

# 日本PWR原電의 改良標準化와 技術開發

*Standardization/Improvement and  
Technology Development of  
Light Water Reactor Power  
Station in Japan (PWR)*



伊藤 剛  
(三菱重工業(株) 輕水爐技術課長)

## I. 序 論

日本の PWR發電所는 表1에 나타난 바와 같이 1970년11월에 처음 商用原子爐로 건설된 Mihama 1號機를 비롯, 현재 14基에 달하는 原子爐가 완공되어 稼動中이다. 이외에도 6基가 建設中이며, 3基가 建設準備中으로서 모두 23基에서 생산이 가능한 總電力量은 19,000MWe이다.

日本 PWR의 開發計劃歷史를 살펴보면 Sendai 1號機와 Takahama 3, 4號機를 제외한 運轉中인 11基가 제1세대, Sendai 1號機 부터 Tsuruga 2號機 까지의 5基가 제2세대, Tsuruga 2號機 이후가 제3세대로 각각 특정지워진다.

제1세대의 첫번째 發電所는 주계약자인 WH社에서 수입되었으나, 2號機 부터는 PWR의 국내제작 증진을 위하여 모든 노력을 경주하였다. 國內外의 운전중인 발전소에서 일어난 문제점을 해결하기 위하여 운전상 경험과 정보에 기반을 두고 自力으로 이룩한 技術改善은 제1세대의 후반기 부터 꾸준히 일본의 PWR에 적용되었다. 이와 같은 개선은 利用率 向上에 기여하였다(그림1).

한편 通商産業省(MITI)이 추진한 改良標準化計劃은 電力會社와 供給者에 의해서 1975년 부터 공동으로 실행되어 왔다. 이計劃의 第1次와 第2次는 이미 완료되었으며, 현재는 第3次計劃이 추구되고 있다.

제2세대와 그 이후의 PWR發電所에는 自體 技術開發을 포함하여 利用性 및 신뢰성의 향상과 작업중사자의 피폭저감 및 방사성폐기물 발생량의 감소 등 第1次, 第2次 計劃의 성과가 적극적으로 응용되었다.

第3次 改良標準化計劃은 日本型 PWR의 開發에 목표를 두고 있으며, 그밖에도 종래의 PWR 開發은 물론 APWR의 개발계획도 추진할 예정이다. 제3세대의 PWR은 第3次 改良標準化計劃의 성과가 응용될 것으로 전망되는데, 日

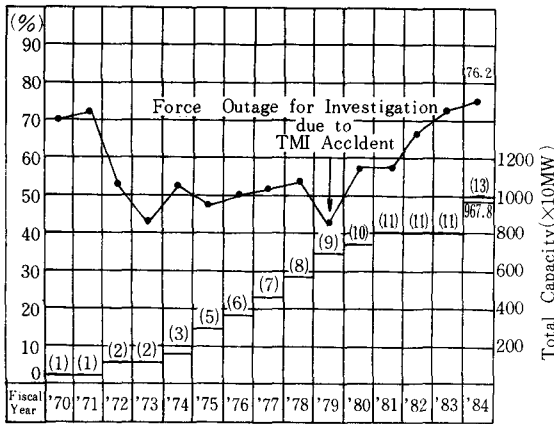
〈表一〉 Operating Plants in Japan(PWR)

(Data as of August, 1985)

| No.       | Plant Name       | No. of Loops | Electrical Output (MWe) | Main Contractor |                   | Commercial Operation |
|-----------|------------------|--------------|-------------------------|-----------------|-------------------|----------------------|
|           |                  |              |                         | Primary Systems | Secondary Systems |                      |
| 1         | Mihama - No. 1   | 2            | 340                     | WH(MHI)         | MHI               | Nov. 1970            |
| 2         | Mihama - No. 2   | 2            | 500                     | MHI             | MHI               | July. 1972           |
| 3         | Takahama - No. 1 | 3            | 826                     | WH(MHI)         | MHI               | Nov. 1974            |
| 4         | Genkai - No. 1   | 2            | 559                     | MHI             | MHI               | Oct. 1975            |
| 5         | Takahama - No. 2 | 3            | 826                     | MHI             | MHI               | Nov. 1975            |
| 6         | Mihama - No. 3   | 3            | 826                     | MHI             | MHI               | Dec. 1976            |
| 7         | Ikata - No. 1    | 2            | 566                     | MHI             | MHI               | Sep. 1977            |
| 8         | Ohj - No. 1      | 4            | 1,175                   | WH(MHI)         | MHI               | Mar. 1979            |
| 9         | Ohj - No. 2      | 4            | 1,175                   | WH(MHI)         | MHI               | Dec. 1979            |
| 10        | Genkai - No. 2   | 2            | 559                     | MHI             | MHI               | Mar. 1981            |
| 11        | Ikata - No. 2    | 2            | 556                     | MHI             | MHI               | Mar. 1982            |
| 12        | Sendai - No. 1   | 3            | 890                     | MHI             | MHI               | July. 1984           |
| 13        | Takahama - No. 3 | 3            | 870                     | MHI             | MHI               | Jan. 1985            |
| 14        | Takahama - No. 4 | 3            | 870                     | MHI             | MHI               | June 1985            |
| Sub Total |                  |              | 10,548                  |                 |                   |                      |

Note : (1) MHI denotes Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. being main contractor,  
 (2) WH(MHI) denotes Westinghouse Electric Corp. being main contractor with MHI being subcontractor.

