

《해 설》

核 燃 料 에 관 한 考 察

— 燃 燒 管 理, 交 替 方 法 및 再 處 理 編 —

李 昌 健 · 李 宜 謙

原子力研究所 · 韓國電力 原子力部
(1971년 8월 8일 접수)

V. 核燃料의 燃燒管理

初期 輕水爐의 核燃料 燃燒도는 대개 10,000 MWD/MTU 내외였었는데 최근의 動力爐에서는 2.0~4.0 w/o의 濃縮도를 갖는 核燃料의 燃燒도를 30,000MWD/MTU 정도로 保證하고 있다. 실제로 古里原子力發電所에서는 농축도 3.38 w/o의 平衡爐心에서 31,500 MWD/MTU이다. 그러나 爐心內의 位置에 따라 出力分布가 다르므로 爐心을 몇개의 領域으로 나누어 濃縮도가 다른 燃料을 裝填하여 燃燒시킴으로써 中心部의 出力密度를 낮추는 한편 相對的으로 外廓部의 出力密度를 올려 둘 수 있는 대로 總 燃燒도를 높이도록 하는 것이 燃燒管理技術이다. 燃燒도가 높아지면 出力密度가 增加하여 安全餘有가 減少하게 되므로 燃料熔融이 일어날 危險이 생길 가능성이 있기 때문에 가끔적이면 安全餘有 範圍內에서 位置에 관계없이 均一하게 燃燒시키면서 全體의인 燃燒도를 높이는 것이 바람직한 일이다. 장차 끊임없는 技術開發과 실험을 통하여 燃燒도가 계속 높아지게 되면 高速增殖爐의 商業稼動이 실현될 것으로 예상되는 1980年代 후반에는 燃燒도가 100,000 MWD/MTU에 달할 것으로 보인다. 그러나 核燃料의 경제적 이득은 燃料의 週期要素 즉 우라늄 原鑛價, 濃縮費, 成形加工費, 再處理費, Pu 推定價, 最適照射度 및 燃料가 原子爐에 裝填되고 있는 동안에 發生하는 金利에 의존한다. 따라서 原子力發電所의 核燃料管理은 燃料交替分마다 原價計算을 해야하며 每 交替分에 대한 燃料照射도가 最適條件이 되도록 computer program에 의해 이를 定해야 한다.

V-1. 燃燒度 管理

核燃料의 燃燒도는 操縱棒의 樣相(pattern), 爐心の 領域數, 出力密度 및 諸般 核資料를 이용하여 燃料 設計時에 決定되지만 運轉技巧에 따라 약간 달라진다. 왜냐하면 設計條件에 비해 實際運轉條件은 負荷變動特性, 燃料의 移動配置 및 電力需給條件에 따른 燃料 交替時期

에 의하여 많이 달라지기 때문이다. 動力爐에서는 爐心이 여러개의 領域으로 構成되므로 燃料가 早期 平衡狀態에 到達토록 燃燒管理를 期하는 것이 經濟的이다. 이에 관하여 몇가지 管理方式을 記述하면 다음과 같다.

V-1-1. Fuel Re-insertion

初年度에 部分的으로 燃燒된 核燃料을 잠시 貯藏해두었다가 後續爐心에 다시 裝填하여 燃燒시킴으로써 燃燒도를 增加시키는 方法이다. 이렇게하면 初期裝填 燃料의 週期費를 낮추는 結果가 되겠지만 平衡到達 이전의 後續爐心에 裝填될 새 燃料의 濃縮도는 약간 높아지기 때문에 後續爐心の 燃料週期費가 多少 增加하게 된다. 따라서 同一原子爐에 再裝填하는 方式은 별로 利得이 없다는 것을 알 수 있다.

V-1-2. Fuel sharing

初期爐心 燃料週期費는 平衡爐心에 비해 대체로 10^6 Btu 당 몇 cents 가량 높다. 이런 現狀은 初期爐心 燃料가 충분히 燃燒되지 못하는데 基因하므로 初期爐心の 燃料週期費를 낮추는 가장 좋은 方法中的 하나는 "Fuel sharing"이다. 즉 1號機 發電所의 첫 週期에서 部分的으로 燃燒된 燃料을 2號機 發電所의 初期爐心에 넣어서 燃燒시키는 方式이다.

이 方式에 의한 初年度 核燃料週期費 節減은 다음과

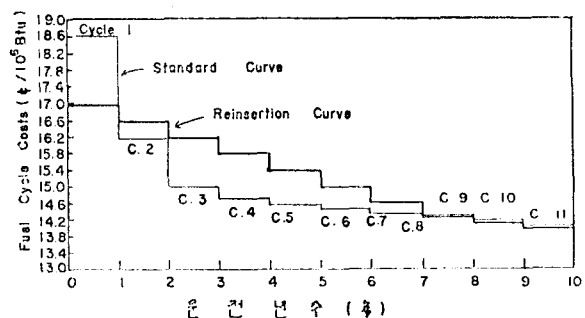


그림 11. Fuel Reinsertion Scheme

같은 事實에 基因된다.

① 初期裝填燃料의 燃焼度 增加

② 平衡爐心, 早期達成

몇가지 代表的인 例를 들면 다음과 같다.

case 1.

두 發電所의 商業稼動 開始日間의 時差가 約 2年이되는 경우이다. 이 時差는 1號機 發電所의 첫번째 燃料領域의 壽命에다 shared Fuel의 放射線 冷却과 輸送期間을 包含하여 推算한 것이다. 즉 1號機의 첫번째 燃料를 2號機의 初期爐心에 裝填하고 1, 2號機 共히 後續燃料領域의 量과 濃縮도는 잇따르는 燃料領域의 壽命이 約 1年이 되도록 設計한다(그림 12).

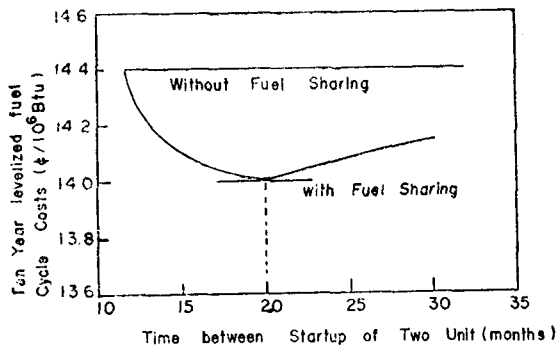


그림 12. Fuel Sharing에 의한 연료주기비 절약

case 2.

1號機에서 一部 燃焼된 첫번째 領域의 燃料를 2號機에

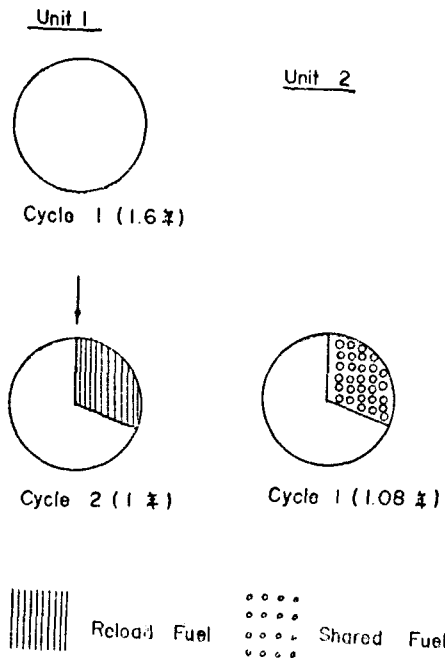
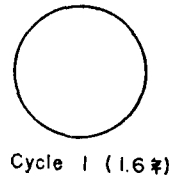


그림 13. Fuel Reloading and Sharing Scheme (I)

절반을 裝填한다. 이때부터 兩發電所는 同一한 燃料裝填計劃을 適用하며 1, 2號機 共히 交替燃料의 濃縮도는 case 1과 마찬가지로 後續燃料의 交替時差가 約 1年이 되도록 設計한다.

Unit 1



Unit 2

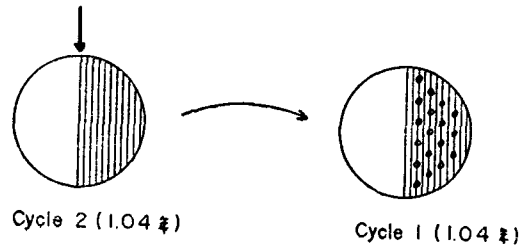
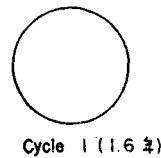


그림 14. Fuel Reloading and Sharing Scheme (II)

Unit 1



Unit 2

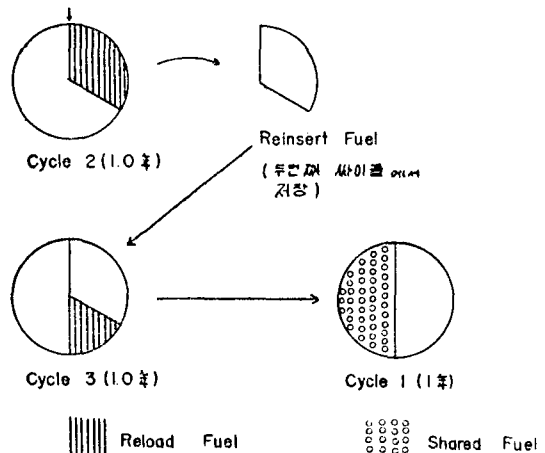


그림 15. Fuel Reloading and Sharing Scheme (III)

case 3.

