

《해설》

日本에서의 發電爐燃料安全性에 關한 研究*

三 島 良 績

日本 東京大學 各譽教授

번역

趙 滿

韓國에너지研究所 高速爐研究室長

日本에서의 發電用原子爐의 燃料安全에 關한 研究는 1966년에 움직이기 시작한 Calder Hall 型의 安全審査의 準備와 日本原子力研究所(原所, JAERI)의 JPDR (1963, 初臨界)安全審査의 準備로서 1950年代에 行하여진 調査研究 같은 것으로부터 시작되었으나 實驗을 통한 研究를 開始한 것은 1960年 2月로써, 日本原子力産業會議(原産・JAIF)下의 原子動力研究會에 燃料安全小委員會(委員長筆者)가 만들어졌다. 그뒤 이 委員會는 1964年 設立한 原子力 安全研究協會(原安協 NSRA)로 옮겨지고 이름도 燃料安全專門委員會(燃安專)로 改稱되어 오늘에 이르고 있으며 NEN-ANSEN이라는 名稱으로 外國에 알려져 있다.

먼저 燃料安全을 日本에서는 어떻게 생각하고 있는가에 대하여 살펴보겠다.

燃料體는 原子爐의 心臟으로서 그 속에서 核分裂이 일어나고 動力爐의 高熱이되는 큰 에너지가 나오는 代身에, 同時に 放射線이 發生하고, 放射能을 지닌 各種의 核分裂生成物(F.P)이 생긴다. 이 때문에 燃料體를 設計・製作함에 있어 이 核分裂生成物을 被覆막으로 새어나지 않게 하면서 그 크나 큰 에너지를 効率 좋게 高熱源으로서 뽑아낼 수 있도록 하지 않으면 안된다.

原子力施設은 多重防護라는 생각으로 몇 겹으로 防壁을 만들고 放射性物質의 施設外逸出을 막도록 만들어져 있다. 그리하여 原子爐의 各 構造部分은 放射性物質의 逸出에 對하여는 100%의 防護率을 目標로, 設計에서의 配慮・製造時の 品質管理를 嚴重하게 行한 뒤 에 追加로 建設과 運轉의 開始前階段에서 安全規制를 擔當하는 政府의 嚴格한 檢査를 받는다. 그러나 原子爐의 部品은 工業製品이기 때문에 이에 對하여 100% 安全할 것이라고 期待할 수 없을 뿐만 아니라, 原子爐의 運轉에 있어서도 100%計劃한대로 遂行된다고 생

각할 수는 없으므로 아주 적은率이기는 하나 豫期치 못하였던 事態가 發生할지도 모른다고 생각하고, 이 境遇에도 原子爐系밖으로의 放射能의 逸出을 防止할 수 있도록 配慮되고 있다. 또한 運轉中の 異常도 考慮하여 이 異常이 檢知되는 即時, 修正하여 재빨리 正常으로 되돌릴 수 있도록 後備의 安全設備가 設置되어 있다. 그러나 만의 일, 이 第一段階의 後備의 安全設備가 適時에 作動치 못하였을 때에는 어떻게 될 것인가 하는 것도 미리 想定하여, 이 境遇에 對處하는 非常用의 安全系를 갖추고, 이 安全系의 性能은 實驗 등을 통하여 充分히 確認한 然後에 이의 效果를 事故解析時 考慮에 넣어도 餘裕은 것으로 되어 있다.

이와 같은 것을 考慮하여 輕水爐燃料의 舉動을 생각함에 있어 原子爐의 狀態를 通常, 異常, 事故의 세가지로 나누어 整理하면 여러 가지로 便利하다. 通常이라 함은 그 原子爐의 日常의 運轉計劃에서 생각하고 있는 것과 같은 運轉條件으로서, 起動, 定格出力에서의 運轉, 停止와 같은 內容으로서 이 定格出力 運轉에는 若干의 出力變動도 包含된다. 原子爐에 및 인가의 異常이 일어나면 原子爐에 設置되어 있는 後備安全系統이 作動하여 即時 正常으로 되돌리도록 되어 있으나, 이 後備安全系統의 機能이 作動않고 原子爐를 全然 먼저 狀態로 되돌릴 수 없게 되었을 境遇에는 事故가 되게 된다. 事故에는 一次冷却系의 配管이 瞬間적으로 깨어져서, 冷却水가 없어지는 것과 같은, 일어날 것 같지 않은 것, 그러나 한번 일어나면 多量의 燃料破損을 일으키는 大事故(所謂 LOCA)로부터 燃料에는 거의 損傷을 일으키지 않을 小事故까지 여러 段階가 있다.

燃料體를 設計, 製造하는 側에 要求되고 있는 것은 通常의 運轉條件下에서는 燃料被覆에 損傷이 일어나 속에 쌓여 있던 核分裂生成物(F.P)이 새어나오는 일이 있어서는 안되므로, 이 目的을 達成하기 爲하여 日常의

* 韓國原子力學會의 招請으로 韓國에너지研究所에서 講演한 것임.

