

〈解 說〉

古里 1號機에 對한 冷却材喪失事故解析

車 宗 熙*

I. 序 論

原子爐의 安全性確保의 基本은 原子爐의 運轉에 의하여 發生하는 放射性 物質을 確實하게 管理하여 放射能의 害로부터 公衆의 健康과 安全을 保存하는 것이다. 原子爐에는 爐內의 放射性物質인 核分裂生成物의 漏洩을 防止하는 一連의 獨立的 防壁들 即 燃料의 被覆體, 原子爐容器를 包含하는 一次冷却材系統, 그리고 一次冷却材系統을 收容하는 格納容器들로 된 多重防護壁이 마련되어 있다. 原子爐設計基準에서는 이들 防護壁이 어떠한 假想의 事故가 發生하여도 그 健全성이 維持되도록 要求하고 있다.

原子爐의 安全性解析에서 考慮되는 假想의 事故의 하나는 冷却材喪失事故(Loss-of-coolant accident)이며, 이것은 一次冷却材系統의 配管이 破斷되어 冷却材가 流出하여 爐心の 熱除去能力이 低下하는 것이다. 冷却材喪失事故에 對한 對策으로 原子爐施設에는 非常爐心冷却系統(Emergency core cooling system)이 마련되어 어떠한 配管의 破斷이 일어나도 爐心을 有効하게 冷却하여 放射性物質의 漏洩을 抑制하도록 하고 있다.

冷却材喪失事故는 原子爐冷却材의 補充給水系統의 容量을 超過하는 管徑의 配管破斷으로부터 最大管徑의 配管의 完全兩端破斷(Double-ended rupture)까지인 範圍의 假想事故로 定義하고 있다. PWR의 冷却材喪失事故에 있어서 가장 苛酷한 事態가 되는것은 一般으로 原子爐의 冷却材入口側配管(cold leg)의 兩端破斷이다. 이러한 破斷이 일어나면 原子爐의 緊急停止裝置가 作動되어 爐出力은 떨어지나 燃料內의 核分裂生成物의 崩壞熱에 의한 發熱이 있어 冷却能力이 低下된 爐心の 燃料는 溫度가 上昇하여 그 結果로서 燃料被覆材의 破損을 招來

* 正會員, 韓國原子力研究所

하는 일을 생각하게 된다. 그러나 被覆材가 過熱되어 破損되기 以前에 爐心に 冷却材를 注入하는 非常爐心冷却系統이 作動되어 冷却材喪失事故의 影響을 最小로 하는 安全措施가 要求된다.

美國에서는 1970年 11월부터 1971年 2월까지 사이의 NRTS에서의 實驗結果가 契機가 되어 1971年 6월에 非常爐心冷却系統에 對한 暫定基準을 發表한바 있으며 그後 追加調査와 公聽會等을 通하여 1973年 12월에 最終基準(Final Acceptance Criteria for ECCS for LWR)을 確定하였다. 이 基準은 10 CFR 50에 編入되어 非常爐心冷却系統을 위한 冷却材喪失事故解析의 判定基準과 解析모델을 提示하고 있으며 原子爐設置의 認許可基準의 하나가 되고 있다.

우리나라에서도 美國의 基準을 準用하는 原則으로 古里 原子力發電所 第1號機에 對한 解析이 遂行되었던 것이다. 여기서 解析判定基準 및 解析結果를 紹介하고자 하는 것이다.

II. 冷却材喪失事故解析에 對한 判定基準 및 計算모델

美國의 10 CFR Part 50의 §50.46에 의하면 圓筒形 Zircaloy 被覆材와 더불어 酸化우라늄을 燃料로 使用하는 發電用 輕水爐의 非常爐心冷却系統은 冷却材喪失事故時 다음과 같은 冷却性能을 갖도록 設計되어야 한다.

1. 燃料被覆材의 最高溫度는 2,200°F를 超過하여서는 안된다.

2. 燃料被覆材의 酸化는 어디에서나 酸化前의 被覆材 두께의 0.17배를 超過하여서는 안된다.

3. 燃料被覆材와 물 또는 蒸氣와의 化學反應에 의하여 發生되는 水素量은 플레넘部分을 除外한 모든 被覆材가 反應하였을때의 發生量의 0.01배를 超過하여서는

안된다.

4. 爐心構造는 冷却可能한 形狀이 保存되어야 한다.

5. 初期의 非常爐心冷却系統의 作動에 의한 冷却後에도 爐心溫度는 充分히 낮은 값을 維持하여야 하며 爐心の 長壽命核種에 의한 崩壞熱은 長期間에 걸쳐 除去되어야 한다.

美國의 10 CFR Part 50, Appendix K에 의하면 冷却材喪失事故解析은 다음의 假定 및 條件에 따라 遂行하도록 規定하고 있다.

A. 冷却材喪失事故中の 熱源

熱源에 對하여 原子爐는 技術示方書에서 許容된 最大 peaking factor를 가지고 認可된 定格出力의 적어도 1.02배의 出力에서 連續적으로 運轉되어 왔다고 假定하여야 한다. 爐心壽命동안 發生하는 出力分布를 나타내는 出力分布形과 peaking factor를 檢討하여 其中 가장 苛酷한 結果値를 選定하여야 한다.