前述한 두가지 例는 1號機와 2號機의 商業稼動 開始 日의 時差를 約 2年으로 잡은데 비하여 여기에서는 約 2年半으로 設定한다. 1號機 첫번째 cycle에서 빼낸 燃料을 두번째 cycle에서는 잠시 貯藏해 두었다가 세번째 cycle 初期에 1號機에 다시 燃焼시키며 1號機의 두번째 cycle에서 一部 燃焼된 燃料의 절반을 2號機 初期爐心에 裝填하는 方式이다. 이때부터 case 2와 비슷한 燃料 交替計劃을 適用한다.

V-1-3. Regional Transition

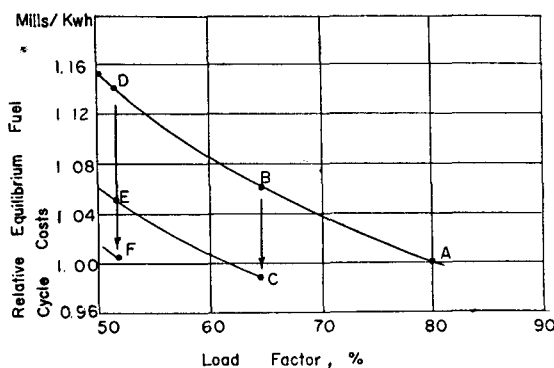
原子爐心の 燃料 領域數를 增加시켜 燃焼度를 높이는 方式이다. 燃料領域의 數를 增加하면 燃料의 交替回數가 少아지며 結果적으로 發電所 利用率을 低下시킨다.

OFF-Load Refueling(發電所를 停止하고 燃料交替)에서는 燃料領域數를 增加시키는데도 어떤 制限을 받게되며 現在의 輕水爐에서는 다섯 領域까지를 適用하고 있다(BWR:5, PWR: 4). 한편 ON-Load Refueling(運轉中 燃料交替) 方式을 取하는 原子爐(例: AGR, HWR 등)에서는 燃料 領域數를 크게 잡고 있어 發電所의 높은 利用率과 燃料을 效率의으로 燃焼시킬 수 있다는 點에서 적지않은 利得을 보고 있다.

燃料 領域增加에 考慮해야 할 몇가지 因子를 보면

- ① 爐心の 比出力(KWt/kgu)
- ② 燃料 領域의 最小壽命
- ③ 許容 最高 照射度

등이다. 그림에 提示된 資料를 가지고 燃料 領域의 數가 核燃料 週期費에 미치는 影響을 檢討해 보자. 3個의 燃料領域으로 構成되는 爐心を 4個로 增加시키는 경우



- A: 3 Region 운전, 30,000 MWD/MTU
 B: 3 Region " 24,750 "
 C: 4 Region " 33,000 "
 D: 3 Region "
 E: 5 Region "
 F: 5 Region "

그림 16. Fuel Regional Transition

發電所 負荷率을 80%로 부터 65%까지 낮추어도 비슷한 燃料週期費를 維持할 수 있고 5個의 燃料領域을 適用하는 경우에는 55% 근방에서도 비슷하다는 것을 알 수 있다. 3個의 燃料領域을 同一負荷率에서 한 領域 더 增加시키면 約 5%의 燃料週期費가 節減되는 것을 알 수 있다.

V-2. 燃焼管理 Code

原子爐가 運轉됨에 따라 爐心の 諸般特性 즉, 同位元素의 構成比, Doppler 係數, void 係數, 出力分布, 冷却體의 溫度和 壓力 및 原子爐의 停止餘有(shut down margin) 등이 隨時로 變化하므로 이러한 동작特性을 繼續해서 正確히 計算하고 豫測해야 한다. 왜냐하면 原子爐 運轉中の 諸般特性이 設計當時의 條件과 조금씩 달라지기 때문이다. 原子爐나 核燃料 Maker 들이 이미 알려진 理論과 必要한 모든 資料를 效率의으로 배합하여 爐心을 設計하지만 豫測值가 實際運轉 結果와 잘 一致하지 않는 경우가 있으므로 그때마다 새로운 入力資料를 使用하여 豫測計算을 反覆할 必要가 있다.

計算方法

現在 研究機關에서 各分野의 computer 作業을 하고 있으나 program을 어떤 條件下에서 어떻게 使用할 것인가 하는 問題는 매우 重要한 일이다. 例를 들면 擴散 理論과 輸送理論을 中性子束計算에 適用하는 경우 標準 program을 特定 computer와 該當原子爐에 맞도록 補完하고 修正해야 한다.

Nuclear computer program은 大概 反覆計算을 要한다. 즉 한 未知數를 假定해서 다른 未知數를 求하고 이를 入力資料로 해서 처음에 假定한 未知數의 새로운 값을 計算한다. 이와같은 計算을 몇번이고 되풀이하여 먼저 定해둔 誤差範圍內에 들어오면 그 값이 最終值가 되는 것이다.

Unit cell의 決定

Nuclear Calculation의 始發點은 爐心內 代表的인 unit cell을 定하는데 있다. unit cell은 燃料의 最小單位인 燃料棒(被覆物 除外)을 中心으로 被覆物質과 減速材로 構成되는 模型인데 減速材(或은 冷却體)가 四角形으로 被覆物質을 둘러 쌓드라도 計算을 簡便하게 하기 위하여 等價 圓筒形으로 假定하여 處理한다. Unit cell이 일단 決定되면 構成物質이 비슷한 unit cell은 同一한 核特性을 갖는다고 假定하고 다른 特性을 갖는 unit cell은 別途로 計算處理한다. unit cell의 크기가 決定되면 그 構成物質인 核子들은 均質의이라고 假定하고 Homogenized number density를 求하게 된다. 이것을 Fast Group Constant와 Thermal Group Constant 계산의 入力資料로 使用한다.

V-2-1. Fast group Constants

Fast Cross-section 자료를 가지면 輸送理論을 利用하여 爐心의 中性子 spectrum 計算이 可能해 진다. 에너지 範圍는 10 Mev 에서 1 ev 까지이며 使用者에 따라 0.625 ev 를 cut off 에너지로 쓰는 경우도 있다.

한편 Fast Cross-section 자료는 68 Subgroup 로 分類된 cross-section Library 에 이미 마련되어 있으므로 이를 直接使用할 수도 있다. 繼續되는 計算結果는 Cross-section 의 正確性에 直接 關聯되므로 이런 Library 자료는 매우 重要하다.

Few group 擴散計算에는 3個의 Fast group 과 1個의 Thermal group 으로 縮少되는데 Fast group 中 2個는 Cross-section 이 에너지에 따라 完滿하게 變하지만 나머지 1個는 Resonance group(1.23 kev~0.6 ev)로 慎重하게 取扱해야 한다. 즉 Th^{232} , U^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} 등은 모두 큰 Resonance 를 갖는 同位元素들이다. 이런 Fast Cross-section 計算을 위한 Computer code 로는 LASER 및 LEOPARD가 있으며 MUFF-5와 GAM-1도 널리 使用되지만 이 code 는 爐心의 어떤 部分, 즉 Narrow water channels, structure 및 core boundary 의 cross-section 자료를 얻기에는 適合하지 않다.

V-2-2. Thermal Group Constants

Thermal energy 領域의 Cross-section 計算에는 Maxwell-Boltzmann 分布, Wigner-wilkins Model 및 Wilkins Model 의 세가지를 쓰지만 輕水爐의 Thermal Cross-section 計算에는 大體로 Wigner-Wilkins Model 이 많이 使用되는 것은 이 Model에서 周圍物質이 中性子を 吸收하는 現象을 取扱하기 때문이다. 이렇게하여 計算된 中性子 스펙트럼은 燃料棒 内部에서나 外部에서 모두 같다고 假定하나 實際로는 다르므로 Flux weighting 方法으로 補正하는데, Flux weighting 補正과 反覆計算을 거친 Thermal Group constant 는 처음것 보다 더 正確한 값이 된다. 均質 cell의 原子密度는 에너지 스펙트럼 計算의 入力資料로 使用한다. 예를들면 TEMPEST에서 計算된 Cross-section 은 새로운 Flux 分布計算에 使用되고 이번에는 이 Flux 分布資料를 入力으로 하여 다른 스펙트럼의 새로운 原子密度를 計算하여 보다 正確한 값을 求한다.

KATE-1과 TEMPEST 는 주어진 爐心領域에 대한 에너지 스펙트럼을 計算하는 code 들이다.

THERMOS 는 주어진 Thermal 領域을 30個의 group 으로 細分하여 中性子の 輸送方程式을 푸는 code이다. 이는 특히 Pu 系의 Thermal neutron spectra Cross-section 및 Flux 分布를 決定하는데 가장 正確한 code 이다.

THERMOS, 計算順序와 비슷한 LASER 도 이 目的

에 使用할 수 있고 그외에 計算速度와 正確度를 調節하는 LEOPARD도 考慮할 수 있다.

V-2-3. Thermal Hydraulic Calculation

輕水爐와 같이 물이 減速材와 冷却材로 兼用되는 경우에는 이를 注意깊게 取扱해야 한다. 왜냐하면 첫째, 被覆物質과 물 사이에 Film Boiling 이 일어나 燃料 被覆物質表面이 破壞될 可能性이 있으므로 最高熱流束과 臨界熱流束間에 充分한 設計餘有가 있어야 하고 둘째로 爐內 Boiling 이 發生되면 減速材密度가 變化하므로 原子爐의 核的 特性이 달라지기 때문이다. 熱水力 program 의 計算亦是 single cell 을 設定하고 反覆計算을 하게 되는데 同 計算結果에는 熱流束, 臨界熱流束比, 蒸氣量, void fraction, 減速材密度 및 壓力差등이 包含될 뿐 더러 熱水力資料를 써서 爐中心出力分布와 Local peaking factor 까지도 計算한다. 이런 目的에 使用되는 code 로서는 JPHYDRO 와 KINAK 를 들 수 있다.