原子爐運轉狀態에서 燃料被覆의 包有性이 喪失되는 原因을 熱的, 力學的, 化學的 세가지 側面으로부터 實驗的으로 檢討하고, 이의 破損限界라고 定할수 있는 條件에 對하여 充分히 餘裕를 갖는 指標를 設計上의 基準値로 擇한다고 하는 생각이 採擇되고 있다. 燒損(burn out)에 關한 MCPR(Maximum Critical Power Rating), DNBR(Departure from Nucleate Boiling Ratio)은 熱的制限의 尺度이며 引張強度의 1/3 이라는 降伏應力의 2/3 라고 하는 것들은 強度에 있어서의 尺度이고, 圓周方向平均歪 1% 以下라고 하는 것은 短時間變形의 延性上의 制限의 尺度이다. 또한 化學的으로는 冷却水에 依한 被覆材의 腐食 마진을 充分히 잡는다는 생각이 쓰여지고 있다. 原子爐의 異常時 燃料溫度가 上昇하여 燒結體(Pellet)의 中心에서 融解가 일어나도 被覆에 對한 強制變形量이 앞서의 스트레스(歪)의 限度를 超過하고 있지 않으면 燃料被覆에 破損은 일어나지 않는다. 燃料設計에서는 燒結體(페렐)의 融點이 核分裂生成物의 不純物效果로 單體인 二酸化우라늄의 融點보다 낮아진다는 事實을 考慮하여 定한 페렐의 融解溫도와 比較하여 페렐 中心의 溫度를 充分히 낮게 한다는 생각과 페렐 中心部의 一部分이 融解되더라도 被覆에서 스트레스가 制限量을 超過하지만 않으면 괜찮다는 두 가지 생각의 通用되고 있다.

燃料體의 舉動을 생각할 境遇에는 原子爐가 通常의 運轉計劃에 依據 運轉되고 있을 境遇만이 아니고 여기서 若干 벗어난 境遇와 原子爐에 事故라고 할수 있는 程度의 것이 일어났을 境遇에 對하여도 생각하여줄 必要가 있다. 그러나 原子爐安全을 생각하는 境遇 이 세가지 狀態에서의 燃料의 健全性에 對한 要件(Requirement)이 다르다.

即 通常의 運轉條件下에서는 被覆의 包有性이 喪失되어 속의 核分裂生成物이 冷却材속으로 새어나오는 일

이 없도록 앞서 말한 熱, 力學, 化學的側面에서는 充分한 餘裕를 갖는 設計基準을 定하여 놓았으나, 事故時에는 燃料被覆이 깨어져 核分裂生成物이 새어나올 수도 있다고 생각하고 있다. 그러나 이러한 때에는 이 破損의 狀況에 對한 正確한 情報를 提供하여 爐心內에 放出되는 核分裂生成物을 處理하여, 環境으로 새어나가는 量을 적게하기 爲한 安全施設를 設計하는데 貢獻하는 것이 核燃料專門家側의 任務이다. 通常과 事故의 中間에 位置하는 異常狀態에서는 그 程度가 여러가지 있어, 그에 따라 燃料被覆의 包有性을 잃지 않고 견디는 境遇와 잃어 버리는 境遇가 있으나 前者의 境遇에는 燃料體의 再使用의 可否와 關聯하여 그 内部의 損傷이 어느 程度인가를 알 必要가 있고 後者の 境遇는 事故때와 同一하게 被覆에 일어나는 損傷의 狀況에 對하여 正確한 情報가 提供되지 않으면 안된다. 燃料의 安全研究가 始作된 當初에는 冷却材喪失事故(LOCA)와 같은 大事故時의 燃料舉動의 研究가 行하여졌으나 오늘날에는 이보다 發生確率이 훨씬 높은, 若干의 異常時의 燃料舉動을 實驗的으로 確認키 위한 研究를 重視하는 傾向을 띄게 되었다.

日本에 있어서의 燃料安全에 關한 實驗의 研究는 前述의 燃安專에 의하여 1960년에 始作되었으나 當時의 日本에는 照射爐가 없었다. 따라서 實驗可能한 研究로부터 손을 대어 發電爐用의 질카로이(Zircaloy) 被覆管, 原子力 船燃料用의 스텔레스 鋼 被覆管의 內化破裂試驗으로부터 始作하였다.

供試用的 管은 日本產의 것이 쓰여지고, 研究所, 大學, 電力會社, 原子爐製造業體, 燃料製造業體, 被覆管製造業體 등과 같이 分野에서 모아진 專門家가 燃安專을 만들고 實驗의 計劃·立案·實施分擔·結果의 解析總括를 行하였다. 이 때문에 日本에서는 燃料關係全分野의 連絡이 圓滑히 이루어져 燃料의 開發·研究는

表 1. Cooperative Studies by NEN-ANSEN

- (1) F.Y. 1961, Subsidized from AEB "Experimental study on burst tests of cladding tubes" (MAPI)
- (2) F.Y. 1962, Subsidized from AEB "Experimental study on hydrogen pick up in zirconium alloys" (Kobe Steel Ltd.)
- (3) F.Y. 1963, Subsidized from AEB "Experimental study on improvement of zirconium alloy cladding tubes" (Kobe Steel Ltd.)
- (4) F.Y. 1964, Contracted with AEB "Experimental study on safety of cladding tubes under loss of coolant accident in water cooled power reactor" (March, 1966)
- (5) F.Y. 1965, Contracted with AEB "Experimental study on irregularity in cladding tubes affecting safety in water cooled power reactor" (Jan., 1967)
- (6) F.Y. 1966, Contracted with AEB "Experimental study on the effects of hydrides in zircaloy on safety in water cooled power reactor" (April, 1968)
- (7) F.Y. 1968, Contracted with AEB "Experimental studies on zirconium-water reaction and causes of fuel cladding failures" (June, 1971)
- (8) F.Y. 1970, Contracted with PNC "Examination on strength of wear-padded zircaloy cladding tubes for

