을 효율적으로 달성할 수 있음을 알 수 있다. 그러나 많은 양의 비상냉각수를 고압탱크에 저장할 수는 없으므로, 고압탱크의 용량은 상대적으로 작고, 장기간 냉각에 이용할 대용량의 냉각수 탱크는 대기압 가까이 유지된다. 따라서 원자로 압력을 빠른 속도로 떨어뜨리기 위한 감압계통이 필요하다.

중력에 의한 수동안전주입 이외에 Steam Injector를 사용하는 방법도 있다. 이 방법은 원자로가 어떤 상태에 도달하면 자신이 발생하는 수증기에 의한 구동으로 냉각수를 주입하는 방법인데, 현재 거론되고 있는 주요 신형안전로에서는 도입하고 있지 않다. 그리고 PIUS에서 사용하고 있는 독특한 방법은 뒤에서 별도로 설명하겠다.

### (2) 신형원자로에서의 수동안전주입

액체금속냉각로나 고온가스냉각로에서는 안전주입의 개념이 적용되지 않는다. AP600에서는 3종류

의 탱크가 소형 LOCA, 대형 LOCA시의 단기간 냉각 및 대형 LOCA시의 장기간 냉각에 각각 대비하고 있다. SBWR서도 GDSC에서 원자로냉각재 압력이 일정치 이하로 하강하면 중력에 의해 냉각수를 공급한다.

그리고 격납용기 살수(Containment Spray)와 금속격납용기 냉각에도 중력에 의한 주입방법이 이용되고 있다.

### (3) 연구 과제

중력에 의한 냉각수 주입은 원리가 매우 단순하다. 그러나 중력을 이용한 수동주입으로 냉각수가 노심까지 효율적으로 도달하는 문제는 단순하지 않으며, 강수관에서의 Counter-Current Flow Limitation 문제 등 기존의 경수로 LOCA에서의 노심냉각 문제와 근본적으로 같다. 따라서 이에 대한 지속적인 연구가 필요하며, 안전주입을 수동적인 방법에만 의존하는 경우 RCS를 적절히 감압시키는 방법의 모색이 매우 중요하다.

## 다. PIUS 열수력 원리

### (1) 기본 원리

PIUS는 기존의 PWR과는 다른 독특한 설계이므로 1차계통의 작동 원리를 열수력학적 측면에서 간단히 설명한다. PIUS에서는 노심을 항상 냉각 가능한 상태로 유지하기 위해 다음 2가지 원칙에 따라 1차계통을 설계하였다.

1) 노심이 항상 냉각수 안에 잠겨 있도록 한다.

2) 노심출력이 노심이 잠겨있는 냉각수의 냉각능력을 초과하지 않도록 한다.

이를 효과적으로 달성하기 위해 PIUS는 기본적으로 풀형으로 설계되었으며, 1차계통 작동 원리는 흔히 그림 3을 이용하여 설명한다.

㉔ 대용량의 냉각수 풀 안에 위치하는 수직관(Riser) 하단부분에 노심을 두면 자연순환 유동이 형성된다.

㉕ 펌프를 이용하여 자연순환 유동이 Riser 상단을 통하여 빠져나가는 대신 Riser 하단으로 되돌아오게 하면 노심에서 발생하는 열은 순환계통 내에 머무른다.

