

原子爐安全研究의 動向

車 宗 熙

한국에너지연구소
(1987. 2. 20 접수)

1. 序 言

假想的으로만 생각해 왔던 原子爐心の 熔融事故가 實際로 1979年 3月 28日 美國의 TMI-2 原子爐에서 일어나 原子力界에 衝擊을 주었다. 多幸히 直接的인 人命被害는 全然 없었다. 그러나 原子爐의 再使用은 不可能하게 되었다. 이 事故의 原因은 部品の 機械的 故障과 從事員의 失手が 겹쳐진 것이었으며 이 事故는 原子爐安全의 重要性을 實感하게 하였다.

그로부터 7年後인 1986年 4月 26日, 소련의 Chernobyl 原子力發電所 4號機에서 事故가 發生하여 31名이 死亡하고 原子爐의 破壞로 放射能이 漏出되어 周邊 約 1,000km²地域을 汚染시키는 등의 悲劇的 結果를 招來한바 있다. 이 事故는 陽의 보이드係數, 格納施設의 不在 등 設計上の 問題도 있지만 從事員들의 一連의 運轉規則違反과 失手が 큰 原因인 것으로 알려져 있다. Chernobyl 事故를 契機로 原子爐安全은 運轉安全의 強化라는 새로운 局面을 맞이 하게 되었다.

이런 事故에도 不拘하고 先進原子力國들은 原子爐安全을 더욱 強化하면서 오늘날의 有力한 에너지源인 原子力發電을 續繼 推進할 것을 確認하고 있다. 原子爐安全을 더욱 強化하기 위해서는 持續的인 原子爐安全研究가 뒤따라야 할 것은 두말 할 나위도 없다.

原子力發電은 核燃料를 使用하여 이것의 核分裂에 의하여 에너지를 發生, 利用하기 때문에 그 안에 核分裂에서 生成한 放射性物質을 保有하고 있는 點과 또 어떤 일로 原子爐가 停止되어도 相當期間동안 계속 爐心에서 崩壞熱이 發生한다는 點에서 火力發電과 安全面에서 根本的으로 다른 것이다. 萬一 어떤 일로 爐子爐가 停止된 後 冷却이 不充分하면 核燃料과 關聯 構造物이 熔融되어 核燃料에 包含되었던 放射能을 가진 核分裂生成物이 周邊으로 放出되어 放射能이 公衆에 害를 줄 수 있는 것이다. 實際 原子力發電所는 多重防

護의 概念에 의한 設計와 建設, 그리고 安全守則에 의한 運轉으로 어떤 事故로 放射能이 漏出되는 일을 極小化하고 있다.

原子爐安全研究의 目的은 規制當局(政府側)이나 原子力發電의 事業者側이거나 간에 規制上的의 必要에도 있지만 窮極에 있어서는 事故의 豫防에 있으며, 또 일단 事故가 났을 경우 그 擴大를 防止하고 安全하게 收拾하는데 必要한 現象學的 知識을 얻는데 있다. 그리고 더 나아가 原子力發電에 대한 信賴性을 높이는데 있을 것이다.

다음에 原子力發電을 推進하고 있는 主要國들의 研究動向을 살펴보고 우리의 方向을 模索해 보기로 한다.

2. 美國에서의 原子爐安全研究

輕水爐의 宗主國인 美國은 原子爐安全研究에서도 主導國이라 할 수 있을정도로 世界에서 가장 廣範圍한 分野에 걸쳐 많은 投資를 해 왔으며 蓄積된 技術能力은 越等하다고 할 수 있다. 美國에서의 原子爐安全研究는 聯邦政府組織의 하나인 原子力規制委員會(Nuclear Regulatory Commission, 略하여 USNRC)가 主導하는 部分과 原子力産業間에 이루어지는 部分으로 나눌 수 있다. USNRC는 TMI-2 事故以後 1982년에 重大事故(severe accident)를 優先하는 原子爐安全研究計劃(1984~1988)¹⁾을 樹立하였다. 이 研究計劃은 18個分野에 걸쳐 있으며 5個年間 投入될 研究費로서 8億 7千萬弗을 策定한 바 있다. 이 計劃의 研究分野를 重要度の 順으로 列擧하던 다음과 같다.

(1) 重大事故: 設計基準을 넘은 爐心熔融을 招來하는 事故의 現象과 그 收拾對策등의 一連의 研究

(2) 加壓熱衝擊(pressurized thermal shock): 老化된 PWR容器的 過冷熱衝擊에 의한 破損舉動研究

(3) 리스크解析(risk analysis): 原子力發電所에서의 確率論的 리스크評價의 模型, 方法등의 開發(여기의

리스크는 事故가 일어날 수 있는 確率과 事故結果의 크기와의 積).

(4) 人間要因(human factor): 人間信賴性的 見地에서 制御室設計基準, 運轉節次, 組織基準등의 研究.

(5) 플란트 老化(plant aging): 主要部品の 老化, 劣化現象의 機構究明, 試驗方法의 開發등.

(6) 機器品質(equipment qualification): 設計基準事故條件下의 電氣 및 機械機器의 品質變化研究.

(7) 外的 事象(external events): 安全運轉을 威脅하는 人間관련 및 自然現象등 外的 事故要因의 研究.

(8) 耐震解析

(9) 熱水力學的 過渡現象: 過渡狀態를 同伴한 一次 및 二次冷却系統의 變化에 대한 實驗的 解析의 研究.

(10) 放射性 廢棄物管理: 高準位 및 低準位 廢棄物管理, 우라늄回收등과 관련한 安全研究.

(11) 火災防護

(12) 計測制御: 事故의 確率을 最少化할 수 있는 保護 및 計測制御系統의 研究.

(13) 配管破損: 安全關聯 配管에서 豫想되는 破損의 特性究明.

(14) 放射線의 防護 및 健康影響

(15) 物質安全: 放射性 物質의 取扱과 관련한 安全研究.

(16) 廢爐(decommissioning): 原子爐의 解體에 관한 技術, 安全 및 經費 등.

(17) 保障措置(safeguards): 核物質의 監視技術, 計量管理등.

(18) 新型爐安全: 高速增殖爐 및 高溫가스爐의 安全研究.

위의 研究分野中 10位까지의 項目을 細分하면 다음과 같다.

