

《해설》

放射性 廢棄物處理의 現狀과 問題點

李 相 薰

原子力研究所 爐工學 研究室
(1971. 5.25 접수)

I. 原子力研究施設의 廢棄物處理

原子力研究施設에는 原子爐(主로 研究用原子爐)를 포함하고 있으며 때로는 Isotope 를 生産하거나 이것을 이용하는 研究施設들이 있으며 여기서는 先進國에 있는 大規模原子力研究施設에서 行해지는 放射性 廢棄物處理의 現況을 알아보기로 한다.

1. Argonne 原子力研究所

Argonne 에는 液體廢棄物處理를 爲해서 4개의 施設이 있다. 第1은 下水處理를 위해서, 第2는 實驗室에서 나오는 廢液處理 plant, 第3은 特殊한 金屬研究施設에서 나오는 廢液處理 Plant 이고 第4는 放射性廢棄物の 處理를 위한 廢棄物處理棟으로 되어있다. 第1의 下水處理施設은 衛生下水處理로서 여기에는 放射性物質의 混入을 防止하기 위해서 計劃施設되었다. 各研究棟에 附屬된 貯藏槽에는 每月 750,000~900,000 Gallon 에 相當하는 量이 모이고 이중에서 處理에 필요한 量은 15,000~20,000 Gallon 에 不過하다. 卽 放射性廢棄物管理가 徹底히 잘 되어 있기 때문에 各 實驗室에서 排出하는 廢液의 分離 排出를 하게 되며 따라서 處理裝置의 設計運轉에 있어서나 또한 放射性物質에 對한 人體의 保健管理도 效率의 으로 할 수 있다. 이들 Argonne 에 있는 4개의 施設中 放射性廢液處理와 關係깊은 施設 plant 만 들기로 한다.

(i) 實驗室廢液處理 plant

이 處理 plant 는 實驗室에서 排出하는 多量의 廢液을 處理하고 있으며 이 施設에는 混合室 Ion 交換塔室 및 6基의 68,000 Gallon 容量의 貯藏槽가 있다. 混合室에는 3基의 乾式藥注入裝置, pH 自動調節裝置, Mixer 등이 있으며 廢液속의 放射能濃도가 높을 때는 凝集劑를 添加하여 放射性物質의 凝集沈澱處理을 하여 廢液을 處理하고 있으며 處理된 液은 前記한 貯藏槽에 보내진다. Ion 交換塔에는 2基의 20 ft³의 Ion 交換塔이 있으며 하나는 陽 ion 交換塔이고 또 하나는 混床塔으로 構成되어

있다. 이들 Ion 交換塔은 68,000 Gallon 容量의 貯藏槽에 附隨되어 있는 裝置로서 放射能의 最大許容值(MPC)의 線量以上으로 放射能을 나타낼 때는 이 ion 交換塔을 使用하도록 되어 있다. 그뿐 아니라 이 裝置는 Argonne 原子力施設內에 있는 EBWR 原子爐에서 나오는 廢液處理에도 使用되고 있다. 處理된 放射性廢棄物은 Argonne 研究所近處를 흐르고 있는 Des Plaines 河川에 最終廢棄하기 前에 嚴格히 放射能單位를 調查檢討하고 MPC 值以下가 되도록 處理를 해야 한다. 現在까지는 別로 큰 問題되는 것은 없었다. 各實驗室에서 排出되는 放射性廢液은 于先 各實驗室에 있는 1,500 Gallon 容量의 貯藏槽에 모아지고 여기서 試料로서 採取되어 全 α 와 β , γ 의 放射能이 測定된다. 萬一 試料의 放射能(全 $\alpha+\beta, \gamma$)이 1,000 dpm/ml 를 超過할 때는 이들 廢液은 放射性廢液處理棟으로 [運搬되어 處理된다. 萬一 α -放射能이 5 dpm/ml 以下일 때는 試料中の Sr-90을 分析하고 Sr-90이 10 dpm/ml 以上일 때는 廢液은 處理棟으로 運搬된다. Sr-90의 放射能이 10 dpm/ml 以下일 경우에는 그냥 實驗室에서 下水中에 排出된다. 또한 試料中の 全 $\alpha+\beta, \gamma$ 의 放射能이 100 dpm/l 以下이면 廢液은 그냥 下水中에 排出된다. 現在 Argonne 研究所實驗室에서 排出하는 放射性廢液의 許容基準는 다음과 같다.