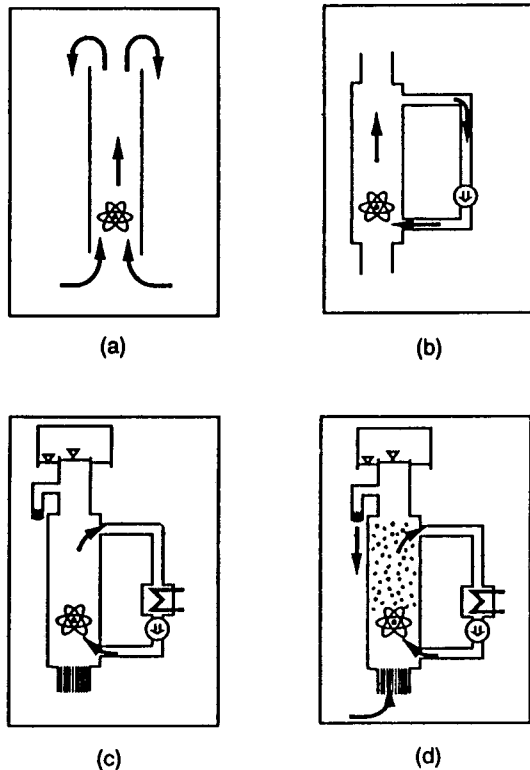


그림 3. PIUS 일차계통의 작동원리

- ㉟ 노심에서 발생하는 열을 열교환기(즉 증기발생기)를 통해 뽑아냄으로써 정상상태를 만들 수 있다. 1차계통의 고온냉각수와 풀 저온냉각수의 경계(그림에서 수직평행선들로 표시된 부분)에서 높은 온도의 물이 위에 오도록 설계함으로써, 두 냉각수의 혼입을 방지하고("Density Lock"), 1차계통내의 붕소농도는 풀보다 낮게 유지할 수 있다. 경계면의 수위는 펌프 속도를 일정범위 내에서 조절하여 유지시킨다.
- ㉠ 원자로 운전상태가 정상상태에서 벗어나면 냉각수 경계면의 위치가 이동하므로, 고농도의 저온 풀 냉각수가 1차계통으로 주입되어 원자로를 정지시키고 자연순환에 의해 붕괴열을 제거한다. 노심에서의 부분적인 비등은 자연순환 유량을 증가시킨다.

## (2) 연구 과제

PIUS 작동원리가 비교적 생소한 까닭에 SE-

CURE 설계가 발표된 이후부터 많은 의문점이 제기되어 왔다. 특히 Density Lock과 관련하여 냉각수 경계면이 발전소 운전시 안정된 위치로 유지될 것인가와 Pool의 고농도 붕산이 1차계통 내로 확산이동하지 않겠느냐가 주된 관심사다. 이에 대해서는 소규모 실험 등 많은 연구가 수행되어 기술적으로 입증되었다고 발표되고 있으나, 실용화를 위해서는 추가적인 연구가 필요할 것이다.

그리고, 증기발생기와 컴플렉스 PCRV 외부에 위치시키는 설계에서 Cold Leg Break시 풀 냉각수가 유출되는 것을 방지하기 위하여 Siphon Breaker가 구비되고 있는데, 이에 대한 실증적인 연구가 필요할 것으로 보인다.

## 라. 저압 저유속 조건에서의 열수력 현상

대부분의 신형원자로들은 기존의 원자로와 비교할 때 비교적 낮은 압력과 온도로 운전된다. 또한 모든 신형원자로의 최종적인 붕괴열 제거수단이 자연순환 유동이며, 중력에 의한 안전주입이 사용되는 경우 효율적인 냉각수 주입을 위해 감압장치를 도입하고 있다. 따라서 저압 저유속 상태의 열수력 현상에 대한 정확한 이해와 예측방법의 개발이 신형원자로의 설계와 안전성 분석에 필수적이다.

반면에 지금까지의 경수로 관련 비등열전달 연구는 기존 발전소의 운전조건인 고압 고유속 조건에 대해 집중되어 왔다. 저압 저유속 조건에서는 비등열전달 현상이 상당히 다른데 비하여, 연구성과는 상대적으로 매우 빈약하다. 따라서 이러한 운전조건에 대한 임계 열유속(Critical Heat Flux, CHF), Pre-CHF 비등열전달, Post-CHF 열전달 등에 관한 실험 및 이론적 연구와 상관식 개발이 요구된다. PIUS에서는 CHF 현상, AP600 및 SBWR에서는 CHF 및 Post-CHF 열전달, 그리고 LMR에서는 Pre-CHF 현상이 각각 중요하다.

LMR 및 MHTGR 경우 기본적인 열수력 설계변수가 기존 발전소로부터 크게 벗어나지 않고 있으나, 경수로와 비교하여 운전경험이 풍부하지 못하므로 많은 연구가 뒤따라야 할 것이다.



#### 4. 결 론

지금까지 신형원자로의 열수력 설계와 관련된 사항을 간단하게 살펴보았다. 신형원자로가 포함하는 범위가 매우 광범위하여 상세한 고찰이 불가능하였지만, 전체적인 현황과 연구과제를 요약하면 다음과 같다.

1) 신형원자로는 가압경수로, 비등경수로, 액체 금속냉각로, 고온가스냉각로 등의 여러 형태로 개발되고 있으며, 수동적인 안전성을 크게 향상시키고 있다.

2) 신형원자로에서 채택하고 있는 주된 열수력학적 설계 개념은 자연순환에 의한 붕괴열 제거와 중력을 이용하는 안전주입이다. 그러나 많은 노형에서 수동적인 안전성을 달성하기 위해 밸브 작동을 필요로 하고 있다.

3) 신형원자로 설계와 관련하여 2상 자연순환, 대기에 의한 격납용기 냉각, 중력에 의한 안전주입시의 원자로에서의 열수력학, 저압 저유속 상태에서의 비등열전달(CHF, Post-CHF 포함) 등에 관한 연구가 특히 요구된다.

