

加壓輕水型 原子力發電所의 制御

千 熙 英* · 朴 貴 泰**

目 次

- 1. 序 論
- 2. 加壓輕水型 原子爐系統
- 3. 主要 發電所 制御系統
 - 3.1 原子爐 制御系統
 - 3.2 蒸氣던프 制御系統
 - 3.3 蒸氣發生機 給水 制御系統
 - 3.4 加壓機 水位 制御系統
 - 3.5 加壓機 壓力 制御系統
- 4. 原子力 發電所의 制御問題
 - 4.1 安全制御
 - 4.2 外亂制御
 - 4.3 負荷制御
 - 4.4. 제논制御
 - 4.5 爐心出力分布制御

1. 序 論

原子力에너지는 代替에너지源으로서 큰 功을 받고 있다. 우리나라에서도 이미 古里 1號機 原子力發電所가 稼動되고 있으며 古里 2號機, 月城 1, 2號機의 發電所들이 곧 商業發電을 하게 될 것이다.

原子力發電所에서는 火力 및 水力發電所와는 달리 人體와 環境에 致命的인 影響을 주는 放射線物質이 나오므로 安全性을 確保하기 위해서 수많은 制御系統과 保護系統이 心層設計로 多重設置되어 있어서 系統自體가 대단히 복잡하다. 原子力發電所는 工事期間이 길며 또 막대한 施設費가 必要함으로 發電所를 經濟的이고 效率的으로 運轉하여 利用率과 信賴度を 向上시키는 問題는 매우 重要하다.

發電所의 運轉에 관한 것은 주로 制御系統이 담당한다. 따라서 現在 우리나라에 주로 導入되고 있는 加壓輕水型 原子力發電所의 主要 制御系統에 대해서 살펴보고 또 發電所에서 일어나는 여러가지 制御問題를 記述한다. 다음으로 原子力發電所에 있어서의 最適制御理論의 應用과 最近의 研究動向에 대해서 언급하고자 한다.

2. 加壓輕水型 原子爐(PWR)系統

그림 1은 加壓輕水型 原子爐系統을 간단히 나타낸

*正會員: 高麗大 工大 電氣工學科 教授 · 工博
 **正會員: 高麗大 工大 電氣工學科 助教授 · 工博

그림이다. 子原爐 爐心內에서 發生하는 核分裂過程이 다른 發電所와 크게 다르기 때문에 주로 爐心內에 일어나는 여러가지 프로세스에 대해서 說明하겠다.⁽¹⁾

爐心の 크기는 보통 높이 3.66m(12ft), 직경 3.35m(11ft)이다. 爐心內에는 많은 核燃料棒이 들어 있으며 그 사이를 흐르는 冷却材에 의해서 냉각된다. 燃料棒은 U^{235} 가 약 3% 정도 濃縮된 UO_2 펠릿(pellet)로 되어 있으며 Zircaloy管으로 被覆되어 있다. 燃料集合體(fuel bundle)의 약 1/3정도가 매년 한번씩 새로운 연료로 교체된다. 冷却수가 爐心內의 燃料棒사이를 흐르면서 核分裂로 發生된 에너지를 蒸氣發生機로 전달한다. 1次 冷却材는 2 또는 4개의 並列루우프를 따라 爐心和 蒸氣發生機 사이를 回轉하게 되며 각 루우프마다 냉각제 펌프와 蒸氣發生機가 하나씩 있다. 爐心內의 壓力은 약 $1.6 \times 10^7 [N/m^2] (2250 psia)$ 이며 爐心內의 冷却材 溫度는 약 $327^\circ C (620^\circ F)$ 이다. 1次루우프의 壓力은 加壓機에 의해서 制御된다. 만일 壓力이 낮아지면 히이터를 사용하여 加壓機內의 물을 끓여서 蒸氣로 만들고 또 壓力이 높아지면 찬물을 加壓機內에 噴霧함으로서 1次 루우프의 壓力을 一定하게 유지한다. 2次루우프의 壓力은 약 $6.9 \times 10^6 [N/m^2] (1000 psia)$ 정도이다.

爐心內의 出力發生에 影響을 주는 主要變數들은 核燃料 溫度, 1次 冷却材 溫度, 制御棒, 1次 冷却材內의 硼酸濃度, 그리고 核燃料內의 核分裂 生成物인 제논(Xenon)의 濃度等이다. 核燃料는 負의 溫度-出力 피이드백 係數(Doppler效果)를 갖고 있다. 冷却材도 역시