〈그림1〉 Annual Average Capacity Factor of PWR Plants in Japan



( ) : Number of PWR Plants

本型 PWR의 공급이 목적이다. PWR의 改良, 標準化 및 開發에 관한 대략적인 활동은 다음과 같다.

II. 標準化

다음은 第1次부터 第3次까지의 輕水爐標準化計劃의 주요한 표준화 항목이다.

- (i) 系統과 部品の 設計
- (ii) 建物과 部品の 기본배치
- (iii) 耐震設計方法
- (iv) 건설계획응용과 관계된 항목
- (1) 系統과 部品設計의 標準化

第1次 改良標準化計劃의 초기부터 800MWe급 (3루프)과 1,100MWe급(4루프)에 대한 부지조건에 관계없는 표준화된 설계사양서가 주로 N-SSS系統과 부분적으로 BOP系統에 대해서 설정되었다. 표준화된 설계사양서에는 이미 적용된 내용을 주요 골자로 해서, 가까운 장래에 평가될 개발된 다른 기술도 채택되어 있다. 표준화된 내용과 항목은 SAR 부록8 “안전설계설명서”에 근거를 두고 있다.

標準化의 범위를 보다 넓히기 위하여, BTR-S의 채택, 봉산 탱크에 있는 봉산의 농도(4% 또는 12%), 전 부하 감소 대처능력, 대기온도나 바닷물의 온도 등 부지조건과 관계되는 H & V와 같은 계통의 “MODEL設計”처럼 일관된 결정을 하기에 어려움이 있는 항목들에 대해서

| Item                                     | 1100 MWe Class                    | 800MWe Class                         |
|--|-----------------------------------|--------------------------------------|
| Operating System Parameters              |                                   |                                      |
| Thermal output of NSSS                   | 3,423MWt                          | 2,660MWt                             |
| Thermal output of core                   | 3,411MWt                          | 2,652MWt                             |
| Steam flow from NSSS                     | 6.76×10 <sup>6</sup> kg/hr        | 522×10 <sup>6</sup> kg/hr            |
| Steam Pressure at steam generator outlet | 61.5kg/cm <sup>2</sup> G          | 54.5kg/cm <sup>2</sup> G             |
| Feedwater temperature                    | 222.2°C                           | 221.0°C                              |
| Steam moisture                           | 0.25%                             | 0.25%                                |
| Reactor coolant system pressure          | 157kg/cm <sup>2</sup> G           | 157kg/cm <sup>2</sup> G              |
| Summary of Component Design              |                                   |                                      |
| Core                                     |                                   |                                      |
| Number of fuel assemblies                | 193                               | 157                                  |
| Rod array                                | 17×17                             | 17×17                                |
| Active fuel length                       | 3.66m                             | 3.66m                                |
| Rod diameter                             | 9.5cm                             | 9.5cm                                |
| Reactor coolant flow                     | 60.1×10 <sup>6</sup> kg/hr        | 45.7×10 <sup>6</sup> kg/hr           |
| Reactor vessel                           |                                   |                                      |
| Inner diameter                           | 4.4m                              | 4.0m                                 |
| Inlet temperature                        | 289.2°C                           | 283.6°C                              |
| Outlet temperature                       | 324.9°C                           | 321.1°C                              |
| Average coolant temperature              | 307.1°C                           | 302.4°C                              |
| Steam generator                          |                                   |                                      |
| Number of steam generator                | 4                                 | 3                                    |
| Shell design pressure                    | 83.3kg/cm <sup>2</sup> G          | 76.3kg/cm <sup>2</sup> G             |
| Containment vessel Material              |                                   |                                      |
| Inner diameter                           | PCCV or High tensile steel<br>43m | Steel or High thickness steel<br>40m |

는 선택을 할 수 있도록 하였다. 주요한 표준화 파라미터를 표2에 나타내었다.

(2) 建物 및 部品 基本配置 標準化

부지조건의 의존도로 인해 建物配置는 기본 배치형태로 標準化하였다.

格納容器的 반경은 1,100MWe급이 43m, 800 MWe급이 40m로 결정되었으며, 原子爐建物の 중앙에 위치한다. 格納容器內 主要部品の 배치와 기타 1차계통 주요부품의 배치도 標準化하였다(그림 2).

한편 터빈建物の 기본적 배치는 T형이고, 다양화를 위해 I형이 고려되었다.

