
韓國電力

原子力發電所(古里)의 紹介

閔 景 植*

우리나라에서 原子力發電所 建設計劃이 비롯된 것은 1962年 政府內에 原子力 發電 對策委員會가 構成됨으로 부터다. 그 後 IAEA(國際原子力機構)調查團이 2~3次 來韓하여 敷地選定에 關

한 豫備調査를 施行하였고, 또한 同時에 原子力 廠과 韓國電力 共同으로 建設候補 地點에 對한 調査를 實施한 바, 結局 慶南 東萊郡 長安面 古里로 地點을 決定보아 美國과 英國의 原子爐 製作

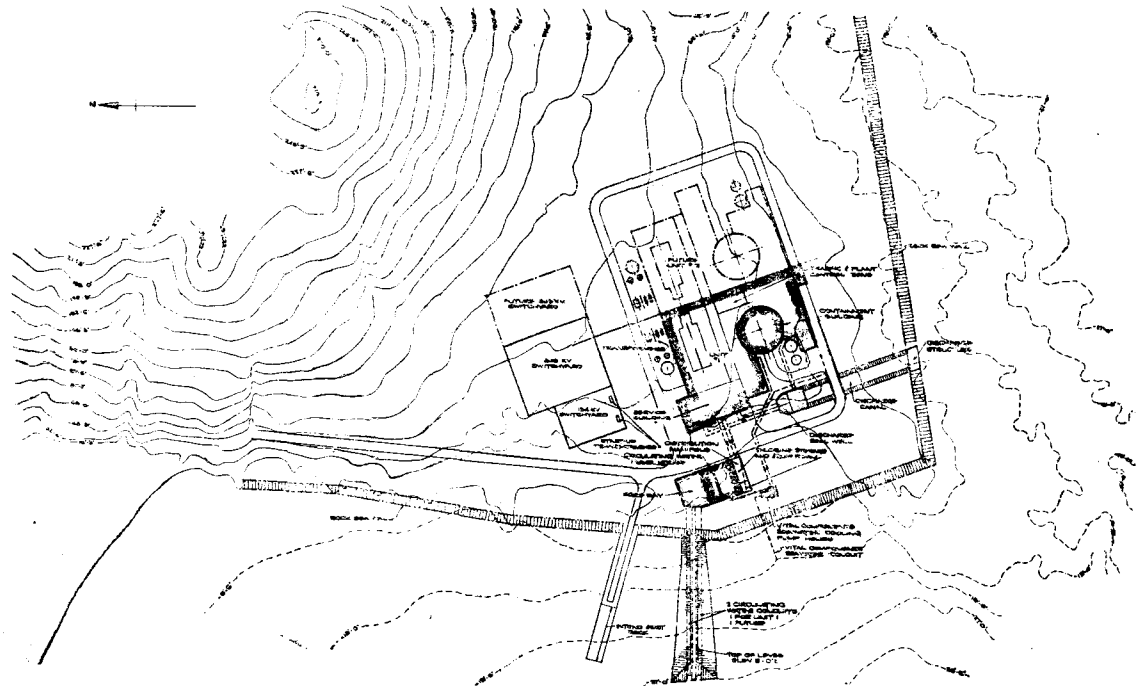


fig. 1 PLOT PLAN

* 技術士 (電氣部門)
韓國電力株式會社 原子力技術課長

業者에게서 入札을 보았다. 韓電에서는 美國의 Westinghouse 會社(W.H)의 Pressurized Water Reactor(加壓水型 原子爐 : PWR)를 擇하게 되었고, 現在 그 契約書 草案을 作成하고 있는 中이다.

最初의 原子力에 關한 利用은 原子爆彈等 軍事目的에 使用하는 것이었으나, 世界第2次 大戰後 原子力의 平和的 利用이 本格化 됨에 따라 그 一環으로서 原子力을 利用한 商用 發電所가 建設運轉되기에 이른 것이다. 그러나 原子力 發電所는 大容量이 아닌 限 그 經濟性이 없으므로 韓電에서도 全電力系統 容量과 그 經濟性을 勘案 우리나라 最初의 原子力 發電所 容量을 選擇했는 바 總出力은 59萬5千KW이고, 70年에 着工 1974年에 竣工토록 計劃하였다.

本稿에서는 그동안 WH社와 檢討를 繼續하여온 古里 原子力發電所 建設契約 技術仕様書 草案을 中心으로 古里 原子力發電所가 어떻게 되어 있는가를 그 主要機器 仕様과 함께 簡單히 紹介함과 同時, 原子力發電所가 在來式 火力發電所와 特히 다른點이 어떠한 것인가 하는 點에 重點을 두어 說明하고자 한다.