1. 燃料內의 初期貯藏에너지

假想事故以前에 燃料內의 定常溫度 分布와 貯藏된 에너지는 被覆材溫度가 最高가 되는 burn-up에 對하여 計算한다. 이 計算에 있어서 UO_2 의 熱傳導率을 初期密度의 差를 考慮하여 burn-up와 溫度의 函數로 計算되어야 하며 UO_2 와 被覆材間의 갭의 熱傳導率은 燃料의 稠密化와 膨脹, 燃料棒內 가스 成分과 壓力, 初期冷間갭의 치수 및 被覆材 크리이프를 考慮하여 burn-up의 函數로 하여 計算하여야 한다.

2. 核分裂熱

核分裂熱은 反應度와 原子爐 kinetics를 使用하여 計算되어야 한다. 溫度 및 보이드에 따라 定하여지는 設다운 反應度는 不確定性을 許容하고 檢討된 出力分布形과 peaking factor範圍에 對하여 適合한 最小値가 주어 져야 한다. 制御棒의 트립 및 插入은 假定할 수 있다.

3. Actinide의 崩壞

우라늄同位元素는 勿論, 運轉中에 生成되는 Np와 Pu와 같은 actinide의 放射性崩壞에 의한 熱量을 燃料사이클計算 및 既知의 放射性質에 따라 計算되어야 한다. Actinide의 崩壞熱은 冷却材喪失事故中 最大燃料溫度가 생기도록 燃料사이클內의 時間에 適合하여야 한다.

4. 核分裂生成物의 崩壞

核分裂生成物의 放射性崩壞에 의한 熱發生率은 ANS Standard¹⁾에 規定된 無限運轉時間에 對한 값의 1.2배로 假定하여야 한다. 燃料內(被覆材包含)에 蓄積된 局所의 發生되는 감마에너지의 比率은 1.0과 같지 않

을 수도 있는데 이 값은 適合한 計算方法으로 立證되어야 한다.

5. 金屬-물 反應率

金屬-물의 化學反應에 의한 에너지放出率, 水素發生率 및 被覆材酸化率은 Baker-Just 方程式²⁾을 使用하여 計算하여야 한다. 이 反應에는 蒸氣의 制限이 없는 것으로 假定한다. 冷却材喪失事故中 破斷될 것으로 計算된 被覆材의 棒에 對하여 被覆材內側은 破斷後에도 反應한다고 假定한다. 被覆材內側의 反應率은 破斷이 生긴 時間으로부터 始作하며 破斷된 곳으로부터 軸方向으로 1.5in. 以上の 圓周圍範圍에 걸쳐 Baker-Just 方程式에 따라 計算하여야 하며 이 反應에는 蒸氣의 制限이 없는 것으로 假定한다.

6. 原子爐內部體의 熱傳達

配管, 容器壁 및 非燃料의 內部構造物로부터의 熱傳達을 考慮하여야 한다.

7. 一次側으로부터 二次側으로의 熱傳達

熱交換器(蒸氣發生器)를 通하여 일어나는 一次系統 및 二次系統間의 熱傳達을 考慮하여야 한다.

B. 被覆材의 부풀음과 破斷 및 燃料棒 熱的 性質

計算모델은 被覆材의 軸方向 溫度分布와 被覆材 內外側壓力差를 時間의 函數로 하여 被覆材의 부풀음과 破斷을 計算하도록 하여야 한다. 받아들일 수 있는 부풀음과 破斷의 計算은 부풀음의 程度와 破斷의 範圍가 過小推定되지 않는 適用메이터를 基礎로 하여야 한다. 갭(gap) 콘덕턴스, 被覆材의 酸化와 脆化 및 水素發生의 計算에서 被覆材의 부풀음과 破斷의 程度가 考慮되어야 한다.

時間의 函數로 한 燃料와 被覆材의 溫度計算은 溫度와 其他 時間變數로 된 갭 콘덕턴스 및 其他 熱的 파라미터를 使用하여야 한다. 갭 콘덕턴스는 갭의 치수와 其他 適用되는 變數에 따라 變化되어야 한다.

C. 블로우다운(blowdown) 現象

1. 破斷特性和 流動

a. 假想的 冷却材喪失事故의 解析에서는 發生可能한 管破斷範圍가 考慮되어야 한다. 管破斷의 範圍는 一次冷却材系統의 가장 큰 管까지를 包含한 斷面積의 크기의 管의 瞬間의 兩端破斷이 包含된다. 解析에서는 또한 管斷面積과 같은 크기의 分割面積을 갖는 가장 큰 管의 縱方向分割破斷의 效果도 包含된다.

b. 放出모델

放出後 全時間에 걸쳐 流體는 二相流動으로 計算되어 왔으며 放出率은 Moody의 모델³⁾을 使用하여 計算하여야 한다. 假定된 破斷面積에 適用되는 적어도 3가지의 放出係數를 使用하여 計算하여야 하는데 이 係數의 範圍은 0.6으로부터 1.0까지이다. 計算結果 假想的 事故에 對한 最大被覆材溫度가 낮은 放出係數에서 算出되었다면 放出係數의 範圍를 그 變化範圍에서 最大被覆材溫度가 언어질때까지 擴大시키어야 한다.