(2) 耐震設計의 標準化

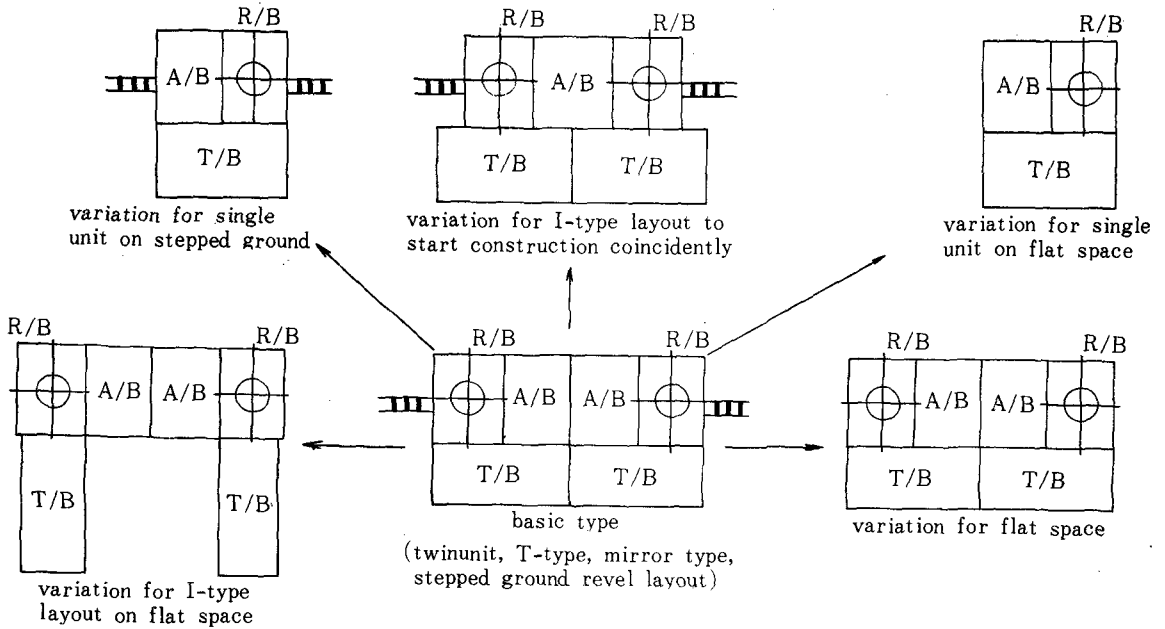
日本과 같이 地震이 많은 나라에서 발전소의

설계는 耐震設計에 의해서 많은 영향을 받는다. 따라서 耐震設計의 표준화는 주요부품 및 배관의 기본배치와 사양을 標準化하는데 매우 중요하다.

잠정적인 조사를 통해 단계적인 접근과 몇가지의 범주를 허용함으로써 耐震設計의 표준화를 할 수 있다고 결론내렸다. 그래서 표준화된 耐震設計를 확립하기 위하여, 건물계통과 부품계통 양쪽의 내진설계에서부터 접근하기로 계획을 세웠다. 부품계통의 내진설계는 部品の 耐震設計法 표준화와 주요부품들에 대한 최대허용치반응스펙트럼 혹은 부하한계의 설정으로 구성되며, 建物系統의 내진설계는 建物の 耐震設計法 標準化와 부품의 내진설계에 필요한

〈그림 2〉 Basic Layout Pattern and Variations

(R/B; Reactor Building, A/B; Auxiliary Building, T/B; Turbine Building)



標準화된 지반반응스펙트럼의 설정으로 구성된다.

第1次 및 第2次 改良標準化計劃에서는 지진·지각(지면)반응 설계표준의 개발, 구조물의 설계, 표준화된 해석방법, 표준건물에 대한 내진 분석의 평가, 지반반응성향의 평가와 부품의 부하관계 및 안전여유도 등에 관한 항목들이 연구되었다.

第3次 計劃에서는 第1, 2次 計劃에서 나온 결과의 입증과 새로 중요한 항목들의 연구가 행해진다. 예를 들면, 建物業系統的 耐震設計 標準化를 위해서 임의의 시간대를 설정하여 건물의 지진반응 해석법 및 건물구조의 안전유지도 평가법과 部品系統의 耐震設計 標準化를 위해서 設計上的 지반반응스펙트럼에 대한 開發된 方法 및 部品와 배관系統間的 감쇠평가법 등이 있다.

