

# 冷却材喪失事故의 熱水力學的 研究動向

鄭 文 基

〈韓國原子力研究所〉

## 1. 머 리 말

우리나라는 資源이 빈약하기 때문에 장래 에너지 문제를 解決하는데 原子力發電에 큰 기대를 모으고 있다. 우리나라도 이제 최초의 原子力發電所인 古里 1 號機가 商業運轉에 들어감으로써 原子力發電시대에 들어섰다. 그런데 1979년 3월 美國의 TMI發電所 放射能流出事故로 인하여 原子力發電所 安全性問題가 크게 부각되었다. 原子力發電所의 安全性을 確保하기 위해서는 여러분야의 科學者 및 工學者의 유기적인 협력이 필요하다. 外國의 경우 原子力研究所 뿐만 아니라 學界에서도 原子力發電所의 安全性研究에 많은 관심을 갖고 있는데 반하여 國內에서는 韓國原子力研究所외에 다른 學界에서는 安全性研究에 소홀한 감이 있다. 따라서 機械工學을 전공하는 科學者 및 工學者가 관심을 가져야 하는 原子力發電所의 安全性研究을 위한 熱水力學的 문제를 살펴보는 것은 큰 意義가 있다고 본다. 本稿에서는 原子力發電所의 假想的 事故와 관련하여 해결하여야 할 熱水力學的 문제를 소개하며 또한 研究動向을 살펴보고자 한다.

## 2. 冷却材喪失事故와 非常爐心冷却系統

原子力發電所는 放射能을 보유하고 있기 때문에 어떤 事故에도 일반대중의 安全과 주변환경에 피해를 주지 않음을 保證하기 위해서 發電所 建設과 運轉의 認許可과정에서 정부規制기관은

철저한 安全性 檢討를 수행하고 있으며 發電所 商業運轉중에도 계속해서 감독하고 있다. 이러한 安全性 檢討를 수행하기 위하여 規制기관은 原子爐施設 設計시 고려하여야 하는 設計基準事故(design basis accident)를 설정하여 이 事故를 發電所 安全系統의 性能을 評價하는 지표로 사용하고 있다.

原子力發電所에서 발생될 수 있는 假想事故중 가장 가혹한 事故는 1次冷却材系統의 原子爐入口側 配管이 破斷되어 冷却材가 쏟아져 나오는 事故 즉 冷却材喪失事故<sup>1)</sup>(loss of coolant accidents, 이하 LOCA로 略記)이다. 이 LOCA를 設計基準事故로 정하고 있기 때문에 安全性 研究의 대부분은 LOCA로 인해 발생하는 現象에 관심을 두고 있다. 그렇다고 다른 事故에 관심을 두지 않는다는 것은 아니다. 美國 TMI原子力發電所 事故이후 配管破斷으로 인한 大型 LOCA보다 오히려 발생확률이 높은 系統漏泄과 같은 소형 LOCA에 관해서도 많이 연구되고 있다. 실제 安全性 評價에는 여러계통의 過渡狀態 및 부품파손을 포함하여 약 35종류의 假想事故가 포함되어 있다.

만약 LOCA가 發生한 후 安全系統인 非常爐心冷却系統(emergency core cooling system, 이하 ECCS로 略記)에 의해 冷却材가 爐心に 注入되지 않는다면 原子爐運轉停止만으로 문제가 해결되지 않는다. 비록 原子爐停止로 인해 核의 連鎖反應은 정지되지만 燃料棒에 있는 殘熱과 核分裂生成物의 崩壞熱로 인해 爐心은 한두시간 내에 熔融되어 原子爐容器 밑바닥에 떨어져서

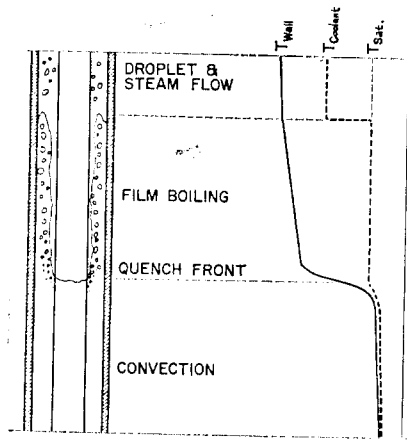


Fig. 13. Rewetting phenomena.

을 알 수 있다. Fig. 14는 冷却材의 溫度가 re-wetting時間에 미치는 영향을 표시하고 있다. Fig. 14의 溫度曲線을 살펴보면 冷却材 注入 후부터 溫度가 점차 떨어지다가 어떤 순간 갑자기 떨어졌다. 이것이 바로 rewetting이다. 이때의 熱傳達은 순간적이기 때문에 解析하기가 힘이 든다. Fig. 14를 통하여 서어브쿨링이 클수록 즉 冷却材溫度가 낮을 수록 rewetting이 빨리된다는 것을 알 수 있다. Fig. 15는 테스트部가 垂直일때와 水平일때의 rewetting速度를 冷却材注入速度에 대해 비교하고 있다. 垂直인 경우 rewetting速度는 선형적으로 증가하고 있으나 水平에서는 데이터 變化가 다소 심하다. 이는 水平테스트部에서는 流動樣式이 流量에 따라 심하게 변하기 때문이다. 그러나 水平테스트部의 rewetting速度는 垂直테스트部의 rewetting速

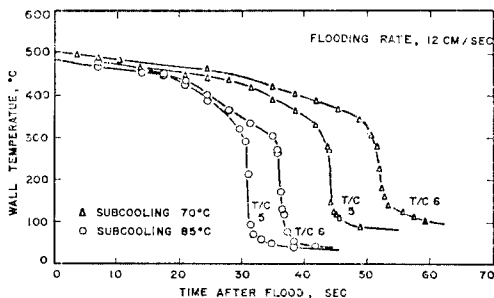


Fig. 14. Effect of coolant temperature on rewetting time.

