

● 技術展望

高速增殖爐의 開發現況

安 熙 道\*

— 一 차 레 —

- |              |                         |             |
|--------------|-------------------------|-------------|
| 1. 總 論       | 7. 燃料의 熱燃度              | (1) 美國의 경우  |
| 2. 原子爐의 基本原理 | 8. 燃料                   | (2) 英國의 경우  |
| 3. 轉換 및 增殖   | 9. Sodium의 物理的 및 熱的性質   | (3) 佛蘭서의 경우 |
| 4. 高速增殖爐의 原理 | 10. 液體希坦材 Sodium 및 그 性質 | 13. 結 論     |
| 5. 爐物理的 考察   | 11. Sodium의 化學的 性質      |             |
| 6. 斷面價       | 12. 先進各國의 高速爐開發現況       |             |

1. 總 論

現代人類社會에서 가장 便利한 energy형태는 電氣의 energy임은 周知의 사실이다. 과거 數年間 우리나라의 經濟는 급템포로 성장하여 年평균成長率은 10%를 上廻하는 高水準을 維持하여 왔으며 이에 따라 energy需用도 급격히 增大하여 왔다.

우리나라의 產業構造는 廉價한 石油資源을 中近東地域으로 부터 輸入할수 있었던 관계상 全적으로 石油에 依存하는 方式으로 變化하여 왔던 것이다. 그러든것이 昨年에 일어난 中東전쟁의 재발로 產油國들이 이것을 武器化하고 그價格을 大幅引上하므로써 우리나라의 產業은 큰 타격을 받게 되어 81년도를 向한 우리의 經濟目標는 큰 差質을 갖어오게 된 것이다. 最近資料에 의하면 우리나라가 74年度에 石油에 支拂해야 할 總額은 10數億弗에 達하고 經濟開發目標年度인 81年度까지는 무려 100億弗以上을 支拂해야 한다는 것이다.

현재까지 알려진 全世界의 石油資源은 約 3,000億噸程度로 알려져 있는데 현주세로 消費한다면 尙後 20年이던 바닥이 난다는 結論이다. 未確認된 資源까지 쳐더라도 30년이상은 지탱하기 어렵다는 推定이다. 앞으로 계속 우리가 石油資源에만 依存한다고 할때

- 1) 莫大한 量의 原油供給을 產油國으로부터 保障받아야 할것이고
- 2) 이와같은 莫大한 量의 原油를 輸送할 수단과 流通구조가 확립되어야 하며

3) 또 莫大한量의 原油를 處理할 石油工場(精油工場)과 이에 따른 公害문제를 해결해야 한다는 難문제가 따른다.

이상으로 보아 石油資源에 全적으로 우리의 經濟開發을 의존시킨다는 것은 확실히 極한 艱難에 淪임이 없다.

이점에서 政府에서도 81년도를 向한 長期經濟開發計劃에 따른 石油 energy資源의 供給計劃에 修正을 하여 energy源의 多元化를 企圖하고 있는 것으로 알려져 있다. 다시 말해서 代替 energy源을 發見하여 增大하는 energy需用에 대처하자는 것이다.

우리의 입장에서 고려될수있는 代替 energy源으로서는 우선 水力, 潮力, 原子力을 생각할수 있겠는데 이중 水力, 潮力은 資源面에서 限度가 있으므로 自然 原子力 energy가 資源論的見地에서 魅力을 던져준다고 하겠다. 더우기 原子力은 燃料의 輸送 支障, 公害라는 見地에서 보더라도 有利한 點이 많다.

古里에 建設中인 우리나라 最初의 原子力發電所는 7년도에 가서 完成될 豫定이지만 확실히 우리나라의 産業史上 획기의인 艱難에 淪임이 없겠다.

이미 이곳에 2號機의 增設計劃이 確定되었고 또 第二 原子發電所의 건설계획이 具體적으로 進行되고 있는 것으로 알려져 있다. 이 第二發電爐에는 Canada의 重水爐가 선정되어 具體的 交渉을 위해 韓國電力의 閔社長이 “캐나다”로 떠난 것으로 보도되고 있다. 이밖에 第三 第四의 發電爐建設計劃이 具體적으로 검토되고 그 位置選定도 최종단계에 있는듯 하다. 또 政府에서는 發電會社를 二元化하여 原子力發電所의 建設設計 그리고

\* 正會員 : 漢陽工大 原子力工學科 敎授

운전권리를 擔當할 原子力公社의 設立을 推進하고 있다는 것이며 이것이 實現될때는 아마도 몇개의 發電爐 建設計劃이 追加될 公算이 크다.

이상의 추세는 비단 우리나라가 直面한 문제만은 아니고 全世界의으로 일어나는 현상으로서 지금 各國은 原子力發電所의 導入에 熱을 올리고 있는 것이다.

最近資料에 依한 自由世界の 原子力發電設備容量의 推移를 표시하면 그림 1과 같다.

