

원자력공학에서 2상유동의 연구현황

이 광 원

한국원자력연구소 선임연구원



● 1958년생
● 임계열유속을 전공하였으며, 이와 관련된 기초적인 연구와 원자력 발전소의 계통설계 및 안전성에 관한 연구를 하고 있다.

김 무 환

포항공과대학 기계공학과 교수



● 1958년생
● 응축현상을 비롯한 상변환 열전달을 전공하였으며, 2상유동의 측정 및 해석방법 연구와 원자력 발전소의 안전해석에 관한 연구를 하고 있다.

장 순 흥

한국과학기술원 핵공학과 교수



● 1954년생
● 원자력 발전소의 열수력학 및 안전을 전공하였으며, 임계열유속을 비롯한 비등열전달 및 자연대류현상의 연구와 원자력 발전소 안전해석에 관한 연구를 하고 있다.

1. 머리말

핵분열의 발견으로 시작된 원자력 공학은 원자력 발전소의 상업적 건설과 더불어 지난 반세기 동안 눈부신 발전을 거듭하여 왔다. 특히 국내에서도 1977년 고리 1호기가 상업 운전을 시작한 이래 최근에는 원자력 발전소의 설계 자립화 등과 같은 기술적인 발전과 더불어 현재 약 국내발전량의 50% 이상을 원자력으로 생산하고 있다. 이와 함께 미국의 TMI 사고 및 소련의 체르노빌 사고를 경험하면서 원자력 발전소의 안전성에 관한 격론이 끊이지 않고 있다. 그러므로 정상적인 운전조건하에서의 열수력학적 특성을 파악하기 위해서 뿐만 아니라, 중대사고시 원자력 발전소의 안전성을 확보하기 위해서도 2상유동에 관련된 연구가 대단히 필요한 실정이다.

물을 냉각재(coolant) 및 감속재(moderator)로 사용하는 경수로(LWR : light water reactors) 발전소의 열수력학적 특성은 막대한 핵분열 에너지를 냉각재로 효과적으로 흡수하기 위해, 고압상태에서 과냉각수(subcooled water)로 강제순환시키거나 비등열전달(boiling heat transfer) 시킨다는 점이다. 현재 가동중인 원자로 발전소중 가장 많은 가압경수로(PWR : pressurized water reactors)는 냉각재를 150 기압 정도로 가압시켜 30도 이상의 과냉각도(degree of subcooling)를 유지하면서 강제 순환으로 핵분열 에너지를 흡수하여 증기 발생 에너지로 사용한다. 한편 가압경수로 다음으로 많이 가동되는 비등경수로(BWR : boiling water reactors)는 냉각재를 70 기압 정도로 가압시켜 원자로 내에서 안전되고 조절 가능한 비등이 일어나도록 하여 효과적으로 핵분열 에너지를 제거함과 동시에 증기를 직접

발생시킨다.

가압경수로 및 비등경수로를 포함한 모든 원자력 발전소는 핵분열에너지를 이용함으로써 다른 발전소들과 구별되는 열적 특성을 갖는데 이중에 대표적인 것이 발전소 정지 후 계속적으로 발생하는 붕괴열(decay heat)이다. 일반적으로 붕괴열은 정상가동시 출력의 5% 이하의 수준이지만 원자력 발전소의 정상 가동시 열출력이 2000 내지 3000 MWt 수준이므로 이러한 붕괴열 제거는 원자력 발전소의 안전성 확보에 중요한 관건이 된다. 일반적으로 원자력 발전소는 이러한 붕괴열 제거를 위해 비상노심냉각 계통(ECCS : emergency core cooling systems)을 갖추고 있다.

이러한 원자력 발전소의 독특한 열수력학적 특성 때문에 이를 설계할 때는 설계 기준사고(DBA : design basis accidents)라는 가상적인 사고 시나리오를 설정하여 이를 안전하게 수습할 수 있는 각종 안전공학적 설비(ESF : engineering safety features)를 설계하고 원자로의 열여유도(thermal margin)를 설정하기 위한 열수력학적 안전해석의 수행이 필수적이다.

원자로 안전 및 성능해석에서는 원자로가 가상된 사고에서 겪게 되는 모든 열수력학적 상황을 고려하므로 매우 광범위하고 복잡한 열수력학적 해석이 요구된다. 예로 대표적인 설계 기준사고인 PWR의 냉각재 상실사고(LOCA : loss of coolant accidents)를 생각해 보자. 고압으로 유지되는 원자로 냉각재계통(RCS : reactor coolant systems) 중 어느 부위에서 파단이 발생하면 순간적으로 냉각재가 분출되면서 감압이 이루어지고 이로 인해 과냉각도가 상실되어 원자로내에서 비등이 활발하게 일어나며 이 때 발생된 증기는 파단된 부위를 통해 계속 방출된다. 이 때 원자로는 정지상태에 있지만 붕괴열로 인하여 계속 열을 방출한다. 한편 이를 제거할 냉각재는 계속 외부로 방출되므로 손실된 냉각재를 보충하지 않으면 노심이 과열되어 결국 노심용융사고(core melt acci-

dent)로 발전하게 된다. 그러나 이러한 사고를 막기 위하여 비상노심냉각계통이 준비되어 있어 손실된 냉각재를 보충하는데 적절한 시기에 작동되지 않으면 노심노출(core uncover)이 일어나 노심과열현상(core heatup)이 유발된다. 노심이 과열된 후 냉각재가 노심으로 유입되면 노심의 급냉현상(quenching phenomena)을 유발하는 재관수 현상(reflooding phenomena)이 일어나게 된다. 어떤 경우이든지 냉각재가 붕괴열을 충분히 제거할 정도로, 계속적으로 노심에 공급되면 냉각재 상실사고는 더 이상 악화되지 않고 원상태로 회복될 수 있다.

앞서 예로들은 냉각재 상실사고에서는 2상유동(two phase flow)에서 고려되는 대부분의 유동형태들(flow patterns) 즉, Bubble Flow, Slug Flow, Churn-turbulent Flow, Annular Flow, Inverted Annular Flow 및 Mist Flow를 수반하고 비등 및 응축현상이 함께 일어나며 파단부위에서의 임계유동(critical flow) 현상이 발생한다. 이와 같이 원자로 안전해석 또는 성능해석에서 다루는 2상유동현상은 매우 포괄적이고 또한 매우 복잡하므로 광범위한 지식을 요구하고 있다.

냉각재의 공급이 중단되어 노심용융사고가 발생하게 되면 원자력 발전소의 중대사고(severe accident)로 발전하게 되리라 예상되고 있다. 이러한 경우 용융된 높은 온도의 금속 물질과 냉각수가 접촉하여 증기 폭발(steam explosion) 현상이 우려되고 있으며, 용융노심과 구조재인 콘크리트가 서로 반응할 때의(molton core-concrete interaction) 열전달 현상은 콘크리트가 녹으면서 발생하는 기포의 기동에 큰 영향을 받게 된다. 또한 원자로가 균열될 때 1차 계통의 압력이 고압으로 유지되고 있으면 용융노심이 격납건물내로 분사되듯 작은 입자로 방출되어 격납건물내의 온도와 압력을 급격히 상승시킴으로써 원자력 발전소의 최종 방어벽인 격납건물의 안전을 심각히 위협하는 사고가 예상되기도 한다. 이러한 사고들을 근본적으로 해석하려면 2상 유동의 여

러 분야가 이해되어야 한다.

한편으로, 이러한 안전을 위협할 만한 요소들을 대부분 제거할 수 있는 새로운 개념의 신형안전로들의 개발이 활발히 진행되고 있다. 신형안전로의 개념은 스웨덴의 ASEATOM에서 설계한 지역난방용 원자로인 SECURE에서 일찌기 가시화된 바 있다. 그들은 다시 발전용 원자로인 SECURE-P(PIUS)를 설계하였고, 최근 수년간은 미국, 유럽, 일본 등지에서 신형안전로에 대한 연구가 활발히 수행되어 AP600, SBWR, PRISM 등 많은 형태의 원자로들이 설계되거나 연구되고 있다. 또한 AECL의 SLOWPOKE 등 모든 지역 난방용 원자로로는 기본적으로 신형안전로의 개념들을 이용한다.

