

〈특별기고〉 加壓水型 原子爐의 燃料棒 및 工學的 安全設備에 關한 最近의 技術開發現況

盧 潤 來

韓國 電力 電源 部

(1972년 11월 1일 접수)

1. 서 론

미국 원자력위원회(U.S. AEC)와 Duquesne Light Co.가 공동으로 개발한 미국 최초의 동력용 원자爐인 Shippingport(60 MWe)가 1957年末에 系統에 병입된 이후, 原子力의 動力化를 爲한 技術開發에는 많은 進前이 있었으나 엄청난 建設投資費는 本格的인 原子力發展의 조성을 害치는 하나의 큰 要因이 되어 왔다. 그러나 60年代에 들어서면서 unit의 容量增大가 현저하게 되었고 이로 인한 원자력의 建設單價 減尠현상이 在來式 火力의 경우보다 뚜렷해진 결과 1963년에 發表된 Oyster Creek(525 MWe)¹⁾의 發電原價는 油專爐 火力보다 有利한 경제성을 보이게 이르렀고 이로부터 원자력의 特需景氣를 유발케 되었다.

오늘날 原子力發電의 主宗은 輕水爐가 차지하고 있는 바, 特히 加壓水型 原子爐(PWR)는 爐心의 出力密度가 높을 뿐 아니라(~100 Kw/l), 1次側의 運轉壓力이 매우 높아(~2250 psia) 이같은 運轉條件下에서 安全하고 信賴性있는 發電所를 유지하기 爲해서는 技術的으로 改善된 燃料의 製作과 完璧한 各種 安全設備가 要求된다.

즉 核燃料은 爐心內에서 相當한 時間을 두고 高溫 高壓下에 있어 熱的 應力을 받아 被覆材의 變形이 유발되기 쉽고, Fatigue에 依한 被覆材의 破損이 屢러되므로 最近에는 核燃料을 製作할때 被覆管內에 He 게스를 封入하여 이같은 問題點을 解決하는 경향이 뚜렷하다.

한편 NRTS에서 行한 Semiscale Blowdown 實驗의 失敗 以後 새로 制定되어 發効中인 非常爐心冷却系統에 關한 暫定基準에 따라 安全注入系統의 容量增加가 不可避하게 되었고, 原子爐의 容量增大에 따른 格納容器의 容量極大化를 防止하므로써 建設費의 切減을 期하고 Integrity의 完璧을 爲해 Ice containment가 새로히 設

計되고 있다.

最近의 格納容器噴霧系統에는 化學的 첨가제를 넣으므로써 I₂의 吸着除去能力이 優秀하게 되었고, 이에 따라 Containment Fan Cooler의 必要性이 半減되었다

本論에서는 主로 最近 大容量(1100 MWe)의 PWR에서 使用되는 核燃料과 工學的 安全設備의 技術開發에 關한 實驗結果에 對하여 解說코져 한다.

2. 燃料의 加壓

現在 輕水爐에서 使用되는 核燃料은 加壓燒結된 UO₂ pellet의 形態로서 Zircaloy管內에 封入되어 있다. (Fig. 1 참조). 이 圓柱狀의 pellet과 被覆材 사이에는 空隙

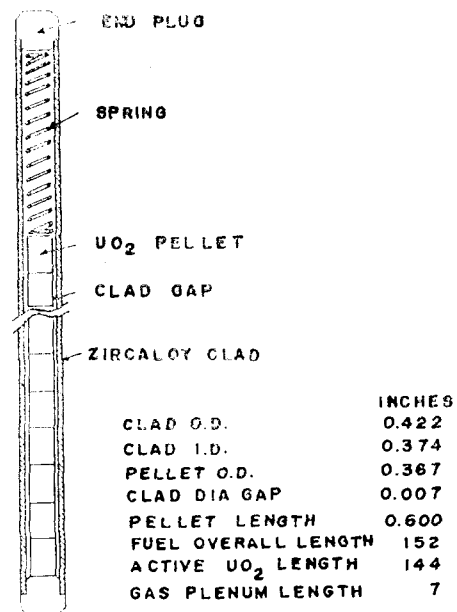


Fig.1. A typical fuel rod with UO₂ pellet sealed in a Zry sheath.