(1) 重大事故

(가) 損傷燃料의 舉動: TMI-2에서 일어난 苛酷하게 損傷된 輕水爐燃料의 2,200°F~4,000°F 溫度範圍에서의 舉動과 核分裂生成物(fission product, 略하여 FP) 및 水素의 放出, 그리고 爐心の 冷却등 研究.

(나) FP의 放出과 移動: 重大事故結果評價를 目的으로 放射線 소스텀(source term)의 豫測을 위한 FP의 放出, 移動에 대한 實驗的 資料生産과 모델開發

(다) 燃料—構造體와의 相互作用: 一次系統 및 原子爐容器 下部의 構造體와 燃料와의 相互作用에 의한 貫通率, 熱의 發生 및 放出, 가스 및 에어러솔(aerosol)의 發生, 미사일을 동반한 水蒸氣의 急速發生등의 研究

(라) 水素의 發生과 制御: 苛酷한 爐心損傷時 지르코늄—水蒸氣反應에 의해 發生하는 水素의 移動, 混合

및 燃焼 등의 解析모델과 水素의 燃焼에 따른 格納容器 및 機器등의 損傷등의 定量的 解析모델을 開發하고 이것의 緩和方法을 評價

(마) 重大事故過程解析(severe accident sequence analysis): 重大事故의 豫防, 管理 및 緩和하는데 必要한 戰略을 開發하기 위하여 設計基準事故 및 設計基準을 넘는 事故의 過程을 몇개의 代表的 原子力發電所에 대하여 解析.

(바) 格納容器 破損 型式: 세가지 可能性있는 破損型式, 即 잘못된 밸브操作, 高溫으로 인한 電氣관계 貫通部の 破損, 그리고 主要貫通部の 局所的 과잉變形으로 인한 格納容器의 破損.

(사) 리스트 코드 開發(risk code development): 重大事故의 現象學的 過程을 解析하기 위한 確率論的 리스크評價코드 MARCH, CORRAL/MATADOR, MELCOR 등의 開發.

(아) 리스크減少 및 經費分析: 리스크를 減少시키기 위한 플란트의 修正, 例를 들면 필터排氣 格納容器系統, 다른 형식의 原子爐停止 熱除去系統의 設置등에 따른 리스크減少效果와 經費分析.

(자) 事故可能性解析(accident likelihood analysis): 確率論的 리스크評價에서 이루어진 重大事故過程과 可能性豫測의 再評價. 特히 共通原因故障機構에 重點을 두어 既存의 event tree와 事故過程이 再考되고, 可能的 前兆現象을 調査하고, 完全爐心熔融事故와 區別되는 TMI類 事故가 考慮된다.

(차) 格納容器 解析: 爐心이 崩壞되고 一次系統이 破壤되는 重大事故時 格納容器의 充分度를 評價. 여기에 사용되는 CONTAIN, MAEROS 등 코드의 開發과 爐心—冷却材 反應實驗이 이루어 진다.

(카) 事故管理: 重大事故에 대하여 이것의 豫防, 事故進行의 沮止, 結果의 緩和를 위한 原電의 設計. 運轉指針 및 節次와 함께 運轉形態의 綜合的 戰略開發.

(타) 規制分析和 基準開發: 上記 研究結果를 分析하여 그 結果를 土臺로 重大事故로 인한 리스크의 減少에 必要한 規制上 措置를 導出.

(파) 事故結果와 리스크再評價: 事故可能性推定の 向上과 重要한 事故過程이 포함된 리스크의 再分析을 위한 코드의 改正.

(2) 加壓熱衝擊

過冷過渡舉動과 現象에 대한 現場資料를 土臺로 event tree解析, 加壓熱衝擊過渡現象解析을 위한 熱水力電算모델開發, 加壓熱衝擊에 의한 原子爐容器破損可能性推定 및 加壓熱衝擊의 結果가 公衆에 미치는 리스크推定등의 研究.

(3) 리스크解析

(가) 리스크評價法의 開發: 重大事故의 定量化된 確率과 그 結果의 推定, 더 나가 이 推定에서 不確實因子를 減少시키는 方法의 開發.

(나) 리스크減少方法의 開發: 모든 爐型의 動力爐에서 安全系統의 設計修正에 의한 리스크減少效果와 經費評價.

(다) 信賴性保證: 原子力發電所의 全壽命期間동안 受諾할 수 있는 安全水準에서 維持함을 保證하는 方法의 開發.

(4) 人間要因

(가) 人間工學: 制御室등 原子力施設에서의 人間—機械關係의 評價와 運轉員 및 補修員에 영향을 주는 새로운 設計에 대한 人間要因基準 및 指針의 評價에 必要한 技術의 根據를 마련한다.

(나) 免許받은 사람의 資格: 原子力施設의 安全運轉을 위하여, 또 運轉관련 리스크를 減少시키기 위하여 免許받은 사람의 資格을 樹立, 評價하는데 必要한 技術의 根據를 마련한다. 여기의 資格에는 敎育, 訓練 試驗, 經驗 및 再資格이 包含된다.

(다) 管理와 組織: 現在 및 將次의 原子力施設의 管理 및 組織에 대한 安全評價 基準 및 指針의 開發.

(라) 플란트 運轉節次: 原子力施設의 安全運轉을 向上시키는데 必要한 運轉節次의 基準의 技術의 根據 開發

(마) 人間の 信賴性: 原子力發電所의 運轉 및 補修要員의 失手와 그들의 人間—機械關係에서 오는 安全系統의 故障의 分析.

(바) 非常對備(emergency preparedness): 原子力施設에서 事故의 擴大 阻止를 위하여 聯邦 및 地方政府當局의 能力을 確保하는데 必要한 規制基準의 技術의 根據를 마련.

(5) 플란트 老化

(가) 原子爐容器: 原子爐 壓力容器的 構造의 健全性 研究로서 特히 照射脆化의 影響과 稼動中 豫想되는 龜裂의 成長에 관한 研究가 主軸을 이룬다.

(나) 蒸氣發生器: 蒸氣發生器에서의 正常運轉中 튜브의 腐蝕, 破裂, 劣化, 물과 應力환경에 의한 劣化등 健全성과 振動, loose parts探知, 給水化學處理등이 다루어진다.

(다) 配管: 稼動中 配管에서의 冷却材, 應力 및 溫度環境에 의한 劣化現象, 即 應力龜裂腐蝕, 疲勞, 龜裂의 成長, 靱性의 喪失등 健全性 研究.