c. 블로우다운의 끝

假想되는 콜드레그(cold leg) 破斷에 對하여 바이패스 期間中 流入管 또는 原子爐容器로 注入되는 모든 非常 冷却水는 計算上 原子爐容器內 在庫量計算值로부터 控除되어야 한다. 이 計算은 바이패스가 進行되는 동안에 할 수 있거나 또는 바이패스 期間中 注入될것으로 計算되는 非常爐心冷却水量은 바이패스 期間後 流入管, 다운커머(downcomer), 原子爐容器 및 下部플레넘에 남아 있는 水量으로부터 控除될 수 있다. 이 바이패스는 end of bypass로 定義된 時間에서 計算이 끝나야 하며 그後 바이패스에 關係되는 expulsion 또는 entrainment 機構는 無効로 計算된다. 이 計算에서 使用된 end of bypass의 定義는 適合한 解析과 實驗데이터를 組合利用하여 立證되어야 한다.

d. 破斷과 ECCS 注入點 近處의 nodding

관의 破斷 또는 分割部分과 ECCS 注入點 附近의 nodding은 블로우다운中 그 領域에서의 熱力學的 過程의 根을 단한 解析을 얻을 수 있도록 選定되어야 한다.

2. 摩擦壓力降下

配管 및 原子爐心等 콘포넌트內의 摩擦損失은 Reynolds數에 따른 摩擦係數의 現實的 變化 및 實驗데이터와 比較하여 立證된 二相流動摩擦乘數(two-phase friction multipliers)가 包含된 模型을 使用하여야 하거나 또는 假想事故中 最大被覆材溫度에 關하여 最小限 同等하게 保守的이라고 立證되는 模型을 使用하여 求하여야 한다.

現實的 二相流動摩擦乘數를 計算하는데 使用되는 式 으로서는 250psia과 같거나 以上の 壓力에 對하여는 修正된 Baroczy의 式⁴⁾ 또는 Thom의 式⁵⁾을, 250psia 以下の 壓力에 對하여는 Martinelli-Nelson의 式⁶⁾을 받아 드릴 수 있다.

3. 運動量 方程式

運動量保存의 方程式에는 다음의 影響을 考慮하여야 한다. (1) 運動量의 時間的 變化 (2) 運動量傳達 (3) 面積變化 運動量束 (4) 壓縮性으로 因한 運動量變化 (5) 壁摩擦로 因한 壓力損失 (6) 面積變化로 因한 壓力損失

(7) 重力加速度, 위의 項中 하나 또는 그 以上을 省略할 때는 比較解析 또는 實驗데이터를 通하여 그 正當성이 立證되어야 한다.

4. 臨界熱流失

a. 定常狀態 및 遷移過程中的 實驗데이터로부터 얻은 關係式은 冷却材喪失事故 遷移中の 臨界熱流束을 推定하는데 適當하다. 使用된 關係式中的 計算프로그램에는 物理的 파라미터들이 各 著者들이 關係式에서 規定한 파라미터의 範圍內에 있음을 確認하는 點檢이 包含되어야 한다.

b. 冷却材喪失事故 遷移에 適用할 수 있는 定常狀態에 對한 臨界熱流束 關係式은 制限된것은 아니나 다음의 式들 即 W3⁷⁾, B&W-2⁸⁾, Hench-Levy⁹⁾, Macbeth¹⁰⁾, Barnett¹¹⁾, 및 Hughes¹²⁾이 있다.

c. 使用된 關係式에서 使用되는 파라미터의 全範圍를 通하여 實驗데이터의 不確定性을 許容하는 臨界熱流束의 값을 關係式으로부터 推定할 수 있음을 보여주는 데이터와 關係式間의 比較가 있다면 이 遷移臨界熱流束데이터의 關係式은 冷却材喪失事故解析에 使用할 수 있다. 比較는 遷移關係式的 保守性을 보여주는 데이터의 統計的 不確定解析을 使用하여야 한다.

d. 冷却材喪失事故 遷移에 使用되는 遷移臨界熱流束 關係式은 制限되어 있지 않으나 GE Transient CHF¹³⁾는 適合한 것이다.

e. 블로우다운中 燃料棒의 軸方向位置에서 臨界熱流束이 처음 推算된 後, 局所의 流體 및 表面狀態의 計算이 核沸騰의 再確立이 立證되었다 하더라도 計算은 블로우다운中 그 位置에 對하여 核沸騰熱傳達 關係式을 使用하여서는 안된다. 冷却材喪失事故의 再冠水(reflood) 過程中 核沸騰狀態로 돌아오는 熱傳達特性이 局所의 流體 및 表面狀態의 計算에서 立證되었을 때는 許容되어야 한다.