(4) 建設計劃認可와 關聯된 項目의 標準化

日本에서는 原子爐의 建設認可後에 發電所의

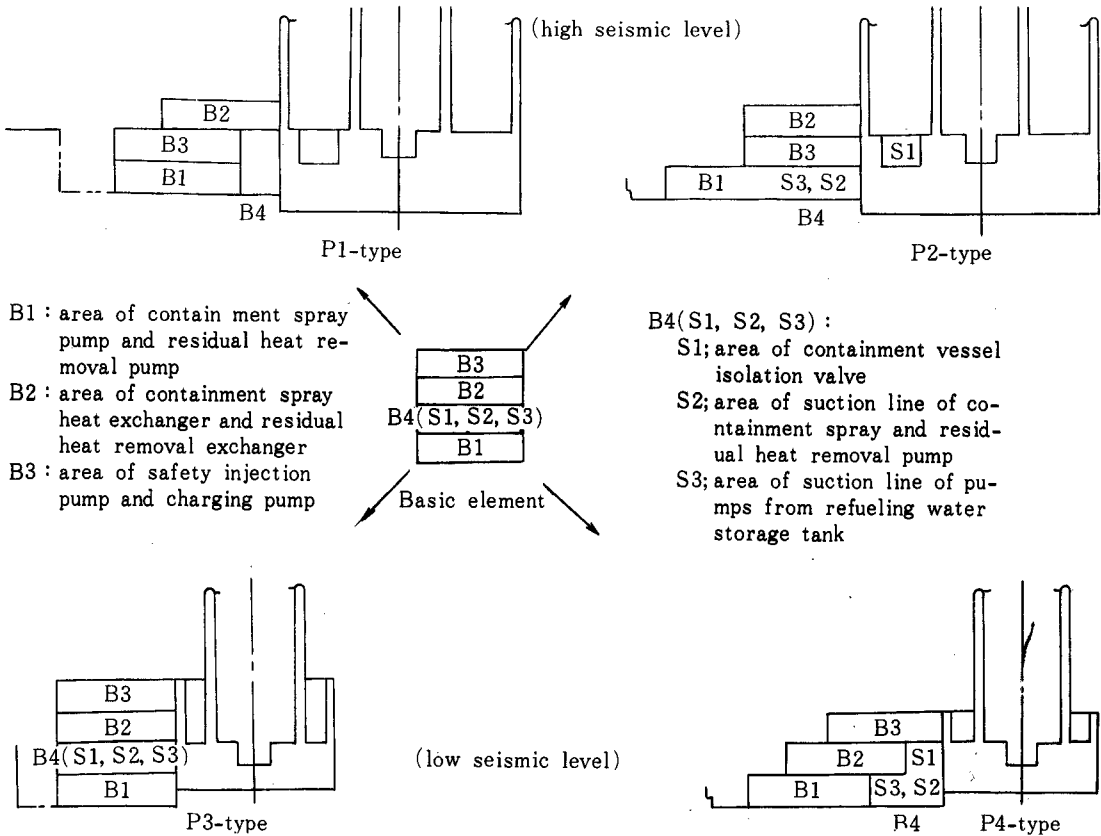
세부설계 및 작업방법의 재가를 필요로 한다. 標準發電所의 주요부품은 표준설계사양서에 따라 제작되므로, 사전제증승인이 가능하여 허가 기간을 단축할 수 있다. 따라서 2號機와 그 이후의 標準發電所들에 대하여는 認許可期間을 단축시킬 수 있을 뿐만 아니라 建設認可에서 부터 상업운전을 시작할때 까지의 기간도 단축시킬 수 있다. 그러나 發電所의 세부설계와 작업방법의 재가발행은 통일된 양식과 내용의 상호 교환성이 있어야 한다. 발전소의 세부설계 및 작업방법의 재가와 그 부록의 표준양식 설정연구는 1978년에 시작되었으며, 그 결과는 다음과 같다.

1단계: 設備의 분류지침, 발전소 세부설계와 작업방법의 재가양식 및 그 부록의 설정

2단계: 부록에 사용된 항목, 기술용어와 양식의 표준화

3단계: 800MWe와 1,100MWe급 標準發電所에 대한 그 부록들의 내용 및 그 특성의 표준화

〈그림 3〉 Basic Location of Major Components



### III. PWR原電設計의 改善

주로 第1, 2次 改良標準化計劃의 結果에 따른 PWR의 改善과 開發狀況은 다음과 같다.

#### (1) 信賴度의 向上

##### (a) 原子爐 爐心과 核燃料集合體

核燃料集合體의 改良은 지금까지 경험한 문제들의 대책과 앞으로의 발전소에서 요구되는 다양한 형태의 발전소 운전에 적합한 좀더 나은 설계의 核燃料開發로 구성된다.

##### (i) 核燃料棒의 힘에 대한 對策

이 문제는 格子의 數를 증가시키거나 格子스프링의 개선 또는 피복관벽의 두께 변화를 조절함으로써 해결할 수 있으며, 현재는 核燃料棒의 심한 휨 때문에 추출되는 핵연료집합체는 없다. 한편 휨으로 인하여 야기되는 인접 核燃

料棒의 健全性은 實驗爐나 商用原子爐核燃料의 핫셀 PIE에서의 照射試驗에 의해서 입증되었다.

##### (ii) 核燃料格子의 設計向上

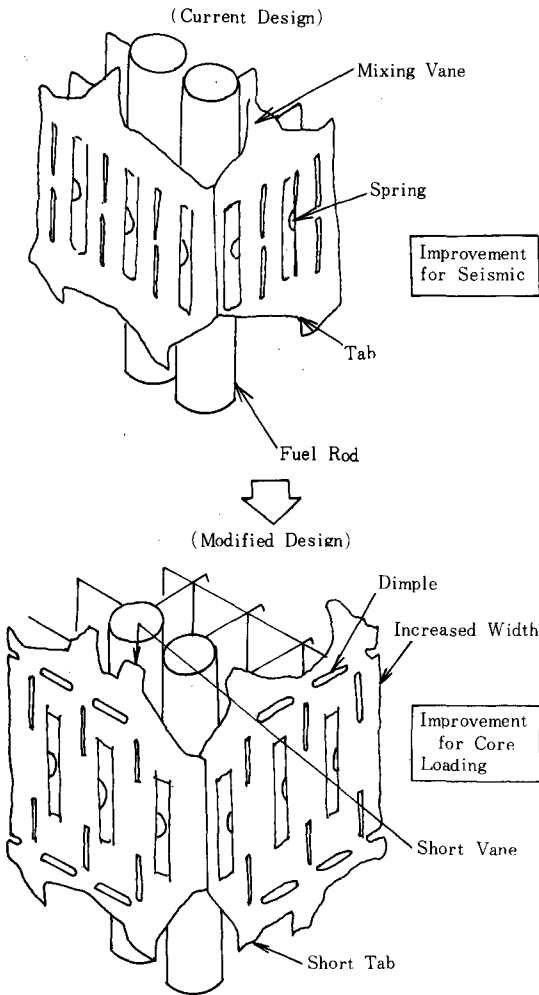
核燃料格子의 손상방지를 위한 設計向上은 기계적 강도 및 核燃料裝填時 인접한 핵연료집합체로 인하여 생기는 슬리핑의 증가, 그리고 地震으로 부터의 보호라는 측면에서 수행되었으며, 그후 商用原子爐에 적용되고 있다.