(라) 電氣 및 機械部品: 稼動中 電氣 및 機械部品の 時間에 따른 劣化現象과 이것이 公衆安全에 미치는 影

響

(마) 非破壞試驗: 壓力容器, 配管蒸氣發生器 튜브에서의 龜裂과 흠의 探知와 特性에 대한 信賴性있고 再現性있는 非破壞試驗의 實證 研究.

(6) 機器品質

(가) 電氣機器品質: 安全관련 電氣機器에 대한 冷却材喪失事故, 主蒸氣管破裂, 水素燃燒등 設計基準事故中과 그 後의 이들 機器의 機能을 證明하는 研究.

(나) 機械機器의 品質: 活性 機械機器의 機能品質에 대한 環境荷重(動力學的 荷重除外)에서의 要求事項의 技術의 根據를 마련.

(다) 機器의 動力學的 品質: 電氣 및 活性 機械機器의 動力學的(地震包含) 品質 要求事項을 開發하기 위한 技術의 根據를 마련.

(7) 外的 事象

(가) 人間關聯 現象: 原子力施設의 外部에서 일어나는 人爲的 現象(航空機墜落, 危險物質의 放出, 爆發, 外部火災등)이 安全관련 機器故障, 機器機能의 劣化, 運轉員의 能力障礙등 安全에 미치는 리스크의 研究

(나) 自然現象: 地震, 洪水, 苛酷한 氣候등 極度の 自然現象이 原子力施設의 安全에 주는 影響 研究.

(8) 耐震解析

地震(設計基準을 넘은 地震도 包含)에 대한 原子力發電所의 構造 및 機器의 應答과 抵抗을 直接試驗, 解析, 資料蒐集을 通하여 보다 나은 定義를 얻기 위한 研究로서 單純化된 地震리스크解析法, 尖頭 地盤 加速度의 使用, 安全停止地震(safe shutdown earthquake)水準을 넘은 基盤應答스펙트럼, 土壤—構造物 相互作用의 基準, 鋼製 格納建物の 坐屈解析등에 관한 研究가 包含된다.

(9) 熱水力學的 過渡現象

(가) 個別效果實驗 및 모델開發: 損傷된 爐心 및 其他 原子爐 過渡現象에서 일어나는 二相流熱傳達, 다운커머(downcomer) 熱混合, 逆流과 水擊現象, 그릿 스페이서(grid spacer)效果, 非平衡 post-CHF, PWR 냉각계통에서의 搖動(oscillation) 및 低流動熱傳達등의 實驗의 解析의 研究가 包含된다.

(나) 綜合的 系統 實驗: PWR 및 BWR에 관한 綜合的 熱水力系統의 模擬實驗으로서 PWR에 대해서는 LOFT(Loss-of-Fluid Test), BWR에 대해서는 FIST(Full Integral Simulation Test) 試驗들이 이에 속한다. 過渡現象으로는 大型破斷 冷却材喪失, 給水喪失, 蒸氣管破斷, 蒸氣發生器 튜브破裂 및 其他 安全系統故障이 包含된다. 國際協力研究에 의하여 西獨의 PKL試驗, CEC(Commission of the European Community)의

LOBI試驗, 日本의 ROSA W試驗에서의 實驗資料가 入手, 比較된다.

(다) 2D/3D計劃: 西獨의 研究技術省(BMFT)과 日本의 原子力研究所(JAERI)와의 共同研究로서 PWR에서 大型破斷 冷却材喪失事故(Loss-of-coolant accident, 略하여 LOCA)時 再充塡, 再冠水(reflooding)동안 非常爐心冷却系統(emergency core cooling system, 略하여 ECCS)의 熱水力學的 舉動, 即 蒸氣마인딩效果, 非常爐心冷却水の 바이패스, 爐心閉塞效果, 再冠水過程에서의 三次元的 效果, hot leg에서의 逆流限界등의 研究.

(라) 코드評價 및 應用: 實際規模의 過渡現象解材 電算코드의 實驗資料를 反映한 評價와 應用으로서 TRAC-PF1/MOD-1, TRAC-BD-1/MOD-1, RELAP 5/MOD 2, COBRA/TRAC, SCDAP등 코드의 評價와 플란트 애널리저(plant analyzer)評價.

(마) 플란트 애널리저 및 데이터 뱅크: 前述한 電算코드의 改良, 維持와 이들 코드를 使用者爲主의 特定出力디스플레이(display)를 갖는 自動化된 플란트 애널리저 形態를 開發.

(10) 廢棄物管理

(가) 高單位 廢棄物: 作業상의 安全, 從事者の 放射線防護 및 高單位廢棄物의 長期的 隔離등에 관한 規制開發.

(나) 低單位 廢棄物: 從事者の 放射線防護, 放射能의 放出로부터 一般人的 保護 및 環境保護에 관한 研究. 特히 放射性 核種封鎖特性的 評價와 減容廢棄物基準, 얕은 地中埋藏에 대한 代案의 評價, 土壤과 放射性 核種間의 相互作用, 放射性 核種의 地中移行을 豫測하기 위한 地球化學的, 水理學的 移動모델의 開發등이 包含.

(다) 우라늄回收: 安定된 우라늄精鍊廢棄物더미의 積石덮개의 設計分析, 우라늄精鍊廢棄物의 地中移行과 浸出의 影響을 豫測하는 方法과 모델開發, 우라늄精鍊過程에서 나오는 放射性, 毒性物質의 監視方法開發등이 包含.

USNRC는 上記 研究計劃에서 重要性에 있어서나 豫算面에 있어 가장 比重이 큰 重大事故研究에 대하여 1983년에 보다 상세한 研究計劃(1982~1986)²⁾을 發表한바 있다. 研究를 통하여 TMI事故以後 제기된 여러가지 문제들을 實驗的, 解析的으로 究明하면서 原子力發電所가 얼마나 安全한가, 安全水準을 얼마나 向上시킬것인가의 決定을 내리는데 必要한 技術的 根據를 얻게 된다. 이 研究計劃은 多國間 共同研究形態로 發展하였으며 우리나라도 1984년부터 參加하고 있다.

重大事故研究은 前述한바와 같이 13個項目으로 構成되어 있는데 그 中損傷燃料의 舉動(behavior of damaged fuel)研究가 하일라이트로서 SFD(severe fuel damage) 研究로도 알려져 있다. 1982~1985年間의 重大事故研究豫算은 1億 9,140萬弗로서 그 中 SFD研究에만 7,270萬弗이 投入되었다. SFD研究의 概要는 前에 筆者가 解説한바 있으며³⁾ 여기에 다시 한번 要約해 둔다. SFD研究의 主要 4個項目에 대한 概要는 다음과 같다.

