

TMI-2原子力發電所 事故와 安全對策

李 相 薰

韓國原子力研究所 安全工學部
(June 15, 1979)

I. 緒 論

原子力發電所에 대한 安全性確保는 同施設로부터 放射性物質의 放出을 抑制하고 周圍住民및 發電所從業員의 健康과 安全을 徹底히 確保하는데 있다. 今般 發生한 美國의 Three Mile Island 原子力發電所 第2號機(TMI-2, B&W社製 PWR. 959 MWe)의 事故는 現地時間으로 1979年 3月 28日 午前四時頃에 發生하였다. 現在 美國은 72機의 商業用 原子力發電所가 稼動中에 있고 이중 PWR 44機, BWR 26機 其他 에너지省 所屬 2機로 되어있어 全體 電力需給의 12.5%를 核發電에 依存하고 있는 實情이다. TMI-2 事故는 商業用原子力發電所의 30年歷史中 가장 큰 規模로서 社會的인 충격도 컸으며 沈滯된 美國의 原子力産業發展에 큰 蹉跌을 招來할 것은 勿論이며 原子爐安全規制의 大幅的인 修正補完이 不可避하게 되었다.

TMI-2 原子力發電所는 Pennsylvania 州의 Harrisburg 近處에 位置하고 있으며 General Public Utility 회사의 하나인 Metropolitan Edison 會社가 運營하고 있었다. 1978年 3月 28日 初期臨界에 到達하여 同年 12月 30日에 商業運轉에 突入하였으며 事故當日(1979. 3. 28)에는 97% 出力으로 運轉中이었다.

美國原子力規制委員會(NRC)의 情報에 依하면 原子爐 事故의 發端은 갑자기 二次系에 屬해 있는 復水펌프와 主給水펌프가 同時에 停止하여 蒸氣發生器에 供給되어야 할 補助給水마저 할수 없었기 때문에 일어났다고 보고 있다.

따라서 蒸氣터빈은 直時 自動停止(Trip) 하였지만 TMI-2 原子爐의 設計特殊性때문에 冷却材의 壓力上昇에 의해 9~12秒후에 비로소 原子爐는 停止(Scrum)되었다. 그後 一次系의 壓力上昇時 加壓器릴리프밸브가

壓力降下함에 따라 반드시 닫혀야함에도 不拘하고 닫혀지지 않은 것이 事故擴大의 重要原因이 되었다.

이번 事故로 原子力發電의 安全性에 대한 信賴度는 크게 動搖되었다. 그러나 이 原子力發電所는 特殊한 設計로 되어 있기 때문에 類似한 事故는 우리나라에서 發生하지 않을 것으로 본다.

NRC 發表의 事故 經緯를 보아도 從業員의 操作過誤 및 機器의 故障등 連鎖的인 事件이 重疊되었는데도 不拘하고 人的被害가 거의 없었다는 것은 原子爐 施設의 安全設計 概念이 多重防護와 餘裕度를 考慮한 安全시스템의 基本原理에는 變함이 없다는 것을 立證해 주었다.

現在 世界의 에너지事情은 加一層 深刻한 狀態로 접어들고 있어 石油供給은 漸次 困難하게 되어 있다. 이를 克服하기 위한 方法은 原子力에너지에 의하여 直面한 에너지不足을 補充하여야 한다. 이를 遂行하기 위하여는 輕水爐의 定着化를 빨리 서두르고 이에 附隨되는 核燃料 週期確立의 自立化도 서둘러야 한다.

初創期에 서 있는 우리나라 原子力開發 事業은 現在 매우 어려운 與件에 直面하고 있는 것도 事實이다. 그러나 今般 TMI 事故를 좋은 經驗으로 받아 들이고 原子力發電의 安全性 向上을 위한 努力을 加一層 傾注하는 同時에 原子力發電이 唯一한 代替 에너지源이라는 것을 國民들에 認識시키고 또한, 呼應을 얻어 開發을 서둘러야 한다.

II. 事故經緯

1979年 3月 28日 午前 4時頃 約 97%의 出力으로 稼動中인 Three Mile Island(TMI) 原電 2號機가 給水系의 給水機能喪失로 因하여 터빈트립과 原子爐트립 現象을 나타내었다. (그림 1 參照) 이로 因하여 一連의 事故가 連鎖的으로 發生하여 原子爐內 爐心에 相當한

核燃料損傷을 招來하게 되었다.

本事故는 原子爐施設의 設計上의 결함과 部分品의 不良 및 運轉員의 誤動作 등이 서로 일키고 설켜서 發生한 것으로 볼 수 있다.