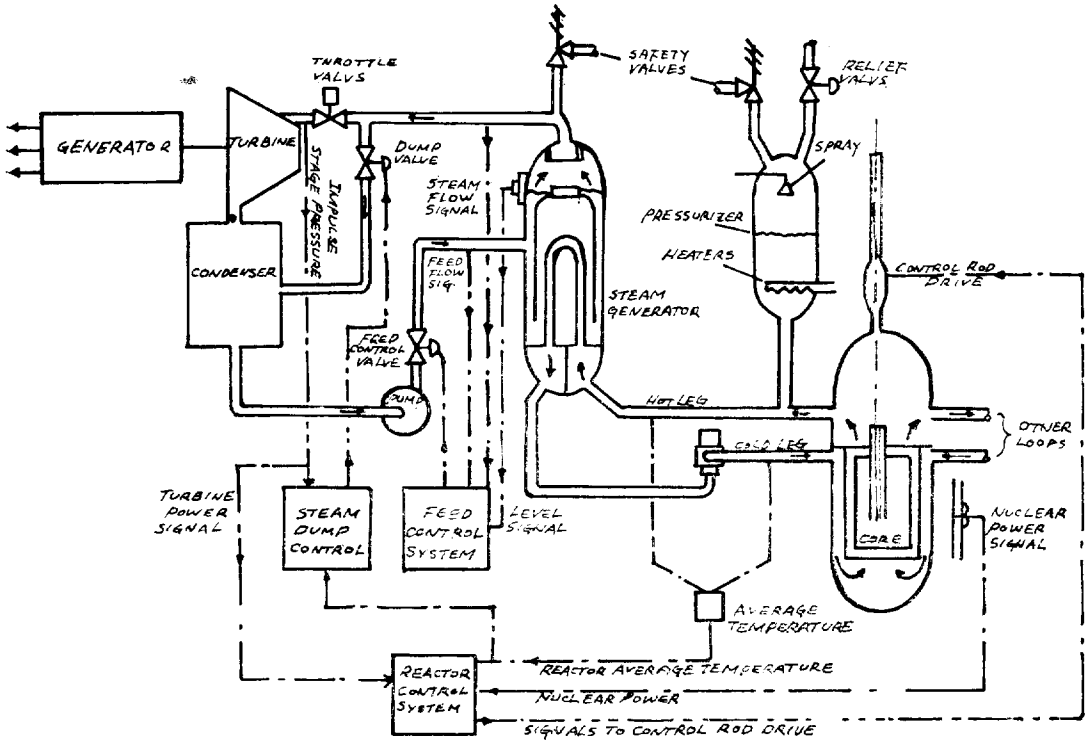


Fig. 1. Main control system and plant

負의 溫度-出力 피드백 係數를 가지며 이 係數는 核燃料 週期의 첫 부분에서는 미약하다가 시간이 지남에 따라 점점 큰 負의 값으로 변한다. 發電所 自動制御系統은 出力要求를 追從하기 위해서 주로 爐心內의 冷却材 平均溫度 T_{avg} 를 調節한다. 爐心內를 흐르는 冷却材의 流動率이 일정할 경우, T_{avg} 가 증가하면 核燃料의 平均溫度도 따라서 증가하게 된다. 이 두 溫度上昇으로 인하여 나타나는 反應度의 감소를 보상하기 위해서 制御棒을引出한다. 또한 爐心內의 出力을 감소시키기 위해서는 制御棒의 插入이 必要하다. 이 系統을 原子爐制御系統이라 하며 이것에 관해서는 다음절에서 說明하겠다.

爐心內의 出力은 주로 制御棒에 의해서 制御되나 이것을 보조하기 위해 1次루우프內의 硼酸濃度變化가 並行해서 사용되고 있다. 硼酸濃度は 運轉者에 의해서 수동으로 變化되며 硼酸을 사용하는 중요한 理由는 爐心內의 均一한 出力分布變化를 얻고 또 制御棒의 충분한 運轉停止 餘裕(shutdown margin)를 確保하기 위해서다.

核分裂生成物로 나타나는 제논(X_{735})는 中性子 吸收斷面積이 대단히 크다. X_{735} 는 U^{235} 의 核分裂時에 직접 생기며 또한 또다른 核分裂生成物인 I^{135} 에서 β 붕괴

함으로 생기기도 한다. 제논은 吸收斷面積이 크고 또 時定數가 11시간 정도 됨으로서 毒作用(中性子を 吸收함으로서 核分裂을 방해하는 作用)을 나타내므로 制御棒이나 硼酸濃度로 이것을 補償해 주어야 한다. 이것에 대해서도 뒤에 다시 說明하겠다.

3. 主要 發電所 制御系統

加壓輕水型 原子力發電所의 制御系統은 다음과 같은 系統들로 構成되어 있다.⁽²⁾

- (1) 原子爐 制御系統
- (2) 蒸氣덤프 制御系統
- (3) 蒸氣發生機 給水 制御系統
- (4) 加壓機 水位 制御系統
- (5) 加壓機 壓力 制御系統

原子爐 出力을 원활하게 變化시킬 수 있는 主制御系統은 原子爐 制御系統이며 나머지 制御系統들은 여러 가지 發電所 變數들을 制限值 以內에 유지시키거나 아니면 負荷變化에 따른 새로운 要求值에 일치시키는 보조적인 역할을 하게 된다. 發電所를 트립없이 잘 運轉하려면 이 補助系統들의 精確한 運轉이 必要하다. 이

들系統 이 외에도 다른 制御系統들이 있으나 發電所의 全體出力制御와는 직접적인 연관이 없으므로 여기서는 생략했다. 그림 1은 發電所 主要 制御系統과 그리고 이들 系統과 發電所 重要 項目들과의 관계를 나타내는 그림이다.