(1) 綜合爐內試驗

PBF(Power Burst Facility) 및 NRU(National Research Universal) 原子爐에서 實際 燃料集合體를 使用하여 2,200°F~4,000°F 溫度範圍에서 苛酷하게 損傷된 燃料의 舉動과 이때 發生하는 水素 및 FP의 放出舉動의 觀察, 調査되고 爐內 소스 팀資料를 얻는다.

(2) 個別效果實驗

ACRR(Annular Core Research Reactor)에서의 爐內實驗과 여러 實驗室에서의 爐外實驗으로 나누어 지는데 爐內實驗에서는 燃料體의 酸化, 液化, 再配置, 流路閉塞, 에어리슬形成과 放出, FP의 放出 및 損傷爐心の 冷却效果등 個別效果가 調査되며 爐外實驗에서는 高溫에서의 Zr酸化和 FP의 放出, 堆積, 그리고 에어리슬移動등이 實驗的으로 調査된다.

(3) 事故解析 電算코드 開發

事故初期의 爐心の 熱發生, 溫度分布, 被覆材酸化, 水素 및 FP發生, 燃料의 液化現象등을 時間의 函數로 解析하는 SCDAP(Severe Core Damage Analysis Package) 코드와 事故全般에 걸쳐 爐心の 熱水力學的 現象, 爐心の 熔融, 冷却 및 固化, 燃料의 再配置, FP의 發生, 移動 및 堆積, 壓力容器등 構造物의 應力發生 및 水蒸氣爆發등 綜合的 過程解析을 위한 MELPROG(Melt Progression)코드의 開發.

(4) TMI-2 爐心檢査

TMI-2 爐心の 破片檢査를 통하여 苛酷하게 損傷된 核燃料의 舉動에 대한 基準資料를 얻는다.

USNRC는 1986년에 重大事故研究計劃을 일단 정리하고 앞으로의 2,3年間의 研究計劃으로서 다음 項目들을 提示하였다⁴⁾.

(1) 리스크評價 및 事故過程解析

(가) 重大事故 리스크評價: 6機의 基準原子力發電所에 대한 리스크評價의 繼續.

(나) 리스크情報의 規制適用

(다) 事故管理: 事故時 初期에 事故結果를 最小화하기 위하여 取해야 할 事故管理戰略의 開發

(2) 소스 팀 및 格納容器荷重

(가) 爐內研究: 爐內 構造物, 冷却系統內 물과 水蒸氣流動, 燃料가 소스 덤 및 格納容器荷重에 미치는 影響.

(나) 爐外 格納容器荷重: 壓力容器破壞時 核種과 熱에너지가 格納容器에 주는 荷重과 格納容器破壞時 熔融故心과 콘크리트와의 相互作用.

(다) 코드의 確認과 評價: MELCOR등 리스크解析用 코드와 MELPRO, CONTAIN등 機械學的인 코드의 數學的 解, 精密度등의 確認과 評價.

(3) 格納容器舉動

(가) 格納容器的 構造的 反應: 事故時 格納容器構造에 壓力이 미치는 反應,

(나) 格納容器性能의 分析: 事故時 貫通部등 格納容器性能의 分析.

또한 USNRC는 소스 덤解析을 위하여 장치 더욱 研究가 必要한 不確實事項으로 다음의 8가지를 列舉하고 있다⁵⁾.

- (1) 原子爐容器內서의 自然對流
- (2) 爐心熔融進行과 水素發生
- (3) 爐內 FP의 放出과 에어리슬發生
- (4) 原子爐冷却系統內서의 FP의 停滯와 再蒸發
- (5) 爐心-콘크리트相互作用으로부터의 FP放出과 에어리슬發生

(6) 抑制풀(suppression pool)과 아이스隔室의 스크리빙效率(scrubbing efficiency)

(7) 格納容器 壓力荷重

(8) 格納容器破壞型式

最近 USNRC는 앞으로의 原子爐安全研究는 定量的 安全餘裕, 安全을 減少시키지 않는 새로 發見된 現象의 確認, 그리고 安全水準의 增加의 樹立이 要求되며 發見과 産業이 主導하는 새로운 研究와 原子力發電所 運轉에서 얻은 經驗을 根據로 할 것을 強調하면서 繼續研究가 必要한 다음의 6個分野를 指摘하고 있다.⁶⁾

(1) 部品の 老化和 劣化

一次壓力境界의 健全성과 관련한 腐蝕, 放射線脆化, 疲勞등 現象의 究明.

(2) 過渡現象

小型破斷 LOCA를 包含한 一次 및 二次系統의 過渡現象의 實驗的 解析의 研究.

(3) 重大事故

重大事故리스크評價, 소스 덤 및 格納容器荷重 및 格納容器的 舉動研究.

(4) 確率論的 리스크解析

部品 및 人間의 信賴性을 包含한 데이터 베이스의 向上, 方法의 向上, 리스크評價에서 不確實因子의 減少

표 1. USNRC의 국제협력연구일람

	원자로 안전 (일반)	연구 성과 현	수력 도상 해	리스크 석	중 사 고	원자로 대공 학	폐기물 관 리
벨기에		○				○	
캐나다					○		
핀란드		○					○
프랑스	○					○	○
서독	○	○			○	○	
이탈리아		○			○		
일본	○	○			○		○
한국					○		
네덜란드					○		
핀란드		○					
스페인	○	○					
스웨덴	○	○			○		
스위스		○				○	
대만				○	○		
영국	○			○	○	○	

등 研究.

(5) 耐震解析

最適耐震解析法의 開發과 改善.

(6) 廢棄物處理

廢棄物形態, 패키지의 健全性 및 處理施設을 確實하게 評價할 수 있는 基準의 樹立을 위한 研究,

표 1⁶⁾은 USNRC의 原子爐安全研究에 대한 國際協力研究狀況을 表示한 것이다.