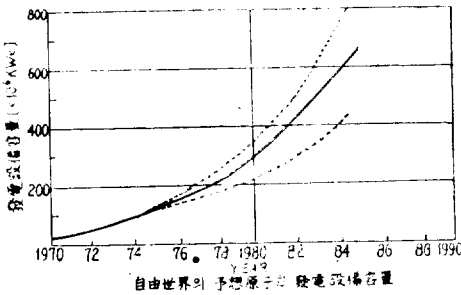


그림 1

그런데 현재까지 各國에서 建設되었거나 建設중인 商業用原子爐의 全部가 英國의 氣體冷却爐, 캐나다의 重水爐, 그리고 美國의 輕水の 加壓水型爐이며 이것들은 모두 熱中子爐라고 하는 것으로 그大部分이 U<sup>235</sup>를 分裂시켜 energy를 얻도록 設計된 것이다. 古里의 發電所에는 美國의 加壓水爐를 쓰게 되어 있음은 周知의 사실인데 이러한 type에서는 天然 uranium의 大部分을 찾아하는 U<sup>238</sup>을 有用하게 使用할수 없게 되어 있다. 이와는 달리 高速中子爐에서는 設計에 따라서 U<sup>238</sup>을 有用한 새로운 燃料로 전환하므로 結局 天然에 存在하는 uranium을 100% 活用할수 있게 한다.

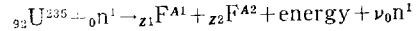
天然 uranium의 1%밖에 利用할수 없는 輕水爐의 경우 uranium鑛石費가 찾아하는 比率이 매우 큰데 비하여 高速增殖爐에서는 아주 낮게 된다. 이러한 點에서 볼때 天然 uranium利用率이 낮은 輕水爐는 將次 制限을 받을것이 豫想되며 高速中子增殖爐에 依해 代替될것이 確實하다. 事實上 高速爐의 實用化는 原子力分野에 종사하는 사람의 念願이며 현재 先進各國은 理想的原子爐의 實用化를 向하여 맹렬한 國際的경쟁을 벌이고 있는 것이다.

우리나라는 uranium鑛이 全然없어서 全的으로 外國에 依存할수 밖에 없으므로 uranium의 利用도가 낮은 熱中子爐보다는 高速爐의 實用化로 그만큼 資金面에서 利得을 얻게 될것이다. 現단계에서 高速爐의 技術은 未完成이기 때문에 商業用原子爐로는 熱中子爐가 當分간 利用될것이지만 1970年代의 後半 또는 1980年代의 初半에 가서는 아마도 商業用高速增殖爐가 등

장 할것으로 豫想되는 것이다. 以下 간단하게 原子爐의 基本개념을 소개하고 高速爐의 技術의 문제點 및 開發現況을 살펴 본다.

### 2. 原子爐의 基本原理

U<sup>235</sup>와 如한 核分裂性物質의 原子核이 中子를 吸收하여 分裂하면 energy의 放出과 同時에 몇개의 새로운 中子가 放出된다. 이것을 式으로 표시하면



여기서  $\nu$ 는 한 分裂에서 放出되는 中子數로서 그때 그때에 따라 0, 1, 2, 3, 4, 5의 整數인데 U<sup>235</sup>의 경우 平均値는 2.43개이다. 適當한 條件이 成立될때  $\nu$ 개의 中子中 한개가 또다른 核分裂性物質의 原子核을 分裂시켜 소위 連鎖反應을 일으킨다. 原子爐란 核分裂性物質과 그밖의 物質을 適當히 混合하여 一定한 率로 連鎖反應을 일으키게 하는 장치이다. 여기서 連鎖反應의 條件이란 分裂에서 生成되는  $\nu$ 개의 中子中 正確히 한개가 또다른 分裂을 誘導하는 경우이다. 이때 한 分裂이 한개 이상의 또다른 分裂을 誘導할때는 時間과 더불어 分裂이 擴大되어 結果의으로 爆發할것이고 (原子彈의 경우) 그 反對의 경우는 分裂數는 時間에 따라 쇠퇴하여 버린다. 이러한 세경우는 다음式으로 表示되는 增倍係數로 나타낸다. 即

$$k = \frac{\text{number of fission in one generation}}{\text{number of fission in immediately preceding generation}}$$

$k=1$  일때는 各世代의 分裂數가 一定値를 維持되는 狀態 即 소위 critical state이고  $k>1$  일때는 連鎖反應이 擴大되는 supercritical state  $k<1$  일때는 連鎖反應이 쇠퇴하는 subcritical state를 말한다. 原子爐가 critical state를 유지하자면 原子爐內에서 生成되는 中子와 消滅되는 中子사이에 平衡條件이 成立되어야 한다. 中子는 原子爐內로 부터 새어나가 없어지거나 爐內에서 各物質에 吸收되어 消滅된다. 이러한 消滅은 爐內構成物質의 組成에 關係한다. 가령 순수한 U<sup>235</sup>로 된 球形原子爐를 假想하자 球가 작으면 大部分의 分裂中子는 爐外로 새어나갈것이므로 連鎖反應을 일으키는데 必要한 充分한 分裂을 하지 못한다. 그러나 球의 크기를 크게 할수록 새어나가는 中子數의 比率은 相對的으로 減少한다.

