

DANDU 發電所 化學

梁 慶 麟

韓國에너지研究所 原子爐化學研究室

(1985. 6. 4 접수)

CANDU-PHW(Canada Deuterium Uranium-Pressurized Heavy Water) 原子爐는 Atomic Energy of Canada Limited(AECL)의 Chalk River Nuclear Laboratories(CRNL)와 아주 가깝게 위치한 Rolphton, Ontario에서 25MWe Nuclear Power Demonstration(NPD) 原子爐를 가지고 시작되었다. 이 原子爐는 1962년 5월에 첫 출력을 올렸으며 아직까지 신빙성있는 電力生産, 새로운 要員의 훈련 및 研究開發 實驗等の 分野에서 여러 가지 역할을 수행하고 있다. 1967년에 Douglas Point에서 220MWe의 CANDU-PHW가 그의 첫 출력을 올렸으며 이 設計와 꼭 같은 것이 印度에서(RAPP-1과 -2) 그리고 약간 변경된 것이 Pakistan(KANUPP)에서 建設되었다. 印度에서는 原子力發電所의 國產化計劃에 따라 RAPP를 改良한 몇개의 發電所를 建設하였으나 거의 같은 크기의 것이었다. 크기에 있어서의 다음 단계는 Pickering에서 이루어졌다. Pickering-A에서 처음 建設된 4개의 540MWe 發電所는 Pickering-B에서 추가로 建設되어 Pickering에는 도합 8개의 發電所가 建設되어 있다. 4개의 750MWe 原子爐가 Bruce-A에 먼저 建設되었고 4개의 복사된 原子爐가 Bruce-B에 建設되어 Bruce에도 8개의 原子爐가 있다. Darlington에서도 Bruce와 비슷한 크기의 原子爐가 4기 建設중에 있다. 이들 原子爐들은 Ontario Hydro를 위하여 설계된 것이고 Ontario Hydro 이외의 事業主들을 위한 중간 크기의 標準 原子爐의 必要性이 認識되어 標準화된 CANDU-600 原子爐가 설계되고 개발되었다. 이 크기의 發電所는 Quebec, New Brunswick, Argentina 그리고 大韓民國에서 建設되었으며 Rumania에서 建設중에 있다(그림 1).

이들 原子爐들은 모두 天然 우라늄을 燃料로 사용한다. 그리고 重水(D₂O)가 1次 冷却材와 減速材로 사용되고 있다. 原子爐 冷却系統 化學處理의 주된 目的은 모든 原子爐 系統에서 腐蝕의 極小化, 낮은 準位の 放射線場 維持 및 系統의 安全性을 保存할 수 있도록 化

學的으로 제어하는 것이다. 몇개의 CANDU系統에서의 重水の 사용은 最適의 化學的 調節을 위한 努力面에서 또 하나의 長點이라고 할 수 있다. 完璧하고 效果的인 化學的 調節을 爲하여는 設計段階의 構成材料의 選定에서부터 系統의 設計 및 械器의 製作, 建設 및 試運轉, 運營 및 補修段階까지 지속적으로 考慮되어야 한다. 또한 運轉되는 發電所의 最適의 化學處理를 爲하여 設計 및 建設過程의 파악은 물론 運轉壓力, 溫度 系統의 理解와 함께 放射化 分解의 效果, 放射線 準位の 上昇 등 運轉條件과 관련된 相互關係를 理解하여야 한다.

이 解說에서는 CANDU-600 發電所의 3개의 主 系統인 1次 冷却材系統, 減速材系統 및 2次 冷却材系統의 化學調節 및 放射線場의 調節에 대하여 기술하고 있다. 系統들은 그림 2~5에 그 概略이 설명되어 있으며 여기서 제시되는 모든 設計 및 運轉上의 仕様은 20년의 세월과 90년이 넘는 CANDU 原子爐-年(Reactor-Year) 동안에 계속된 AECL과 CEPU에 의해서 뒷받침된 研究開發業務의 수행 결과 및 全 世界的인 經驗에 대한 계속적인 洞察에 기초를 두고 있는 것이다.

I. 1次 冷却材 系統

I. 1. 序 論

CANDU 原子爐의 1次 熱移動系統은 여러가지 材料로 구성되어 있다. Zirconium 合金들은 中性子를 보호하기 위하여 爐心內에서 사용되고 있으며 一自然 uranium燃料를 사용하는 CANDU 着想의 엄연한 宿命— 한편 爐心外에서는 모든 연결 配管들은 炭素鋼으로, 蒸氣發生器 細管은 Nickel 合金으로 되어있다. 예를 들면 CANDU-600에서는 燃料 被覆管은 Zircaloy-4, 壓力管은 Zr-2.5wt%Nb, 그리고 蒸氣發生器 細管은 合金 800(Incoloy-800 또는 Sanicro-300)이다. 壓力管 末端 接合部(End Fitting)와 같이 重水 冷却材에 노출

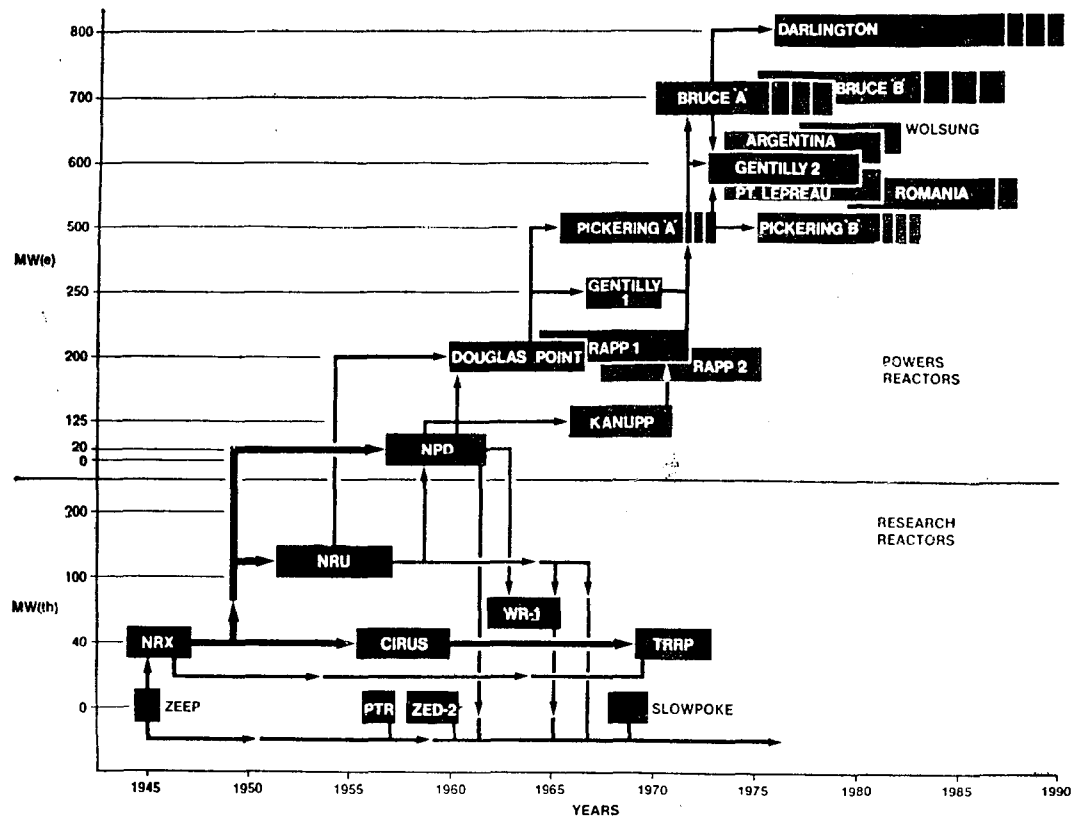


Fig. 1. Genology of Candu Reactors

Table I.1. Surface areas of material in PHTS of CANDU reactors

	DOUGLAS POINT		PICKERING ¹		BRUCE ¹		CANDU-600 ¹	
	Alloy	Area(m ²)	Alloy	Area(m ²)	Alloy	Area(m ²)	Alloy	Area(m ²)
Primary coolant piping	Carbon steel	1,300	Carbon steel	3,000	Carbon steel	4,200	Carbon steel ²	2,300
In-core								
-fuel	Zirc-2	1,650	Zirc-4	3,100	Zirc-4	5,050	Zirc-4	3,500
-pressure tubes	Zirc-2	400	Zirc-2 (1,2) Zr-Nb (3,4) ³	800 800	Zr-Na	1,000	Zr-Nb	800
-end fittings	403 SS	450	403 SS	850	403 SS	1,000	403 SS	800
Steam generator tubing	Monel	6,600	Monel	18,500	Inconel	15,650 ⁴	Incoloy	10,750

¹ Surface areas relate to one reactor unit of each type. Values given are rounded-off *inside* surface areas of pipes and heat exchanger tubes.

² 10% of feeder area (220m²) is 21/4 Cr-1 Mo steel.

³ (1,2)(3,4) refer to reactor units at Pickering.

⁴ Excludes preheater tubing surface area of 2,940m² per reactor.

되는 모든 裝備들은 대부분 Stainless Steel로 되어있다. 勿論 이들 材料를 선택함에 있어 腐蝕抵抗이 중요한 판단의 基準이기는 하지만 그것이 전부는 아니다.

예를 들면 中性子에 대한 經濟性이 Zirconium 합금을 壓力管이나 燃料 被覆材로 사용하도록 하였으며 높은 張力強度로 맘미암아 400系列 鋼을 壓力管의 末端 接

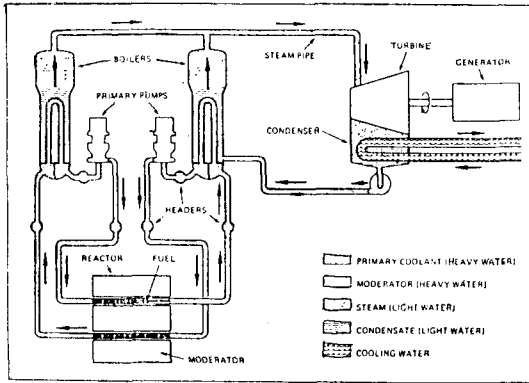


Fig. 2. CANDU-PHW Reactor Flow Diagram

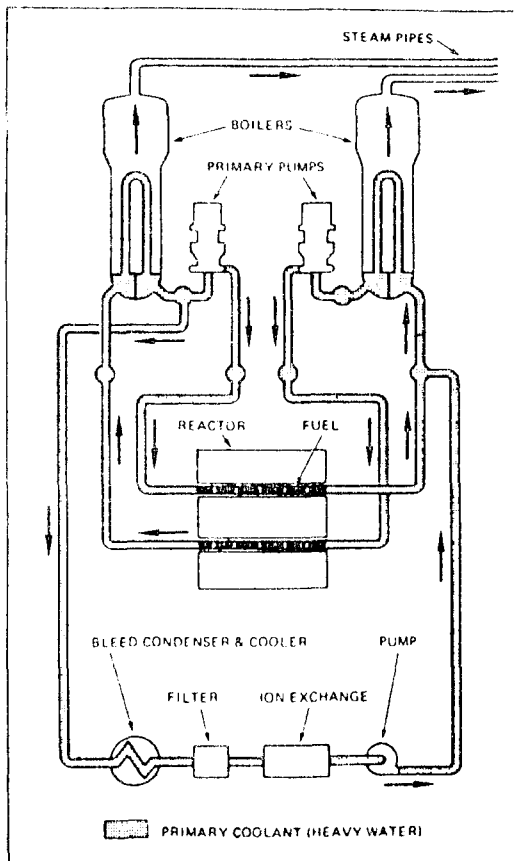


Fig. 3. Primary and Purification System

合部에 사용하도록 결정하고 있는 것이다. 炭素鋼이 配管과 容器 壁에 사용되고 있는 것은 CANDU 系統의 고유 特征이다. 表 1-1에 各 發電所의 주된 材料와 表面積이 수록되어 있다 이와, 같이 여러가지의 材料가 섞여서 사용되고 있는 1次 冷却材의 化學的 調節을 最適 條件으로 할 수 있도록 하고 있는 것은 反應度 調