을 두어 原子爐의 運轉中 發生되는 pellet 의 熱膨脹 및 swelling 으로 因해 被覆材에 甚한 應力을 避할 수 있도록 設計되어 있다. 過去에는 被覆管內에 pellet 를 封入 할때 大氣壓下에서 棒의 兩端을 溶接하였으므로 棒內壓은 14.7 psi 되었다. 따라서 定格出力狀態에서 原子爐를 運轉하게 되면 燃料棒은 2250 psi 되는 높은 外壓下에 놓이게 되어 自然的으로 Zircaloy 管은 높은 압축應力을 받게된다. 이 높은 壓縮應力과 함께 비교적 높은 운전 온도때문에 Zircaloy 는 變形되어 creep 이 생기게 되는 결과 pellet 과 被覆材 사이의 空隙을 減少케 된다. 일단 燃料 pellet 과 被覆材 사이의 接觸이 생기게 되면 燃料의 熱膨脹때문에 被覆材에 현저한 應力과 變形을 일으키게 된다. 이같은 연료와 被覆材間의 相互作用때문에 燃料設計時에는 엄격한 條件이 따르게 된다. 例컨데 動力爐에 있어서는 常時 需要에 따른 負荷에 滿足할 수 있도록 出力調整이 되어야 하므로 이같은 負荷變動에 基因된 pellet 의 熱的 膨脹 및 收縮은 結果적으로 被覆材의 주기적인 變形과 應力을 주게 된다. 만일 이때의 應力 및 變形의 주기와 크기가 현저한 경우에는 fatigue 에 의한 被覆材의 破損이 생길 수 있게 된다. 過去 數年間에 걸쳐 Saxton 原爐子에서 燃料棒을 照射시킨다음 주기적으로 연료봉의 直徑을 測定하므로써 加壓되지 않은 연료봉에서 일어나는 被覆材와 UO₂ pellet 間의 機械的 相互作用을 면밀히 검토한바 있는데, 이에 依하면 연료봉이 6~7個月間 原子爐內에서 照射되면 被覆材는 처음에 溫度가 가장 높은 pellet 과 pellet 間의 경계부분에서부터 接觸하게 된다는 事實을 알게 되었다. 이는 原子爐의 運轉에 따라 燃料棒內에서의 溫度分布가 半徑方向으로 포물선 形態가 되어 pellet 이 相互接觸하는 境界面에서 被覆材가 닿게 되기 때문이다. 시간이 흐름에

따라 被覆材는 점차 變形이 커져서 연료 pellet 과 被覆材間의 機械的인 相互作用은 增加된다. Fig. 2는 被覆材內의 圓週上의 隆起(ridge)發生過程을 개략적으로 表示한다. 이같은 圓週上의 隆起는 연료봉의 直徑을 測定하므로써 明確히 알 수 있으나 그 크기가 매우 작아서 (0.0005~0.001 in.) 육안으로는 볼 수 없는 程度이다. 이같은 隆起發生地點이 바로 被覆材 變形의 發生區域으로서 甚한 경우에는 被覆材의 龜裂 或은 破損을 일으키게 되는 것이다.

연료봉이 照射를 받게되면 Zircaloy 의 延性は 減小된다. 따라서 연료봉의 設計時에는 壽命期間中 被覆材가 받게 될 許用變形의 基準을 決定함에 있어 이같은 영향을 考慮해야 된다. W. J. O'Donnell²⁾에 依하면 理論的인 연료봉의 failure curve는 實驗的 資料와 一致하는데, 600°F에서 약 2%의 變形이 있음을 알 수 있다 (Fig. 3 참조). 이 實驗結果로서 연료봉의 破損을 最小로 하려면 被覆材의 應力 따라서 變形을 最小로 유지할 必要性이 있음을 明白히 알 수 있다.

연료봉內의 壓力을 높여주는 이른바 燃料棒內의 加壓은 무엇보다 外部와의 높은 壓力差를 감소시키므로써 被覆材의 압축應력을 最小되도록 하는 것이며, 이렇게 하므로써 被覆材 creep 의 發生率을 감소시키고 pellet 과 被覆材間의 直接的인 接觸을 지연 내지 방지시키는 것이 그 主要 目的의 하나이다. 연료와 被覆材 사이에서 일어날 수 있는 相互作用을 減소시키므로써 被覆材가 받게 될 應力 및 變形은 감소되어 연료의 信賴度는 相對적으로 增加된다.

加壓燃料과 非加壓燃料에 對한 初期應力 및 變形에 對한 比較實驗에 依하면, 原子爐의 運轉溫度에서 棒內에 加壓된 연료의 응축應력은 非加壓燃料의 1/2 程度인

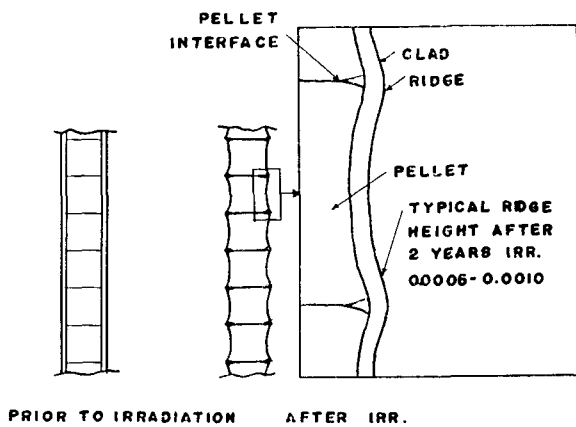


Fig. 2. Schematically, the Zry cladding tends to develop circumferential ridges at pellet interfaces.