原子力發電의 産業間의 原子力安全研究는 電力研究所(Electric Power Research Institute, 略하여 EPRI)를 中心으로 原子力發電所의 安全과 信賴性의 定量的 確保를 理念으로 遂行되고 있다. 原子力發電所 事業者側의 安全研究는 規制要求의 追從과 生産性을 높일 수 있는 運轉의 融通性을 얻기 위하여 이루어져 왔는데 最近에는 設計基準을 넘은 事故의 現象學的 理解를 얻고 事故過程과 結果를 豫測할 수 있는 實際的 解析道具를 開發하는데 置重하고 있다. 다음은 最近 強調되고 있는 原子力産業에서의 原子爐安全研究分野⁷⁾이다.

(1) 設計基準을 넘는 事故

(가) 多重故障

(나) 劣화된 系統의 舉動

(다) 소스 덤

(2) 運轉上의 安全

(가) 給水系統 過渡現象

(나) 加壓熱衝擊

(다) 밸브性能과 現象

(3) 二次系統의 舉動

- (가) 給水系統
 - (나) 蒸氣發生器의 反應
 - (4) 熱除去形態
 - (가) 自然循環
 - (나) 長期熱除去 및 事故後 熱除去
 - (5) 過渡狀態에서의 運轉員의 行動과 決定
 - (가) DASS/SPDS(disturbance analysis and surveillance system/safety parameter display system)
 - (나) 시뮬레이터의 充分性
 - (다) 徵候에 근거한 診斷
 - (6) 最適推定 코드開發
- 以上の 研究分野를 推進하는데는
- (1) 리스크評價
 - (2) 試驗
 - (3) 解析
- 의 方法을 適用해 나간다.

3. 日本에서의 原子爐安全研究

日本에서의 原子爐安全研究⁹⁾는 1973년부터 始作하였으며 그 後 核燃料의 舉動, 構造機器의 健全性, 熱水力學의 現象, 코드開發 및 環境安全등 廣範圍에 걸쳐 年次的으로 擴大해 나갔다. 特히 TMI事故以後는 重大事故를 包含한 넓은 범위의 原子爐事故의 現象을 理解하기 위한 研究計劃으로 再編成되었으며 國際協力 研究도 強化되고 있다.

日本에서의 原子爐安全研究는 日本原子力研究所가 主軸이 되어 關聯研究機關과 함께 規制當局과 原子力發電所 事業者를 위하여 長期計劃을 세워 着實하게 推進하고 있다. 다음에 日本의 原子力安全委員會의 原子力施設等 安全研究專門部會가 作成한 原子力施設等 安全研究年次計劃(1986~1990)¹⁰⁾中 輕水爐와 關한 研究內容을 紹介하기로 한다. 여기서는 研究分野를 原子爐狀態에 따라 平常運轉時, 異常한 過渡變化時, 事故時 및 重大事故時등으로 分類하고 또 各狀態에 대하여 原子爐의 構成, 機能을 考慮하여 燃料, FP, 熱水力, 構造와 機器등의 順으로 區分하고 있다.

가. 平常運轉時

原子爐의 高效率化, 高能率化에 따른 燃料의 高燃焼度化 및 負荷追從運轉에 따른 燃料의 安全性研究와 原子爐의 延命 및 安全餘裕의 確認을 위한 長期運轉에 따른 構造材料의 照射脆化 및 材質劣化, 損傷등 研究가 主要內容이며, 다음과 같은 課題가 있다.

- (1) 高燃焼時 負荷追從時에 있어서의 燃料의 健全性 研究

JMTR에서의 照射試驗과 Halden, Battelle 計劃에서 入手한 資料에 의하여 高燃焼時, 負荷追從時 燃料의 舉動을 研究.

- (2) 高燃焼時, 負荷追從運轉時의 照射試驗裝置의 開發, 整備.

發電爐에서 照射한 燃料에 計裝을 付着하여 JMTR에서 照射試驗을 한다. 또 이에 必要한 計裝技術과 照射技術을 確立.

- (3) 實用燃料의 照射後試驗

各種 實用燃料의 照射後試驗을 實施하여 그 舉動資料를 收集한다.

- (4) 輕水爐 壓力容器用 鋼材의 中性子照射脆化研究
試驗片을 JMTR에서 照射하여 機械的, 化學的, 脆化 機構를 定量的으로 研究.

- (5) 構造材料의 腐蝕疲勞研究

一次冷却系統材料의 冷却材模擬環境下에서의 腐蝕疲勞試驗의 實施.

- (6) 原子爐構造部材 및 熔接部의 信賴性評價技術研究
原子爐容器材 및 그 熔接部에 대한 超音波探傷法에 의한 劣化評價.

- (7) 厚鋼板熔接部의 超音波畫像表示에 의한 欠陷의 定量的 評價.

스테인레스鋼 오바레이部의 龜裂을 二次元超音波畫像表示로 檢出.

나. 異常한 過渡變化時

冷却材의 熱水力舉動을 中心으로 한 플란트舉動의 解明이 이루어지고 있으며 그 結果는 運轉安全의 確立에 反映되고 있다.

- (1) 異常過渡時의 燃料의 健全性

異常過渡를 經驗한 燃料棒의 再使用時의 健全性을 評價.

- (2) 異常過渡時의 燃料舉動計算코드의 整備開發
燃焼가 進行된 燃料의 異常過渡時의 舉動解析用 코드 FEMAXI-IV를 開發.

- (3) 過渡時의 核分裂生成가스放出研究
高燃焼度에서의 過渡時 核分裂生成 가스放出舉動을 燃料棒內壓과 燃料中心溫度의 爐內測定으로 解明

- (4) 輕水爐過渡現象의 安全解析

過渡現象을 包含하는 各種事故를 精度있게 解析할 수 있는 最適豫測모델 및 計算코드開發로 安全餘裕評價.

- (5) 原子爐異常時의 安全確保

事故原因등의 診斷과 事故影響등의 豫測法 및 事故의 擴大防止, 終息方策등.

- (6) 配管龜裂부터의 冷却材漏洩量推定法研究

各種의 貫通欠陷을 둔 配管試驗體를 使用하여 輕水

爐條件에서의 漏洩測定

(7) 輕水爐構造機器의 壽命豫測研究

小型試驗片을 써서 高溫高壓水中에서의 龜裂舉動을 破壞力學的으로 定量化.

(8) 輕水爐構造材料의 腐蝕疲勞-應力腐蝕龜裂相互 作用研究

輕水爐模擬環境中에서의 壓力容器鋼 등에 대한 負荷 試驗으로 龜裂進展特性에 미치는 相乘效果, 環境因子 등 檢討.