##### (iii) 核燃料集合體의 健全性

배플제팅에 의한 核燃料의 손상(즉, 原子爐爐心内部의 배플판 사이의 틈을 흐르는 1 차냉각재에 의한)은 심각한 문제를 일으킨다.

배플구역에서의 유동방향은 Genkai 2號機 이후 부터는 하향흐름에서 상향흐름으로 바뀌었다. 그리고 몇몇 運轉中인 발전소에서도 原子爐

〈그림 4〉 Modification of Grid Design



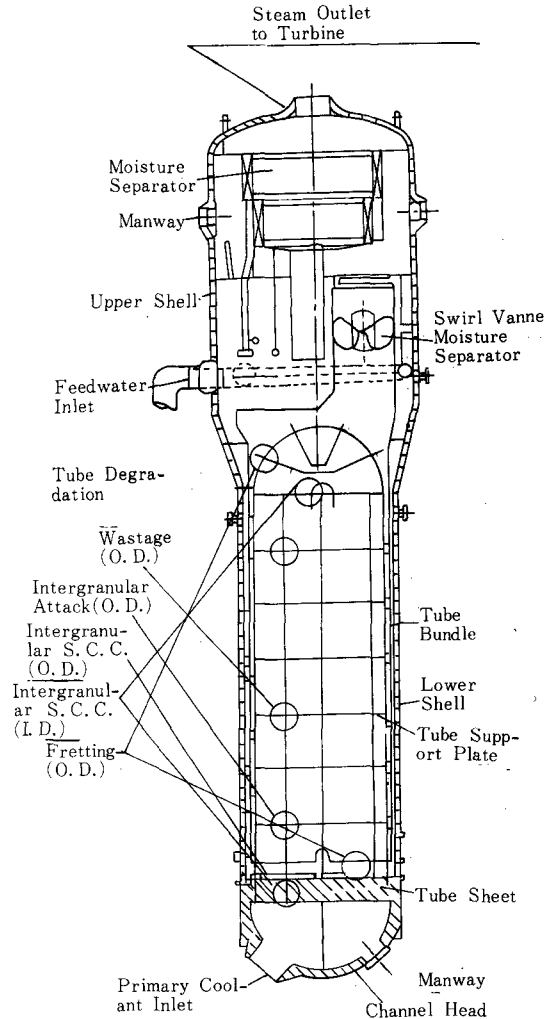
心内部의 수정이 진행되고 있다.

(iv) 부하추중능력

현재의 핵연료설계의 부하추중능력을 확증하기 위한 實証計劃이 지금 추진중에 있다. 實驗爐에서의 出力램프와 週期實驗은 완료되었으며, 日本内 商用原子爐에서 PRD(Power Ramp Demonstration)라고 불리는 계획이 현재 마지막 단계에 있다. 병행해서 앞으로 더욱 심한 부하추중능력을 만족시킬 수 있는 改良된 核燃料設計의 實証計劃이 수행되고 있다.

(v) 高燃焼 核燃料의 開發

〈그림 5〉 Typical Problem-Areas in S. G.