中子의 平均自由行程에 比해서 球의 半徑을 크게 하면 中子의 leakage는 주로 表面近域으로부터 새어나가는데 反해 分裂은 球內部至全域에서 일어나므로 結局 leakage는  $r^2$ 에 比例하여 增加하고 全分裂數는  $r^3$ 에 따라 增加한다. 따라서 中子의 leakage와 生成의 比는  $\frac{1}{r}$ 에 따라서 減少하게 된다. 그리하여 어떤 爐內

에서 生成되는 中性子數와 leakage中性子數와는 平衡을 이루게 되는 어떤  $r_c$  値가 존재한다. 이러한 狀態가 곧 critical 狀態인 것이다.  $r_c$ 를 임계半徑(critical radius)라고 하고 이에 相應하는 核燃料의 質量을 임계質量(critical mass)라고 한다. 純  $U^{235}$ 의 경우  $r_c$ 는 約 8.7cm 임계質量은 約 5.2kg이다.

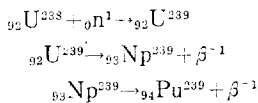
### 3. 轉換 및 增殖(Conversion and Breeding)

原子爐로 부터는 必然的으로 中性子が 새어나가고 또 一部는 吸收되어 損失되므로 核分裂性物質의 原子核에 中性子한개가 吸收되어 生成되는 中性子數  $\eta$  (이것은 前述한  $\nu$ 와는 다르다. 即 中性子が 分裂性核에 吸收되었다 해서 반드시 分裂되지 않으며 一般的으로  $\eta < \nu$  또는  $\eta = \frac{\sigma_f}{\sigma_a + \sigma_f} \nu$ 로 表示됨)는 1보다 커야 임계에 達할수 있다.

實地로  $U^{233}$ ,  $U^{235}$ ,  $Pu^{239}$  등의  $\eta$  値는 純然 1보다 크다. 그렇다면 連鎖反應을 일으키는데 必要한 한개의 中性子를 餘 殘餘中子를 有用하게 쓸수 없겠는가 하는 문제가 생긴다.

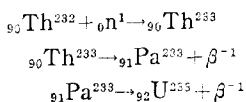
이러한 殘餘中子의 一部는 吸收되어 消滅될것이고 또 一部는 새어나가 損失될 것이나 또 一部는 研究目的으로 利用될수도 있고 有用한 放射性同位元素를 生産하는데 利用되고 있음은 周知의 事實이다. 그러나 또 天然 uranium의 大部分을 이루는  $U^{238}$ 에 吸收되어 核分裂性物質인  $Pu^{239}$ 로 바꾸는데도 利用될 수 있다.

이때의 反應式은



이때  ${}_{94}Pu^{239}$ 는  ${}_{92}U^{235}$ 와 같은 核分裂性物質이다. 이때  ${}_{92}U^{238}$ 를 親物質이라고 한다. 萬一 만들어지는  ${}_{94}Pu^{239}$  量이 分裂되어 없어지는  ${}_{92}U^{235}$  量보다 많을때 增殖된다고 하며 이와 같이 設計된 原子爐를 增殖爐라고 한다. 위의 경우는  $U^{238} - Pu^{239}$  增殖爐라고 할 수 있다.

이밖에 또다른 方法은 thorium-uranium인데 이 경우는 다음식과 같이 核分裂物質인  $U^{235}$ 이 만들어진다. 即



分裂性物質에 吸收되는 每中性子마다 生成되는  $\eta$  値의 速中性子中 한개는 連鎖反應을 위해서 必要할 것이므로 核分裂性物質의 生成速度와 消費速度의 比 即 增殖比(breeding ratio)는

$$B.R = \eta - 1 - (a + l) + \epsilon$$

但  $a$ 는 爐內에서 核燃料以外的 物質에 吸收되는 中性子數

$l$ 는 爐外로 새는 中性子數

$\epsilon$ 는 親物質의 核分裂로 生成되는 中性子數 (親物質도 高速中子의 吸收로 分裂된다.)

B.R가 1보다 클때는 增殖爐이고 1보다 적을때는 特히 轉換爐(converter)라고 한다.

$$\text{또 } B.R - 1 = \eta - 2 - (a + l) + \epsilon = B.G$$

B.G을 增殖利得(breeding gain)이라 한다.

따라서 B.G가 0보다 클때는 增殖이고 0보다 적을때는 轉換爐의 경우이다. 熱中性子爐의 경우는 轉換爐는 손쉽게 建設이 容易하나 增殖爐의 경우는 若干문제 有다. 그것은  $\eta$  値가 다음표에 表示한 바와 如히 2에 比해 그리 크지 못하기 때문이다.