열수력학적인 측면에서 신형안전로의 대표적인 특징은 정상운전시의 노심 생각, 원자로 정지 후의 붕괴열 제거, 사고시의 안전주입, 격납용기 냉각등에서 수동적인 방법에 크게 의존하는 점이며, 대표적인 수동적 방법은 자연순환을 이용한 냉각과 중력등에 의한 수동 안전주입이다. 이 개념들은 기존의 원자로에서도 일부 채택되어 왔으나, 신형안전로에서는 혁신적으로 확대 적용하여, 안전성을 크게 향상시키고, 계통을 단순화 함으로써 건설비의 감소, 운전 및 유지보수의 편의, 방사선 피폭의 감소 등의 효과도 얻는 것이다.

그러므로, 본 글에서는 원자력 발전소의 설계 및 운전, 중대사고 해석과 신형안전로의 개발에 필요한 2상유동에 관한 연구 현황을 순서대로 설명하고자 한다.

2. 원자력 발전소 설계 및 운전시 필요한 2상유동 연구

원자력 발전소내의 원자로, 증기 발생기, 펌프등의 각 부품 및 계통을 설계하기 위해서는 2상유동의 유동형태, 압력 강하 및 각 유동영역에서의 열전달 특성 등이 파악되어야 한다. 그러나, 이러한 내용은 일반적인 2상유동 연구

분야에서 취급되므로 여기서는 생략하고 원자력 발전소의 설계 과정에서 독특하게 중요시되는 임계 유속, 플러딩(flooding) 현상, 비등 열전달에 대한 연구 동향을 소개하려고 한다.

2.1 임계유속

임계유속(critical mass flux)은 냉각재 상실 사고(LOCA)시 파단된 부위를 통한 냉각재의 분출량을 추정하는데와 각종 밸브들의 크기를 결정하는 데 필요한 매우 중요한 정보가 된다. 2상유동의 임계유속은 유체역학적 측면에서나 열역학적 측면에서 산출될 수 있다. 먼저 열역학적 측면에서 임계유속을 산출하는 방법을 살펴보면 2상임계유동 (two phase critical flow)을 열역학적 평형을 이룬 단열가역과정(isentropic process)으로 가정하여 최대유속을 허용하는 속도비(slip ratio)와 압력을 구하여 산출한다. 일반적으로 임계유속은 다음과 같은 수식으로 나타낸다.

$$G_c = G_c(P_c, S_c, P_0, H_0) \quad (1)$$

여기서 P_c 는 최대유속을 가능케 하는 압력이고 S_c 는 임계속도비이며 P_0 와 h_0 는 stagnation 상태량으로서의 압력과 엔탈피이다.

임계속도비 S_c 는 $(\partial G/\partial S)_p=0$ 또는 $(\partial^2 G/\partial S^2)_p < 0$ 조건에서 구해지며 다음과 같이 주어진다.

$$S_c = (\rho_f/\rho_g)^{1/3} \quad (2)$$

$P_c = (\partial G/\partial P)_s=0$ 또는 $(\partial^2 G/\partial P^2)_s < 0$ 조건에서 구한다.

이와 같은 관계식들은 Moody에 의해 개발되었고 각 상태량에 대한 임계유속은 열역학적 상태량들의 상관식이 주어지면 바로 구할 수 있다. 이와 유사한 방법으로 Fauske는 임계유속식을 제안하였는데 Moody 모델과 다른점은 임계속도비이다. 즉 임계속도비를 2상유동의 운동량을 최소화하는 속도비로 하여 계산하였다. 이러한 Fauske 모델은 Moody 모델과는 달리 노즐에서의 국부적인 상태량을 요구하는 단점이 있다. 그러나 계산결과는 두 모델이 비슷한 것으로 나타났다.

Moody와 Fauske 모델은 둘다 액체와 기체 간의 속도차가 있는 것으로 하였으나 만약 속도차가 없는 경우라면 $S=1$ 로 하여 임계유속을 산출하면 된다. 이 두 경우를 비교해 보면 속도차가 있는 경우로 한 것이 그렇지 않은 경우보다 큰 임계유속을 나타낸다. 따라서 보수적 관점에서 분석하는 안전해석에서는 일반적으로 Moody나 Fauske 모델을 많이 사용한다.

유체역학적 측면에서 임계유속을 산출하는 방법은 보존방정식으로 부터 압력강하식을 구하고 이 식의 분모가 영이 되는 조건을 질식조건(choking condition)으로 하여 임계유속을 구한다. 이와 관한 자세한 유도과정은 Lahey and Moody 책을 참고하길 바란다.

2상유동의 임계유속을 산출하는 데 있어 가정한 열역학적 평형조건은 경우에 따라서 맞지 않는 경우가 있는데, 예로 분출되는 관의 길이가 2인치 이하이거나 분출이 매우 순간적으로 일어날 때 즉, 약 1.0m sec 이내에서 일어날 때는, 비평형상태 또는 준안전성효과(metastability effect)에 의해 상이한 결과를 유발시킨다. 또 관의 길이가 상당히 길때는 관마찰의 영향이 임계유속 산출에 고려되어야 한다. 위와 같은 논의도 Lahey and Moody 책을 참고하길 바란다. 앞으로의 연구에서는 비평형효과를 좀 더 정량적으로 평가할 수 있는 모델들이 개발되기를 기대한다.

2.2 플러딩현상

2상유동의 특이한 현상중에 하나인 플러딩 현상은 상반유동한계(CCFL : counter-current flow limitation)로서 Slug Flow에서 Churn-turbulent Flow로, Churn-turbulent Flow에서 Annular Flow로의 전이를 이루게 하는 주요기구(mechanism)로 이해되고 있다. 또 원자로 안전해석에서는 냉각재 상실사고시 비상노심냉각재계통(ECCS)을 통해 노심으로 유입되는 냉각수량을 제한시키는 수력학적 기구(hydrodynamic mechanism)로서 다루고 있

다. 이밖에도 풀비등(pool boiling)의 임계열유속(CHF) 예측과 노심손상사고시 생성되는 고온파편층(hot debris bed)의 Dryout 현상을 예측하는데 활용되고 있다. 그리고 각종 응축유동과 입자유동에서도 유동전이의 중요한 현상으로 취급되고 있다. 이와같은 이유로해서 이 현상은 오래전부터 많은 연구자들의 관심의 대상이었고 또 많은 실험적, 이론적 연구가 수행되었다. 지금까지 수행된 연구결과들에 대해서 Bankoff and Lee는 다양한 측면에서 종합적으로 이 현상을 검토하였다. 플러딩 현상에 대한 이해를 돕기 위해 그림 1에 상반유동에서 플러딩 현상이 일어나는 과정과 플러딩 현상이 사라지고 다시 상반유동으로 회복되는 과정을 간단히 도식화하였다.

플러딩 현상은 기체속도가 일정한 속도에 도달하면 압력강하가 갑자기 상승하는 특징이 있어 플러딩 개시점을 실험적으로 쉽게 식별할 수 있다. 또 기체와 액체의 접촉면에서 큰 방해파고(disturbance waves)가 형성되어 액적이 접촉면으로 부터 이탈되는 현상(entrainment)을 수반한다. 일반적으로 작은 관내의 플러딩 현상은 Bridging 현상을 수반하지만 직경이 큰 관에서는 이러한 현상은 일어나지 않고 다만 액적 이탈현상만 현저하게 나타나는 경향이 있다.

플러딩 모델은 크게 세가지 유형으로 나눌 수 있다. 첫째 접촉면의 수력학적 불안전성(hydrodynamic instability)에 기초한 모델과

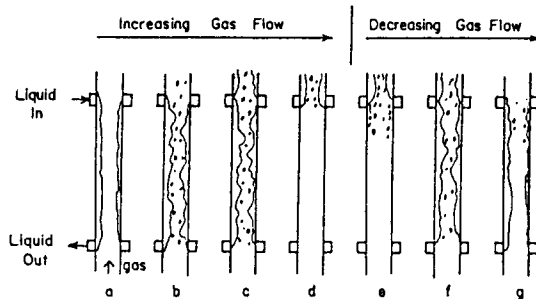


그림 1 플러딩 현상의 전개 및 소멸과정

둘째로, 수력학적 방정식에 기초한 Envelope 모델, 그리고 끝으로 액체막 모델(film model)이 있다. 이러한 모델의 장단점과 특징은 Bankoff and Lee 논문에 잘 정리되어 있다.

앞으로 이 분야에서는 근본적인 플러딩 메커니즘을 규명하는 것과 그것에 입각한 플러딩 조건식을 유도하는 것이 과제로 남아 있다.