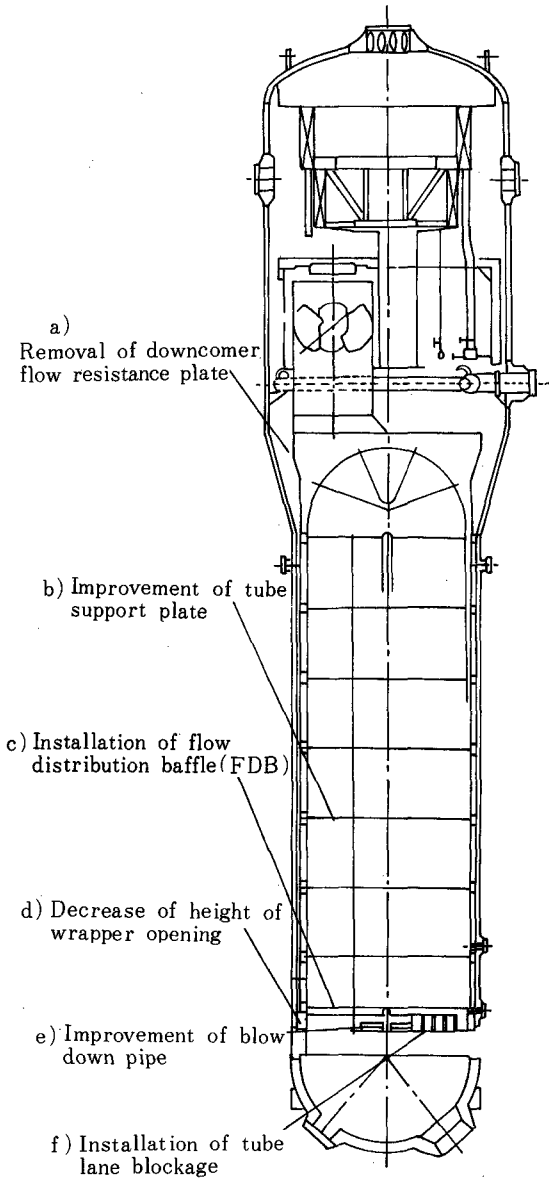


運轉週期の 연장은 결국 高燃焼 核燃料의 健全性이라는 문제에 귀착된다. 따라서 國際共同計劃을 포함하여 여러가지 합동연구와 개발계획이 高燃焼 核燃料의 健全性을 입증해줄 자료의 축적을 위해 진행되고 있다. 이 자료들을 기초로 1988년에는 核燃料集合體의 한계배출연소가 39,000MWd/T에서 48,000MWd/T까지 늘어나도록 목표하고 있다.

(vi) 가돌리늄을 포함한 核燃料의 開發

원하는 만큼 연장된 운전주기에 상응하는 爐心の 반응도가 증가되었을때 가연성독물의 증

〈그림 6〉 Improved Items of Steam Generator



가량과 그의 處分(고체방사성폐기물로) 問題가 야기된다. 이 문제를 해결하기 위하여 核燃料棒에 Gd를 포함하는 核燃料集合體의 開發이 進行중이다.

(b) 蒸氣發生器

1970년에 처음으로 Mihama 2號機의 蒸氣發生器를 제작한 이래 일본에서 제작된 27대의 증

기발생기가 운전중이다. Mihama 1, 2號機를 제외한 標準蒸氣發生器는 기본적으로 열면적이 4,875m<sup>2</sup>인 51형의 사양이다.

그러나 10년 이상의 運轉經驗을 기반으로 많은 開發과 改良이 이루어졌다. 현재까지 경험한 증기발생기의 문제는 그림5에 나타나 있으며, 그 대책과 개발이 그림6과 같이 수행되었는데, 實証試驗을 통해 그 성능을 확인하고 있다.

(i) 2次 冷却水の 化學制御

증기발생기의 2次側 冷却水 處理法은 SPT (Sodium Phosphate Treatment)에서 AVT(All Volatile Treatment)로 변경되었으며, 2차측 냉각수 화학제어 사양서가 확립되었다. 그런데 최근의 發電所에서는 복수기의 관에 Ti이 선택되었으며, 더욱 확실한 海水의 누설방지를 위해서 응축광물제거기 등에도 Ti이 혼합된다.

(ii) 蒸氣發生器管

SCC(Stress Corrosion Cracking)의 민감성에 대한 저항능력을 향상시키기 위해서, 개선된 熱處理技術이 Alloy 600Tube에 응용되어졌다. 현재는 Alloy 600을 대신할 재료를 모색중이다.

(iii) 蒸氣發生器管 支持板

덴팅현상의 부가여유를 주기 위하여 管支持板을 스테인레스 스틸로 바꾼 發電所가 건설중이며, 管의 부식을 줄이기 위해 관구멍 형태의 수정도 행해졌다.

(iv) 2次側 流動分布

2차측에 불순물의 축적을 방지하기 위하여, 급수링헤더의 변형, 流動分布배플의 설치 등 熱水力學的 特性을 향상하였다.

(v) 瀝水分離器

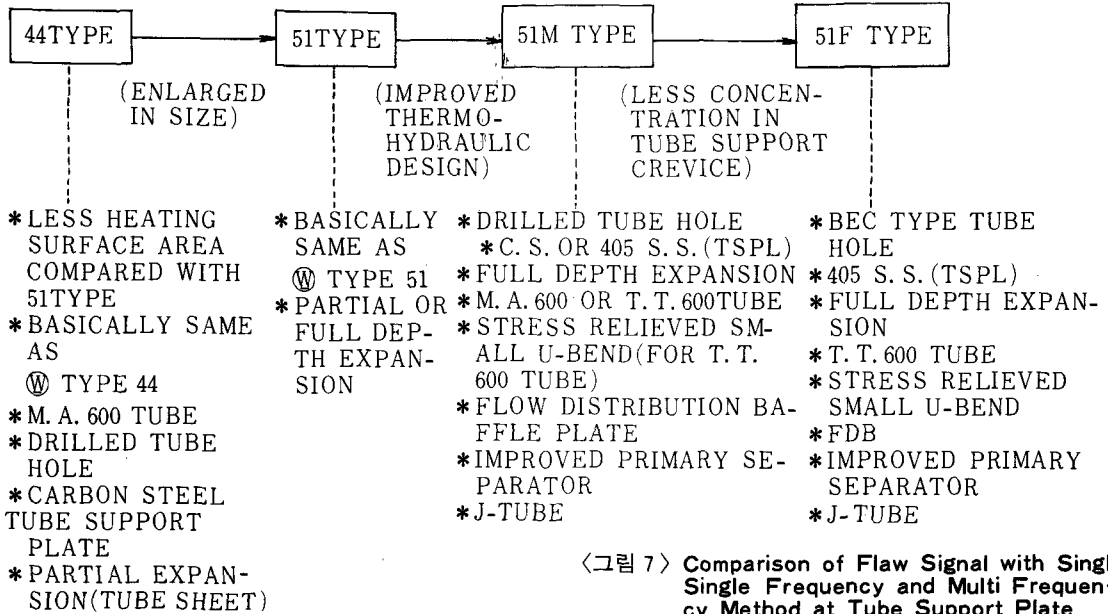
분리능력이 매우 향상된 瀝水分離器가 개발되었다.

