



趙 滿

〈韓國에너지研·新型爐研究室長〉

〈承 前〉

4. 高速增殖爐

人類가 사용해 온 燃料를 살펴보면 나무, 석탄, 석유, 원자력의 순서로 바뀌어 왔다. 이와 같이 燃料가 변천한 것은 나무가 고갈되어 석탄으로, 석탄이 고갈되어 석유로, 석유가 고갈되어 원자력으로 옮겨간 것으로 생각하기 쉬우나, 이것은 地域的으로는 옳으나, 全世界的으로 볼 때에는 잘못된 생각으로서 나무나 석탄은 아직 많이 남아 있다. 동력발전 장치의 容量이 커지고 效率가 높아짐에 따라, 거기에 적합하도록 燃料가 변천해 온 것이다.

이러한 歷史的인 흐름에서 볼 때 새로 태어난 原子力發電은 火力發電에 비하여 效率가 높아졌거나 容量이 커졌거나 한 것이 되겠으나, PWR의 경우, 容量은 커졌으나 熱效率面에서는 오히려 新銳火力發電所에 못미치고 있다. 앞으로 說明하려고 하는 高速增殖爐(FBR)는 容量도 커지고 熱效率도 높아진 原子力發電所用 原子爐가 된다.

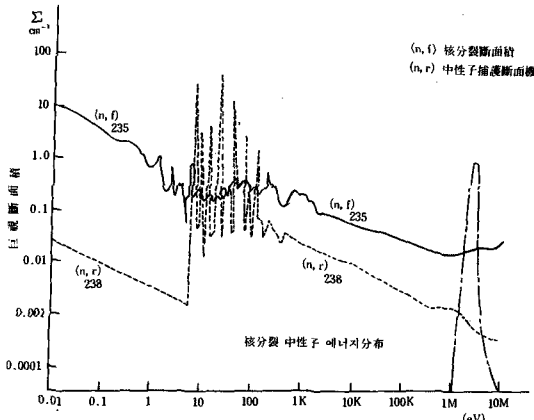
高速增殖爐의 說明을 濃縮이야기에서 부터 시작하여 보자. PWR에서는 濃縮度를 3%정도로

높혀줌으로서, 물과 철을 사용함으로써 생겨난 中性子數의 不均衡을 解消하고, 核燃料의 연속적인 裝填없이 일년이상을 運轉할 수 있도록 되었다. 또한 原子爐의 크기는 적어졌다.

이 濃縮度를 조금 더 높혀보자. 그래서 濃縮度를 14~17%정도로 높혔을 때의 巨視的 核分裂確率과 中性子捕獲確率을 그린 것이 그림 7이다. 앞의 그림 4에 비하여 많은 變化가 생겼다. 우선 눈에 크게 띄는 것은 中性子에 依한 核分裂斷面積이 에너지의 높은 領域에서 中性子捕獲斷面積보다 커졌다는 것을 알 수 있다. 즉, 濃縮度를 14~17%정도까지만 만들어 주면 中性子の 대부분의 에너지영역에서도 核分裂確率이 中性子捕獲確率보다 커졌다.

熱中性子爐에서 減速을 시킨 이유는 熱中性子 領域에서만 核分裂確率이 中性子捕獲確率보다 컸기 때문이었다. 그러나 이와 같이 濃縮度를 높이면 에너지가 높은 核分裂中性子が 減速없이 그대로 U原子核과 부딪쳐도 核分裂確率이 中性子捕獲確率보다 크므로 連鎖反應을 지속시킬 수 있게 된다. 즉 減速過程이 必要없게 되어 減速材가 必要없는 원자로를 만들 수 있다.

〈그림 7〉 15%濃縮우라늄의 巨視的 斷面積



〈表 1〉 THERMAL PHYSICAL PROPERTIES OF LIQUID·METAL COOLANTS

Coolant	Vapor Pressure P (atm)	Density lb _m /ft ³ (kg/m ³)	Viscosity lb _m /ft·h (Pa s)	Pumping Power Parameter P	Temperature Ratio (T _b -T _m)/T _w
Sodium	0.012	51.4 (823)	0.55 (2.95 × 10 ³)	0.0097	0.97
Potassium	0.08	44.0 (714)	0.41 (2.2 × 10 ³)	0.050	0.86
NaK (22/78)	0.06	46.3 (742)	0.43 (2.3 × 10 ³)	0.0316	0.98
Lithium	negligible	29.9 (479)	0.82 (4.4 × 10 ³)	0.0011	1.40
Lead	negligible	650.0 (1041)	4.1 (2.2 × 10 ⁴)	0.039	1.74
Mercury	12.2	826.0 (1323)	2.76@300°F (1.5 × 10 ³)	0.0261	0.94

중래의 輕水爐와 重水爐에서는 물 및 重水를 가지고 減速材와 冷却材의 役割을 시켰다. 좋은 冷却材, 좋은 減速材이라면 爐心領域에서 液體로 있으면서 수증기로 변하는 것을 막아야 한다. 그러나 물의 임계온도가 374℃이기 때문에 그 온도 이하에서 원자로를 運轉하여야만 했고, 따라서 원자로 熱效率이 33%内外에 머물러 있었다.