2.3 비등 열전달 예측모델

앞절에서는 2상유동의 수력학적 현상들을 기술하였으나 원자력공학에서는 에너지의 이용이 주목적으로 2상유동의 상변화를 수반하는 열전달 측면에서 각종 현상들을 기술하고자 한다. 또한 비등현상은 강제대류비등(forced convective boiling)과 풀비등으로 나눌 때 강제대류비등이 주요 관심사가 된다. 이런 맥락에서 여기서는 강제 대류비등만을 다루기로 한다.

앞으로 다룰 각종 비등현상을 일목요연하게 파악하기 위하여 표면열속(surface heat flux)과 표면온도(surface wall temperature) 좌표에 따라 주요 비등현상을 구분한 비등곡선(boiling curve)을 그림 2에, 강제대류열전달 유형들을 표면열속과 열역학적 건도(thermodynamic quality) 좌표에 따라 분류한 비등지도(boiling map)을 그림 3에 각각 도식화하였다.

(1) 핵비등

핵비등(nucleate boiling)은 열에 의한 기포의 생성 및 성장 그리고 이송을 포함하는 초기 단계의 비등현상이다. 핵비등은 비등이 일어나는 유체의 체적평균온도(bulk temperature)가 포화온도인지 과냉각 온도인지에 따라 포화 핵비등(saturated nucleate boiling)과 과냉각 핵비등(subcooled nucleate boiling)으로 나눌 수 있다. 그리고 그림 3에서 보듯이 핵비등은 강제대류증발(forced convective evaporation)과 대조를 이루는데 이 둘 사이의 근본적 차이점은 전자가 기포의 생성과 성장 그리고

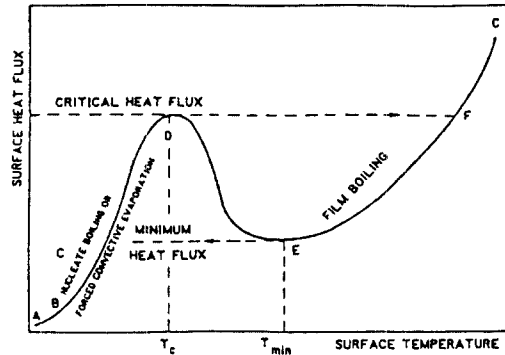


그림 2 일반적인 비등곡선

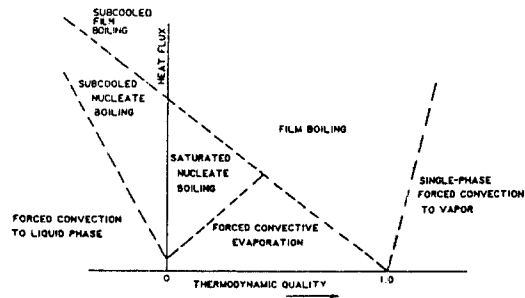


그림 3 강제대류 열전달 지도

이송으로 인한 미시적 대류(micro convection)로 열전달이 되는 반면 후자는 단상대류(single phase convection)와 유사한 혼합체의 거시적 대류(macro-convection) 열전달이 이루어진다는 점이다. 핵비등은 대류열전달 측면에서 다루기 보다는 기포의 생성조건과 성장조건을 다룸으로써 핵비등 현상의 기초지식을 제공하고자 한다.

이론적으로 구형의 기포(spherical bubble)가 생성되려면 기포 안과 밖의 압력차만큼의 과열도(superheating)가 요구되는 데 이를 수식으로 나타내면 다음과 같다.

$$T_v - T_{sat} = \frac{2\sigma T_{sat} \Delta\rho}{r J h_{fg} \rho_f \rho_g} \quad (3)$$

여기서 r 은 기포의 반경이고 J 는 일과 열의 변환계수(SI 단위에서는 1이됨)이다. 식 (3)은 기포의 반경이 작을수록 매우 큰 과열도를 요

구하고 기포의 반경이 클수록 적은 과열도를 요구함을 나타낸다. 사실 핵생성(nucleation)은 두가지 형태로 나타나는데 그 한가지가 Homogeneous Nucleation으로 핵의 반경이 매우 작아 매우 큰 과열도를 요구하므로 실제로는 잘 일어나지 않는다. 반면에 Hetrogeneous Nucleation은 주로 금속표면에 존재하는 Cavity에 비응축기체가 포획(trapping)되어 이것이 핵이 되어 기포로 발전하므로 그 반경이 전자보다 훨씬 커서 적은 과열도에서도 비등이 일어나게 된다. 실제로 비등은 대부분 후자에 의해 개시된다.

생성된 기포가 계속 성장하려면 일정한 조건을 만족하여야 하는데 이를 수식으로 나타내면 다음과 같다.

$$q'' = \frac{Jh_{fg} \rho_f \rho_g K_f}{8\sigma T_{sat} \Delta\rho} (T_w - T_{sat})_{ONB}^2 \quad (4)$$

여기서 K_f 는 액체의 열전도도이며 첨자 ONB는 핵비등개시(onset of nucleate boiling)를 나타낸다. 식 (4)는 Davis와 Anderson이 개발한 관계식으로 단순화된 형태이다. 이 밖의 다양한 관계식들은 Collier 책을 참조하길 바란다.

(2) 과냉각 및 포화비등

강제대류비등은 풀비등과 비교하여 단상열전달의 영향이 크고 발생된 기포들은 주위의 액체유동과 강하게 상호작용하고 이로 인하여 압력강하가 증가하여 결국 위치에 따라 포화온도를 변화시키게 된다. 또 발생된 기포들이 이송되면서 병합되기도 하고 소멸되기도 한다. 아울러 기포생성과 성장에도 강제대류로 인한 단상 열전달의 영향이 미치게 된다.

일반적으로 액체의 체적평균 온도(bulk temperature)가 포화온도일 때와 과냉각 온도(subcooled temperature)일 때에 따라 비등현상이 전개되는 특성과 비등열전달의 특성이 상이하므로 강제대류비등을 과냉각비등(subcooled boiling)과 포화비등(saturated boiling)으로 나누어 다룬다. 과냉각비등일 때는 생성된 기포가 주위의 과냉각된 액체로 말미암아

이동되지 못하고 주로 벽면에 붙어 있으며 어느정도 기포가 성장하여 벽면을 이탈(detachment)하게 되어도 수직관 중심으로 이송되지 못하고 벽면주위에 밀집된 형태로 상향으로 움직이게 된다. 이런 과정을 통하여 액체의 과냉각도가 핵비등에 의한 미시적대류로 감소하게 되면 점차 기포들이 관내에 고루 분포하면서 액체의 체적평균 온도를 포화온도로 상승시킨다. 이러한 일련의 비등현상을 과냉각비등이라 한다.

반면에 포화비등에서는 기포의 생성과 성장이 포화온도인 액체중에서 일어나므로 벽면 근처에만 밀집하는 현상은 일어나지 않으며 오히려 기포들은 관 중심부로 활발히 이송되면서 서로 병합하여 큰 기포들을 형성하면서 점차 Bubble Flow에서 Churn-turbulent Flow나 Annular Flow로 발전하게 된다. 또 포화비등에서는 활발한 기포들의 움직임으로 말미암아 액체의 온도가 균일하게 분포하게 되고 벽면에 인접한 액체막(liquid sublayer)의 과열도는 풀비등의 그것에 비해 적어 핵비등이 제한받게 된다. 이러한 현상을 핵비등제한(nucleate boiling suppression)현상이라고 한다. 이런 현상은 Annular Flow 형태의 강제대류중발(forced convective evaporation)에서 두드러지게 나타난다.

(가) 과냉각 비등

먼저 과냉각비등 현상을 살펴 보기로 하자. 일반적으로 과냉각비등은 부분과냉각비등(partial subcooled boiling)과 완전전개비등(fully developed boiling) 지역으로 나누어서 다룬다.

이러한 핵비등 열전달 실험식들은 Collier 책과 Groeneveld와 Snoek 논문에 잘 나타나 있다. 한편, 원자로 안전해석에서 많이 사용되는 과냉각 핵비등 실험식은 압력이 7.0 MPa까지는 Jens와 Lottes 실험식을, 그 이상의 압력에서는 Thom 실험식을 사용한다. 이러한 실험식은 통상 부분과냉각비등과 완전전개비등을 구분하지 않고 유도된 것들이다. 이러한 실

험식을 사용하는 이유는 우선은 사용하기에 간편하고 또 복잡하게 두 지역으로 나누어 계산한 것과 비교하여 큰 오차가 없기 때문이다.