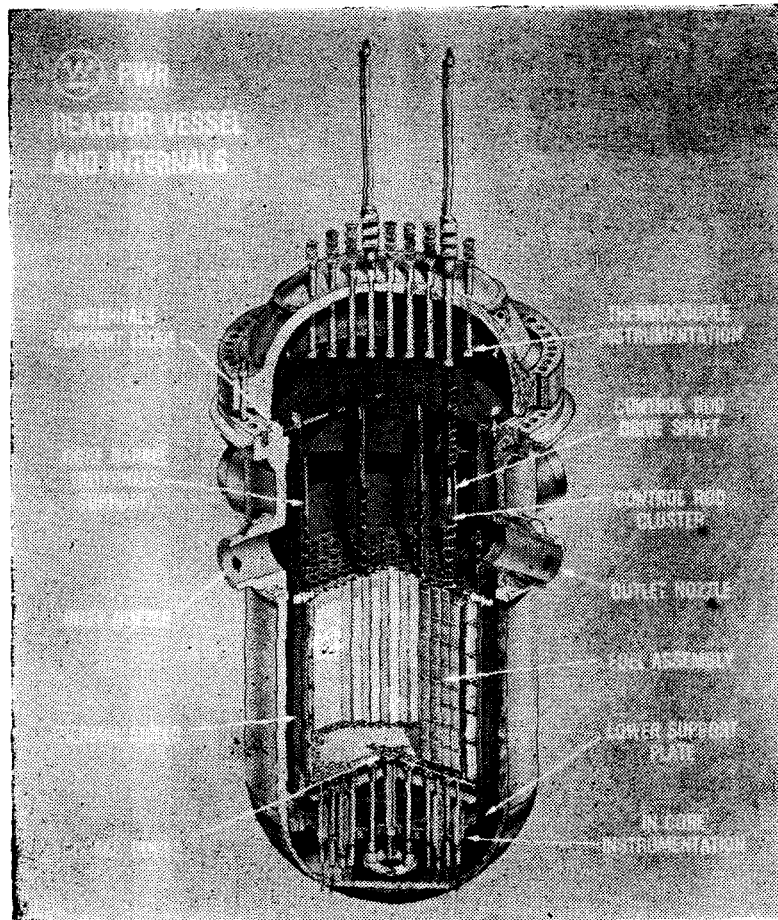


fig 2 原子爐 容器와 그 內部

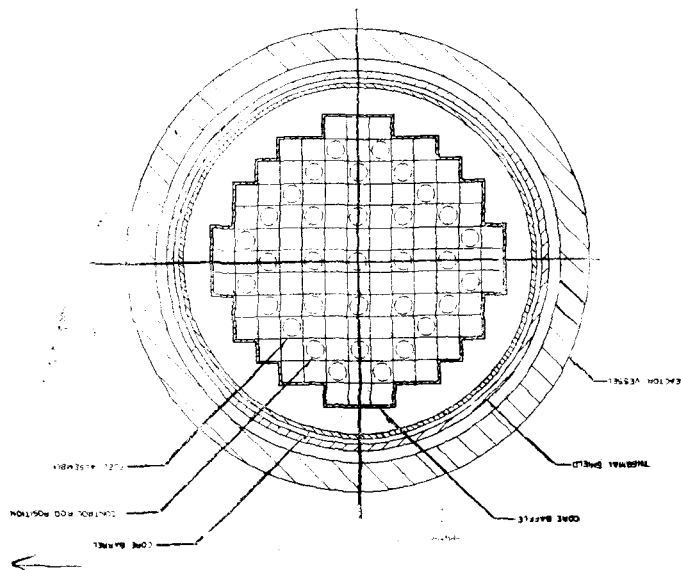


fig. 3 原子爐心 縱面圖

가 概 念

序頭에서 말한바와 같이 본發電所의 位置는 慶南 東萊郡 長安面 古里로 釜山 東北方 約35KM의 海岸에 位置하고 있으며, 그 Plot Plan 은 大略 fig. 1과 같다. 地點 西側은 月內灣으로 冷却水는 이곳에서 取水하며 放水는 南側(東海)으로 하게 된다. 用地는 二號機까지도 建設할 수 있도록 充分히 確保할 것이며, 發電電力은 345KV 送電線을 通하며 新蔚山 變電所로 送電되며, 上水道는 附近에 마땅한 用水源이 없어 北方 約 7KM 距離에 있는 孝岩川으로부터 日當 約 2千 屯 (2號機까지 考慮)을 取水하도록 되어 있다. 道路는 月內驛으로 부터 約1.6 KM 區間을 擴張하여야 하며, 工事期間中의 重量物 輸送은 月內灣側에 物揚場用 埠頭를 設置하며, 蒸氣發生器 (Steam Generator) (約 300屯 豫想)等은 直接 海送하여 이곳 物揚場에서 荷役할 豫定이다.

나 主要機器 技術仕様 및 諸元

(A) 原子爐 蒸氣發生設備 (NSSS)

a) 原子爐 (Reactor)

總熱出力

1,727.5 MWT

系統壓力

2,250 psia

冷却材 入口溫度

545.4 °F

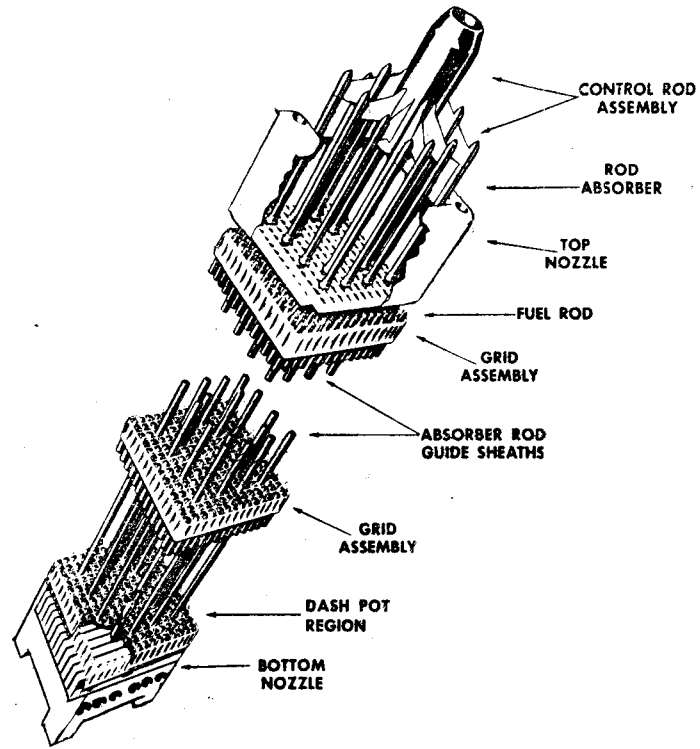


fig. 4 Control Rod Cluster Assembly

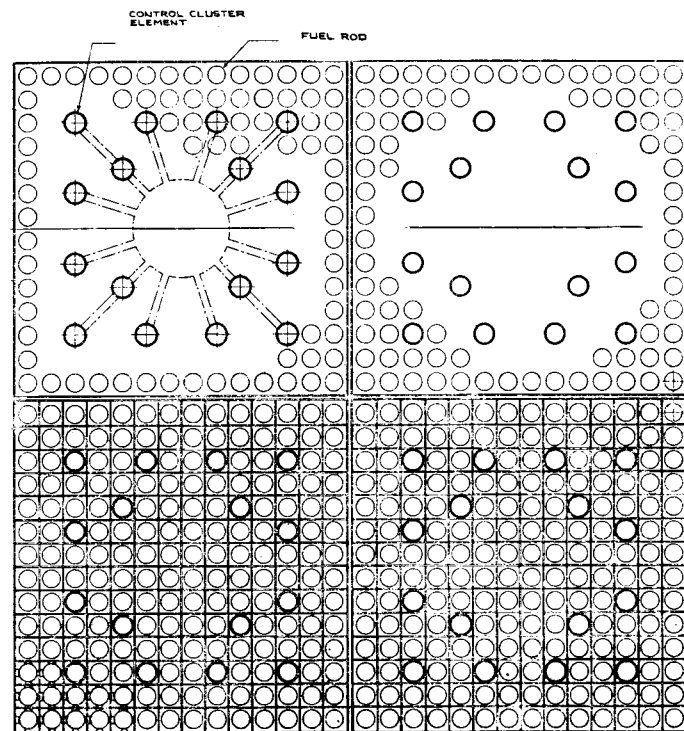


fig. 5 Fuel Assembly and Control Cluster Cross Section(14x14 Assembly)

冷却材 出口温度	610.9 °F
平均熱流束	205,300 Btu/hr. /ft ²
最大熱流束	578,600 "
最大 Linear Heat Rate	18.8 KW/ft.
總冷却材 流量率	67.3×10 ⁶ lbs/hr.
燃料 集合體 數	121
集合體當 燃料棒配列	14×14
總燃料棒 數	21,659
燃料量	48,000 kg
制御棒 驅動機構 數	33
全長	~12m
爐內徑	~3.4m
爐壁 두께	~20cm
Cladding 두께	~7/32"
爐重量	~175 T

原子爐 容器와 그 内部構造는 fig. 2와 같으며, 그 斷面圖는 fig. 3에 나와 있고, 制御棒 Cluster Assembly와 그 斷面 및 燃料集合體 斷面圖는 各 fig. 4 및 fig. 5에 表示하였다.