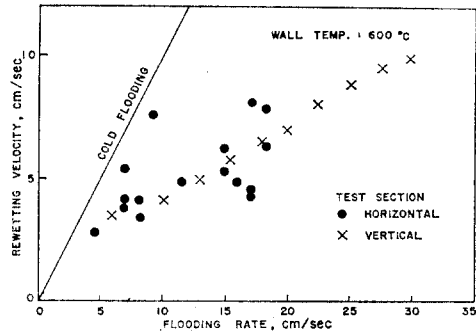


Fig. 15. Effect of orientation on rewetting velocity.

도와 비슷하다.

이러한 基礎研究는 再冠水解析用 컴퓨터코드를 改善하는데 필요하다. 또한 이 實驗結果는 燃料集合體를 이용한 대규모 實驗의 研究方向 및 實驗條件을 提示하는데 이용될 수 있다.

## 6. 맺 는 말

原子力發電所 安全性確保란 하루 아침에 完成되는 것이 아니라 모든 분야의 最新技術이 종합되어 계속 수행되어야 하는 課題이다. 原子力분야에 초보자를 위해서 2절에서는 安全性의 중요성에 대하여 假想事故를 한 예로써 說明하였으며 이런 事故를 대비하여 어떤 조치가 취해지고 있는가를 說明하기 위하여 非常爐心冷却系統의 構造에 대해 언급하였다. 현재까지의 지식으로는 非常爐心冷却系統만 제대로 作動한다면 事故로 인한 피해는 적으리라고 豫상된다. 美國 TMI 事故에서도 運轉者가 誤判으로 動作中인 非常爐心冷却系統을 停止시키지 않았다면 事故의 피해는 크지 않았을 것으로 評價되고 있다. 3절과 4절에서는 가장 위험한 事故로 알려진 冷却材喪失事故가 일어났을 때 어떤 物理的 現象이 생기며 이런 現象을 완전히 파악하여 事故를 解析하고 事故의 영향을 줄이기 위해서는 어떤 技術的인 問題가 解決되어야 하는가를 소개하였다. 5절에서는 LOCA 研究現況을 소개하였다.

學界에서 특히 熱流體분야에 研究경험이 많은

Table 1. Summary of recommended correlation.

Regime	High Flow Region		Low Flow Region	
	Correlation	Ref.	Correlation	Ref.
Convection to liquid phase only	Sieder-Tate	15	Sieder-Tate	15
Boiling in subcooled liquid	Extention of Chen	16	Extention of Chen	16
Boiling in Saturated two-phase mixture	Chen	16	Chen	16
Critical Heat Flux	Biasi	17	Void-CHF	21
Transition Boiling	Bjornard	18	Bjornard	18
Heat Flux at Min. Stable Film Boiling Point	Hsu and Bromley	19	Hsu and Bromley	19
Film Boiling	Modified Groenveld 5.7	20	Modified Bromley with Convection	22
Convection to vapor phase alone	Sieder-Tate	15	max. {Sieder-Tata HcAdams}	15 23

流가 된다. 다시 加熱되면 液膜의 파괴와 境界面에서의 蒸氣로 인해 液膜이 消失되고 飽和蒸氣속에 極微粒의 물방울이 분산되었다가 이 물방울이 증발하고 나면 過熱蒸氣의 單相流가 된다. 熱流束이 높은 경우에는 氣泡의 發生이 심하여 加熱面이 蒸氣膜에 의해 덮혀버리는 즉 膜沸騰이 되어버린다.

한편 熱傳達의 형태도 流動樣式에 對應해서 Fig. 11과 같이 변한다. 큰 변화가 생기는 點은 液膜이 消失한 점이고 이때 熔融點을 넘으면 burnout해 버린다. 그때의 熱流束을 臨界熱流束이라고 부르고 있다. 이러한 熱傳達樣式은 原子爐의 事故解析에 응용할 수 있다.

이러한 熱傳達構造研究를 통하여 현재까지 많은 實驗相關式이 開發되었다. Table 1은 일반적으로 사용되고 있는 熱傳達相關式을 要約해서 수록하였다.

지금까지 放出(blowdown)段階 및 再充填(refill)段階의 解析에 비해 再冠水(reflood) 解析은 비교적 최근에 관심을 모으기 시작하였으며 아직도 理論의 근거를 세우지 못하고 있는 실정이다. 再冠水研究는 대부분 BWR이나 PWR에 관심을 모아왔으나 CANDU형 重水爐에 관한 再冠水現象의 研究는 극히 부족한 실정이다. 韓國原子力研究所에서 수행한 再冠水研究目的은 水平燃料채널을 갖는 CANDU형 重水爐의 再冠水段階中 燃料棒의 溫度舉動 및 熱傳達構造를 주

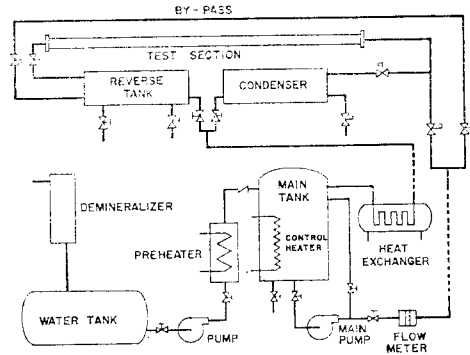


Fig. 12. Schematic diagram of reflood test loop for KAERI.