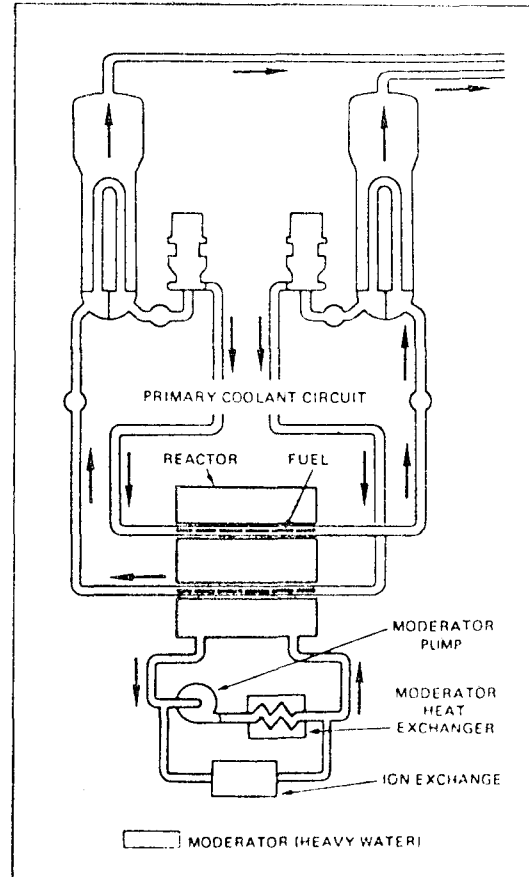


Fig. 4. Moderator Purification System

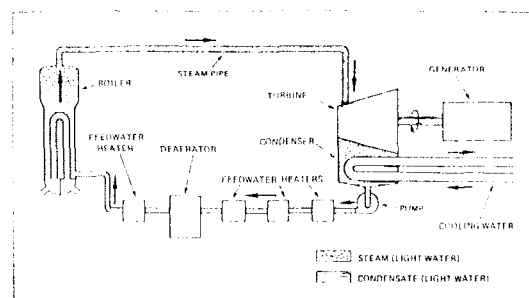


Fig. 5. Boiler Feedwater System

節을 위하여 可溶性 毒物質의 添加가 불가피한 減速材 系統을 分離해서 가지고 있다는 사실이다.

冷却材의 化學處理는 이들 多樣한 材料의 腐蝕을 억제할 수 있도록 調節되어야 하며 동시에 放射性 腐蝕生成物의 移動을 극소화 하여야 한다. 최적의 상태는 낮은 酸素濃度和 높은 pH이다. 冷却材는 D_2O 이므로 酸度/알카리度を 측정함에 있어 pH보다는 pD가 더

적절하다는 것을 알아야 한다. 그러나 실제로 있어서는 표준화된 pH 측정용 기기가 發電所에서 사용되고 있기 때문에 “外見上 pH”라고 불리우는 측정치를 얻게 된다.

$$pD_{25}^{\circ}C = \text{外見上 } pH_{25}^{\circ}C + 0.4$$

pD와 pH의 관계는 위식과 같다. 편의상 D_2O 의 알카리도는 보통 pH의 값으로 표시하고 있다. 물론 이 값은 外見上의 pH를 뜻하는 것이다.

I. 2. 潜在的인 腐蝕危險 要素

I. 2. 1. 爐心內

原子爐에서 사용되고 있는 Zirconium 합금의 腐蝕과 관련된 연구논문은 대단히 많아서 B. Cox의 “Zirconium Alloys in High Temperature Water”¹⁾에서는 무려 244개의 관련논문이 소개되어 있다. Zirconium 합금의 腐蝕에 미치는 放射線效果²⁾ 그리고 壓力管 合金 Zr-2.5wt%Nb의 腐蝕³⁾ 등에 관한 많은 연구결과가 있다.

燃料 被覆管으로 사용되는 Zircaloy-4와 -2의 腐蝕은 放射線이 없으면 酸素에 의해서 영향을 받지 않으며 酸素가 없으면 放射線에 의해서 영향을 받지 않는다. 그러나 酸素와 放射線이 동시에 있으면 Zirconium 합금들의 腐蝕率은 급격히 증가하게 된다.⁴⁾ 燃料 被覆管의 一般腐蝕과 局部腐蝕은 末端 柱頭 熔接 또는 못쇠로 제작된 付屬物 가 사이의 熱의 영향을 받은 領域에서 영향을 받는다. 이와는 대조적으로 Zr-2.5wt%Nb 합금은 放射線 不在下에서 酸素의 공격에 민감한데 반하여 放射線下에서는 Zircaloy 합금들보다 적은 영향을 받는다.³⁾

酸素가 爐心에 존재하는 것을 막는다는 것은 명백하게 바람직한 일이다. 그러나 BWR型的 輕水 原子爐는 中性溶液에서 계속적인 높은 單位의 酸素存在下, 즉 약 0.2mg/kg H_2O (溶液)과 20mg/kg 蒸氣에서 운전되고 있다. 따라서 燃料 被覆管의 酸化는 酸素가 억제되고 있는 PWR에서 보다 훨씬 크다. 그럼에도 불구하고 Zircaloy 燃料被覆管은 이러한 상태하에서 전세계에 걸쳐 많은 原子爐에서 성공적으로 사용되고 있다. 이와 같은 사실에 비추어 볼때 약간의(4~5%) 沸騰을 許容하는 CANDU-PHW의 爐心에 존재하는 미량의 酸素는 허용할 수 없을 정도의 높은 腐蝕을 燃料 被覆管 또는 壓力管에 초래할 것으로는 생각되지 않는다. 만일에 化學調節로서 酸素의 억제가 적절하게 이루어질 수만 있다면 그것으로 문제는 해결되는 것이다.

Zirconium 합금들은 용이하게 水素化 또는 重水素化된다. 만일에 壓力管 또는 燃料 被覆管의 水素單位가 제작기간중에 조절되었다면 1次的인 水素化現象은 별 문제가 되지 않을 것으로 試驗結果는 보여주고 있다.

그러나 Zircaloy의 심한 腐蝕은 2次的인 水素化를 초래하게 될 것이다. 이러한 現象은 결합이 있는 燃料의 腐蝕된 부위에 한정되어 일어나고 있다.

또한 冷却材에 용존되어 있는 水素 또는 重水素는 스텐레스 스틸 末端 接合部를 통하여 壓力管 쪽으로 확산될 수 있다. 水素는 온도의 변화도에 따라 낮은 쪽으로 확산하여 管의 중간부위 보다는 끝 部位에 더욱 많이 蓄積될 것이다. 만일에 그곳에 높은 伸張應力의 領域이 존재하면 水素化合物은 침전하게 될 것이고 龜裂이 발생할 것이다. Pickering -3, -4號機에서 몇 개의 壓力管의 壓延結合部位 가가이에서 대단히 높은 殘留應力의 領域에서 水素化合物의 沈澱으로 인하여 龜裂이 발생하였다. 비정상적인 높은 應力은 管固定臺의 末端 接合部位 아래에 있는 管의 過壓延現象에 의해서 초래된 것이다.⁵⁾ 龜裂이 발생한 管은 대체되었으며 壓延方法은 개선되어서 앞으로는 별문제가 없을 것이다. Pickering에서는 나머지 管의 應力은 운전기간중에 완화되었다.

Pickering에서의 管의 龜裂은 기계적인 과실에 의한 것이지만 冷却材의 水素(重水素)의 單位를 실질적으로 가능한 낮은 농도로 유지한다는 것은 확실히 이익이 된다.

대단히 높은 pH의 溶液은 가열된 表面에서 비 휘발성 알칼리의 농축을 초래할 수 있다. CANDU에서는 pH 조절용으로 水酸化리튬을 사용하고 있으며 이것이 腐蝕性 알칼리도의 潜在的인 원인이 되고 있다. pH값이 12보다 높으면 Zirconium 합금에 대한 공격은 빠르고 심하게 된다.⁶⁾ CANDU의 燃料被覆管의 설계에는 바람직하지 않지만 알칼리가 농축될 수 있는 틈새가 존재하고 있다. 그러나 CANDU 原子爐에서의 수만개의 燃料묶음의 照射에서나 또는 불리한 化學調節을 한 試驗裝置에서 이 現象에 의한 燃料棒의 손상은 전혀 없었다.

그리고 끝으로 할로젠 이온들, 특히 弗素이온은 Zirconium 합금들의 腐蝕을 증가시킬 것이다. 제조시에 金屬을 담는 물은 酸性溶液에 의한 汚染이 Zirconium 합금의 腐蝕을 증가시키는 원인이라는 것이 알려져 있다. 그러나 이것은 發電所化學者들이 어떻게 처리하면 되는지를 잘 알고있기 때문에 문제가 아니다. 할로젠과 할로젠化合物들은 應力을 받고있는 Zirconium 합금의 龜裂 발생의 원인이 된다.⁷⁾ 이와 관련된 주된 위험은 燃料被覆管 내부에서 핵분열에 의해 생성되는 沃素化合物로부터 초래된다. 原子爐 冷却材에 있는 鹽素가 燃料被覆管상의 틈새에서 點蝕이나 粒界內 龜裂을 일으킬 수 있는 농도로 농축될 수 있다는 것은 있을수

있는 일로 생각된다. 실제로 이 現象은 바람직하지 않게도 발생하고 있으나 發電所의 化學者들은 이 문제에 별로 특별한 관심을 기울이지 않아서 잘 모르고 있는 실정이다. 만일에 鹽素汚染이 爐心外 裝備을 보호하기 위하여 충분히 조절된다면 爐心內에서의 할로겐으로 인한 腐蝕은 경험하지 않을 것이다.