(A) 全放射能이 1,000 dpm/ml 와 같거나 以上일 때는 貯藏된 廢液은 處理를 한다.

(B) 全放射能이 100 dpm/ml 와 같거나 以下일 때는 實驗室排水口를 통해서 一般下水處理 plant 로 보내진다.

(C) 全放射能이 100 dpm/ml ~ 1,000 dpm/ml 사이에 있을 때는 于先 α -放射能을 測定한다.

i) α 放射能이 5 dpm/ml 와 같거나 以上일 때는 貯藏된 廢液은 處理를 한다.

ii) α 放射能이 5 dpm/ml 以下일 때는 Sr-90 을 分析한다.

① Sr-90이 10 dpm/ml 와 같거나 以上이면 貯藏된 廢液은 處理한다.

② Sr-90 이 10 dpm/l 이하면 實驗室 一般廢液處理場으로 보내진다.

一般的으로 放射能實驗室에서의 廢液은 于先 貯藏槽에 넣었다가 放射能準位를 測定하고 前記한 許容準位에 따라서 處理處分이 行하여지고 있다.

(ii) 放射性廢棄物處理棟

放射性廢液은 100~200 Gallon 容器속에 넣어서 本處理棟에 운반되고 放射能의 試料測定에 의해 處理與否를 確認한 後 美國에서는 NBS handbook-69에 規定된 最大許容線量值(MPC) 以下로 處理하는 것이 普通이고 一般的으로 다음과 같은 4가지 方法을 使用하고 있다.

- i) 濾過 ii) 凝集沈澱處理 iii) 陽 ion 交換處理
iv) 蒸發과 濃縮處理

이들의 處理方法을 選定하는데 있어서 處理選擇基準는 다음과 같이 行하여지고 있다. (表 1)

表 1. 液體廢棄物處理法의 選擇基準

方 法	方法選擇의 基準
濾 過	1. 浮遊固形物을 포함하고 있으며 全放射能이 500 dpm/l 以下 2. ion 交換處理前에 사용함.
凝集沈澱處理	1. 全 β - γ 放射能이 1,000 dpm/l 以下로서 2. pH 值가 6.0 以下 3. Sr-90이 10 dpm/ml 以下일 때
Ion 交換 陽 ion	1. 全固形分이 1000 mg/l 以下로서 2. 全放射能이 2000 dpm/ml 以下 3. pH 值가 7.5 以下일 때
Ion 交換 混床式	1. 原子爐의 冷却廢水 2. 全固形分이 1000 mg/l 以下로서 pH 值가 7.5 以下
蒸發濃縮處理	다른 方法으로 處理가 곤란한 廢液處理를 하게 되고 NH_4NO_3 가 포함된 것은 除外된다.

以上の 處理方法은 Argonne 研究所에서만 使用되는 것이 아니고 一般的인 廢液處理에 應用되고 있어 그 概要를 여기에 說明하기로 한다.

i) 濾過 : 一般的으로 連續濾過式을 使用하는 것이 普通이고 1基當 200 Gal/hr 의 濾過能力을 가지고 있으며 濾過材에는 12 micron 의 孔徑을 가진 多孔性石材를 使用하고 있다. 濾過作業에서는 溶液中の 溶解된 放射性核種除去에는 效果가 없음으로 主로 이런때는 陽 ion 交換塔의 前處理로서 사용된다.

ii) 凝集沈澱處理 : 廢液의 全放射能이 1,000 dpm/ml 以下로서 pH 가 6 以下일 때는 NaOH 를 添加하여 pH 值를 13으로 높이고 化學凝集劑를 넣어 混合과 沈降을 한 後 約 12時間 放置後 沈澱物을 分離한다. 이 方法은 除染係數(D.F.)가 10程度 얻어지며 上澄液은 반드시 放

射能을 測定하고 一般實驗室排水口로 放出시킨다.

iii) Ion 交換處理 : 全固形分이 1,000 mg/l 以下이고 全放射能 2000 dpm/ml, pH 值가 1~7.5 사이의 廢液處理를 100 l 의 ion 交換塔에서 處理하고 있다. 廢液은 1.5m³/hr 의 流速으로 交換塔에 보내지고 原廢液속의 硬度成分을 미리 分析하고 陽 ion 交換塔에서 處理할 수 있는 量을 概括計算해둔다. 除染係數는 30~100程度 얻어지고 있고 混床式 ion 交換塔은 EBWR 爐에서 나오는 冷却水를 處理하는데 使用되고 있다.