로 研究함으로써 PWR뿐만아니라 CANDU형의 ECCS性能評價資料를 確保하는데 있다.<sup>24)</sup> Fig. 12는 韓國原研의 再冠水研究를 위한 實驗裝置이다. 이 裝置는 테스트部(S.S 304管)를 水平 및 垂直으로 이동이 가능하므로 같은 條件에서 水平과 垂直의 再冠水現象을 비교할 수 있도록 되어있다. LOCA후 非常爐心冷却材가 爐心に 注入되어 효과적으로 燃料被覆材를 冷却시킬 수 있는 條件을 얻기 위해 再冠水熱傳達에서 주요 파라메터 즉 初期管溫度, 冷却材流量, 冷却材서브쿨링, 熱流束의 영향을 주로 조사하였다.<sup>25)</sup> Fig. 13은 rewetting現象의 肉眼觀察의 結果이며 熱傳達過程은 蒸氣單相冷却, 膜沸騰, quench front에서의 核沸騰, 液體單相冷却의 순서가 된

□ 解 說

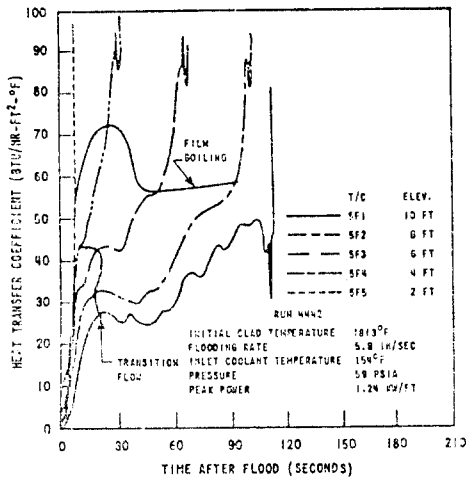


Fig. 9. Heat transfer coefficients at several elevation for FLECHT.

美國의 FLECHT(Full Length Emergency Cooling Heat Transfer)實驗裝置는<sup>14)</sup> 再冠水(reflood)段階中 燃料棒의 溫度舉動 및 rewetting熱傳達을 研究하기 위한 것으로서 테스트部는 電氣로 加熱되는 10×10 또는 7×7加熱棒集合體로 構成되어 있다. Fig. 9는 FLECHT에서 얻어진 局所의 位置에서의 熱傳達係數의 時間에 대한 變化를 나타내고 있다. 最近 再冠水모델은 爐心에서의 熱傳達係數를 구하기 위해 FLECHT資料를 사용하고 있다. 再冠水熱傳達을 解析하기 위한 모델로는 美國웨스팅하우스社의 WREFLOOD코드가 있다. WREFLOOD코드는 爐心水位 위에서의 二相混合流體의 水頭, 다운커머에서의 慣性水頭 및 모든 要素에서의 摩擦壓力損

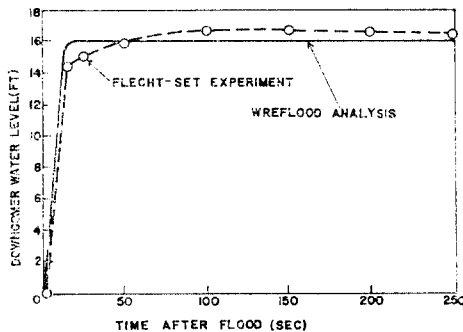


Fig. 10. Downcomer water level versus time for FLECHT.

失등을 計算한다. Fig. 10은 다운커머水位를 FLECHT結果와 WREFLOOD코드解析結果를 비교하고 있다.

이상과 같이 LOCA熱傳達에 관한 研究가 燃料集合體를 갖는 대규모 實驗을 통하여 수행되고 있는 반면에 여러 學界에서는 理論的 研究 및 單一管이나 單一棒을 이용한 實驗的 研究가 수행되고 있다.

燃料波覆材의 溫度는 LOCA의 熱傳達構造에 민감하다. 따라서 放出段階中 流動樣式 및 熱傳達構造를 理解하기 위하여 加熱管속으로 물이 통과하고 있을때 流動狀態 및 熱傳達狀態가 어떻게 變하고 있는가를 Fig. 11에서 표시하고 있다. 加熱管의 熱流束의 낮은 경우에는, 점차 壁

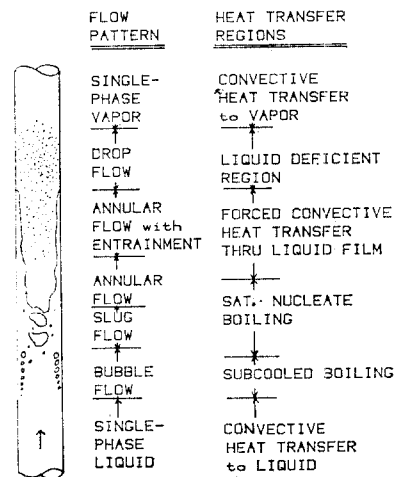


Fig. 11. Regions of heat transfer in convective boiling.

溫이 포화온도를 넘으면 沸騰을 시작한다. 처음에는 冷却材의 평균온도는 포화온도이하이므로 表面沸騰類域이지만 進行함에 따라 물 전체가 포화온도가 되고 核沸騰이 생긴다. 한편 流動狀態는 比較적 작은 氣泡가 分散해서 흐르고 있는 氣泡流에서 슬러지(Slug)流로 이동한다. 다시 加熱되면 液膜이 壁面上에 分布해서 중심부에는 蒸氣가 차지한 環狀流가 된다. 점차 蒸氣量이 많아져서 중심부의 蒸氣速度가 증가하면 蒸氣와 液膜간에 작용하는 摩擦력에 의해 液膜이 다소 파괴되면서 蒸氣속에 포함되어 버린다. 즉 噴霧

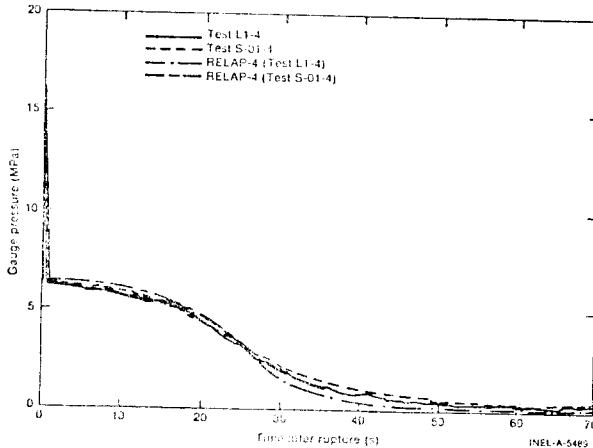


Fig. 5. A Comparison of predicted and measured system pressure showing good scaling from Semiscale (Test S-01-4) to LOFT (Test L1-4).