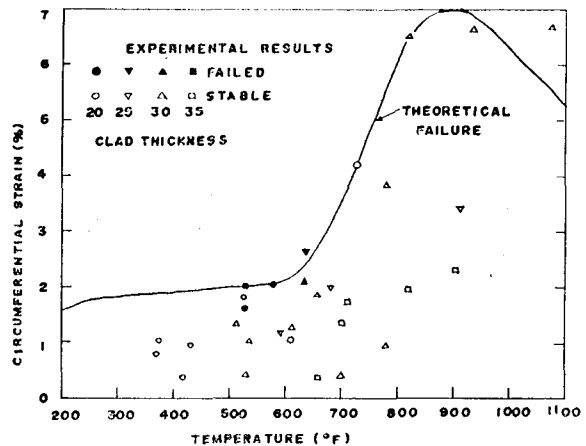


Fig. 3. Nominal circumferential strain versus temperature.

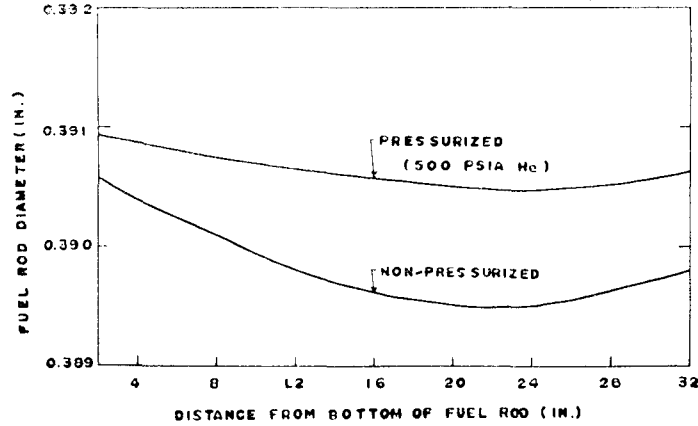


Fig. 4. Comparison of cladding creep collapse of pressurized and non-pressurized fuel rods in the Saxton reactor.

이 밝혀졌는데 creep은 應力의 寡數(實驗에 依하면 普通 2~4)에 比例하므로 加壓燃料의 creep 率은 非加壓燃料에 比해서 3~10倍 減小된다.

過去 數年間 Westinghouse는 爐內 및 爐外實驗을 通하여 燃料棒內의 加壓效果에 關한 實驗的 資料를 얻는 同時에 理論的 分析을 試圖한바 있다³⁾. 同 實驗結果 얻어진 資料 가운데 하나의 例를 Fig. 4에 圖示한다. 即 常溫에서 純度가 매우 높은 헬륨(He) 개스로 500 psi 加壓한 燃料棒과 非加壓燃料棒을 原子爐內에서 照射시킨 바에 依하면, 두 燃料棒은 최초 一定한 許用誤差範圍內에서 同一한 諸元을 가지고 있었으나 Saxton 爐心內에서 代表的인 PWR 운전조건(즉, 外部 冷却材壓力 2000 psi, 平均溫度 700°F)에서 400時間 照射시킨 結果는 燃料棒內의 加壓을 通하여 被覆材의 creep 發生率을 減小시키고 UO₂ pellet과 被覆材間의 接觸을 지연시킬 수 있음이 確認되었다. 두 燃料棒에서 다 같이 棒의 兩端部에 比해 中央部에 더 많은 creep이 發生되었는데 이는 中央部分의 被覆材溫度가 더 높다는 事實을 反證하는 것이 된다. 現在 Saxton, Zorita 등의 原子爐內에서 많은 加壓燃料棒에 對한 實驗이 進行中인데, 높은 出力密度에서도 하등의 故障이나 문제점 없이 10,000 MWD/MTU 以上の 燃焼度를 얻는데 成功하고 있다. 지금까지의 實驗結果에 依하면 加壓燃料棒에서의 現저한 事實은 두 pellet 相互間의 境界面에 나타나는 隆起가 없어 졌다는 點이다. 뿐만 아니라 加壓燃料棒에서는 헬륨개스의 靜壓力에 依해서 UO₂ pellet의 密度가 實際로 약간이나마 增加되었다는 事實이다. 이에 比해 非加壓燃料棒에서는 pellet의 swelling 현상을 볼 수 있었다. 또한 加壓燃料에 있어서는 pellet과 被覆材間의 接觸時間을 지연시킬 수 있음도 알 수 있다.

燃料棒內의 헬륨 壓力을 增加시킴에 따라 fatigue 수

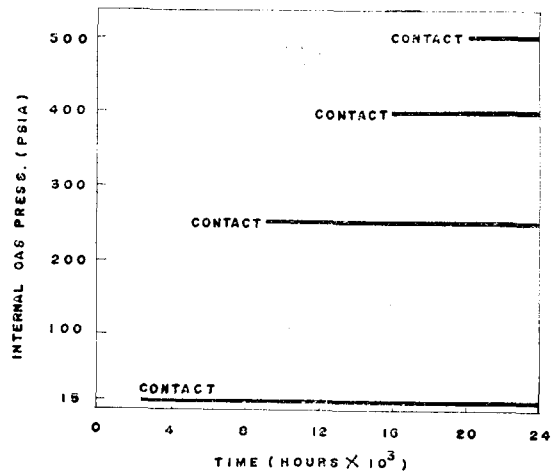


Fig. 5. Time of fuel-clad contact as a function of initial internal gas pressure.