3.1 原子爐 制御系統

原子爐 制御系統은 冷却材 平均溫度 채널, 出力 不整合(power mismatch) 채널, T_{avg} 設定點 채널등 3개의 채널로 구성되어 있다. 이 3채널로부터 나오는 信號들은 制御棒 프로그램에 의해서 制御棒을 구동시키는 驅動信號로 사용된다. 그림 2는 이 系統을 나타내는 線圖이며 각 채널의 機能은 다음과 같다.

(1) T_{avg} 設定點 채널은 負荷의 變化에 따라 要求되는 T_{avg} 을 變化시키는데 사용되는 채널이다. 터빈 출력 段壓力 信號(turbine impulse stage pressure signal)가 T_{avg} 信號를 얻는데 사용되며 이것은 그 壓力이 터빈 負荷에 비례하기 때문이다. 이 채널은 또한 다음에 說明할 出力 不整合回路에서의 직접적인 터빈 負荷測定으로도 사용된다. 設定點 回路는 1階遲相回路에 의해서 時補償되며 그 遲相값은 대략 蒸氣發生機의 時定數와 거의 같다.

(2) 出力 不整合채널은 두가지 機能을 가지고 있다. 첫째 機能은 原子爐가 負荷變化에 신속히 應答할 수 있도록 制御棒을 빨리 구동하는 것이다. 이때 터빈 負荷의 피드 포어워드 信號 때문에 原子爐 應答에는

심한 오우버슈우트가 나타나지 않는다. 두번째 機能은 中性子束 피드백 信號 때문에 制御 安定度를 向上시키는 것이다. 터빈 出力과 原子爐 出力간의 差異를 나타내는 信號는 순수한 微分回路와 여러가지 利得調節回路을 거치게 된다. 따라서 이 채널은 두 出力信號 사이의 差異에 존재하는 過渡變分을 補償하게 된다. 두 出力信號의 定常狀態差異은 그렇게 큰 문제가 되지 않는다.

(3) T_{avg} 채널은 T_{avg} 의 실제 測定값이 設定값과 일치하는가 하는 것을 確認하는 채널이다. 또한 이 채널은 原子爐의 出力生産과 터빈의 出力消費가 精確한 T_{avg} 로 整合되고 있는가를 보여주는 채널이다. 그림 3은 發電所 負荷의 變化에 대한 프로그램된 T_{avg} , 1차