iv) 蒸發과 濃縮處理

150 Gallon/hr 의 處理能力을 가지고 있으며 單効用 stainless 製의 蒸發罐으로 處理하고 여기에는 蒸氣溜 分離室 Condenser, 定水位原液供給槽 計裝裝置 등이 附加되어 있다. 蒸發罐의 濃縮物은 30 gallon 의 Autoclave 속에서 再濃縮된다. 이 Autoclave 는 蒸發加熱形式이고 可能한 限 濃縮된 廢液은 Sludge 狀態로 되어 55 Gallon 들이 Drum 罐에 넣어지고 冷却固化시킨다. 固化가 잘 되지 않을 경우는 Vermiculite 를 넣어 水分을 吸收하고 鐵製包裝容器에 넣어서 最終의 地下埋沒를 取한다

2. Oak Ridge 原子力研究所

이 研究所에서 나오는 低準位廢液處理目的으로 石灰 소다軟化水處理(Lime-Soda Softening water process) 施設이 1957年 8월에 建造되었고 現在까지 繼續運轉中에 있다. 이 處理法은 一般用水處理에서 使用되고 있는 方法과 同一한 것으로서 널리 알려져 있는 處理方法이다. Oak Ridge 原子力研究所의 化學工學部門에서는 從來에 使用하고 있는 上記한 方法以外에 低準位廢液處理의 研究를 繼續하고 있어 最近에는 Flocculation 과 Ion 交換方法을 併用하는 處理方法을 開發하였고 主로 排液속의 Sr 이나 Cs 核種을 效果의으로 除去하는 Pilot plant 를 設置하였다. 이 plant 는 600 Gallon/day 의 處理能力을 가지고 있으며 處理方法으로서는

i) 放射能의 大部分을 NaOH 와 鐵凝集劑로서 沈澱除去하고 溶液을 濾過分離하며

ii) Cs-137, Sr-90을 石炭酸 Carboxyl 系 ion 交換樹脂로서 交換吸着하여 除去한다는 2段階에 나누어져 있다.

處理概要를 紹介하면 廢液을 Flush-Mixer 속에서 NaOH 를 0.01M 添加하고 또한 硫酸第1鐵(Fe^{+2} 로서 5 ppm)을 넣어 溶液을 徐徐히 Flocculator 에 보낸다. 여기서 水酸化 第2鐵 Floc 가 生成하고 核分裂物質의 大部分이 除去된다. 溶液과 Floc 는 重力의 差異로 Clarifier 에서 分離되며 이때 溶液은 Clarifier 속에 있는 Sludge-blanket 를 通過하여 나온다. 的 60%의 Sr-90을 包含

한 Sludge는 連續적으로 除去되어 濾過處分된다. clarifier의 上澄水는 Sand filter 등을 通過시켜 殘存浮遊物을 除去한다. 여기서 나온 濾過液은 2基의 ion交換器에 보내져서 殘存해 있는 Cs-137 Sr-90과 같은 Isotope가 除去된다. 이 pilot plant에서의 除去率을 보면 Sr-90에 對해서는 平均 99.9% Cs-137에 對해서는 99.7% 이상의 除去率을 나타내고 있다.

3. Harwell 原子力研究所

英國原子力 公社에 屬해있는 Harwell 原子力研究所에서는 各施設에서 排出되는 各種放射性廢棄物處理에 多樣하고 새로운 處理方法을 開發하고 있다. 大量으로 產出되는 廢液中에서 低準位廢液은 Na_3PO_4 만 넣고 Clariflocculator에서 處理하고 있으며 中準位廢液은 1,000 gallon/hr 程度의 處理 plant에서 多段處理를 하고 있다. 이 多段處理는 原廢液을 連續적으로 混合槽에 보내고 여기에 化學凝集劑를 넣고 第1段의 凝集沈澱處理를 하고 있으며 특히 Cs-137 除去에는 Vermiculite를 充填한 無機 ion交換塔을 가지고 있다. 從來의 中準位廢液處理의 經驗으로 보아 第1段凝集에서 凝集劑로서 PO_4^{3-} — Fe^{3+} — Ca^{2+} 沈澱處理를 사용한 것이 各種廢液處理에 좋은 結果를 얻었다. 특히 廢液의 pH值가 11.5에서 좋았으며 $\text{PO}_4^{3-}/\text{Ca}^{2+}$ 의 比가 1.6이 適當하고 Fe^{3+} 또는 Fe^{3+} 로서 40 ppm Ca^{2+} 는 50 ppm이 最適添加條件이 되었고 이 處理에서 α -放射體는 99%, β -放射體는 89%의 除去率이 얻어졌다. 특히 Alkali金屬인 Cs-137에 對해서는 除去가 不充分하였기 때문에 여기에 對한 選擇吸着性이 있는 Vermiculite의 使用方法이 Harwell 原子力研究所에서 널리 研究開發되어 Cs-137의 除去率이 相當히 좋아졌다. 現在 Harwell에서 各種放射能單位에 對한 廢液處理의 化學凝集劑의 使用量은 다음 表 2와 같다.

