

FBR 원형로 “Phenix”의 運轉經驗

Plant 概要

Phenix는 熱出力 563MW의 液体나트륨冷却 高速增殖炉이며 로오느江 下流에 위치하고 있다. Phenix는 프랑스 원자력위원회(CEA)와 프랑스 電力公社(EdF)가 공동으로 소유, 운전하고 있으며(비율은 CEA 80%, EdF 20%), 1974년 7월14일 상업운전을 시작한 이래 base road 발전소로 운전을 계속하고 있다. 그림1에 그 단면도를 표시하였다.

Phenix의 原子炉는 pool type이며, 큰 容器속에 炉心, 3台的 1차계나트륨循環pump, 6基의 中間熱交換器가 들어 있다(그림2 參照). 2차계는 3개의 natrium loop로 구성되며(그림3 參照) 증기발생기는 512°C, 166kg/cm²의 증기를 발생한다. 주요한 plant parameter를 表1에 표시하였다.

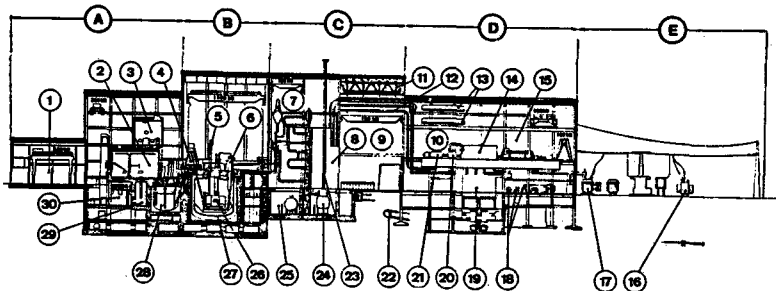
炉心은 103体的 燃料集合体(1体的 燃料집합체)에는 217本の 混合酸化物燃料棒으로 구성)와 90体的 blanket집합체(1体的 blanket집합체는 61

本の 燃料봉으로 구성)로 구성된다. 制御棒은 3개씩 2종류, 計 6개 있으며 制御·調整·安全棒으로 작동한다. 炉心の 둘레에는 鋼鉄과 graphite로 만들어진 216개의 反射(中性子 차폐)체가 있다.

燃料取扱系는 두부분으로 나누어진다. 하나는 원자로용기내에서 燃料의 이동을 행하며 또 하나는 炉心構成要素를 원자로용기에 出入시킨다. 원자로용기 상부에는 單一回轉 plug가 있으며 여기에 L字型을 한 燃料교환기가 붙어있다. 회전 plug와 燃料교환기의 組合에 의해 모든 燃料 및 blanket집합체를 出入시킬 수 있다. 炉心에서 꺼내진 집합체는 natrium을 채운 용기에 넣어지며 傾斜suite에 의해 원자로용기 밖으로 꺼내 올려지며 또하나의 경사suite에 의해 natrium을 채운 炉外の 사용후燃料 저장탱크로 내려진다.(그림1 參照)

建設 및 試運轉

Phenix의 建設은 1968년말에 시작되어 1974

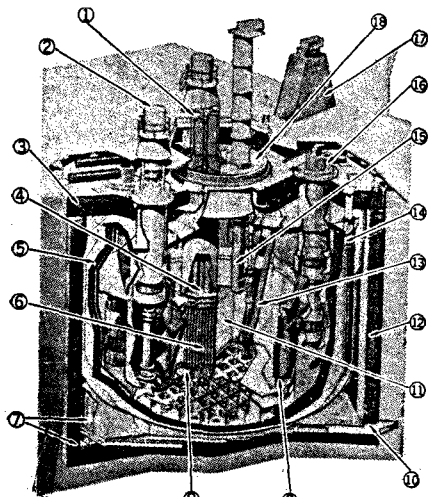


①燃料取扱建物, ②原子炉建物, ③蒸氣發生器建物, ④turbine hall, ⑤switch yard, ⑥倉庫, ⑦使用後燃料cell, ⑧上部cell, ⑨燃料出入機, ⑩燃料交換機, ⑪一次系natrium 循環pump, ⑫二次系natrium 循環pump, ⑬蒸氣發生器, ⑭蒸氣發生器分解作業區域, ⑮turbine, ⑯buffer tank, ⑰蒸氣collector, ⑱高圧再熱器, ⑲低圧再熱器, ⑳發電機, ㉑所內變壓器, ㉒主變壓器, ㉓低圧再熱器, ㉔復水器, ㉕中壓turbine, ㉖高圧turbine, ㉗廢水器冷却水流路, ㉘排氣塔, ㉙H/Na 分離機, ㉚二次系natrium 貯藏tank, ㉛炉心, ㉜原子炉容器, ㉝使用後燃料貯藏tank, ㉞使用後燃料洗淨區域, ㉟cask 出口