分裂性物質	$\eta$ 値(熱中性子)
$U^{233}$	2.29
$U^{235}$	2.08
天然 Uranium	1.31
$Pu^{239}$	2.12
$Pu^{241}$	2.21

위표에서 알수 있듯이 熱中性子爐에 天然 uranium을 쓰게 되면  $\eta$ 가 1보다 작기때문에 全然 增殖이 不可能하다. 또  $U^{235}$ ,  $Pu^{239}$ 를 쓰드라도  $\eta$  値에 餘力이 없으므로 그리 쉽게 增殖을 達成하기 어려울 것이다.

그러나  $U^{233}$ 의 경우는  $\eta$  値가 2.3에 가까우므로 잘하면 不可能하지 않을 것이다. 아직  $U^{233}$ 을 燃料로 하는 原子爐가 建設된바는 없지만 原理的으로 增殖爐가 可能하다.

$U^{235}$ 와  $Pu^{239}$ 의  $\eta$  値는 中性子 energy가 높아지면 다음 그림으로 示되는 바와 如히 變化한다. 即  $U^{233}$ 과  $U^{235}$ 의  $\eta$ 는 낮은 energy 領域에서는 거의 一定值이고  $Pu^{239}$ 의 것은 energy增加에 따라서 減少한다. 다음 共

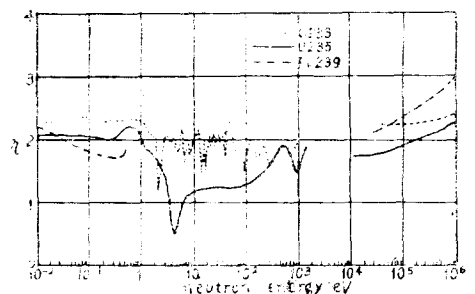


그림 2

鳴區域이라고 불리지는 1eV에서 1KeV에서는 낮은 energy區域보다 멀어지고 있다. ( $Pu^{239}$ 에 對해서는 data가 正確치 않다.) 1KeV以上の energy 領域에서는 이들  $\eta$  値가 增加하고 있으며 特히  $Pu^{239}$ 의 경우는

매우 큰값을 나타낸다. 따라서 100KeV이상의 energy를 갖는 中性子로 分裂되도록 設計된 Pu爐로는 增殖이 充分히 可能함을 알수 있다. 이것은 U<sup>235</sup>의 경우도 마찬가지이나 U<sup>235</sup>의 경우는 中性子 energy가 훨씬 더 높아야 可能하다.

#### 4. 高速增殖爐의 原理

이상에서 言及한바와 如히 高速中性子에 依해 分裂되도록 設計된 原子爐를 高速原子爐라 하며 增殖되도록 했을때 高速增殖爐라고 한다. 이러한 高速爐는 熱中性子爐와는 달리 減速材가 必要없고 단지 燃料과 冷却材만으로 爐心이 구성 된다. 또 高速中性子の 分裂斷面積은 熱中性子에 比해서 매우 낮기때문에 임계質量은 熱中性子爐의 그것보다 훨씬 크게된다. 例로서 英國에서 建設된 最初의 高速增殖爐인 Enrico Fermi原子爐의 경우 444kg이다. 同程度의 熱中性子爐에서는 20kg이다. 이것이 大規模增殖爐의 發展을 방해하는 要因의 하나이다.

高速增殖爐는 增殖比라는 見地에서

1.  $\eta$ 가 큰 energy領域에서 作動토록 爐心을 設計해야 하고
2. 可及的 核燃料以外的 物質에는 中性子が 吸收되지 않고 또 爐心으로부터의 中性子 leakage가 最小가 되도록 設計되어야 한다.

高速增殖爐에서는 消費되는 核分裂性物質보다 많은 核燃料가 生産되던 燃料를 끄집어 내서 再處理하여 그속에서 分裂性物質과 親物質을 分離回收하여 核燃料는 成形加工해서 다시 利用한다. 이러한 일을 되풀이해서 使用하므로 安價한 劣化 uranium나 天然 uranium만으로 長期間 운전할수 있는 것이다. 따라서 高速增殖爐가 實用化되면 莫大한 資本이 所要되는 濃縮 uranium 工場같은 特殊施設은 必要없게 되고 얻어지는 energy도 廉價로 되고 그만큼 發電原價도 싸지게 될 것이다. 이미 言及한 바와 如히 高速爐의 爐心은 燃料과 冷却材로 구성되는데 冷却材로 輕物質을 쓰면 中性子が 충돌하여 energy減少를 이켜 高速爐인 熱中性子爐가 되도록 冷却材는 重物質을 써야한다. 여러가지 物質(특히 液體金屬)이 고려되었으나 그중 液體 sodium가 가장 適當하다고 認定되어 현재 各國에서 만들어지는 高速增殖爐의 大部分이 冷却材로 液體 sodium을 使用하고 있다.