5. 後臨界熱流束의 熱傳達關係式

a. 遷移過程과 膜沸騰의 後臨界熱流束領域에서의 燃料被覆材로부터 周圍流體로의 熱傳達式은 統計的 關係式과 不確定解析을 使用하여 定常 및 遷移狀態의 데이터와 比較되어야 한다. 이 比較는 關係式에 適用되는 파라미터의 全範圍를 通하여 熱傳達係數가 適用되는 熱傳達實驗데이터의 平均值以下임을 關係式으로부터 推算할 수 있어야 한다. 이 比較는 適用하는 데이터의 統計的 不確定에 對한 關係式的 關係를 定量化하여야 한다.

b. 後臨界熱流束沸騰領域에서는 Groeneveld 流動膜沸騰關係式,¹⁴⁾ Dougall-Rohsenow 流動膜沸騰關係式,¹⁵⁾

및 定常狀態 遷移沸騰의 Westinghouse 關係式¹⁶⁾이 使用될 수 있다. 또한 McDonough, Milich 및 King¹⁷⁾의 遷移沸騰關係式은 核沸騰과 膜沸騰 사이에 對하여 適合하다. 위의 關係式의 使用은 다음과 같이 制限된다.

(1) Groeneveld의 式은 그 式의 低壓特異點附近에서 使用할 수 없다.

(2) Westinghouse式의 첫項(核沸騰)과 McDonough, Milich 및 King式 全體는 被覆材와 飽和流體의 溫度差가 처음 300°F를 超過한 後의 블로우다운中에는 使用할 수 없다.

(3) 局所의 流體 및 表面條件에 의하여 立證되었을때의 冷却材喪失事故의 再冠水期間을 除外하고 被覆材 過熱狀態가 다시 300°F以下로 되돌아 왔다 하여도 블로우다운의 나머지期間에 對하여 遷移沸騰熱傳達를 再適用할 수 없다.

6. 펌프 모델

一次系統 펌프(軸流, 터빈 또는 遠心式)의 回轉特性을 여러가지 펌프速度가 時間의 函數로 된 流體와 回轉部材間의 運動量傳達이 包含된 動力學的 모델로부터 얻어져야 한다. 解析에 使用되는 펌프모델의 抵抗은 그 正當性이 證明되어야 한다. 二相流動領域에 對한 펌프 모델은 適用되는 二相流動펌프 性能데이터로서 立證되어야 한다.

7. 블로우다운中 爐心流動分布

a. 블로우다운中 爐心の 高溫域(hot region)을 지나 는 流量은 時間의 函數로 計算되어야 한다. 이 計算을 위하여 選定된 高溫域은 한개의 燃料集合體의 크기보다 커서는 안된다. 高溫域에서의 平均流量을 計算할때는 블로우다운中 被覆材의 부풀음 또는 破斷으로 因하여 發生하는 流動봉쇄와 領域사이의 橫斷流를 考慮하여야 한다. 計算된 流動은 急激한 變動(0.1秒以下期間)이 없 이 매끈하여야 한다.

b. 블로우다운解析에서 計算된 數値로부터 hot channel heat up 解析의 인프트로 使用될 엔탈피를 流動分布計算과 一貫性있게 定하는 方法이 자세하게 記述되어 야 한다.

D. 後블로우다운現象 : ECCS에 의한 熱除去

1. 單一故障基準(single failure Criteria)

ECCS裝置의 可能性있는 故障形式과 그것이 ECCS性能에 미치는 效果가 解析되어야 한다. 이 事故評價에 있어서 作動될 ECCS 서브시스템의 組合은 ECCS裝置에 가장 甚한 單一機器故障이 發生한 後에도 使用可能

하여야 한다.

2. 格納容器壓力

再冠水와 스프레이冷却中の 冷却效果를 求하는데 使用되는 格納容器壓力은 이 目的을 위하여 計算된 保守的 壓力을 超過하여서는 안된다. 計算은 모든 設置된 壓力減少系統과 過程의 運轉效果가 包含되어야 한다.

3. 再冠水率의 計算

原子爐容器的 再充水, 時間 및 再冠水率은 爐心과 原子爐系統의 熱水力學의 特性을 考慮한 認定할 수 있는 모델에 의하여 計算되어야 한다. 一次系統冷却材펌프는 러크 임펠러(locked impeller)를 가진다고 假定하며 이 假定은 最大被覆溫度를 導出하여야 하며 그렇지 않은 경우에는 펌프로우터는 無負荷라고 假定하여야 한다. 爐心 流入面에서의 全液體流動에 對한 爐心 流出面에서의 全液體流動의 比(carryover fraction)는 爐心 出口 流動을 定하는데 使用되며 適用되는 實驗데이터 例컨데 PWR FLECHT 報告書^{18, 19, 20, 21)}에 따라 定해 져야 한다.

어큐뮬레이터水 放出에 따라 放出되는 어큐뮬레이터 內의 壓縮가스가 再冠水率에 미치는 影響도 考慮되어야 한다.

4. 非常爐心冷却水와 蒸氣의 相互作用

爐心再冠水率을 計算하는데는 全體非常爐心冷却水와 蒸氣의 熱水力學의 相互作用이 考慮되어야 한다. 再充水 및 再冠水時 蒸氣와 液體間의 熱水力學의 相互作用에 關하여 實驗의 證據가 없는 限 어큐뮬레이터가 管에 물을 放出하는 동안은 破斷이 없는 原子爐冷却材管內의 蒸氣流動은 零으로 取하여야 한다. 이 경우 別途假定을 待받침하기 위한 實驗데이터를 使用할 수 있다.