壓力管은 상당히 부피가 큰 403 Grade의 ferritic stainless steel로 되어 있는 End-fitting에 의해서 받쳐져 있으며 이 材料의 腐蝕성은 큰 回路의 配管에 사용되고 있는 ferritic 炭素鋼의 腐蝕성과 꼭 같다. $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 合金鋼이 몇개의 供給管에 사용되고 있는데 이것도 炭素鋼과 같은 腐蝕성을 가지고 있다.

1.2.2 蒸氣發生器

Douglas Point에 있는 示範型 218MWe CANDU와 같은 크기인 印度에 있는 RAPP-1과 -2, PAKISTAN의 KANUPP, 그리고 pickering에 있는 4개의 540MWe CANDU의 蒸氣發生器 細管은 Monel-400으로 만들어져 있다. 이 材料는 탁월한 성능을 보여주고 있으며 腐蝕이 직접적인 원인이 되는 손상은 발생하지 않았다.

그러나 Monel은 冷却材의 酸化性 狀態에 민감하여서 심한 腐蝕이 발생하고 放射化될 수 있는 腐蝕生成物을 重水로 방출하는 일이 빨라진다. 즉 비 酸化性 狀態에 비하여 次元이 다르게 증가한다. 이와 같은 現象은 化學調節이 엄격하게 이루어 지지 않았던 Douglas Point에서 初期 運轉期間中에 발생하고 있으며 이로 인하여 1次回路 周邊의 放射線場의 문제가 야기되었다. 그러나 이와 같은 Monel의 酸化에 대한 민감성은 蒸氣發生器의 除染技術을 개발하게 하였다. 즉 冷却材에는 주기적으로 酸素가 주입되었으며 이로 인하여 생성되는 不溶性 殘渣는 증가된 용량의 淨化系統에 의해서 제거되었다.⁸⁾ 그 후로 Douglas Point의 蒸氣發生器 周邊의 放射線場은 정상상태를 보여주었으며 1975년에 실시한 化學的 汚染除去로 인하여 더욱 감축되었다.

Bruce와 Darlington에 있는 CANDU原子爐와 모든 CANDU-600 原子爐는 爐心에서 약간의 沸騰을 갖게 된다. 沸騰은 용존기체를 液體相으로 부터 氣體相으로 逸散시키는 경향이 있으므로 결과적으로 爐心에서 放射線分解酸素를 억제하기 위하여 사용하는 水素(重水素)가 덜 효과적이 되어 약간의 酸化性 狀態가 1次冷却材에서 발생하게 될 것이다. 따라서 후속의 原子爐에서는 monel의 사용은 기피되고 Inconel-600(Bruce에서) 그리고 Incoloy-800 또는 이와 같은 성능의 Sanicro-300(후속 CANDUs에서)이 蒸氣發生器 細管으로 사용되고 있다. Inconel-600은 25MWe인 實證-CANDU,

NPD에서 좋은 성능을 보여 주었으나 Incoloy의 낮은 코발트 함량으로 인하여 放射線場의 상승을 조장하는 경향을 낮게 해주므로 Incoloy가 후속 原子爐의 蒸氣發生器 細管의 材料로 선택된 것이다.¹⁰⁾ 또한 Incoloy는 광범위한 시험결과에 의하면 應力이 있거나 酸化性 狀態로 인하여 粒子內 龜裂을 나타내지 않는 利點이 있는 반면에 Inconel-600은 原子爐 冷却材와 같은 환경에서 應力腐蝕龜裂을 보여주고 있다.¹⁰⁾

1.2.3 内部 連結 配管

蒸氣發生器 細管은 별 문제로 하고 1次冷却材에 집속하는 가장 큰 爐心外面은 炭素鋼인 供給水 配管과 本管들이다. 炭素鋼은 一般腐蝕과 局部腐蝕에 대하여 잘 보호되어야 한다. 炭素鋼에 대한 酸素의 효과는 온도에 의해서 영향을 받는다. 대단히 낮은 酸素濃度에서 腐蝕率은 原子爐의 운전온도인 $250^{\circ}\text{C}\sim 300^{\circ}\text{C}$ 를 포함하여 모든 溫度에서 대단히 낮다.¹¹⁾ 또한 아주 높은 酸素濃度($\geq 50\text{mg/kg H}_2\text{O}$)에서는 腐蝕은 약간 일어난다. 왜냐하면 氧化物 보호 被膜이 형성되기 때문이다. 中間層의 酸素濃度에서 點蝕을 경험하게 되는데 특히 100°C 보다 낮은 溫度에서 심하다. 만일에 鹽素와 같은 陰이온이 함께 존재하든 이 現象은 더한층 심하게 된다. 酸素와 양적으로 배합되는 농도의 水素는 높은 酸素의 保護의 性質을 향상시키는 경향이^{12,13)} 있으나 CANDU-PHW 系統을 위해서 권장하는 상태는 酸素를 배제하는 것이다.

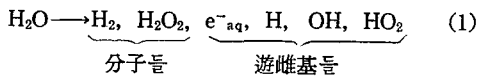
CANDU-PHWs의 1次系統은 炭素鋼으로 만들어져 있기 때문에(오스테나틱鋼이 아니고) 미량의 鹽素汚染은 輕水爐에서 보다는 덜 신경을 쓰고 있다. 配管의 應力腐蝕龜裂은 CANDU에서는 위험한 것이 아니다 鹽素 不純物에 의하여 발생하는 가장 심각한 현상은 틈새 腐蝕과 點蝕이다. 이들 형태의 공격은 出力降下 溫度에서 가장 공격적이다. 汚染은 部品을 수리하거나 系統으로 부터 떼어내는 작업을 하는 出力降下 期間中에 가장 많이 일어나는 것 같다. 예를 들면 차폐용 재료는 만일에 그것이 1次系統에 들어가는 것이 허용된다면 바람직 하지 않은 양의 鹽素 不純物을 생성할 수 있을 것이다. 出力降下 期間은 특히 冷却材 펌프가 운전되고 있지 않으면 淨化作業을 하는 데 가장 어려운 시기이다. 補修要員들은 1次系統의 汚染을 피할수 있도록 충분히 훈련되어야 한다. 그리고 淨化系統의 流量이 될수록 빨리 정상적인 위치로 되돌아 오도록 가능한 최대 流量에서 적절한 淨化가 이루어 저야한다. 이런 경우에는 原子爐가 出力을 내기 전에 不純物이 제거되었는가를 확인하기 위해서 추가적인 分析이 반드시 수행되어야 한다. 끝으로 腐蝕에 대한 pH의 效

과는 온도가 낮을 수록 한층 더 중요하게 된다. 즉 炭素鋼과 니켈封臘의 一般腐蝕은 150°C 이하의 溫度에서 pH가 7에 가까워지거나 낮을 경우에 심하게 된다. 다행히도 CANDU 原子爐의 설계에서는 硼酸을 1次系統으로부터 除去하는 것을 허용하고 있으므로 모든 온도에서 특히 原子爐 出力의 降下 期間中에 pH를 10 이상으로 유지하므로써 一般腐蝕을 극소화할 수 있다.

I.3. 冷却材 化學

I.3.1. 放射線 分解

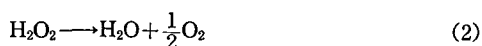
물은 放射線에 의해서 分子와 遊離基의 혼합물로 분해된다. 重水의 放射線分解에 의해서도 같은 생성물들



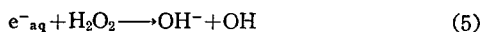
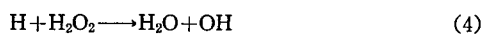
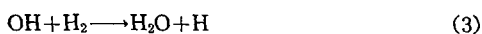
이 얻어진다. 分子와 遊離基의 생성비는 放射線의 성질에 따라서 결정된다. 높은 LET(Linear Energy Transfer; 放射線이 媒體에 에너지를 축적하는 율)의 密度가 높은 放射線에 의해서는 分子가 생성되는 반면에 낮은 LET의 放射線에 의해서는 遊離基가 우세하다. 水冷却 原子爐에 있어서는 LET가 적어지는 순서로 본 放射線의 종류는 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反應으로 부터의 α 粒子, 速中性子, 그리고 감마線이다. β 粒子는 γ 線과 비슷한 낮은 LET를 갖고 있다. 그러나 그들은 燃料被覆管을 뚫고나갈 충분한 에너지를 갖고 있으며 遊離基 생성에 3~4%의 공헌을 한다.

CANDU는 PWR와는 달리 減速材와 1次 冷却材가 分離回路이기 때문에 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反應은 여기서는 고려의 대상이 아니다. 비슷한 反應인 $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ 은 알카리度 조절을 위하여 冷却材에 첨가한 리튬으로 부터 오는데 중요한 것이 못된다. CANDU에서의 放射線分解의 행동과 PWR에서의 행동사이의 또다른 差異는 爐心에서의 中性子 線束으로부터 야기된다. CANDU에 있어서는 速中性子の 낮은 비율은 分子生成物の 낮은 收率이라는 장점을 가지고 있다.

腐蝕分野에서 지직한 바와 같이 冷却材에서의 酸化性 狀態는 회피하여야 한다. 따라서 放射線分解에 의한 分子의 생성은 억제되어야 한다. 즉 H_2O_2 는 冷却材 溫度에서 다음과 같이 빨리 分解되어야 한다. 억제 작용은 分子狀 生成物を 연쇄 環元反應에 의해서 파괴

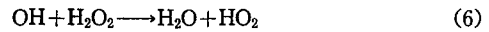


하는 遊離基의 존재로서 촉진된다. 만일에 水素를 系



統에 첨가하면 反應(3)의 反應率은 증가될 것이다.

그리고 再結合의 環元反應은 촉진될 것이다. 再結合은 또한 온도에 의해서 촉진된다. 反應(3)에 대한 活性化 에너지는 OH基의 소멸로 측정할 수 있는 逆反應의 活性化 에너지보다 크기 때문에 이와같이 300°C



인 原子爐 溫度에서 反應(3)의 反應率은 室溫에서 보다 약 200배나 된다. 이에 반하여 이에 상응하는 反應(6)에 대한 反應率은 약 30배에 지나지 않는다.¹⁴⁾ 放射화된 물에서의 생성화학종의 수율에는 pH의 영향이 약간 있다. 그러나 原子爐에서 관심이 있는 범위가 포함된 넓은 범위(4에서 11)에 걸쳐서 그 영향은 아주 적다.¹⁵⁾

CANDU에 있어서 放射線分解에 의한 酸素의 생성은 冷却材에 용존된 重水素 氣體를 5에서 10cm³D₂/kg D₂O로 유지하므로써 억제되고 있다. 만일에 冷却材가 沸騰하지 않으면 (2)에서 5cm³D₂/kg D₂O의 농도이면 酸素 억제에 충분할 것이다. 그러나 沸騰이 계속되는 동안에는 용존기체는 蒸氣相으로 이동되기 때문에 酸素의 억제는 효과적으로 이루어 지지 못할 것이다. 높은 蒸氣生産率, 冷却材 出口에서 5wt%의 蒸氣發生에서는 만일에 전체 酸素의 억제가 요구된다면 溶存重水素 氣體는 바람직 하지 못한 높은 농도가 필요하게 될 것이다. 이러한 상태하에서는 암모니아가 重水素보다 더 한층 효과적이다. 왜냐하면 암모니아는 보다 적은 比率이 蒸氣相으로 이동하기 때문이다.¹⁶⁾ 암모니아는 原子爐 系統에서의 酸素의 생성억제와 물의 pH를 높여주는 두가지 면에서 腐蝕을 억제하게 될 것이다. 그러나 加壓水型 輕水爐에서는 암모니아는 水酸化리튬을 첨가했을 때 보다 燃料被覆管上에 두터운 腐蝕生成物の 蓄積을 가져온다.¹⁸⁾ 따라서 암모니아의 사용은 다른 방법이 만족스러울 때까지 이고 길게는 권장할 수 없다.