또 高速爐의 爐心에는 燃料로 Pu<sup>239</sup>와 親物質인 U<sup>238</sup>의 混合物을 쓰며 또 増倍速度를 높이기 위해서 比出力을 크게 한다. 또 經濟的인 見地에서 爐心燃料의 量을 줄이기 위해서 燃料 pin의 굵이는 冷却上의 要求로

매우 가늘게 하고 있다. pin의 直徑은 普通 6~7mm 정도로 하는데 이것은 輕水爐의 約 1/2이다. 또 爐心에서 새어 나가는 中性子를 有效하게 利用키 위해서 親物質(主로 劣化 uranium 또는 天然 uranium)로 된 planket로 둘러 쌓도록 設計된다.

#### 5. 爐物理的 考察

爐物理的 見地에서 볼때 高速爐와 熱中性子爐의 差異는 다음과 같다.

- 1) 核分裂로 보다 많은 中性子が 放出된다.
- 2) 中性子が 分裂性物質의 核에 吸收될때 分裂이 될때가 있고 아니될때가 있는데 前者의 斷面積  $\sigma_f$ 와 後者の 斷面積  $\sigma_a$ 의 比가 增加한다(이比를  $\alpha$ 로 普通 表示된다.)
- 3) 高 Energy에서는 物質에 따라서 그리 變化하지 않고 또 그값이 적기때문에 熱中性子爐에서 골치 아픈 分裂生性作物의 毒用이 別문제 되지 않는다.
- 4) U<sup>238</sup>, U<sup>232</sup> 등의 親物質이 高 energy의 中性子로 分裂이 된다.
- 5) 高 energy에서는 分裂斷面積이 적기 때문에 임

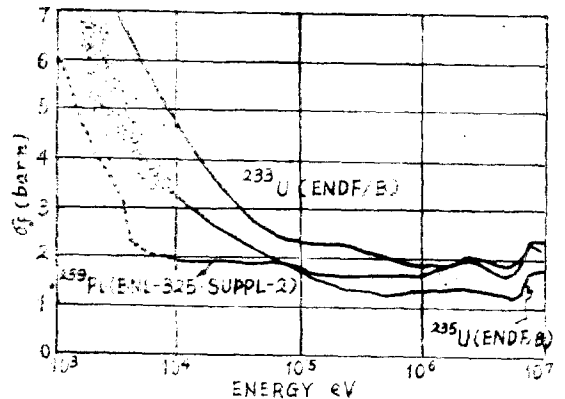


그림 3-A

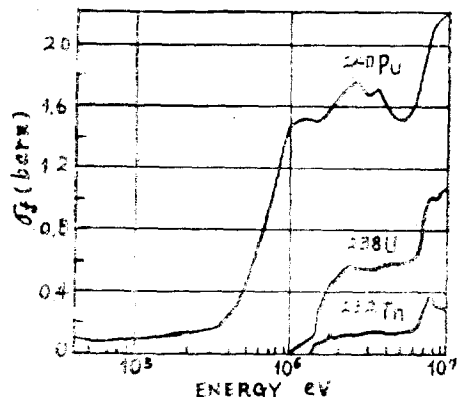


그림 3-B

제質量이 高速爐의 경우 보다 커진다.

이밖에 高速爐에서는 冷却材일지라도 若干의 減速效果는 있으므로 中性子の energy spectrum은 分裂中性子보다 낮으며 그 spectrum의 最大值는 燃料가 酸化物이나에 따라 相異하나 大略 100KeV程度이다. 또 입계크기 即 原子爐의 크기가 커지면 탄성 비탄성산란이 吸收 및 leakage에 比해서 늘어나므로 energy spectrum은 낮은 energy쪽으로 軟化한다.

### 6. 斷面積

그림 3-A는  $U^{235}$ ,  $U^{238}$ ,  $Pu^{239}$  등의 分裂斷面積이고 그림 3-B는  $Th^{232}$ ,  $U^{238}$  그리고  $Pu^{240}$  등 親物質의 分裂斷面積이다. 前者는 低 energy에서 그 값이 크고 後者는 高 energy에서 크다 前記한  $\sigma_s/\sigma_f = \alpha$ 이 中性子 energy에 따라서 變化하는 모양이 그림 3-C이다.

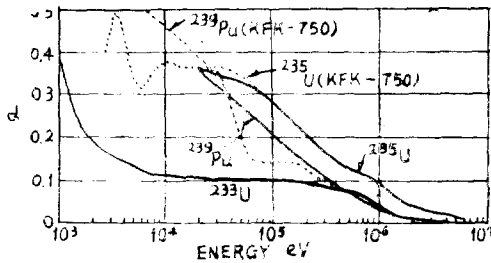


그림 3-C

即  $\alpha$ 는 energy增加로 急히 減少한다.

一般의 增殖比는

$$B.R = \frac{\text{爐全體의 親物質에 依한 捕獲率}}{\text{爐全體의 分裂性物質에 依한 吸收率}}$$

$$= \frac{\text{分裂性物質의 生成率}}{\text{分裂性物質의 消費率}}$$

$$= \frac{\int_V [N^{238}\sigma_s^{238} + N^{240}\sigma_s^{240}] \phi(E) dV dE}{\int_V [N^{239}\sigma_a^{239} + N^{241}\sigma_a^{241}] \phi(E) dE dV}$$

但 N는 各核種의 單位體積當의 原子數

$\sigma_s$ 는 捕獲斷面積  $\sigma_a$ 는 吸收斷面積이다.