- ATR" (March, 1971)
- (9) F.Y. 1971, Contracted with AEB "Experimental study on the effects of neutron irradiation on zircaloy cladding tubes" (April, 1973)
- (10) F.Y. 1971, Contracted with AEB "Examination on wear-padded zircaloy cladding tubes for ATR (II)" (March, 1972)
- (11) F.Y. 1972, Contracted with AEB "Experimental studies on irradiation behavior of zircaloy cladding tubes and the pellet-cladding mechanical interaction" (July, 1974)
- (12) F.Y. 1973, Contracted with AEB "Experimental study on the effects of pellet dimensions on thermal deformation of UO_2 pellets" (June, 1975)
- (13) F.Y. 1975, Contracted with AEB "Experimental study on the effects of pellet dimensions on thermal deformation of UO_2 pellets" (Oct., 1976)
- (14) F.Y. 1975, Contracted with JAERI "Examination on PCMI experiments in JMTR" (June, 1976)
- (15) F.Y. 1976, Contracted with AEB "Experimental study on strength and deformation of zircaloy cladding tubes" (Oct., 1977)
- (16) F.Y. 1977, Contracted with KEPCO "Survey on the foreign activities in LWR fuel studies" (March, 1978)
- (17) F.Y. 1977, Contracted with JAERI "Experimental study on strength and deformation of zircaloy cladding tubes" (Aug., 1978)
- (18) F.Y. 1978, Contracted with JAERI "Experimental study on strength and deformation of zircaloy cladding tubes" (Sep., 1979)
- (19) F.Y. 1978, Contracted with JAERI "Study on the power ramp experiments of fuel rods" (Sep., 1979)
- (20) On the zirconium-water reaction (Sep., 1966)
- (21) Integrity of zircaloy cladding tubes in LWR (Investigation on causes of fuel failure during normal reactor operation) (Sep., 1969)
- (22) The behavior of fuel cladding tubes in LWR (As 10th anniversary of NEN-ANSEN's Activity) (Oct., 1970)
- (23) The behavior of water reactor fuels (March, 1972)
- (24) Cooperative study on material strength of zircaloy cladding tubes (Aug., 1974)
- (25) Present status of activities (NEN-ANSEN PJ-1, Oct., 1977)
- (26) International conference attendance report (Specialists' meeting on pellet-cladding interaction) (NEN-ANSEN No. 1, Jan., 1978)
- (27) Investigation on stress corrosion cracking (SCC) in zircaloy cladding tubes (NEN-ANSEN No. 2, Feb., 1978)
- (28) The behavior of LWR fuels (NEN-ANSEN No. 3, March 1978)
- (29) JMTR irradiation experiment for specially designed fuel rods by extremely thin zircaloy cladding tubes (NEN-ANSEN No. 4, Aug., 1978)
- (30) Present status of activities (NEN-ANSEN PJ-2, Oct., 1978)
- (31) International conference attendance report (Specialists' meeting on computer modelling of fuel element performance) (NEN-ANSEN No. 5, Dec., 1978)
- (32) Handbook of materials properties for LWR fuels (NEN-ANSEN No. 6, March, 1979)
- (33) International conference attendance report (KTG/ENS/JRC meeting on ramping and load following behavior of reactor fuel) (NEN-ANSEN No. 7, July, 1979)
- (34) Present status of activities (NEN-ANSEN PJ-3, Oct., 1979)
- (35) International conference attendance report (Specialists' meeting on internal fuel rod chemistry/Specialists' meeting on power ramping and power cycling on water reactor fuel and its significance to fuel behaviour) (NEN-ANSEN No. 8, Oct., 1979)

表 2. Cooperative Studies by Sub-Committee on Release and Transport of Fission Products

- (36) F.Y. 1967, Contracted with JAERI "Experimental study on generation mechanism of organic iodine in water cooled power reactor" (April, 1969)
- (37) F.Y. 1968, Contracted with JAERI "Experimental study on generation mechanism of organic iodine in water cooled power reactor" (March, 1970)
- (38) F.Y. 1970, Contracted with JAERI "Experimental study on fission product release from LWR fuels" (March, 1972)
- (39) F.Y. 1973, Contracted with PNC "Investigation on fission product's behavior in sodium" (March, 1974)
- (40) F.Y. 1974, Contracted with JAERI "Investigation on FP release and transport in HTGR" (Aug., 1975)
-

復됨이 없이 有効適切히 運營되어, 技術導入後 10年餘에 이른 오늘날 世界에서 가장 漏洩(리크 Leak) 發生率이 낮은 輕水爐燃料을 만들 수 있게 되었다. 또한 輕水爐의 安全基準에 있어서도 日本에서는 美國의 그것을 그대로 옮겨오는 일이 없이 ECCS 基準 PWR 燃料의 보우잉(꾸부러짐) 基準等 獨自의인 것이 만들어졌다. 이는 關係者 全員이 한 자리에 모인 20年間の 共同研究가 寄與한 바가 크다. 이 共同研究에 對하여 1971年 日本原子力學會賞이 주어졌으며 여러 外國에 對하여도 燃料安全研究의 窓口로서 利用되고 있다.