酸素는 보수기간중의 空氣의 汚染이나 補充水가 적절하게 脫氣되지 못하였을 경우에 그들과 함께 1次系統으로 들어올 수 있을 것이다. 그러나 이들 두 원인에 의한 酸素의 양은 爐心에서의 물의 放射線 分解로 인한 酸素의 潛在的 生成率과 비교해 볼 때 아주 적은 것 같다. 原子爐 冷却材의 放射線 分解로 인한 酸素의 생성을 水素를 첨가 하므로써 억제한다는 것은 잘 理解되고 있는 사실이다. CANDU 1次 冷却材에 水素 氣體가 주입되면 同位元素의 交換反應으로 溶存 重水素가 생성된다. 目的하는 바는 溶存 酸素를 받아 들일 수 있는 낮은 準位로 감축하기 위하여 重水素의 濃度를 3~10mg/kg으로 유지하는 것이다. 1~2wt%의 重

水の品質低下는 燃料의 연소에는 容納할 수 있는 적은 영향을 주게 된다. 放射線 分解로 인하여 생성되는 酸素를 억제하는데 필요한 最少量의 重水素에 관한 값진 情報는 25MWe CANDU Nuclear Power Demonstration Plant(NPD)의 加壓 運轉 期間中에 얻어진 것으로 보통은 水素를 첨가하지 않고 있다. 記錄된 重水素의 濃度는 보통 0.5ml/kg 이하이며 이때의 溶存 酸素의 濃度는 15~20 μ g/kg이다.

이와 같은 酸素의 準位는 NPD와 Bruce-A와 -B에서 사용하고 있는 Inconel-600 蒸氣發生器 細管과 CANDU-600 發電所와 Darlington-A에서 蒸氣發生器 細管으로 사용하고 있는 Incoloy-800에 대해서는 적합한 것이지만 Douglas Point, Pickering, RAPP 그리고 KANUPP에서 사용하고 있는 Monel-400에 대해서는 너무 높은 값임을 알았다. 腐蝕生成物의 높은 放出率과 이에 수반되는 蒸氣發生器 周邊 放射線場의 線量率上昇을 피하기 위하여서는 Monel-400에 대한 溶存 酸素量은 最高値로서 10 μ g/kg이 추천되고 있다.

이와 같은 현상들은 Douglas Point에서 溶存 酸素에 대한 조절이 무시되고 있었을 때에 발생하고 있으며 反面에 항상 적합한 溶存酸素에 대한 조절을 실시한 Pickering-A에서는 발생하지 않고 있다.

Bruce-A와 후속 CANDU 發電所에서는 모두 Inconel-600 또는 Incoloy-800을 蒸氣發生器 細管으로 사용하고 있는데 이들 發電所에서는 原子爐 爐心에서 1次 冷却材의 沸騰現象을 나타내고 있다. 이때 蒸氣의 발생은 燃料水路 出口에서 4%까지 상승하고 있다. 이들 發電所에서는 溶存酸素의 양을 Inconel-600이나 Incoloy-800의 應力腐蝕 龜裂에 의한 危險을 極小化 할 수 있는 準位인 70 μ g/kg 이하로 유지하기 위하여서는 높은 濃度의 溶存重水素가 요구될 것이다. 몇개의 燃料水路에서 沸騰現象을 가지면서 運轉된 NPD에서의 實驗에서는 9%까지 上昇한 蒸氣發生에서 리튬을 添加한 冷却材에 水素를 주입하지 않았을 경우 94 μ g/kg까지의 溶存 酸素를 보여 주었으며 水素 주입을 10ml/kg의 溶存 水素가 될 때까지 주입 하므로써 實質적으로 測定되지 않는 溶存 酸素濃度를 얻을 수 있었다.

1974/75년에 Pickering-A의 3號機와 4號機에서 발생한 Zr-2 $\frac{1}{2}$ wt% Nb 壓力管의 龜裂의 原因은 沈澱된 水素化合物과 過壓延된 壓力管의 末端 接合部位의 안쪽 끝의 높은 殘留應力과의 複合作用에 의한 것으로 판명되었다. 또한 運轉中에 冷却水로부터 相當量의 重水素가 管材質에 濃縮되어 제조후에 龜裂을 일으킬 수 있는 충분한 양의 水素가 존재하게 된 것이다. 두개의 原子爐는 運轉이 중지되고 損傷을 받은 管들은 交替되

었다. 이때 Bruce A의 1號機와 2號機에서는 이미 壓力管을 설치한 후였다. 檢査해본 결과 過壓延現象을 나타내어 結合部位들은 應力을 경감하기 위하여 熱處理되었다. 運轉을 시작한지 5년이 경과 하였을 때 Bruce A의 2號機에서 한개의 壓力管이 누설을 일으켜 交替되었다. 損傷의 原因은 壓延된 結合部位 領域에서의 水素化合物의 沈澱이었다. 이 龜裂은 熱이 가해지기 전에 즉 原子爐 起動前에 시작되어 계속된 原子爐運轉中에 가속화된 것으로 믿어지고 있다. 2號機에서의 다른 壓力管에 대한 檢査結果는 龜裂의 징후를 보여주지 않고 있다. 최초의 Pickering에서의 경험의 결과로 Bruce A 2號機 이후의 모든 原子爐에서는 改良된 壓延方法이 사용되었다. 그 原因과 解答이 Pickering과 Bruce에서 제시된 龜裂問題에는 冷却材 化學은 그다지 크게는 관련되어 있지 않다. 그러나 신중을 기하기 위하여서는 어떤 原因으로 부터 이든지간에 水素化合物(重水素化合物) 沈澱의 危險은 極小化 되어야 한다. 따라서 冷却材中の 溶存 重水素의 濃度는 받아 드릴수 있는 낮은 濃度의 溶存酸素를 유지하는데 필요한 주어진 범위의 낮은 쪽 끝값으로 유지하는 것이 바람직하다.

1.3.2 알카리度

原子爐 運轉溫度에서 물의 pH는 爐心에서 Zirconium 合金의 腐蝕에 주는 것보다도 더 많은 영향을 爐心外材料에 대하여 주게 된다. 그러나 裝備의 健全성을 염려함에 있어서는 가벼운 영향이다. pH가 腐蝕에 미치는 영향은 낮은 온도에서 더욱 중요하게 된다. 즉 150°C보다 낮은 온도에서 中性이나 酸性 狀態에서 炭素鋼의 一般腐蝕은 용납하기 어렵게 된다. 따라서 pH는 모든 온도에서 10보다 위로 유지해야만 한다. 그리고 특히 原子爐가 出力降下中에 있을 때 그러하다.

한편 알카리度는 腐蝕 조절에서 중요했던 것과 마찬가지로 放射能 이동을 극소화하기 위해서도 중요하다. CANDU 개발계획의 초기에 실시된 NRX의 環路 및 기타에서의 어떻게 不溶性 殘渣가 燃料 被覆管에 堆積하는가에 대한 實證實驗의 결과는 pH가 10이상으로 유지되었을 때 冷却材에 현탁된 不溶性 殘渣와 燃料에 堆積된 不溶性 不純物은 낮게 유지된다는 것을 보여주고 있다.^{19,20)} 더우기 근년의 실험에서는 magnetite의 용해도는 放射能 이동의 調節因子로 밝혀졌다(CANDU에서의 不溶性 不純物의 주성분은 magnetite이다). pH 9.8 이상에서 magnetite의 용해도는 CANDU의 運轉溫度 이상의 범위에서 溫度의 상승과 함께 증가한다. 따라서 燃料에 퇴적된 不溶性 不純物은 冷却材가 爐心을 지나는 동안에 가열됨에 따라 용해하려는 경향이 생긴다.²¹⁾ 용해는 堆積層을 얇게 해주기 때문에 爐心에서

의 放射能의 생성율은 낮아진다. 그리고 용해에 의한 제거로 인하여 回路 周邊에서의 분포는 극소화된다. 만일에 爐心에서 높은 pH의 冷却材가 沸騰을 하면 燃料 被覆管表面의 沸騰領域에서는 알카리도는 증가하게 되고 이는 不溶性 殘渣의 용해를 촉진하는 다른 기능성을 초래하게 되어 堆積은 얕아진다.¹⁸⁾

放射能의 이동에 있어서 爐心外 表面과 접하고 있는 冷却材의 알카리도의 영향은 또한 중요하다. 높은 pH는 腐蝕率을 극소화하여 不溶性 不純物의 생산율을 줄이게 되는 한편 腐蝕率과 酸化物의 용해도는 表面의 放射化率에 직접 관계가 된다. 炭素鋼 配管에서는 腐蝕率이 放射化率을 조절하며 한편 蒸氣發生器 細管에서는 冷却에 의한 magnetite의 침전이 放射化率을 조절한다.²²⁾

化學調節에서 사용할 수 있는 鹽基들은 리튬, 소듐, 포타슘의 水酸化物과 암모니아이다. 이들 중에서 리튬이 충애를 받고 있는데 그 이유는 리튬은 爐心에서 ${}^6\text{Li}(\alpha, n){}^3\text{H}$ 反應에 의해서 트리튬으로 변질된다. 그러나 이때의 트리튬의 농도는 重水素의 직접적인 中性子 포획으로 인하여 생산되는 트리튬과 비교해 볼때 무려 한 準位인 것이다. 이에 반하여 소듐과 포타슘은 바람직하지 못한 放射性核種을 생성한다. 암모니아는 리튬보다도 약한 鹽基이다. 따라서 重水素化合物로서 많은 양을 사용할 수 있을 것이며 또한 동시에 放射線分解

를 억제하는 장점을 가지고 있다. 특히 沸騰하는 爐心에서 그러하다. 더구나 소듐과 포타슘의 水酸化物은 原子爐 運轉溫度에서 높은 농도일 때 炭素鋼에 대하여 리튬보다 아주 공격적이다. 따라서 爐心外에서 그와 같은 높은 농도에 도달하였을때 생기는 反應을 받아 드린다는 것은 곤란한 일이다. 이것과는 대조적으로 爐心에서는 상당히 높은 濃縮이 틈새에서 있을법한 일로 발생하고 있다. 따라서 이러한 경우에 리튬은 Zircaloy에 대하여 다른 鹽基들 보다 더한층 공격적이라는 것을 입증해야 한다. 왜냐하면 리튬은 破碎腐蝕이 일어나는 바로 위에서 分界點 濃度를 가지고 있기 때문이다.⁶⁾ 만일에 破碎腐蝕이 문제가 된다고 생각되면 pH 조절을 위하여 암모니아를 고려해 보는 것이 바람직하다. 왜냐하면 암모니아는 그와 같은 分界點을 가지고 있지 않다. 그러나 앞에서도 이야기한 바와 같이 CANDU의 燃料 被覆材가 리튬이 첨가된 冷却材에 노출 되었을때 알카리에 의한 심한 공격을 받는 일은 아직은 일어나지 않고 있다. 즉 爐心에서 충분히 큰 濃縮要因이 발생할 기회는 거의 없는 것 같다.