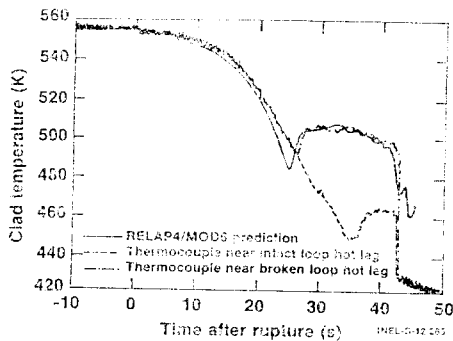


Fig. 6. A Comparison of predicted and measured fuel clad temperature in LOFT L1-5.

miscale의 實驗結果와 RELAP코드로서 解析한 것을 비교하여 잘 일치하고 있음을 보여 주고 있다. Fig. 6은 LOFT實驗에서 얻은 被覆材溫度變化를 RELAP코드로서 解析한 것을 보여 주고 있다. 이와같이 壓力과 溫度變化는 대체로 解析코드로서 잘 解析하고 있으나 流量變化는 아직도 제대로 解析을 못하고 있다. Fig. 7은 原子爐容器液體積比를 LOFT實驗結果와 RELAP코드의 解析結果로 비교하고 있다. 64sec까지의 解析은 測定데이터와 대체로 일치하고 있지만 64sec이후에는 解析할 수 없다. 이는 解析코드에서 流體條件이 平衡이라는 假定을 세우고 있으나 실제로 非平衡이기 때문이다.

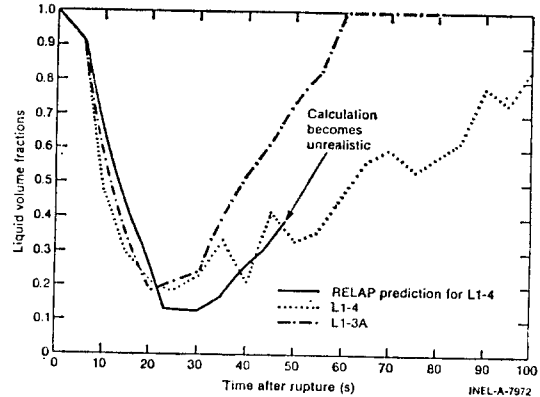


Fig. 7. Fraction of reactor vessel occupied by liquid for LOFT L1-3A (measured) and L1-4 (measured and predicted).

分離影響試驗으로써 放出 (blowdown) 段階中 熱傳達相關式을 開發하기 위한 研究施設로는 美國 ORNL에 있는 THTF (Thermal Hydraulic Test Facility) 施設<sup>13)</sup>이 있다. THTF는 電力 6.0MW를 소모하는 49개의 燃料棒을 갖고 있으며 壓力을 155氣壓까지 올릴 수 있고 LOCA후 20초 동안에 일어나는 熱水力現象을 研究한다. 주로 臨界熱流束에 도달되는 時間, 臨界熱流束 도달 전후의 熱流束 및 熱傳達係數를 구한다. Fig. 8은 THTF의 燃料棒溫度變化를 RELAP코드로 解析한 結果를 보여 주고 있다. 이 경우 解析結果는 양호하지만 불량한 것도 있다. THTF에서는 燃料棒에 서모커플을 어떻게 부착시키는 것이 실제 原子爐의 核燃料棒의 溫度變化를 모의할 수 있는가 하는 問題도 檢討되고 있다.

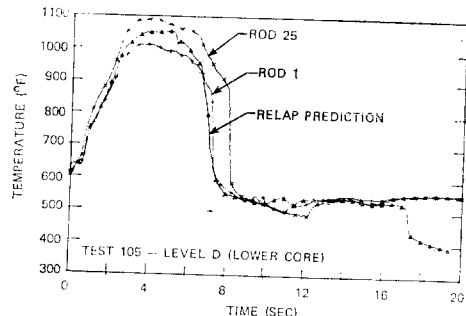


Fig. 8. Comparison between predicted and measured fuel clad temperature for THTF.

## □ 解 說

인한 결과는 어떤 것인가?” 등이다.

燃料棒被覆材는 放射能物質 流出을 防止하기 위한 1차 차폐역활을 하므로 燃料破損의 발단 및 가능한 傾向인자를 구하는 것은 중요하다. 燃料舉動研究는 事故時 被覆材 健全性에 영향을 줄 수 있는 항목에 중점을 두고 있다. 그러므로 燃料舉動研究는 크게 4부분으로 나눌 수가 있다.

○ 燃料棒 舉動을 解析하기 위한 컴퓨터 코드 開發

○ 저장에너지 및 被覆材破損限界를 알기 위한 펠렛 및 被覆材研究

○ 전반적 燃料舉動 및 燃料損傷 정보를 알기 위한 燃料裝填試驗

○ 이러한 상태에서 보다 定量的 資料를 얻기 위한 燃料溶融 및 核分裂生成物에 관한 研究

安全性 評價에서 假想的 原子爐 事故時 發電所 反應이나 영향을 컴퓨터 코드로서 解析되어야 한다.<sup>7)</sup> 현재까지 대부분의 解析은 1차원코드로서 행하여졌으며, 原子爐 冷却材의 過渡의 熱水力現象도 均質的 特性으로 간주하여 왔다. 이러한 單純化는 보수적 가정을 세움으로써 補償된다. 그러나 過渡狀態下의 非平衡, 多相, 多次元 現象을 解析하기 위하여 改善된 코드가 開發되어야 한다.