이제 減速材가 必要없는 原子爐에서는 대기압 하에서도 비등점이 높은 冷却材를 擇하여 原子爐 運轉溫度를 높이고 熱效率을 높일 수 있다.

〈表 2〉 나트륨의 物理的 諸性質

([])는 별도로 언급하지 않는 한 물의 값에 대한 比率이다)

原子番號	11
原子量	22.9898
融點	97.82℃
沸點	881℃
融解熱	27.08cal/g
氣化熱	925.6cal/g(2倍 315℃)
密度	
固體	0.968 4g/cm ³ (20℃)
液體	0.856 3g/cm ³ (400℃)
體膨脹係數	2.71%
比熱	
固體	0.480cal/g·℃ (20℃)
液體	0.350 4cal/g·℃ (400℃) [約0.2倍]
熱傳導度	61.553kcal/m·h·℃ (400℃) [約100倍] [스테인레스鋼의 3.4倍]
熱傳達係數	225 × 10 ³ [kcal/m ² ·h·℃] 強制對流時 [約2.2倍]
粘性	1.005kg/m·h (400℃) [約2倍, 315℃]
蒸氣壓	9mm Hg
電氣抵抗	29 μΩ/cm [스테인레스鋼의 0.4倍]
表面張力	166.7dyne/cm [3.77倍, 80℃]

(資料: 原子力 핸드북, P. 460, Ohm社, 1976)

여기서, 새로운 터빈의 開發負擔을 줄이기 위해, 이미 널리 使用되어 왔고 技術的 問題가 극복된 新銳火力發電所의 터빈을 使用하기로 한다면, 火力發電所의 運轉溫度(500℃内外) 보다 약간 높은 溫度를 原子爐 運轉溫度로 정하면 된다.

몇개 液體金屬의 特性을 表 1에 정리하였다. 523 ± 300℃ 대기압하에서 液體인 나트륨이 가격도 저렴하여 냉각재로서 가장 적합한 것을 알 수 있다. 나트륨의 물리적 성질을 나타낸 것이 表 2이다.

그러면 冷却材로써의 나트륨의 장, 단점을 살펴보기로 하자. 첫째는 熱除去能力이 좋다. 熱傳導度는 물의 約 100배 이상, 강제순환 열전달 계수는 물의 2배 이상이다. 또 프란틀數는 물의

수백분의 1이기 때문에 펌프의 정지사고 때에도 핵燃料를 잘 冷却시킬 수가 있다.

두번째로는 비등점이 높아서 운전온도 즉, $523 \pm 300^\circ\text{C}$, 대기압에서는 항상 液體狀態를 유지하고 二相流(two phase flow)가 되지 않는다.

세번째로는 單原子物質이기 때문에 화학분해를 하지 않을 것이다. 따라서 熱的특성이 급변하는 일이 없다.

네번째로는 核反應 단면적이 約 $4\text{barn}(=4 \times 10^{-24}\text{cm}^2)$ 으로써 다른 物質에 比하여 比較的 작다.

다섯째로 放射線에 의한 解離가 없다.

여섯째, 다른 金屬 즉, 原子爐 構造材와 공존성이 좋다.

일곱째, 電氣傳導度가 양호하다.

여덟째, 이것이 가장 중요한 뜻을 갖는데, 比較的 값이 싸고 자연에 많이 존재하고 있다는 점이다.

以上の 長點外에도 缺點이 있다. 첫째, 空氣,

물, 水蒸氣 등과 격렬한 化學反應을 일으킨다. 不純物에 對한 安定性等 特別한 고려가 必要하다.

둘째, 약한 유도방사능이 있다.