5. 再充水 및 再冠水熱傳達

每秒當 1 in. 以上の 再冠水率에 對한 再冠水熱傳達係數는 FLECHT結果¹⁹⁾를 包含한 unblocked core에 對한 適用 可能한 實驗데이터에 基礎를 두어야 한다.

FLECHT 데이터로부터 導出된 相關式을 使用할때는 이 式이 適用되는 遷移過程에 對한 保守性이 立證되어야 한다. 現在 얻을 수 있는 FLECHT 熱傳達式^{20, 21)}은 반 아 드릴 수 없는 것이다. 새로운 相關式 또는 FLECHT 熱傳達式의 修正은 그 式들이 適用되는 遷移過程과 一貫된 파라미터의 範圍에서 FLECHT 데이터와 比較하여 保守性이 立證된 後에만 使用될 수 있다.

再冠水率이 每秒當 1 in. 以下の 再冠水中에는 熱傳達 計算은 冷却이 蒸氣에 의하여서만 이루어진다고 假定하여야 하며 被覆材의 부풀음 또는 破斷에 의하여 일어나

는 局所的 蒸氣流動 및 熱傳達에 影響을 미칠 수 있는 流動封鎖(flow blockage)를 考慮하여야 한다.

II. Westinghouse의 ECCS解析모델

古里 1號機의 ECCS 評價를 위한 冷却材喪失事故解析에 使用된 Westinghouse 計算모델은 다음과 같다.

A. 冷却材喪失事故中の 熱源

發電所技術方書에 規定된 最大 peaking factor(古里 1號機에서는 2.32)를 使用하고 認可된 定格出力의 1.02倍의 出力에서 連續運轉되었다고 假定하고 있다. 原子爐冷却材系統의 溫度는 $\pm 4^\circ\text{F}$ 의 計測誤差를 包含하며 苛酷한 出力分布를 使用하고 있다.

A-1 燃料內의 初期貯藏에너지

燃料의 burn-up 및 稠密化(densification)를 基礎로 한 worst-time-in-life의 組合으로 可能한 最高溫度가 되게 計算한다. UO_2 의 熱傳導率은 burn-up과 溫度의 影響이 考慮되어 있으며 갭의 콘덕턴스는 燃料의 稠密화와 膨脹, 燃料棒內 가스成分과 壓力, 初期冷間갭의 치수, 크리이프等 10 CFR 50의 要求대로 計算하고 있다.

A-2 核分裂熱

大型破斷에 對한 出力減衰計算은 블로우다운中은 SATAN VI²²⁾, 再充水 및 再冠水期間中은 LOCTA IV²³⁾에 의하고 있는데 SATAN VI에서 計算되는 核分裂熱은 反應度 및 原子爐 kinetics에 基礎를 두고 있다. 큰 面積의 破斷에 對하여는 制御棒트립 및 插入의 効果는 保守的으로 無視되고 있다.

A-3 Actinide의 崩壞

SATAN VI에서 actinide崩壞熱計算을 包含하고 있다. 높은 actinide同位元素의 影響은 無視하고 있다. 이것은 爐心初期出力의 0.06%程度이다.

A-4 核分裂生成物의 崩壞

SATAN VI에서의 核分裂生成物崩壞 모델은 ANS Standard에서 規定된 無限運轉時間에 對한 값의 1.2倍를 取하고 있다. 局所的으로 發生되는 감마에너지의 率은 0.95를 取하고 있는데 이 값의 妥當性은 LOCTA IV WCAP에서 說明되고 있다.

A-5 金屬-물 反應率

金屬-물 反應率은 Baker-Just의 方程式에 따르고 있다. 破斷時 破斷點으로부터 1.5in 떨어진 被覆材內側面도 酸化反應領域에 包含하고 있다.

A-6 原子爐內部體의 熱傳達

SATAN VI 및 WFLASH²⁴⁾ 計算 Code에서 配管, 容器壁, 그밖의 非燃料 內部 金屬體로부터의 熱傳達을 lumped parameter 모델을 使用하여 計算하고 있다. WREFLOOD²⁵⁾는 lumped parameter를 使用하여 다운커머, 下部플레넘 및 蒸氣發生器內의 熱傳達을 計算하고 있다.

A-7 一次側으로부터 二次側으로의 熱傳達

SATAN VI, WFLASH 및 WREFLOOD에서 適切한 熱傳達關係式을 使用하고 있으며 그 內容은 該當 WCAP에서 說明되고 있다.

B. 被覆材의 부풀음과 破斷 및 燃料棒의 熱的 性質

被覆材의 부풀음 및 破斷의 效果는 適切한 데이터를 基礎로 한 Westinghouse 自體의 評價모델에 의하고 있다. 破斷前 부풀음은 Hardy의 研究²⁶⁾를, 破斷後의 부풀음은 Westinghouse 自體의 單一棒破斷試驗²⁷⁾을 基礎로 하고 있다. 破斷時 流動封鎖效果는 Westinghouse 自體의 多棒破斷試驗²⁸⁾을 基礎로 하고 있다. 갭컨덕턴스는 時間의 函數로 되어 있는 등의 10 CFR 50要求事項을 充足시키고 있다.