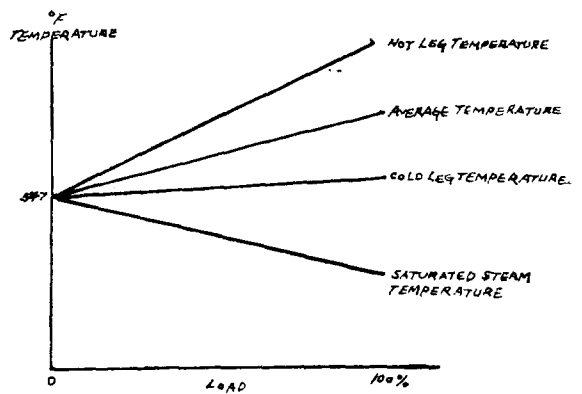


Fig. 3. Various system temperature versus load

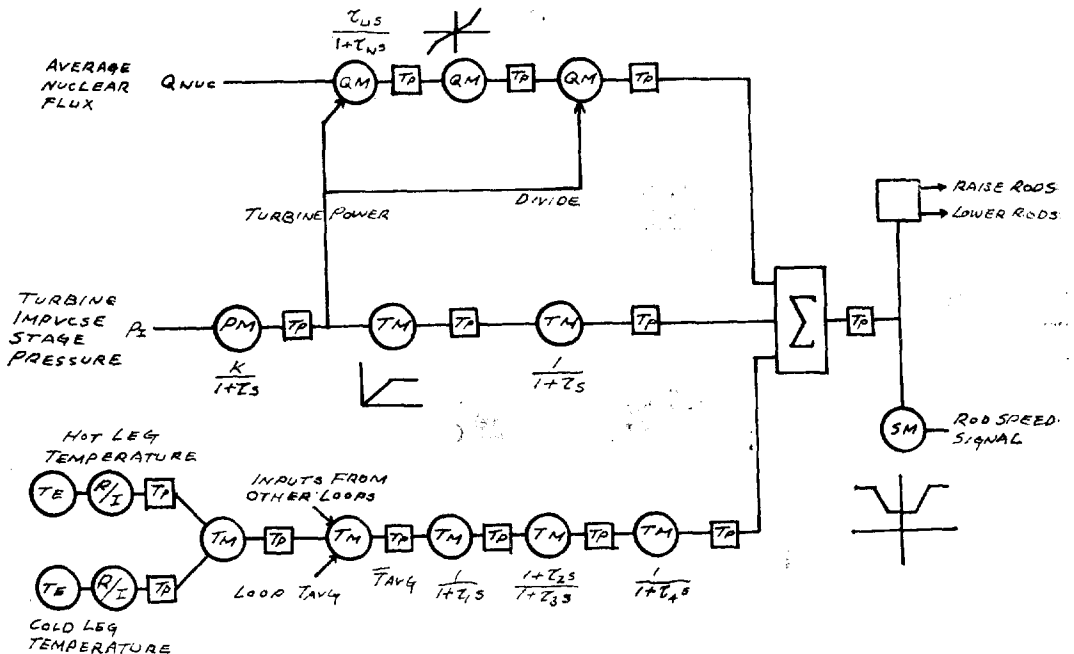


Fig. 2. Schematic diagram of the reactor control system

側 熱管 및 冷管의 溫度, 2次側 蒸氣溫度를 보여주고 있다.

3.2 蒸氣덤프 制御系統

原子力發電所는 負荷의 $\pm 10\%$ 의 階段變化와 ± 5 [%/min]의 램프變化에 應答할 수 있도록 設計되어 있다. 그러나 큰 負荷가 갑자기 떨어져 나감으로서 負荷가 급격히 감소하는 事故가 發生할 경우 原子爐 트립을 일으키지 않고 發電所를 계속 運轉하기 위해서는 이 系統이 必要하다.

이 系統의 動作原理는 다음과 같다. 터어빈 負荷에 급격한 감소가 발생하면 이 系統은 原子爐 制御系統에 信號을 보내서 制御棒을 爐心內에 빨리 插入케함과 同

時에 蒸氣덤프 밸브를 완전히 열어 버려서 蒸氣를 대기로 放出한다. 原子爐 出力이 감소함에 따라 蒸氣덤프 밸브는 서서히 닫힌다. 그 후 原子爐 制御系統이 動作함으로써 原子爐 出力이 터어빈에서 要求한 出力과 일치하도록 制御棒을 制御한다.

이 系統은 터어빈 트립 및 原子爐 트립時에도 作動함으로써 가능한한 2次側의 안전밸브의 動作을 피하게 한다. 또한 덤프밸브의 不必要한 作動을 방지하기 위해서 많은 인터록(interlocks)가 들어가 있다. 그림 4은 이 系統을 나타내는 블록線圖이다.