1.3.3 純度 調節

1次 熱移動系統의 최적성능을 성취하기 위하여서는 앞에서 지정한 바와같이 不純物과 添加物에 대한 여러 가지 制限値는 반드시 지켜져야 한다. CANDU-600 系列의 原子爐에 대한 制限値에서 溶存酸素와 水素(D_2)

Table I.2 CANDU 600 1次 熱移動系統에서 調節되어야 할 添加物과 不純物의 濃度

調 節 項 目	許容範圍(最適值)	備 考
pH(25°C) (重水의 外見上 pH)	10.2에서 10.8 (10.4)	腐蝕과 放射能의 移動을 조절한다. 傳導度, pH 그리고 리튬은 효과적인 조절을 위하여 함께 고려되어야 한다.
Li, mgLi/kg 重水	0.7에서 2.0 (1.0)	
傳導度, mS/m(25°C)	2.0에서 3.5 (2.5)	
D_2 , mL(STP)/kg 重水	5에서 25 (5에서 10)	酸化性條件이 너무 낮으면 질코늄 합금의 水素化 가능성은 높아진다.
O_2 , $\mu\text{g}/\text{kg}$ 重水	<70	溶存水素로 조절
Cl^- , mg/kg 重水	<0.2 (0.05)	스테인레스 스틸의 應力腐蝕龜裂의 原因 3mg/kg 重水 이상에서는 高溫運轉 中止
F^- , mg/kg 重水	<0.1	질칼로이 합금에 공격적이다.
CO_2 , mL(STP)/kg 重水	<0.5	有機性 不純物에서 發生
Crud, mg/kg 重水	<0.1 (0.1)	높은 不溶性 不純物의 準位는 放射能의 移動을 증가시킨
核分裂生成物		調節限界値 未確定

는 水素의 添加率을 增加 또는 減少시키므로서 조절되고 있다.

鹽素이온, 弗素이온, 그리고 炭酸개스와 같은 不純物들은 淨化系統에 있는 이온 交換樹脂에 의해서 조절되고 있다. 重水素化된 混合床型의 樹脂가 사용되고 있다. 陽이온은 Li^+ 型이고 陰이온은 OD⁻型이다. 이온 交換은 冷却材의 리튬濃度を 유지하는 데도 사용되고 있다. 그러나 重水素化된 H-OH樹脂는 사용기간이 경과함에 따라 리튬농도가 감소될 수 있으므로 만일에 리튬농도가 너무 낮아지면 더 첨가해 주어야 한다.

淨化系統은 또한 不溶性 不純物の 準位를 조절한다. 그리고 일시 정지상태에서 不溶性 不純物の 破裂이 발생하였을 때 많은 양의 不溶性 不純物을 제거한다. 系統內에서의 不溶性 不純物の 再分布에 효과적으로 대처하기 위해서는 상당히 높은 淨化率이 요구된다. 이 목적을 달성하기 위하여 CANDU-600 原子爐에서는 淨化半減期는 최고 淨化流速에서 20분보다 낮게 되어 있다. 放射能移動의 효과적인 조절을 유지하기 위하여 不溶性 不純物の 準位가 높을 때에는 淨化機能을 최대한으로 할 것을 권장한다. 높은 淨化流速에서의 熱의 손실을 막기 위하여 CANDU-600에서는 系統에 冷却水를 직접 공급하는 대신에 内部 熱交換器(2重 熱交換器)를 설치하여 熱의 손실을 극소화 하고 있다.

그리고 끝으로 核分裂生成物의 濃度는 달리 생각할 것 없이 단순히 손상된 燃料棒을 찾아서 제거함으로써 감소시킬 수 있다. 放射性 沃素와 세슘은 이온 交換樹脂로서 제거할 수 있다. 그러나 대부분의 기타 용존된 核分裂生成物은 不溶性 不純物이나 系統表面에 달라붙게 된다. 크세논과 같은 稀有 氣體는 一般의 것으로 그들이 문제가 되기전에 冷却材內에서 붕괴한다. 그러나 드문일 이기는 하지만 때로는 放射能의 準位를 낮게 하기 위하여 脫氣를 할 필요가 있을 때도 있다.

II. 2次 蒸氣發生 系統

II. 1 序 論

核 蒸氣生產系統은 여러가지 金屬의 광대한 面積이 高溫水와 접하고 있다. 광대한 面積이란 蒸氣發生器의 細管으로 일반적으로 니켈의 함량이 많은 合金으로서 Monel-400, Inconel-600 그리고 Incoloy-800이다. 復水器의 細管과 供給水 加熱器는 일반적으로 구리 合金으로 만들어져 있다. 그러나 현재 구리 合金은 蒸氣發生系統에서 그 사용이 기피되고 있으며 대신에 ferrous 合金이나 타이타늄이 충애를 받고 있다. 炭素鋼은 계

통의 기타 잔여 부분을 형성하고 있다. 즉 蒸氣發生器 容器, 管 받침대, 管 支持板, 配管 등은 炭素鋼으로 되어 있다. 2次系에서의 化學은 이와 같은 모든 金屬의 腐蝕을 방지하도록 설계되어야 한다.

腐蝕에 대한 化學調節은 보통 물에 들어 있는 溶存 酸素를 감소시키는 것과 물의 pH를 알칼리쪽의 최저치로 유지하는 것이다. 酸素의 농도는 脫氣와 供給水에 하이드라진을 첨가 하므로서 조절한다. 알칼리성 약품들이 pH조절에 사용되는데 많이 사용되는 것은 揮發性 아민으로서 암모니아, 몰포린 그리고 사이크로헥실아민이 있으며 비 揮發性 鹽으로는 磷酸나트륨이 사용된다.

揮發性 아민은 실온에서 약한 鹽基로서 작용하며 고온에서는 더욱 약해진다. 그들의 기능은 습한 蒸氣에 노출된 面積에 대하여 온도가 낮을때 復水器와 供給水 加熱器를 보호하는 것이며 蒸氣發生器에서 물이 고온인 경우에는 아민은 침입된 不純物로 인하여 亂調가 발생하였을 때 pH를 조절할 수 있다고는 기대되지 않는다.

II. 2 蒸氣發生器 水質管理

核 蒸氣發生器에서는 水質管理 方法으로서 全揮發性 處理(AVT)와 爐酸나트륨을 사용하는 비 揮發性 약품 처리의 두가지 방법을 사용하면서 시작되었다. Beznau-1號機는 그의 초창기 몇년간을 다만 하이드라진 으로만 물처리를 하였다 하이드라진의 분해에서 생기는 암모니아가 pH조절을 하였다. 그런데 이 發電所에서는 Inconel-600의 蒸氣發生器 細管이 관과 관받침대 틈새 안쪽에서 苛性이 유발하는 應力腐蝕 갈라짐으로 손상을 입었다. 이 苛性 成分은 아마도 누설되는 復水器로부터 復水器 冷却水와 함께 蒸氣發生器로 들어온 不純物들이 틈새 部位에서 일으킨 化學反應으로 부터 초래된 것으로 생각된다. 磷酸鹽 處理를 한 發電所, 예를들면 Connecticut Yankee나 Robinson-2號機등도 管 받침대의 바로 윗부분에서 粒界內 龜裂로 손상을 입었다.²⁴⁾ Beznau-1號機는 揮發性 處理와 함께 손상을 경험한 후에 磷酸鹽 處理를 하였으나 계속해서 갈라짐에 의한 고통을 받았다. 그 결과로 運轉初期에 管 받침대 윗쪽에 硬化된 스케일의 형성이 발생하였다.

全 揮發性 處理는 순전히 암모니아, 몰포린 그리고 사이크로헥실아민과 같은 휘발성 시약을 pH 조절을 위하여 그리고 酸素의 감축을 위하여서는 하이드라진을 供給水에 주입시키는 것이며 蒸氣發生器 자체에는 어떤 시약도 첨가하지 않는다. 이들 시약은 약한 鹽基이며 특히 蒸氣發生器 물의 높은 온도에서 더욱 약해지며 또한 蒸氣相으로 농축되는 경향이 있기 때문에 이

들은 酸性으로 기울어 지려고 하는 水化學의 亂調로부터 蒸氣發生器를 보호할 수 있는 완충용량이 대단히 적다. 설사 물이 알칼리性으로 기울어 지려는 경우에도 조차 보호할 여유가 없다. 蒸氣發生器 系統에서의 揮發性 시약의 사용은 이와 같이 供給水 系統과 蒸氣 系統에서의 腐蝕調節基準에 의해서 거이 완전하게 좌우되고 있다.

供給水의 pH는 炭素鋼 配管과 供給水 加熱器들의 腐蝕 및 이에 수반되는 蒸氣發生器로의 鐵의 이동을 극소화 하도록 최적화 되어야 한다. 供給水 加熱器나 復水器에 구리 合金을 가지고 있는 系統에서는 pH는 최고 9.3으로 제한된다. 특히 암모니아가 蒸氣나 供給水에 존재할 경우에 구리의 이동을 극소화하기 위해서 그러하다.

물의 처리를 위해서 특정의 아민을 선택할 경우에는 그들의 熱安定性, 鹽基性의 강약, 蒸氣相으로의 揮發性 즉 氣相과 液相에 존재하는 양 그리고 가격등의 요인에 의해서 결정된다.