原子爐心(Reactor Core)의 Thermal-Hydraulic 設計에 있어서 重要한 考慮事項中的의 하나는 DNB (Departure from Nucleate Boiling)이다. DNB Safety Margin은 DNBR(Departure from Nucleate Boiling Heat Flux Ratio)로서 測定하며 이는 DNB를 일으키는 熱流束(Heat Flux)을 그 表面에서의 實際熱流束(Actual Heat Flux)으로 나눈 값으로, 따라서 DNBR이 클 수록 爐心(Core)은 安全設計가 되어 있다고 볼 수 있다.

例로 正常運轉下에서의 DNBR을 보면 美國의 San Onofre 發電所(450 MWe, 1967年 竣工)의 2.07을 비롯하여 Indian Point發電所 (873MWe, 1969年 竣工豫定)는 2.00, 1970年 完工豫定인 Turkey Point # 3(760MWe)는 1.85(最終 數字는 未定)로 設計 餘裕 (Design Margin)는 차츰 줄어들어 들어감을 表示하고있다. 이는 熱流束分布에 關한 研究가 進展됨에따라 나타난 現象으로 볼 수 있으며, 要는 Design Transient 때의 最小DNBR

을 얼마로 規定하느냐가 問題다. 이 DNBR이라는 用語는 BWR(沸騰水型 原子爐)에서 使用하는 CHF (Critical Heat Flux Ratio)과 同意語이며, DNBR이 1.0이라고 해서 반드시 燃料 被覆體(Fuel Cladding)가 破裂된다고는 할 수 없다. 그러나 Transient 때에도 安全率은 두어야 하는 것이므로 上記美國의 三個發電所를 包含한 其他發電所의 例를 보면 全部 1.3으로 되어 있어 本 古里發電所도 Max. Overpower (112%)에서 Minimum DNBR이 1.3으로 되도록 規定하였다.

다음으로 論議된 것은 MLHF (Max. Linear Heat Flux)에 關한 것으로 當初 WH는 MLHF를 18.8 KW/ft로 提出했었다. MLHF란, 前記 DNBR이 燃料被覆體 保護와 關係가 있는 數字인 反面, 이는 燃料棒의 熔融에 對한 保護와 關係되는 數值이다. 그리고 一般의으로 燃料棒 熔融은 約23 KW/ft에서 일어나는 것으로 알려져 있다 (輕水爐에서). 또한 WH는 說明하기를 古里 unit에서는 100% 定格出力에서 18.8KW/ft, 112% over-power에서 21KW/ft가 될 것이라고 하므로서 上記 燃料棒 熔融點인 23KW/ft 보다 充分히 밑에 있으므로 實質的으로 Safety Margin이 充分하다고 하였다. 그러나 PWR 發電所의 實績을 보면 MLHF는 Indian Point #2 가 1.84KW/ft로 가장 높은 것으로 되어 있어 韓電에 提出한 18.8KW/ft^t는 이미 建設許可가 난 數值보다 높으므로 Proven type이 아니라는 理由로 受諾하기를 拒絶하였던바 18.8KW/ft는 設計限定值 (design limit)數字이고 實際設計는 18.0KW/ft 以下에서 한다는 解明을 받게 되어 一但 받아들여기로 하였다.

原子爐 壓力容器 設計에 適用할 Code 問題에 있어서는 Connecticut Yankee 發電所나 San Onofre等 比較的 初期에 建設된 것은 ASME Boiler and Pressure Vessel Codes 의 Section VIII 을 適用하였으나 最近의 unit는 大部分 Section III 을 適用하고 있으므로 古里發電所도 Section III 을 適用토록 하였는 바 參考로 Section III 및 Section VIII 適用時의 原子爐 壓力容器의 Shell 두께를 보면 fig. 6 과 같다.

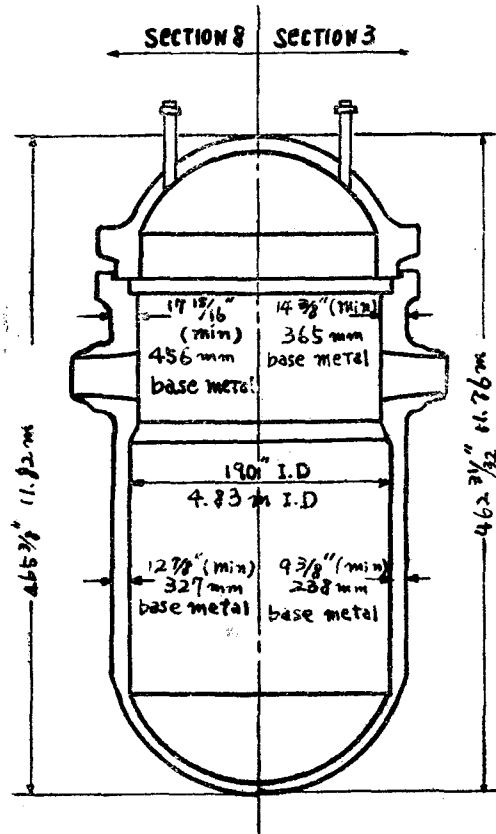


fig. 6 Typical reactor vessel designs for 1000MW(e) Capacity Plants Comparing ASME Code Sections VIII and III.

b) 原子爐冷却材 系統 (Reactor Coolant System)

fig. 7에서 보는바와 같이 古里 unit는 2 Loop System으로 各 Loop 마다 約 6,000HP 容量의 原子爐 冷却材 펌프(Reactor Coolant Pump) 1臺, 터빈에 蒸氣를 供給하여 주는 蒸氣發生器 1臺와 2 Loop 共用으로 Pressurizer 1臺가 連結되어 있다. 蒸氣發生器의 높이는 約 20m에 達하며 平均直徑이 4m, 그 무게는 約 300屯으로 이것이 建設期間中の 最重量物이다.

Pressurizer는 電氣 Heater 및 Spray Nozzle로 運轉中 原子爐 冷却材 系統의 壓力을 維持하여 준다.

한편 WH社 PWR에 있어서의 Loop數別 NSSS의 熱出力 定格에 對한 近況을 보면 大略 다음과 같다.