과냉각비등은 포화비등과 달리 열적으로 비평형상태에서 이루어지므로 유동건도비(flow quality)가 열역학적 건도(thermodynamic quality)와는 다른 값을 가진다. 따라서 과냉각비등의 유동건도비 또는 기공률(void fraction)의 예측은 포화비등의 그것과는 다른 매우 복잡한 과정을 거쳐 이루어 진다. 이러한 기공률 예측에는 기포가 최초로 벽면에서 이탈하는 위치(bubble detachment position)와 축방향의 위치에 따른 기공률의 변화를 예측해야 하는 과제가 따르게 된다. Lahey와 Moody 책과 Hsu의 문헌조사에서 기공률 예측에 관한 다양한 경험적 및 역학적 접근들을 요약하였으므로 이를 참고하길 바란다.

(나) 포화비등

일반적으로 포화비등의 열전달량도 핵비등으로 인한 미시적 대류에 의한 열전달량과 혼합체(mixture)의 강제대류에 의한 거시적 열전달량으로 나타내고 있다.

원자로 안전해석에서 많이 사용되는 포화비등 열전달 실험식은 Chen의 실험식이다. 이 식은 핵비등제한 현상을 고려한 인자, S ,와 혼합체의 강제대류를 고려한 레이놀즈수인자(reynold number factor), F ,를 가지고 있다. 이 실험식은 Groeneveld와 Snoek의 논문에 잘 정리되어 있다. 그 밖의 포화비등 열전달 실험식들은 Collier 책이나 Groeneveld와 Snoek의 논문을 참조하길 바란다.

(3) 임계열유속

임계열유속(critical heat flux)은 그림 2의 비등곡선에 나타난 바와 같이 더 이상의 열유속이 증가하지 않아도 표면온도가 급증하게 되는 열유속을 지칭하는 말이다. 이와 같은 뜻으로 사용되는 용어는 비등위기(boiling crisis), Burnout, Dryout 등이 있다. 이와 같은 현상은 열표면 위에 열한 액체막(liquid microlayer)이 고갈되어 기체층(vapor blanket)으로 바뀔

때 갑작스런 열전달량의 감소로 표면온도가 급증하는 것이 특징이다.

임계열유속은 원자로 설계에 있어서 매우 중요한 인자이고 원자로 안전해석의 주요관심사이다. 그 밖에도 각종 열교환기 설계나 성능해석에서 중요시되는 인자이다. 왜냐하면 가해지는 열유속이 이 값을 넘어서게 되면 표면온도의 급증으로 열교환기의 건전성(integrity)이 위협받게 되고 최악의 경우에는 그것이 녹게 된다. 일반적으로 임계열유속을 유발시키는 현상학적 기구(mechanism)는 유동형태에 따라 양하다.

임계열유속을 예측하는 모델은 주로 경험적 모델들이고 이론적인 모델은 그리 많지 않다. 경험적 모델들은 크게 두가지 형태가 있는데 첫째 임계열유속은 국부적인 열수력학적 상태량에 의해 결정된다는 가정(local conditions hypothesis)에 입각한 실험식들과 임계열유속은 전반적인 출력 조건에 의해 결정된다는 가정(global conditions hypothesis)에 입각한 실험식들이 있다. 이 두가지 형태의 실험식들은 지금까지 400종류 이상이나 개발되었다.

이 중에서 원자로 안전해석에서 많이 사용되는 실험식은 과냉각비등시는 Tong에 의해 개발된 W-3 실험식이, 포화비등에서는 Biasi 실험식이, 저유속 또는 풀비등에서는 Zuber와 Griffith 실험식이 추천되고 있다. Collier 책과 Groeneveld와 Snoek의 논문에 그 밖의 대표적인 실험식들이 그 특성 및 한계별로 정리되어 있다.

아직까지 많이 개발되지는 않았지만 임계열유속을 이론적으로 혹은 현상학적으로 예측하는 모델들이 있다. 일반적으로 Annular Flow 형태의 임계열유속은 비교적 이론적으로 많이 예측되고 있다. 즉 임계열유속은 다음과 같은 식으로 부터 구해진다.

$$\frac{dW_e}{dz} = \pi d_0 (E-D) \quad (5)$$

$$\frac{dW_{fz}}{dz} = \pi d_0 (D-E-q''/h_{fg}) \quad (6)$$

여기서 W_e 와 W_d 는 각각 이탈된 액적유량(droplet entrainment flow rate)과 액체막 유량(liquid film flow rate)을 나타내고 d_o 는 관의 직경을, E 와 D 는 액적의 이탈률(entrainment rate)과 누적률(deposition rate)을 각각 나타내고 있다. 임계열유속은 W_d 가 영(zero)이 될 때의 열유속으로 정해진다. 이 모델의 최고의 난점은 E 와 D 에 관한 정확한 관계식을 얻는데 있다. 대부분의 모델들은 E 와 D 를 구하는 데서 약간의 차이점이 있고 또한 Annular Flow의 경계조건을 정하는데서 약간의 이견들이 있다. Weisman은 이러한 이론적 모델들의 장단점들을 잘 지적하였으므로 관심이 있는 사람은 이 논문을 참고하길 바란다.

과냉각비등에서의 임계열유속을 이론적으로 예측하는 모델은 그리 흔하지 않다. 제안된 모델들 사이에서도 임계열유속을 유발시키는 근본적인 현상학적 기구가 통일 되어있지 않다. 가장 널리 알려진 이론적 모델은 Weisman과 그의 동료에 의해 개발된 기포밀집화(bubble crowding)에 근거한 모델이다. 이 모델의 특성도 상기한 Weisman의 논문에 잘 정리되어 있다. 최근 Lee는 지금까지 개발된 이 분야 한계점을 종합적으로 검토하여 Weisman의 이론적 모델과 유사한, 보다 간편하고 포괄적인 모델을 개발하였다. 이 분야에 관심이 있는 사람은 Lee의 문헌을 참고하길 바란다.

(4) 전이비등

전이비등(transition boiling)은 액적이 중력이나 난류맥동으로 열표면에 닿았다가 증발작용으로 튀어나가는 작용(evaporation and jet process)을 반복적으로 할 때 일어나는 현상이다. 이 현상은 근본적으로 불안정한 막비등(film boiling)과 핵비등 사이의 과도적 현상이다. 그림 2의 비등곡선에서 임계열유속점과 최소열유속(minimum heat flux)점 사이가 바로 전이비등 영역이다.

전이비등을 예측하기 위한 각종 실험식들이 제안되었지만 이를 검증할 만한 충분한 실험자료가 없어 현재로서는 뚜렷이 추천할 만한 실

험식은 없다. 또 아직까지 이론적 모델이 개발될 정도로 현상학적 이해가 성숙되지 못하였다. 미흡한 점이 많지만 전이비등에 관한 각종 실험식들에 대한 평가가 Groeneveld와 Snoek의 논문에 수록되어 있으므로 관심있는 사람은 이를 참조하길 바란다.

(5) 막비등과최저열유속

막비등은 임계열유속 이후의 열전달(post-CHF heat transfer) 현상으로서 벽면의 온도가 복사 또는 대류열전달로 잘 발달된 증기막으로 흡수되어 증기를 과열상태로 만들고 증기막에 접촉한 액체를 증발시키는 일련의 열전달 현상을 지칭하는 말이다.

막비등은 액체가 분포하는 형태에 따라 다음 세가지 유형으로 나눌 수 있다. 즉,

(i) 액체결핍유동(liquid-deficient flow regime)에서의 막비등: 기공률이 80% 이상에서 일어나며, 액체는 분무된 방울 형태로 존재한다.

(ii) 역환상유동(inverted annular flow regime)에서의 막비등: 기공률이 30% 이하에서 일어나며 액체는 기체막에 둘러싸인 기둥 모양으로 존재한다.

(iii) (i)과 (ii)의 전이형태: 액체는 주로 슬러그 형태로 존재한다.

막비등을 예측하기 위한 이론적, 준 이론적, 실험적 모델이 풍부하게 개발되었다. 이 중에서 (i)과 같은 유형의 막비등은 비교적 정확하게 예측되고, Groeneveld 실험식이 널리 추천된다. (ii)와 같은 유형의 막비등은 아직까지 충분한 실험적 자료가 없고 뚜렷이 추천할 만한 모델은 아직 없다. 그러나 이에 관한 많은 실험식들과 이론적 모델이 개발되고 있다. 막비등을 예측하기 위한 각종 모델들에 대한 종합적 평가는 Groeneveld와 Snoek의 논문에 잘 기술되어 있다.