3.3 蒸氣發生機 給水 制御系統

이 系統은 蒸氣流量, 給水流量 및 蒸氣發生機內의

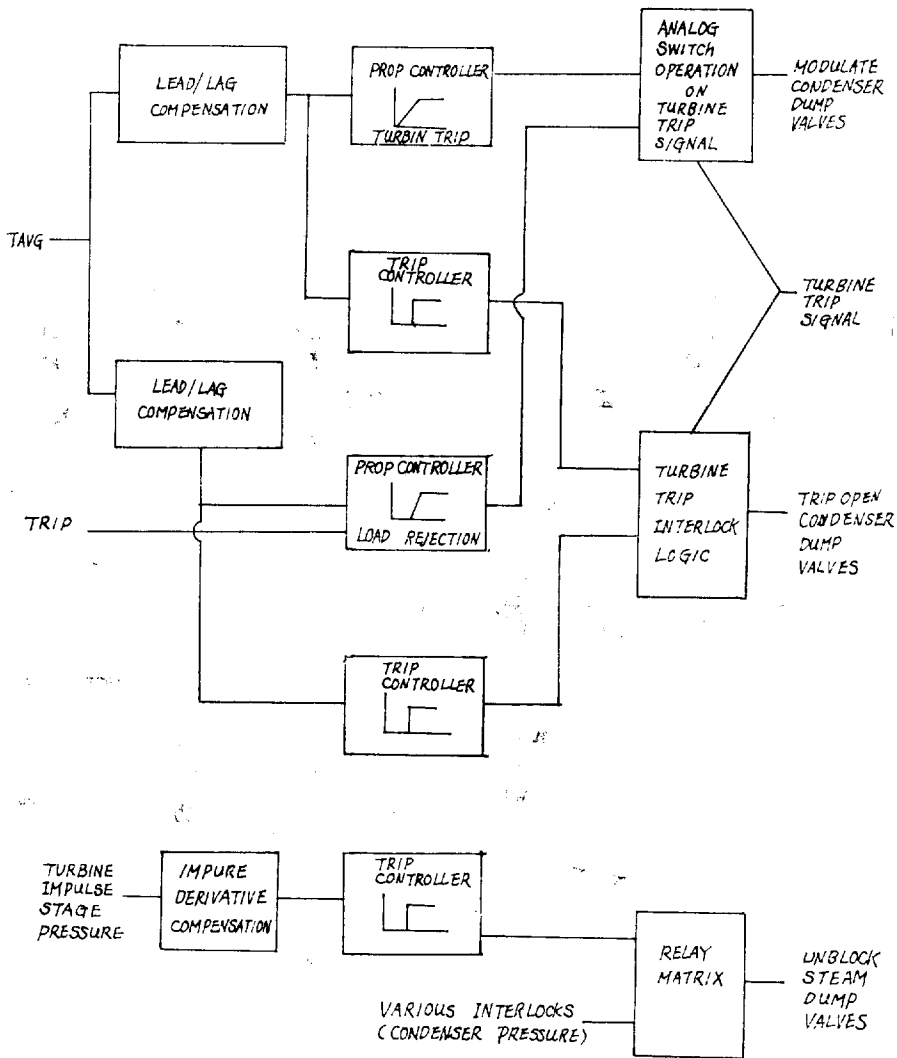


Fig. 4. Steam dump control system

水位를 調節하는 機能을 遂行한다. 즉 給水流量이 蒸氣流量에 가능한 한 가깝게 整合되도록 制御하며 또한 蒸氣發生機內의 水位를 일정하게 유지토록 한다.

蒸氣發生機內의 水位가 제한된 범위를 벗어나게 되면 곧바로 保護系統이 作動하게 된다. 만일 水位가 低

水位 制限値이하로 내려가게 되면 保護系統에 의해서 原子爐가 곧바로 트립되며 補助給水系統이 作動하게 된다. 또 高水位 制限値를 넘게되면 主給水 制御밸브가 닫힌다. 그림 5는 이 系統을 나타낸다.

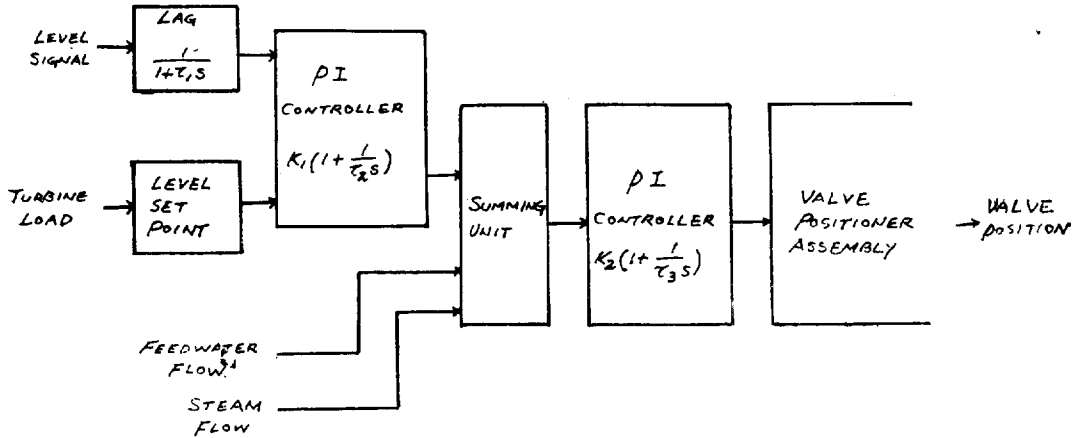


Fig. 5. Feedwater control system

3.4 加壓機 水位 制御系統

原子爐 出力이 零出力 狀態에서 全出力 狀態까지 變化하면 冷却材의 平均溫度도 함께 증가하며 따라서 冷却材의 體積이 變化하게 된다. 이 體積은 負荷에 따라 거의 線型的으로 變化하며 이 變化는 加壓機에 의해서 適應된다. 加壓機 水位는 原子爐의 T_{avr} 의 線型函數로 變한다. 加壓機 水位의 실제값과 設定값과의 差異에 따라 原子爐 冷却系統內의 冷却材가 1次 루우프에 流入 혹은 排出된다.

3.5 加壓機 壓力 制御系統

原子爐의 壓力制御는 加壓機에 있는 噴霧器, 히이터 릴리프 밸브, 그리고 안전밸브를 調節함으로써 이루어진다.

正常運轉中에는 加壓機內에 포화증기가 일부 들어 있다. 負荷가 變하면 原子爐內의 溫度變化로 收縮 혹은 膨脹이 일어남으로서 蒸氣가 차지하는 空間이 變하며 이에 따라 壓力이 上昇 또는 下降하게 된다. 壓力이 降下하는 것을 막기 위해서는 물속에 잠겨있는 히이터를 가열함으로써 蒸氣를 만든다. 또 壓力上昇을 억제하기 위해서는 찬 물방울로 凝縮되며 蒸氣壓力은 내려가게 된다.

負荷가 감소하는 경우 冷却材 平均溫度는 初期에는 일시적으로 上昇했다가 곧 새로운 負荷에 대응하는 값

으로 떨어진다. 이 초기 상승 동안에는 보통 噴霧를 利用함으로써 壓力上昇을 충분히 억제할 수 있다. 그러나 보다 심한 경우에는 릴리프 밸브를 이용하며 가능한한 안전밸브의 사용을 피한다. 왜냐하면 안전밸브는 최악의 경우에만 사용하는 밸브로서 이는 코드 밸브(code valve)이기 때문이다. 그림 6은 이 制御系統을 나타내는 그림이다.