터빈트립後 數分內로 發生한 原子爐 冷却系統內의 事故經緯는 다음과 같다. 그림 2에서 보는 바와 같이 30秒까지는 예상 給水系의 過渡現象에 對한 原子爐의

機能이 正常的으로 作動되었고, 터빈트립 約 3秒後에 電動驅動릴리프발브(PORV)가 開放되었으며 約 8秒後에 原子爐가 트립되었다. 이때 補助給水系가 直時 作動하여 二次冷却系 給水가 原子爐內의 2個의 蒸氣發生器에 들어가서 發生熱을 冷却시켜야 함에도 불구하고 補助給水系의 발브가 閉鎖되어 그 通路를 막음으로써 機能을 다하지 못했다.

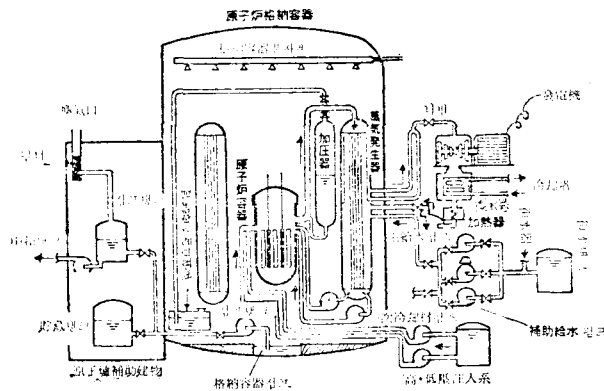


Fig. 1. TMI 原子力發電所 2號機 概略圖

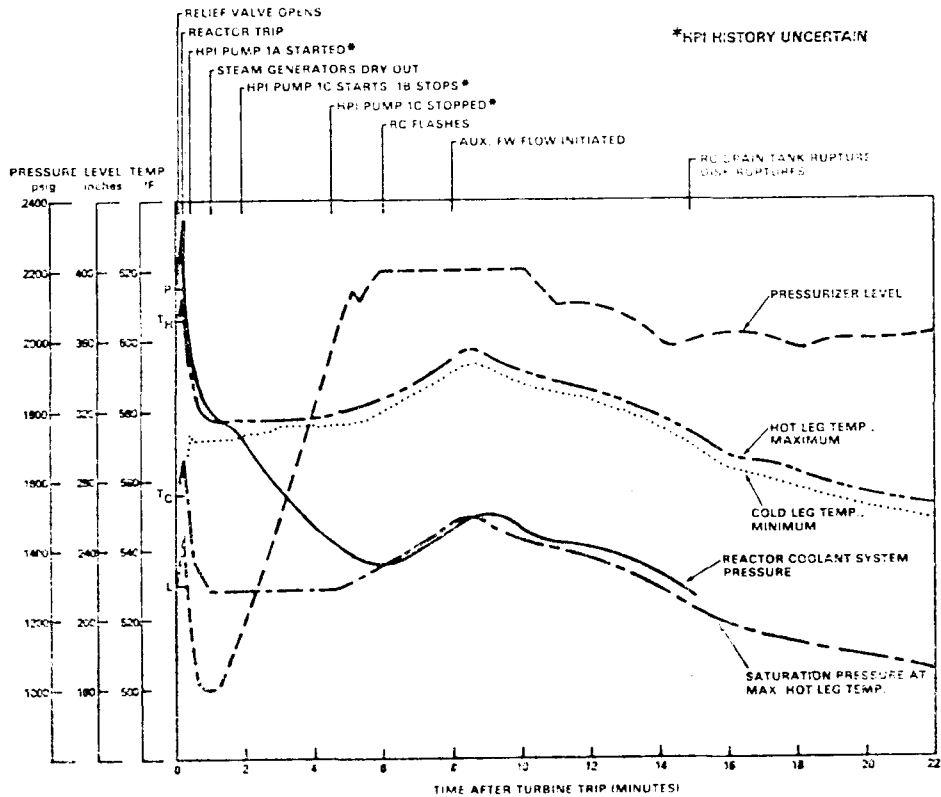


Fig. 2. 原子爐冷却材系의 每分當變化

約 8 分後에 運轉員이 閉鎖된 閥을 開放하여 補助 給水가 原子爐內로 들어가게 되었다. 한편 原子爐內의 壓力이 減少함에 따라 PORV가 꼭 닫혀 閉鎖되어야 하는데도 불구하고 그 機能이 不良하여 閉鎖되지 않았으며 原子爐內 壓力이 漸次 降下하여 設定值인 1600 psig 까지 내려오게 되자 高壓安全注入系(HPI)가 設計대로 作動하기 始作하여 原子爐內에 非常冷却水가 注入되었다.