중요한 技術的 問題는 다음과 같은 의문에 답하기 위한 解析的 모델이 開發되어야 한다.

○ 放出段階中 壓力容器內의 冷却材 在庫量은 얼마인가?

○ 蒸氣가 서브쿠울冷却材에 의해 어떻게 凝縮되는가?

○ 再冠水時 爐心은 얼마나 冷却되며 爐心內 隣接채널의 流體相互作用은 어떤가?

이러한 코드는 반드시 實驗데이터와 비교해서 妥當性을 입증하여야 한다. 또한 獨立의 코드로 解析의 精確性 및 解析能力의 妥當性을 評價하여야 한다.

지금까지 언급한 것은 주로 熱水力學的 측면에서 소개하였으나 그외에도 容器性能, 龜裂沮止 및 熱衝激을 評價하기 위한 破壞工學<sup>8)</sup>, 疲勞龜裂成長, 照射脆性, 粒子間 應力腐蝕龜裂 등

을 研究하기 위한 照射 및 疲勞研究<sup>9)</sup> 등이 있다.

## 5. LOCA 研究現況

LOCA중 爐心으로부터 熱을 除去하는 率을 解析하는 것은 매우 중요한 반면 또한 복잡하다. 이 熱流束을 구하려면 동시에 局所流體條件 즉 壓力, 質量流束, 靚리티, 보이드率등을 알아야 한다. 그러나 局所流體條件이 熱流束에 따라 變하기 때문에 이런 熱流束은 컴퓨터코드로서 解析되어야 한다. 原子爐의 正常熱設計基準에 대해서는 이미 解析되어 있으나 LOCA時에는 어떠한 現象이 생길지 확실하지 않기 때문에 LOCA 研究에서 고려하여야 하는 實驗變數범위는

$$10^6 < \text{壓力} < 150 \times 10^6 \text{ Pa}$$

$$-3500 < \text{質量流束} < +3500 \text{ kg/m}^2\text{s}$$

$$-370\text{k} < \text{燃料棒溫度} < +1500\text{k}$$

와 같다. 이것은 광범위한 條件에 대하여 熱傳達計算方法이 개발되어야 한다는 것을 뜻한다.

LOCA研究를 위한 統合試驗裝置로서 美國에서 최대규모인 것은 LOFT (Loss of Fluid Test) 施設<sup>10)</sup>이다. LOFT는 1000MW, PWR을 약 1/60로 축소한 55MW, PWR이며 1300개의 燃料棒을 갖고 있다. 초기에는 電氣加熱式 燃料棒을 사용하였으나 최근에는 실제로 核燃料를 사용하여 實驗을 수행하고 있다. LOFT계획의 목적은 美國原子力規制委員會 및 原子力産業體에게 LOCA時의 熱水力的, 機械的 舉動의 實驗데이터를 제공하여 設計 및 安全性 評價에 사용될 解析코드의 開發 및 評價를 하는 것이다. LOFT 施設은 실제 PWR을 축소시킨 것인데 이렇게 축소한 施設의 實驗을 통하여 실제 原子爐의 LOCA現象을 解析할 수 있는가를 조사하기 위해 LOFT施設을 다시 축소한 Semiscale 施設<sup>11)</sup>이 있다. LOFT와 Semiscale의 實驗데이터가 비교적 잘 일치하고 있음이 최근에 밝혀졌으며 따라서 LOFT 實驗結果를 解析할 수 있는 解析코드가 있다면 실제 PWR의 LOCA現象도 解析할 수 있다고 볼수 있다. 이러한 코드중 대표적인 것이 RELAP코드<sup>12)</sup>이다.

Fig. 5는 LOCA時 壓力變化를 LOFT 및 Se-

면 蒸氣가 發生하므로 복잡한 熱傳達現象을 갖게 된다. 蒸氣가 被覆材冷却에 크게 기여하지 못하나 蒸氣量이 많아지고 또 速度가 빨라지면 上昇하는 蒸氣속이 물방울이 포함되므로 이 二相流動은 被覆材溫度上昇을 일부 抑制하는 효과를 갖는다. 被覆材가 高溫이기 때문에 冷却材가 被覆材表面에 접촉하지 못하다가 溫度가 어느정도 떨어지면 접촉하게 되는데 이런 熱傳達現象을 rewetting이라고 하여 최근에 관심을 모으는 분야이다.<sup>4)</sup> 한편 壓力容器上部에 모인 蒸氣壓 때문에 爐心水位의 上昇을 抑制하는 所謂 Steam binding 現象이 생기기도 한다.

Fig. 4는 PWR에서 冷却材喪失時 爐心質量流量, 壓力, 被覆材溫度, 爐心水位등을 入口側 破斷과 出口側 破斷의 경우에 대하여 비교하고 있다. Fig. 4의 被覆材溫度舉動을 살펴보면 入口側 破斷때가 出口側 破斷때 보다 被覆材溫度가 더 높다는 것을 알 수 있다. 따라서 LOCA研究에서는 더 위험한 入口側破斷을 가정하고 있다.

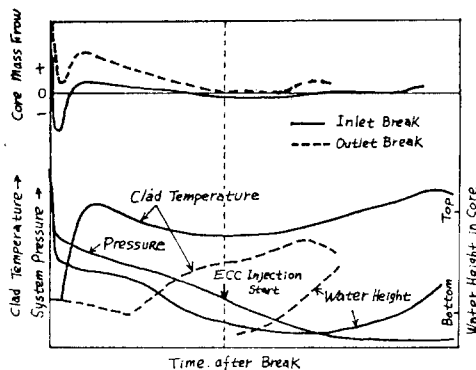


Fig. 4. Generalized loss-of-coolant behavior for large pipe breaks in a PWR.