#### 5. 참고문헌

1. J. Catron, "New Interest in Passive Reactor Design," *EPRI Journal*, 4-13 (April/May 1989).
2. G.J. Van Tuyle et al., "Comparing the Inherent Safety of the Modular LMRs and HTGR and PIUS Concept," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 649-659 (May 1988).
3. D. Babala and K. Hannerz, "Pressurized Water Reactor Inherent Core Protection by Primary System Thermohydraulics," *Nucl. Sci. Eng.* 90, 400-410 (1985).
4. Y. Asahi and H. Wakabayashi, "Some Transient Characteristics of PIUS," *Nucl. Tech.* 72, 24-33 (1986).
5. K. Hannerz, "Making Progress on PIUS Design and Verification," *Nucl. Eng. Int'l*, 29-31 (Nov. 1988).
6. S.N. Tower, T.L. Schulz and R.P. Vijuk, "Passive and Simplified System Features for the Westinghouse 600MWe PWR," *Nucl. Eng. Des.* 109, 147-154 (1988).
7. R.M. Kemper and O.M. Vertes, "Loss-of-Coolant Accident of the Advanced (W) 600MWe PWR," *Proc. 3rd Int. Topical Meeting on NPP T/H and Operations*, Seoul, A4.83-A4.90 (Nov. 1988).
8. L.E. Conway, "The Westinghouse AP600 Passive Safety System-Key to a Safer, Simplified PWR," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 552-557 (May 1988).
9. J.D. Duncan and R.J. McCandless, "ASBWR : An Advanced Suimplified Boiling Water Reactor," *Proc. Int'l. Topical Meeting on Safety Next Generation Power Reactor*, Seattle, 454-458 (May 1988).
10. R. J. McCandless and J.R. Redding, "Simplicity : the Key to Improved Safety, Performance and Economics," *Nucl. Eng. Int'l*, 20-24 (Nov. 1989).
11. H. Wakabayashi, "Forgivingly Safe and Safe-guarded Small and Intermediate Sized Reactors Everywhere In the World, presented at the Workshop preceding the 5th Pacific Basin Nuclear Conf. (May 1985).
12. Y. Asahi, I. Sugawara and Kazuo Yamanka, "Safety of Intrinsically Safe and Economical Reactor(ISER)," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 495-502 (May 1988).
13. M. Caira et al., "Inherent Safety Features in the MARS Plant," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 462-475 (May 1988).
14. W. Kwant et al., "PRISM Reactor Design and Development," *Proc. Int'l Topical Meeting on*

- Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 130-135 (May 1988).
15. R.C. Berglund et al., "PRISM, a Safe, Economic and Testable Liquid Metal Fast Breeder Reactor Plant," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 599-605 (May 1988).
  16. A. Hunsbedt and P.M. Magee, "Design and Performance of the PRISM Natural Convection Decay Heat Removal System," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 844-851 (May 1988).
  17. J.S. McDonald, "SAFR: An Advanced Modular Liquid Metal Reactor with Inherent Safety Features," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 606-611 (May 1988).
  18. R.Z. Litwin et al., "SAFR Inherent Decay Heat Removal Design Improvement," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 225-232 (May 1988).
  19. R.D. Rogers and R.R. Hren, "Sodium Advanced Fast Reactor (SAFR) Containment-A Simple But Effective Approach," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 225-232 (May 1988).
  20. J. Varley, "Interest Grows in the Modular HTGR," *Nucl. Eng. Int'l*, 25-28 (Nov. 1989).
  21. P.G. Kroeger, "Depressurized Core Heatup Accident Scenarios in Advanced Modular High Temperature Gas Cooled Reactor," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 214-220 (May 1988).
  22. P.G. Kroeger, "Severe Accident Core Heatup Transients in Modular High Temperature Gas-Cooled Reactors Without Operating Reactor Cavity Cooling Systems," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 206-213 (May 1988).
  23. W. Wachholz and U. Weicht, "The HTR 500 Concept Based On Practical THTR and AVR Experience," *Proc. Int'l Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors*, Seattle, 330-337 (May 1988).
  24. R.B. Duffey and J.P. Sursock, "Natural Circulation Phenomena Relevant to Small Breaks and Transients," *Proc. Specialists Meeting on Small Break LOCA Analyses in LWRs*, Pisa, Italy, Vol.1, 87-118 (June 1985).
  25. M. Massoud and Y.Y. Hsu, "Evaluation of Natural Circulation Characteristics in a Model PWR," *Proc. 3rd Int. Topical Meeting on NPP T/H and Operations*, Seoul, A10.27-A10.35 (Nov. 1988).