4. 原子力發電所의 制御問題

앞절에서는 加壓輕水型 原子力發電所의 主要 制御系統에 대해서 알아 보았다. 이 절에서는 原子力發電所의 運轉에 수반되는 여러가지 制御問題에 대해서 考察하고자 한다. 그림 7은 여러가지 制御問題를 時間尺度에 따라 表示한 그림이다.

4.1 安全制御

原子力 發電所에는 出力을 制御하는 制御系統과 事故時 發電所를 保護하는 高度의 信賴性을 가진 自動保護系統이 相互 완전한 독립으로 設置되어 있다. 正常運轉中 發電所는 運轉者나 自動制御系統에 의해서 制御된다. 그러나 부품의 고장, 運轉者에 의한 운전잘못 또는 制御系統의 고장등으로 인하여 發電所를 正常運轉할 수 없을 경우에는 事故의 파급을 방지하기 위해서 保護系統이 自動으로 發電所를 運轉停止 시킨다. 保護系統은 대단히 重要한 系統이며 따라서 그 성능에

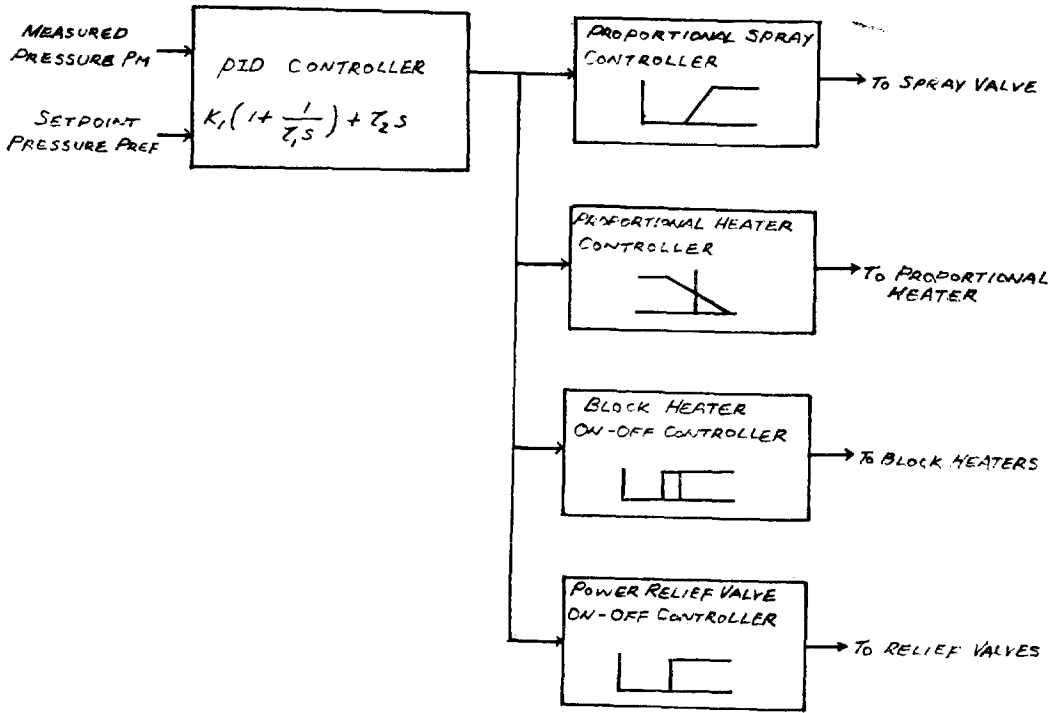


Fig. 6. Pressurizer control system

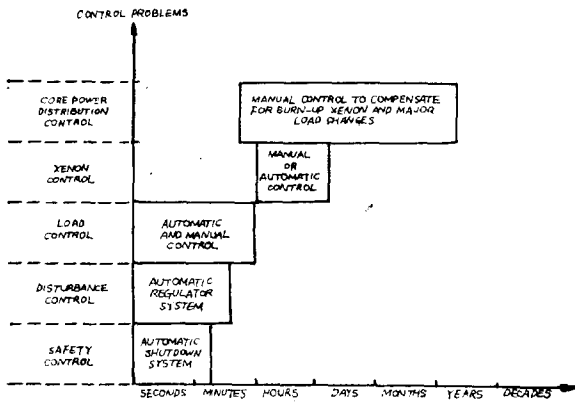


Fig. 7. Control problems of nuclear plants

관해서는 原子力 發電所의 最終安全性分析報告書(final safety analysis report; FSAR)에 반드시 기록하도록 되어있다.