사이크로헥실아민과 몰포린은 둘다 高溫水中에서 암모니아를 생성하면서 분해된다. 그러나 이들 아민의 분해에 있어서는 사이크로헥실아민은 313°C이상, 몰포린은 350°C이상에서는 아직까지 高溫에서의 이들의 분해가 연구된바 없어서 평가할 수가 없다.²⁶⁾

강한 鹽基는 약한 鹽基보다 낮은 농도를 가지고 주

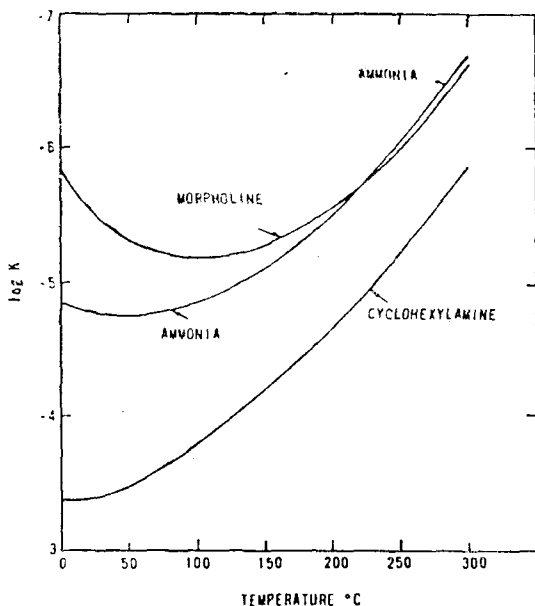


Fig. II.2.1 Variation of the Ionization Constants (K) for Amines with Temperature at Saturation Vapour Pressure

어진 pH값을 나타낼 것이다. 鹽基度의 강한 순서는 225°C 이하에서는 싸이크로헥실아민>암모니아>몰포린의 순서이고 225°C 이상에서는 싸이크로헥실아민>몰포린>암모니아의 순서가 된다.²⁷⁾ (그림 II.2.1)

이들 아민의 相對的 蒸發性 즉 平衡狀態에서의 蒸氣相과 液相에서의 물농도의 비는 (그림 II.2.2) 싸이크로헥실아민>암모니아>몰포린의 순이다.^{28,29,30)} 相對的 蒸發性의 중요성은 그것이 얼마만큼의 양의 아민이 蒸氣凝縮水와 함께 보이며 물에 존재하게 되는 가를 결정하기 때문이다. 蒸發性이 높은 아민은 蒸氣相에 농축되어 대단히 낮은 농도로 凝縮水에만 존재하게 될 것이다. 이는 凝縮水에서 높은 pH 값을 유지 하므로써 주로 供給水 系統의 腐蝕만을 극소화 하므로써 아민을 사용하는 애당초 목적을 좌절시킨다. 또한 높은 아민의 揮發性은 復水器의 진공이나 脫氣系統을 통한 많은 상실을 초래하게 된다. 아민의 가격은 그의 揮發性, 鹽基性 그리고 腐蝕抑制性과 상관관계가 있으며 系統의 전체적인 경제성을 결정하게 된다.

磷酸鹽 處理에서 문제가 발생하여 대부분의 PWR 發電所에서 蒸氣發生器의 물 처리를 AVT로 바꾸도록 강력하게 권고 당했을 때 蒸氣發生器管의 “덴팅”이란 새로운 문제가 발생하였다. ‘덴팅’이란 管 支持板內에서의 管의 壓縮을 말한다. 이는 炭素鋼으로 되어 있는 管 支持板으로 부터의 腐蝕生成물이 管과 管 支持板의 交叉點의 틈새 안에서의 축적에 의하여 발생한다. 덴팅은 몇개의 海水나 소금기가 있는 물로 냉각되는 發電所 즉 Turkey Point-4號機와 Surry-2 號機에서 심각하였다.³¹⁾ 淡水로 冷却되는 發電所에서는 발생하였다 하더라도 아주 경미한 덴팅을 경험하고 있을 뿐이다.

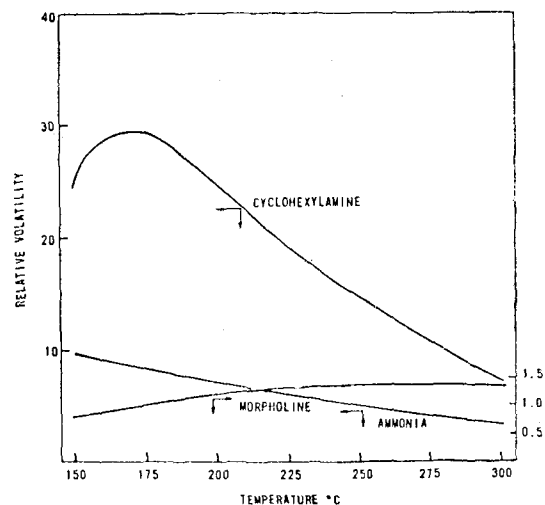


Fig. II.2.2 Relative Volatility of Amines

심한 덴팅은 어떤 경우에는 應力腐蝕에 의한 1次側으로 부터의 管의 갈라짐을 초래하였다. 현재 덴팅현상은 높은 鹽素를 함유하고 있는 酸性 環境에서의 管 支持板인 炭素鋼의 가속화된 腐蝕의 결과라고 인정되고 있다.

蒸氣發生器 細管의 損傷은 放射性 物質의 1次 冷却系統으로 부터 蒸氣發生器의 2次側 물로의 이동을 초래하게 되며 損傷된 細管을 찾아서 막음작업을 하기 위하여 原子爐의 운전을 정지하여야 한다. 또한 CANDU 發電所에서는 어떤 형태의 蒸氣發生器의 損傷도 重水의 상실로 인한 추가적인 경제적 손실을 가져오게 된다.

거꾸로 선 U字管의 蒸氣發生器는 그 자신 細管 損傷에 민감할 것 같이 보여진다. 가장 최근의 蒸氣發生器 細管에 관한 AECL의 연차적 검토는 모든 運轉中에 있는 原子力發電所의 60% 이상이 어떤 형태든지간에 蒸氣發生器 細管의 損傷을 보여주고 있으며 전체 蒸氣發生器 細管의 1.65%가 損傷되었음을 보여주고 있다. 거의 모든 損傷은 2次側의 水化學 상태와 復水器의 冷却水 침입으로 초래된 亂調가 그 원인이 되고 있다. 復水器, 供給水 加熱器 그리고 再加熱器에 있어서의 材料의 선택 또한 많은 기여를 했을 것이다.

현재까지 CANDU 蒸氣發生器 細管의 성능은 전체계의 輕水爐의 운전경험과 비교해 볼 때 탁월한 것이다. CANDU에서의 蒸氣發生器 細管의 손상중 47개는 근년에 NPD에서 발생한 것이다. 16개 막은 細管中에서 다만 8개 만이 실제로 누설된 것으로 2개가 Douglas Point에서 하나가 Pickering-A 그리고 5개가 Bruce-A에서 발생하였다. 이들 發電所들은 모두 Huron과 Ontario 湖水 또는 Ottawa江으로 부터 좋은 질의 復水器 冷却水を 공급받고 있다. 그리고 예외적으로 뛰어난 좋은 復水器와 復水器 細管의 성능을 보여 주고 있다.

最初の 4개의 CANDU-600 發電所는 CANADA의 New Brunswick에 있는 Pt. Lepreau ptauts와 大韓民國의 月城發電所로 復水器 冷却에 海水를 사용하고 있다. 月城發電所의 2次側 化學과 材料에 있어서 不溶性和 바람직 하지 않은 可溶性 物質의 蒸氣發生器로의 이동을 극소화할 필요성에 중점을 둔 AECL의 최근 생각의 제 1 단계를 구체적으로 적용시키고 있다. 月城發電所에 적용시킨 주된 내용은 다음과 같다.

• 全揮發性 藥品處理(AVT); 供給水 系統의 高溫部 끝에서 암모니아 또는 물포린을 사용하여 pH를 조절하고 파잉의 하이드라진으로서 殘留 溶存酸素를 제거한다. 그리고 蒸氣, 凝縮水, 供給水系統 전반에

걸쳐서 不溶性 物質(CRUD)의 蒸氣發生器로의 이동을 극소화 하기 위한 殘留 하이드라진의 존재를 확인 한다.

- 供給水 系統에 脫氣裝備 設置
- 高純度の 補充水 使用; Na(15 μ g/kg 이하), Cl(20 μ g/kg 이하), Total Silica(20 μ g/kg 이하), Conductivity (0.02mS/m 이하).
- 蒸氣, 凝縮水 그리고 供給水 系統에서 銅合金 材料의 제거
- 復水器에 이중 튜브시트를 가진 타이타늄管 사용과 가압된 공간과 온라인관 세척기능 보유

장차의 CANDU 發電所에서는 위에서 언급한 필요 조건과 함께 原子爐의 起動 이전과 初期段階 기간중에 供給水와 마지막 供給水 加熱器로 부터 復水器로 가는 재 순환수를 淨化하기 위하여 사용될 영구적인 장치를 설치할 것을 권장하고 있다. 또한 더 한층 腐蝕抵抗이 큰 配管 材料를 再加熱器에 사용할 것도 권장하고 있다. 실험결과에 의하면 안정된 운전기간중에 蒸氣發生器로 들어오는 거의 반의 CRUD는 炭素鋼으로 배관된 재가열기에서 온다는 것을 알 수 있다.

蒸氣, 凝縮水 그리고 供給水系統 材料의 腐蝕抵抗성에 따라 原子爐 起動時와 정상운전시에 CRUD를 제거할 수 있는 영구적 장치의 설치에 다음과 같은 관점에서 많은 고려가 주어져야 한다.

- 凝縮水 吸引펌프로 부터의 방출
- 高壓 加熱器의 排水
- 再加熱器의 排水, 만일에 이들이 직접 蒸氣發生器로 간다면

復水器 冷却水에 의한 復水の 汚染을 극소화 하기 위해서 AECL은 高品質의 復水器와 On-line 細管 洗滌을 요구하고 있다. 復水器 冷却에 海水나 소금기가 있는 물을 사용하는 부지에 있는 復水器는 다음중의 하나를 택해야 한다.

- 타이타늄 細管을 타이타늄이나 타이타늄을 입힌 細管 세트에 용접한다.
- 月城과 같이 타이타늄 細管을 이중 細管 세트에 로팅 접합한다.

淡水로 復水器를 冷却하는 부지에 있는 發電所에서는 復水器 細管에 스텔레스 스틸이 사용된다.

광범위한 이론적 실험적 조사결과는 호수나 강의 淡水가 AVT 處理만 하는 蒸氣發生器의 2次側 물에 침입되거나 pH는 상승하게 되고 海水가 침입하거나 pH가 감소된다. 더우기 AVT로 운전하고 있을 때의 海水의 침입은 蒸氣發生器 細管의 點蝕을 일으키게 된다.

III. 減速材 系統

III. 1. 總 論

가벼운 元素들은 速中性子の 좋은 減速材이다. 水素의 原子核은 실제로 충돌하는 中性子の 質量과 같은 質量을 가지고 있기 때문에 水素가 제일 좋은 減速材이다. 重水素의 質量은 2로서 다음으로 좋은 減速材이다. 重水素의 熱中性子 포획단면적은 $<0.5 \text{ Barns/cm}^2$ 로서 水素의 322 Barns/cm^2 보다 아주 적기 때문에 重水(D_2O)가 CANDU-PHW 原子爐의 減速材로 사용되고 있다. 輕水爐에서 사용되고 있는 것과 같이 硼酸이 反應度 調節을 위한 中性子 毒物質로 사용되고 있다. 그러나 CANDU의 設計에서는 硼酸은 減速材에만 주입되며 1次 冷却材에는 주입되지 않는다. 따라서 두 系統의 化學은 단순화된다. 또한 질산가도리늄이 후속의 CANDU 設計에서 Xe의 대용과 原子爐 稼動中止(出力降下)를 위한 可燃性 毒物質로 사용되고 있다. CANDU-600 原子爐의 減速材의 化學仕様은 表 III.1에 설명되어 있다.