#### 4. 熱水力 研究課題

原子力發電所가 設計基準事故인 LOCA에 견디도록 設計 및 運轉되고 있음을 保證하기 위하여 ECCS의 適合性を 評價하기 위한 判定基準이 설정되어 있다.<sup>5)</sup> 그 예로써 燃料棒被覆材의 最高溫度를 2200°F로 制限하고 있는데 이는 被覆材(질카로이) 溶融溫度보다 약 1100°F가 낮은

값으로써 最高溫度를 이렇게 낮게 취하는 이유는 2200°F이상에서는 材質이 갑자기 취성화되기 쉽고 또 물과 질카로이의 반응이 급激히 增加하며 이로 인해 생기는 水素의 量이 폭발성 농도에 도달할 가능성이 있기 때문에 충분한 安全性을 고려한 것이다. ECCS判定基準의 적합여부를 評價하는데 LOCA의 熱水力學的 問題가 계속 研究되고 있으며 이러한 問題를 研究함으로써 安全性에 대한 信賴도를 높이고 發電所 安全餘裕을 定量化하여 發電所性能을 개선하는데도 기여한다.

LOCA熱水力學問題로는 “LOCA의 放出(blowdown)段階에서 초기 減壓이 생길때 얼마나 많은 熱量이 爐心밖으로 放出되는가?, 非常爐心冷却材가 容易하게 爐心내로 注入되는가?, 再冠水(reflood)시키는 동안 얼마나 많은 熱量이 爐心으로부터 冷却材에 傳達되는가?” 등이다. 이미 앞에서 언급한 바와 같이 LOCA現象은 아주 복잡하다. LOCA/ECCS舉動의 이해증진과 解析에 사용될 모델을 개발하기 위한 研究는 크게 두가지로 나눌 수가 있다. 첫째로 LOCA를 放出(blowdown)段階, 再充填(refill)段階, 再冠水(reflood)段階로 각각 분리하여 분리된 한 段階만 研究하는 分離影響試驗이 있다. 둘째는 상호관련있는 모든 분리영향을 조합하여 系統의 反應을 研究하기 위해 該 系統이 포함되는 統合試驗이 있다. LOCA에 관한 研究는 LOCA에 관련된 物理的 現象을 理解하여 이러한 現象이 原子爐部品에 미치는 영향, 특히 被覆材의 溫度舉動을 研究하고 ECCS의 性能을 評價하는데 그 목적이 있다. 아직도 해결되지 못한 것은 實驗에 의해 破斷部를 통해 나가는 冷却材의 質量流量을 精確히 測定하지 못하는 것이다. 왜냐하면 二相流動에 대한 충분한 理解와 測定裝置가 필요하기 때문이다. 따라서 二相流動의 경우 質量流量, 流動速度, 보이드率등을 精確히 測定하기 위한 技術이 개발되어야 한다.<sup>6)</sup>

燃料棒의 安全性에 관한 問題는 “假想의 事故發生時 얼마나 많은 熱에너지가 燃料棒에 저장되는가?, 燃料棒 파손한계는 무엇인가?, LOCA時 燃料棒의 舉動은 어떤가?, 燃料溶融으로

## □ 解 說

次側 冷却水가 흡수하여 증기가 되며 이 蒸氣가 蒸氣터어빈을 驅動시킨다.

PWR의 ECCS는 手動과 能動系統으로 구분하는데 手動系統은 아큐뮬레이터로 불려지는 물 탱크가 있어 이 물탱크의 윗부분이 窒素가스로 加壓되고 있어 一次系統壓力이 窒素가스壓力이하로 떨어지면 체크밸브가 自動적으로 열려 爐心에 冷却材를 注入시키는 것이다. 能動系統에는 低壓注入系統(LPIS), 보통 殘熱除去系統(RHRS)이라고 하는 것과, 高壓注入系統(HPIS), 보통 安全注入系統(SIS)라고 하는 것이 있는데 이 系統들은 아큐뮬레이터보다 적은 流量이지만 넓은 壓力범위에 應할 수 있으며 또한 制御가 可能하다. 각 系統의 流量을 比較하기 위하여 爐心이 加熱되지 않은 경우 각 系統이 冷却材를 注入하여 爐心の 水位를 상승시키는 速度를 살펴보면 아큐뮬레이터가 100이라던 低壓注入은 10이고 高壓注入은 1에 해당된다.<sup>3)</sup>

### 3. 冷却材喪失事故(LOCA)시나리오

LOCA가 발생할때 일어나는 現象을 살펴보기 위하여 Fig. 2에서 표시한 原子爐入口側 配管(cold leg라고 함)이 破斷되었다고 하면 초기에 破斷部로 나가는 冷却材의 壓力이 飽和壓力이하이므로 液體狀態의 물이 放出(blowdown)된다. 이로 인해 0.1초내에 系統壓力은 運轉壓力에서 飽和壓力으로 減壓되며 이때 생기는 減壓波는 構造物에 動的負荷를 주게되며 이 負荷는 耐振設計時 豫想되는 負荷보다 더 크다고 본다. 冷却材가 飽和壓力에 도달되면 蒸氣泡가 생기므로 破斷部로 나가는 流動이 二相流動의 초킹 現象으로 인해 放出이 다소 制限을 받게된다. 爐心流量의 舉動은 燃料被覆材溫度를 지배하는 중요한 파라메터중의 하나이다. Fig. 3은 LOCA중 시간의 함수로써 산출한 爐心流量을 표시하고 있다. 事故후 초기에는 下向流動과 上向流動을 반복하다가 마침내 流動정체상태가 된다. 이 流動정체상태에서 燃料棒의 溫度가 증가한다.