명의 改善에 미치는 영향에 對해서도 많은 實驗的 資料가 나오고 있다. 다음과 같은 두가지 理由로 fatigue 수명의 改善이 可能하다고 생각된다. 즉 燃料피복재와 pellet의 接觸이 지연되고 이에 따른 接觸후의 주기적 應力과 變形이 減소되는 點이다. Fig. 5에 燃料과 피복재間의 接觸시간이 棒內의 가스압력에 따라서 어떻게 變化되는지 그 關係를 圖示한다. 例컨데 250 psi 정도의 比較的 낮은 헬륨 개스의 棒內加壓으로서 接觸시간을 數倍 늘릴 수 있음을 알 수 있다. 實驗結果에 依하면 250 psi 加壓燃料棒에서 fatigue 수명이 3倍 以上 改善된 事實을 볼 수 있다. 發電所의 주기적인 負荷特性和 燃料棒의 가스압력에 따라 被覆材 fatigue 수명에 주어지는 影響은 많은 差異가 있어서 대략 2~10倍에 達하게 된다. 따라서 負荷追從條件下에서 運轉되는 原子爐에 있어서는 개스를 封入한 加壓燃料를 使用하므로써

非加壓燃料棒의 성능을 훨씬 증가할 수 있다.

순수한 부식을 제외하고는 본질적으로 모든 피복재의破損은 應力에 其因된다고 볼 수 있으므로 연료봉내의 加壓을 通하여 被覆材의 손상을 效果的으로 감소시킬 수 있으며, 이런 방법으로 연료의 신뢰도를 또한 向上시킬 수 있는 것이다. 한편 加壓燃料의 溫度는 非加壓燃料에 比하여 BOL(Beginning-of-life)에서 약 150°F 정도 낮게 된다. 이것은 加壓燃料內의 높은 헬륨압력으로 因해 pellet과 被覆材間의 熱傳導도가 높아진 까닭이며, 이렇게 하므로서 非加壓燃料에 比하여 연료로서의 信賴度만 增加될 뿐 아니라 安全上의 여유(safety margins)도 改善된다고 본다.

加壓燃料의 設計에 있어서는 爐心內에서 燃料가 照射됨에 따라 氣體狀의 核分裂生成物이 累積되어 EOL(End-of-life)에서는 상당한 壓力이 豫想되므로 棒內의 最大初期壓力을 決定함에는 限界가 있다는 事實이다. 加壓燃料에서는 이같은 點을 考慮하여 核分裂 氣를 集積할 수 있도록 plenum 容積을 充分히 增加시키고 있다. 그 結果 加壓燃料에 있어서는 氣壓력이 심지어 EOL에 있어서도 最大許用設計值 以下에 있게 된다. 加壓燃料과 非加壓燃料에 對하여 棒內 氣壓력의 累積을 照射時間의 函數로 나타낸 그림을 Fig. 6에 圖示한다.

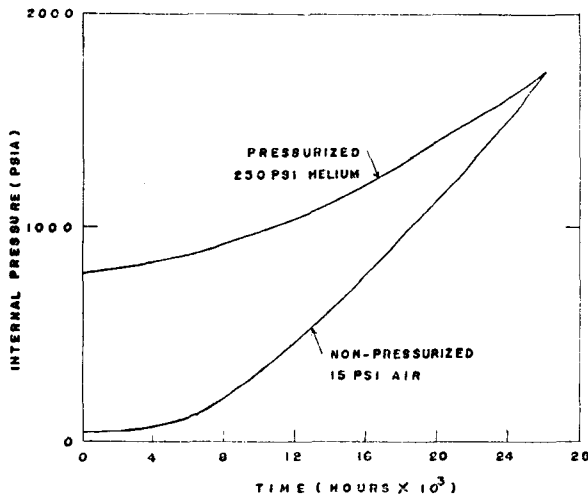


Fig. 6. Comparison of internal pressure of pressurized and non-pressurized fuel rods versus time.

다만 加壓燃料의 製作에 있어서는 헬륨 氣가 들어 있는 壓力容器內에서 棒兩端의 end plug를 溶接하는 方法을 擇하고 있는데, 이때 棒內의 壓力크기에 따라 여러 過程을 거치게 되므로 製作費가 좀 더 많이 所要된다는 缺點이 있다.

3. 工學的 安全設備

原子爐는 運轉과 더불어 溫度增加에 따른 反應度의 減小과 poisoning의 累積으로 負의 feedback을 系統에 주는 結果가 되어 固有의 安全性을 갖게 된다. 그러나 原子爐는 高溫高壓下에서 運轉되므로 豫期치 않은 事故로 因해 重大한 結果를 系統에 超來할 可能性을 萬의 一이라도 假定하여, 이같은 경우에도 人命의 被害를 保護할 뿐만 아니라 機器의 破損을 極力 防止할 目的으로 原子力發電所에는 各種의 工學的 安全設備(Engineered Safety Features; esf)를 두고 있다. 이같은 目的으로 보통 PWR發電所에는 다음과 같은 esf를 設置하고 있다. 즉