이 燃料專이 行한 共同研究를 表 1로 만들었다. 이의 姉妹委員會로서 1965년부터 11年間 活動한 “核分裂生成物의 放出과 移行” 小委員會의 報告書를 表 2에 실었다.

이때의 最初の 共同研究의 結果는 1964年の 原子力生和利用會議에 發表되었으며 이 속에서 被覆管破裂狀況의 寫眞의 하나가 圖 1이다. 그 뒤 질카로이의 水素吸收 LOCA 時의 질카로이와 水蒸氣의 反應研究가 1960年代에 行하여졌다. 後者의 研究를 爲하여 LOCA 後의 燃料의 昇溫曲線의 모양대로 試料溫度를 높이는 自動調整의 實驗裝置가 1962년에 開發되었다.

이에 뒤이어서 被覆管檢査基準作成의 基礎가 되는

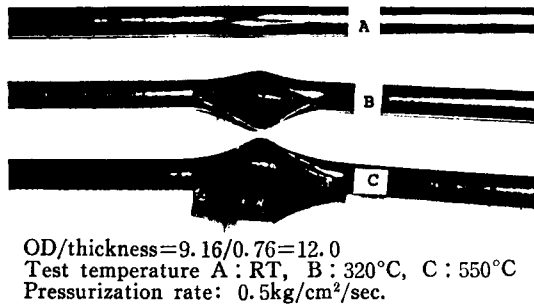


Fig. 1a. Burst Test Result by NEN-ANSEN on Zircaloy-2 in 1960 at OD/thickness=12.0

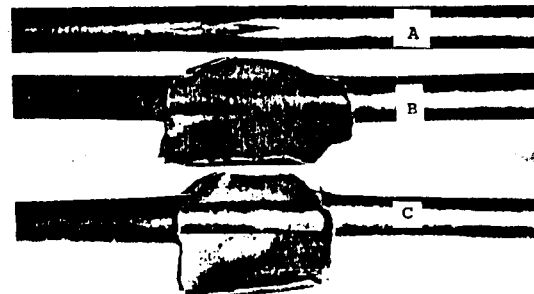


Fig. 1b. Similar Result to Fig. 1a at OD/thickness=22.0(A,B,C means the same as in Fig. 1a)

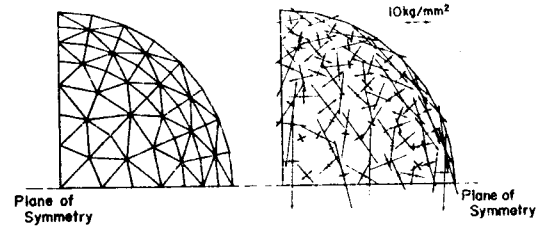


Fig. 2. A Quarter of the Pellet Cross Section Meshed by Finite Element Method (FEM)

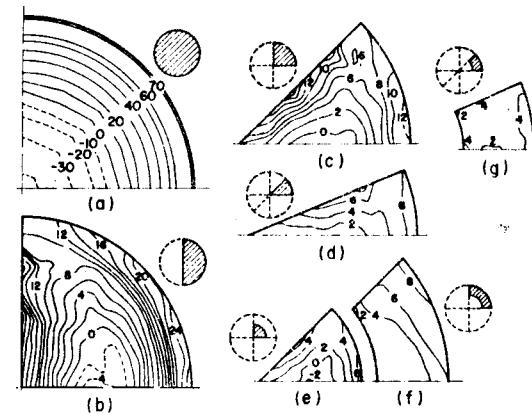


Fig. 3. Stress Distribution in the Section of a Quarter of a Pellet as Analysed by FEM

때(疵)와 같은 것의 管不全의 影響이 調査되고 超音波操傷用의 肱(內·外面 兩面)의 標準試料의 作成技術이 1965년에 開發되었다.

通常運轉中の 燃料漏洩의 主原因究明의 研究가 燃料被覆相互作用(PCI)에 專中될것이라고 判斷되던 1960年代 中半부터, 다음의 研究計劃으로서 페렐, 被覆管의 強度·變形 등이 採擇되었다. 페렐의 熱應力에 依한 균열의 狀況을 當時 構造工學의 分野에서 쓰여지기 始作한 有限要素法(FEM)을 써서, 解析하고자 하는 試圖가 燃安專의 共同研究로써 行하여 졌으며, 이에 따라 圖 2, 圖 3에서 보여지는 바와 같이 解析되고 圖 4에서 보여주는 바와 같은 模型이 만들어졌다. 이것과 JMTR(Japan Material Testing Reactor)에서 照射하여 얻어진 龜裂圖形(圖 5)과 比較하여 볼 때 相當히 좋은 一致를 보이고 있음을 1975年 프랑스 파리에서의 第1次 European Nuclear Conference에서 筆者가 報告하였다. 이 研究는 原研에서의 Ichikawa(市い) 博士 등의 研究와 함께 오늘날의 FEMAX-III라고 불리우는 燃料舉動 코드 開發의 기틀이 되었다.