4.2 外亂制御

發電所의 自動制御系統들은 빈번히 발생하는 대부분의 外亂들을 補償한다. 이러한 外亂들의 時間尺度는 대개 數分정도로 제한된 것들이 대부분이다. 發電所의

安全에 영향을 주는 外亂들로서는 프로세스 變數들의 드리프트(drift), 프로세스 파라미터들의 變化, 프로세스 雜音, 設定點 變化등이다. 制御系統의 設計 및 安全性分析은 一般産業系統의 그것과 거의 같으며 주로 周波數와 時間領域에서 행해지고 있다.^{(3),(4)}

대부분의 다른 복잡한 系統과 마찬가지로 原子力 發電所에서도 制御루우프는 크게 두가지로 分類된다. 첫째는 單一入力單一出力 制御루우프로서 보통 분리된 프렌트의 部品을 制御하는데 이용된다. 이러한 制御루우프가 發電所에는 대단히 많으며 그들중 특히 重要한 것은 펌프 또는 밸브의 제어루우프이다. 나머지 하나는 多重入力多重出力 制御루우프이다. 즉 서너개의 相互 영향을 주는 變數, 部品 또는 系統들의 相互調整制御로서 앞 절에서 說明한 蒸氣發生機의 給水 制御系統이 그 대표적인 예이다.

外亂에 대한 制御性能이 좋지 않으면 部品の 性能이 떨어지고 또 安全餘裕가 감소될뿐만 아니라 保護系統으로 인한 發電所의 빈번한 運轉停止로 發電所의 利用率이 떨어진다. 原子爐內의 中性子束, $T_{0.6}$, 蒸氣發生機內의 水位, 터빈 速度, 加壓機內의 壓力등은 잘 制御되지 않을 경우 發電所의 運轉停止를 가져오는 變數들이다.

4.3 負荷制御

原子力發電所는 보통 基底負荷 發電所로 사용된다. 그러나 總發電設費에 대해 原子力發電所의 發電容量이 증가하여 그리드(grid)상의 最小要求量을 넘어서게 되면 原子力發電所의 負荷制御가 必要하다. 發電所의 出力은 3절에서 說明한 여러가지 制御系統에 의해서 制御된다. 自動制御系統은 定格出力의 15~100[%]에서 ± 10 [%]의 階段變化와 ± 5 [%/min] 램프變化의 負荷要求에 대해서 出力을 自動으로 制御할 수 있도록 設計되었다. 물론 보다 빠른 負荷變化에도 應答할 수는 있으나 核燃料 破損, 제어振動등 여러가지 좋지않은 物理的인 現象이 發生한다.

4.4 제어制御

爐心內의 出力變化로 인해 제어(X_{135})의 濃도가 再分配된 경우 爐心出力分布에 오우버슈우트와 振動現象이 發生할 우려가 있으므로 發電所 運轉에 특히 주의를 기울여야 한다. 제어의 濃度は 計測器를 사용하여 직접 測定할 수 없으나 中性子束을 測定함으로써 間接적으로 推定할 수는 있다. 軸方向과 方位角方向의 제어

는 振動은 理論的으로 豫測이 可能하다는 것이 밝혀졌다. (6), (6) 제어효과는 보통 20~40시간동안 보상되어야 한다. 미국의 加壓輕水型 原子爐에서는 軸方向出力分布의 기울기를 運轉者가 보고 판단하여 제어효과를 보상하며 (7) 캐나다나 독일에서는 自動제어制御에 의해서 보상된다. (6), (9)

그림 8은 加壓輕水型 原子爐의 트립에 따른 제어의 濃度變化를 나타낸 그림이다. (10) 이 그림에서 보듯이 제어의 時定數는 대단히 크기때문에 原子爐가 트립되고나서 한참지나도 제어의 濃度は 상당히 높다. 따라서 原子爐를 再稼動시키는데 오랫동안 기다려야 하는 불편한 문제가 생기므로 原子爐의 運轉停止 및 始作에 관한 연구가 많이 遂行되고 있으며 이에 관해서는 뒤에 記述하겠다.

4.5 爐心出力分布制御

爐心內에 中性子 擴散係數, 吸收斷面積, 核分裂 斷面積등을 變化시키는 外亂이 들어오면 爐心出力의 空間分布가 영향을 받게 된다. 이들 外亂으로서는 특히 제어의 濃度, 出力準位, 核燃料 燃燒등이다. 이 制御問題의 重要한 目的은 局部 爐心出力을 허용범위 이내