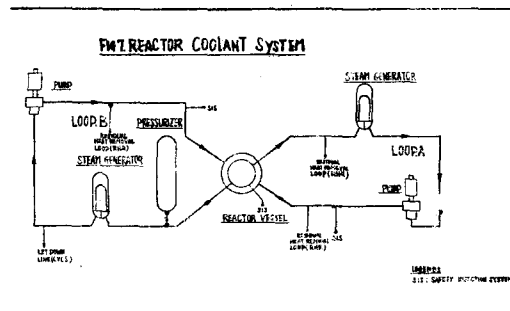


fig. 7 REACTOR COOLANT SYSTEM

2 Loop	;	1,785 MWt
3 Loop	;	2,660 MWt
4 Loop	;	3,423 MWt

c) Chemical & Volume Control System (CVCS)

原子爐를 運轉하기 爲해서는 原子爐心에 剩餘反應度 (Excess Reactivity)를 주어야 하는바 이것은 制御棒이나 其他 方法에 依해서 抑制해야 한다. 그러나 制御棒은 그 自體가 高價이기 때문에 이 抑制作業을 制御棒에게만 全적으로 依支하는 것은 有利하지 못하다. 따라서 BWR (Boiling Water Reactor)에서는 Poison Curtain을 이 目的으로 使用하고 있는 反面, PWR에서는 硼酸 같은 中性子 吸收物質을 原子爐 冷却材中에 넣어 Excess Reactivity를 抑制하고, 그 濃度의 變化로 長期的인 Reactivity 變化를 調節하고 있다. 이것을 PWR에서는 Chemical Shim이라 하며, 또한 이것이 Core內的 flux distribution을 Flat하게 하는데도 寄與 한다고 한다. 結局 上記 Chemical Control이라고 하는 것은 Boric Acid Recovery System과 함께 冷却材 中の 硼酸의 濃度를 調節하는 것과 또한 冷却材의 PH를

維持(4.2~10.5)하기 爲하여 Li (OH)를 冷却材에 注入하는 것을 말한다. PH Control 用으로 NaOH를 使用 안하는 理由는 Na²³은 中性子를 吸收 하면 Na²⁴로 되어 이것은 放射能을 떠우고 있기 때문이다. 또한 Volume Control은 Volume Control Tank가 있어 必要한 水量을 이곳에서 供給하여 주도록 되어 있다. 그리고 本 CVCS 에는 Demineralizer가 있어 冷却材 中の Corrosion 및 核分裂 生成物 (Fission Product)도 除去한다.

B) 터-빈 發電機 系統

터-빈 發電機는 英國의 English Electric 會社 製로 그 主要仕樣은 다음과 같다.

a) 터-빈

型式	TC4F-46''	Reheat
定格容量	595,000	KW
蒸氣壓力	764	PSIA
" 溫度	513 F	(0.405% wet)
排氣壓力	1.5	HgA
Make-up	0.5	%
抽氣段數	6	
回轉速度	1,800	RPM
Throttle Flow	7,202,045	lbs/hr.
Gross Heat Rate	9,908	BTU/KWH
Net Heat Rate	10,453	BTU/KWH
最大可能出力	621,838	KW

輕水爐 原子力發電所의 터-빈은 在來式 火力發電所의 터-빈과는 달리 飽和蒸氣를 使用한다는 點에서 在來式과 特異하며, 따라서 터-빈의 最終段 翼長도 46''에 達하게 된다. 參考로 美國 GE社의 在來式 火力用 터-빈 의 最終段 翼長 實績을보면 600MW級에서 超臨界壓으로 TC4F로는 33.5''가 設計標準으로 되어 있다.

다음에 發電所 熱効率에 있어서는 本 發電所가 9,908BTU/KWH (Gross)로 約 34.4%인데 在來式 火力의 境遇를 보면 美國의 Tanners Creek #

4 (570MW, 246kg/cm², 538/552/566C, CC4F)에서 設計熱効率이 約 40%라고 한다. 이와같이 原子力 發電所(輕水爐使用)가 在來式 火力보다 効率이 나쁜 것은 過熱蒸氣가 아닌 飽和蒸氣를 使用하고 있다는데에 起因된다고 할 수 있다.

b) 發電機

型式	(固定子水素冷却) (回轉子水素冷却)
定格容量	706 MVA
定格電壓	22,000 V
力 率	0.85
短絡比	0.58
水素壓力	60 PSIG
回轉速度	1,800 RPM

c) 復水器 (Surface Condenser)

復水器는 Twin bank, Single pass type 2臺로 發電所 制御特性에서 다시 說明하겠지만 定格蒸氣流量의 40%가 터-빈을 Bypass 하여 復水器로 dump할 수 있도록 되어 있다. 또한 所要冷却水量은 約41 $\frac{1}{2}$ sec 로 同容量級 在來式 火力의 約 2倍가 必要하다.

다 其他 系統에 關한 說明

本項에서는 特히 在來式 火力發電所의 設計에 있어서는 考慮되지 아니하는 事項이라든가 우리나라의 特殊事情上 普通 原子力發電所와도 特異한 點에 關하여 그內容을 簡單히 說明하고자 한다.

(A) 原子爐 格納容器 (Reactor Containment)

原子爐 格納容器는 原子爐와 原子爐 冷却系統을 完全히 감싸고 原子爐 冷却系統에 Failure가 있을 적에도 後述하는 Engineered Safety System 과 함께 周圍로의 放射性 物質의 擴散을 防止하

는 것이다.

即 一次 冷却系統에 事故가 일어 났을 적에도 內容物을 包括 (Retain)하고 充分히 그 壓力에 견딜 수 있도록 設計가 되어 있다.

그런데 PWR 用 原子爐 格納容器의 設計를 보면 다음과 같이 몇가지 相異한 形式이 있다. 即 1967년에 完工한 美國의 San Onofre 發電所는 完全히 Steel로 된 球型의 格納容器인 反面, (이는 Steel 이 콘크리트로 하는 것보다 그 當時는 Cost 가 적게들기 때문에 Steel 로 하였다함) 같은 해에 竣工된 Connecticut Yankee 및 1970년에 運轉豫定인 Indian Point # 2는 fig. 8과 같은 Steel Lining 된 콘크리트 格納容器인가하면 日本의 關西電力 美濱原子力 發電所 1號機(340,000KW: 1970年 竣工豫定)는 Steel Containment 에다 그 範圍에 空間을 두어 그밖에 콘크리트로 된 Annulus Shielding을 設置하는 것으로 되어 있다. (fig. 9 參照)

그런데 古里 #1에 있어서는 처음에 WH가 美國의 例와 같이 Steel Lining된 콘크리트 格納容器를 提議했으나 그 後 借款財源調達 形便上 Steel Containment 形式인 美濱形式으로 變更하겠다고 다시 提議해 왔었다. 어떠한 形式이건 간에 모두가 各國에서 建設許可를 받은 것이므로 韓電으로서도 받아들일 수 있었던 것이나, 한가지 問題는 韓國의 特殊事情인 國防上 問題를 考慮 않을 수 없었다. 即 本發電所가 東海岸에 位置하게 됨으로써 或時 있을지도 모를 間諜의 所行에 對備하기 爲하여 格納容器 上部 Dome 部分도 콘크리트로 修워줄 것을 要求하였던바 結局 fig. 10과 같은 形式의 格納容器가 되어 마치 二重格納容器의 形으로 되어 버렸다. 元來 Double Containment 設計는 이와는 다른 fig. 11과 같은 設計로 大都市에 近接해서 原子力發電所를 建設할 可能性을 보여주는 것이나 古里 unit는 여러가지 事情을 參酌하다 보니 이와같은 形式으로 되었으며 그 仕樣 및 諸元은 大略 下記와 같다.