막비등 모델에서 장애가 되는 불확실성을 제거하려면 앞으로 증기막내의 과열도를 실험적으로 측정하여야 하고, 역환상유동에서의 막비등에서는 액체의 온도를 잘 측정하여야 한다.

이러한 측정자료를 바탕으로 해석적 열전달 모델을 만들어 막비등 모델에 개입된 많은 경험적 가정들을 제거하여야 한다.

막비등이 존재할 수 있는 최저열유속(minimum heat flux)은 임계열유속과 함께 비등현상에서 매우 중요한 인자이다. 열유속이 최저열유속 이하로 떨어지면 과열증기가 냉각되면서 전이비등이 일어나게 된다. 이러한 최저열유속은 막비등과 전이비등의 경계조건으로 사용된다. 그림 4에 막비등이 종결되고 전이비등이 일어나게 되는 최저열유속에 도달하였을 때 발생하는 현상들을 도식화 하였다.

전반적으로 최저열유속의 예측은 두가지 관점에서 이루어진다. 즉 수학적 메카니즘, 다시 말하자면 Taylor의 불안전성 이론에 의거한 예측과 열역학적 메카니즘, 다시 말하자면 액체가 열표면에 더 이상 접촉할 수 없는 최고

액체온도에 의거한 예측으로 나눌 수 있다.

Groeneveld와 Snoek은 다양한 최저열유속 모델들을 정량적으로 비교하여 그림 4의 I에서 IV까지의 최저열유속은 Groeneveld와 Stewart 실험식에 의해 적절히 예측됨을 밝혔다. 또 V와 VI 형태의 최저열유속은 저압인 경우 Henry와 Baumeister와 Simon 실험식에 의해, 고압인 경우는 Groeneveld와 Stewart 실험식에 의해 적절히 예측됨을 밝혔다.

3. 원자력 발전소 중대사고 해석을 위한 2상유동 연구

미국의 TMI 사고와 소련의 체르노빌 사고를 경험하면서 가상적인 사고로만 생각되었던 원자로 내의 용융노심 및 중대사고가 가능성이 입증되었다. 그림 5에서 보는 바와 같이 예상

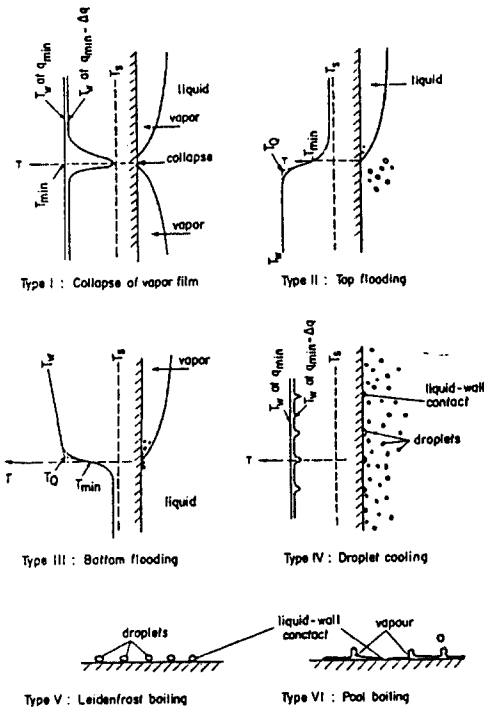


그림 4 최저열유속에 도달하여 막비등이 종결되는 유형들

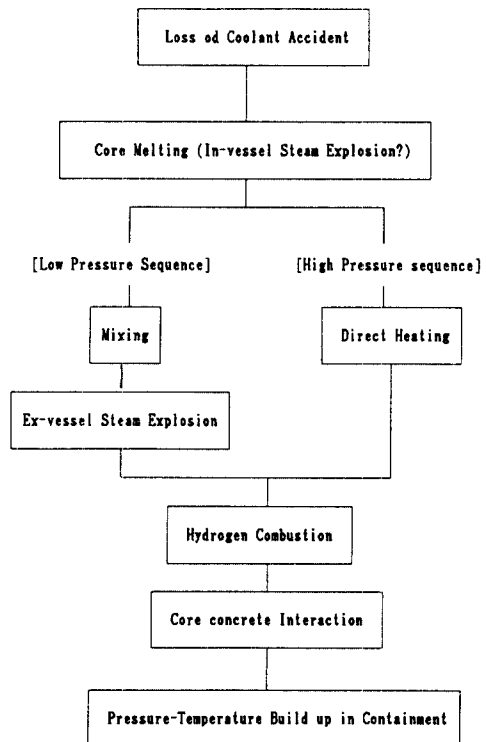


그림 5 예상되는 중대사고 진행과정

되는 중대사고 진행과정중에서도 냉각수 상실과 관련된 1차 계통내의 냉각수 자연 순환 현상, 노심이 용융된 후 냉각수와 반응에서 예상되는 증기 폭발, 용융 노심이 작은 입자로 분사되는 DCH 현상, 용융 노심과 구조재인 concrete 와의 반응에 의한 열전달 및 가스 생성, 격납 용기 내벽에서의 응축현상등은 모두 2상유동의 연구로 집약되어지고 있다.

3.1 자연 순환

임의의 유체계통에서 유체가 가열되는 위치보다 냉각되는 위치가 높을 경우, 온도차이로 인해 상부에서 높은 밀도분포가 형성되고, 이러한 밀도분포는 중력장 내에서 부력을 일으켜서 자연대류 또는 자연순환이 발생한다. 그림 6은 간단한 루프형 냉각계통에서 나타날 수 있는 자연순환 양식을 보여주고 있다.

그림 6(a)와 같은 단상 자연순환계에서 정상상태의 운동량방정식은 다음과 같다.

$$-g \int \rho \, dz = \frac{1}{2} K_1 \frac{W^2}{A^2 \rho_1} \quad (7)$$

여기서 K_1 은 형태손실(form loss)과 마찰손실(friction loss)을 포함하는 루프 전체의 단상 손실계수이며, W 는 질량유량이다. 밀도변화는 노심과 열교환기에서만 일어나고, 또 선형적으로 변화한다고 가정할 경우 식 (7)의 좌변은 다음과 같이 쓸 수 있다.

$$\begin{aligned} -g \int \rho \, dz &= g(\rho_1 - \rho_2) \Delta z = g \rho_1 \beta \Delta T \Delta z \\ &= g \rho_1 \beta \frac{Q_c}{W c_p} \Delta z \end{aligned} \quad (8)$$

따라서 식 (7), (8)로부터 다음과 같은 단상 자연순환 유량을 얻는다.

$$W_{1\phi} = \left[\frac{2A^2 \beta g \rho_1^2 Q_c \Delta z}{c_p K_1} \right]^{\frac{1}{3}} \quad (9)$$

식 (9)로부터 단상 자연순환 유량을 증가시키려면 노심과 열교환기와의 높이차를 증가시키거나 손실계수를 감소시켜야 한다. 노심 출력의 증가도 유량을 증가시키기는 하지만, 열부하가 증가하므로 유체계통의 온도는 전반적으로 상승하게 될 것이다.

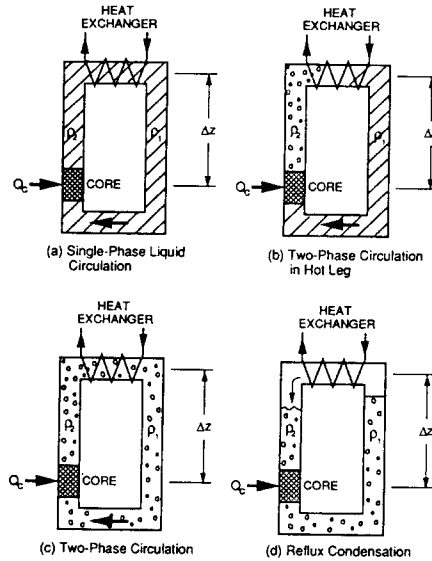


그림 6 자연순환의 종류

2상 자연순환(그림 6(b), (c))의 경우도 유량은 식 (7)로부터 결정되며, K_1 대신 2상 손실계수 K_2 가 사용되어야 한다. 비등현상이 수반될 경우 부력은 식 (8)와 같이 간단하게 표현되지 않으므로, 유효 밀도차($\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_2$)를 사용하여 다음과 같이 나타내는 것이 편리하다.

$$-g \int \rho \, dz \cong g(\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_2) \Delta z \quad (10)$$

이 경우 2상 자연순환 유량은 다음과 같이 나타내는 것이 편리하다.

$$W_{2\phi} = \left[\frac{2A^2 g \rho_1 (\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_2) \Delta z}{K_2} \right]^{\frac{1}{2}} \quad (11)$$

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. 루프 내의 냉각이 자연순환에만 의존하게 된다고 할 때, 냉각재 재고량이 줄어 들고 비등이 발생하여 Hot Leg이 2상유동이 되는 처음 단계(그림 6(b))에서는 밀도차가 커져서 유량은 증가한다. 그러나 2상유동 영역이

확대되어 Cold Leg까지 2상유동이 되는 경우 [그림 6(c)]는 마찰 손실이 커지고 밀도차는 상대적으로 줄어들어 유량은 감소할 것이다. 주어진 발전소에서 냉각제 재고량이 점차 감소할 때 자연순환 유량은 증가하였다가 감소하는 것으로 알려져 있다.