日本에서는 發電爐의 安全解析을 爲하여 原子力工學試驗센터(原工試)의 附屬機關인 安全解析所가 1980年 發足하여 安全解析 코드의 整備, 既存 코드의 改良

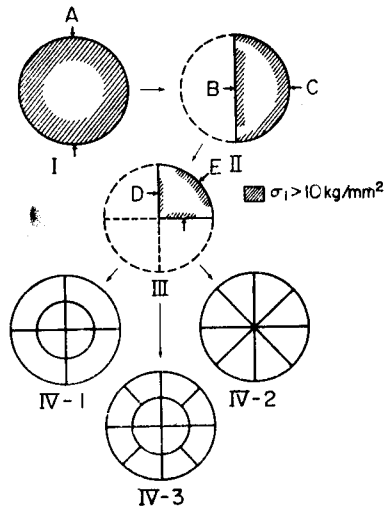


Fig. 4. Crack Patterns as Theoretically Expected (NEN-ANSEN)

을 遂行하고 있다. 여기에서의 장차 주된 任務는, 燃料 舉動에 關한 데-타 베이스의 確立이며, 筆者는 여기의 運營委員長일을 맡아 보고 있다.

燃安專의 研究에서 또 하나 興味를 끄는 것은 特別히 製作하여 만든 極히 얇은 두께(極薄肉 0.3mm)의 질카로이 管에 길이/外徑比가 다른것, 미리 1/4 圓으로 切斷하였다가 합친 4 分割 페렐을 넣어 JMTR에서 照射한 研究로서 照射中の 페렐의 外形대로 얇은 被覆管이 塑型變形하여 試驗後 뽑아내더라도 그의 外形이 保存되고 있었다. 이 結果도 또한 1975년의 파리 會議에서 筆者가 發表하였다. 最近의 燃安專은 被覆管의 內外壓下에서의 크리프 舉動을 調査하였다. 이 研究結果의 一部는 1982年 ASTM 질코늄 國際會議에 發表되고 있다.

大事故 LOCA 後의 질카로이 管의 水蒸氣雰圍氣속에서의 酸化現象에 關하여는 前述한 研究結果를 反映, 日本에서는 筆者의 提案으로 1968年 JPDR-II의 安全 審査 때부터 內壓破裂 後에는 被覆管의 內部酸化도 考慮事項에 넣기 始作하였다. 그리하여 이 現象을 더 깊이 究明키 爲하여 輕水爐燃料의 安全研究를 開始한 原研에 이것을 依賴하였다. 이것이 오늘에 와서 國際적으로 널리 알려진 Kawasaki(川崎博士) 등의 研究로, 이것에 依하여 水蒸氣 供給이 不充分한 內面에서는 多孔質인 두터운 酸化膜이 생겨 걸보기에 外面보다 많이 酸化한 것 같이 보이나 實 酸化量은 內面이 보다 작다고 하는 事實, 被覆管溫度가 相當히 높을 때에는 開口部の 兩끝에서 若干 떨어진 곳에 水素吸收가 대단히 많이 일어나는 領域이 發生하는 것 등을 알게 되었다.

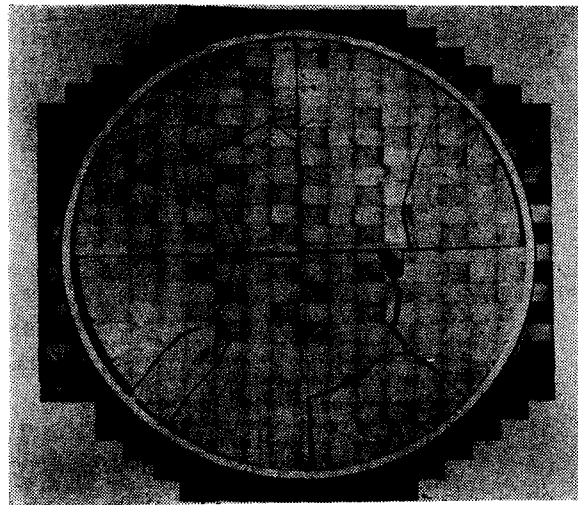


Fig. 5. Actual Crack Pattern in Pre-divided Pellet after a Short Time Irradiation in JMTR (NEN-ANSEN)

다. 이것들을 알게 됨에 따라, 日本은 ECCS 基準으로써 從前의 Peak Clad Temperature(PCT) 하나이던 것을 被覆管最高溫도와 酸化量을 함께 充足시키는 것으로 하여 PCT를 100°F 내려서 約 1,200°C로 할 것을 1972年 CREST會議 (OECD 原子爐安全專門委員會) CSNI에 提案하였으며 그뒤 世界的으로도 PCT와 酸化量을 함께 考慮하여 PCT를 2,200°F(≈1,200°C)로 하고있다. 또한 酸化量의 制限도 美國基準의 17%에 對하여 Kawasaki實驗 등을 參照하여 日本만은 15%로 하고 있으나, 最近의 實驗結果는 이것이 妥當함을 뒷받침하여 주고 있다.

通常 運轉時의 燃料舉動의 데-타를 만들기 爲하여, 日本은 國內에서의 여지껏 밝힌 研究以外에 참가하여 몇개의 國際協力에 依한 共同研究에 參加하고 있다. 表 3에는 Halden計劃에 있어서의 日本의 試驗狀況을 보여주고 있다.

PWR 燃料에 일어난 보우잉(bowing)에 對하여는 別稿인 “燃料의 研究開發”에서 詳述하고 있으나, 이에 關하여 日本이 行한 實驗으로서는 美國 Columbia大學에 依賴하여 遂行한 DNB 試驗과 Halden計劃에 依賴하여 行한 接觸燃料棒의 照射試驗을 들 수 있다.