設計壓力 37 PSI
許容漏洩率 0.1% by Volume
 (設計壓力에서 24時間)

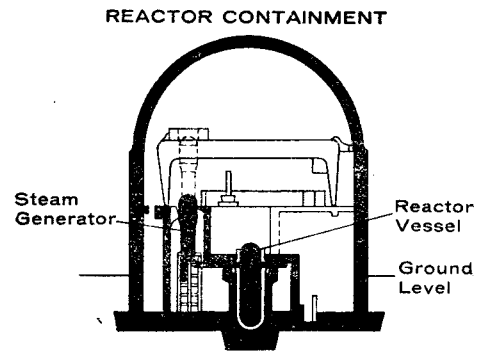


fig. 8 REACTOR CONTAINMENT

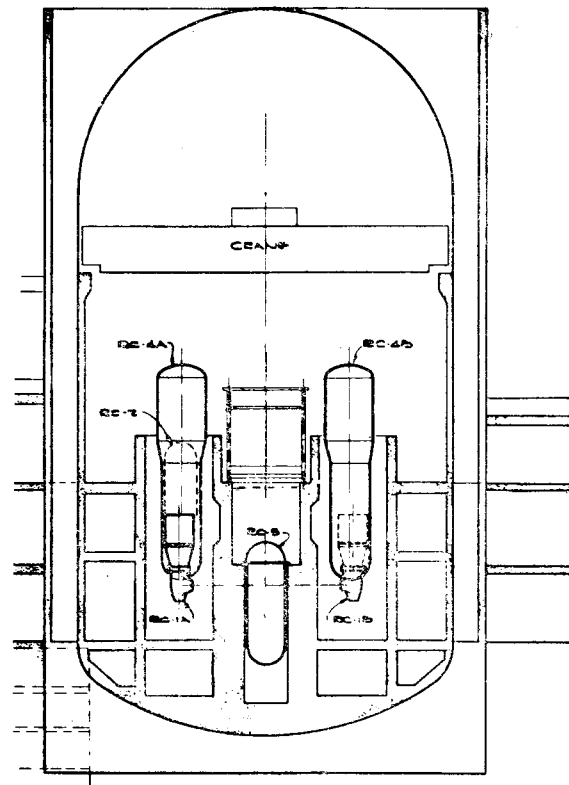


fig. 9 Reactor Containment(日本 美濱發電所)

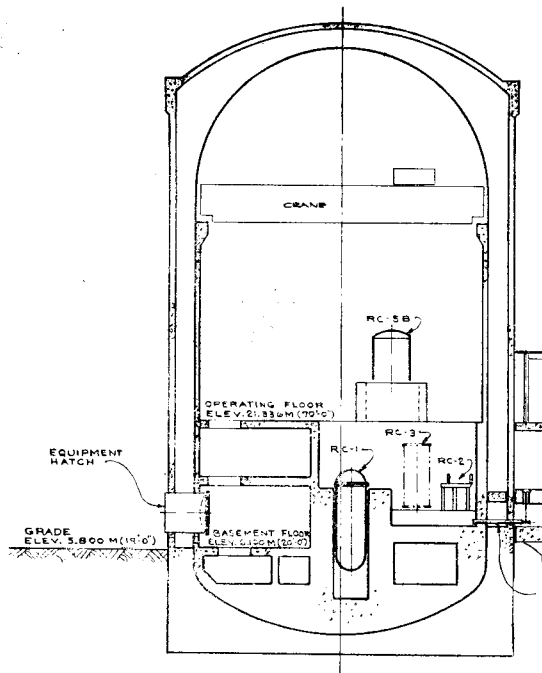


fig. 10 Reactor Containment (古里 # 1)

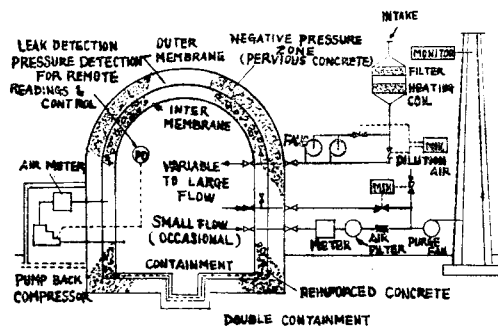


fig. 11 PWR 二重格納容器作用

Steel의 두께 및 높이

- Dome ~19mm, 18m
- Cylinder ~38mm, 42m
- Bottom dome ~38mm, 7m

콘크리트 두께

- Polar Crane 支持部 ~40 cm
- Annulus Shield ~75 cm
- Steel 格納容器直徑 ~36 m
- Annulus 空間 ~1.5m

運轉中の 格納容器內 壓力은 아직 細部設計가 안되어 있어 正確히 말할 수는 없으나, 日本 美濱發電所의 例를보면 Annulus 空間은 若干 負壓으로 하고 (中間높이에 Seal 이 되어 있음) Steel 格納容器 內部는 數 inch 水柱의 正壓으로 運轉豫定이라고 한다. (fig. 8, 9, 10, 11)

(B) 放射線 遮蔽 (Radiation Shielding)

原子力 發電所에서는 放射線으로부터 人體를 保護하기 爲해서 뿐만 아니라 機器를 中性子 照射로부터 保護하기 爲해서도 遮蔽를 한다. 原子爐 壓力容器를 바로 둘러싼 鐵筋콘크리트는 人體保護 作用도 하나 原子爐 近傍의 上記와 같은 機器保護 目的도 兼하고 있다.

本發電所에서는 人體保護用 遮蔽의 設計基準으로서 便宜上 사람의 豫想接近頻度(Anticipated Access)에 따라 Table I 과 같이 發電所를 4區域(zone)으로 區分하여 各區域에 따른 許容線量을 規定하였다.