LOCA가 발생하면 여러 非常停止信號에 의해 原子爐는 運轉停止되지만 만약 停止되지 않더라

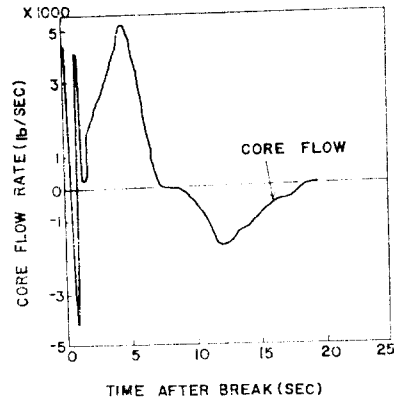


Fig. 3. PWR core flow during LOCA (cold leg break).

도 蒸氣發生으로 인해 冷却材 密度가 減少하여 中性子 減速能力이 減少되어 熱出力은 곧 崩壞熱 水準으로 떨어진다. 그러나 燃料棒內의 殘熱과 核分裂生成物의 崩壞熱에 의해 被覆材의 溫度는 계속 上昇하여 臨界熱流束(CHF)을 넘게 되고 또한 被覆材表面은 蒸氣膜으로 덮혀 熱發散이 遮斷되므로 被覆材의 溫度는 급격히 上昇한다. 즉, 沸騰危機(boiling crisis) 또는 burn out이 일어난다.

系統의 壓力이 固定된 값이하로 떨어지면 ECCS의 冷却材가 自動적으로 原子爐에 注入된다. 그러나 이 冷却材는 破斷部를 통해 冷却材가 放出될때 까지는 爐心을 바이패스한다. 즉 入口側으로 들어간 冷却材가 爐心을 冷却시키는데 기여하지 못하고 壓力容器를 旋回하다가 破斷部로 나가버린다. 왜냐하면 爐心에서 生成된 蒸氣가 破斷部를 통해 放出되기 때문이다. LOCA後 이런 現象이 생길때 까지를 放出(blowdown)段階라고 한다.

ECCS에 의해 爐心の 하단부까지 冷却材를 채우는 期間을 再充填(refill)段階라 하며 이 期間 동안 被覆材는 蒸氣에 의한 自然對流과 輻射熱 傳達에 의해서만 爐心이 冷却되므로 熱傳達率이 나빠서 溫度는 계속 上昇한다.

爐心の 下端부에 冷却材가 닿기 시작할때부터를 再冠水(reflood)段階라고 한다. 冷却材의 水位가 上昇하여 高溫의 燃料棒被覆材表面에 닿으



24시간내에 原子爐容器를 潰고 나가게 될 것이다. 이것이 소위 China Syndrome으로써 美國에서 이런 事故가 생기면, 中國까지 潰게 된다는 것이다. 이런 事故는 空想的인 事故이지만 原子力事故의 무서움을 말해 주고 있다. Fig. 1은 LOCA가 발생하였을 때 放射能이 어떻게 大氣로 流出되는가를 표시하고 있는 흐름圖이다. 우선 原子爐設計上의 問題로 1次系統이 파손되었다고 假定한다면 이로 인해 冷却材가 放出되고 heat sink를 잃은 爐心은 過熱될 것이다. 이때 ECCS가 作動하여 事故의 影響을 줄이지만 만약 ECCS가 作動하지 않으면 燃料被覆材가 파손되어 放射能이 1次系統을 通하여 格納容器에 流出될 것이다. 爐心이 계속 過熱되어 熔融되면 한덩어리가 되어 壓力容器를 潰게 되고 이 것은도 格納容器를 파손시킬 것이다. 한편 爐心이 過熱되어 질카로이 被覆材와 冷却材間의 化學反應에서 생긴 水素농도 4%以上이 되는경우 폭발하게 되므로 이로 인해 格納容器內의 壓力이 크게 增大하고 이러한 過壓은 格納容器를 파손시키게 되므로 放射能이 大氣로 流出될 수 있게 된다.

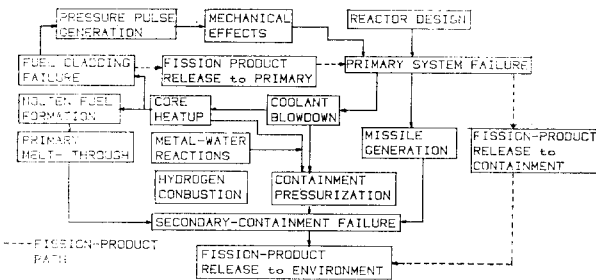


Fig. 1. Loss-of-coolant accident sequence.

LOCA와 같은 事故를 防止하기 위하여 原子爐施設의 安全性을 確保하는 基本개념은 多重防護(Defence in Depth)의 원칙에 입각하고 있다. 좀 더 상세히 설명한다면 첫째로 原子爐施設은 正常運轉時에는 최대한의 安全性을 유지토록 하고 事故時에는 최대한의 안전여유를 갖도록 設計하며, 둘째로 事故의 可能性을 염두에 두고 事故가 發生하더라도 이에 對應하는 保護系統을 갖추며, 셋째로 事故의 影響을 最少化하