이때 加壓器의 水位指示準位가 갑자기 上昇하자 運轉員이 原子爐內의 冷却水가 너무 많은줄 알고 誤判을 하게 되어 HPI 系를 手動操作하여 冷却水 注入을 停止시켰다. 以後 12分동안 TMI 事故는 繼續 進行되었다. 加壓器릴리프閥이 계속 開放된채로 一次冷却系의 溫度와 壓力은 加壓器水位指示가 높게 指示된 狀態에서 繼續 下降하기만 하였다. 約 15分後, 加壓器의 릴리프 閥 및 安全閥에서 流出되어 나오는 一次冷却材를 받는 加壓器 탱크의 破裂板이 破裂되어 格納容器內의 壓力이 2 psig 로 上昇되었다. 壓力이 4 psig 에 到達하

면 格納容器는 自動隔離되도록 設計되어 있었지만 近 4 時間 동안이나 自動隔離가 되어 있지 않은 狀態에서 原子爐 建物內의 섬프펌프(Sump pump)가 自動作動되어 格納容器內로 流出되어 放射能으로 汚染된 一次冷却水를 30分동안 繼續하여 補助建物內로 排出하였다.

다음 그림 3에서는 15時間동안에 發生하였던 事故經緯와 各種機器 및 原子爐冷却材系의 反應을 表示한 것이다. 本 事故에서 3臺의 補助給水펌프중 2臺는 30分後에 停止되었으나 극히 짧은 期間을 제외하고는 1臺의 補助給水펌프와 1臺 내지 2臺의 HPI 펌프가 直時 作動되었다. 原子爐冷却材系의 한 루-푸에 屬해 있는 한쌍의 原子爐冷却펌프는 約 70分후에 심한 振動으로부터 保護하기 위하여 停止시켰다. 이로 因한 蒸氣發生器는 流量이 停止되고 다른 루-푸에 屬한 蒸氣發生器의 水位는 36吋에서 約 250吋로 急昇하였고, 約 100 分후에 다른 하나의 루-푸에 屬한 펌프도 停止시켰다. 15分內로 原子爐冷却材系 핫트레그(Hot leg)溫度가