V-2-4. 原子爐 反應度 및 出力分布計算

本 計算은 大體적으로 Zero Dimension, One dimension, Two dimension, Three dimension 및 Synthesis Techniques 로 나누어 處理한다.

Zero dimension:

LASER, LEOPARD 및 GAMTEC 가 Thermal 이나 Non-thermal energy region 에 共に 使用되는 code 들이다. Multi-region 으로 構成되는 爐心分析과 設計를 위해 Cross-section 자료를 入力으로 하여 Few Group (4個의 energy group)에 대한 擴散方程式을 解決하는 code 를 次元別로 나누어 取扱하기로 한다.

One dimension:

中性子 擴散을 단지 한 方向으로만 보는 것이다. 計算便宜上 爐心은 均一圓筒形으로 取扱하나 geometric distortion 은 不可避하다. 왜냐하면 輕水爐의 燃料集合體는 斷面이 正方形이어서 core Boundary 는 圓筒形이 아니기 때문이다.

또 하나의 假定은 半徑方向의 中性子束分布가 同一半徑 圓周上에서는 같고 control material 은 均一하게 分布한다는 것이다.

AIM-6, WANDA-5 및 FOG 는 slab, symmetrical, spherical core geometry 에 使用할 수 있는 One dimensional diffusion code 들이다. FOG 와 WANDA-5는 energy 領域을 4個의 Group 까지, 中性子 減速은 最高準位에서 最低準位에로, 즉 2個의 準位 사이에만 許容한다. 그러나 AIM-6 는 18個의 energy group 까지 分類하고 中性子 減速은 어떤 準位間에도 許容하는 code 이다.

Two dimension:

One dimension에 비해 좀더 자세히 취급하며 爐心內 water slots, control rod 및 detector의 位置를 包含하여 相異한 濃縮度 分布도 考慮하여 處理한다. 4個의 中性子 energy group와 中性子減速은 서로 隣接된 group 間에만 許容하는 PDQ가 multi-dimensional diffusion 計算에 많이 사용되는 code이다. 이보다 最新型은 PDQ-7이다. 그밖에 EXTERMINATOR-2, EQUIPOISE-3A 및 20-GRAND 등이 있는데 EXTERMINATOR-2는 multi-group를 다루는 code로서 中性子 減速은 50 group 中 어느 group 間에도 許容되므로 좋은 code라 할 수 있다.

Three dimension:

Few Group 擴散方程式의 三次元解를 PDQ-7로도 求할 수 있으나 이 code는 複雜하고 computer 動作時間이 길어 非經濟的이며 FLARE code가 많이 사용되고 있다.

Synthesis 方法:

이 方法은 一次元과 二次元 計算을 結合하여 爐心出力 分布를 三次元으로 나타내며 三次元 分析에 있어 特히 經濟的인 利得이 있다.

V-2-5. 燃焼度 計算

核燃料의 燃焼效果도 앞서 말한 方法으로 計算한다.

Zero dimension:

LEOPARD와 LASER가 zero dimensional burnup 計算 code로 사용된다. 이는 燃料가 爐心에서 어느 정도 燃焼된 후에 燃焼狀態 및 Pu 生成狀態를 추적할 뿐만 아니라 Xe, Sm의 分裂破片도 다양하게 取扱한다.

LEOPARD가 各 step에 있어서 主로 燃料의 空間構成을 把握하는데 反해 LASER는 하나의 燃料棒內 同位元素 組成의 空間變化量을 計算한다고 할 수 있다.

one dimension:

CANDLE과 FEVER가 代表的인 一次元 擴散-燃焼 code인데 特히 CANDLE에서는 擴散理論에 Base를 두고 最高 4個의 energy group까지 取扱하여 平均 macroscopic cross-section을 計算하며 燃料燃焼는 Fitted cross-section과 中性子束이 入力으로 들어가 最終적으로 計算된다.

Two dimension:

二次元 擴散燃焼 program의 代表的인 code는 TURBO인데 이것은 CANDLE의 計算節次를 利用한 것이다. PDQ-5/HARMONY 및 ASSAULT도 二次元 擴散燃焼 code인데 前者는 5個의 energy group를 다루면서 中性子減速은 서로 隣接된 group 間에만 許容되고 後者는 EXTERMINATOR code를 利用하여 multi-group로 取

扱할 수 있는 code이다.

Three dimension:

HARMONY와 PDQ-7을 結合하여 few group 三次元 擴散燃焼 code로 사용할 수 있으나 費用이 많이 든다는 缺點이 있다.

三次元 擴散燃焼 code로서 核燃料 및 制藥物質의 燃焼度 管理를 위해 가장 便利한 것이 FLARE이다. FLARE는 理論을 簡素하게 다루고 Mesh Spacing을 比較的 크게 잡아서 中性子 energy는 한 Group로 다루면서 制限된 資料를 處理한다. 이 code는 XYZ geometry에 局限하고 Mesh 數도 2352(14×14×12)나 되며 $\Delta X \Delta Y \Delta Z$ 體積素의 核 및 熱水力性質은 一定한 것으로 假定하고 13種類의 燃焼形態를 處理한다.

燃料의 形態란 同位元素의 種類, 冷却水路의 人口크기, 燃焼度 등으로 區分된다. 이 program은 燃料群의 形態와 爐心內 燃料의 位置를 기억하게 되어 燃料 Shuffling(爐心內 燃料 移動裝填) 및 Inventory control에도 도움을 준다. 同 program 中 가장 어려운 일은 入力資料를 準備하는 作業이다. FLARE의 入力資料와 함은 "material constants"로 불리어지는 核 및 熱水力 特性值이다.

FLARE program의 計算結果는 中性子の 増倍數, 立體的 Void 分布, 燃料의 燃焼狀態 및 燃料 壽命등이다. 燃料의 燃焼計算에는 U-235의 分裂程度, Pu 生成 및 Pu 燃焼가 包含된다. 以上과 같은 code들이 適切하게 連結되어 비로서 核燃料 燃焼管理를 할 수 있으므로 獨自의 燃焼度 管理姿勢를 갖추기 위한 先決作業으로서 우선 標準 code (Basic Computer Code) 導入이 時急한 일이고 만약 入手된다 하더라도 주어진 爐型과 Computer 機種에 맞도록 修正하기 위해서는 長期間 끈덕진 努力과 기교를 짜내어야 할 것이다.

VI. 核燃料交替(Refueling)

低濃縮 우라늄을 燃料로 사용하는 輕水爐에서는 平坦한 出力分布를 이루기 위하여 爐心內에 상이한 濃縮度로 區分된 幾個의 燃料領域을 區分設定하고 燃料交替은 燃料 領域單位로 取扱하게 된다. 一般의 PWR에서는 3~4個의 燃料領域을, BWR에서는 4~5個의 燃料領域을 設定하고 있다. PWR인 古里原子力發電所는 3個의 燃料領域으로 區分되며 初期爐心일 경우 各 16과 같이 内部領域에 2.4 w/o, 中間領域에 2.77 w/o, 外廓領域에 3.47 w/o의 濃縮度を 갖는 核燃料을 各 裝填하며 商業稼動日(負荷率 80%)로 부터 15~16個月 後에 内部領域의 燃料을 빼내고 그다음엔, 第一次交替用 燃料(領域4)를 外廓領域에 裝填하며 남은 두 領域(領域2와 3)

표 16. 核燃料 週期設計值(古里 原子力發電所 豫備設計值)

燃 料 領 域	1	2	3	4	平衡狀態
Power Output (MWt)	623.0	640.8	537.0	605.2	593.3
Initial Uranium Weight (Kg U)	16,000	16,000	16,000	16,000	16,000
Final Uranium Weight (kg U)	15,660	15,440	15,340	15,330	15,330
Initial Enrichment (w/o U-235)	2.4	2.77	3.47	3.38	3.38
Final Enrichment (w/o U-235)	1.16	0.89	1.10	1.03	1.03
Average Discharge Burnup (MWD/MTU)	14,800	25,800	31,100	31,500	31,500
Fissile Pu Produced (kg Pu)	74.6	93.8	103.7	103.4	103.4
Region Lifetime, 80% plant factor (month)	15.6	26.5	38.1	34.2	34.9

의 燃料은 爐心 内部領域으로 하나씩 移動裝填한다.

核燃料의 裝填 및 交替方法

原子爐心에 同一濃縮度의 燃料을 同時에 裝填 또는 交替하는 경우 中性子束이나 出力密度는 餘弦(cosine) 分布가 되어 中心部의 出力密度는 높고 外廓部는 낮아서 核燃料의 平均의인 最適燃焼를 期할 수 없을 뿐 아니라 中心部의 높은 出力密度로 인해 原子爐의 安全餘有가 減少되어 爐心이 커져야한다. 이를 改善할 수 있는 몇 가지 燃料裝填 또는 交替方式을 檢討하기로 한다.

VI-1. Partial Batch Replacement

濃縮도가 같은 燃料을 爐心에 裝填하고 全體爐心을 4~5個의 燃料領域으로 區分하고 가장 많이 燃焼된 燃料을 部分的으로 交替하는 方式이다. 이 方式은 中央部의 出力密度가 높아서 原子爐의 安全餘有가 감소되며 全體爐心의 燃焼度가 낮아 非經濟的이다.

VI-2. Scatter Refueling

4個의 燃料集合體로 構成된 燃料群이 數十個로 나누어져 裝填되는데 各群에 있는 1番을 第一 먼저 交替하고 그 자리에 새 燃料을 넣고 다음 2番, 3番, 4番의 順序로 交替하고 그 다음에 다시 1番을 交替하는 過程이 反覆되는 方式이다. 이 方式은 各 燃料棒의 燃焼度를 높일 수 있고 Control poison이 적게드는 利點이 있다. 즉 새 燃料은 反應度를 더해 주는가 하면, 燃焼된 燃料은 점차 poison 구실을 하면서 Pu도 많이 生成한다. 이런 경우 反應度 ρ 와 核燃料中 核分裂에 기여한 fraction인 x 와의 관계는

$$\rho = \rho_0 - ax$$

로 주어진다.