表 2. Harwell에서의 化學凝集劑使用量

種 別	極低準位	低 準 位	中-高準位
放射能濃度	$10^{-6}\mu\text{c/ml}$	$10^{-3}\mu\text{c/ml}$	$>10^{-3}\mu\text{c/ml}$
pH	8.0	9.5	10.0
凝集劑의 種類 및 量	Al^{3+} 10 mg/l	PO_4^{3-} 100 mg/l Fe^{3+} 20 mg/l	Cu^{2+} 25 mg/l $\text{Fe}(\text{CN})_6^{4-}$ 40 mg/l Fe^{2+} 16 mg/l Ca^{2+} 50 mg/l PO_4^{3-} 80 mg/l

從前에는 高準位廢液의 處理는 貯藏만 하였지만 中準位廢液處理에서 얻어진 많은 經驗과 새로운 處理施設의

計劃에 依據 化學凝集處理 Ion交換處理 蒸發濃縮處理方法이 서로 多段處理로서 混式組立되어 除染係數도 10^6 程度는 쉽게 얻어질수 있는 狀態이다.

Harwell 原子力研究所에서는 固體廢棄物處理裝置로서는 可燃性物質에는 燒却爐를 使用하고 非可燃性物質에는 壓縮機를 使用 廢棄物을 減容處理하고 있다.

II. 原子力發電所에서의 廢棄物處理

動力爐로서는 英國型인 Calder Hall 原子力發電所를 들수 있고 美國型인 加壓水型 沸騰水型이 있으며 其他動力爐로 有望時되는 Na-黑鉛爐(SGR) 高溫 氣 冷卻爐(HTGR) 有機材減速爐(OMCR) 重水爐 등이 있다. 代表的인 美英國의 原子力發電所에서 行하여지고 있는 廢棄物處理에 對해 論하기로 한다.

1. Calder Hall 改良型原子力發電所

現在 英國에서 運轉되고 있는 同型의 原子力發電所는 Calder Hall, Chapelcross가 英國原子力公社의 Prototype "Magnox" station 以外에 Berkeley, Bradwell 등이 있으며 여기서는 炭酸가스冷卻天然우란爐의 廢棄物處理의 一端을 紹介하고자 함.

Calder Hall 改良型原子力發電所로부터 排出되는 放射性廢棄物中에서 廢液은 主로 2分類된다. 即 하나는 使用劑核燃料冷卻水이고 다른 하나는 汚染機器의 除染 또는 洗淨水의 排水로서 放射能을 띠고 있는 것들이며 固體廢棄物로서는 核燃料를 포함한 graphite 破片 또는 核燃料投入할때의 Sheet用 其他 汚染된 機器 Air filter 들로서 이들의 處理는 地下의 貯藏室에 永久保存한다. 廢液에 있어서는 Magnox 被覆天然우란燃料는 照射後再處理하기 前에 的 4,000m³ 容量의 核燃料冷卻槽에서 冷卻된다. 이동안 Magnox 속에 包含되어 있는 不純物이 原子爐에서 照射되어 放射能을 띄게 되고 이것이 冷卻期동안 溶出되어 나오고 또한 Magnox 被覆材料가 腐食되어서 생긴 pin hole에서 核分裂物質이 溶出되는 경우가 있어 冷卻槽는 相當한 放射能을 띄게 되며 따라서 冷卻槽水를 連續적으로 排出시켜서 連續處理를 하는 것이 普通이다. Calder Hall에서의 處理量은 冷卻槽의 3% 해당하는 容量으로 130 m³/day 程度이다. Magnox 속에 不純物로서는 70~80 ppm의 亞鉛, 0.5 ppm 程度의 Cobalt를 包含하고 있어 各各 Isotope로서 60 $\mu\text{c/gr}$ 의 比放射能을 나타내고 있다. Berkeley과 Bradwell의 平衡狀態에서의 推定值로서는 腐食生成物의 生成量은 的 100 mc/day로서 冷卻槽全體로서 平衡狀態에 있는 可溶性放射能은 700 mc이며 水中濃度는 的 $10^{-4}\mu\text{c/ml}$ 에 到達한다. 其他 放射能源로서는 Calcium과 Iron 또한 Uranium과 核分裂生成物로서서 存在한다. Magnox 腐食을 抑制하려면 冷卻槽水에 脫鹽水를 供給하고