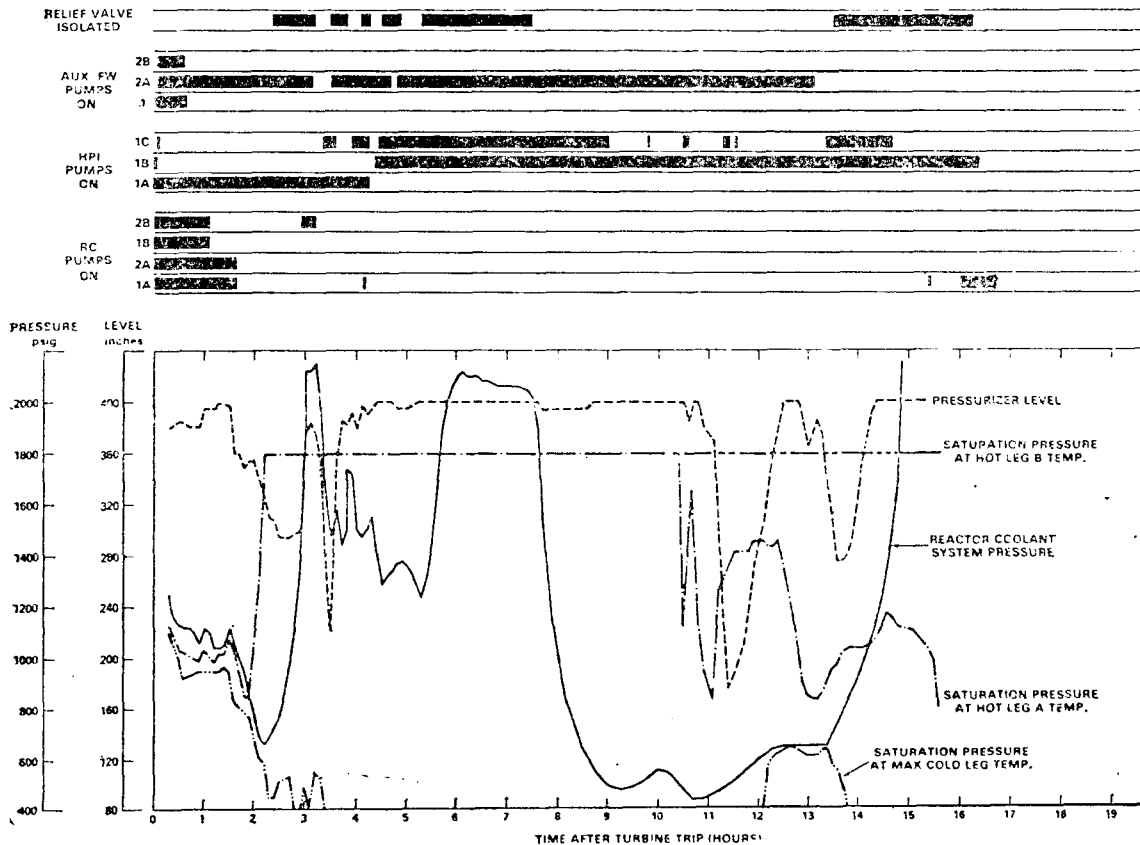


Fig. 3. 原子爐冷却材系의 每時間當變化

急昇하게 되고 約 620°F 指示를 넘게 되었다. 이때 콜드레그(Cold leg) 溫度는 繼續 내려가고 있었다. 이러한 急激한 溫度差는 8時間이나 繼續되었으며 이 期間 동안에 原子爐 爐心에 심한 傷害가 發生된 것으로 믿어진다. 原子爐 冷却材系 壓力은 더딘 停止 후 2時間 30分 가까이 繼續 내려갔으며 壓力器 블럭발브(Block valve)를 閉鎖시켜 릴리프발브를 隔離시켰다. 이때의 冷却材系 壓力은 2100 psig 以上으로 增加했다.

이 블럭발브를 간헐적으로 5時間 30分 이상 閉鎖시켰다. 그동안 加壓器 水位와 冷却材系 壓力은 變化를 가져왔지만 一般적으로 높았다. 約 7時 30分間 후 블럭발브를 다시 열고 冷却材系의 壓力을 4時間 30分 동안 壓力降下시켜 400 psig 이하의 壓力에서만 作用되는 原子爐 殘熱除去系(RHRS) 作動을 試圖하였다. 그러나 아직까지 確實한 理由는 밝혀지지 않았지만 제대로 動作을 하지 못하였다. 그림 3에서 보여주는 事故 經緯와 같이 殘熱除去系가 作動하는데 必要되는 壓力(400psig)까지 못내려 간것은 事實이다. 約 9時間 후 原子爐 建物이 隔離되고 格納容器 噴射系가 作動되었다. 이것은 그동안 格納容器內에 蓄積된 水蒸기 蒸氣의 순간적인 爆發로 因해 壓力이 28 psig 까지 올라갔기 때문이다. 一次 冷却材系의 壓力은 事故난 후 9時間부터 13時間 사이에 400에서 600 psig 로 유지되었으며, 콜드와 핫트레그 溫度는 거의 큰 차가 없었다. 13時間 30分 후에 블럭발브를 閉鎖하여 一次系 壓力이 2300 psig 로 上昇하였다. 近 15時間 30分 후 1臺의 原子爐 冷却材 펌프가 다시 作動하기 시작하였고 原子爐 出入口에서의 冷却材 溫度가 별로 큰 차이 없이 約 280°F 이었고 原子爐 壓力도 大略 1000 psig 로 安定된 狀態를 유지하게 되었고 1基의 蒸氣發生器를 통하여 蒸氣가 主凝縮器로 보내졌다.

TMI-2 原子爐는 이런 狀態로 溫度, 壓力에 약간의 차이는 있지만 約 1個月間 維持되어 왔었고 1979年 4月 27日(金)부터 自然對流 冷却方式을 써서 蒸氣發生器를 통하여 除熱하고 있다. 보다 詳細한 事故 經緯 記錄報告는 1979年 4月 16日 字 Metropolitan Edison Co. 가 U.S. NRC 에 報告한 Docket No. 50-320 에 收錄되어 있고 NRC 의 獨自의인 事故 經緯의 正確한 確認을 포함한 事故 調査는 繼續되고 있는 중이다.

Ⅲ. 安全對策

1) 非常對策

TMI-2 事故 直後, 緊急措置로서는 發電所內에서의 安全對策과 外部放射線 등에 대한 環境監視 및 住居民의 退避緊急對策을 들을 수가 있다. 첫째, 發電所內에서

의 安全對策으로서는 事故가 發生하던날 午前 7時 45分에 電力會社로 부터 通報를 받은 NRC 가 非常事態를 收拾하기 위하여 NRC 所屬 檢査實施局(I&E) 管理區域의 第一地區擔當官 5名을 現地에 派遣하였고 그후 다른 地區擔當官 및 NRC 本部에서 約 83名 程度가 派遣되었다. 3月 30日 下午에는 大統領特使資格으로 NRC 原子爐 規制局長인 Denton 氏가 現地에 到着하여 事故 直後에 繼續된 情報의 混亂 및 事務處理의 矛盾을 是正하여 모든 情報 및 事務處理機能을 Denton 氏 밑에 一元化시켰다. 이와 關聯하여 NRC 는 發電所內에서의 安全對策을 講究하는 同時에 環境監視나 住居民 退避 등을 包含한 其他의 緊急對策 全般에 對하여도 他關聯當局과 連絡을 取하면서 正確한 判斷과 事故 收拾을 하여야만 하였다. 州 地方自治團體인 住宅都市開發省連邦 災害援助廳(FDAA)은 NRC 의 要請에 의거 各種 非常用機材(遮蔽用 鉛부록, 필터, 廢液回收 탱크等)를 調達하여 現地에 보내 왔다.