여기서 ρ_0 : 새 燃料의 反應度

a : 係數

N-Zone Scatter Refueling 일 경우 核分裂을 일으킬 수 있는 fraction, x_n 을 檢討키로 한다. 最終번째(즉 n 번째) 核燃料의 x_n 은 x_n fraction 만큼 核分裂을 일으켰

으므로 反應度

$$\rho = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \left(\rho_0 - \frac{a_i x_n}{n} \right) = \rho_0 - \frac{a(n+1)}{2n} x_n$$

이 되고 最終年度에는 $\rho=0$ 이므로

$$x_n = \frac{2n\rho_0}{a(n+1)}$$

이 된다.

N-zone Scatter Refueling 에서 얻을 수 있는 燃焼度의 比는

$$\frac{x_n}{x_B} = \frac{2n}{n+1}$$

N-Zone Scatter Refueling 에서 Cycle 初期의 反應度

$$\rho_n = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \left(\rho_0 - \frac{a_i - 1}{n} x_n \right) = \rho_0 - \frac{a(n-1)}{2n} x_n \quad \text{혹은}$$

$$\rho_n = \rho_0 \left(1 - \frac{n-1}{n+1} \right) = \frac{2\rho_0}{n+1}$$

N-zone 과 Simple batch irradiation 의 反應度の 比는

$$\frac{\rho_n}{\rho_B} = \frac{2}{n+1}$$

가 된다.

표 17에 提示된 資料를 보면 4-zone refueling 인 경우 Simple batch 보다 燃焼度가 60% 增加하는 동시에 反應度操縱을 위한 control poison 은 60% 減少하며 이때 燃料領域의 壽命이 40% 短縮되어 燃料交替를 위한 原子爐運轉停止 빈도가 增加되어 發電所 利用率이 多少 낮아지나 그대신 燃料度가 增加하므로 總燃料費, 즉 核燃料週期費는 相當히 감소될 것이다.

VI-3. Graded Refueling

表17과 같이 zone 數를 無限대로 增加시키면 燃焼度는 Simple Batch 에 비해 두배까지 增加하고 反應度操縱을 위한 poison 은 거의 零에 가까워 지지만 實際의 경우 예를 들면 輕水爐의 核燃料 集合體는 고작해야 몇 百個이므로 一般의으로 群當 3-4個의 燃料集合體로 區分하는 것이 普通이다. 그러나 天然 우라늄을 使用하는

표 17. 燃料領域數와 燃焼度와의 관계

燃 料 領 域 數 (n)	1	2	3	4	5	∞
燃焼度比($\frac{\text{Scatter Refueling}}{\text{Simple Batch Irr.}}$)	1.00	1.33	1.50	1.60	1.67	2.00
反應度比(")	1.00	0.67	0.50	0.40	0.33	0
cycle time(")	1.00	0.67	0.50	0.40	0.33	0

gas cooled reactor에서는 核燃料棒이 數千個이고 發電所 運轉中에 燃料을 交替하는 소위 On-load Refueling을 擇하는데 이런 方式을 Graded Refueling이라 한다. 따라서 이 方式은 各燃料棒의 燃焼度를 거의 같도록 運營할 수 있고 또한 最大限으로 燃焼시킬 수 있다.

VI-4. Out-in Refueling

Graded Refueling이나 Scatter Refueling은 Simple Batch Irradiation보다 爐心內 中性子束 分布가 平坦하다고 보지만 아직도 爐心中央은 높고 가장자리는 낮은 傾向이 있다. 이같은 결함을 補正할 目的으로 Yankee Reactor에서는 中央部의 中性子束分布(或은 出力分布)를 더 억제하기 위하여 外部燃料을 交替時마다 한 領域씩 中央部로 옮기는 方式을 쓰고 있는데 이것을 Out-in Refueling이라 한다. 대개 燃料을 3~4個群으로 分類하고 各群을 이루는 annular zone에 同一量의 燃料을 配置하고 第1回 燃料交替時에 가장 많이 燃焼된 内部領域을 빼내 그자리에 바로 바깥에 있던 燃料을 옮겨 놓고 같은 방법으로 남은 領域들은 차례차례로 爐心 안쪽으로 移動裝填하고 外廓領域에다 새 燃料을 裝填하는 方式이다. 이렇게 되면 原子爐가 平衡狀態에 到達한후 爐心出力分布는 cycle 初期 보다 中央部가 낮아지고 外廓部가 높아진다.

Out-in 方式에서는 Simple Batch Irradiation에 비해 尖頭와 平均出力 密度의 比가 1.5로 부터 1.3으로 減少하며 燃焼度는 50% 增加한다. 그러나 1,000 Mwe 級의 大型爐에서는 爐心이 너무 크기 때문에 中性子束이나 出力密度가 적지않게 depress 될 憂慮가 있다.

VI-5. Modified Scatter Refueling

지금까지 記述한 OFF-LOAD Refueling 方式中에는 Scatter와 Out-In이 比較的 좋은 것을 알 수 있고 이 두方式中 長點만 採擇해서 改良한 燃料交替方式이 modified scatter refueling이라 할 수 있다. 5個 zone인 경우 爐心을 크게 外廓領域과 内部領域으로 區分하고 外廓領域에 총燃料의 $\frac{1}{5}$ 을, 内部領域에 $\frac{4}{5}$ 를 各各 裝填하며 内部 領域을 다시 4個群으로 나누고 Scatter Refueling 方式을 適用한다. 燃料交替時마다 内部領域에서 가장 많이 燃焼된 燃料을 빼내고 그자리에 外廓領域에

있었던 燃料을 移動裝填하고 새 燃料을 外廓領域에 채운다. 이렇게 하면 内部領域內에서 比較的 많이 燃焼된 燃料은 Flattened zone 口實을 하고 外廓領域에 새로히 裝填된 燃料은 Buckled zone 投割을 하게 되므로 장차는 초기 잉여 反應度值가 적고 燃焼도가 높은 5-zone modified Scatter Refueling 方式의 實現可能性이 많다.

VI-6 Steady Axial Fueling

中性子束이 높은 爐心 中央部와 中性子束이 낮은 外廓部에 들어가는 核燃料의 制禦速度를 달리하는 方式이다. 換言하면 爐心內 核燃料棒을 上下方向으로만 繼續적으로 移動시키면 되는데 中央部는 더 빠르게 外廓部로 갈 수록 점점 느리게 움직여서 交替하는 方式이다. 이렇게 되면 爐心內 核燃料의 燃焼度는 거의 같게 될 것이고 Graded Refueling 처럼 核燃料의 平均組成과 反應度가 時間經過에 따라 無關하며 Cycle 時間에 따라 Control poison을 넣을 必要가 없게 된다. 一例로 Canadian 重水爐(CANDU)는 核燃料의 移動方向을 두군데로 하여 서로 隣接한것 끼리 反對로 움직이게 하여 核燃料의 組成이 大體적으로 均一하고 燃料의 空間平均照射를 位置에 關係없이 一定하게 할 수 있다.

VI-7. 核燃料 交替 所要時間

캐나다에서 開發한 重水型爐와 主로 英國에서 建設한 가스 冷却爐에서는 運轉中에도 核燃料을 交替할 수 있다는 特徵이 있어서 原子爐의 稼動率이 輕水爐에 비해 燃料交替 時間 만큼 높다. 그러나 輕水爐에서는 새 燃料을 裝填하고 既使用 燃料은 빼 내고 同時에 爐心部內의 燃料을 相互間 交替해야 하므로 Pressure Vessel의 뚜껑을 열어야 하며 이에 수반된 모든 作業을 해야 한다. 이 作業은 그림 17에 나타난 대로 대충 33가지의 단계로 區分되며 所要時間은 약 20일로 잡는 것이 보통이다. 그러나 原子爐 maker는 이 時間을 故意로 단축하여 proposal에 적을 때 대략 2주간으로 하는 傾向이 있다. 만일 燃料교체시간이 20日이라고 하면 이것은 年全體의 時間의 5.5%에 해당하는 것이다. 그림 17에서 보는 바와 같이 대부분의 作業은 앞 段階의 일이 끝난 후에야 손 댈 수 있게 되므로 33가지의 일중 하나라도 지

REFUELING TIME ESTIMATE - 2 LOOP NSSS

OPER. NO.	DESCRIPTION OF OPERATION	REFUELING TIME DAYS AFTER ZERO POWER																
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
1	COOLDOWN AND DEPRESSURIZE	20HRS																
2	ENTER THE PLANT CONTAINER	4																
3	CHECKOUT REFUELING EQUIPMENT			48														
4	REMOVE AND STORE MISSILE SHIELD	2																
5	STRIP THE REACTOR VESSEL HEAD		20															
6	LOOSEN AND REMOVE RV STUDS		16															
7	TIGHTEN RV TO CONCRETE SEAL		3															
8	INSTALL GUIDE STUDS		2															
9	INSTALL STUD HOLE PLUGS		2															
10	REMOVE AND STORE RV HEAD		8															
11	FILL REFUELING CANAL			6														
12	DISCONNECT CRD SHAFTS			5														
13	RETRACT INCORE INSTRUMENTATION			3														
14	REMOVE UPPER CORE SUPPORT AND STORE			4														
15	REMOVE REPLACE AND REPOSITION CORE					76												
16	REINSTALL UPPER CORE SUPPORT					4												
17	CONNECT CRD SHAFTS					5												
18	REPLACE RV HEAD					6												
19	EMPTY REFUELING CANAL						6											
20	INSPECT AND CLEANUP RV SEAL SURFACE						2											
21	DECONTAMINATE AND CLEANUP REFUELING CANAL						12											
22	REMOVE GUIDE STUDS AND STUD HOLE PLUGS						2											
23	UNBOLT RV TO CONCRETE SEAL						3											
24	REPLACE AND TIGHTEN RV STUDS						16											
25	REFILL PRIMARY SYSTEM AND PERFORM COLD HYDROTEST											24						
26	REMAKE ALL CONNECTIONS TO RV HEAD											26						
27	REPLACE MISSILE SHIELD											2						
28	CONTROL ROD DROP TEST(COLD)											8						
29	INITIAL CRITICALITY(COLD, BORATED)											6						
30	HEATUP AND PRESSURIZE											16						
31	TEST FOR BORON CHANGES											8						
32	SAFETY VALVE CHECK TEST FOR BORON(ALL RODS OUT)											18						
33	CONTROL ROD DROP TESTS(HOT)											8						

그림 17. Refueling Time Estimate

연되면 전체가 늦어질 가능성이 짝다. 따라서 교체시일을 20일로 잡는 것도 무척 tight 한 schedule 이라 한 것이다.