그림 1 Phenix 断面圖

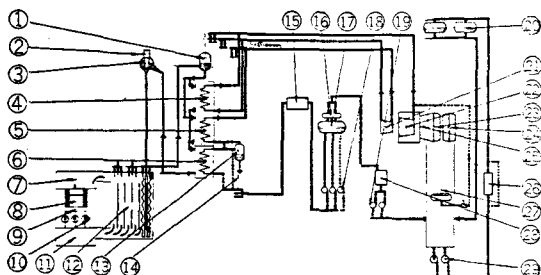
년 7월14일에 상업운전을 시작하였다. 주요건설 공정을 表2에 표시하였다. Phenix의 건설에서 特記할 점이 2가지 있다. 하나는 project team 体制를 채택한 것이고 또 하나는 大型機器의 제조를 現地공장에서 행한 것이다.

project team은 CEA, EdF 및 GAAA (건설업자, 현재는 노바툼)로 구성되었으며 그 구성원은 모두 한 곳에서 일하였다. 이로인해 각 전



①制御棒驅動機構, ②一次系natrium 循環pump, ③上部차폐, ④爐心cover, ⑤主容器, ⑥爐心, ⑦格納容器, ⑧爐心支持格子, ⑨爐心tank, ⑩中性子檢出器, ⑪反射體, ⑫生體차폐, ⑬燃料移送用傾斜suite, ⑭二重容器, ⑮燃料交換器, ⑯中間熱交換器, ⑰燃料出機, ⑱回轉plug

그림 2 Phenix의 pool type原子爐의 構造



①buffer tank, ②二次系natrium 循環pump, ③膨脹tank, ④再熱器, ⑤過熱器, ⑥evaporator, ⑦hot collector, ⑧爐心, ⑨爐心支持格子, ⑩一次系natrium 循環pump, ⑪cold collector, ⑫中間熱交換器, ⑬氣水分離器, ⑭起動用loop, ⑮高圧給水加熱器, ⑯空氣抽出器, ⑰給水tank, ⑱給水pump, ⑲予備pump, ⑳buffer tank, ㉑高圧turbine, ㉒中圧turbine, ㉓低圧turbine, ㉔低圧turbine, ㉕中圧turbine, ㉖水處理裝置, ㉗復水器, ㉘低圧給水heater, ㉙復水pump

그림 3 Phenix 系統圖

表 1 主要 plant parameter (設計值)

熱出力(MW)	563
電氣出力(MW)	
發電端	250
送電端	233
熱效率(%)	
發電端	44.4
送電端	41.4
爐心出口溫度(°C)	560
爐心入口溫度(°C)	400
一次系natrium流量(gpm)	56,000
二次系natrium流量(gpm)	45,000
蒸氣條件(°C / kg / cm ²)	512/166

表 2 主要建設工程

建設地點決定	1968年初
予備設計完了	1968年 4月15日
site 工事開始	1968年10月
natrium pump契約締結	1968年10月27日
turbine發電契約締結	1969年 1月 1日
concrete 打設開始	1969年 5月 5日
guard vessel 製造開始	1969年10月
guard vessel 製造終了	1970年 4月
guard vessel 設置	1970年11月 2日
二重容器設置	1970年11月12日
主容器設置	1970年11月25日
natrium 搬入開始	1971年 7月28日
原子爐容器cover 設置	1971年 8月 2日
原子爐차폐板 設置	1971年 9月 1日
主變壓器到着	1971年10月18日
一次系用natrium 移送開始	1971年10月18日
發電機starter 到着	1972年 2月21日
中間熱交換器到着	1972年 2月 2日~ 3月
發電機rotor 到着	1972年 3月24日
中間熱交換器設置	1972年 5月
蒸氣發生器搬入終了	1972年 5月15日
二次系 第3 loop natrium 注入開始	1972年12月11日
二次系 第2 loop natrium 注入開始	1972年12月18日
二次系 第1 loop natrium 注入開始	1972年12月19日
一次系natrium 注入開始	1973年 1月10日
所內蒸氣에 의한 turbine test	1973年 2月 1日
初裝填爐心用燃料搬入終了	1973年 3月 1日
燃料裝填開始	1973年 8月 3日
初臨界	1973年 8月31日
核熱蒸氣發生	1973年10月28日
初併入	1973年12月13日
全出力到達	1974年 3月12日
商業運轉開始	1974年 7月14日

기술정보

문분야의 우수한 人材를 효율적으로 이용할 수 있었다.

원자로용기, 주요 炉内구조물 및 上部차폐板의 최종제작을 현지공장에서 행하였다. guard vessel은 현지에서 5개월이라는 단기간에 제작되어 원자로건물mat의 concrete 打設이 시작된 지 8개월후인 1970년 11월2일에 원자로건물에 설치되었다. 2중용기는 그 10일후에 설치되었고 主容器는 또 그로부터 2주후에 설치되었다.

Phenix의 건설에는 그림 4에 표시한 것처럼 대체로 1,650명·年의 노동력이 필요하였다. 1972년 2월에는 機器의 설치, 배관, turbine발전기 설치의 最盛期였으며 이때의 実効労働者數는 700명 가까웠다.