安全對策에 關한 措置로서는 原子爐 上部에 蒸氣氣泡가 形成되어 核燃料가 破損溶解될 憂慮가 있으므로 各國立 研究所를 위시하여 W, B&W, GE 및 美航空宇宙局等 專門家 約 75名이 技術諮問團으로서 現地에 召集되어 事故 解析에 대한 技術的 檢討에 參與하였다. 또한 Bell 電話會社도 暴走되는 通信網을 緩和하기 위하여 臨時로 電話回線 200線을 架設 TMI-2 中央制御室, NRC 本部 및 技術諮問團의 活用に 큰 도움을 주었다.

둘째로 環境監視系統의 活動을 보면 事故 直後 州當局의 連絡을 받고 同州所屬 環境資源省 放射線衛生局이 初期段階로서 放射線測定을 實施하였고 그後 NRC 의 要請에 의하여 聯邦政府의 에너지省(DOE) 所屬 放射線 事故對策팀과 環境保護廳(EPA) 및 健康教育福祉省(FDA)의 팀도 出動하였다. 이들 各팀은 發電所 周邊 34個所에 固定 監視區域을 設置하여 事故 當日 午後부터 外部放射線 測定을 開始하였으며 同時에 空中放射線測定도 아울러 實施하였다. FDA 에서는 빵, 아이스크림, 우유, 물 등 約 600種 程度의 試料를 採取 分析을 하였다.

이들 特別팀에 의한 外部放射線의 監視結果는 NRC 를 통하여 發表되었으며 同報告書에 의하면 令般 TMI-2 事故로 4月 7日까지 個人이 받은 放射線 被曝量은 計算上으로 最高 85 mrem 까지 받았다. (自然放射能에 의한 年個人被曝線量 100~200 mrem 程度) 發電所로부터 約 50마일 以內의 住居民 約 200萬人口에 대한 被曝線量은 約 3500 man-rem 即 平均 個人當 1.7 mrem 程度로 推算되었다. 이 값은 EPA 가 勸하는 全身外部放射線被曝에 關한 避難指針值 1000~5000 mrem 에 比하

면 매우 적은 값들이다.

제일 問題가 되는 放射線沃素(I^{131})의 汚染을 調査하기 위하여 우유의 放射能을 分析한 結果 約 1l 당 40 pci 값을 나타냈으며 이 값 또한 FDA의 非常時 防護指針에서 明示된 廢棄處分値인 12萬 pci에 훨씬 未達된다.

셋째로 非常退避對策을 보면 州政府의 民間防衛組織인 緊急管理廳이 主導機管이 되어 連邦政府所屬機關도 一部 關與는 하였지만 退避의 最終的 判斷은 州知事의 權限으로 되어 있었다. 事故後 午前 7時頃 電力會社로부터 事故消息을 들은 管理廳은 他機關의 協助아래 退避計劃의 檢討를 하였고 翌日 3月 28日 午前中에는 連邦政府 機關의 援助를 얻어 緊急 退避場所, 退避道路, 輸送手段等 具體的인 方案을 樹立하였다. 退避範圍로서는 當初에는 5, 10, 20마일로 檢討가 進行되었지만 實際로는 5마일 退避計劃만 準備되었다. 3月 30日 午前 11時 15分 州知事의 退避勸告가 5마일 以內에 居住하는 妊婦 및 未就學兒童에 대하여 行하여졌고 10마일 以內의 住居民은 自宅內서 待機하고 外出을 삼가도록 勸告하였다. 이러한 退避勸告는 3月 28日 以後 繼續되는 原子爐內의 水素氣泡發生과 關聯하여 核燃料의 溶融可能性에 따른 危險이 增加됨에 따라 取해졌고 더구나 3月 30日에는 相當한 量의 放射能이 補助建物の 排氣口에 放出(180m 上空서 1200 mrem/hr 檢知)되었기 때문이었다. 또 한가지 退避勸告를 하게끔한 間接的인 動機는 TMI-2 事故直後 繼續된 混亂 및 事故處理의 未熟 때문에 생겨난 住民들의 不安을 들을 수 있고 放射能에 대한 恐怖와 精神的인 不安이 加重하였기 때문이다.