(vi) 蒸氣發生器管의 관팽창 방법

수력학적 팽창법이 개발되어, 증기발생기관의 설치과정에 응용하였다.

51型 蒸氣發生器의 特性을 表3에 나타내었다.

〈表 3〉 History of Domestic Steam Generator



〈그림 7〉 Comparison of Flaw Signal with Single Single Frequency and Multi Frequency Method at Tube Support Plate

앞에서 언급한 개선사항들을 전부 반영시킨 가장 최신의 51F型 蒸氣發生器가 Takahama 3號機 부터 도입되고 있다. 그밖에 방어유지서비스의 향상이란 측면에서 개선된 감시장치의 개발과 ECT(Eddy Current Test)의 평가기술(그림 7) 및 검사에 유용한 로봇의 開發 등이 추진되고 있다(그림8).

(2) 効率的인 보수유지 및 檢査와 작업원의 피폭 감소선량 對策

効率的인 보수유지 및 검사방법과 작업원의 피폭선량저감대책이 第1, 2次 改良標準化計劃의 결과로 개발되어 改良標準化된 發電所에 채택되었다. 적용된 항목은 다음과 같다.

(a) 原子爐容器해드의 改良(그림 9)

정기검사기간의 지연에 심각한 영향을 미치는 작업원의 피폭선량을 감소시키기 위하여 단순화된 부속품으로 이루어진 一體化된 原子爐容器해드가 설계되었다.

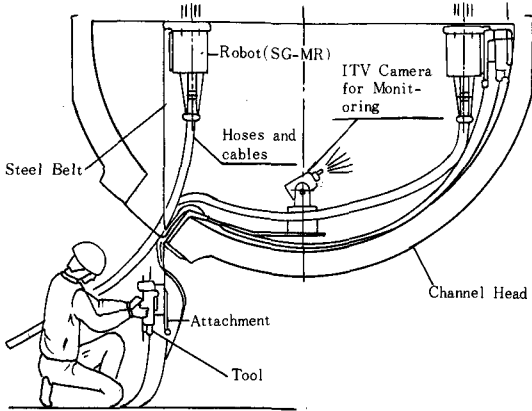
(b) 蒸氣發生器管 檢査 및 補修技術의 開發 (그림10)

| 400kHz flaw sig. | 400kHz flaw under support plate | multifreq. |
|------------------|---------------------------------|------------|
| no flaw          |                                 |            |
| 10% deep         |                                 |            |
| 30% deep         |                                 |            |

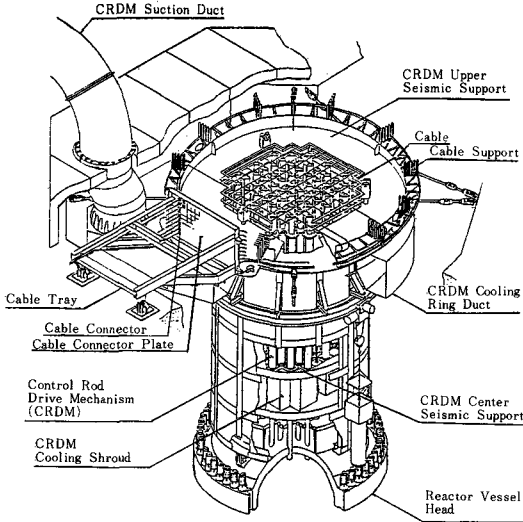
검사 및 補修時間을 단축시키고, 작업원의 피



〈그림 8〉 Steam Generator Maintenance Robot



〈그림 9〉 Integrated Vessel Head Package



폭선량을 감소시키기 위해서 중전의 로봇보다 속도가 빠른 다목적 매니플레이터를 개발하였다.

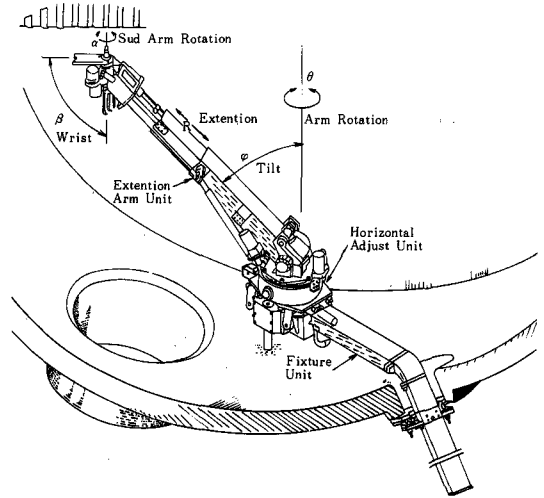
(c) 蒸氣發生器 노즐덮개의 開發(그림11)

정기검사시간의 지연을 줄이기 위해 蒸氣發生器 노즐덮개를 개발하였는데, 이는 蒸氣發生器管 檢査와 원자로용기 주위의 檢査를 분리하여 수행하는 것이 가능토록 한다.