Phenix의 試運轉에 문제가 전혀 없었던 것은 아니나 순조롭게 진행되어 初臨界 3개월반후에는 初併入을 할 수 있었으며 그로부터 7개월후에는 상업운전을 할 수 있었다.

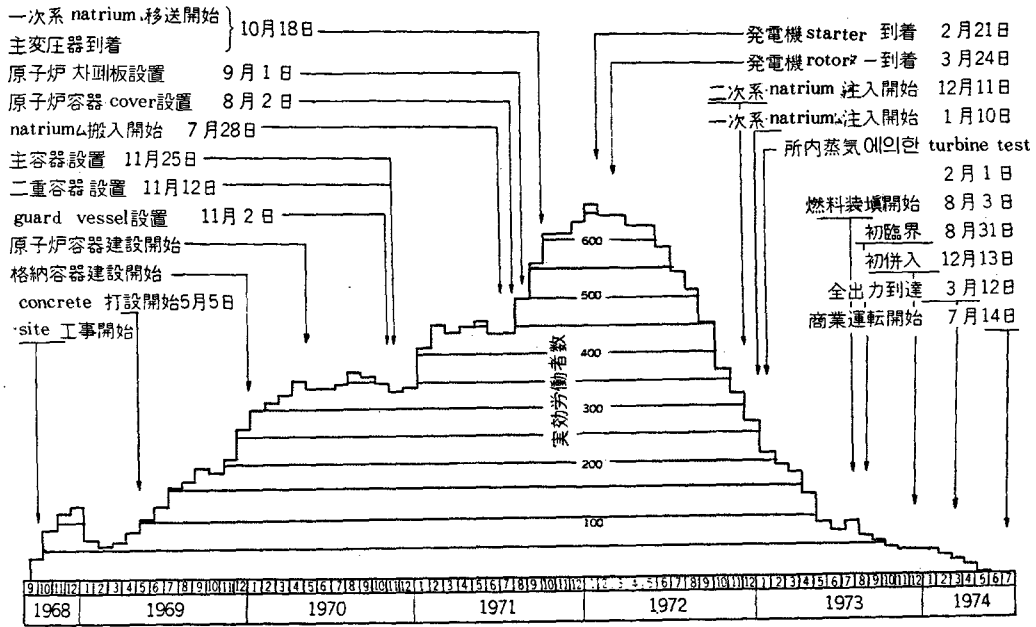


그림 4 Phenix의 主要建設工程 및 実効労働者數

運 轉

Phenix의 조직과 구성원수는 다음과 같다.

운전 58명, 保守 74명, 燃料取扱 32명, 物理 22명, 管理 12명이며 운전 shift는 6shift이다. 각 shift의 구성은 shift長 1명, 운전원 2명, patrol 4명 外 1명으로 8명이다. Phenix의 구성원은 다른 원형로와 비교하여 많은데 이것은 新燃料組立, 使用후 燃料의 해체, 梱包 등의 작업을 site에서 행하기 때문이며 이를 위해 20명의 요원이 필요하다.

상업운전을 시작하지 5개월후인 1974년 12월

에 定格 열출력 563MW, 發電端 전기출력 250MW에서 열출력 591MW, 發電端 전기출력 267MW로 증가되었다. 이때의 열효율은 45.2%에 달하여 경수로 뿐만 아니라 화력발전소의 열효율을 上廻하였다. 이 출력상승은 연료피복관 온도를 制限値内로 한채 달성할 수 있었는데 이것은 연료봉의 둘레에 wire를 螺旋狀으로 감으므로서 연료집합체내에서의 냉각재 혼합이 좋아져서 hot spot 계수가 保守的으로 계산되고 있던 値를 下廻했기 때문이다.

1980년말까지의 出力履歷은 그림 5와 같은데 이동안의 총발생 열출력은 812,000MWh, 총발

전량은 $8.4 \times 10^9 \text{kWh}$ 이며 상업운전시작에서부터 1980년말까지의 발전시간은 35,088시간으로 가동률은 61.9%였다. 이동간의 설비이용률은 57.7%였으며 특히 1979년에는 84.78%에 달하였다. 이것은 세계 원자력발전소의 상위 6%에 들어가는 것이며 원형로라고 하기보다는 대단히 성적이 좋은 FWR에 가까운 것이다. Phenix는 2차계의 3개 loop중 2개의 loop를 사용하여 3분의 2 출력으로 운전을 할 수 있기 때문에 운전시간을 길게 할 수 있었다. 1980년말까지동안 3분의 2 출력으로 운전한 적이 7회 있었다. 내訳은 중간열교환기의 수리 3회, 증기발생기의 수리 4회이다.