위式에서 알수 있듯이 B.R値는 中性子 spectrum이 硬化되었을때 크며 大略 1.2~1.5가 되도록 設計된다. 勿論 熱中性子爐의 경우는 1以下이다.

爐內의 核分裂性物質量이 增殖結果 初期裝荷量의 倅倍가 될때까지의 時間을 倍增時間(doubling time)이라고 다음式으로 주어진다.

$$D.T = \frac{M_c}{\text{增殖利得/year}} = \frac{3.57M_c}{(B.G)(P)}$$

但  $M_c$ 는 裝荷質量(kg)

P는 爐의 全出力(MW)

따라서  $M_c=2,100\text{kg}$   $B.G=0.3$

$P=2,500\text{MW}$  으로 할때

$$D.T=10.0 \text{ years}$$

大體로 D.T를 8~10年으로 잡는다. 또 比出力  $P_c = P/M_c$ 이고  $1/P_c$ 를 比裝荷量이라 하는데 위式에 代入하여 보아서  $P_c$ 가 클수록 D.T는 짧으므로 增殖效果는 크다.

### 7. 燃料의 燃燒度

原子力發電工學에서 燃燒度란 初期에 裝荷되는 核分裂性物質(U+Pu)에 對해 타버린 原子의 比 또는 核分裂性物質 質量當의 放出 energy로 表示된다. 한회의 核分裂에서 平均 200MeV의 energy가 放出된다면

$$1.5984 \times 10^{13} \text{ watt-sec/MeV}$$

$$1 \text{ watt} = 3.128 \times 10^{19} (\text{分裂/sec})$$

$$\text{또는 } 3.128 \times 10^0 \text{ 分裂/watt-sec}$$

지금 使用되는 核分裂性物質이  $Pu^{239}$ 라 할때  $Pu^{239}$  1gr當의 原子數는

$$N^{239} = \frac{6.023 \times 10^{23}}{239} = 2.520 \times 10^{21} (\text{個/gr})$$

따라서 1MWD (megawatt-day)의 energy를 放出하려면 1.072gr의  $Pu^{239}$ 가 燃소해야 된다. 그래서 가령 初期裝荷核分裂性物質의 energy含有率을 大략 100萬 MWD/ton로 잡고 이것이 燃燒하여 ton當 10萬MWD가 放出되었다면 燃燒度는 10%가 된다.

近來 開發되고 있는 液體金屬高速增殖爐에서는 最大 燃燒度의 目標을 15%로 잡고 있다. (參考로 輕水를 쓰는 熱中性子爐에서는 30,000MWD/ton程度)

### 8. 燃 料

現在 개발되고 있는 液體金屬高速增殖爐에는 高濃縮 uranium 또는 plutonium의 混合物이 使用되고 있다. 冷却材로서는 이미 說明한대로 液體 sodium 또는 sodium合金이 認定되어 使用되고 있는고로 燃料素片의 被覆材 또는 燃料集合體의 구성材에는 冷却材와의 共存性 및 耐高溫度라는 見地에서 stainless steel 또는 vanadium合金과 같은 熱合金이 고려되고 있다. 또 高出力密度, 高比出力 그리고 高燃燒度가 要求되기 때문에 燃料素片의 直徑은 5~7mm정도 가늘게 한다. 또 比出力은 400W/cm에서 1,000W/cm이 이므로 熱傳導度가 크고 溶解度가 높은 燃料가 要求한다. 현재 熱傳導度는 若干 不満足하지만 輕水爐의 經驗에서 얻어진 ceramics를 使用하는 것이 좋다고 되어 있다. 특히 그중에서도 高溫에서 被覆材와의 共存性이 좋고 Na에 對해 耐蝕性이 強하다는 點에서 uranium-Pu 混合酸化物 및 濃縮 uranium 酸化物을 stainless鋼 같은 耐熱合金으로 被覆한 燃料素片이 개발되고 있다.

### 9. 液體冷却材 Sodium 및 그 性質

高速增殖爐의 冷却材로서는 初期부터 液體金屬이 注目を 끌었으며 그중에서 液體 sodium은 다음의 長點을 갖고 있어 主로 연구개발 되었다. 即

- 1) 熱傳達性이 優秀하고
- 2) 金屬材料와의 共存性이 良好하고
- 3) 沸騰點이 높고 原子爐의 運轉溫度에서는 常態下에서 液相을 維持하고
- 4) 化合物에서 불수 있듯이 分解하지 않기 때문에 熱的 그밖의 性質이 急變하지 않고
- 5) 中性子吸收斷面積이 적다.

이밖에 Na-K合金도 有利한 點이 많으나 取扱하기 어렵고 高價라는 短點이 있다.