pH를 11 정도로 높이는 것이 효과가 있으며 때로는 腐食抑制劑를 사용하는 때도 있다.

廢液의 除染方法으로서 Berkeley, Bradwell 에서는 주로 ion 交換方法을 使用한다. 冷却槽속의 放射能의 80%는 不溶性狀態이고 밑에 갈아 앉아서 Sludge pump 로서 끌어올리고 Sludge 槽에 보내진다. Berkeley 에서는 冷却槽의 3% 해당 廢液을 毎日 순환 處理하고 있으며 Ceramic filter 로서 爐過後陽 ion 交換塔을 通過시킨다. 여기서 Zn, CO, Ca 가 非放射性인 Na 과 같이 除去되고 다음에 脫 gas 塔에서 CO₂ 가 除去된다. 이 때 混床式 ion 交換塔이 準備되어 있어 放射能의 完全除去에 使用된다.

Bradwell 發電所에서의 最終廢液處理는 排液을 海水에 버리게 되어 海水의 汚染을 考慮하여 廢液處理方法이 Berkeley 보다 좀 複雜한 狀態이다. 廢液은 砂爐過를 하여서 粉粒狀의 物質이 除去되고 다음 酸注入槽에서 廢液의 pH 를 7~8 程度로 調整한다. 다음 廢液은 亞鉛에 對해 特히 親和性이 있는 Na-cycle 의 非再生型 陽 ion 交換樹脂裝置를 通하고 大部分의 放射能을 除去시킨다. 交換能이 없는 樹脂는 固體廢棄物로서 貯藏廢棄한다. ion 交換塔에서의 流出液은 第2의 陽 ion 交換塔에 通過시키며 이때는 水素型 cycle 再生型 ion 交換樹脂를 使用하고 殘存하는 放射能의 大部分을 除去시킨다. 處理된 廢液은 脫氣塔에서 炭酸 gas 가 除去되고 NaOH 로서 pH 를 調節하고 原水廢液에 보내진다. 放射能의 完全除染을 하기 위해서는 混床式 ion 交換塔을 通過處理하기도 한다.

低單位放射性廢液은 一旦 廢液을 貯藏槽에 넣었다가 pH 를 調整한 後 凝集劑를 넣어 放射能을 沈澱吸着시켜서 除去하고 上澄液은 壓力式砂爐過槽를 通過시키고 微細粒子狀의 固形物을 除去한다. 이 때 處理는 Batch-system 으로 行해지고 沈降된 Sludge 는 Ceramic filter 로서 爐過시켜 最終으로 永久保存시킨다.

爐過液은 砂爐過槽과 併列하여 使用하는 ion 交換塔에서 最大許容值 以上の 放射線單位가 나타날때 處理使用되며 最後로 生物學的處理을 하기 위한 方法으로서 廢液속에 있는 有機物의 分解處理를 하는 同時에 Bacteria 에 依한 放射能의 除染處理가 期待되고 있는 實情이다.

一般的으로 英國에 있어서의 放射性廢液의 處理處分에 關한 研究는 勿論 各 原子力製作會社에서도 하고 있지만 英國 原子力公社에 屬해 있는 Harwell 原子力研究소가 中心이 되어 相當히 關聯된 問題의 開發研究로서 凝集沈澱 ion 交換處理法의 開發에 各種試驗이 行하여지고 있다.