Mihama(美浜)에서 燃料 보우잉이 發見되었을 즈음 通電加熱로 近接燃料棒의 DNB 餘裕를 檢討한 Columbia大學에서의 實驗結果만에 依據하여 꾸부러진 燃料棒이 接觸하더라도 괜찮다고 하는 主張에 따라 美國의 規制當局은 꾸부러진 PWR 燃料의 繼續 使用를 許容하고 있었다. 그러나 日本에서는 燃料棒끼리의 接觸以外에도 DNB Penalty가 적게 되는 境遇도 있을 수

表 3. Halden爐에 의한 日本의 燃料照射計劃

No.	燃料番號	所	屬	研 究 目 標	照 射 時 間	燃 燒 度 (GW/1)
1	IFA-105	原	研	{ JPDR-I } 高 燃 燒 度	11/67~10/69	11.3
2	107	原	研	燃 燒 的 特 性 試 驗 (短 尺) } 低 燃 燒 度	11/67~ 8/68	4.2
3	149	原	研	{ JPDR-I } 低 燃 燒 度	5/68~ 5/69	7.2
4	150	原	研	燃 燒 的 特 性 試 驗 (長 尺) } 高 燃 燒 度	6/68~ 4/70	11.4
5	159	動	燃 團	{ UO_2 - PuO_2 } 高 燃 燒 度	6/68~ 5/70	9.4
6	160	動	燃 團	水 爐 燃 料 的 特 性 } 低 燃 燒 度	3/69~ 5/70	5.3
7	206	動	燃 團	低 燃 燒 度	1/71~ 9/72	5.0
8	207	動	燃 團	{ ATR燃 料 的 特 性 試 驗 } 高 燃 燒 度	5/71~ 1/73	7.2
9	208	研	原	高 出 力 下 的 Pellet-Clad 相 互 作 用	1/71~ 9/71	6.3
10	209	原	研	水 素 富 化 破 壞 燃 料 的 舉 動	5/71~ 5/73	10.1
11	210	原	燃 工	高 出 力 下 的 燃 料 舉 動	1/71~ 5/74	26.7
12	211	日	立	Burnable-Posion效果, Pellet-Clad相 互 作 用	1/71~ 5/74	18.0
13	212	三	菱	PWR被 覆 管 的 照 射 效 果	1/71~ 9/73	28.6
14	223	東	芝	Burnable-Posion效果, Pellet-Clad相 互 作 用	5/71~10/74	22.5
15	224	原	研	低 密 度 燃 料 的 Pellet-Clad相 互 作 用	2/72~11/73	11.8
16	225	研	原	燃 料 內 水 分 的 效 果	2/72~ 6/72	3.5
17	230	原	燃 工	Pellet-Clad相 互 作 用	1/71~ 3/74	22.0
18	410	日	立/東 芝	{ 燃 料 中 心 溫 度 } 短 尺	11/73~ 2/77	11.3
19	411	日	立/東 芝	{ Pellet-Clad相 互 作 用 } 長 尺	11/73~10/78	25.6
20	412	東	芝	長 期 間 照 射 (Halden爐 設 置 LIG) 爐 出 力 急 昇	5/74~ 8/78	9.3
21	421	三	菱	Pellet의 特 性	10/74~11/76	5.4
22	423	動	燃 團	ATR用 UO_2 - PuO_2 燃 料 的 特 性	6/75~11/76	4.4
23	424	原	燃 工	Pellet의 Densification特 性	10/74~ 5/77	9.3
24	501	日	立/東 芝	IFA-519用 燃 燒 度 測 定	12/79~	照 射 中
25	502	日	立/東 芝	出 力 變 動 及 爐 內 直 徑 測 定	9/77~ 9/79	8.5
26	508	原	研	爐 內 直 徑 測 定 에 依 한 Pellet-Clad相 互 作 用	6/77~ 2/80	23
27	510	三	菱	燃 料 棒 接 觸 的 效 果	3/78~ 5/79	5.0
28	514	動	燃 團	UO_2 - PuO_2 Pellet의 Densification等	7/79~	照 射 中
29	515	原	研	IFA-508用 燃 燒 度 蓄 積	9/77~ 3/81	17
30	519	日	立/東 芝	直 徑 測 定 (BWR改 良 燃 料)	9/79~	照 射 中
31	520	原	研	BWR出 力 急 昇 試 驗 LIG	3/82	準 備 中
32	523	原	研	BWR base照 射	2/80	照 射 中
33	524	原	研	PWR base照 射	2/80	照 射 中
34	525	原	研	PWR型 出 力 急 昇 試 驗 LIG	10/81	準 備 中
35	529	動	燃 團	PuO_2 - UO_2 燃 料 照 射	6/80	照 射 中
36	530	日	立/東 芝	가 도 리 니 움 入 燃 料 的 照 射	冬/81	準 備 中

있다고 생각하여 이것들이 實驗的으로 實證되기까지는 日本에서는 50% 以上 接近된 꾸부러짐 燃料은 모두 빼어내기로 하고 이것 以下の 꾸부러짐을 나타내는 燃料棒에 對하여는 그뒤의 꾸부러짐의 進行을 測定하여 日本의 생각에 따르는 꾸부러짐의 豫想計算과의 對比를 取하도록 한 것이다. 다른 한편 燃料棒과 制禦棒案內 管의 接觸도 包含시킨 DNB의 追加試驗을 日本으로부터 Columbia大學이 委託받아 遂行하였다. 이 結果 燃料棒相互間의 接觸보다 制禦棒案內管과의 接觸 쪽이

보다 더 餘裕가 없어짐을 알 수 있게 되었다.