Table I

Zone 別	Anticipated Access	Radiation Level (mrem/hr.)	Remarks
Zone I	Normal Continuous Occupancy	1.0 以下	터빈建物, 制御室 等
Zone II	Periodic Occupancy	2.5 以下	Local Control Space 等
Zone III	Limited Occupancy	15 以下	燃料取扱區域
Zone IV	Restricted Occupancy	15 以上	Drumming Station 等

또한 遮蔽는 原子爐心內的 燃料中 1%가 破壞되었을 경우에도 發電所의 繼續運轉이 可能토록 하였다. 參考로 職業人(放射線作業從事者)에 對한 ICRP (國際 放射線 防護 委員會)의 最大許容

線量에 關한 勸告值를 보면 5Rem/Yr(美國의 基準도 같다.)로 되어 있는바 前記 Table I 에서 Control Room 運轉員의 境遇를 例로 보면 Zone I 에 屬하므로 그 最大 被曝線量을 計算하여 보

면 다음과 같다. 即 Zone I 의 線量을 最大値인 1 mrem/hr. 로쳐서 1週作業時間을 40時間으로 1年中 50週를 勤務한다고 보면 1mrem/hr.×40hr×50wk=2,000mrem/Year로, 말하자면 古里 發電所 Control Room 運轉員은 1年間 放射線 作業에 從事함으로써 最大 2REM이 被曝된다는 것으로, 이는 上記 ICRP 나 美國의 基準値보다도 半以下로 작으므로 充分한 安全設計가 되어있다고 할 수 있다. 또한 原子爐 格納容器等의 遮蔽는 假想事故(Hypothetical Accident: 原子爐 冷却材가 流失됨과 同時 後述하는 Engineered Safeguard System이 動作않고 따라서 原子爐心이 熔融되는 事故를 말함)時에도 發電所 區域內에서 全身 被曝線量이 美國의 基準値를 넘지 않도록 設計하도록 規定하였다.

(C) 耐地震 設計 (Aseismic Design)

日本과는 달리 韓國에 있어서의 地震은 過去 約 200年間 顯著한 것이 없었다고 하며 그러나 韓 電의 水力發電所 Dam의 設計에 있어서는 耐震 設計係數로서 0.03g 乃至 0.05g (g는 重力加速度)를 適用하고 있으며 在來式 火力發電所 에서는 耐震에 關하여는 거의 考慮를 하지 않고 있다.

그러나 原子力 發電所에서는 放射性 物質을 取扱하고 있으므로 構造物, 機器等의 undesign으로 因한 放射能 汚染 可能性을 考慮하면 耐震設計를 疎忽히 할 수 없다. 따라서 耐震 設計値의 適用을 爲하여 發電所의 構造物 및 機器를 3種類로 區分하고 있는바 그 區分基準를 보면 다음과 같다. 即

a) Class I : 이는 그 故障(Failure) 이 電子爐 冷却材 喪失事故(Loss of Coolant Accident)를 이르기거나, 過大한 放射能을 放出하게 되는 構造物 또는 機器 및 原子爐의 安全停止에 不可缺한 部分을 말하는 것으로 原子爐 壓力容器, 燃料集合體, 制御棒, 原子爐冷却系統, 廢棄物 處理系統, 原子爐 格納容器 및 Engineered Safeguard系統 등이 이에 屬하며

b) Class II : 이는 原子爐 運轉에는 必要하나 原子爐의 安全停止에 不可缺한 것은 아닌 部分 및 그 故障이 放射能을 實質적으로 放出하게 되지는 않는 構造物이나 機器를 말하며 硼酸, Batch 탱크, 復水 貯藏탱크 등이 이에 屬한다.

c) Class III : 이는 原子爐 運轉이나 原子爐 格納과는 無關한 構造物 또는 機器로서 在來式 發電所 機器의 大部分을 말한다.

以上の 分類에 따라 各 Class 마다 適用 耐震 係數를 달리하고 있는데 地震이 比較的 많고 또 그 方面에 相當히 研究가 進行되어 있으리라고 생각되는 日本의 一例를 보면 美濱 原子力 發電所에서는 다음과 같이 耐震係數를 規定하고 있다. 即

- Class I : 0.306g (水平), 0.153g(垂直)
- Class II : 0.153g (水平), 0.076g(垂直)
- Class III : 0.102g (水平) 或은 建築法規에 準함.

그런데 一般적으로 耐震係數에 있어서 垂直値는 水平値의 2/3를 擇한다고 하는바 上記 日本의 경우는 若干 例外라고 할 수 있겠다. 따라서 이번 古里發電所에 있어서는 그 値를 다음과 같이 規定하였다. 即

Class I 을 爲하여는

項 目	水平値(H)	垂直値(V)
① Design	0.10g	0.07g
② No loss of function	0.20g	0.14g

로 하였는 바 위에서 ① 項은 普通荷重과 0.10g(H) 및 0.07g(V)를 適用한 地震力과를 合한 應力이 許容應力限界內에 있어야 된다는 말이고 ② 項은 역시 普通荷重과 0.20g(H) 및 0.14g(V)를 適用한 地震力과를 合한 應力이 그 構造物이나 系統의 機能을 喪失하지 않는 限界內에 있어야 한다는 말이다.

Class II 에 있어서는 그 耐震係數는 前記 美濱發電所의 例에 따른다면 若干 작아져야 할 것 이나 아직 確定되지는 않았다. 무릇이들은 初期 投資費와 原子力 發電所의 安全性과 聯關되는 問題이므로 慎重히 다룰 必要가 있는 것이다. 參考로 韓國의 地震에 關한 國立中央 觀象臺의 記錄에 依하면 最高記錄으로서 1963年9月6日에 蔚山海岸 近處에서 0.025g 乃至 0.082g의 地震이 있었다 하는바 本發電所에서는 그보다 더큰 0.10g를 擇하였으므로 安全性 問題에 있어서는 充分한 餘裕를 두었다고 할 수 있겠다.

(D) Engineered Safeguard 系統 (ESS)

原子爐 設計와 運轉에 있어서의 安全을 爲한

窮極의 目的은 結局 原子爐의 核分裂生成物 (Fission Product)의 制御에 있으며, 그 目的을 達成하기 爲하여 使用된 方法은

a) 燃料로 부터의核分裂 生成物の 放出을 防止하도록 된 爐心의 設計

b) 爐心에서 漏洩이 일어 난다고 하여도 核分裂生成物質을 그 領域內에 留保(Retain)시키는 原子爐 冷却系統

c) 正常運轉時 또는 事故時에 原子爐 冷却系統領域을 벗어나서 放出되는 核分裂生成物質을 留保하는 原子爐 格納器 및

d) 公衆에 對한 放射線 被曝을 最少로 하기 爲한 核分裂生成物の 適正散布이다.