2) 措置事項

TMI-2 事故후에 B&W 社가 製作한 發電所의 계속적 인 安全運轉의 적부, 이와 類似한 結果를 야기할 수 있는 發端事故, 그밖의 Westinghouse(W)社 및 Combustion Engineering(CE)社의 加壓水型原子爐(PWR)에 대한 영향등을 評價하는 調査團을 大統領 直屬 傘下에 編成하였다. 한편 NRC에서는 TMI-2 事故와 關聯하여 事故經緯(附錄 I)을 發表하였고 IE-Bulletins(附錄 II)을 發行하여 現在 運轉中인 모든 原子力發電所에 對한 安全點檢을 繼續實施하고 있다. 最近 調査結果 B&W 社 所屬 9個의 發電所中 27件의 給水過渡現象이 發生(3件/年/發電所)했고 기타 發電所(W, CE 등)에서는 發電所當 年間 2件이었다. TMI-2 事故이 후 調査團은 事故재발을 막기 위해 여러가지 조치를 취했으며, 특히 단기적인 시정조치로서는 運轉中인 4機기 B&W 社 發電所를 운전정지 시켰고, 運休中인 기타 B&W 社 發電所에 대해서도 재가 동원케 이 단

기적인 시정조치를 따르도록 지시했다.

TMI-2 事故以前의 原子爐事故 解析方法은 解析모델과 結果에서 아주 保守的인 方法을 擇하여 最適評價코드(Best-estimated-code) 개발시에 이러한 事項들을 고려, 發電所認可 및 規制業務에 使用되었다. 그러나 1977年 9月 24日 Davis-Besse 發電所過度 現象에 對한 解析課程에서 爐心에서 發生된 氣泡現象과 장기 自然對流에 의한 冷却現象에 關한 評價는 어려웠다.

調査團은 TMI 事故 中間檢討結果를 근거로 꼭 필요한 設計改善과 기타措置를 再稼動전에 하도록 各 發電所에 命令을 내렸다. 短期措置事項에는 2次 冷却材系統事故時 原子爐트립, 運轉要員의 訓練強化, 補助給水系統 信賴性의 改善, 및 소규모 破損에 의한 冷却材喪失事故의 繼續的인 分析評價를 하도록 되어 있다.

본 長, 短期措置事項들중 特定한 項目에 대해서는 BWR 및 PWR 設計會社인 GE와 W, CE에도 適用하도록 規定하였으며, 適用事項들은 다음과 같다.

○ B&W 社 特有的인 蒸氣發生器(貫通蒸氣發生器: Once Through S/G) 및 통합제어계통(Integrated control system)의 設計는 過渡現象에서 再評價해야 하며, 또한 高壓力注入系(HPI) 機能에 대해서도 繼續 調査되어야 한다.

○ 改良된 冷却材水位測定 및 冷却材飽和 狀態에 대한 마진(margin)을 알수 있는 計測裝置가 있어야 된다.

○ 빈번한 給水過渡現象을 減少시키기 위한 設計결합상의 是正研究가 수행되어야 하며, 補助給水系統의 信賴性을 改善해야 된다.

○ 加壓器에 있는 電動驅動릴리프밸브(PORV)의 開放固着을 感知하기 위한 改善方法의 제시 및 PORV와 關한 計測機器에 대한 安全等級(Safety class)을 올려야 한다.

○ 安全注入系統의 作動 또는 格納容器內의 高放射能準位信號에 따라 格納容器 隔離가 自動으로 이루어 지도록 마련되어야 한다.

○ 美國規制委員會(NRC), 事業者 및 設計者는 原子爐冷却材系統이 오염되었을때, 低壓(400 psig)에서 作動 되도록 設計된 殘熱除去系統(RHRS)의 利用度 및 作動可能性에 대한 研究가 꼭 수행되어야 한다.

○ 發電所의 單一事故, 機器誤作動 및 運轉員의 判斷(自然對流에 의한 冷却材 熱除去 등)을 포함한 非常事態와 關聯하여 시뮬레이터 訓練(再訓練포함)이 強化 되어야 한다.

○ NRC는 運轉員이 事故診斷用컴퓨터를 통하여 즉각적으로 事故를 克服 또는 輕減시키는 조치를 할 수 있도록 研究開發을 하여야 하고 최악의 發電所狀況 하

에서도 爐心을 保護하기 위해 중점적으로 교육시켜야 한다.