### 10. Sodium의 物理的 및 熱的性質

Na는 地殼中에 6번째로 풍부하게 存在하는 元素이다. 金屬 sodium은 常溫에는 연하고 銀白色을 나타내는데 空氣中에서는 산소와 습분에 의해 곧 暗灰色의 皮膜을 形成한다. 原子番號는 11로 天然에 存在하는 것은 質量數가 23인 것이 100%이다. 人工放射性同位元素로는 20, 21, 22, 24의 質量數인 것이 있는데 原子爐에서 放射化분계가 되는 것은 Na-22 (半減期가 2.6년)과 Na-24 (半減期가 14.8時間)의 2種이다.

sodium의 物理的諸性質을 표시하면

原子番號	11
原子量	22.9898
融點	97.82°C
沸騰點	881°C
融解熱	27.08cal/gr
氣化熱	925.6cal/gr
密度	
固體	0.9684gr/cm <sup>3</sup> at 20°C
固體	0.9514 " at 97.82°C
液體	0.9275 " at 97.82°C
液體	0.8563gr/cm <sup>3</sup> at 400°C
體積膨창率	2.72%
比率	
固體	0.486cal/gr°C at 20°C
液體	0.3054 " at 400°C

液體 Na의 熱的性質은 다음 關係式으로 求해진다.

#### (1) 熱傳導度

$$K(\text{Kcal/m, h}^\circ\text{C}) = 79.916 - 4.994 \times 10^{-2}T + 1.008 \times 10^{-5}T^2$$

#### (2) 比熱

$$C_f = (\text{Kcal/kg}^\circ\text{C}) = 0.335 - 1.952 \times 10^{-4}T + 1.1054 \times 10^{-7}T^2$$

### 11. Sodium의 化學的性質

이미 言及한 바와 如히 Na는 空氣中에서 산소와 水分으로 暗灰色이 된다. 이것은 산화 Na 및 수산화 Na의 混合物이 表面을 덮기 때문이다. 그러나 이러한 산화물이 Na표면의 保護皮膜이 되어 그 이상의 급속한 산화 및 수산화는 防止된다. 그러나 시간이 흐르며 따라서 산소가 서서히 확산하여 內部까지 산화되어 간다. 이 때문에 金屬 Na는 空氣中에 放置하면 못쓴다. 또 Na는 高溫에서 水素와의 격심한 反應으로 수산화 sodium을 形成하는데 이 反應은 可逆反應이며 이때 만들어지는 水素와 空氣가 混合하여 爆鳴混合物을 形成한다.

Na에 依한 金屬材의 腐蝕은 Na內의 不純物 溫度에 關係하는데 特히 Na內의 산소농도가 중요한 要因이다. 이와 같은 腐蝕過程은 산화 Na에 의해 산화철(FeO)이 만들어져 腐蝕되어 FeO가 Na에 溶解되어 이루어진다. 이렇게 溶解된 FeO가 系統內의 高溫部에서 低溫部로 移動하여 沈殿함으로써 材料의 移行현상이 만들어진다. 이밖에 Na에 依한 粒界부식이라는 것이 있는데 이것은 局部的현상으로 30년에 걸쳐 5mills~10mills程度로 評價되고 있다.

### 12. 先進各國의 高速爐開發現況

이미 說明한 바와 如히 현재 高速增殖爐의 開發은 sodium冷却型에 集中되고 있는데 實驗爐를 거쳐 原型爐를 開發하는 단계를 거쳐 70年代 後半이나 80年代 前半期에는 아마도 實用爐가 등장할 것으로 期待되고 있다.

가장 먼저 高速爐의 개발에 着手한 나라는 美國이나 현재는 主로 輕水型의 大型爐建設에 熱中하고 있기 때문에 高速爐개발의 “템포”는 매우 느린 느낌이 없지 않다. 最近에 발표된 美國의 原子力 energy開發計劃은

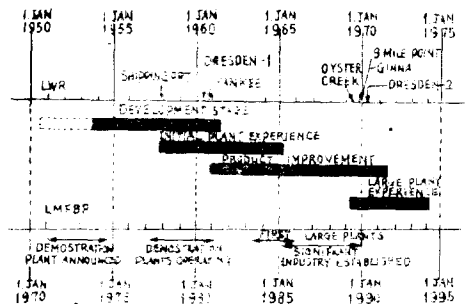


그림 4. 輕水爐와 液體金屬高速增殖爐의 開發計劃 (美國)

그림4와 같다. 그러나 美國은 Na의 取扱技術 그리고 基礎的工學的分野의 研究는 매우 폭넓게 進行하고 있다. 이와는 對照的으로 英國과 불란서는 實驗爐를 建設하여 여기서 工學的經驗을 얻은 다음 단계에 原型爐, 實用爐로 넘어 들리는 氣勢로 推進하기 때문에 自由世界에서는 그 속도가 빠른 편이다. 또 좀 늦게 始作했지만 西獨, 이태리도 相當한 水準으로 進行되고 있다. 이 두나라는 늦게 出發한 不利點을 克服하기 위해서 實際로 原子爐를 건설하여 經驗을 얻는 方式을 取하고 있는 것이 特色이다.