- 格納容器(Containment Vessel; CV)
- 遮蔽建物(Shield Building; SB)
- 安全注入系統(Safety Injection System; SIS)
- 格納容器噴霧系統(Containment Spray System; CSS)
- 再循環空氣淨化系統(Air Recirculation System; ARS)

美國內에 있어서는 1971. 6. 29. 以來 非常爐心冷却系統(Emergency Core Cooling System; ECCS)에 관한 暫定基準이 發効中이나, Idaho Falls에 소재하고 있는 National Reactor Testing Station(NRTS)에서 行한 一連의 Semiscale Blowdown 實驗이 各 原子爐製作會社에서 設計하고 있는 PWR 모델을 使用하지 않았다는 點과 製作會社側의 安全解析을 爲해 使用된 모델에도 充分한 conservatism을 두었다는 事實을 考慮할때 SIS의 設計에는 앞으로 많은 論難이 豫想된다. 한편 現저한 技術開發이 CSS에 이루어지고 있어서 ARS의 必要性이 疑問視되고 있는 現實情임에 비추어 本論에서는 主로 CV와 CSS에 關한 最近의 開發現況을 살펴 보기로 한다.

(1) Ice Containment

모든 輕水爐에서는 核蒸汽發生設備(NSSS)를 CV속 에 內裝하고 있는데, 그 目的은 冷却材喪失事故(LOCA)와 같은 重大한 事故가 發生할 경우 그 事故로부터 오는 被害를 外部로 放出치 못하게 하는 것이다. 過去 數年間 原子爐의 熱出力이 增加됨에 따라 CV의 容積도 增加되었을 뿐 아니라 事故의 규모가 엄청날것을 考慮할때 더욱 完璧한 CV의 設計가 要求되어 왔다. 이같은 要求事項을 滿足하면서 容積增加에 依한 莫大한 初期建費를 解決할 目的으로 새로 設計된 CV의 概念이 Ice containment⁴⁾(IC)이다.

CV의 機能을 改善하는데 있어서 가장 重要한 點은

LOCA 發生時의 엄청난 에너지를 急速히 흡수할 수 있는 Heat sink 를 設計하는 方法이다. 이때 에너지 흡수율이 매우 빠르다고 하면 LOCA 發生時의 最大壓力도 상당히 減小될 수 있을 것으로 豫想되기 때문에, 이 경우에는 熱傳達率이 높고 또한 에너지 흡수능력이 높은 Heat sink 를 찾아내는 것이 무엇보다 最善의 方法으로 생각된다. 얼음(ice)은 熱傳達表面을 용이하게 增加시킬 수 있고 잠재열이 높으며 용점이 낮으므로 에너지 흡수 과정에서도 一定하게 낮은 온도를 유지할 수 있는 特長이 있을 뿐 아니라, 얼음은 그 幾何學的 모양을 熱交換器와 같게 할 수 있어 비교적 낮은 貫性的 힘으로서 증기 및 공기와 같은 流體의 通行을 용이하게 할 수 있기 때문에 가장 좋은 Heat sink 材로 생각된다. 더구나 얼음속에 Sodium tetraborate($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$)을 넣어두면, LOCA 發生時의 에너지로 녹은 얼음이 再循環過程中 熱除去와 함께 反應度의 制禦에도 도움이 되기 때문에 最近에는 ice condenser 를 CV 안에 設置하는 이른바 IC의 概念이 大容量의 原子力發電所에 도입되고 있다.

比較的 규모가 작은 모델 試驗에 依하면 LOCA 가 發生했을때 나오는 蒸汽가 얼음때문에 急速히 응축되며 그 結果는 ice condenser 의 位置가 에너지源(原子爐)과 downstream compartment 사이에 있을때 가장 效果의 임이 알려졌다. 이 實驗結果에 따라 IC의 容積을 upstream compartment, ice condenser compartment, downstream compartment 의 세 區間으로 配列(Fig. 7 참조)하고 있다. Fig. 8은 原子爐冷却系統의 完全破斷과 同等한 simulation 에서 upstream 과 downstream compartment 에 나타나는 壓力現象을 그림으로 表示한다.

한편 ice condenser 의 機能은 LOCA 時의 Blowdown 率, Blowdown 에 수반되는 에너지의 크기, 얼음의 조건 등 重要한 parameters 의 變化가 比較的 甚한 경우에도 鈍感한 反應을 보이는데, 例컨데 Blowdown 率을

100% 增加시켜도 初期最大壓力(upstream compartment 의)은 不過 5 psi 程度만 增加되며 最終壓力은 1.5 psi 높을 뿐이다. 또한 얼음의 모양을 立方體로 하지 않고 全體的으로 하나의 固體 덩어리로 했을때에도 壓力增加는 겨우 1.5 psi 뿐이어서 IC는 極히 우수한 格納設備로 將來의 모든 PWR 에 적용될 것으로 생각된다. IC를 적용한 大容量(1100 MWe) 發電所로서는 Donald C. Cook, Sequoyah 등이 이미 U.S. AEC 의 安全審査를 거쳐 建設許可를 받아 建設中에 있고, 가까운 日本의 例로서는 關西電力의 大飯原子力發電所가 IC를 導入하고 있다.