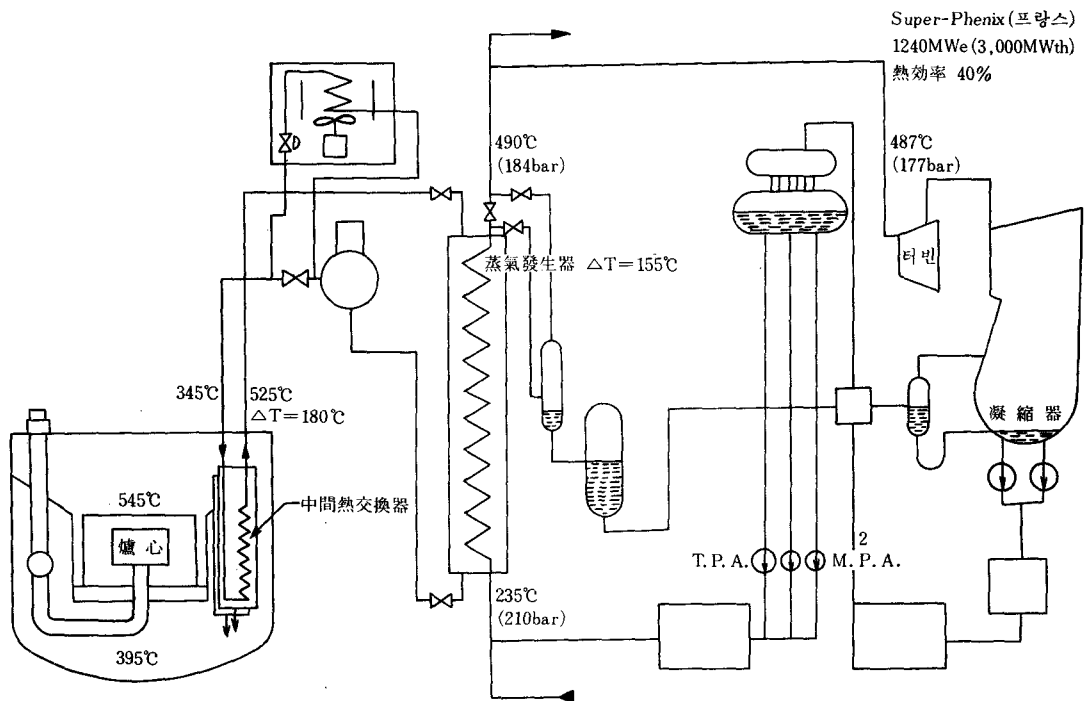
세째, 粘性係數가 경수의 2倍이고 비열이 작기 때문에, 同一出力에 對해서 펌프動力이 크게 必要하게 된다. 그러나 이것은 爐心內 온도상승 폭을 낮혀줌으로서 出力當 냉각유량을 적게 만들어 高速爐에서의 펌프동력이 輕水爐에 比하여 적게 되는 경우가 많다.

네째, 물보다 表面張力이 커서 原子爐 構造材나 核燃料 被服材를 충분히 적시지 못하는 弱點이 있다.

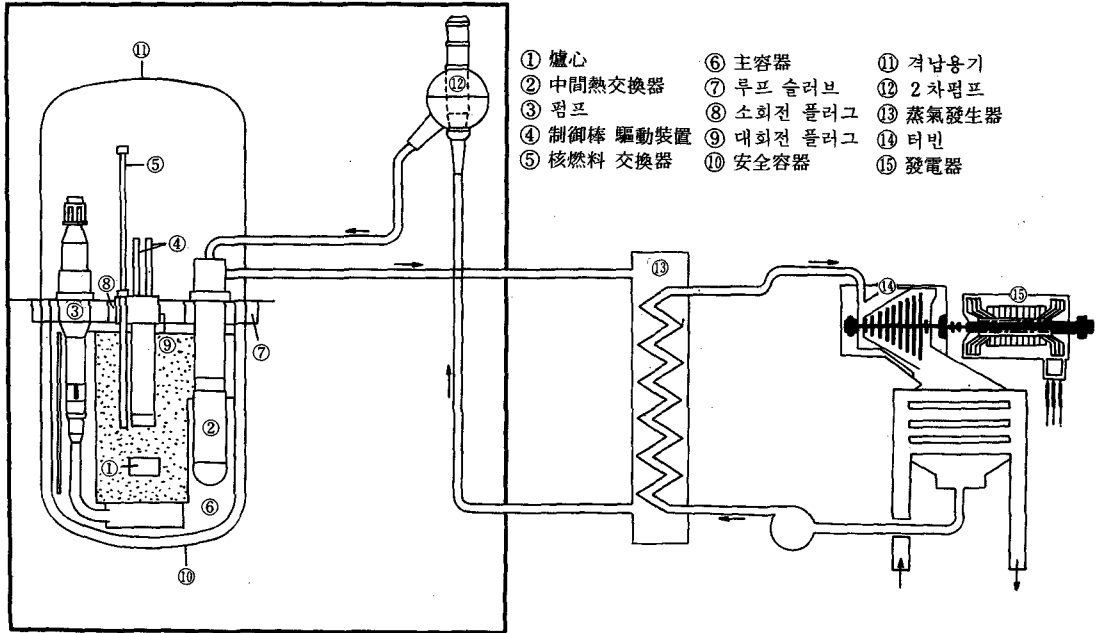
다섯째, 不透明하기 때문에 물처럼 속을 들여다 보며 작업을 할 수 없다.