2. BWR 型 原子力發電所

現在 代表的 BWR 型 原子力發電所에서 運轉하고 있

는 것은 美國 Illinois 州의 Dresden 發電所로서 1959年 10월에 臨界에 到達한 以來 運轉하고 있다. 同 發電所에서 나오는 廢液中 放射能이 높은 것은 復水純化器再生廢液으로서 大體로 1 mc/ml 의 放射能을 나타내고 있다. Dresden 原子力發電所의 原子爐冷却系의 清淨化는 混床式의 非再生方式 ion 交換塔이 있으며 恒常冷却水의 純度가 維持되도록 設置되어 있다. 勿論 熱交換器로 冷却된 後 處理되며 그 處理能力은 45.4m³/hr 이다. 一次給水 pump 前에 있는 復水脫鹽裝置는 3基의 混床式 ion 交換塔으로 되어 있으며 Ion 交換樹脂의 再生은 從來의 處理方法보다 高流速處理를 하는 새로운 方式이 開發되었다. 以上은 一次冷却系統의 冷却水의 淨化로서 Ion 交換再生廢液속에 前述한 約 1 mc/ml 의 高放射能을 띠게 된다. 其他 放射性廢液은 一旦 貯藏槽에 넣어두었다가 短半減期의 核種을 崩壞시키고 可溶性 또는 懸濁狀의 不純物은 ion 交換裝置와 高性能 Filter 로서 爐過되고 있으며 酸性廢液은 中和槽에서 中和된다. 한편 不純물이 많은 廢液(可溶性 鹽分이 많을 때)의 處理는 Evaporator 處理가 利用되고 있으며 濃縮液은 地下의 貯藏槽에 보내진다. 廢液處理의 主要施設로서는 亦是 Ion 交換裝置와 Evaporator 로 構成되어 있으며 凝集沈澱處理는 하지 않고 있다. Dresden 의 경우 原子爐의 正常的인 稼動인 경우도 一次冷却水에 損失과 制禦棒漏洩水가 생기게 되어 一次冷却水의 連續的試料採取를 하고 있으며 大略 漏洩水量이 그리 많지 않은 100~200 Gallon 程度이고 이때의 放射性은 1μc/ml 程度를 나타내고 있는 것이 正常이다. Dresden 原子力研究所廢液處理에서 第一 문제되는 것은 廢液속에 懸濁物의 量이 相當量들어 있어서 이것을 除去하기 위한 Filter 장치가 여러가지 考案되어 있으며 經濟적이고 濾過效率이 좋은 材質이 問題되고 있는 形便이다.

3. PWR 型 原子力發電所

1957年 12月 電氣出力 60MW 의 Shipping Port PWR 型 原子力發電所가 運轉을 開始하였다. PWR, BWR 型 原子爐는 潛水艦原子爐서도 많은 開發을 보았으며 現在 로선 原子力의 平和利用의 一翼을 擔當하는 原子力發電所에 많은 設置를 보았으며 따라서 여기에 對한 放射性廢棄物處理에 對한 많은 經驗이 이루어졌다. 여기는 PWR 型인 Indian point 原子力發電所를 例로 하여 同型의 放射性廢棄物處理에 關해 論하기로 한다. PWR 型에서 使用하는 廢棄物處理方法에는 가) 放射性物質의 自然崩壞, 나) Ion 交換器의 利用, 다) Turbin 復水器排水에 依한 廢液의 希釋, 라) 蒸發濃縮法, 마) 可燃性固體廢棄物의 燒却處分方法, 바) 最終廢棄物의 地中埋沒處分方