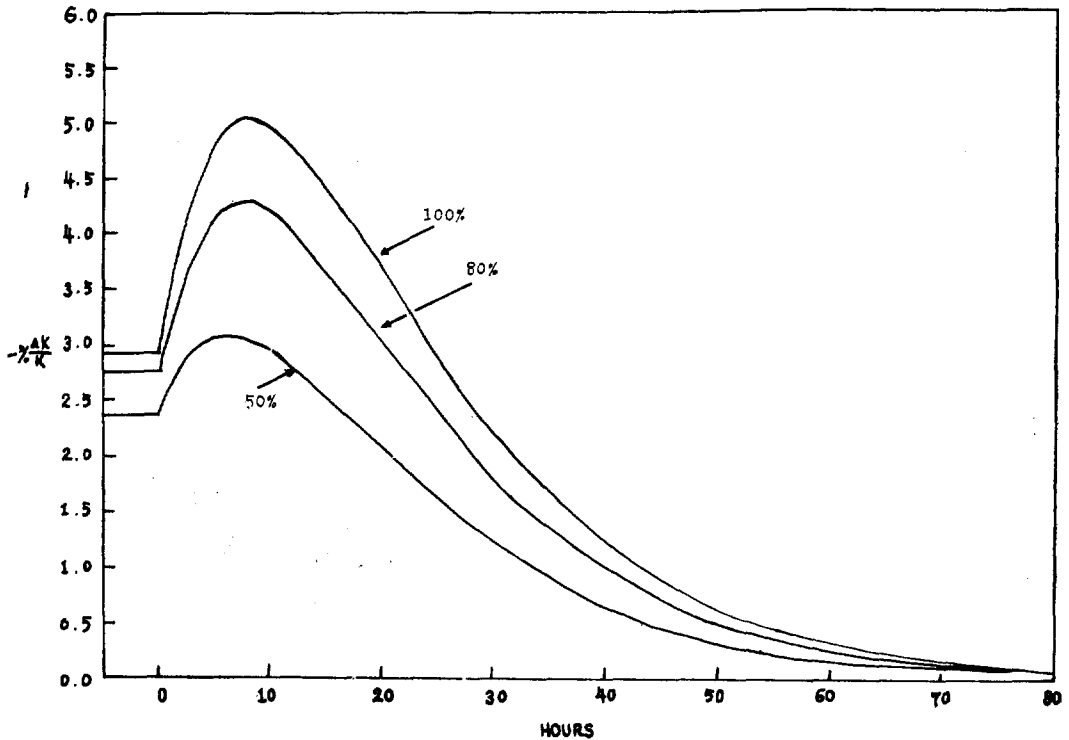


Fig. 8. Xenon transients following a reactor trip

에 유지시키는 것이다.

爐心出力分布의 制御는 주로 軸方向 分布이며 이는 制御棒에 의해서 수동으로 調節된다. 制御棒은 4개의 制御뱅크(bank)로 나누어져 있으며 각 뱅크는 相互 독립적으로 움직인다. 制御棒은 放射型 對稱그룹으로 挿入 또는 引出된다. 이 對稱構造는 爐心出力의 放射型 對稱을 유지하기 위해서다. 또한 冷却材內의 硼酸濃度를 變化시킴으로서 마지막에 零反應度를 얻음으로서 出力을 일정하게 유지한다.

運轉者는 爐心出力을 계속적으로 감시하고 制御함으로서 冷却材 喪失事故(LOCA)와 같은 假想事故 동안에도 核燃料 破損을 방지하기 위해서 충분한 安全餘裕를 確保해야 한다. 따라서 原子爐는 규정된 制限條件를 만족시키는 범위내에서 運轉되도록 法으로 規制하고 있으며 그 制限條件들이란 주로 核燃料 溫度和 空間中 中性子束에 관한 것들이 대부분이다.

出力分布制御時의 制御棒 調整은 컴퓨터로부터 얻은 情報과 미리 定立된 法則에 근거해서 運轉者에 의해 決定된다. 核燃料의 經濟的 利用은 制御棒 調整方法에 따라 크게 영향을 받으며 따라서 이들에 대한 연구가 행하여지고 있다. (第31卷 第3號 계속)

參 考 文 獻

- [1] D.L. Hetrick; Dynamics of Nuclear Reactors, Chicago, IL; Univ. Chicago Press.
- [2] A.J. Spurgin; IEEE Trans. on Nuclear Science, Vol. NS-17, No. 1 pp.599~607, 1970.
- [3] T.W. Kerlin; Frequency Response Testing in Nuclear Reactors, New York: Academic, 1974.
- [4] L.E. Weaver; Reactor Dynamics and Control, New York: American Elsevier, 1968.
- [5] W.R. Casto; Nucl, Safety, Val. 14, pp.120~123, 1973.
- [6] W.R. Carcoran et al.; Nucl, Technol, Vol. 22, pp.252~262, 1974.
- [7] P.J. Sipush et al.; Nucl. Technol. Vol. 31, pp. 12~31, 1976.
- [8] M. Khanna et al.; Nucl, Technol., Vol. 30, pp. 375~380, 1975.
- [9] H. Finnemann et al.; Nucl, Technol, Vol. 31, pp.7~11, 1976.
- [10] Systems Manual, Pressurized Water Reactors, Vol. 1, Inspection and Enforcement Training Center.

잘못을 고침

페이지	행	오	페이지	행	정(삽입)
제31권 제 1 호 58p	우 8 행	周期中 Th ₃ 와 Th ₄ 를 및 直流側	제31권 제 1 호 58p	우 8 행	周期中 Th ₃ 와 Th ₄ 를 「交互로 導通시키고 또 電源의 負의 半 周期에서는 Th ₄ 를 導通시킨채 Th ₁ 과 Th ₂ 를 交互로 導通시키면 順變換動作과 같은 PWM制御의 逆變換動作이 行하여 진다. 6. 結 論 本論文에서는 pulse幅制御變換回路의 一方式을 提案함과 同時에 그의 動作機構 및 基本的인 特性을 解析 및 實驗을 通하여 考察하였다. 本論文에서는 주어진 交流側 및 直流側에 對하여 電源半周期當의 pulse數,