좀더 구체적으로 설명하면, 나트륨을 冷却材로 使用하기 때문에 大氣壓下에서 使用할 수가 있어서 原子爐容器 및 기타 에너지傳達部分의 壓力이 높지 않아도 되기 때문에 原子爐構造材

(그림 8) 高速增殖爐



〈그림 9〉 高 速 增 殖 爐



- | | | |
|------------|-----------|----------|
| ① 爐心 | ⑥ 主容器 | ⑪ 격납용기 |
| ② 中間熱交換器 | ⑦ 루프 슬러브 | ⑫ 2 차 펌프 |
| ③ 펌프 | ⑧ 소회전 플러그 | ⑬ 蒸氣發生器 |
| ④ 制御棒 驅動裝置 | ⑨ 대회전 플러그 | ⑭ 터빈 |
| ⑤ 核燃料 交換器 | ⑩ 安全容器 | ⑮ 發電器 |

가 낮아도 된다. 뿐만 아니라 原子爐의 運轉溫度를 높게 할 수가 있다(그림 8). 이것은 그나트륨에서부터 熱을 받아서 만들어 낸 蒸氣의 溫度가 높을 수 있다는 말도 된다.

이것은 熱效率과도 직결되어 高速增殖爐 原型爐로서 프랑스에서稼動되고 있는 Phenix의 경우 熱效率이 45%나 된다. 輕水型爐의 33%에 비하여 큰 發展이라고 할 수가 있다. 이것은 新銳石油火力發電所의 熱效率과도 맞먹는 또는 좀더 높은 熱效率이라고 말할 수 있다.

이것을 좀더 자세히 說明하면 輕水型原子力發電所나 重水型原子力發電所에서의 蒸氣條件이 新銳火力發電所의 蒸氣條件보다 나쁘기 때문에 증기터빈 브레이드의 길이가 길어지게 된다. 즉, 증기터빈을 만드는 生産單價가 비싸게 된다.

그러나 高速增殖爐는 높은 溫度의 수증기를 만들어 낼 수가 있게 되어 현재 商用化되어 널리 쓰이고 있는 新銳石油火力發電所의 증기터빈

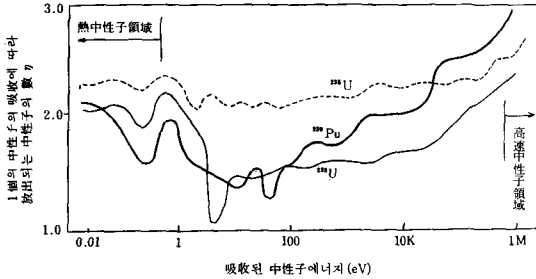
을 그대로 使用할 수가 있어서 그점에서 經濟的인 利得을 가져올 수가 있다. 이것 또한 高速增殖爐의 長點이라고 말할 수 있다(그림 9).

이와 같이 濃縮도가 14~17%인 原子爐는 높은 에너지의 中性子로 核分裂을 일으키므로 減速재가 必要없고, 나트륨을 冷却材로 使用한다 그래서 이러한 原子爐를 액체금속냉각고속로라고 한다. 그러면 核燃料은 어떠한가 살펴보자.

그림10은 中性子の 에너지를 변화시키면서 ^{235}U 와 ^{239}Pu 가 중성자흡수당 放出하는 中性子 個數를 比較한 것이다. 熱中性子로 核分裂을 일으키는 경우 ^{235}U 가 유리하다. 그러나 中性子の 에너지영역이 높은 高速爐에서는 ^{235}U 核燃料보다 ^{239}Pu 를 核燃料로 使用하는 것이 더 많은 中性子を 방출한다.

高速爐에서의 中性子數의 均형과 ^{235}U 을 ^{239}Pu 으로 바꾸었을 때의 현상을 생각하여 보자. 첫째, 減速過程에서 없어졌던 中性子が 減速過程

(그림 10) 核分裂性核種에 吸收되는 中性子에너지와 核分裂時 放出되는 中性子數



을 必要로 하지 않으니가 中性子の 감소가 그만큼 줄어든다.