○ 運轉員이 事故 초기에 즉각 취할 수 있는 決定的 순간에서 判斷基準이 되는 非常節次가 適時에 作成되어야 하며, 또한 運轉員은 運轉基準을 分明히 認識하고 전반적인 發電所 狀態를 잘 파악하고 있어야 된다. 보다 중요한 것은 操作便宜를 돕고 機敏性을 發揮하기 위해 人間工學的인 側面을 고려한 主制御室 設計를 改善할 필요가 있다.

○ 運轉中인 모든 發電所는 過渡狀態와 事故發生時 安全 및 非安全系統의 결합과 運轉員의 조치에 따른 現實的인 發電所 各系統別 相互作用을 區分하고 이에 對한 事故分類 및 解析을 使用하여 安全性的인 見地에서 再評價되어야 하며, 自然對流등을 利用한 發電所 安定狀態 回復時間의 分析評價 및 所內·外 電力喪失時의 영향評價도 아울러 실시해야 한다.

○ 運轉中인 모든 發電所에 대해 原子爐冷却材系統의 破裂(例: PORV의 開放固着 또는 소규모 配管 破裂)에 따른 安全性評價(長·短期 爐心冷却條件)를 實施해야 한다.

○ NRC는 運轉中 過渡現象 및 小規模 破斷에서 發生하는 LOCA(主蒸氣管系統 및 蒸氣細管포함)에 對한 現實的이고도 保守的인 事故解析을 直時할 수 있는 새로운 工學的인 安全評價方法을 開發해야 한다.

○ 앞으로 建設 運營될 發電所의 建設許可와 運轉免許 審査 檢討時에는 TMI-2 事故를 거울삼아 標準樣式(SRP)을 修正 補完하고 適用시켜야 한다.

○ 分明하고도 明確한 解析을 내릴 수 있는 一般安全設計基準 指針을 만들어야 한다. 過去에는 豫想過渡現象 및 事故現況把握과 이에 따른 安全性要求를 하는 데 解析에 혼돈이 있었다.

○ 技術仕様書(Tech. Spec)는 다음 事項을 滿足할 수 있도록 再檢討되어야 한다.

㉠ 發電所 배치와 各系統別 作動要求事項의 명확한 기술

㉡ 모든 異常現象에 對하여 技術仕様書에 위배되든 않되든 간에 NRC에 반드시 報告하는 의무

㉢ 非定常狀態下에서 運轉員이 應急措置할 수 있는 規定

IV. 結 論

原子力産業은 巨大한 裝置産業으로서 復雜한 設備가 要求된다. 이들의 安全設計 및 安全運轉에는 相當한 時間과 努力이 傾注되어야 한다.

代替에너지源이 不足한 우리나라에서는 原子力發電所의 建設과 運營은 매우 큰 關心事가 아닐 수 없다. 今般 發生한 TMI-2의 原子力發電所事故를 契期로 우리나라에서도 直時 古里原子力發電所의 安全性 確保를 다짐하기 위하여 科學技術處와 韓國原子力研究所가 共同으로 綜合點檢을 實施한 바 있었고 그 結果 우리나라의 境遇에는 TMI-2와 같은 事故는 發生하지 않으리라는 結論을 얻은 바 있다. 原子力은 安全上 많은 難點을 가지고 있으며 原子力의 平和的인 利用에서는 처음부터 安全性確保를 가장 重要한 分野로서 開發되어 온 것이 事實이다.

今般의 TMI-2 事故를 거울삼아 原子力發電所의 安全性確保를 하나의 시스템(System)으로 보고 發電所의 設計目標가 되는 安全基準의 設定, 安全設計의 強化, 安全評價에 의한 確認, 品質保證의 強化, 定期檢査時의 性能確認등에 對한 再檢討를 通하여 安全性確保의 萬全을 期하여야 한다.

또한 TMI-2 事故에서 보여준 美國의 緊急事態에 對備한 連邦政府의 各種 後援은 勿論 各機關의 自發的인 팀 構成에 의한 機動性은 높이 評價되어야 한다. 이를 감안하여 우리나라에서도 이와 유사한 非常事態下에서 政府와 地方公共團體間의 緊急連絡網體制의 再點檢을 하여야 하고 原子力研究所等 專門機關에 屬해 있는 專門家의 技術援助體制를 整備하여야 한다.

아울러 放射線診療 및 醫療體制를 再確認하고 非常事態下의 退避計劃을 樹立하여 相互間의 有機的인 體制를 確立하므로써 事故直後 發生할 수 있는 事故收給의 混亂이 일어나지 않도록 치밀한 計劃을 세워야 할 것이다.