VII. 核燃料의 再處理

輕水爐에서 사용하는 核燃料은 低濃縮 우라늄이지만 爐心에서 使用이 끝난 후에도 自然우라늄에 比해 濃縮度가 높고 또 高價의 plutonium 이 生成되기 때문에 이를 回收하여 再使用하게 된다.

核燃料 再處理方法은 과거 25年間 各國에서 활발히 研究되어 왔다. 1941年 seaborg 등이 元素 94番의 plutonium 을 發見한 이래 核工學, 物理, 化學, 금속, 化工 등 여러 分野에서 이 研究業績은 그 質과 量面에서 다른 어느 研究보다도 우수하였다고 할 것이다. 特히 1960年代에는 各國에서 研究한 核燃料 再處理工程을 서로 公開하게 되었으며 溶媒抽出法을 中心으로 한 工程은 그 細部에 이르기까지 相當한 範圍의 研究結果가 發表되어 있으며 既使用 燃料을 Halogen 化 하여 直接휘발시켜서 Pu, U 를 蒸溜分離하는 工程도 지금은 pilot plant 段階의 일을 하고 있는 것으로 알려져 있다. 어느 工程을選擇하느냐 하는 것은 各國의 設置 原子爐에 따라, 그리

고 各國의 經濟事情에 따라 다를 것이다. 우리나라에도 1970年代 下半期에는 첫 原子力 發電所가 稼動되기 시작할 것이고 그 후에도 연이어 建設될 것이므로 既使用 核燃料의 再處理 問題에 대해서 記述코자 한다.

VII-1. 再處理工場

再處理 事業의 經濟性은 순수한 民間企業으로 볼 때 적어도 工場操業量이 日當 1屯(우라늄)은 되어야 함으로 이는 原子力發電 設備와 直接的으로 關聯된다고 볼 수 있다. 이런 點에 비추어 自體 操業量은 原子力 發電 施設이 적어도 10,000 MWe 는 確保되어야 하나 將次의 需要를 감안해서 再處理事業의 國産化를 고려하면 우선 政府補助로 pilot plant 를 設置하고 이에 關한 技術開發이 先行되어야 할 것이다. 본란에서는 小規模의 工場과 아울러 各 工程의 技能을 概觀키로 한다.

工場規模 0.7屯/日

處理對象燃料

i) 燃料最大寸수[4.7m 일변(지름)], 길이 [26cm]

ii) U 最大濃縮度, 4 w/o U_{235}

iii) 燃焼度, 比出力

自然우라늄 3,900 MWD/T, 3.16 MW/T

濃縮우라늄 28,000 MWD/T, 35 MW/T

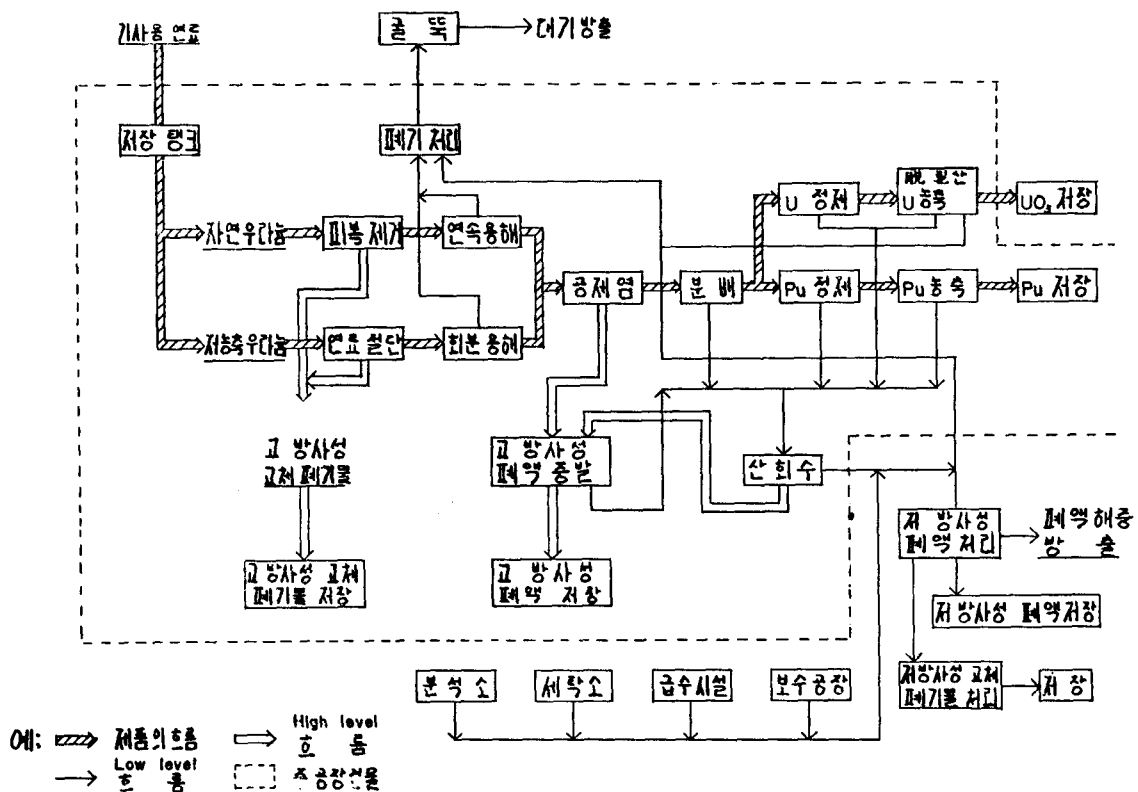


그림 18. 제처리 공정 Block Diagram

處理方式：濕式 purex 법
製品

- i) 精製 3酸化 우라늄 粉末(UO_3)
- ii) 精製 窒酸 plutonium 溶液 [$Pu(NO_3)_4$]

VII-2. 工程概要

代表的인 再處理工程은 그림 18에 例示되어 있고 重要工程의 技術의 內容을 보면 다음과 같다.

가. 既使用 燃料의 冷却 貯藏

自然우라늄 약 150日
底濃縮 우라늄 約 180日) 再處理工場內

나. 機械的 處理 및 溶解

이 工程은 自然우라늄과 濃縮 우라늄으로 나누어 處理된다. Magnox 被覆 自然우라늄 燃料은 水中에서 被覆物을 機械的으로 除去하고 알맹이 燃料棒은 水壓供給器로 取出하여 溶解槽에 連續的으로 供給하면서 11 Normal 窒酸으로 溶解한다.

Stainless 被覆低濃縮 우라늄 燃料은 貯藏水槽로 부터 conveyer 로 건져내어 썰 톱으로 被覆物을 베어낸 다음 3cm 程度の 길이로 썬다. 이와같이 切斷된 燃料토막은 그 밑에 있는 灰分溶解槽의 Basket 에 쌓이게 되는데 이 溶解槽에는 7 Normal 窒酸으로 燃料가 溶解되며 녹지않는 被覆材는 Basket 에 남아 固體廢棄物로 處理된다.

다. 控除染工程

燃料溶解液은 給液調縱槽에서 窒酸濃度 3 Normal 로 調縱되는데 自然 우라늄은 300 g/l, 低濃縮 우라늄은 180 g/l 程度로 된다. 控除染 工程에서는 mixer-settler 抽出器로 TBP+Dodecane 有機溶媒(TBP=Tributyl Phosphate)에 의해 窒酸溶液으로 부터 우라늄과 Pu 을 抽出하면 大部分의 核分裂生成物은 液相으로 남는다. 이 液相의 核分裂生成物은 高放射能 廢液處理工程으로 옮겨져 貯藏된다. 有機相은 다음 抽出過程으로 가서 묽은 窒酸溶液(0.02 N)에서 우라늄과 Pu 이 다시 液相에서 逆抽出되는 同時에 核分裂生成物이 分離된다.

라. 分配工程

우라늄과 Pu 을 含有하는 有機溶媒는 다음 抽出器에 옮겨져 Pu 은 窒酸 Uranase+Hydragine 에 의해 4價에서 3價로 還元되어 水相으로 옮겨간다. 有機 溶媒中에 남은 우라늄은 後段의 抽出器로 가서 묽은 窒酸에 의해 逆抽出되어 液相으로 옮겨진다. 즉, 이 工程에서 우라늄과 Pu 이 完全히 分離된다.