이러한 자연순환에 관한 연구는 U.S. NRC 후원으로 전산코드를 사용하여 1차계통의 자연순환을 계산하려는 노력이 SNL(Sandia National Laboratory) 과 Los Alamos National Laboratory 에서 계속되고 있으며, EPRI의 후원으로 웨스팅하우스 사에서는 실험적인 연구를 계속하고 있다.

3.2 증기폭발

증기폭발 현상은 고온의 용융물질이 물과 접촉할 때 용융물질이 미소 입자화되어 열전달 표면적이 급속히 증가하여 폭발적인 증기생성이 발생함으로써 일어난다. 특히 용융노심이 원자로용기내 Lower Plenum의 냉각수에 떨어질 때, 이 증기폭발에 의해 생성된 충격파와 증기팽창은 원자로 Vessel Head를 지지하는 Bolts를 파괴시키며, 결국 폭발 물질이 격납용기벽에 직접적인 충격을 가하여 격납용기 건전성을 위협하게 된다. WASH-1400 연구에서는 이와 같은 현상을 격납용기 조기파손의 한 요인으로 보았으며, 격납용기의 알파방식파손(alpha mode failure)이라 하였다. 용융노심이 원자로 밖으로 누출되어 캐비티(cavity)에서 물과 반응할 경우, 알파방식파손과 같이 격납용기에 직접적인 위협을 주지는 않았으나 급격한 증기생성으로 격납용기 하중을 가중시킬 것으로 평가된다.

증기폭발 현상은 일반적으로 다음 4단계로 구별된다.

- (1) 용융노심과 냉각수와의 정적인 혼합 (quiescent mixing)
- (2) 폭발의 Triggering
- (3) 폭발의 가속 및 전파
- (4) 팽창 및 일의 생성

용융노심은 하부의 냉각수로 떨어질 때 깨어져 조그만 크기로 입자화하여 냉각수내로 확산이 이루어진다. 이와 같은 현상을 "Premixing"이라 하여, 냉각수와 용융노심의 난류와 점성의 영향에 의해 결정된다. 용융노심 입자들과 냉각수가 접촉하면, 접촉면의 증기 폭발에 의해 증기막이 형성되며, 몇 천분의 일초에서 몇초까지 짧은 순간동안 비폭발적 준안정(meta-stable) 상태로 지속된다. 접촉면의 밀도, 속도차, 증기생성에 의해 증기막이 불안정한 상태가 되면, 냉각수와 접촉에 의해 용융노심 입자가 다기 깨어지며 접촉면적이 증가해 급격한 국소적인 압력상승을 유발하는 "Triggering"이 일어난다. 궁극적으로 용융노심의 내부에너지가 폭발적 증기생성으로 주위의 구조물 및 혼합물 자체에 충격파와 증기 팽창으로 작용하게 되며 원자로 상부 Vessel Head를 위협하게 된다.

증기폭발 현상은 기하학 조건, 타이밍, 재료, 용융물질의 과열상태, 온도, 압력 및 기타 여러 변수들에 의존하므로 이를 실험을 통하여 전부 규명하는 데는 많은 어려움이 있다. 현재까지 증기폭발에 대한 실험프로그램은 지난 몇 년동안 주로 미국내의 국립연구소와 대학 및 유럽에서 폭 넓게 수행되었으며, 실험결과에 따른 주요 현상의 진행에 대한 확률론적 해석 방법의 개발 등 많은 진전이 이루어졌으나 아직 전체적인 증기폭발의 물리적 현상에 대한 이해는 부족한 편이다. 특히 SNL에서는 그동안 증기폭발의 발생가능 조건들에 대한 다양한 실험을 수행하였지만, "Premixing", 자발적 폭발 개시조건(spontaneous triggering) 등에 대한 세부적이고 체계적인 연구가 더 요구되고 있다.

3.3 MCCI

용융된 노심물질이 원자로의 바닥을 뚫고 흘러 내리면 캐비티 내의 물과 반응하여 부서지면서 때에 따라서는 증기 폭발을 일으키게 된

다. 그러나 이러한 증기 폭발 현상 유무와는 관계없이 어느 시간이 지나면 용융노심은 콘크리트 바닥위에 밀도에 따라 층을 이루며 쌓이게 된다. MCCI(molten core-concrete interaction)란 이렇게 쌓인 용융노심과 콘크리트가 서로 반응하여 격납용기 내의 압력을 증가시키고 여러 종류의 기체 및 연무체를 방출하는 현상을 일컫는다. 이때의 주요 에너지원으로는 고온의 용융 노심으로부터의 열, 핵분열 생성물의 붕괴열 및 노심과 콘크리트의 발열반응에 의한 에너지이다. 특히 쌓여있는 용융노심의 표면으로부터 격납용기로 방출되는 대류 및 복사열에 의한 대기의 가열 및 구조물과 안전장치를 녹이는 현상(thermal attack)은 계속 연구되고 있다. 용융노심물질이 콘크리트와 반응하여 콘크리트를 침식하면서 많은 종류의 기체를 방출하게 되는데 이 중에는 수소 및 이산화탄소와 같은 연소성 기체가 포함되어 있어 연소에 의해 격납용기내의 압력을 증가시킬 수 있다. 또한 연소되지 않은 수소, 일산화 탄소 및 이산화 탄소는 비응축기체이기 때문에 계속하여 압력용기 내에 축적되어 압력부하를 가중시키게 된다. 증기 폭발, 수소연소 및 DCH 등의 사고 진행과정은 짧은 시간내에 급격히 일어나는 현상인데 반하여 이 현상은 장시간에 걸쳐 서서히 격납용기 내의 압력 및 온도를 증가시키게 된다. 특히 발생되는 기체가 용융노심과 용융 콘크리트층을 걸쳐 나옴에 따라 이 경계면에서 bubble의 거동 및 이에 따른 열전달의 변화 등은 2상유동의 재미있는 연구과제이다.

3.4 DCH현상

DCH(direct containment heating) 혹은 HPME(high pressure melt ejection)이라고 일컬어지는 이 현상은 중대사고에 의해 원자로 내부가 용융되어 있는 상태에서 원자로에 균열이 생기는 순간 계통 압력이 어느 한계값(>2 MPa)을 넘게 되면 용융노심이 격납건물내로 분사되듯 방출되는 가상사고이다. 이러한 사고

는 고온의 용융노심이 높은 압력에 의해 방출되면서 작은 입자로 쪼개어져 격납건물내로 확산됨으로써 격납건물내의 대기를 직접 가열할 뿐 아니라, 공기중의 산소 및 수증기와 발열반응에 의해 격납건물내의 온도와 압력을 상승시켜 격납용기의 건전성을 위협하게 된다. 특히 산화과정에서 수증기와 반응하는 경우에는 수소(H_2)를 발생하게 되어 수소폭발의 위험성을 더 한층 가중시키게 된다. 원자로내에서 생성될 수 있는 전체 용융노심 양의 25% 만이 격납건물내로 누출된다고 가정하고 질량 및 에너지 보존 법칙을 적용한 경우 large dry 형 격납건물 일지라도 그 건전성이 위협받을 것으로 평가되고 있다. 그러므로 DCH 현상은 격납건물의 건전성을 위협할 수 있는 가장 중대한 사고 현상중의 하나이면서 그 현상이 잘 밝혀지고 있지 않은 것으로 평가되어 지고 있다.