附錄 I

Preliminary

Chronology of TMI-2 3/28/79 Accident
until Core Cooling Restored

Time (Approximate)	Event
about 4 AM (t=0)	Loss of Condensate Pump Loss of Feedwater Turbine Trip
t=3-6 sec.	Electromatic relief valve opens (2255 psi) to relieve pressure in RCS
t=9-12 sec.	Reactor trip on high RCS pressure (2355 psi)
t=12-15 sec.	RCS pressure decays to 2205 psi (relief valve should have closed)
t=15 sec.	RCS hot leg temperature peaks at 611 degrees F, 2147 psi (450 psi over saturation)
t=30 sec.	All three auxiliary feedwater pumps running at pressure (Pumps 2 A and 2 B started at turbine trip). No flow was injected since discharge valves were closed.
t=1 min.	Pressurizer level indication begins to rise rapidly
t=1 min.	Steam Generators A and B secondary level very low-drying out over next couple of minutes.
t=2 min.	ECCS initiation (HPI) at 1600 psi
t=4-11 min.	Pressurizer level off scale-high-one HIP pump manually tripped at about 4 min. 30 sec. Second pump tripped at about 10 min. 30 sec.
t=6 min.	RCS flashes as pressure bottoms out at 1350 psig (Hot leg temperature of 584 degrees F)
t=7 min. 30 sec.	Reactor building sump came on.
t=8 min.	Auxiliary feedwater flow is initiated
t=8 min. 18 sec.	Steam Generator B pressure reached minimum
t=8 min. 21 sec.	Steam Generator A pressure starts to recover
t=11 min.	Pressurizer level indication comes back on scale and decreases
t=11-12 min.	Makeup Pump (ECCS HPI flow) restarted by operators
t=15 min.	RC Drain/Quench Tank rupture disk blows at 190 psig (setpoint 200 psig) due to continued discharge of electromatic relief valve
t=20-60 min.	System parameters stabilized in saturated condition at about 1015 psig and about 550 degrees F.
t=1 hour, 15 min.	Operator trips RC pumps in Loop B
t=1 hour, 40 min.	Operator trips RC pumps in Loop A
t=1-3/4-2 hours	CORE BEGINS HEAT UP TRANSIENT—Hot leg temperature begins to rise to 620 degrees F (off scale within 14 minutes) and cold leg temperature drops to 150 degrees F. (HPI water)
t=2.3 hours	Electromatic relief valve isolated by operator after S.G.—B isolated to prevent leakage
t=3 hours	RCS pressure increases to 2150 psi and electromatic relief valve opened
t=3.25 hours	RC drain tank pressure spike of 5 psig
t=3.8 hours	RC drain tank pressure spike of 11 psi RCS pressure 1750 ; containment pressure increases from 1 to 3 psig
t=5 hours	Peak containment pressure of 4.5 psig
t=5-6 hours	RCS pressure increased from 1250 psi to 2100 psi
t=7.5 hours	Operator opens electromatic relief valve to depressurized RCS to attempt initiation of RHR at 400 psi

t=8-9 hours	RCS pressure decreases to about 500 psi Core Flood Tanks partially discharge
t=10 hours	28 psig containment pressure spike, containment sprays initiated and stopped after 500 gal. of NaOH injected (about 2 minutes of operation)
t=13.5 hours	Electromatic relief valve closed to repressurize RCS, collapse voids, and start RC pump
t=13.5-16 hours	RCS pressure increased from 650 psi to 2300 psi
t=16 hours	RC pump in Loop A started, hot leg temperature decreases to 560 degrees F, and cold leg temperature increases to 400 degrees F. indicating flow through steam generator
Thereafter	S/G "A" steaming to condenser Condenser Vacuum re-established RCS cooled to about 280 degrees F., 1000 psi
Now (4/4)	High radiation in containment All core thermocouples less than 460 degrees F. Using pressurizer vent valve with small makeup flow Slow cooldown RB pressure negative

附錄 II

Listing of IE Bulletins

Issued after TMI-2 Accident

Bulletin No.	Subject	Date Issued	Issued To
79-05	Nuclear Incident at Three Mile Island	4/1/79	All B&W Power Reactor Facilities with an OL
79-05A	Nuclear Incident at Three Mile Island	4/5/79	All B&W Power Reactor Facilities with an OL
79-06	Review of Operational Errors and System Misalignments Identified During The Three Mile Island Incident	4/11/79	All Pressurized Water Power Reactor Facilities Except B&W Facilities
79-06A	Review of Operational Errors and System Misalignments Identified During The Three Mile Island Incident	4/11/79	All Westinghouse PWR Facilities with an OL
79-06B	Review of Operational Errors and System Misalignments Identified During The Three Mile Island Incident	4/11/79	All Combustion Enginnering PWR Facilities with an OL
79-08	Events Relevant to Boiling Water Power Reactors Identified During Three Mile Island Incident	4/14/79	All Power Reactor Facilities with an OL or CP