C. 블로우다운 現象

C-1 破斷特性和 流動

C-1-a

兩端길로틴破斷(double-ended guillotine break)를 解析하고 있다. 이 경우의 放出係數는 適合한 範圍에서 變化시키고 있다. 最大管의 軸方向分割破斷은 充水系統이 補充할 수 있는 最小크기로부터 最大斷面積의 크기에 이르기까지 解析되고 있다. SATAN VI는 大型破斷에 對하여, WFLASH는 小型破斷에 對하여 使用되고 있다.

C-1-b 放出모델

二相流動에 對한 放出計算은 Moody의 式을 使用하고 있다. 放出係數는 0.6~1.0範圍에서 變化하며 破斷部分에 對하여 0.6~1.0範圍中의 單一放出係數에 의하여 最大被覆材溫度를 計算하는 方法으로 最少限 3개의 獨立의 計算이 遂行된다. 最大被覆材溫度가 낮은 放出係數에서 計算되었다면 放出係數를 擴大하여 計算을 反復한다.

C-1-c 블로우다운의 끝

큰 破斷에 對한 end-of-bypass時間은 drift-flux流動 모델을 使用하여 計算하고 있는데 이것에 의하여 다운커머에서의 下降流動開始時間을 定할 수 있다. 이 時間前에 어큐뮬레이터 注入水의 100%가 바이패스되는 것

으로 假定하는데 이 方法은 10 CFR 50이 要求하는 2가지 方法中 첫째 方法이다. 작은 破斷에 對하여는 루우프 펌핑의 코오스트 다운에 의하여 爐心으로 流入하는 流動에 比하여 破斷에 의한 流出量의 크기는 相對的으로 작으므로 冷却材喪失事故 遷移가 完了하는 동안 原子爐心은 部分的으로 保護되어 있다. 따라서 解析에서 end-of-bypass의 計算은 必要로 하지 않고 있다. 原子爐 다운커머에서의 entrainment 機構는 어큐메이터 注入 開始時까지 無視되고 있다.

C-1-d 破斷과 ECCS 注入點 近處의 noding

假想的 破斷位置와 注入點 近處의 noding은 sensitivity 研究에 의하여 定하고 있다. WCAP-8342²⁹⁾ 參照.

C-2 摩擦壓力降下

ECCS 水力解析에 對한 摩擦壓力降下 計算은 Reynolds 數의 函數로 된 摩擦係數의 現實的 變化和 實驗데이터와 比較하여 立證된 現實的 二相流動摩擦乘數에 의하고 있다. 摩擦係數의 計算式은 Crane의 報告書³⁰⁾의 Moody 摩擦係數圖와 一致된 것을 使用하고 있고 二相摩擦乘數式은 Harwell의 HTFS³¹⁾가 開發한 것을 使用하고 있는데 이것은 廣範圍한 流量에 걸친 實驗데이터에 의하여 立證되어 있다.

C-3 運動方程式

큰 破斷의 解析에서는 10 CFR 50의 要求事項 7가지를 모두 包含하고 있다.

작은 破斷의 블로우다운 水力解析에서는 壓力降下項에 比하여 (2), (3), (4)項들의 값은 相對的으로 작기 때문에 無視하고 있다. 이 計算結果는 實驗結果와 比較되어²⁴⁾ 그 妥當性이 立證되고 있다.

C-4 臨界熱流束

DNB 效果의 計算은 Macbeth의 關係式을 使用하고 있다. DNB後 遷移過程의 再冠水期間에서 quench狀態가 일어날때까지는 核沸騰狀態로 되돌아 오는 것을 許容하지 않고 있다.

C-5 後臨界熱流束의 熱傳達關係式

後 DNB熱傳達 計算은 Westinghouse의 式을 使用하며 이 式은 保守的으로 若干 修正²⁹⁾ 되어 있다.

C-6 펌프모델

原子爐冷却 펌프모델은 二相流動相應處理에 根據를 두고 있으며 ANC의 二相流動데이터에 의하여 立證되고 있다.

C-7 블로우다운中 爐心流動分布

큰 破斷에 對하여 hot assembly를 지는 流量은 SATAN VI를 使用하여 計算하고 있는데 이 code에서

計算모델은 原子爐心을 2개의 平行燃料채널로 모델化하고 있으며 하나는 hot assembly를 다른 하나는 그밖의 나머지 채널(平均채널)로 나타내고 있다. 두 平行燃料 채널間에는 橫斷流를 考慮하고 있고 流動封鎖도 計算되고 있다. SATAN VI에서 計算된 hot assembly 내의 水力的 遷移過程은 LOCTA IV에 入力되어 heatup 計算에 使用된다.

LOCTA IV는 hot assembly內의 hot rod周圍의 流動를 計算하는데 使用되는 부품음, 더짐 및 封鎖의 모델을 가지고 있어 最大被覆材溫度는 保守的으로 計算된다. 작은 破斷에 對하여는 平均爐心만 計算되고 있다.

大型破斷解析에서 爐心流體의 엔탈피 決定方法은 該當 WCAP³²⁾에서 說明되고 있다.

D. 後블로우다운現象 : ECCS에 의한 熱除去

D-1 單一故障基準

모든 壓力減少系統의 運轉保障을 위하여 디젤非常發電機의 有用性이 使用되고 있다. 慣習的으로 한 디젤發電機의 單一故障은 假定하지 않고 있다. 殘熱除去펌프의 故障은 單一故障으로 定해지고 있다.