여기서 ESS란 上記 (b)와(c)를 包含하는 것으로 發電所에 있어서의 重大事故의 發生을 防止하거나, 또는 그 波及效果를 減殺하기 爲한 方法을 말하는 것으로, 本發電所에 있어서는 格納容器內 空氣循環, 冷却 및 濾過設備 및 格納容器 噴霧設備가 ESS를 이루고 있으므로 各 系統에 依하여 說明을 하자고 한다.

結局 ESS라고 하는것은 原子爐나 冷却材系統 自體가 가지고 있는 安全性을 뒷받침 하기 爲하여 存在하는 것이며, 그 設計基準은 가장 酷甚한 條件인 冷却材 系統 파이프의 兩端破裂 (Double Ended Rupture) 事故時에도 그 機能을 發揮할 수 있게 設計하도록 規定되어 있다.

a) 原子爐 格納容器

이는 上記 A項에서 說明하였으므로 省略한다.

b) 安全 注入設備(Safety Injection System)

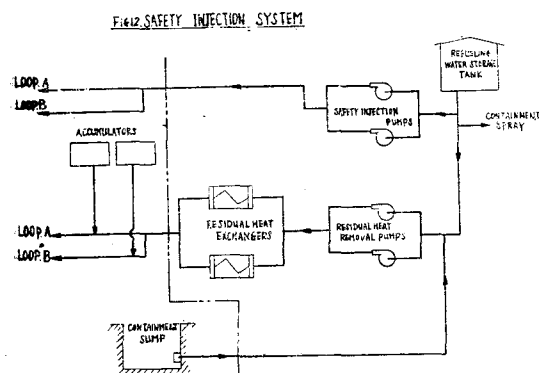


fig. 12 SAFETY INJECTION SYSTEM

이設備은 事故時에 燃料棒의 熔融을 防止하기 爲해 緊急爐冷却 (Emergency Core Cooling) 의

目的으로 硼酸水를 原子爐內에 注入할 수 있도록 하는 設備인 바 다시 이를 分類하면 아래와 같다. (fig. 7 및 fig. 12 參照)

① Accumulator

fig. 12와 같이 各 loop마다 窒素가스로 壓力이 걸려있는 硼酸水탱크가 1臺씩 設置되어 있어 冷却材系統 파이프의 破裂等으로 系統壓力이 600PSIA 以下로 떨어지면 自動的으로 硼酸水가 原子爐에 注入됨.

② 高壓注入系統 (High-head System)

100%×2臺(1臺는 豫備用)의 安全 注入펌프가 있어, 原子爐 冷却材 系統에 微小한 破裂은 있으나 그 壓力이 쉽게 低下하지 않을 境遇에는 이 펌프로 系統에 硼酸水를 注入함.

③ 低壓注入系統 (Low-head System)

역시 100%×2臺 (1臺는 豫備用)의 殘留熱 除去펌프(Residual Heat Removal Pump)가 非常時에는 安全 注入系統으로서 兼用 되는 것이며, 安全 注入系統은 原子爐 冷却材 壓力低下와 Pressurizer의 水位低下 信號가 同時에 傳達되면 自動的으로 動作하도록 되어 있다. 또한 이 殘留熱除去펌프는 fig. 12에서도 보는 바와 같이 非常時에 熱을 吸收한 硼酸水가 格納容器的 Sump 에 모이면 그것을 다시 冷却 再循環 시켜 줄 수 있도록 되어 있다.

c) 格納容器內 空氣循環 冷却 및 濾過 設備

格納容器內에는 運轉中 機器에서 發生하는 熱을 除去하기 爲하여 4臺의 空氣循環冷却用 通風機가 있는데 非常時에는 其中 2臺로 格納容器內의 壓力을 低下시킴과 同時 熱도 除去한다. 또한 高性能(HEPA)濾過裝置가 通風 入口側에 設置되어 있어 空氣를 循環할 때 空氣中の 放射能 粒子도 除去하게 된다.

d) 格納容器 噴霧設備 (Containment Spray System)

100%×2臺의 噴霧펌프로 冷却材 喪失事故때 格納容器內의 熱을 吸收하며, 또한 放射性沃素 (I-131)를 除去하는데 I-131은 噴霧系統에 NaOH 를 添加劑로 넣어 Na I의 形態로 除去하게 된다.

(E) 廢棄物 處理施設(Waste Disposal System)

廢棄物 處理系統은 모든 放射性 廢棄物을 모으고 處理하며, 貯藏하여 安全하게 處分하는 系

統을 말하며 그 施設의 設計는 1%의 燃料破裂時를 基準으로 하고 發電所 周邊으로의 放射能 放出量이 規定值以下로 되어야 한다.

放射能 外界放出에 관한 우리나라의 規定 (放射線 障害 防禦令 施行細則)을 보면 核種未知時 그 放出地點에서의 最大許容 濃度가 물에서는 $\sim 10^{-8} \mu\text{c/ml}$ 이고, 空氣에서는 $\sim 10^{-14} \mu\text{c/ml}$ 로 되어 있으며, 美國에 있어서의 規定(10CFR20)과 거의 비슷하다.

原子力 發電所에서 나오는 放射性 廢棄物에는 原子爐 冷却材 系統의 drain 등으로 인한 液體 廢棄物과 N_2 나 O_2 가스가 Activate되어 나오는 氣體 廢棄物, 그리고 Resin이나 Filter 등의 固體 廢棄物이 있다. 液體 廢棄物은 蒸發 濃縮法에 의하여 濃縮部分은 Drumming Station으로 가고 蒸發된 部分은 冷却水로 凝結시켜 廢棄復水탱크에 一但 貯藏한 後 放射能을 測定하여 適當하면 發電所 復水器 冷却用 循環水路에 放出한다. 氣體 廢棄物은 Gas Decay탱크로 보내고 半減期가 짧은 가스를 充分히 Decay시킨 後 높은 곳에 있는 發電所 Vent(日本 美濃發電所에는 굴뚝이 있다)를 통해 大氣로 放出하고 固體 廢棄物은 Drumming Station에서 内部에 시멘트를 바른 (55갈론 들이) 드럼에 넣어, 遮蔽된 트럭에 실어서 地下로 埋沒 또는 海中投下를 爲하여 밖으로 運搬 된다.

(F) 放射能 監視設備 (Radiation Monitoring System)

放射能 監視設備란 Proccs 系統 및 發電所內 各處의 放射線量을 探知하여 그것을 指示하며, 正常值를 넘어서면 警報를 나게하여 適正한 措置를 取할 수 있도록 되어 있는 系統을 말한다.