Ice condenser 에 依한 急速한 蒸汽의 응축作用은 LOCA 時의 最大壓力(~10 psig)이 Dry containment 의 경우(40~50 psig)보다 훨씬 낮으므로 IC를 設計할때에는 容積의 크기를 減小시킬 수 있다. 예로서 日本의 大飯原子力發電所⁵⁾(1175 MWe)의 IC와 同量級의 Dry containment 의 設計壓力 및 容積의 크기를 比較하면 Fig. 9와 같다.

또한 얼음속에 적당한 化學첨가물($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$)을 넣어두면 LOCA 發生時 放出되어 나오는 I_2 를 증기응축과정에서 흡수하기 때문에 Dry containment 에서 상당한 量의 I_2 가 格納容器밖으로 누설되는 것을 防止할 수 있어서 大衆에 미치는 放射能의 危害도 切減된다. 뿐만 아니라 漏洩量이 적고, 事故時의 壓力 및 溫度가 낮으며 事故後 平衡狀態로 도달되는 時間이 짧기때문에 在來의 Dry containment 에서 사용되던 metal lining 대신에 metal coating 을 할 수 있는 可能性이 매우 높은 長點이 있다 이에따라 格納容器의 建設費도 적게 되며 建設期間도 단축될 수 있기 때문에 IC의 展望은 매우 밝다고 하겠다.

(2) Containment Spray(CS)

從來의 PWR 格納容器 設計에는 LOCA 의 發生을 對備하여 累積되는 壓力를 減小시킬 目的으로 噴霧系統

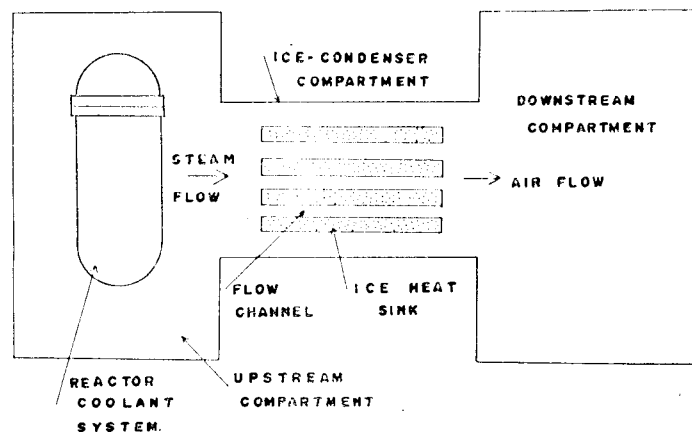


Fig. 7. Schematic arrangement of ice-condenser containment.

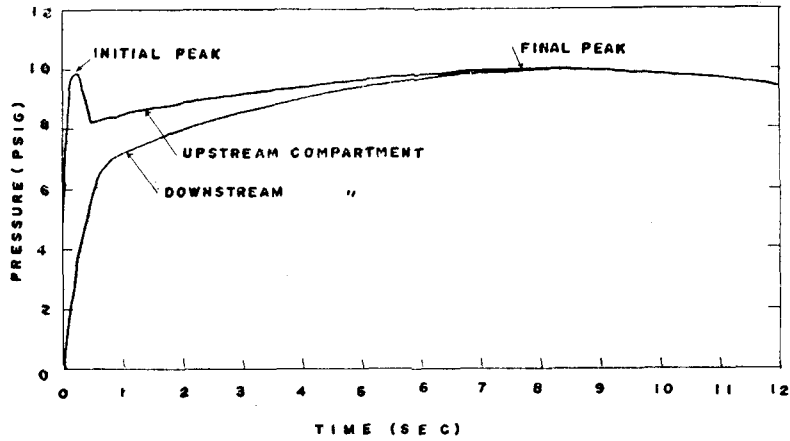


Fig. 8. Results of pressure-transient tests.

(Spray System)을 두고 있는데, 이때 핵분열생성물도 함께除去시킬 수 있는 方案을 研究 檢討한것이 最近에 使用되는 CS이다. 하나의 esf로서 그 機能을 다 하기 爲해 CS는 化學的 첨가물에 依한 removal efficiency, 熱 및 放射線에 對한 安定性, 化學的 부식성 등에 關한 細心한 檢討가 要求된다. 現在 I₂의 除去는 거의 完全에 加잡지만, methyl iodide(CH₃I) 및 particulate 除去에 關한 研究는 滿足하지 못한 形편이다. 오늘날 設計되고 있는 CS는 CV 밖에 있는 燃料交替用 貯藏水槽(refueling water storage tank)로부터 펌프로써 spray header를 통해 注入토록 되었으며 일단 水槽의 물이 다

注入되면 潛熱除去系統(RHRS)의 펌프로써 Sump에 고인 물을 再循環시킬 수 있도록 되어 있는데, 이때 첨가되는 I₂ 除去用 化學濟로서는 NaOH, Na₂S₂O₃ 등이 考慮된다. 化學濟는 I₂ 除去性能 以外에도 熱 및 放射線에 對하여 充分한 安定度를 要하며 其他 金屬에 對해서도 부식을 일으키지 않아야 된다는 條件때문에 滿足할만한 化學濟의 選定은 매우 困難하다.