마. 우라늄 精製, 濃縮, 脫窒酸 및 저장

우라늄을 含有하는 液相은 한번 더 酸度를 조종한 後 抽出 및 逆抽出工程을 거치면서 더 精製된다. 精製된 溶液은 두 段階의 蒸發器에 의해 우라늄 1450 g/l, 窒酸濃

度 2.6 Normal 程度로 濃縮된다. 이와 같이 濃縮된 우라늄 溶液은 流動床式 脫窒酸塔에서 300~400°C 의 高溫空氣에 의해, 窒酸이 빠져나가고 UO_3 粉末이 되는데 이것을 最終製品으로 하여 Drum 에 貯藏한다.

바. Pu 精製, 濃縮 및 貯藏

分配工程에서 넘어온 Pu 을 含有하는 液相은 酸度調縱과 亞窒酸가스(HNO_2)를 써서 Pu 을 4價로 만든 다음 溶媒抽出에 의해 有機溶媒로 보내서 分配工程과 同一한 操作으로 Pu 을 3價로 만들어 液相中에서 逆抽出한다. 精製된 窒酸 Pu 溶液을 蒸發器에서 Pu 250 g/l, 窒酸 5.4 Normal 程度로 濃縮하여 마지막으로 核의 臨界를 고려한 環狀二重圓筒槽에 貯藏한다(最終製品).

사. 溶媒 및 酸回收

各工程의 抽出器에서 排出되는 既使用 溶媒는 그 汚染度에 따라 2 내지 4段 抽出型 洗精器로 炭酸 Na 洗滌을 하고 工程에 다시 使用한다. 自然우라늄 溶解工程에서 發生되는 ガス中 回收할 窒酸은 그대로 溶解槽에 떨어지거나 低濃縮 우라늄系에서 回收되는 酸分은 酸回收工程으로 옮겨진다. 酸回收工程은 주로 分配, 精製 및 濃縮증발판에서 남은 것을 모아 蒸發濃縮한다. 濃縮分은 高放射性 廢液處理工程으로 보내고 蒸發分은 窒酸 精溜塔에서 回收하고 이를 調整하여 各工程에 再使用한다.

아. 放射性 氣體의 處理

工場의 換氣 및 排氣系는 槽類換氣系, cell 換氣系 및 建物換氣系의 세가지로 區分된다. 槽類換氣系, 특히 放射能이 강한 溶解工程槽의 排氣는 3회의 alkali 洗精과 4회의 高性能 filter 를 거치게 하고 다른 槽로 부터 들어오는 분출물은 각각의 放射能에 따라 適切な 處理過程을 거친다음 換氣系에 合流한다. cell 換氣系는 最低 2회, 建物作業區域의 換氣系라도 적어도 1회는 高性能 filter 를 거치게 되어 있다. 이 세가지 effluent 는 最終的으로 約 100 m 높이의 排氣筒을 지나 大氣로 放出된다. 放射能이 강한 換氣系統은 周圍보다 더 낮은 氣壓으로 維持하고 各系統마다 Damper 를 붙쳐 逆流을 防止하고 있다.

자. 放射性 廢液處理

高放射性 廢液은 控除染工程에서 排出되는 液相이 大部分을 차지하고 同 工程의 洗精廢液 및 酸回收工程의 蒸發판의 濃縮液도 包含된다. 이런것은 高放射性廢液貯藏槽에 永久히 貯藏한다. 低放射性廢液은 分配, 精製工程에서 排出되는 抽出殘液, 高放射性 廢液 殘溜分 및 우라늄 脫硝廢液洗精液 등을 包含하는데 이러한 廢液은 前述한 酸回收工程의 處理를 거친다. 그 외에 工場各部의 洗精廢液으로 排出되는 아주 낮은 放射性 廢液은 放射能의 程度에 따라 네가지로 分類하여 貯藏槽에 貯藏

하고 그 一部는 蒸發處理나 化學處理를 거쳐 安全하다
도 認定되면 바다에 放出한다.

차. 放射性 固體廢棄物 處理

機械的인 處理 및 溶解工程에서 排出되는 燃料과 附屬品이나 工場運轉中에 汚染된 機器 및 工具類는 高放射性 廢棄物로 取扱하여 構內 貯藏庫에 永久貯藏한다. 放射性 固體廢棄物은 工場一帶에서 排出되며 性質上 可燃性, 不燃壓縮性, 非壓縮性으로 分類하고 燒却, 壓縮 切斷하여 Concrete 固化 處理나 Drum 통에 넣어 低放射性 廢棄物 貯藏所에 永久히 貯藏한다.

파. 工場과 周圍環境

再處理工場에서 周圍環境에 放射되는 放射性 廢棄物로서는 排氣筒에서 放出되는 排氣와 配水管을 通해 바다로 나가는 排水를 들 수 있다. 그 外의 各種 排氣物은 放射性物質이 地下에 浸透되지 않도록 만든 貯藏施設에 貯藏하므로 工場敷地 外部에는 影響이 없다. 約 100 m 되는 排氣筒에서 放出되는 放射性 氣體中에서는 稀氣體로서의 Krypton-85를 들 수 있는데 이에 의하여 一般人이 받는 線量은 最大濃度を 假定하여 計算하더라도 100-150 mr 程度다. 이 放射性 氣體는 大氣圈에서 他元素와 結合하지 않으며 半減期가 거의 10年이 되는 同位元素이므로 原子力發電 施設의 增加에 따라 漸次 大氣中에 累積되리라는 見解도 있으나 人體에 큰 影響을 주지 않을 것으로 알려져 있다. 排水는 1日 約 300屯으로서 그 放射能은 低濃縮 富라늄을 處理하는 경우에 日當 0.7Ci로 計算된다. 이 값은 英國 Windscale, 프랑스의 La Hague 工場에 比하면 낮은 값이다.

VII-3. 海外에서의 再處理 現況

現在 自由世界에는 約 20餘個의 核燃料 再處理 工場이 建設 및 稼動中이나 그 設立 目的을 보면 軍事用, 材料試驗用 및 商業用 등 多樣하다. 本欄에서는 主로 商業用 再處理 工場을 拔萃하여 處理能力, 核燃料의 形態 및 處理方法 등을 表 18에 提示하여 再處理 事業의 現況을 살펴 보려 한다.

VII-4. 再處理 副產物

輕水爐에서 燃燒된 核燃料은 富라늄의 殘存價値와 새로 生成된 Pu가 있으므로 再處理의 必要性이 있다.

예를 들면, 古里의 平衡爐心일 경우 각 region에 새로이 裝填되는 富라늄의 값어치는 \$4,407,000인데 사용 후에도 아직 \$736,000에 해당하는 富라늄과 \$879,000어치의 플루토늄이 들어 있다. 現在까지의 技術水準으로 봐서 技術성이 實證되어 運轉中인 商業用 原子爐는 熱中性子爐이긴 하지만 그래도 核燃料中 95% 以上은 U²³⁸ 同位元素이므로 이중 一部가 Pu으로 變換하게 된다. Pu 同位元素中 約 80%를 차지하는 Pu²³⁹와 Pu²⁴¹은 分裂性 同位元素일 뿐더러 fission cross section과 每回 分裂時의 中性子 放出數(η) 등 核的 性質이 오히려 U²³⁵ 보다 有利함으로 有用한 核分裂性物質이라고 볼 수 있다. 熱中性子 領域과 高速中性子 領域에 있어서의 Pu 同位元素의 核特性을 富라늄과 比較하여 보면 다음과 같다.

Pu²³⁹는 熱中性子領域에서 U²³⁵에 비해 fission cross-section이 거의 두배 크고 每 fission當 放出 中性子數

表 18. 自由世界 再處理 工場現況(研究用, 軍事用 除外)

工 場 名	國 名	所 在	完成年度	處 理 燃 料	處 理 能 力	處 理 方 式
Nuclear Fuel Services Plant	U. S. A.	N. Y州	1966	自然U, 低濃縮U	1屯/日	PUREX 法
GE Plant	"	Morris, Ill.	1970	低濃縮U	"	Aq. fluor 法
Allied Chemical	"	美國東南部(豫定)	1973	自然U, 低濃縮U	數屯/日	溫式法
National Lead	"	未 定	1973	" , "	1屯/日	"
WindScale Plant	U. K.	Windscale	1964	Magnox 被覆 自然 富라늄	5屯/日	PUREX 法
Dounreay MTR	"	Dounreay	1959	Al 被覆 93% 濃縮U		TBP 抽出法
FRED Plants	"	"	1959	FBR 燃料對象		"
Dounreay FBR	"	"	1959	FBR 燃料對象		"
La Hague	France	Cherbourg	1966	Mg 被覆自然U	2屯/日	PUREX 法
Marcoule Plant	"	Marcoule	1957	" "	生產規模	PUREX 類似法
Pout Plant	Italy	Saluggia	1967	ThO ₂ -UO ₂	15~30kg/日	"
Trombay	India	Trombay	1965	自然U	100kg/日	PUREX 法
Karlsruhe	West Germ.	Karlsruhe	1968	自然U 및 濃縮U	120kg/日	
PNC	Japan	東 海 村	設置中 1973豫定	" "	700kg/日	PURFX 法

表 19. Pu Nuclear Data (2200 m/sec)

	σ_a	σ_f	α	ν	η
BNL-325 (1960)	1028(b)	742(b)	0.385	2.89	2.08
SHER (1962)	1030.1(b)	748.2(b)	0.377	2.882	2.093
WESTCOTT (1964)	1006.8(b)	719.9(b)	0.3590	2.8979	2.140

表 20. 同位元素別 Nuclear Data

fissile Isotope	σ_f	σ_c	ν
U^{233}	572.2(b)	58.1(b)	2.5091
U^{235}	526.1(b)	101.36(b)	2.4498
Pu^{239}	1218.8(b)	652.64(b)	2.885
Pu^{241}	1439.1(b)	35(b)	

도 더 크다(表 19, 20). 이는 Pu 을 熱中性子爐에 recycle 할 수 있다는 것을暗示해 준다. Fast reactor 에서도 上述한 Parameter 는 有利하므로(表 21) 將次 原子力發電分野에 있어서 大宗을 이루게 될 高速增殖爐나 高速爐에 Pu 이 核燃料로서 重要な 役割을 할 수 있다는 것을 알 수 있다. Pu 以外에도 再處理에서 回收할 수 있는 有用한 同位元素로서 Np^{237} , Cf^{252} , Cu^{242} , Am^{241} 등을

表 21. One Group Cross Section and Other Parameters for 4000-1 Fast Reactor.