둘째로 그림 10에서 보듯이 核分裂을 일으키는 中性子の 에너지가 커지면 核分裂當 發生하는 中性子の 數가 增加하게 된다. 이와 같이 두가지 이유로 해서 熱中性子爐에 비해 상대적으로 中性子の 數가 많아지게 된다.

거기에 追加하여 더 바람직한 狀況이 전개된다. 熱中性子爐에서는 核分裂中性子が 熱中性子が 되기까지 걸리는 時間이 있었기 때문에 核分裂을 일으키고 그다음 核分裂을 일으키기까지, 즉 減速을 하고 擴散을 해서 中性子が 核分裂을 일으키는데 까지의 平均壽命이 천분지 일초 가량이었는데, 높은 에너지에서 核分裂을 일으킬 경우에는 核分裂後 그다음 核分裂을 일으키기까지의 平均壽命이 백만분지 일초 가량이 된다.

바꾸어 말하면 1秒동안에 백만번의 核分裂을 일으킨다는 것이 된다. 熱中性子爐에서는 1秒 동안에 천번의 核分裂을 일으키는데 비해서 이와 같은 高濃度우라늄을 사용하는 原子爐에서는 1秒 동안에 백만번의 分裂을 일으킨다는 것이 되고 核分裂마다 放出되는 中性子の 數도 많아지고 減速過程이 없으므로 더욱 더 남은 中性子の 數는 많아지게 된다. 그러면 原子爐에서는 이와같은 현상을 어떻게 다루어야 되겠는가? 바로 이러한 점들이 중요한 의미를 지니게 된다.

지금까지는 ^{238}U 의 中性子를 捕獲하는 것은 우리에게 바람직하지 못한 사항이라고 생각을 해

왔었다. ^{238}U 은 낮은 에너지의 中性子로는 核分裂을 하지 않고 中性子를 捕獲해서 감마線, 베타線 등을 放出하여 보다 安定된 元素로 바뀌게 되어 핵분열연쇄반응에 기여하지 않는 것으로 다루어 왔다. 그러나 일단 中性子の 여유를 갖고 보게 되면, 이러한 성질이 오히려 유용하다.

이 過程을 좀 더 살펴보면 ^{238}U 이 中性子를 하나 捕獲하면 質量數가 하나 늘어서 ^{239}U 가 된다. 이 元素는 中性子過剩인 原子核인데 베타線을 放出하고 ^{239}Np 가 된다. 이 ^{239}Np 도 역시 中性子過剩인 原子核이어서 이것 또한 베타崩壞를 하게 된다. 이렇게 하여 생겨난 원자핵은 새로운 核分裂性物質인 ^{239}Pu 이 되는 것이다.

따라서 高速爐에서 남아도는 中性子를 ^{238}U 에 흡수시켜 ^{239}Pu 로 만들 수 있게 되면 이것은 새로운 핵연료를 만드는 것이 될 것이다. 그러나 ^{239}Pu 가 生成되는 量을 많게 하려고, 14~17%로 濃縮한 核燃料爐에다 ^{238}U 을 다시 섞게 되면 核燃料의 濃縮도를 희석하는 결과가 된다.

爐心領域에는 ^{238}U 을 넣지 않고 爐心領域 둘레를 ^{238}U 로 둘러싸서 爐心에서 새어 나오는 中性子를 捕獲하도록 하는 方法이 있을 수 있다. 高速增殖爐의 爐心은 이러한 모양을 갖게 되었다.

그러면 이제, 自然에 存在하지 않는 ^{239}Pu 를 어떻게 얻을 수 있는가 하는 問題가 남게 된다.

다행히 輕水型爐에서 나오는 使用後核燃料을 再處理하여 分離한 Pu은 核分裂性物質인 ^{239}Pu 및 ^{241}Pu 가 60~70%가량 섞인 Pu이다. 바꾸어 말하면, 70%의 濃縮도에 해당하는 核燃料物質을 얻었다고 말할 수 있다. 이 Pu에 天然우라늄이나 濃縮過程에서 생겨난 減損우라늄으로 稀釋을 시켜서 환산 농축도가 약 15%에 해당되는 核燃料을 만들어 낼 수가 있을 것이다. 高速增殖爐를 다시 요약하면 농축도를 높여서 감속재가 필요없는 高速爐를 만들고 核分裂物質로서 ^{235}U 대신 ^{239}Pu 을 사용함으로써 增殖爐가 되었다고 할 수 있다.