CS에 使用될 수 있는 化學濟에 關한 研究가 Furman 大學에서 活發히 展開된 바 있으며, ORNL의 集中的인 實驗結果에 依하면 NaOH, Na₂S₂O₃, H₃BO₃ 등이 良好한 것으로 報告되어 있다. Table 1에 依하면 上記 化學濟의 첨가로서 I₂ 除去는 極히 우수하지만 CH₃I의 除去는 實上 어렵다는 結論을 얻고 있다. Fig.10은 各種 化學濟에 依한 CH₃I 除去能力을 表示한다. 따라서 mole-

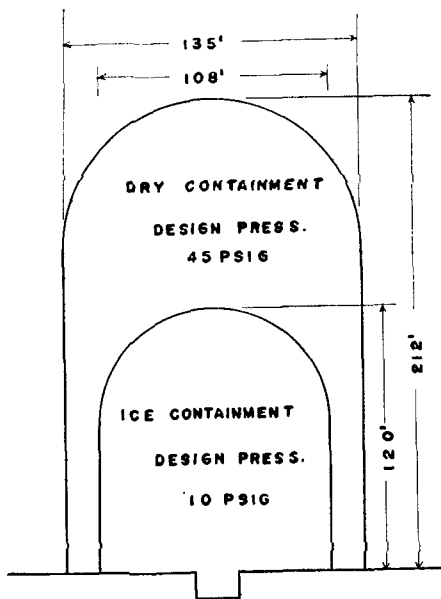


Fig. 9. Design pressure of Ohi ice-condenser containment versus dry containment design pressure.

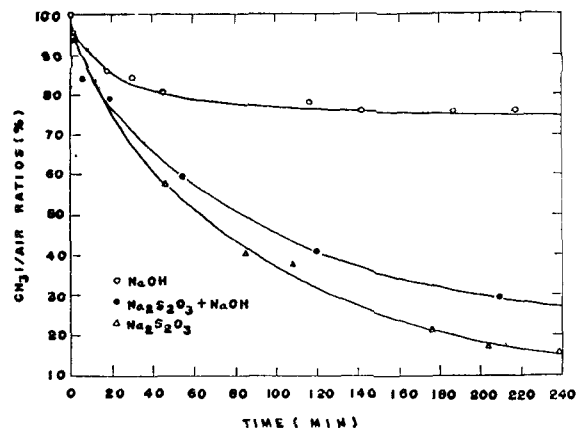


Fig.10. CH₃I-to-air peak ratios as a function of time of exposure to 0.08 M NaOH, 0.1 M Na₂S₂O₃, and 0.1 M Na₂S₂O₃ + NaOH.

Table 1. Spray-solution evaluation

	Solution				
	1wt. % Na ₂ S ₂ O ₃ + 3,000 ppM B +0.15 M NaOH	3,000 ppM B+ 0.15 M NaOH	H ₂ O	3,000 ppM B	1wt. % Na ₂ S ₂ O ₃ +3,000 pp M B
I ₂ -removal half-life					
System and spray at 30°C*	30 sec	60 sec	+	+	40 sec
System at 145°C and spray at 30°C††	30 sec	50 sec	50 sec	+	+
CH ₃ I-removal half-life					
System and spray at 30°C	3 hr	Infinite	+	+	+
System at 145°C and spray at 30°C	55 min	17 hr	+	+	+
Solution stability					
Thermal	Good	Good	Good	Good	Poor
Radiolytic, volume of H ₂ generated per unit volume of solution	1	1	1	1	1
Solids production	Possible	No	No	No	Yes
Materials affected	Cu and Al	Cu and Al			

* I₂ released into vessel containing air and sprayed with solution at ambient temperature.

+ Not tested.

†† I₂ released into vessel containing air-steam mixture at 145°C and sprayed with solution at 30°C. A solution with 5 wt. % Na₂S₂O₃+3,000 ppM B+0.15 M NaOH gave a 27-min half-life.

Table 2. Corrosion of aluminum and copper in spray solutions

Conditions	Corrosion rate, mils/year		Conditions	Corrosion rate, mils/year	
	1,100 aluminum	Copper		1,100 aluminum	Copper
Exposure to 0.15 M NaOH+3,000 ppM B			Exposure to 0.15 M NaOH+3,000 ppM B+1wt. % Na ₂ S ₂ O ₃		
At 131°F in spray			At 131°F for 518 hr		
44 hr	270	1.8	In spray		87
309 hr	180	0.80	In solution		4.5
518 hr	170	0.74			
At 131°F in solution			At 212°F in spray		
44 hr	290	1.0	24 hr	3,100	31
309 hr	100	0.20	72 hr	*	280
518 hr	100	0.26	168 hr		210
At 212°F in spray			At 212°F in solution		
24 hr	3,900	2.7	24 hr	2,100	1.6
72 hr	2,900	1.9	72 hr	*	18
168 hr	*	1.7	168 hr		11
At 212°F in solution			At 284°F for 24 hr		
24 hr	3,500	2.4	In spray		1,200
72 hr	3,100	0.59	In solution		19
168 hr	*	0.50			
At 284°F for 24 hr					
In spray		7.0			
In solution		1.8			

* Removed from test

cular I₂除去에 관한 研究는 一段 끝난 셈이며 다만 CH₃I除去에 관한 實驗的 研究가 進行中이다.