2상유동 관점에서 이 과정을 살펴보면 액체인 용융노심이 원자로 균열면에서 분사되는 과정 및 용융노심을 뒤이어 분사되는 빠른 속도의 수증기에 의해 엔트레인먼트 되는 과정이 연구되어야 하며, 마지막으로 캐비티 및 격납용기내에서의 용융노심 입자의 거동은 droplet flow의 일종으로 해석되어야 한다. 이를 위한 실험적 해석이 미국의 SNL, BNL, 및 ANL에서 시도되고 있으며, 이를 3차원 유동해석 및 연소용 해석 코드를 이용하여 계산하는 노력이 계속되고 있다. 국내에서도 이를 해결할 수 있는 방법을 찾기 위하여 대학 및 원자력 연구소에서 지속적인 연구를 진행하고 있다.

3.5 격납건물 벽면에서의 응축 현상

이와 같은 가상중대사고의 진행과정에 대한 연구와 함께, 이에 의한 용기 내부의 온도 및 압력 부하를 예측하고 사고시 온도와 압력이 상승하는 것을 방지하기 위하여 여러가지의 방안이 강구되고 있다. 즉 능동적인(active) 시스템으로써 containment spray system, ice condenser 또는 fan cooler 등의 장치가 비상시 작동하도록 설계되어 있다. 그러나 모든 동

력장치가 연결되지 않는 경우에는 작용할 수 있는 수동적인 (passive) 시스템으로서 격납건물 벽과 내부 구조물에 의한 열흡수 및 외부 대기로의 열전달이 중요한 역할을 하므로 이의 해석은 격납건물에 의한 열흡수 및 외부 대기로의 열전달이 중요한 역할을 하므로 이의 해석은 격납건물의 원천적 안전보장이라는 측면에서 중요한 의미를 갖는다. 특히 격납건물내의 압력과 온도가 상승함에 따라 격납건물 벽면의 온도가 노점보다 낮을 것으로 예상되고 이때 벽면에서의 응축현상은 압력을 하강시키는데 큰 역할을 할 것으로 평가된다.

사고후 격납용기 벽면에서의 응축현상을 해석하기 위해서는, 격납건물내의 공기가 비응축기체로 작용하므로 기체와 응축액막(condensate film)의 경계면에 비응축기체가 축적됨으로써 수증기의 확산을 방해하는 경계층이 형성되므로 이의 해석이 필요하다. 이러한 비응축기체 존재하에서도 층류 응축현상은 많이 연구되었으나, 중대사고시에는 격납건물내로 방출된 수증기에 의해 기체의 흐름이 난류가 될 것으로 평가되어진다. 이와같은 난류 응축현상은 아직 이론적으로 잘 밝혀져 있지 않으므로, 1960년대 중반에 Tagami와 Uchida에 의해 발표된 다음과 같은 실험식을 사고 후 격납용기의 벽면에서의 응축열전달 계수로 사용하고 있다.

$$h_{\max} = C \frac{Q^{0.62}}{V t_p} \quad (12)$$

$$h = h_{\max} \frac{t}{t_p}$$

h_{\max} : 블로우 다운(blowdown) 중의 최대 응축 열전달 계수

C : 상수 (0.185)

Q : 블로우 다운 기간중 1차 계통으로부터 방출된 총 에너지

V : 격납건물의 체적

t_p : 최대압력에 도달하기 까지의 시간

그러나 이 실험식은 스케일 효과가 전혀 고려되지 않았으며, 이론적인 배경도 전무하다.

이론적인 접근은 1976년 Whitley가 열과 물질 및 운동량 사이의 상사성을 이용하여 계면파의 효과 및 경계면의 속도를 무시하고 응축 열전달 계수를 계산하기 시작하였다. 그 후 Corradini와 Kim은 이러한 관계식을 발전시켜 계면파의 효과 및 기체층의 2차원적 흐름의 효과를 고려하여, 응축열전달계수를 계산할 수 있는 모델을 제시하였으며, 실제 격납건물을 이용한 CVTR 실험결과와 비교하여 비교적 좋은 결과를 얻었다. 그 후 경계면의 구조 및 형상을 밝히고 이에 의한 응축열전달의 촉진효과를 보다 명확히 밝히기 위해서 정밀한 실험이 계속되고 있다.

4. 신형안전로의 열수력학적 특성

4.1 신형안전로 개발 현황

모든 신형안전로들은 고유안전성을 향상시키고 안전여유도를 증진시키도록 연구되고 있다. 안전성과 관련하여 현재 개발되고 있는 주요 신형안전로의 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 PCRV (prestressed concrete reactor vessel)로 둘러싸인 대용량의 붕산수 풀 안에 정착시켜서 항상 잠기도록 함으로써, 냉각재 펌프에 의한 강제순환으로 증기발생기를 통해 냉각이 이루어지는 정상적인 운전상태를 제외한 모든 경우, 풀내의 자연순환에 의해 노심의 냉각이 가능하도록 하고 있다. 저온 고농도의 붕산용액 풀과 여기에 잠긴 1차 계통은 "Density Lock"이라는 독특한 설계에 의해 분리되어, 정상운전시에는 풀 붕산수가 원자로 냉각계통(RCS)으로 유입되는 것이 방지되고, 원자로 정지시나 사고시에는 고농도의 풀 붕산수가 유입되어 원자로 정지와 자연순환에 의한 냉각이 이루어진

다.

웨스팅하우스사를 중심으로 개발하고 있는 AP600은 600MWe급 루프형(loop-type) PWR이다. 정상운전시에는 증기발생기에 부착된 밀폐모터펌프에 의한 강제순환으로 노심을 냉각시키고, 원자로 정지후 급수계통이 동작하지 않을 경우에는 수동 잔열제거 열교환기(passive PHR H/X)를 통과하는 자연순환으로 붕괴열을 제거한다. 수동 잔열제거 열교환기는 원자로보다 높은 위치의 IRWST(In-containment refueling water storage tank) 내에 위치하여 이곳에 붕괴열을 전달한다. 안전 주입은 2개의 CMT(core makeup tank), 2개의 Accumulator 및 하나의 대용량 IRWST로부터의 중력을 이용한 수동적인 주입이다. 여기서 CMT는 주로 소형 LOCA 시에, Accumulator 및 IRWST는 대형 IOCA 시에 원자로에 비상노심냉각수를 공급하며, RCS 감압 속도를 높여서 안전주입을 촉진하기 위하여 자동감압계통(automatic depressurization system)이 구비되어 있다. 대형 LOCA 시 IRWST가 완전히 비워지기 전에 노심은 격납용기로 흘러나온 물에 충분히 잠기게 된다. 그리고 금속 격납용기의 냉각은 냉각수의 수동주입 및 대기의 자연순환에 의해 이루어지며, 격납용기 내부 대기 냉각 및 방사능 물질 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 재순환은 기존의 BWR과는 달리 펌프를 사용하지 않는 자연순환 방식을 택하고 있다. 자연순환에 의해 재순환 유량을 확보하기 위해 원자로 용기의 높이가 기존의 BWR에 비해 증가되고, 노심출력 밀도는 낮아졌다. 여기서 증가된 원자로 용기 체적은 발전소 과도현상의 진행속도를 낮춤으로써 전반적인 운전여유를 향상시킨다. SBWR의 중요한 특징 중의 하나는 isolation pool에 잠겨있어서, 원자로가 터빈/복수기로부터 차단될

경우 자연순환에 의해 붕괴열을 제거하고, 사고 후의 장기간 냉각에도 이용되어 3일 동안 자연순환에 의해 붕괴열을 제거 할 수 있도록 설계되고 있다. LOCA시의 안전주입은 GDCS(gravity driven cooling system)에 의해 수동적으로 이루어진다. GDCS는 원자로 압력이 일정 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.

액체금속원자로(LMR)에서는 GE를 중심으로 개발중인 PRISM(power reactor inherently safely module)과 Rockwell International을 중심으로 개발 중인 SAFR(sodium advanced fast reactor)이 설계개념이 구체화된 경우이다. PRISM과 SAFR은 모두 액체나트륨(liquid sodium)을 냉각재로 사용하는 풀형 원자로로서, IHX(intermediate heat exchanger)를 사용하는 등 전체적인 구조는 보통의 LMFBR과 유사하다. PRISM에서는 155MWe급인 원자로 모듈(reactor module)이 최소 기본단위로서, 금속원자로 용기안의 액체나트륨 풀내에 하나씩의 노심과 냉각재 펌프 및 IHX가 위치하며, 원자로 용기 주위는 다시 금속 격납용기가 둘러싸고 두 용기 사이는 아르곤가스로 채워진다. 3개의 원자로 모듈의 하나의 터빈발전기에 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 보조냉각계통의 작동이 불가능한 경우는 노심의 붕괴열이 액체 나트륨의 자연순환에 의해 금속원자로 용기로 전달되고, 다시 복사열전달에 의해 금속 격납용기로 붕괴열이 전달되며, 금속 격납용기는 대기의 자연순환에 의

해 냉각된다. 정상적인 원자로 정지계통과 냉각계통이 모두 작동하지 않더라도 부반응도계수에 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.