減速材 溫도의 허용된 최고값은 80°C 로서 低壓力 回

表 III. 1. CANDU-600 原子爐 減速材 化學仕様

pH	4.5~7.0
conductivity	$<0.5 \text{ mS/m}$
chloride	$<0.2 \text{ mg/kgD}_2\text{O}$
Fluoride	$<0.1 \text{ mg/kgD}_2\text{O}$

路的 設計를 허용하고 있다. 減速材 容器(calandria)는 圓筒模樣的 容器로서 GRADE 304L의 stainless steel로 되어 있다($18\% \text{Cr}-8\% \text{Ni}-<0.03\% \text{C}$). calandria 管은 Zircaloy 또는 $\text{Zr}-2.5\% \text{wtNb}$ 이다.

配管과 기타 施設物(밸브, 펌프, T字 管 등)은 모두 1818 stainless steel로 되어 있다. 熔接이 필요할 때는 낮은 炭素含有鋼(L-GRADE)을 사용하고 있다. 減速材 冷却器는 管内에 減速材 重水가 흐르고 外側에 發電所에서 사용하는 一般用水가 흐르고 있다. 海邊에 위치한 發電所에서는 海水와 減速材 重水 사이에 淡水 冷却回路가 설치되어 있다. 減速材 冷却器에 사용된 管 材料는 CANDU-PHW의 型에 따라서 다르다. CANDU-600의 減速材 系統은 그림 III.1과 같다.

70/30 구리/니켈이 완전무결한 管의 材料로서 더할 나위없이 만족한 것으로 생각되었으나 酸性 減速材에 의한 一般腐蝕은 어떤 특정회로의 특정장소 주변에서 상당히 높은 放射線場의 상승을 초래하고 있다. 특히

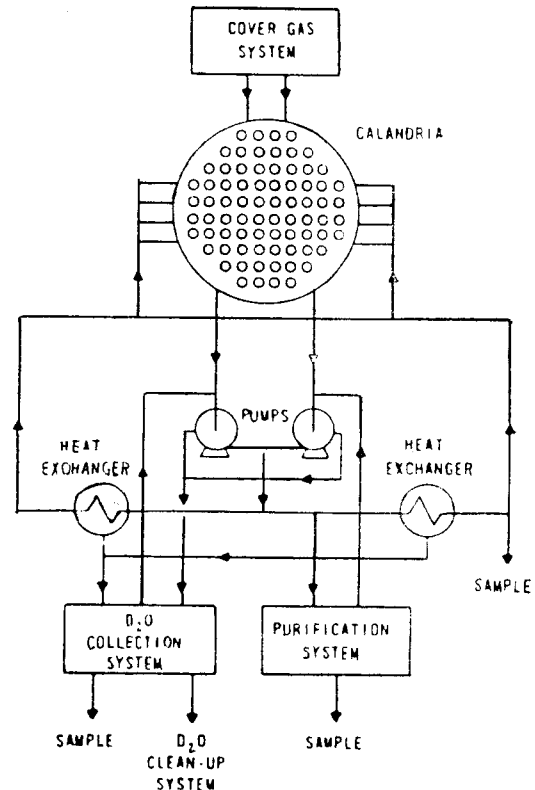


Fig. III. 1. Moderator Systems Flow Sheet (CANDU-600)

Douglas Point와 Pickering-A의 2號機에서 발생하고 있다. 放射能은 주로 ^{60}Co 와 ^{64}Cu 에 의한 것이었다. 따라서 8개의 Bruce 原子爐와 Pickering-B에 있는 4개의 原子爐에서는 낮은 코발트 함량을 가진 Incoloy-800이 선정되었다.

CANDU 發電所의 분리된 減速材 系統은 1次 冷却材化學을 일정한 最良상태로 유지할수 있도록 하고 있으나 減速材 重水の 化學은 溶解性 毒物質의 농도의 변화에 의한 原子爐의 反應度 調節條件과 重水の 正味の 放射線 分解率과 系統材料의 腐蝕을 극소화해야 한다는 필요성 때문에 어려움이 있다. 그러나 系統의 낮은 溫度($<85^\circ\text{C}$)와 壓力(大氣壓)은 化學調節을 단순화하고 있다.

III. 2. 反應度 調節

重水에 용해된 無水硼酸의 狀態로서 系統에 첨가된 硼素는 長期間에 걸친 化學的 反應度 調節을 위한 毒物質로서 사용된다. 첫째 運轉期間中에는 농도를 4 mg B/kg 까지 유지하면서 初期 燃料裝填에 따른 反應度를 억제한다. 그 후에는 농도를 0.4 mg B/kg 으로

유지하여 燃料裝填 機械의 사용불능등으로 인한 발생 가능한 原子爐 出力降下에 대비한 安全裝置로서 보유 하거 된다.

重水에 질산염으로서 첨가되는 gadolinium은 原子爐 毒物質 상실 또는 長期間에 걸친 稼動停止時에 1mg Gd/kg까지의 농도를 가지고 核燃料에 존재하는 ^{135}Xe 의 不足分을 보충하기 위해서 短期間 毒物質로 사용된다. CANDU 發電所의 2次 稼動停止系統(SDS-2)에서도 毒物質로서 gadolinium을 사용한다. 이 系統은 系統內에 들어오는 모든 中性子를 효과적으로 吸收하는 溶液의 初期 分散媒體를 減速材에서 형성하도록 설계 되어 있다. 이 목적을 달성하기 위한 自然產 gadolinium의 필요한 농도는 약 2gGd/kg이다. 효과적인 同位元素는 ^{155}Gd 과 ^{157}Gd 이며 존재비는 14.7%와 15.7%이고 中性子 吸收斷面積은 각각 $5.8 \times 10^6 \text{Barn}$ 과 $2.4 \times 10^5 \text{Barn}$ 이다. 稼動停止를 위한 주입후의 減速材系統 전체에 걸친 질산가도리늄의 分散은 平均 濃度 약 16mg Gd/kg에 이르게 되며 이는 약 450milli-K의 陰性反應의 효과를 갖게 된다.

III. 3. 放射線分解

重水가 放射線의 照射를 받으면 D와 OD와 같은 遊離基가 생성된다. 이들 遊離基와 H_2O 의 放射線分解에서 생성되는 것과 유사한 分子種들 사이에서는 일련의 相互作用이 일어나지만 正味の 生成物은 D_2 와 O_2 이다. 순수한 閉回路에서 分解과 再結合 사이에 平衡이 성립되며 그때 실질적인 分解는 그치게 된다. 물의 液相위에 氣體空間이 있는 金屬材料의 閉回路에서는 실질적인 D_2 와 O_2 의 생성이 일어난다. CANDU 減速材 系統에서의 氣體空間은 헬륨으로 채워져 있다. 그리고 混合된 氣體相은 폭발성 농도한계에 도달하는 것을 피하기 위하여 觸媒作用이 있는 再結合裝置(D_2 와 O_2 에 대한)를 지나게 되어 있다. 폭발성 농도의 한계는 氫의 水素의 容積比로 8% D_2 이다.

減速材 重水와 접촉하고 있는 헬륨 카바게스는 重水素의 함량에 대하여 4%라는 상한치가 규정되어 있다. 이 이상이던 이는 물의 放射線分解를 막는 충분한 용존 중수소가 減速材에 유지될 수 없다는 것을 의미한다. 放射線分解에 의한 酸素와 重水素의 생산은 減速材를 순수하게 유지함으로써만 억제할 수 있는데 설사 그렇다 하더라도, 그리고 觸媒의 再結合裝置가 1% 이하의 적절한 重水素의 농도를 유지하고 있더라도 이들 氣體의 헬륨 카바게스로의 移動은 대단히 느린 속도이기는 하지만 정상적으로 일어나고 있는 것이다.

運轉되고 있는 發電所에서의 경험은 正味の 放射線分解 生成率은 有機物質, 溶存空氣, 또는 질소등의 不

純物에 의해서 증가됨을 보여주고 있다. 이들은 溶液으로부터 OD基를 흡수해 간다. 그리하여 再結合 反應을 방해하여 酸素의 낮은 正味 生成率과 重水素의 높은 正味 生成率을 초래하게 된다. 같은 효과에 의해서 쉽게 酸化되는 다른 物質들이 생성될 것이다. 따라서 減速材를 이와 같은 형태의 不純物이 없도록 유지한다는 것은 대단히 중요한 것이다. 실질적인 分解率은 重水에 들어 있는 不純物의 농도로서 조절된다. 즉 溶存氣體濃度和 溶存氣體가 液相에서 氣相으로 빠져나오는 율로 조절된다. 減速材의 계속적인 淨化는 D_2O 의 放射線分解를 극소화 시키는 것이 목적이다.

질산염 이온들은 放射線 分解率을 증가시킬 것으로 예측된다. 그러나 原子爐에서의 실험은 질산(空氣나 질소의 침입이 있을 경우에 放射線分解에 의해서 減速劑에서 생성될 수 있는)이 中性 質산염보다 放射線分解로 인한 重水素 또는 酸素의 생성 촉진제로서 더 한층 중요하다는 것을 보여주고 있다. 따라서 카바게스에서의 重水素의 농도증가는 질산가도리늄으로 反應度를 조절할 때 더 한층 빈번하게 일어날 것으로 생각된다. 그리고 原子爐의 起動時가 특별히 減速材의 調節面에서 예민한 기간이므로 이때의 카바게스에서의 重水素의 농도가 규정된 값의 상한치를 넘어서는 않된다. 減速材나 카바게스系統에서의 物理的 變數들은 또한 減速材와 그의 헬륨 카바게스 사이에서의 氣體移動調節에 있어 중요하다. 따라서 항상 그들의 최적조건을 유지하여야 한다. 특히 原子爐 起動時에 중요하다. 후속 原子爐에서는 이달을 피하기 위하여 減速材의 준위와 重水の 純度 두가지에 대하여 엄격한 조치를 부과하고 있다. 重水素 생성에 대한 적절한 신호를 운전자에게 줄 수 있는 減速材에서의 溶存重水素를 측정하는 機器의 설치를 권고하고 있다. 현재 표준형의 측정기가 운전 중인 CANDU發電所에서 평가를 받기 위한 시험중에 있다.

III. 4. 化學調節

減速材 淨化系統은 이온交換樹脂塔과 濾過裝置를 가지고 있다. 사용하는 모든 이온交換樹脂는 설치하기 전에 H_2O 로 인한 D_2O 의 品質低下를 피하기 위하여 重水화시킨다. 또한 사용이 끝난 이온交換樹脂는 버리기 전에 고가한 重水を 회수하기 위하여 다시 輕水화시킨다.