法等을 사용하고 있으며氣體廢棄物은 주로 Kr^{85} 의核種으로서年間 50 Curie 가大氣中에放出된다고推定하고 있다. 이들氣體核種들은 Absolute filter 로서濾過되고最後는放射線監視裝置로서測定을한다음 120 m나되는煙道를通해서大氣에放出된다. 液體廢棄物은排出系統이原子爐系廢液 機器洗滌廢液 特殊廢液 非放射性廢液으로分類되고 있다. Indian Point 에서는 모든廢液이最終적으로一般下水단 除外하고 4個의 75,000 Gallon 의貯藏槽에모이게되며混合된다. 原子爐系廢液은그中放射能이제일 높은 $2 \mu\text{C}/\text{ml}$ 이고年間 380,000 gallon 이나된다. PWR 型爐의一冷却水는運轉中腐蝕生成物 또는被覆物質의 pin hole 에서의核分裂生成物에依한汚染이크며 이들의處理는一旦 filter 裝置를通過한後陽 ion 交換塔과混床式의 ion 交換塔에 보내져서除染된다. Indian-Point 에 있어서一次冷却水의純度は全可溶性固形分 1 ppm, 全懸濁固體 1 ppm 가要求되는冷却水이다. 原子爐運轉에따른廢液의排出는 Filter 의逆洗廢液, 使用劑 ion 交換樹脂用水 化學實驗室廢水, 採取試料廢水 등이 있다. 이들의放射能單位는徹底히調査하여許容線量を超過하지않도록廢液處理를한다음外部에放出한다. Indian Point 에서는永久貯藏을위한施設이없음으로 이들의廢棄物은全部濃縮되어海洋投棄에依해處分되거나一部廢液은稀釋處理되어外部에放出된다. Indian Point 의廢液은 4基의 Stainless 製로서約 280 m³ 容量貯藏槽에數個月放置시키고短半減期の核種을崩壞시키고蒸發濃縮處理된다. 蒸發濃縮處理에서凝縮液中的溶存固形分 0.05 ppm 以下로서 그要求에對한蒸發蒸氣에서液滴을除去하기 위해서高性能의 Demister 를必要로한다. 이 Evaporator 는約 90 cm 두께의 stainless 製 Wire mesh demister 가設備되어 있으며蒸發速度는 낮게設計되어 있다. 凝縮液은 다시混床式 ion 交換塔에 보내지고最終淨化液의溶存固形分은 0.01 ppm 以下로서最終放射能은 $1 \times 10^{-8} \mu\text{C}/\text{ml}$ 以下가된다. Evaporator 의濃縮液은約 30%의固形分을包含하고 있으며 Portland cement 에混合固形化시키고鋼板製의 Drum 缶에充填시켜서最終적으로大西洋의適當한海域에海洋投棄處分된다. Indian Point 에서는冷却水淨化, 廢液處理에서使用된 ion 交換樹脂는再生하지 않고그냥廢棄處分된다. 그理由의 하나는 ion 交換樹脂를再生해서나오는放射性廢液量이 너무 많아서使用劑樹脂를廢棄하는 것이經濟적인面이 있다.

現在까지動力爐로서代表的인 Calder Hall 型, BWR 型, PWR 型原子力發電所에서 나오는放射性廢棄物處理에對해서略述하였으므로 한편原子力發電所에서의廢棄物處理는大端히重要的位置를占有하고있다고 본다.

處理를效率적으로施行하느냐 못하느냐에따라環境汚染에큰影響을줄수있으며 나아가서는原子力發電所의存立을左右할수있는問題까지擡頭될수있다. 處理設備를充分히갖우고處理效率를完全化한다는것은重要的問題이나 그反面에發電原價에對한經濟性を考慮하지않을수없다. 一般的으로現在使用되고있는處理法으로서는 Ion 交換法, 蒸發濃縮法, 凝集沈澱法, 其他濾過希釋貯藏方法等を獨立的으로或은併行使用함으로써處理處分을效果的이며經濟적으로遂行하는 것이 큰課題인 것이다. 따라서從來의經驗을充分히살리고處理方法을有効適切히適應시키는同時에 새로운處理處分方法을研究開發하지 않으면 안된다.

III. 放射性廢棄物處理와處分の問題點

放射性廢棄物의處理와處분에對한研究開發은現在各國에서活潑히進行되고 있으며 특히低放射性廢液處理에關해서는 그主要한處理法으로서蒸發濃縮處理 Ion 交換法, 凝集沈澱法の基礎的技術은一旦確立되어있다고 볼수있다. 여기서는實際運轉에있어서 몇가지問題가 되는것을例舉하기로한다.

蒸發濃縮處理에서의問題點은蒸發速度를크게했을 경우同伴되는飛沫量이 많아지고除染效率이低下하기 때문에 그除去問題가重要的課題로되어 있다. 이런難點을克服하기 위해서 Cyclon, Wire-mesh-demister, glasswool-demister 等を併行使用하여 그除去에努力을하고 있다. 其他多孔板塔을利用하는研究도하고 있으며, 相當한研究業績이나오고 있다. 蒸發缶의型式은 豎型單効用缶이 많으며最近에는充填塔型, 落下薄膜型 등이利用된다. 또한蒸發法에서는蒸發할 때發泡의問題가 있으며 이에對해서는 Silicon 樹脂나特殊한界面活性劑 같은消泡劑의投入에依한消泡나電熱 또는蒸氣加熱 coil 에依한熱的破泡作用을利用한다. 특히急激한發泡에對해直時에破泡하는 것이困難하고消泡劑投入 또한運轉費에影響이가므로 이런難點을解決하는問題 등이 있다. 한方法으로서供給液의調整을한다든가, 事전에凝集沈澱處理를한다든가, pH 調整에依한發泡性低下等を老慮하고 있으며, 또蒸發濃縮處理의濃縮比의問題가 큰研究課題로 남아있는實情이다.