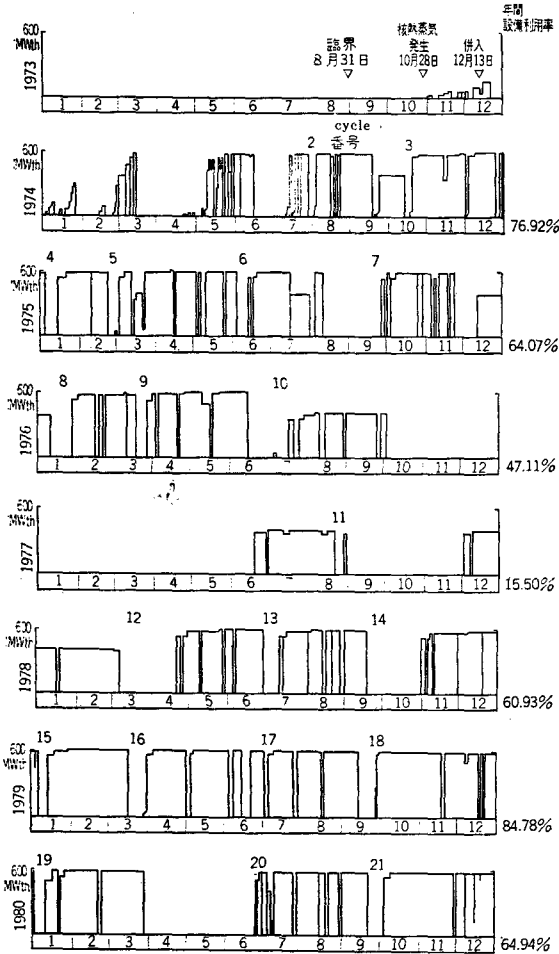


그림 5 Phenix의 출력履歷

高設備利用率을 유지할 수 있었던 이유의 하나는 start-up를 빨리 했던 것이다. 그림6에 trip후의 再起動, 그림7에 연료교환후의 冷温起動的 起動曲線을 표시하였다. Phenix는 2개월마다 炉心の 6분의 1의 연료(최대燃焼度 50000 MWd/t UO_2)를 교환하도록 설계되어 있다. 실제의 연료교환간격은 더욱 길어 95일 정도인데 최근에는 더욱 간격을 길게하여 年間 교환횟수를 적게 하려하고 있다.

1980년말까지 照射된 연료집합체는 450体(약 4.5炉心), blanket 집합체는 125体, 제어봉은 28개이다(제어봉은 1년~1년반마다 교환된다). 이미 23, 4회 연료교환을 했으나 큰 문제는 없었다.

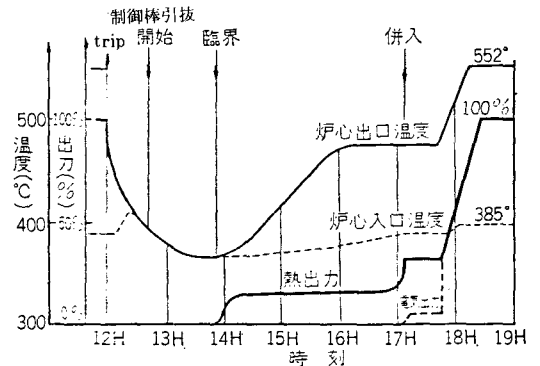


그림 6 trip後의 再起動曲線(1974年 3月13日)

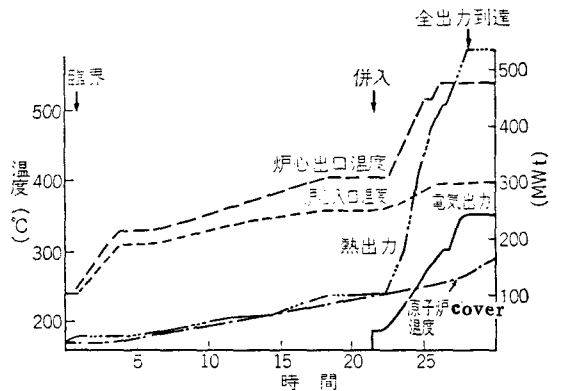


그림 7 冷温起動曲線(1974年 10月19~20日)

6일동안에 연료교환을 행하고 운전을再開할 수 있다.

Phenix는 自動出力調整을 거의 하지않는 base load 발전소이다. 원자로出力은 하루에 4회 제어봉을 약간씩 움직이므로서 微調整되며 1차계 natrium 순환펌프의 회전수는 natrium의 炉心内에서의 온도상승이 160℃가 되도록 조정된다. 給水流量은 evaporator出口의 증기온도가 375℃가 되게 자동제어되며 2차계의 natrium유량은 過熱器出口의 증기온도가 512℃가 되게 手動제어된다. 증기압력은 設定値(~170kg/cm²)가 유지되도록 高压入口밸브에서 자동조절된다.

Phenix의 증기발생기는 再熱器를 가지는 Benson type으로 起動·停止시의 단시간을 제외하고는 once through로 사용된다(기동·정지시는 evaporator出口의 氣水分離器가 사용된다). 기동시는 evaporator出口의 증기조건이 340℃, 143kg/cm²에 달할 때까지는 turbine이 by-pass 되고 증기는 復水器에 dump된다. 지금까지의 경험에 의하면 이와같은 once-through의 증기발생기는 기동·정지가 容易하며 빈번히 일어나는 熱transient에도 견딜 수가 있다. dry out을 반드시 피해야 할 필요는 없으며, Phenix의 증기발생기는 40회 이상이나 dry out을 경험하고 있다. dry out되더라도 250℃까지 냉각하고 natrium과 물의 온도차를 70℃ 이하로 해서 再通水하면 된다.