Parameter	U^{235}	Pu^{239}	Pu^{241}	Pu^{240}	Pu^{242}	U^{238}
ν	2.45	2.94	3.02	3.28	3.27	2.82
$\sigma_f(b)$	1.9	1.9	2.7	0.31	0.31	0.04
$\sigma_c(b)$	0.51	0.41	0.34	0.49	0.49	0.28
η	1.93	2.41	2.67	1.27	1.27	0.35

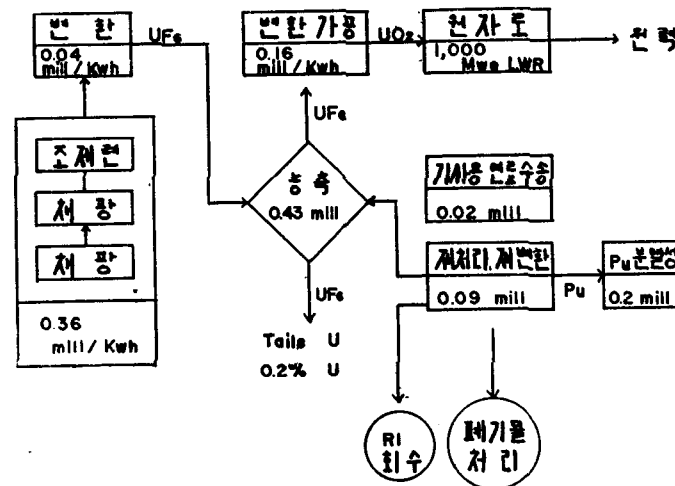


그림 19. 1980년 LWR 연료주기비 (AEC report ORO-668)

들 수 있으나 本欄에서는 核燃料로서 商業的 價値가 認定되는 Pu (分裂性)에 局限하여 論議하기로 한다.

가. 核燃料 週期上的 Plutonium

그림 19는 AEC 報告書 ORO-668에 소개된 1980년의 改善된 輕水爐의 燃料 週期費와 그 費用 分布이다. 總燃料 週期費 1.23 mills/kwh 中 Pu credit 는 約 14%인 0.2 mills/kwh를 차지 하고 있다. 다시 말하면 하나의 燃料週期單價에 所要되는 總費用은 1.43 mills 이지만 約 14%에 該當하는 費用이 Pu credit에 의해 輕減되므로

核燃料 週期上的 Pu 價値는 적지 않는 比重을 차지하는 것이다. 이런 點으로 미루어 보아 獨自의인 核燃料 週期運營은 이 Pu 을 어떻게 利用하느냐에 따라 크게 달라진다. 世界的으로 高性能 高速增殖爐가 實用化될 時期는 1980年代 後半期로 보여지며 現實的으로 그때까지는 輕水爐가 原子力發電系에서 主軸을 이룰 것이다. 前述한바와 같이 Pu 은 輕水爐에도 recycle 시킬 수 있는 核的 性質을 滿足시키므로 輕水爐에다 Pu 을 PuO_2-UO_2 (Natural) 形態로 裝填하면 이 燃料는 燃燒되면서 우라

表 22. Plutonium Contents of Irradiated Fuel

MUD/T	9,000	15,800	19,100	19,900	21,500	22,500
Initial U ²³⁵ (kg/t)	27.3	31.2	39.0	39.0	44.0	49.0
Final U ²³⁵ (%)	19.0	18.0	22.5	22.0	26.0	31.0
Pu (TOT) (kg/t)	4.43	6.18	6.72	6.86	7.18	7.25
構成比 (%)						
Pu ²³⁹	83.6	76.4	73.8	73.4	72.6	72.4
Pu ²⁴⁰	11.2	14.0	14.6	14.8	14.9	15.0
Pu ²⁴¹	5.2	9.6	11.6	11.8	12.5	12.6

늄(UO₂)으로 부터 Pu 이 生成되므로 濃縮 燃料에 比해 原鑛 所要量과 濃縮費 節減이 적지 않으리라는 것을 알 수 있다.

나. Plutonium Build-up

최근 특수 岩石中에는 몇 京分之一 정도가 존재 한다는 學說이 나오긴 했지만 Pu 은 30年前에 發見한 人工元素이어서 自然界에는 存在하지 않는 것으로 알려져 있는 것이 定說이다. 主로 輕水爐 燃料中 U-238이 中性子를 捕獲하여 Pu 으로 넘어 가므로 Pu 生成量은 燃料의 濃縮度나 燃焼度와 直接的으로 관계될 뿐더러 原子爐의 施設容量과도 函數관계가 있다.

伊太利 Trino Reactor 의 Irradiated Fuel 의 分析結果(表 22)를 보면 燃焼度가 增加됨에 따라 總 Pu 生成量은 增加하지만 核分裂性 同位元素인 Pu²³⁹ 의 占有率은 減少하는데 이것은 古里와 거의 비슷한 傾向을 보여 주고 있다. 이는 生成된 Pu²³⁹ 中의 一部는 燃焼되고 一部는 또다른 中性子 捕獲에 의해 非分裂性인 Pu²⁴⁰ 으로 넘어가기 때문이다.

輕水爐에서 回收되는 Pu 量의 增加 추세에 대한 美國의 推定報告를 보면 1970年代末에는 年間 20,000 kg, 1980年代末에는 約60,000 kg, 1990年代末에는 約 80,000 kg 이 될 것으로 展望된다(그림 20, 21).

다. Pu 燃料 加工

플루토늄도 우라늄과 마찬가지로 주어진 geometry 안

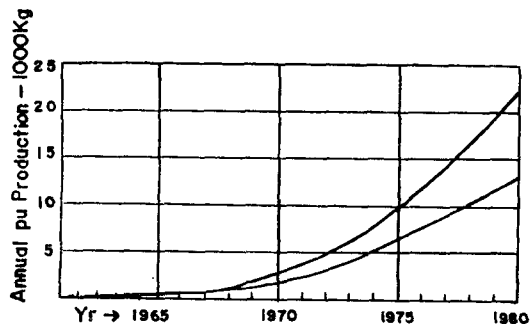


그림 20. Forecast Annual Pu Production Rates from Civilian Power Reactors

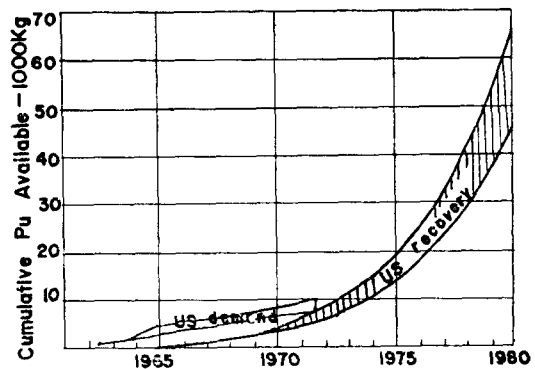


그림 21. Estimated Cumulative Recovery of Pu from Civilian Power Reactors Plotted against Possible Demand

表 23. Pu 燃料의 critical mass (kg)

Fuel	Nominal power (MWe)	critical mass(kg)
UO ₂ +PuO ₂	10	68.64
	20	95.52
	50	159.70
	100	236.17
	200	361.76
PuO ₂ +ThO ₂	10	69.4
	20	99.33
	50	173.0
	100	262.8
	200	411.75
PuO ₂ +Th	10	69.97
	20	103.41
	50	182.08
	100	280.6
	200	444.23

Core composition, Fuel:Na:Fe=35:50:15 in Volume
Blanket # UO₂:Na:Fe=60:25:15
 $\rho_{PuO_2}=\rho_{UO_2}=\rho_{ThO_2}=10g/cm^3$ (推)

에서 一定量에 이르면 臨界에 達하므로 Pu 取扱施設에 대해서는 嚴格한 計量管理를 해야 한다. 물이나 炭素 혹은 Be 등의 減速材와 共存하는 경우 臨界量은 작아지며 특히 均一 水溶液으로 球狀의 完全反射體로 쌓을 경우 650g 이면 臨界에 達하게 된다. 燃料 形態에 따른 臨界 質量을 例示한 것이 表 23이다.

따라서 Pu 化合物이 그 形態가 바뀌어지는 工程이나 pellet의 centerless 研削을하는 量的 把握이 困難한 工程에서는 더욱 注意해야 한다. 多量の Pu을 取扱할 경우 形狀變形만으로 臨界를 避한다는 것은 危險性을 內包하기 때문에 少量의 batch 處理를 하는 것이 安全하다. 한편 Pu 自然崩壊로 부터 放出되는 γ 線은 人體에 대단히 有害하므로 密閉된 場所에서 取扱하거나 實驗室의 氣壓管理를 徹底히 해야 한다. Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} 는 강한 γ 線 및 自體核分裂이나 (α, n) 反應에 의한 中性子 放出이 豫期되므로 local shielding, remote control 및 作業時間 短縮이 不可避하다. 이런 點으로 미루어 보아 Pu 取扱施設은 비싸며 操業費도 우라늄에 비해 많다. 특히 Pu 取扱量이 적은 施設에서의 間接的인 經費는 相對的으로 큰 部分을 차지하게 된다.