그 후 日本에 있어서의 꾸부러짐 進行의 實測値는 저들의 꾸부러짐 豫想値를 充分히 下廻함을 確認할 수 있었기 때문에, 이 데이터를 活用하여 燃料棒 間隔이 다음 1 싸이클 後에 正規의 15% 以下로 가가와질 것을 뽑아낸다는 所謂 85% 基準으로 풀었다. 그뒤 燃料棒間隔을 變化시켜 85% 近接까지의 DNB 實驗을 再차 Columbia大學에 委託하여 遂行한 結果에 따르면 DNB 餘裕가 85% 以上에서 急激히 減少함을 알 수 있게 되어 日

本의 基準이 옳았음이 實證되었다. 그러나 別稿에서도 言及되어있는 바와 같이 이 基準에 저촉되어 뿔혀진 PWR 燃料는 日本에서는 1977年 以後에는 하나도 없다.

實際로 PWR 燃料가 接觸하여 接觸部가 昇溫하여도 바로 被覆에 구멍이 뚫어지리라고는 筆者는 처음부터 생각안하고 있었다. 다만, 이러한 狀態로 繼續하여 使用함은 破損할 確率이 높아짐을 알고 있는 것을 구태여 行하는 것이 되므로 原子爐安全規制의 基本으로서는 許容하지 않는 것이 좋을 것이라고 생각한 것이다. 그러나, 다른 한편에서는 接觸한 燃料棒에 대한 照射를 實際로 하여보고 싶은 생각이 들어 Halden 計劃에 依賴하여 特製의 照射 리그(Rig)를 開發(IFA 510) 日本의 PWR group의 協同研究에 依하여 1978~1979年에 이 리그를 使用, 接觸燃料棒의 PWR 條件下에서의 照

射試驗을 行하였다. 이 結果, 接觸部는 60°C 程度 上昇할 뿐이라는 事實을 알게 되었다.

日本의 燃料安全研究로서 世界的으로 널리 알려져 있는 또 하나는 原研의 NSRR(Nuclear Safety Research Reactor)에 依한 研究이다. 이에 關한 것들은 原研報告書가 多數 出版되어 있다. NSRR은 TRIGA-ACP 型의 研究爐를 改良하여 210萬KW의 펄스(脈動)를 試驗用의 燃料에 投入하여 反應度事故(RIA, Reactivity Initiated Accident)時의 燃料舉動을 研究하는 施設이다. 이 爐의 特徵은 多數 回의 펄스 實驗을 쉽게 遂行할 수 있는 施設로서 이미 500회가 넘는 試驗이 行하여져 美國의 PBF(Power Burst Facility)와 나란히 RIA 時의 燃料舉動研究用의 世界에서 雙壁을 이루는 施設이 되었다. 여지것은 未照射의 燃料試料에

表 4. 原子力施設等安全研究年次計劃

研 究 課 題	年 次 計 劃					實 施 機 關 (加盟機關)	備 考
	'81	'82	'83	'84	'85		
1. 輕水爐燃料의 安全性에 關한 研究							
(1) 通常運轉時의 燃料舉動에 關한 研究							
① Halden 計劃						原研	OECD-Halden 原子爐計劃
② Halden 爐에 의한 照射試驗						原研	Norway HBWR爐
③ Demo-Ramp計劃 I, II			●			原研	Sweden
④ Trans-Ramp計劃			●		●	計劃	Studvik燃料照射實驗 計劃
⑤ JMTR에 의한 出力急昇試驗						原研	
⑥ 爐內計裝, 技術開發						原研	
⑦ 非照射及 照射 Zircalloy 被覆管의 非 彈性特性 및 破壞特性試驗					●	原研	
⑧ Zircalloy 被覆管의 沃素에 의한 應力腐食 Cracking	●					金材研	
⑨ Battel計劃						原研, 電中研	Battel North-West 研究所
⑩ Super-Ramp計劃	●	●				原研	Sweden Studvik 高燃 燒度燃料照射實驗計劃
⑪ 實用燃料의 照射後試驗					●	原研	實用燃料照射後試驗
⑫ 通常運轉時의 燃料計算 Code開發整備						原研	國際協力の 活用
(2) 非通常時의 燃料舉動에 關한 研究							
① 反應度事故에 關한 研究						原研	NSRR
② 冷却材喪失事故時의 燃料被覆管의 舉動에 關한 研究				●		原研	
③ 出力冷却不整合時의 燃料舉動에 關한 研究				●		原研	
④ 摩耗被覆管燃料의 破損舉動에 關한 研究					●	船研, 原研	
⑤ 爐心損傷時의 燃料舉動에 關한 研究			●			原研	
(3) 通常運轉時의 破損燃料 및 FP의 舉動에 關 한 研究							
① 燃料 Pellet으로부터의 FP의 放出 (參 考)	●				●	原研	
① 燃料集合體信賴性實證試驗					●	試驗 Center	

對하여, 各入熱量에서의 破損狀況을 살펴거나 浸水된 燃料의 破損舉動을 살펴는 것으로부터 始作하여 最近에는 高速寫眞과의 連動으로 RIA 時の 燃料내 破損狀況의 撮影에 成功하여 1982년에는 日本原子力學會賞의 特別賞을 受賞하는 榮光을 안았다.