初期 原子爐의 減速材 淨化系統에서는 강한 D^+ 型的 陽이온交換樹脂와 강한 OD^- 型的 陰이온交換樹脂(예를 들면 Rohm and Haas IRN-150)의 混合床塔으로 설치되었다. 3개 또는 4개의 塔이 병렬로 연결되어 서로 다른 기능을 위하여 사용되었다.

- 硼素를 제거하지 않으면서 지속적인 淨化作用을 수행하기 위하여서는 한개의 塔은 처음에 硼酸으로 포화시켜야 한다. 鹽素나 질산鹽과 같은 강한 陰이온은 약하게 부착되어 있는 硼酸을 이 塔으로 부터 치환시킬 수 있다.
- 硼素濃度の 증가를 막기 위해서 한개의 두번째 塔은 硼酸으로 飽和되어 있지 않은 것이 필요하다.
- 세번째 塔은 原子爐 稼動停止에 따른 질산가도리늄의 제거를 위하여 마련되었다. 보통 네번째 塔은 예비로 준비되어 있다.

硼素濃度を 조절하면서 수행되는 減速材의 지속적인 淨化는 이들 몇개의 塔의 流速, 流量 등의 조건을 조심스럽게 조절해야 한다.

하나의 개량된 淨化系統 設備가 현재 Bruce에서 사용되고 있으며 장차 이미 건립된 또는 후속 原子爐에서의 설치가 고려되고 있다. 이 系統設備에서는 한개의 塔은 강한 陽이온(D^+)과 강한 陰이온(OD^-), Rohm and Haas IRN-300,의 混合樹脂로 채워져 있으며 이는 不純物(金屬性 陽이온, Cl^- , NO_3^-)과 gadolinium 毒物質을 제거한다. 그러나 硼素는 제거하지 않는다. 이 塔은 일정한 硼素濃度下에서 지속적인 淨化와 毒物質 제거에 사용된다. 두번째 塔은 강한 陽이온/강한 陰이온(예를 들면 IRN-150)으로 채워져 있으며 필요시에 硼素를 제거하는데 사용된다. 이와 같은 樹脂의 配合를 사용하면 적은 수의 塔으로 족하며 塔을 미리 硼酸으로 飽和시킬 필요가 없으며 운전이 단순화된다.

CANDU-600 原子爐의 減速材 淨化系統은 하나의 熱交換器, 하나의 濾過裝置, 그리고 5개의 이온交換塔으로 구성되어 있다. 이들은 減速材 重수로 부터 可溶性毒物質을 제거하는데 사용되며 系統에 들어올수도 있는 腐蝕生成物을 포함한 不純物을 제거하는데 사용된다. 5개의 이온交換樹脂塔은 다음과 같은 목적에 사용된다.

- 하나는 지속적인 淨化에 사용된다. 여기에는 原子爐 起動時의 Xe의 대체독물질인 가도리늄의 제거도 포함되어 있다.
- 두개의 塔은 硼素의 제거에 사용된다. 이들중 하나는 硼素의 농도가 0.6mgB/kg보다 높을 때 사용되고 다른 하나의 塔은 0.6mgB/kg 이하에서 사용된다.
- 두개의 塔은 SDS-2의 작동에 따른 질산가도리늄의 제거를 위하여 사용된다.

中性보다 약간 높은 pH에서 加水分解하거나 沈澱하는 가도리늄鹽을 사용하므로 減速材 重水の pH는 약한 酸性과 中性 사이에서 유지하지 않으면 안된다. 이

는 放射線分解에 의한 酸素가 정상적으로 존재한다는 사실과 함께 減速材 容器와 配管에 스텐레스 스틸을 사용하도록 하였으며 니켈합금(CANDU-600에서는 Incoloy-800)를 熱交換器細管으로 쓰도록 하고 있는 것이다.

參 考 文 獻

1. B. Cox, "Zirconium Alloys in High Temperature Water", Proc. of the Symp. on High Temperature, High Pressure Electrochemistry in Aqueous Solutions, NACE, 67-105 (1976). (Also available as Atomic Energy of Canada Limited, Report No. AECL-5736.)
2. B. Cox, "Effects of Irradiation on the Oxidation of Zirconium Alloys in High Temperature Aqueous Environments", J. Nucl. Mat., 28, 1 (198).
3. J.E. LeSurr, "The Corrosion Behaviour of Zr-2.5 Nb Alloy", Proc. of the Symp. on Applications Related Phenomena in Zirconium and Its Alloys, Philadelphia, Pennsylvania, ASTM-STP-458 (1968).
4. A.B. Johnson, Jr. et al., "Study of Zirconium Alloy Corrosion Parameters in the Advanced Test Reactor", ASTM-STP-551, 495-513 (1974).
5. P.A. Ross-Ross et al., "Some Engineering Aspects of the Investigation into the Cracking of Pressure Tubes in the Pickering Reactors", Presented at the Annual Congress of the Engineering Institute of Canada, Sept. 1975, Atomic Energy of Canada Limited, Report No. AECL-5261 (Jan. 1976).
6. (a) H. Coriou et al., "Corrosion Du Zircaloy Dans Divers Milieux Alcalins A Haute Temperature", J. Nuclear Materials, Vol.7, No. 3, 320-327 (1962).
- (b) W.K. Anderson and M.J. McGoff, "Corrosion of Zircaloy in Crevices Under Nucleate Boiling Conditions", General Electric Company, Knolls Atomic Power Laboratory Report KAPL-2203.
7. B. Cox. "Environmentally Induced Cracking of Zirconium Alloys", Review on Coating and Corrosion (1972). (Also available as Atomic Energy of Canada Limited, Report No. AECL-4821.)
8. B. Montford, "Decontamination by Cycling Te-

- chniques at the Douglas Point Nuclear Generating Station", Proc. American Power Conference, Vol. 35, 902 (1973).
9. (a) H. Coriou et al., "Sensitivity to Stress Corrosion and Intergranular Attack of High-Nickel Austenitic Alloys", Corrosion, 22, 280(1966).
(b) J. Blanchet et al., "Corrosion et Fissuration Sous Contrainte D'Alliages Du Type Incoloy-800 Dans L'Eau Et La Vapeur A Haute Temperature", Nuclex '75, Basle (1975).
(c) Ph. Berge et al., "Caustic Stress Corrosion of Fe-Cr-Ni Austenitic Alloys", Corrosion, 33, 425 (1977).
(d) U. Blom and M. Tynell, "Corrosion Resistance of Alloy-600 and Alloy-800 in Chloride Containing High-Pressure Water", Paper #114, Corrosion/75, Annual Meeting of National Association of Corrosion Engineers, Toronto, Ontario (1975).
 10. H.H. Coriou et al., "Influence of Carbon and Nickel Content on Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Alloys in Pure or Chlorinated Water at 350°C", Proc. of Conf. on Fundamental Aspects of Stress Corrosion Cracking, Ohio State University, 352 (1967).
 11. W.E. Ruther and R.K. Hart, "Influence of Oxygen on High Temperature Aqueous Corrosion of Iron", Corrosion, 19, 127t-133t (April 1963).
 12. W.L. Pearl and G.P. Wozadlo, "Corrosion of Carbon Steel in Simulated Boiling Water and Superheat Reactor Environments", Corrosion, 21 (8), 260-267 (Aug. 1965).
 13. E.G. Brush and W.L. Pearl, "Corrosion and Corrosion Product Release in Neutral Feedwater", Corrosion, 28(4), 129-136. (April 1972).
 14. W.G. Burns, "Suppression by Dissolved Hydrogen of the Radiolysis of Water by Mixed Radiation Fields", AERE-N2702 (1975).
 15. P. Cohen, "Water Coolant Technology of Power Reactors", AEC Monograph, Gordon and Breach Science Publishers (1969).
 16. J.E. LeSurf and G.M. Allison, "Ammonia Suppresses Oxygen Production in Boiling Water Reactors", Nuclear Technology, 29, 160-165 (May 1976).
 17. J.E. LeSurf et al., "Use of Ammonia to Suppress Oxygen Production and Corrosion in Boiling Water Reactors", Corrosion, 23, 3, 57-64(March 1967).
 18. K.A. Burrill, "An Experimental Study to Link Water Chemistry with Corrosion Product Deposits in Reactor", Proc. of the BNES Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth, England (Oct. 1977).
 19. A.L. Medin (Editor), "Literature Survey for Activity Build-Up on Reactor Primary System Components", APAE-25, USAEC Contract No. AT (11-1)-318 (Jan. 1958).
 20. R.F.S. Robertson, "Chalk River Experience in 'Crud' Deposition problems", Atomic Energy of Canada Limited, Report No. AECL-1328 (1961).
 21. F.H. Sweeton et al., "Solubility of Fe_3O_4 in Dilute Acid and Base Solutions to 300°C", Trans. Am. Nucl. Soc., 12(1), 82(1969).
 22. D.H. Lister, "The Mechanisms of Corrosion Product Transport and their Investigation in High Temperature Water Loops", Corrosion/78, Annual Meeting of National Association of Corrosion Engineers, Houston, Texas (March 1978).
 23. W.D. Fletcher and L.F. Picone, "Secondary Water Treatment of PWR Steam Generators", 33rd Annual International Water Conference of The Engineers' Society of Western Pennsylvania, Pittsburgh, Pennsylvania (1972).
 24. J.R. Weeks, "Corrosion of Steam Generator Tubing in Operating Pressurized Water Reactors", in *Corrosion Problems in Energy Conversion and Generation*, Edited by C.S. Tedmon, Jr., Corrosion Division, Electrochemistry Society Inc., Princeton, New Jersey, 322 (1974).
 25. F.J. Pocock, J.A. Lux and R.V. Seibel, "Control of Iron Pickup in Cycles Utilizing Carbon Steel Feedwater Heaters", Proc. Amer. Power Conference, 26 (1966).
 26. C. Jacklin, "Experimental Boiler Studies of the Breakdown of Amines", Transactions of the ASME, 77, 449 (1955).
 27. R.E. Mesmer and B.F. Hitch, "Base Strength of Amines at High Temperatures. Ionization of Cyclohexylamine and Morpholine", Journal of

- Solution Chemistry, 6, 251 (1977).
28. P.V. Balakrishnan, "Volatility of Amines Used for Water Treatment in Steam Generating Systems", Canadian Journal of Chemistry, 56, 2620(1978).
29. M.E. Jones, "Ammonia Equilibrium Between Vapor and Liquid Aqueous Phases at Elevated Temperatures", Journal of Physical Chemistry, 67, 1113 (1963).
30. J.P. Aheron, D.B. Dyer and J.J. Shuck, "The Distribution of Volatile Amines in Boiler Steam and Condensate Systems", Corrosion 78, Annual Meeting of National Association of Corrosion Engineers, Houston, Texas (March 1978).
31. E.F. Duhn, D.D. Malinowski and W.D. Fletcher, "Three Years Operating Experience with AVT in Westinghouse Steam Generators", presented at the Winter Meeting of the American Nuclear Society, San Francisco, California, WCAP-5386 (November 1, 1977).