Phenix에서는 핵분열성물질의 增殖이 實証되었고 우라늄·플루토늄 혼합산화물연료에 의한 平衡炉心の 增殖比는 1.145±0.04이었다. 1979년말까지 正味 120kg이상의 플루토늄이 생산되었다. 初裝填炉心에서는 플루토늄 不足으로 약 1/2인 55体만이 혼합산화물연료였고 나머지 48체는 우라늄235를 27%로 농축한 우라늄산화물 연료이었다. 최초 2년동안은 우라늄연료가 裝填되었으나 그후의 교환연료는 혼합산화물연료였고 1976년 6월까지 모든 우라늄연료가 꺼내졌다. 1980년 1월에 처음으로 Phenix에서 생산된 플루토늄으로 만들어진 연료집합체가 Phenix에 裝填되었다. 장기적인 목표의 하나는 플루토늄의

炉外滞在시간을 1년이하로 하는 것이다. 1980년 중반까지 6,000kg이상의 Phenix연료가 재처리되었는데 일부는 냉각기간이 10개월로 짧은 것이었다.

表 3에 每年의 最大燃燒度 도달상황을 표시하였다. 1980년말에는 100,000MWd/tHM에 도달했고 가까운 시일내에 120,000~130,000MWd/tHM라고 하는 더욱 높은 연소도가 實証될것 같다.

表 3 每年의 最大到達燃燒度

年	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980
重金屬%	3.73	7.66	7.8	7.8	8.5	9.2	11.3
MWd/kg(U+Pu)O ₂	30.7	65	66.4	66.4	72.2	78.6	100

Phenix에서는 1975년에 50,000MWd/tUO₂의 목표연소도를 달성한 연료에서 처음으로 연료破損을 경험했다. 이때 약간의 핵분열생성가스가 방출되었으나 遲發中性子の 신호는 검출되지 않았다. 이로인해 파손연료를 그대로 炉内에 두고 별다른 문제없이 운전이 계속되었다. 이 연료집합체는 통상의 연료교환 순서에 따라서 꺼냈다. 1977년말에 다시 다른 연료가 약간이기는 하나 핵분열생성가스를 방출하였고 그 후 수개월간 繼續적으로 계속 방출했으나 플랜트의 운전에는 전혀 영향이 없었다.

1979년 5월1일 全出力으로 정상운전中 처음으로 큰 연료파손이 일어났다. 지발중성자의 신호가 하루종일 검출되었으므로 곧바로 파손연료 위치탐사(FEDAL) 시스템에 의해 파손연료를 찾아내어 炉心에서 꺼냈다. 운전시간으로는 72시간의 손실이었다. 지금까지 照射된 10万本 가까운 driver 연료봉의 실적에서 연료파손율은 0.01% 이하였다.

blanket집합체는 지금까지 적어도 2炉心分이 照射되었는데 파손은 전혀 일어나지 않고 있다. 또 구멍이 뚫린 B,C흡수봉이 실용 가능하다는 것도 실증되었다. 6개의 제어봉은 1~1년반마다 교환되는데 이 교환간격은 융통성이 있는 것이다. 제어봉의 수명은 헬륨의 축적에 따르는 内圧上昇에 의한 것이 아니고 흡수봉의 下端에 있는 鋼製部品の swelling에 의한 것이다.

保守点検

Phenix의 설계가 행해졌던 당시는 연료교환을 위한 정지가 1주동안씩 매년 6회, 보수점검을 위한 정지가 1년반마다 6주동안 있다고 생각되었다. 그러나 실제로는 연료교환을 위한 정지는 연간 3~4회이며 고장수리를 위한 정지에 의해서 통상의 보수점검을 위한 정지는 표면에 나타나고 있지 않다. 그림 5의 出力履歷을 보면 알 수 있듯이 정지횟수는 해마다 점차로 감소되어 가고 있다. 1980년말까지의 發電損失의 原因을 表 4에 표시하였다. 가장 큰 손실은 중간열교환기에서의 natrium漏洩에 의한 것이다.