고온기체냉각조에 대한 연구도 미국, 서독, 소련 등지에서 활발하다. 특히 USDOE의 참조설계에 따라 General Atomics를 중심으로 연구되고 있는 미국의 MHTGR(modular high temperature gas-cooled reactor)의 참조발전소는 4개의 350MWt 원자로 모듈로 구성되며, 각 모듈은 하나씩의 원자로와 증기발생기로 구성되는데, 이들은 인접하지만 분리된 콘크리트 캐비티 내에 위치한다. MHTGR의 경우도 정상운전시는 강제순환에 의해 노심을 냉각시키지만, 정상적인 붕괴열제거계통이 동작하지 않을 경우 RCCS(reactor cavity cooling system)에 의한 대기의 자연순환으로 과도한 온도상승을 방지한다. 또한 제어봉 계통이 동작하지 않더라도 연료봉 온도가 상승하면 Negative Doppler Coefficient에 의해 노심출력이 붕괴열 수준으로 낮아지는 것으로 보고되고 있다. 이러한 신형원자로에 공통적으로 적용되고 있는 열수력학적 특성은 다음과 같다.

4.2 자연 순환

신형안전로에서 자연순환은 정상운전시의 노심 냉각. 원자로 정지 후의 붕괴열 제거, 격납용기 냉각 등에 이용되고 있다. SBWR에서는 기존의 BWR에 비해 원자로의 높이를 증가시키고 노심 출력빈도를 낮추는 등의 설계 개선을 통하여, 정상운전시 자연순환 방식만으로 원자로 용기 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 신형안전로는 붕괴열 제거의 최종수단

으로 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 풀봉산수의 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 전달된 붕괴열을 제거하고 있다.

이러한 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, 불안전성(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.

4.3 저압 저유속 조건에서의 열수력 현상

대부분의 신형안전로는 기존의 원자로와 비교할 때 비교적 낮은 압력과 온도로 운전된다. 또한 모든 신형안전로의 최종적인 붕괴열 제거 수단이 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 신형안전로의 설계와 안전성 분석에 필수적이다.

반면에 지금까지의 경수로 관련 비등열전달

연구는 기존 발전소의 운전조건인 고압고유속 조건에 대해 집중되어 있다. 저압 저유속 조건에서는 비등열전달 현상이 상당히 다른데 비하여, 연구성과는 상대적으로 매우 빈약하다. 따라서 이러한 운전조건에 대한 임계 열유속 CHF(critical heat flux), 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.

5. 맺음 말

이상에서 살펴 본 바와 같이 기존의 원자력 발전소의 설계 및 안전한 운전과, 가상되는 중대사고 진행과정을 해석하여 더욱 안전한 원자로를 건설하기 위해서는 2상유동에 관련된 현상을 보다 잘 이해하여야 함이 명확하다. 지금까지의 실험적 연구를 더욱 확장하여 현재 사용하고 있는 실험식이 도출된 실험들의 스케일 효과를 규명하고, 2상유동의 측정방법의 개발이 더욱 진행되어 보다 정확한 실험결과를 도출하여야 한다. 한편으로, 2상유동을 수치적으로 해석하고자 하는 노력도 계속되어야 한다. 특히 원자력 공학에서는 비등 및 응축과 같은 상변화 및 비등 열전달과 같이 열의 전달현상이 중요한 역할을 하므로 이에 대한 연구 필요성이 계속될 것이다.

참 고 문 헌

- (1) Collier, J.G., 1980, "Convective Boiling and Condensation", 2nd. Edition, McGraw- Hill,
- (2) Lahey, Jr. R.T. and Moody, F.J., 1933, "The Thermal-Hydraulics of A Boiling Water Nuclear Reactor", American Nuclear Society,
- (3) Bankoff, S.G. and Lee, S.C., "A Critical Review of the Flooding Literature", Multiphase Science and Technology, Volume II, Edited by G.F. Hewitt et al., Hemisphere Publishing Co.
- (4) Groeneveld, D.C. and Snoek, C.W. "A Comprehensive Examination of Heat Transfer Correlations Suitable for Reactor Safety Analysis", Multiphase Science and Technology, Volume II, Edited by G.F. Hewitt et al., Hemisphere Publishing Co.
- (5) Hsu, Y.Y., 1982, "Preburnout Convective Boiling", Handbook of Multiphase Systems, Edited by G. Hetsroni, Hemisphere Publishing Co.
- (6) Weisman, J., 1985, "Theoretically Based Predictions of CGF in Rod Bundles", Proc. 3rd. Int. Topical Mtg. on Reactor Thermal-Hydraulics, Rhode Island, Oct. 15~18.
- (7) Lee, K.W., 1989, "Advanced Mechanistic Model for Critical Heat Flux Prediction in Subcooled Flow Boiling", Ph.D. Thesis, Department of Nuclear Engineering, KAIST.
- (8) Han, J., 1988, Natural Circulation: Perspective, Status, and Future Plans, SFD/ST PRM, Albuquerque, NM.
- (9) Sehgal, R., 1988, "Recent Information from the Westinghouse Natural Circulation Tests", SFD/ST PRM, Albuquerque, NM.
- (10) Corradini, M.L. et al., "Vapor Explosions: A Review of Theory and Modeling", University of Wisconsin, Nuclear Engineering Department.
- (11) Cole, R.K. et al., 1984, "COROCON-MOD2: A Computer Program for Analysis of

- Molton-Core Concrete Interactions”, SNL, NUREG/CR-3920, SAND 84-1246, October.
- (12) Tarbell, W.W. et. al., 1987, “Results from the DCH-1 Experiment”, NUREG/CR-4871.
- (13) Tarbell, W.W. et. al., 1988, “DCH-2: Results from the Second Experiment Performed in the Surtsey Direct Heating Test Facility”, NUREG/CR-4947.
- (14) Corradini, M.L. et al., 1986, “Surry S2D Severe Accident Containment Loads Calculations Using HMC”, UWRER-34, University of Wisconsin.
- (15) Sparrow, E.M. Minkowycz, W.J. and Saddy, M. 1967, “Forced Convection in the Presence of Noncondensables and Interfacial Resistance”, In t. J.Heat Mass Transfer, Vol. 10, pp.1829~1845.
- (16) Uchida, H., Oyama, A. and Togo, Y., 1965. “Evaluation of Post -Incident Cooling Systems of LWR's”, Proc. Ont. Conf. Peaceful Uses of Atomic Energy, 13, pp. 93~102.
- (17) Whitley, R.H., 1976, “Condensation Heat Transfer in a Pressurized Water Reactor Dry Containment”, University of California at Los Angeles.
- (18) Kim, M.H. and Corradini, M.L., 1990, “Modeling of Condensation Heat Transfer in a Reactor Containment”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 118(2).
- (19) Catron, J., 1989, “New Interest in Passive Reactor Design”, EPRI Journal, 4~13, April/May.
- (20) Van Tuyle, G.J., et al., 1988, “Comparing the Inherent Safety of the Modular LMRS and HTGR and PIUS Concept”, Proc. Int'l. Topical Meeting on Safety Next Generation Power Reactor, Seattle, 649~659.
- (21) Babala, D. and Hannerz, K., 1985, “Pressurized Water Reactor Inherent Core Protection by Primary System Thermohydraulics”, Nucl. Sci. Eng. 90, 400~410.
- (22) Hannerz, K., 1988, “Making Progress on PIUS Design and Verification”, Nucl. Eng. Int'l, 29~31.
- (23) Tower, S.N., Schulz, T.L. and Vijuk, R.P., 1988, “Passive and Simplified System Features for the Westinghouse 600MWe PWR”, Nucl. Eng. Des. 109, 147~154.
- (24) McCandless, R.J. and Redding, J.R., 1989, “Simplicity: the Key to Improved Safety, Performance and Economics”, Nucl. Eng. Int'l, 20~24.
- (25) Varley, J., 1989, “Interest Grows in the Modular HTGR”, Nucl. Eng. Int'l, 25~28.