Process系統用으로는 格納容器內의 가스나 粒子의 放射能을 檢出하는 裝置라든가 冷却水 Monitor 등이 들어 있고, Area Monitor들은 中央 制御室 또는 化學 實驗室等に 設置되어 있다. 그리고 Multi-Channel Gamma Analyzer로 이것을 들고 다니면서 發電所 近處 部落等の Monitoring도 할 수 있다.

(G) 計測 및 制御

計測 및 制御系統에 있어서 在來式 火力發電所와 特히 다른 點은 原子爐 保護系統 Channel

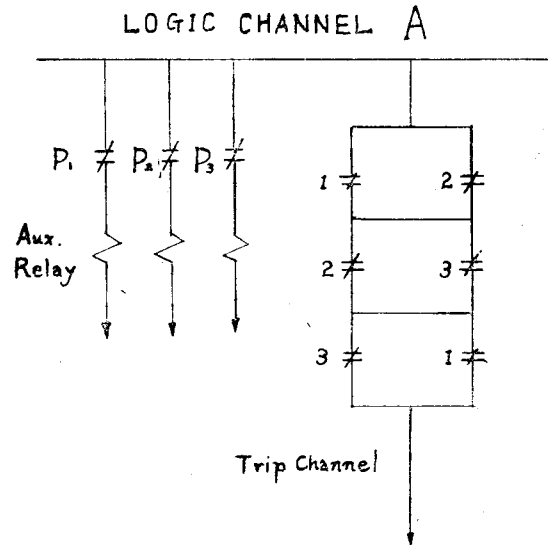


fig. 13 Protection Mode

에서 Redundancy를 保有하고 系統의 誤動作을 防止하기 爲하여 One-out-of-Two trip mode나 또는 Two-out-of-Three trip mode를 使用하고 있을뿐 아니라 必要한 곳에는 Two-out-of-Three의 Twice mode를 擇하고 있다는 點이다. 이것을 fig. 13에서 說明하면 LOGIC CHANNEL A만을 보면 이는 Two-out-of-Three mode로 Pressure sensor 3個 (P_1, P_2, P_3)中의 적어도 2個가 動作해야만 LOGIC A의 trip channel을 trip하게 되어 있다. 모든 Channel은 正常運轉中 接點이 閉路狀態에 있으며 Pressme sensor가 動作한다는 것은 P_1 (또는 P_2, P_3)의 接點이 開放되어 Aux. Relay가 De-energize 됨으로써 그에 該當하는 trip channel의 接點 1(또는 2, 3)이 開放되는 것을 말한다. 그런데 古里發電所의 安全 注入系統에 있어서는 Logic Channel A와 같은 것이 2個 있어서 Channel A와 B가 同時에 trip 해야만 系統이 動作토록 되어 있으므로 即, Pressure sensor는 總 6個가 있는 셈이며, 따라서 充分한 Redundancy와 함께 系統의 誤動作으로 인한 發電所의 停止를 未然에 防止하고 있는 것이 在來式과 다른 한가지 特色이라고 할 수 있겠다.

다음에 發電所 制御特性을 보면 原子爐 系統

에 있어서는 15% 乃至 全負荷 範圍內에서 step 負荷變化는 $\pm 10\%$, Ramp 負荷變化는 $\pm 5\%$ /分으로 되어있는데 前記(나) 項 (c)의 復水器에서 말한바와 같이 2次系統 蒸氣는 全負荷의 40%가 터-빈을 Bypass 하도록 되어 있으므로 原子爐 自體의 Step 負荷變化 能力 $\pm 10\%$ 를 勘案하면 原子爐가 Scram 하지 않고도 運轉을 繼續할 수 있는 Step 負荷變化 範圍는 50%가된다. 即 50%의 瞬間的인 負荷變動이 있어도 이 發電所는 停止하지 않고 아무 危險없이 發電을 繼續할 수 있다는 意味다. 한편 터-빈發電機側을 보면, 一但 全負荷에 이르고 나면 그 다음은 10% 乃至 100%負荷 範圍內에서는 거의 無制限으로 變動이 可能하므로 本 發電所의 負荷應答特性은 純全히 原子爐系統에 依하여서만 制限을 받는다고 할 수 있다.

(H) 非常用 電源

在來式 火力發電所에도 非常用 電源으로서 디젤 發電機를 設置하여 全停電時에 對備하고 있다. 그러나 原子力 發電所에서는 特히 放射性物質을 다루고 있으므로 어떠한 境遇에도 放射能이 外部로 나가지 않도록 할 必要가 있으므로 在來式 發電所가 갖는 非常用 電源目的에 追加해서 原子爐系統에 事故가 發生했을 적에도 原子爐를 安全停止할 수 있는 能力을 가지고 있어야 한다. 따라서 古里 unit 에서는 起動 및 非常時

電源으로서 154KV 送電線 2回線을 新蔚山 變電所로부터 連結하였으며, 또한 그 外에 3,160KVA 디젤發電機 2臺를 두어(1臺는 豫備用) 最惡의 경우인 全停電時에 原子爐 系統에 事故가 나더라도 그中 1臺로 安全 注入펌프系統 및 重要한 冷却水 펌프等を 充分히 運轉할 수 있도록 하였다. 그 方式은 全停電이 되면 디젤發電機는 自動的으로 起動하고 10秒 以內에 負荷를 걸 수 있는데 첫 펌프가 連結되고 나면 그後 5秒씩의 間隔을 두고 必要한 펌프가 自動的으로 連結되도록 하였으며 어떠한 境遇에나 本發電所의 安全性은 充分히 維持되어 있다고 볼 수 있다.

以上 古里 原子力發電所에 關하여 그 概要를 紹介하였는바 아직 契約仕様書 檢討가 最終的으로 끝난 것은 아니므로 앞으로 若干의 變動이 있을지도 모른다. 또한 發電所 安全性에 關하여는 앞으로 WH社가 契約後에 提出할 安全性 分析報告書에 詳細한 設計基準이 나올 것으로 期待되므로 그때 가면 좀더 確實한 Data를 얻을 수 있을 것으로 믿는다.

한가지 追記할 것은 燃料에 關하여 아직 具體的인 仕様書檢討가 始作되지 아니하였으므로 이곳에서 紹介를 못할을 遺憾으로 생각하며 原子力 發電所의 經濟性等 其他는 다음機會로 미루기로 하겠다.

第5回 (1969年度)定期總會 改選

韓國技術士會 任員名單

會 長	柳 鐘	理 事	金海琳	理 事	張建型
副 會 長	金熙喆	"	康明順	"	崔錫煥
"	林鳳鍵	"	金圭泰	"	韓萬春
常任理事	金慶植	"	金在瑾	"	許 填
"	金仁圭	"	金裕會		
"	廉道有	"	文宗洙		
"	李瑑根	"	陸英洙	監 事	朱寶淳
"	李猷卿	"	李康鎬	"	盧鳴翼
"	鄭兩瑒	"	李昌九		