表 4 1980年末까지의 發電損失의 原因

原 因	發電損失	
	全出力換算日數	比率 (%)
中間熱交換器二次側出口에서의 natrium漏洩 (1976~1978)	477.2	47.8
turbine發電機修理 (1980)	92.8	9.3
蒸氣發生器 給水口에서의 물누설 (1975~1976)	60	6.0
二次系natrium 配管으로부터의 漏洩 (1974~1975)	29	2.9
움직이지 않는 制御棒 2本 교환 (1978)	23	2.3
燃料교환을 위해 通常停止	~160	~16.0
turbine發電機 overhaul (1975年 8~9月)	47	4.7
其 他	109.4	11.0
計	998.4	100

(1) 中間熱交換器에서의 natrium누설

최초로 중간열교환기에서 natrium누설이 일어난 것은 1978년 7월 11일이다. 그림 8에 누설이 일어난 곳을 표시하였다. 원자로용기의 상부를 덮고 있는 鋼製바닥의 갈라진 틈에서 올라오는 특징적인 흰 연기에 의해 누설이 檢知되었고 화재는 곧 꺼졌다. 새어나온 natrium의 양은 數 liter 정도이며 화재에 의한 손상도 무시할 수 있을 정도였다. 누설을 일으킨 크랙은 2차natrium出口의 윗뚜껑과 内壁를 이은 용접부이며 크랙의 원인은

(i) 2次系出口의 外벽과 內벽의 온도차—中間열교환기의 중심에 가까운 細管에서 나오는 natrium보다 중심에서 떨어진 細管에서 나오는 natrium이 더 뜨겁다.

(ii) 중간열교환기 지지벽, 원자로용기 윗뚜껑과 이어지는 벽 및 slab로 둘러싸인 環狀部에서의 argon의 對流(중간열교환기의 반대측에서 130℃의 온도차가 기록되었다) 두가지임이 확인되어 그림 9에서와 같이 개량수리가 행해졌다. 수리는 다른 2개의 loop를 사용하여 운전을 계속하면서 행해졌다. 그 후 두번의 누설이 일어났으나 곧 검출되었다. 3회 모두 비방사성의 2차natrium 누설이었으므로 방사능의 방출은 없었다.

(2) 蒸氣發生器에서의 물의 漏洩

증기발생기에서는 나트륨과 물이 반응하는 누설은 일어나지 않았으나 1975년말에 evaporator의 給水入口 manifold에서 공기중으로 물의 누설이 일어났다. 그림 10에서와 같이 evaporator의 下端에는 각각 給水manifold가 붙어 있으며 각 manifold에 7本の 傳熱管이 접속되어 있다. 또한 그림 11에 표시된 것처럼 각 傳熱管의 入口에는 orifice가 있다. orifice를 빠져나온 高

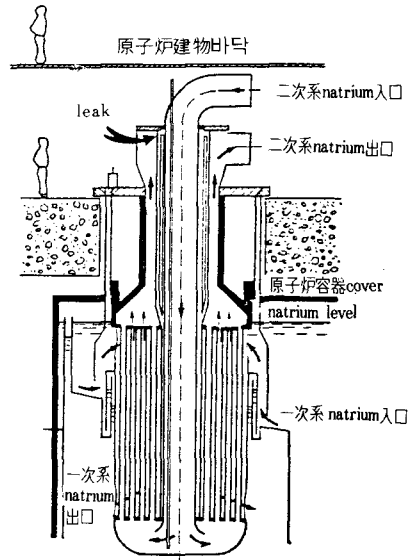


그림 8 中間熱交換器의 natrium 漏洩位置

速의 물에 의해 伝熱管이 浸食되어 1975년 11월 24일 그중 1本이 파열되면서 공기를 채운 증기발생기 housing내에 물을 噴出하였다. plant는 곧 정지되었고 방사선검사와 초음파검사가 행

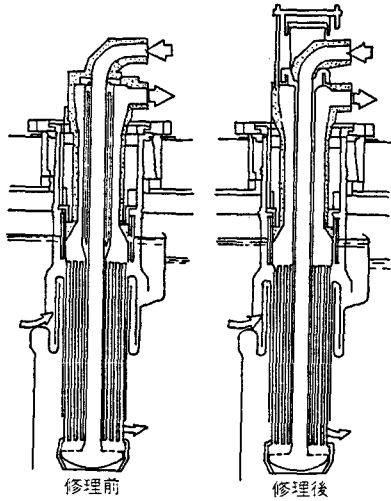


그림 9 中間熱交換器의 改良修理

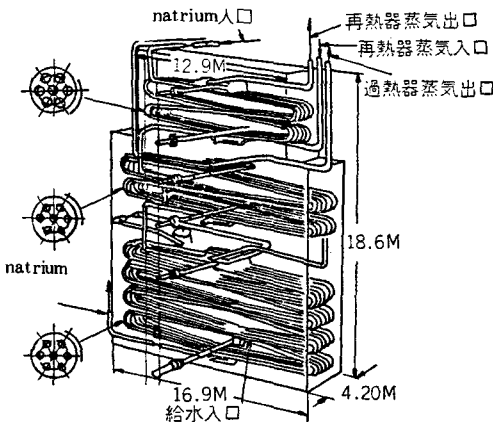


그림 10 Phenix의 蒸氣發生器

해졌다. 그 결과 대단히 광범위하게 침식이 일어난 것을 알았다. 이 문제는 그림 12에서와 같이 orifice를 stainless steel로 만든 보호 sleeve가 붙은 것으로 바꿈으로서 해결되었다.