Simulation事故에 對한 CS용액의 效果를 규모가 큰 施設 즉 ORNL에 있는 Nuclear Safety Plant(NSPP)와 Battelle-Northwest에 있는 Containment Systems Experiment(CSE)에서 行한 實驗結果에 依하면⁶⁾, containment內的 溫度變化(室內溫度에서 蒸汽와 空氣의 혼합온도), 水滴의 크기 變化(770~1,210 μ) 및 pH 등은 I₂除去에 별로 영향을 주지 않는다.

용액의 安定度에 관한 研究도 必要한데 이는 CS는 LOCA發生 最初에는 spray로 使用되지만 나중에는 再循環되므로 比較의 오랜 時間을 두고 熱 및 放射線에 露出되기 때문이다. 同一한 實驗資料에 依하면 NaOH spray는 比較의 높은 熱 및 放射線에 對해서도 용액의 分解(decomposition)가 일어나지 않고 또한 固體生成物도 發見되지 않았음에 反하여 Na₂S₂O₃ spray에 있어서는 복잡한 현상을 볼 수 있는데, 예컨대 酸性 Na₂S₂O₃는 高溫 또는 放射線에 對해 急速히 I₂除去能力을 잃는 同時 상당량의 固體生成(1.65 mg/ml 硫黃)이 發見되고 있다. 따라서 CS용액에 使用되는 化學劑로서는 Na₂S₂O₃보다 NaOH가 더 安定度를 가지며, 固體生成도 일어나지 않아 效果의이라고 보겠다.

끝으로 水素生成 및 부식에 관해 言及코져 한다. CS용액에 使用될 化學劑가 放射線에 照射되면 水素가 發生되는데 實驗에 依하면 NaOH, Na₂S₂O₃용액은 放射線量에 對해서 平衡狀態를 이루지 않고 계속 水素生成에 依한 壓力累積 현상을 볼 수 있어 Hydrogen recombiner에 依한 特別한 配慮를 要한다. CS용액에 依한 金屬의 부식문제에 관한 實驗결과(Table 2 참조)를 보면 그 程度는 매우 微微해서 보통 사용되는 protective coating으로서 充分히 解決된다고 본다.

4. 결 론

1) 核燃料의 加壓은 燃料과 被覆材 사이의 相互作用을 極小시키고 fatigue 수명을 延長하며 燃料의 swelling을 감소시키고 또한 燃料온도를 저하시킬 수 있으므로 燃料의 信賴度를 높일 수 있다. 뿐만 아니라 負荷變動에 따른 週期的인 運轉特性이 良好할 수 있고 燃料管理面에서도 융통성이 있다.

2) Ice containment는 LOCA時的 最大豫想壓力이 10 psig 程度로 매우 낮으며 Blowdown이 끝난 數分後에는 그 壓力이 不週 2~3 psig로 될 수 있으므로 硼素가 들어 있는 水를 使用하면 長期동안 格納容器的 integrity를 쉽게 유지할 수 있고 그 補修도 比較的 간단하다.

또한 核分裂生成物의 格納容器 外部放出도 極力 防止되기 때문에 Ice containment는 가장 完壁한 Heat sink로 考慮된다.

3) 格納容器噴霧는 매우 效果的인 工學的 安全設備의 하나이다. NaOH 또는 Na₂S₂O₃의 化學的 첨가劑로서 molecular I₂除去는 急速히 또한 效果的인 結果를 보이지만, CH₃I에 對한 除去는 아직도 研究가 進行中이다. 용액의 安定度에 관한 研究도 活潑하다. 다만 放射線에 依한 水素發生問題가 重要한 安全上의 課題인데 이를 爲해 Hydrogen recombiner가 不可避 할것으로 생각된다.

References

- 1) J. A. Signorelli, Perspective on Steam [Cycles for Nuclear Power Plants, Nucleonics, April 1965
- 2) W. J. O'Donnell, Fracture of Cylindrical Fuel Rod Cladding due to Plastic Instability, WAPD-TM-651, April 1967.
- 3) H. M. Ferrari, Pressurization Improves Fuel Rod Reliability, Nuclear Engineering International, July/Aug. 1970.
- 4) S. J. Weems, et al., The Ice-condenser Reactor Containment System, Nuclear Safety, May/June 1970
- 5) 關西電力, 大飯原子力發電所 建設計劃, 1971.
- 6) T. H. Row, Research on the Use of Containment-Building Spray Systems in Pressurized-Water Reactors, Nuclear Safety, May/June 1970.
- 7) G. Masche, Systems Summary of a Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant, WAPD, Pittsburgh, 1971.