다. 事故時

小型破斷 LOCA를 中心으로 重大事故에 이르지 않은 事故時의 燃料의 舉動, 壓力容器, 配管 및 格納容器의 安全性研究가 遂行된다.

(1) 反應度事故條件下에서의 照射後燃料의 破損舉動 燃燒가 進行된 燃料의 反應度事故 條件下의 破損舉動을 NSRR에서 實驗.

(2) 輕水爐事故時 揮發性沃素生成

事故條件을 模擬한 實驗으로 揮發性沃素의 生成機構 生成速度, 最大生成量 등 資料를 얻고 沃素移行解析코 드整備.

(3) PWR事故時의 熱工學的安全研究

ROSA-IV計劃으로서 小型破斷時의 熱水力機構와 改良 LOCA研究.

(4) 2D/3D計劃

(5) 高溫度高壓下에서의 爐心 boil-off 및 再冠水時 熱水力研究

물의 亞臨界壓(∼200 氣壓)까지의 範圍에서 爐心の 露出과 再冠水에 관한 實驗을 하여 流動型, 熱傳達 등 資料生産.

(6) 燃料體의 事故時 再冠水研究

PWR의 LOCA時 再冠水過程에서의 冷却效果를 究明

(7) 原子爐用 電線類의 健全性研究.

安全관련 電氣機器의 部品, 材料의 事故時 健全性에 대한 實驗的 研究

(8) 輕水爐 構造部材의 破壞力學的 評價技術의 整備 研究.

壓力容器등의 表面龜裂損傷등에 대한 壓力, 熱衝擊에 의한 事故荷重의 破壞力學的 解析評價.

(9) 原子爐耐壓部의 破壞阻止舉動의 評價

厚板廣幅試驗片을 사용하여 急冷熱衝擊荷重 및 引張 荷重을 負荷하여 表面龜裂의 存在를 假定한 實驗 및 解析.

라. 重大事故時

爐心損傷등 大規模實驗資料는 國際協力研究를 通하여 얻고 日本에서는 이를 補完하는 實驗과 解析實施.

(1) 爐心損傷事故時의 燃料과 FP의 舉動研究

國際協力研究(SFD, PNS, PHEBUS 등)에 의해 燃料舉動에 관한 大規模實驗資料를 入手 分析, NSRR를 使用한 燃料損傷實驗, 損傷爐心冷却實驗, 格納容器模擬實驗에 의한 에어러솔舉動研究등으로 構成.

(2) 爐心損傷事故時의 소스 팀評價

소스 팀評價解析法을 開發하고 實驗데이터등에 의하

표 2. JAERI 주요 국제협력 안전연구 계획 일람

Project명	주 최 기 관	실 시 국	연 구 목 적
Halden	OECD	Norway	핵연료의 성능 및 신뢰성 연구
Battelle	USDOE	U.S.A.	고연소도 경수로핵연료의 조사거동
NSRR	JAERI	JAPAN	반응도사고시 핵연료의 안전성
강제 공동조사	IAEA	Austria	압력용기의 중성자 조사 취하
2D/3D	JAERI	Japan	PWR의 LOCA, Reflooding 시
	USNRC	U.S.A.	ECCS의 열수력 거동
	BMFT	FRG	
ROSA-IV	JAERI	Japan	PWR의 SBLOCA
PNS	KFK	KRG	핵연료의 사고거동
PHEBUS	CEA	France	//
SFD	USNRC	U.S.A.	Severe Accident시 핵연료손상 거동
OECD/LOFT	OECD	U.S.A.	TMI-2의 노심 손상 상황
BEFAST	IAEA	Austria	사용후 핵연료의 장기 저장
ISIRS	OECD	France	Radwaste의 지층처분
Hydrocoin	SKI	Sweden	방사성핵종의 생태권중이행
LACE	EPRI	U.S.A.	적납용기내 에어로솔 거동
ESOPÉ	OECD	France	고준위 Radwaste의 해양 처분

여 檢證, 評價

(3) 爐心損傷事故時 格納容器 등 健全性評價研究

事故時 格納容器로부터의 漏洩을 定量化하는 實驗, 事故時 水蒸氣爆發 등에 의한 動的, 熱的 荷重에 의한 機器類에의 影響을 實驗的으로 調査.

마. 放射性廢棄物의 處理處分研究

低準位廢棄物에 관한 固化體, 核種의 地中移動, 長期浸出 등 實驗的 研究, 高準位廢棄物에 관한 固化體, 地層處分 등 研究, TRU(trans uranium) 廢棄物의 處理處分研究, 氣狀放射性物質의 放出低減化研究等,

바. 確率論的 安全評價研究

信賴性評價, 事故過程 및 影響의 評價, 外의 事象에 대한 確率論的 安全評價, 人間舉動의 評價等의 手法確立과 確率論的 安全評價手法의 適用

사. 耐震安全性研究

地震의 發生場 및 豫測, 基盤의 地震動 및 設計用 地震動, 地盤의 調査, 試驗法 및 耐震安全性, 建物, 構築物의 舉動과 評價法, 機器의 舉動과 評價法 그리고 施設의 運轉과 保全等 研究

日本은 重水型爐 및 高速增殖爐에 대하여도 같은 比重으로 原子爐安全研究가 遂行되고 있다.

표 2는 日本原子力研究所가 遂行하고 있는 國際協力研究¹⁰⁾의 主要項目들이다.

4. 유럽에서의 原子爐安全研究

여기서는 유럽의 西獨, 프랑스 및 스웨덴에서의 原子爐安全研究現況을 간략히 紹介하기로 한다.

가. 西獨에서의 原子爐安全研究

西獨의 研究技術省(BMFT)이 管掌하는 原子爐安全研究^{11,12)}는 原子力發電所의 安全餘裕를 높이고 安全技術을 開發할 目的으로 다음의 10個項目에 걸쳐 遂行되고 있다. 各項目에 대하여 概略의 內容을 적어 본다.

(1) 品質保證

壓力容器, 오스테나이트 스테인리스鋼 등의 超音波探傷技術의 向上, 蒸氣發生器 튜브의 渦流探傷技術의 向上, 壓力容器에 대한 acoustic emission試驗技術開發, PWR 一次系統의 振動監視技術開發, 制御에이더의 處理, 解析用 시뮬레이터開發 등.

(2) 部品の 安全

輕水爐系統 및 部品の 構造의 健全性, 部品の 照射試驗, 壓力容器 및 配管의 破壞現象解析, 原子爐部品の 疲勞 및 熱衝擊, 大型試驗片의 高速引張試驗 등.