(3) 原子炉容器的 檢査

主容器와 2중용기 사이에는 누설이나 異常의 발생을 檢知하기 위해 natrium 누설검출기와 熱電對가 설치되어 있으나 지금까지 누설이나 異

常의 발생은 없었다. 2중용기와 guard vessel 이하는 사람이 들어갈 수 있을만큼 넓으며(약 0.7 m), 中間열교환기의 수리를 위한 최초의 장기정지중이었던 1977년 5월에는 이 環狀部속에 들어가서 검사가 행해졌다. 3년이상 운전하고 7개월동안 정지하고 있던 時点이었는데 방사선레벨은 대단히 낮아 최대가 20~30mR/h였다. 2명의 검사원이 45분동안 環狀部에 들어가 斷熱材, 구조재, 계측장치(熱電對, cable, 貫通部)의 상태를 조사하였으나 아무런 이상이 발견되지 않았으며 被曝線량은 7mrem이었다. 그리고 이 검사를 하는 동안에도 원자로용기에는 一次系natrium이 채워져 있었고 炉心과 blanket도 그대로 있었다.

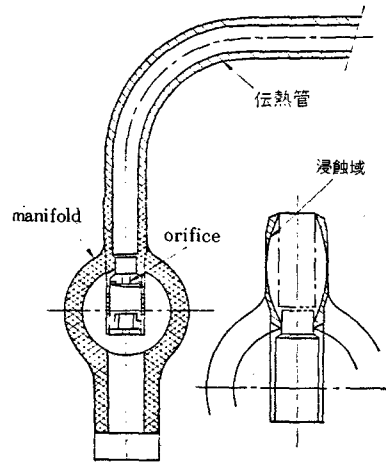


그림 11 Evaporator 給水 manifold(變更前)

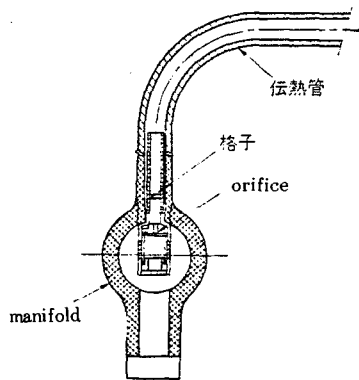


그림 12 Evaporator 給水 manifold(變更後)

3년후인 1980년 3월부터 6월까지의 정지기간 중에도 먼저와 같이 들어가서 검사를 행했는데 이때도 아무런 이상이 발견되지 않았다. 이때는 먼저번보다 全出力換算으로 1,278일 더 운전하였고 또한 정지후 2개월밖에 경과되지 않았으나 방사선레벨은 대단히 낮아 최대 30~40mR/h였다.

지금까지의 경험에서 중간열교환기는 5주, 1차계natrium순환펌프는 1주, 파손연료는 3일로서 교환할 수 있음을 알았다.

放射線管理

Phenix 종업원의 被曝線量은 그림13과 같이 대단히 낮다. 중간열교환기 수리시 일시적으로 높아졌으나 수리가 끝남에 따라 다시 저하되었다. 1979년 336명 종업원의 총피폭선량은 4.5 Man-Rem으로 1人당 15m Rem이었다. 이것은 미국 輕水炉의 平均 400~500Man-Rem에 비해 대단히 낮다.

Phenix와 같은 pool type炉에서는 補助系の 작은 loop를 제외하고는 방사성의 1차계natrium은 원자로용기속에 밀폐되도록 설계된다. 증기발생기, 중간열교환기 및 이들을 연결하는 배관을 순환하는 2차계natrium은 중간열교환기를 통과할 때 약간 誘導되는 것 이외에는 기본적으로 비방사성이다. 거의 연속적으로 2년간 高出力운전을 한 후인 1976년 6월에 측정된 全出力 운전中 냉각재의 방사능레벨을 表5에 표시하였다. 2차계natrium의 유도방사능은 대체로 1차계의 1,000만분의 1에 불과하며 3개의 2차계loop

表5 全出力時의 放射能level

	Na-24	Na-22
半 減 期	15時間	2.5年
1次系 (mCi/g)	6.0	2.2×10^{-4}
2次系 (mCi/g)	7×10^{-7}	10^{-8}

속에 포함되어 있는 natrium 全量의 총방사능량도 1Ci이하였다. 증기발생기 건물에서의 natrium loop로부터의 방사선level은 측정한계 이하이며 증기발생기가 손상되어 natrium 누설이나 natrium-물 반응이 일어난다고 하더라도 방사능이 방출될 염려는 없다.

방사성폐기물에서 압도적으로 양이 많은 것은 고체폐기물인데 그 대부분은 hot cell에서 사용 후 연료로부터 떼어낸 duct와 下部金屬具이다. 액체폐기물의 대부분은 洗淨廢液인데 그 대부분은 1976, 77, 78년의 중간열교환기 洗淨에 의해서 발생한 것이다. 액체폐기물은 부근에 있는 알쿠올원자력센타로 보내져서 로오느江에 방출할 수 있도록 除染된다. 농축폐액은 장기저장을 위해 글라스固化한다. 기체폐기물은 높이 70m의 排氣塔에 의해 직접 환경으로 방출된다. 기체폐기물은 1차계의 온도변화에 의해서 cover gas (argon)의 체적이 변화할 때 발생하는 것으로 그 속에 포함되어 있을지도 모를 핵분열생성가스는 換氣空調用의 공기로 稀釈되기 전에 제거된다.