D-2 格納容器壓力

格納容器壓力은 保守的으로 낮게 計算되고 있다³³⁾.

D-3 再冠水率의 計算

再充水部分은 一部는 SATAN VI, 一部는 WREF-LOOD에 의하여 解析하고 있으며 再冠水는 WREFLOOD를 使用하여 計算하고 있다. 이 計算에서 冷却材펌프는 locked rotor 抵抗을 가진다고 假定하고 있다. Entrainment 計算式은 FLECHT 데이터에 따라 정하고 있다. 어큐메이터內의 壓縮가스의 影響도 考慮되어 있다²⁹⁾.

D-4 非常爐心冷却水와 蒸氣의 相互作用

冷却材喪失事故解析에는 蒸氣-물 混合效果를 다루고 있으며 再充水 및 再冠水期間中의 破斷되지 않은 루우프內의 蒸氣流動과 물注入間의 熱水力學的 關係도 包含되고 있다.

Table 1. Principal Calculation Data

NSSS Power, MWt 102% of	1806
Peak Linear Power, kw/ft 102% of	15.04
Peaking Factor	2.32
Accumulator Water Volume, ft ³	1250

Table 2. Results of Analysis
(C_D : Discharge Coefficient)

	$C_D=1.0$	$C_D=0.6$	$C_D=0.4$
Peak Clad Temp, °F	2026	2057	2173
Peak Clad Location, Ft	7.25	7.25	9.0
Local Zr/H ₂ O Reaction(Max), %	4.14	4.54	6.28
Local Zr/H ₂ O Location, Ft	7.5	7.5	9.0
Total Zr/H ₂ O Reaction, %	<0.3	<0.3	<0.3
Hot Rod Burst Time, Sec	46.8	37.0	23.8
Hot Rod Burst Location, Ft	6.0	5.75	5.75

D-5 再充水 및 再冠水 熱傳達
 每秒當 1 in 以上の 再冠水率에 對한 再冠水熱傳達係數는 FLECHT 修正式에 의하고 있으며 每秒當 1 in. 以下の 再冠水率의 對流熱傳達係數는 蒸氣冷却에만 基礎를 두고 있다. 부풀음과 破斷效果가 流動再分布計算에 包含되고 있다.

IV. 解析結果

古里 1號機에 對하여 Ⅲ章과 같은 10 CFR 50 Appendix K에 根據한 計算모델에 따라 兩端콜드레그破斷(double-ended cold leg rupture)의 冷却材喪失事故解析을 한 結果³⁴⁾는 다음과 같다. Table 1은 主要計算인 푸트데이터이고 Table 2는 解析結果의 代表의 數值이다. 解析結果를 要約하면 다음과 같다.

1. 計算된 最高燃料被覆溫度는 基準最高溫度 2200°F에 對하여 餘裕를 갖는다.
2. 燃料被覆材와 물 또는 蒸氣와의 化學反應量은 原子爐內 全 Zircalloy의 量의 1%를 超過하지 않는다.
3. 被覆材溫度의 變化는 爐心構造가 冷却이 可能한 狀態에서 끝나며 17%의 被覆材酸化限界量은 事故期間 또는 quenching後에도 超過하지 않는다.
4. 長壽命 放射能이 爐心に 남아 있는채 相當한 時間에 걸쳐 爐心溫度는 減少되며 崩壞熱은 除去된다.

V. 結 論

古里 1號機에 對한 冷却材喪失事故解析結果를 美國의 基準인 10 CFR 50.46에 根據하여 檢討하였다.

Westinghouse의 ECCS를 위한 冷却材喪失事故解析 모델, 即 解析條件은 大體로 10 CFR 50, Appendix K

의 要求를 充足하고 있다. 이 모델을 基礎로 解析된 結果는 事故時의 最高被覆材溫度, 被覆材와 冷却材間의 化學反應量, 爐心冷却效果等을 規制한 10 CFR 50.46의 ECCS 基準을 充足하고 있다.

引 用 文 獻

- For 10 CFR 50, Appendix K
- (1) American Nuclear Society Standard-Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors, Approved by Subcommittee ANS-5, ANS Standards Committee, October 1971.
 - (2) L. Baker, L.C. Just, Studies of Metal Water Reactions at High Temperatures, Ⅲ. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction, ANL-6548, Page 7, May 1962.
 - (3) F.J. Moody, Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture, Journal of Heat Transfer, Trans American Society of Mechanical Engineers, 87, No. 1, February, 1965.
 - (4) C.J. Baroczy, A Systematic Correlation for Two-Phase Pressure Drop, Chem. Engng. Prog. Symp. Series, No. 64, Vol. 62, 1965.
 - (5) J.R.S. Thom, Prediction of Pressure Drop During Forced Circulation Boiling of Water, Int. J. of Heat & Mass Transfer, 7, 709-724, 1964.
 - (6) Martinelli, R.C. Nelson, D.B., Prediction of