(3) 非常爐心冷却

輕水爐事故의 熱水力學的 解析, PWR 一次系統의

블로다운試驗(LOBI計劃參加), PWR 小型破斷 過渡現象解析, 二相流動 過渡現象研究(NOVA計劃參加), OECD-LOFT 綜合試驗, 2D/3D試驗, PWR에서의 LOCA時 熱水力學的 舉動研究(PKL試驗), 再冠水코드開發, 燃料要素의 tie-plate領域에서의 逆流中 動力學的效果의 研究, 單純效果試驗의 分析 등.

(4) LOCA時 格納容器

重大事故時 格納容器內에서의 熱水力學解析, 格納容器評價와 모델修正, 輕水爐格納容器內 FP와 에어리슬舉動 등.

(5) 外의 事象의 影響

地震에 대한 部品 및 健物의 安全餘裕確保, 金屬미사일의 衝擊에 대한 철근콘크리트 슬러브의 耐力研究, 衝擊에 대한 철근콘크리트 構造部材의 에너지吸收能力研究 등.

(6) 壓力容器

壓力容器破裂試驗, 流體와 結合된 構造體의 動力學解析.

(7) 爐心熔融

爐心熔融解析, 苛酷한 爐心損傷에 대한 爐外實驗, 爐心損傷事故時 FP에어 리슬形成研究(Battelle計劃參加) 爐心損傷事故時 格納容器內에서의 水素爆發基準, 苛酷하게 損傷된 爐心の 冷却性, 爐心損傷試驗(SFD計劃參加), 水蒸氣爆發限界研究 등.

(8) FP移動

重大事故時 FP沃素의 放出 및 停滯機構研究, 格納容器內에서의 FP와 에어리슬의 舉動研究, 火災時 舍넌트 에 의한 沃素의 停滯研究, 事故時 排氣필터研究, 原電排氣中 沃素類와 그 停滯研究 등.

(9) 리스크와 信賴性 解析

(10) 高速增殖爐의 安全性

나. 프랑스에서의 原子爐安全研究

프랑스에서는 原子力委員會(CEA)와 그 傘下의 原子力安全研究所(IPSN), 프랑스電力公社(EDF), 그리고 核蒸氣系統供給社인 Framatome등이 相互協力하여 必要한 原子爐安全研究를 遂行하고 있다. 最近의 프랑스의 原子爐安全研究¹³⁾는 重大事故와 관련한 다음 項目들에 集中되고 있다.

(1) 重大事故동안의 二相流動 熱水力研究

PWR 一次系統에서의 損傷된 爐心冷却을 模擬한 BETHSY施設을 利用한 爐外 二相流動 熱水力試驗으로서 EDF와 Framatome이 共同으로 遂行하고 있다.

(2) 苛酷하게 損傷된 燃料의 舉動.

燃料損傷舉動, 損傷爐心の 冷却 등 一連의 苛酷하게 損傷된 爐心の 實驗的 研究로서 PHEBUS施設을 利用

한 爐內試驗

(3) 事故解析코드開發

CATHARE등 事故의 過程과 結果의 解析코드의 開發

(4) 爐心熔融事故에 대한 格納容器試驗

PITEAS計劃으로서 爐心熔融事故時沃素 및 시슘(cesium)의 舉動과 관련한 排氣 및 濾過系統의 性能試驗.

(5) 事故時 機器品質

事故環境에서의 安全관련 機器의 劣化現象과 이를 補完하는 計裝開發

(6) 事故解析用 시뮬레이터開發

다. 스웨덴에서의 原子爐安全研究

스웨덴의 原子爐安全研究는 스웨덴原子力發電檢査廳(SKI)에 의해 計劃, 指導되며 相當部分을 Studsvik研究所에서 契約에 의해 遂行되고 있다. SKI의 研究計劃¹⁴⁾은 다음 分野들이 包含되어 있다.

(1) 人間-機械相互作用

人間信賴性의 觀點에서 컴퓨터로 制御된 制御室플란트保守機能 및 組織上的 問題.

(2) 材料 및 構造工學

壓力容器, 配管 및 機器의 破壞機構解析, 非破壞檢査의 技術改良, 劣化現象, 熱疲勞 및 粒界應力腐蝕龜裂研究.

(3) 熱水力試驗

Studsvik의 루프施設에서의 LOCA試驗, Marviken에서의 格納容器應答試驗 및 事故解析코드의 確證.

(4) 燃料舉動

Studsvik의 R2材料試驗爐를 利用한 過渡變化, LOCA時 pellet-clad相互作用 및 高燃燒度에서의 FP가스放出 등實驗研究.

(5) 事故 및 安全解析

信賴性評價를 위한 方法 및 데이터 베이스의 開發, 重大事故時의 소스탑의 評價 및 損傷爐心 및 格納容器 舉動研究.

(6) 原子爐制御 및 監視

事故後의 監視를 包含한 異常事象의 檢出 및 事故를 追跡하기 위한 計測方法의 原理研究.

(7) 廢棄物管理

原子爐系統의 除染, 低 및 中準位廢棄物의 取扱 및 地中の 放射性 核種의 移行.

스웨덴은 2個의 國際協力研究計劃을 主催하고 있는데 그中 하나는 Marviken 計劃으로서 爐心損傷을 模擬하여 人工의으로 發生시킨 에어리술의 原子爐系統內 移動에 관한 研究이고 다른 하나는 Agesta計劃으로서

PWR의 一次系를 安全하고 效率있게 除染하기 위한 實證試驗이다.

5. 우리나라에서의 原子爐安全研究 現況과 方向

우리나라에서의 原子爐安全研究는 原子力 1號機의 安全審査 活動을 契機로 70年代 初盤부터 韓國에너지研究所가 主導하여 始作되었다. 그間 LOCA時 熱水力 舉動^{15), 16)} 放射性廢棄物處理處分, 機器의 耐震性, 放射線環境¹⁷⁾, 非常爐心冷却時 再冠水實驗, 反應度事故解析, ECCS評價코드 整備, 燃料의 健全性, 冷却材化學處理, 放射線遮蔽¹⁸⁾, 非破壞試驗技術, acoustic emission 技術, 原子爐部品の 腐蝕¹⁹⁾ 등의 研究가 年次的으로 擴大되어 왔다. 最近에는 USNRC의 SFD研究計劃에 參加한 研究등 다음의 研究課題들이 遂行되고 있다. 即 重大事故²⁰⁾, 事故時 FP放出評價²¹⁾ 電源喪失事故解析²²⁾ 重大事故時 爐心の 熱水力特性²³⁾ 壓力容器照射脆化評價, 非破壞試驗技術開發, 部品の 腐蝕評價, 環境安全²⁴⁾ 등이다.