☆ ☆

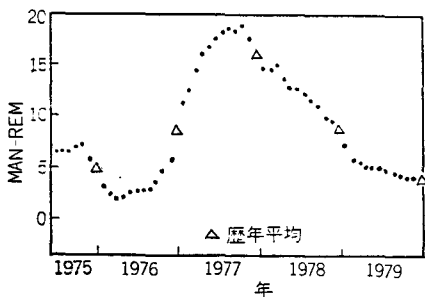


그림13 Phenix 從業員의 被曝線量

지금까지의 Phenix에 관한 경험에서 얻어진 결론은 다음과 같다.

(i) 5년이라는 단기간으로 건설되었다. 현재보다 단기간에 건설가능한 시기이기는 했으나 制度的, 정치적인 조건이 좋으면 지금도 단기간에 건설이 가능하다.

(ii) 高信賴度와 高稼動率로 운전이 가능하였다.

(iii) 대량의 혼합산화물연료가 실제의 발전용 원자로의 조건에서 100,000MWd/tHM까지 照射되었고 연료손율은 0.01% 이하였다.

(iv) 사용후 연료를 재처리하여 플루토늄을 再利用함으로써 고속로 핵연료사이클을 완결했다.

(v) 增殖을 実証했다.

(vi) pool type LMFBR은 제어와 보수가 용이하며 주요 機器에 대해서도 거의 곤란을 느끼지 않고 교환이나 수리를 할 수 있으며, 이때의 被曝量도 극히 적다.

Plu-Thermal 움직임 活性化

최근 Plu-Thermal(Plutonium을 熱中性子炉에 사용하는 것으로, 일반적으로 輕水炉에서의 Plutonium 이용을 말한다)이 크게 대두되고 있다.

장차 plutonium 이용이 가능한 option으로는 경수로에서의 이용, ATR이용, FBR이용, 경수로와 ATR과의 併用利用이라는 네 가지가 생각되고 있는데 이 중에서 FBR에 이용하는 것이 최적이라고 하나 문제는 FBR이 실용화 될 때까지의 사이를 어떻게 하는가 하는 것으로 이에 대응한 것이 plutonium의 경수로 recycle이다.

이 경수로 recycle의 특징은 plutonium 專燒炉를 새로 건설하는 것이 아니라 既存의 BWR이나 PWR의 炉心설계를 변경시키지 않고 농축우라늄의 대응으로 MOX연료(plutonium 산화물과 uranium 산화물의 혼합체)를 사용하려는 것인데 ① 새로운 炉型개발이 필요없다 ② 많은 연구개발비가 필요하지 않다 ③ 実証까지의 기술개발 기간이 비교적 단시간으로 충분하다는 점을 들 수 있다.

Plu-thermal 추진 이유

plu-thermal이 최근 추진되고 하는 큰 요인의 하나는 장차 천연우라늄의 입수가 곤란해진다는 것으로 천연우라늄의 값이 폭등할 것을 예측했을 경우 천연우라늄을 최대한 절약할 수 있는 방법을 생각하여 대처해나가기 위해서 實用化의 견지에서는 좀 빠른것 같으나 지금부터 시

작함으로써 사업화 되었을 때 어떤 문제가 생기는가를 미리 熟知하고 준비해 둘 필요가 있기 때문이다.

두번째는 플루토늄의 이용에 대해서는 FBR을 기다리면 된다고 하나 그 entry의 지연이 예상되기 때문이다.

그외에도 재처리를 할 수 있는 자신이 생겼고 플루토늄을 되도록 stock하지 않고 활용하려는 요청이 있는 것 등이 지적된다.

plu-thermal의 經濟的 評價

plu-thermal(輕水炉利用)이 다른 이용형태와 비교해서 경제적인가에 대해 일본의 모델핵연료cycle·flow를 전제조건으로 플루토늄의 이용방법에 따른 연료cycle·cost의 비교를 보면 플루토늄의 경수로이용의 경제성평가는 재처리, MOX연료가공 등이 같은 時期에서 행해지는가, 사용후 핵연료의 영구저장 feasibility가 있는가 등의 핵연료cycle 전체시스템 형성과 밀접한 관계가 있으며 대단히 불확실한 요인에 의해 지배되고 있으나, 일반적으로는 macro 경제적인 recycle의 영향평가, 원자로의 life cycle에서 平均한 경제성평가 및 사용후 핵연료의 가치평가 등 3가지의 approach가 있다.

재처리와 recycle의 경제성은 원자력발전규모 확대에 따라 dynamic하게 변화한다. 그래서 어느 장래시점까지의 전체 핵연료cycle 코스트를 쌓아올려 once-through cycle과 비교를 행