기위해 工學的 安全設備를 갖춘다. 原子爐施設에서 放射能物質이 大氣로 流出되는 것을 防止하는 것이 지상목표이다. 만약 事故에 의해 燃料被覆材가 파손된다해도 放射能은 폐회로인 一次冷却材系統에 갇히게 되고 이 系統이 파손되어도 철근콘크리트구조로 된 格納容器가 放射能을 包圍하게 된다. 또한 保護系統은 原子爐에 이상이 생기면 즉각 原子爐를 停止시키며 이레도 事故가 계속되면 ECCS가 作動하여 爐心에 계속해서 冷却材를 공급시켜 燃料被覆材溫度가 安全限界내에 유지되도록 한다. 이와같이 原子爐事故에 대한 多重防護대책이 있으며 그 事故確率도 백만분의 일에 지나지 않으나 그럼에도 불구하고 일단 事故가 나면 피해가 막심하기 때문에 安全性은 아무리 강조해도 지나치지 않다.<sup>2)</sup>

Fig. 2는 2개의 루우프를 갖는 대포적 加壓水型原子爐(PWR)의 系統圖으로써 配管破斷時 冷却材流動路를 표시하고 있다. PWR은 飽和壓力보다 600psia 높은 2250psi에서 運轉되므로 一次系統에서 전체沸騰(bulk boiling)이 일어나지 않는다. 蒸氣發生器 및 펌프와 原子爐容器사이의 配管이 爐心보다 높은 위치에 있으므로 配管破斷으로 인해 반드시 爐心部가 dryout되지는 않는다. 冷却材는 펌프에 의해 壓力容器로부터 蒸氣發生器로 보내져 다시 壓力容器로 들어 간다. 入口側 冷却材는 약 544°F이고 出口側 冷却材는 약 610°F가 된다. 이 熱을 蒸氣發生器에 있는 二

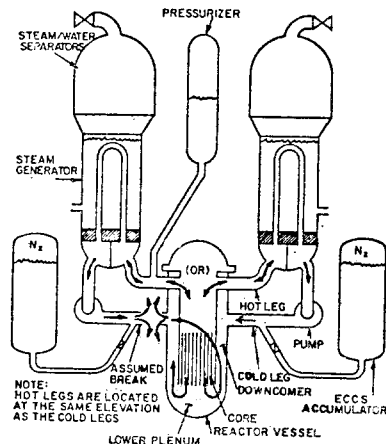


Fig. 2. PWR System during blowdown.

사람이 조금만 관심을 가져도 自己專攻의 知識을 原子爐安全性 研究에 이용하리라 期待된다.

參 考 文 獻

- 1) E.E. Lewis, Nuclear Power Reactor Safety, Chap. 8, pp.368, John Wiley & Sons, 1977.
- 2) "Reactor Safety Study", USAEC Rept., WA SH-1400, 1975.
- 3) J.H. Rust, Nuclear Power Safety, pp.281, Pergamon Press Inc., 1976.
- 4) E. Elias and G. Yadigaroglu, "The Reflooding Phase of the LOCA in PWRs", Nucl. Safety, Vol. 19, No. 2, 1978.
- 5) Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling System for LWR, 1974.
- 6) Y.Y. Hsu & R.W. Graham, Transport Processes in Boiling and Two-Phase Systems, Chap. 12, pp. 369, McGraw Hill, 1976.
- 7) K.V. Moore and W.H. Rettig, "RELAP 4: A Computer Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis", ANCR-1127, 1973.
- 8) 村主進, 原子爐安全工學, Chap. 4, pp. 48, 日刊工業新聞社, 1975.
- 9) A.G. Pickett and S.C. Grigory, "Studies of the Fatigue Strength of Pressure Vessel", S<sub>w</sub>RI Project No. 03-1274, 1966.
- 10) G.D. McPherson, "Results of the First Three Nonnuclear Tests in the LOFT Facility", Nuclear Safety, Vol. 18, No. 3, 1977.
- 11) E.M. Feldman and D.J. Olson, "Semiscale Mod-1 Program and System."
- 12) M.S. Sahota, "Comparisons of RELAP4/MOD 6 with Semiscale Blowdown Data", CVAP-TR-78-023, July 1978.
- 13) R.A. Hedrick, et al., "PWR Blowdown Heat Transfer Separate-Effects Program Data Evaluation Report", ORNL/NUREG-19, Nov. 1977.
- 14) J.P. Waring, et al., "PWR FLECHT-SET Phase B Data Report", WCAP-8431, 1974.
- 15) E.N. Sieder and G.E. Tate, "Heat Transfer and Pressure Drop of Liquids in Tubes", Ind. Eng. Chemistry, Vol. 28, No. 12, pp. 1429-1435, 1936.
- 16) J.G. Collier, Convective Boiling and Condensation, McGraw Hill Book Co., England, 1972.
- 17) L. Biasi, et al., "Studies on Burnout, Part 3, "Energia Nucleare, Vol.14, No. 9, pp.530-536, 1967.
- 18) O.C. Joenes, JR., S.G. Bankoff, Symposium on the Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety, Vol. 1: Light Water Reactors, ASME, 1977.
- 19) Y.Y. Hsu, "Proposed Heat Transfer 'Best Estimate' Packages", Dec. 1976.
- 20) D.C. Groeneveld, "Post-Dryout Heat Transfer: Physical Mechanisms and a Survey of Prediction Methods", Nuclear Engineering and Design, Vol.32, pp. 283-294.
- 21) P. Griffith, Avedisian, C.T., and Walkush, J.F., "Countercurrent Flow Critical Heat Flux", Presented at Annual Heat Transfer Conf., San Francisco, California, August 1975.
- 22) L.A. Bromley, "Heat Transfer in Stable Film Boiling", Chemical Engineering Progress, Vol. 46, No.5, 1950, pp. 221-226.
- 23) W.H. McAdams, "Heat Transmission," McGraw-Hill Book Co., Inc., 1954.
- 24) 이영환 외 5명, "重水爐 非常爐心冷却의 實驗的研究", KAERI/400/RR-133/80.
- 25) M.K. Chung, Y.H. Lee and J.H. Cha, "Experimental Study of Rewetting Phenomena", J. of Korean Nucl. Soc., Vol. 12, No. 1, 1980.