한편 朝鮮은 自由世界와는 全然 獨自的인 方式으로 推進하고 있다.

현단계의 技術水準으로 보아 高速爐의 實用化는 1980年代에는 實現될것임이 의심의 여지가 없는것 같다.

구라과의 一角에서는 技術的取扱경험이 빈곤한 sodium冷却材를 使用하는것 보다는 化學的으로 安定한 氣體冷却材를 使用하는 方式이 연구되고는 있지만 아직은 Na冷却方式이 主流를 이루고 있다.

(1) 美國의 경우

美國은 이미 1946년에 世界最初로 高速爐 Clementine Research Reactor를 임제에 到達시킨바 있다. 이것은 1953년에 해체되었고 1951년에 高速爐物理와 冷却材技術의 개발을 目的으로 EBR-I (Experimental Breeder Reactor-I)이 또한 임제에 到達하였다. 이것도 1963년에 定成한 EBR-II에 代置되어 解體되었다. EBR-II는 1963年 11월에 始動 한後 많은 技術개발의 實績을 올렸다. 各種材料가 그간 試驗照射를 받았고 最近에 와서는 混合酸化合物 및 混合炭化合物로된 燃料體가 試驗照射를 받아 實用爐에 使用될수 있는지의 여부에 관한 研究가 성취되어 가고 있다. 이상은 美原子力委員會가 推進한 研究開發이고 이와 並行하여 民間 group이 推進하는 개발현황을 살펴보면 첫째 Detroit Edison社를 中心으로 개발한 Enrico Fermi 爐는 1956년에 着工하여 1963년에 임제에 到達하였으나 1966년에 事故가 發生하여 1970年 7월에 다시 임제에 到達하여 10月부터 熱出力 200MW로 始動했다. 또 G.E社는 原子力委員會의 원조와 國際的協力下에 1956년에 SEFOR (Southwest Experimental Oxide Reactor)를 着工하여 1969년에 임제에 到達시킨바 있다. 이것은 高速爐의 安全性에 관한 연구를 目的으로 建設되었고 그간 熱出力 20MW로 운전하여 많은 연구 實績을 쌓고 1972년에 폐쇄되었다.

이와 같이 美國의 개발은 基礎工學的인 문제를 위주로 推進되어 왔으며 현재 거의 定成단계에 있는

Hanford의 FFTF (Fast Flux Test Facilities 1970年着工 1974年 定成目標)의 준공으로 本格的인 實用爐開發에 進入할것으로 豫想된다. 이 設備는 混合酸化合物의 燃料를 使用하는 熱出力 400MW級의 高速爐로서 燃料材의 高燃度實現의 可能性을 實證하는데 目標을 두고 있다.

이밖의 計劃으로서는 原子力委員會가 財政的 원조를 提供하여 몇개의 民間 group 300~500MW(電氣出力) 級의 原型爐에 該當하는 LMFBR (Liquid-metal Fast Breeder Reactor)를 1970年을 基點으로 2年 간격으로 3基를 建設하기로 되어 있다. 이를 위해 AI社(Atomics International Division)을 中心한 group, G.E를 中心한 group, W(Westinghouse)社를 中心한 group 등 3개 group이 實證爐(Demonstration Fast Breeder)에 關한 共同研究를 進行시키어 왔다. 그 結果 1972년에 DFR計劃에 關하여 機關으로서 PMC (Project Management Corporation)과 BRC (Breeder Reactor Corporation)이 各기 設立이 되어 현재 積極的으로 計劃이 進行되고 있다.

(2) 英國의 경우

英國의 高速爐개발은 原子力會社가 擔當하여 1951年度에 始作하여 Zephyr와 Zeus가 建設되었다. 그後 DFR (Downreay Fast Reactor)에서 原型爐(Prototype Fast Reactor) 그리고 實用爐 CFR (Commercial Fast Reactor)에 이르는 연구개발속도는 自由世界에서 가장 빠르다.

DFR는 1955년에 착공해서 1959년에 임제에 도달 1963년에는 熱出力으로 운전을 개시했고 전기出力 250 MW인 PFR는 1966년에 착공해서 1973年 임제에 到達했고 電氣出力 1300MW의 CFR는 1976년에 着工되어 1980年代初에는 운전이 시작될 것으로 보인다.

1968년에 産業界를 再編成하여 BNDC (British Nuclear Design and Construction Ltd.)와 TNPG (The Nuclear Power Group Ltd.)가 發足하므로서 向後의 技術開發 建設 設計가 이 두 會社로 移管되었고 原子力公社는 主로 基礎的開發分野만 專擔하고 있다. 이에 따라 DFR의 管理는 1969년에 TNPG에 移管된 바 있다.

(3) 불란서의 경우

1971年 9월에 개최했던 Geneva에서의 國際原子力利用에 관한 會議에 提出된 論文에 依하면 불란서 最初의 高速爐인 Rapsodie를 1970년에 材料照射效果를