Ion 交換方法에서는廢液속에非放射性鹽分이極히 많을때는不利하다. 原子爐冷却水와 같은純水를使用하는 때는溶存固形分이적어 큰利用度를 보고 있으나, 특히高放射能處理에서는放射線에對한樹脂의劣化性問題 또한 Cs, Sr 에對한選擇性이 높은交換材의開發이有望視되고 있다. 凝集沈澱處理에서는現在 많은經驗과技術이開發되어 있으며滿足할만한結果도 얻

어지고 있다. Flocculator 에는 Slurry 循環型과 Sludge blanket 型이 使用되고 있으며 前者의 경우가 期待以上の 優秀한 除染係數가 얻어지는 때가 있다. 最近 使用되고 있는 Ferrocyan 法은 特히 Cs, Zr, Ce 에 對한 除染에 큰 成果를 나타내고 있다. 凝集沈澱處理에서는 處理費는 比較的 安價이나 處理의 結果 생기는 Sludge 量이 적지 않게 나와 이들의 處理가 問題되고 있다. Sludge 處理는 主로 脫水에 對한 研究가 英國 Harwell 研究所에서 많이 했으며 Sludge 를 凍結-融解하여 眞空脫水器를 使用하며 脫水處理를 하고 또한 遠心分離法에 의한 脫水를 하는 方法등이 實驗되고 있다. 原子力船에 있어서의 廢棄物處理는 現在原子爐는 輕水型原子爐를 使用하고 있으며 固體廢棄物로서는 ion 交換樹脂 其他 汚染機器가 主이며 이중에서도 ion 交換樹脂는 2~3個月에 約 1~10 ft³ 量이 排出되고 總蓄積放射能은 100 Curie 程度로 推測하고 있다. 以上은 一次冷却水の ion 交換樹脂이며 復水脫鹽系의 ion 交換樹脂는 約 30 ft³ 量程度이며 放射能은 1 curie 程度이다. 이 中에서 液體廢棄物의 主成分은 復水脫鹽系의 ion 交換樹脂의 再生廢液이 차지하고 있으며 直接 바다에 放出하든가 또는 tank 中에 保管한 後 處分한다. 其他 原子爐系의 漏洩에 의한 液體는 그 量이 적을 뿐더러 放射能單位도 낮아 별로 큰 問題는 안된다. 特히 放射性氣體廢棄物處理에서 氣體中에 包含한 微粒子의 除去의 對象이 되는 核種은 主로 核分

裂때 생기는 Kr-85, Xe-133, I-131 등으로 이들은 原子爐 一次循環系로부터 새어나오거나 使用劑燃料再處理施設의 溶解槽에서 發生하는 不活性氣體로서 이들은 化學反應으로선 除去가 極히 困難한 點을 老慮하여 吸着劑를 充填한 濾過塔을 極低溫으로 冷却하여 이들의 氣體를 捕集하고 崩壞에 依한 自然減衰를 기다리는 方法을 使用하고 있다. 最近에는 이들의 不活性氣體를 Hydroquinone 等の 有機化合物中에서 捕集研究가 進行되고 있으며 Xe에 對해서는 四弗化 Xenon의 結晶을 利用除去하는 問題가 研究中에 있다. Iodine에 對해서는 吸着性이 優秀한 Charcol filter, Silver reactor 等の 應用이 活潑히 利用되고 있다. 微粒子狀의 放射性物質을 包含한 氣體의 精製에는 Absolute filter 를 많이 使用하고 있으며 이 filter 를 使用하기 前에 Prefilter 로서 Cotton 또는 glass wool filter 를 利用하여 다음에 靜電氣除塵器를 利用한 前處理를 效果적으로 利用한 다음 Absolute filter 를 使用하는 것이 普通이다. 固體廢棄物 處理處分에도 여러가지 問題點이 있다. 아무런 處理를 하지 않고 保管廢棄한다는 것은 處理費用이 많이 들어 이들을 容積減容하여 海洋投棄나 地下埋沒을 하게 된다. 固體廢棄物은 可燃, 非可燃性의 選別을 充分히 잘 하여야 하며 燒却處理에서는 除染係數를 높이는 것과 減容比를 높이는 問題가 있으며 非可燃性物質은 Press 方法에 依한 減容을 많이 하고 있는 實情이다.