Pu 燃料 加工費는 將次の UO_2 燃料加工價格을 감안하여 推算하는 方法도 있다. 現在 UO_2 燃料價格은 \$70~120/kgU 이고 앞으로 大量生産과 工程標準化에 따라 漸次 下落할 것으로 보인다.

UO_2 燃料 加工費

粉末調整用 建物費 = $1.2 M^{0.46} \times 10^6 \$$

機器費 = $3.0 M^{0.57} \times 10^6 \$$

年間操業費 = $1.0 M^{0.50} \times 10^6 \$ / 年$

[M는 年間處理 U重量(吨)]

pellet 製造 1日當 pellet 生産數를 P로 놓으면

建物費 = $740 P^{0.7} \$$

機器費 = $900 P^{0.68} \$$

年間操業費 = $39,000 P^{0.3} \$ / 年$

燃料棒封入 1日當 燃料棒 生産數를 R로 놓으면

建物費 = $40,000 R^{0.7} \$$

機器費 = $52,000 R^{0.62} \$$

年間操業費 = $36,000 R^{0.62} \$ / 年$

材料 및 出荷費

BWR에 있어서는 \$25/lb Zirconium

Zircaloy tube 製作費 = $354[28.4(d_o - t)t + d_o] \$ / 100ft$

Zircaloy plug = $7,600 d_o \$ / 100 sets$

장식 Stainless in connel = \$19/lb

Zircaloy = \$40/lb

但 여기서 d_o = 外徑, t = 두께

이러한 條件下에서 建物 15年, 機器 7.5年, 償却期間과 固定費, 間接費 및 5%의 研究開發費를 加算하고 總括的으로 燃料加工 cost를 表示하면 다음과 같다.

$$BWR \text{ 燃料 } (\$/kgU) = \frac{31.6M^{-0.425}}{L} + 28.7M^{-0.097}$$

$$PWR \text{ 燃料 } (\$/kgU) = \frac{40.0M^{-0.414}}{L} + 30.2M^{-0.097}$$

但 L: Plant 稼動率

M: 年間 우라늄 處理量(ton)

따라서 이상의 UO_2 加工價格을 참작하여 PuO_2-UO_2 加工價格을 表現하면 다음과 같다.

$$BWR \text{ 燃料 } (\$/kg(U+Pu)) = \frac{37.7M^{-0.452}}{L} + 28.7M^{-0.097}$$

$$PWR \text{ 燃料 } \quad \quad \quad = \frac{47.5M^{-0.437}}{L} + 30.2M^{-0.097}$$

將次の 工程 技術向上과 大量操業에 따른 費用 低下를 參작하고 各年度別 Pu-U 加工費를 推算한 結果를 보면 그림 22와 같다.

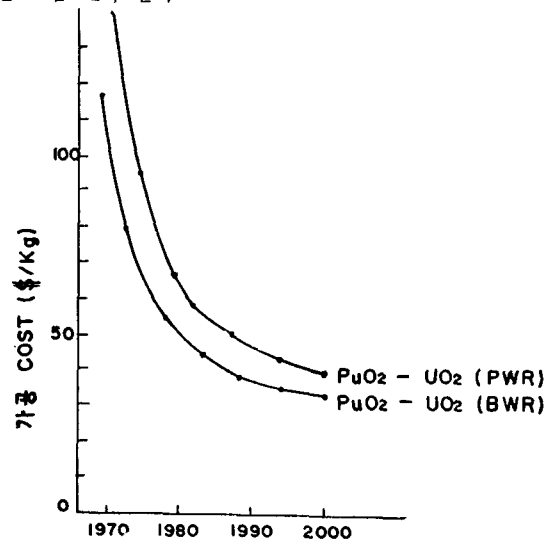


그림 22. 연료 가공비 추세

라. Pu 燃料設計

Pu^{239} 및 Pu^{241} 은 U^{235} 보다 더 좋은 核分裂性 元素이긴 하나 resonance region에서 큰 absorption peak가 있고 非分裂性 同位元素인 Pu^{240} 도 1.0 eV 부근에 아주 큰 resonance absorption peak가 있어서 Pu 燃料은 中性子 energy spectrum에 따라 reactivity가 현저하게 變한다(그림 23, 24).

Pu 燃料은 U^{235} 에 비해 delayed neutron fraction이 적으므로 動特性變化도 조금 빠르다. 고로 運轉上的 問題를 신중히 考慮해야 한다.

지금까지 Pu 燃料의 物理研究에 관한 臨界實驗은 均一한 Pu 格子系에서 實施되었고 燃料 設計研究도 均一

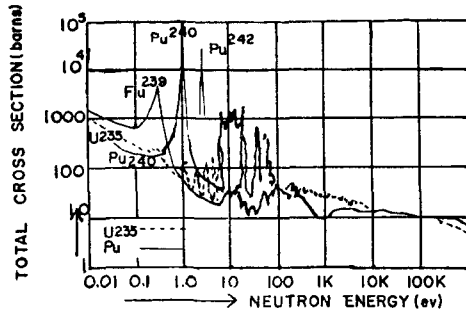


그림 23. Variation of Total Cross-section with Neutron Energy.

U-235 Resonances are not Shown Above ~8eV. Mean Resonance Spacings (σ) are $\sigma(\text{U-235})=0.6\text{eV}$, $\sigma(\text{Pu-239})=2.6\text{eV}$; $\sigma(\text{Pu-240})=10\text{eV}$.

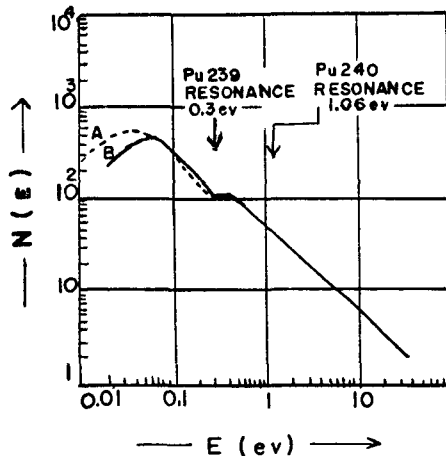


그림 24. Comparison of Experimental and Theoretical for ZENITH, Pu Core 7.

..... A: Gas Model

—— B: Experimental Spectra Normalized at 2 eV.

系에서만 進行되어왔다. 한편 Pu를 輕水爐에서 recycle 하는 경우, 輕水爐의 우라늄爐心을 一時에 Pu 燃料로 代置하기는 어려우므로 우라늄 燃料 交替時에 漸次的으로 바꾸는 方式을 取하는 것이 좋을 것이다. 이런 경우 爐心部는 우라늄 燃料과 Pu 燃料이 混合 構成되므로 該當 爐心에 대해서 經濟性을 包含한 燃料 設計 研究가 進行 되어야 한다. 輕水爐系에서는 中性子 擴散距離가 짧으므로 大型燃料 集合體(U)를 爐心外廓에 Pu 格子는 爐心中央에 裝填하도록 爐心을 設計하게 되는데 이런 경우 隣接 우라늄格子나 制御棒 및 물근방에 peaking 이 생기게 되므로 이것 역시 解決해야 할 하나의 課題로 남아있다.

References

- 1) W.J. Gallagher and T.R. Robbins, Nuclear Fuel, Nucleonics, P. 29, May 1967.
- 2) R.B. Carrs, Fuel Cost Accounting, Nucleonics, P. 39, June 1967.
- 3) Chemical Processing Plant, Hearing before Joint Congressional Committee on Atomic Energy, May 14, 1963.
- 4) J.O. Blomeke et al, Estimated Costs for Management of High-Activity Power Reactor Processing Wastes, AEC Report, ORWL-TM-559, May 13, 1963.
- 5) Packaging of Radioactive Material for Transport, Atomic Energy Commission Regulations Title 10, Part 71, Federal Register 31, 9941, July 22, 1966.
- 6) Jackson and Moreland, Current Status and Future Technical and Economical Potential of LWR, WASH-1082, March 1968.
- 7) D.J. Bachs et al., Core Management and Fuel Cycle Costs, American Power Conference, April 1969.
- 8) J.R. Dietrich, Operating Considerations in Fueling of the PWR, NUCLEX'69 Industrial Colloquium, October 1969.
- 9) H.L. Sobel, Economic Criteria for Fuel Management, Presented at Eng. Inst. on the Current Status of Fuel Management (1968).
- 10) E. G. Adensam et al., Computer Methods for Utility-Reactor Physics Analysis, Reactor and Fuel Processing Technology, Spring 1969.
- 11) Justin T. Long, Eng. for Nuclear Reprocessing, Chapt. 4 (1967).
- 12) R.G. Schwieger, Analysis for Fuel Cycle Components, Power, Vol. 113, Dec. 1969.
- 13) Westinghouse Electric International Co., Nuclear Fuel Proposal to Korea Electric Co., ROK, Vol. 4, Section 8 (1968).
- 14) 日本原子力工業, 燃焼, 動特性計算, Vol. 15, No. 9, Sept. 1969.
- 15) 日本原子力工業, 最適燃焼度管理, Vol. 16, No. 2, Feb. 1970.
- 16) 安久津英男, Plutonium 燃料의 加工技術上 取扱技術, 原子力工業, 12, 1967.

- 17) 中村康治, Plutonium 開發의 問題點, 原子力工業, 12月 1967.
- 18) O. J. Wick *et al.*, Plutonium Handbook, Vol 2, p. 526, USAEC, (1967).
- 19) S. Lawroski, Survey of Separations Processes- Other Than Solvent Recovery, Chem. Eng. Prog., 51, 461 (1955).
- 20) P. Regnant and M. Bourgeois, On the Separation of Uranium and Plutonium, Kerntechik, 7, 388 (1965).
- 21) Applied Atomic, New Process for Extracting Plutonium, p. 3, Jan. 2 (1963).