- Pressure Drop During Forced Circulation Boiling of Water, Transactions of ASME, 695-702, 1948.
- (7) L.S. Tong, Prediction of Departure from Nucleate Boiling for an Axially Non-uniform Heat Flux Distribution, Journal of Nuclear Energy, Vol. 21, 241-248, 1967.
- (8) J.S. Gellerstedt, R.A. Lee, W.J. Oberjohn, R.H. Wilson, L.J. Stanek, Correlation of Critical Heat Flux in a Bundle Cooled by Pressurized Water, Two-Phase Flow and Heat Transfer in Rod Bundles, ASME, New York, 1969.
- (9) J.M. Healzer, J.E. Hench, E. Janssen, S. Levy, Design Basis for Critical Heat Flux Condition in Boiling Water Reactors, APED-5186, GE Company Private report, July 1966.
- (10) R.V. Macbeth, An Appraisal of Forced Convection Burnout Data, Proceedings of the Institute of Mechanical Engineers, 1965-1966.
- (11) P.G. Barnett, A Correlation of Burnout Data for Uniformly Heated Annuli and Its Uses for Predicting Burnout in Uniformly Heated Rod Bundles, AEEW-R 463, 1966.
- (12) E.D. Hughes, A Correlation of Rod Bundle Critical Heat Flux for Water in the Pressure Range 150 to 725 psia, IN-1412, Idaho Nuclear Corporation, July 1970.
- (13) B.C. Slifer, J.E. Hench, Loss-of-Coolant Accident and Emergency Core Cooling Models for General Electric Boiling Water Reactors, NEDO-10329, General Electric Company, Equation C-32, April 1971.
- (14) D.C. Groeneveld, An Investigation of Heat Transfer in the Liquid Deficient Regime, AECL-3281, revised December 1969.
- (15) R.S. Dougall and W.M. Rohsenow, Film Boiling on the Inside of Vertical Tubes with Upward Flow of the Fluid at Low Qualities, MIT Report Number 9079-26, Cambridge, Massachusetts, September 1963.
- (16) Proprietary Redirect/Rebuttal Testimony of Westinghouse Electric Corporation, U.S.A. E.C. Docket RM-50-1, page 25-1, October 26, 1972.
- (17) J.B. McDonough, W. Milich, E.C. King, Partial Film Boiling with Water at 2000 psig in a Round Vertical Tube, MSA Research Corp., Technical Report 62 (NP-6976), 1958.
- (18) PWR FLECHT (Full Length Emergency Cooling Heat Transfer) Final Report, Westinghouse Report WCAP-665, April 1971.
- (19) PWR Full Length Emergency Cooling Heat Transfer (FLECHT) Group I Test Report, Westinghouse Report WCAP-7435, January 1970.
- (20) PWR FLECHT (Full Length Emergency Cooling Heat Transfer) Group II Test Report, Westinghouse Report WCAP-7544, September 1970.
- (21) PWR FLECHT Final Report Supplement, Westinghouse Report WCAP-7931, October 1972.
For Westinghouse Model
- (22) Bordelon, F.M., et al., "SATAN-IV Program: Comprehensive Space-Time Dependent Analysis of Loss-of-Coolant," WCAP-8306, June 1974.
- (23) Bordelon, F.M., et al., "LOCTA-IV Program: Loss-of-Coolant Transient Analysis," WCAP-8305, June 1974.
- (24) Esposito, V., et al, "WFLASH-A Fortran IV Computer Program for Simulation of Transients in a Multi-Loop PWR," WCAP-8261, Rev 2, June 1974.
- (25) Kelly, R.D., et al., "Calculational Model for Core Reflooding After a Loss-of-Coolant Accident (WREFLOOD Code)," WCAP-8171, June 1974.
- (26) Hardy, G.G., "High Temperature Expansion and Rupture Behavior of Zircaloy Tubing", National Topical Meeting on Water-Reactor Safety, Salt Lake City, Utah, March 1973.
- (27) Roll, J.B., "Performance of Zircaloy Clad Fuel Rods During a Simulated Loss-of-Coolant Accident-Single Rod Tests, Volume I, WCA

- P-7805, December 1971.
- (28) "Performance of Zircaloy Clad Fuel Rods During a Simulated Loss-of-Coolant Accident-Multi-Rod Burst Tests", WCAP-7808, Volumes I and II, December 1971.
- (29) Salvatori, R., "Westinghouse Emergency Core Cooling System Evaluation Model-Sensitivity Studies," WCAP-8342, June 1974.
- (30) Crane, "Flow of Fluids Through Valves Fittings and Pipe", Technical Paper No. 410, 1969.
- (31) Claxton, K.T., Collier, J.G., and Ward, J.A., "HTFS Correlations for Two Phase Pressure Drop and Void Fraction in Tubes," HTFS-DR-28 (AERE-R 7162), Heat Transfer and Fluid Flow Service, U.K. A. E. A. Research Group, Atomic Energy Research Establishment, Harwell, November 1972, (3rd Party Proprietary).
- (32) F.M. Bordelon, H.W. Massie, Jr., T.A. Zordan, Westinghouse ECCS Evaluation Model-Summary, WCAP-8339, June 1974.
- (33) Bordelon, F.M., and Murphy, E.T., "Containment Pressure Analysis Code (COCO)," WCAP-8326, June 1974.
- (34) KORI Nuclear Power Plant Unit No. 1, Final Facility Description and Safety Analysis Report, Korea Electric Co., 1975.
-