全發電量에 對한 原子力發電의 比率이 높아져 어느 量을 넘게 되면 여지껏과 같은 基底負荷擔當만으로는 건딜 수 없게 되어 晝夜의 負荷變動에 追從하는 電氣出力의 出力上昇 出力降下를 되풀이할 수 있도록 되어야 할 必要가 있다고 한다. 이렇게 되었을 때, PCI 對策 때문에 現在 쓰여지고 있는 出力上昇速度의 制限을 지키고 있는 것은 困難하며 例를 들면 50% 出力로부터 100% 出力까지를 3時間 程度로 上昇시켜야 할 必要가 있다.

高性能燃料開發의 一環으로서, 現在까지에도 出力急上昇試驗(Ramp試驗)이라고 하여 여러 燃焼度까지 태운 燃料棒에 急激히 出力을 加하여, 어디까지는 被覆이 破損되지 않는가를 調査하는 試驗이 行하여지고 있다. Sweden의 Studsvik R-2 原子爐를 使用하는 Inter-Ramp, Over-Ramp의 兩 國際共同研究計劃에 이어 Demo-Ramp, Super-Ramp라고 불리우는 計劃이 始作되고 있고, 日本에서도 JMTR에 新設의 BOCA라고 불리우는 沸騰水 capsule을 使用한 研究가 始作된다. 高性能燃料開發에 對하여는 別稿인 輕水爐燃料의 研究開發을 參照하기 바란다.

表 5. 日本原研 NSRR에 있어서의 實驗項目과 實驗回數 (1975~1981)

實 驗 項 目	實驗回數
標準燃料實驗	80
燃料 Parameter 實驗	
Gap幅 Parameter實驗	16
Gap Gas Parameter實驗	16
濃縮度 Parameter 實驗	17
加壓燃料實驗	48
特殊被覆管燃料實驗	31
NRC-GE燃料實驗	21
其 他	17
冷却條件 Parameter 實驗	
冷却水溫 Parameter 實驗	19
流路模擬實驗	22
強制對流實驗	18
Bundle 體系實驗	12
缺陷燃料實驗	
浸水燃料實驗	82
擦過腐食燃料實驗	25
高溫高壓 Capsule 實驗	9
水Loop實驗	5
其他	58
合 計	498

表 6. 日本原研에서의 燃料舉動電算機 Code 開發

計 算 目 的 對 象	計 算 對 象	通常運轉狀態()		事 故 狀 態	
		燃焼度・照射量依存	照射履歴全般	LOCA	RIA
溫 度 分 布	燃料棒單位長	(GAPCON)	—	—	
	燃料棒全長	(GAPCON-THERMAL 1) (GAPCON-THERMAL 2)	(FREC-3) (FREC-4) (FREC-5)		
應 力 分 布	燃料棒單位長		(FREC-3)		
	燃料棒全長		(FREC-4A) [FREC-5]		
破 損 豫 測	燃料棒局 部	(FEMAXI-1) [FEMAXI-1] 〈FERPLO-1〉	[FEMAXI-1] 〈FEMAXI-1〉	[BALBUR-1] 〈BALBUR-2〉	
溫應變度力位	燃料棒全長			(FRETA)	[NSR-77(Version 1)] 〈NSR-77(Version 2)〉
分 布	燃料 Bundle			(FRETA-B) 〈FRETA-B2〉	

() 開發完了 [] 開發中 < > 開發豫定

原子力安全에 關한 日本에서의 研究計劃은 1975년부터 原子力委員會에 設置된 原子爐施設等 安全研究專門部會에서 每年 向後 5年 間的 研究가 立案되고, 이에 따라 豫算要求가 되고, 또한 이 豫算의 執行에 依하여 얻어진 成果는 每年 年度末에 專門部會에 依하여 評價되어 다음 年度以後의 實行作成에 反映되도록 되어있다. 이 專門部會 속에서, 燃料에 關한 分會는 이 專門部會의 分科會의 하나인 燃料檢討會(主査筆者)가 擔當하고 있다. 表 4는 1981~1986年사이의 燃料安全研究計劃이다.

마지막으로 原研의 NSRR 實驗 및 燃料舉動記述用 컴퓨터 코드의 開發狀況을 各各 表 5와 表 6에 整理하여 두었다.

1979年 3월에 일어난 美國 스리마일島 原子力發電所 事故의 敎訓은 日本에서도 여러 分野에 反映되고 있다. 그러나, 日本에서는 燃料에 關하여는 이 原子爐의 爐心檢査를 施行할 수 있게 되는 데로 燃料의 損傷狀況을 綿密히 調査키로 하고 있으며 調査에 貢獻할 수 있

게 되기를 祈願하고 있다. 또한 喫인가의 理由에 依하여 여지껏 LOCA 時에 생각되고 있었던 것 以上の 爐心 重大損傷(Severe Core Damage)時의 燃料의 狀態에 對하여도 檢討를 始作하려는 움직임이 있다.

參 考 文 獻

- 1) Mishima, Y.: Japanese Safety-Related Fuel Behavior Study Perspective, Invited Lecture. Proc. ANS-ENS Topical Meeting, Aug. 1981, Sun Valley U.S.A.
- 2) Mishima, Y.: The same title. NEN-ANSEN PE-2 (1982), Record of the oral presentation at the above meeting, NSRA.
- 3) Mishima, Y.: NEN-ANSEN PE-1, History and Activity, Feb. 1980, NSRA.
- 4) 原研 「原子力安全性—研究成果報告會」 每年 1回 (1973~1981).