우리나라의 原子爐安全研究의 方向은 첫째 原子爐事故의 豫防이며 둘째, 事故時 그 被害를 最少로 막을 수 있는 收拾能力을 키우는 데 두어야 하며 結局 이를 通하여 原子爐安全技術의 向上을 얻게 될 것이다. 이를 위해서는 事故의 現象學的 實驗과 解析, 運轉上的 安全確保對策, 部品老化對策, 原子爐安全審査 및 檢査技術의 向上등에 重點을 두어 最少限 다음項目들이 計劃의이고 組織의으로 內實있게 遂行되어야 할 것이다.

(1) 重大事故

(가) 爐心熔融事故時 燃料의 舉動分析(國際協力研究로 海外研究資料入手)

(나) 소스 탑解析

(다) 重大事故解析코드의 整備應用

(2) 熱水力 過渡現象

(가) 小型破斷 LOCA實驗 및 解析

(나) 個別效果實驗

(다) 解析코드의 整備, 應用

(3) 運轉安全

(가) 人間要因

(나) 原子力施設管理

(다) 시뮬레이터에 의한 事故解析

(4) 原子爐部品の 健全性

(가) 燃料體의 健全性

(나) 原子爐容器的 照射脆化

(다) 蒸氣發生器의 劣化現象

(라) 非破壞試驗技術

- (5) 確率論的 리스크評價
 - (가) 方法의 樹立
 - (나) 不確實因子의 減少
 - (다) 應用
- (6) 放射性廢棄物管理
 - (가) 低準位廢棄物의 處理處分過程에서의 安全性

6. 結 言

우리나라에서도 原子力發電所의 機數가 增加하고 總發電量에 대한 原子力의 占有率이 增加함에 따라 原子力이 重要な 電源이라는 認識이 定着되어가고 있으며 同時에 原子爐安全의 重要性은 더욱 強調되고 있다. 原子力發電은 原子爐內에 放射性物質이 發生, 蓄積되고 있는 固有的 潜在的 危險性이 있다. 이 危險을 現在化시키지 않기 위해서 放射性物質을 確實히 管理하는 安全技術의 確保와 向上은 持續的 安全研究의 뒷받침이 있을때 더욱 保障될 것이다.

原子爐安全研究를 綜合적이고 體系的으로 實施하기 위해서는 原子爐의 構成, 機能을 考慮, 매트릭스를 作成하여 그 重要度, 緊急度, 그리고 이미 達成한 研究와 今後 必要한 研究를 明確하게 하여 效率있고 成果있는 結實을 얻어나가야 할 것이다.

原子爐安全研究는 世界共通의 課題임으로 國際協力을 通하여 衆知를 모은 다면 더욱 效果的일 것이다. 특히 큰 經費가 所要되는 大規模의 實驗의 研究와 解析코드開發등은 二國間 내지는 多國間 國際協力研究와 研究情報交換등으로 推進하는 것이 바람직하다 하겠다

참 고 문 헌

1. USNRC, Long Range Research Plan, FY 1984~1988, NUREG-0784, August 1982.
2. USNRC, Nuclear Power Plant Severe Accident Research Plan, NUREG-0900, January 1983.
3. 차종희, SFD 연구현황, 원자력학회지, 제17권 제3호 pp. 224-230, 1985.
4. USNRC, Nuclear Power Plant Severe Accident Research Plan, NUREG-0900 Rev. 1, February 1986.
5. USNRC, Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms, NUREG-0956, July 1985.
6. USNRC, NRC Safety Research in Support of Regulation, Selected Highlights, NUREG-1175, May 1986.
7. W.B. Loewenstein and S.P. Kalra, LWR Safety Research at EPRI: An Update, Nuclear Safety, vol. 24, no. 3, pp. 292-318, 1983.
8. I. Miyanaga, LWR Safety Research at JAERI, Presented at the Twelfth Water Reactor Safety Research Information Meeting, 22-26 October 1984.
9. 日本原子力安全委員會, 原子爐施設等安全研究專門部會, 原子力施設等安全研究年次計劃, 1985.
10. 日本原子力研究所, 原子力安全性研究現況, 1986.
11. On Going Research Program of Reactor Safety in West Germany, GRS-F-145, 1985.
12. H.L. Schnurer and H.G. Seipel, The Safety Concept of Nuclear Power Plants in the Federal Republic of Germany, Nuclear Safety, vol. 24, no. 6, pp. 743-782, 1983.
13. P. Tanguy, The French Approach to Nuclear Power Safety, Nuclear Safety, vol. 24, no. 5, pp. 589-606, 1983.
14. B. Pershagen and R. Nilson, Nuclear Safety in Sweden-Policy and Practice, Nuclear Safety, vol. 25, no. 1, pp. 1-18, 1984.
15. J.H. Cha, Transient Heat Transfer During Loss-of-Coolant Accident, J. KSME, vol. 12, pp. 223-230, 1972.
16. J.H. Cha, The Blowdown Analysis in PWR, J. KSME, vol. 14, pp. 63-72, 1974.
17. 한국원자력연구소, 연구년보, KAERI/473/GP-32, 1979.
18. 한국에너지연구소, 연구년보, KAERI/GP-40/80, 1980.
19. 한국에너지연구소, 연구년보, KAERI/GP-54/82, 1982.
20. 채성기 등, 발전용 원자로의 중대사고에 관한 연구 KAERI/RR-518/85, 1985.
21. 석수동 등, 원자력발전소 사고시 핵분열 생성물 방출량 평가, KAERI/RR-518/85, 1985.
22. H.J. Kim, et al., Analysis of Loss of Offsite Power Transient Using RELAP 5/MOD 1/NSC, J. KNS, vol. 18, pp. 175-182, 1986.
23. 차종희 등, 중대노심사고시의 열수력특성 연구, KAERI/RR465/85, 1985.
24. 채성기, 유건중, 원자력발전소의 안전성 연구, 한국에너지연구소 회보, 제 6권 제 2호, pp. 26-38, 1986.