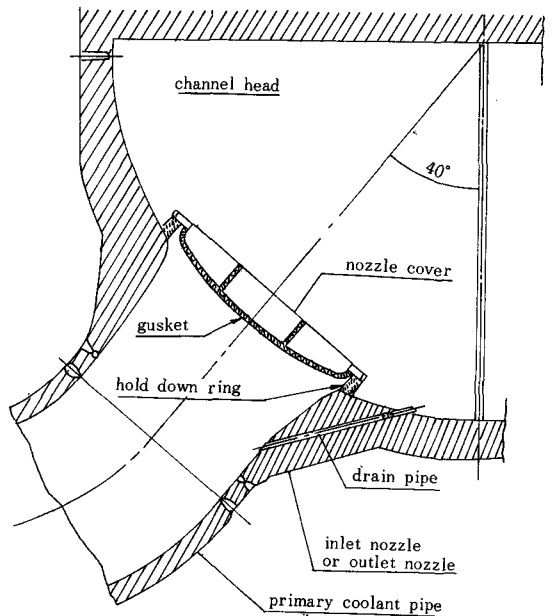
(d) 核燃料 취급 및 檢査장치의 開發

核燃料檢査피트裝置가 核燃料의 제거 및 수송과 병행해서 하나 이상의 核燃料集合體를 檢査할 수 있도록 개발되었다.

〈그림10〉 SG Manipulator



〈그림11〉 Steam Generator Nozzle Cover

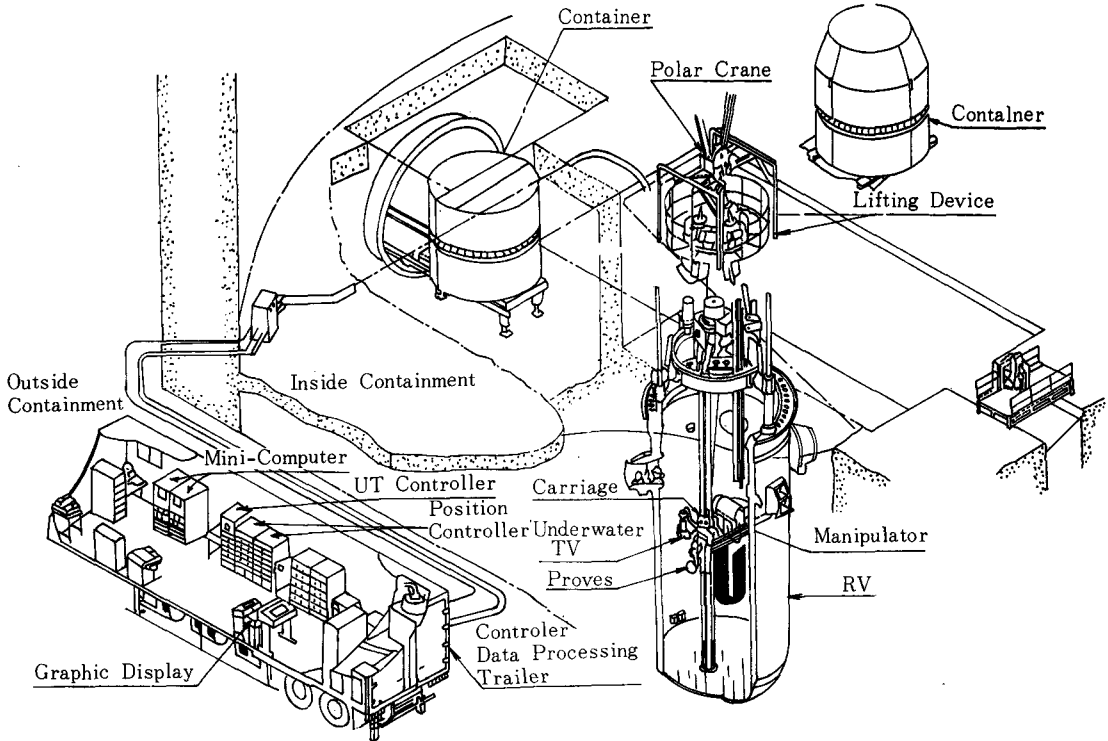


(e) ISI裝置의 改良

ISI(In-Service Inspection)에 소요되는 시간을 단축하고 작업원의 피폭선량저감과 檢査結果의 信賴度 向上을 위하여 원격조정 자동ISI 장비와 자료처리장치가 개발되었다. 원자로용기 초음파 탐상시험장치를 그림12에 나타내었다.

(f) 밸브의 開發

〈그림12〉 Reactor Vessel Ultrasonic Testing System



벨로우벨브 및 라버·다이어프램벨브가 無漏洩벨브로, 카본·그래파이트패킹이 그랜드로 채용되었다.

(g) 펌프의 開發

檢査 및 보수유지기간을 단축시키기 위하여 RC펌프 모터와 샤프트사이 부위의 스플피스設計가 開發되었다. 또한 작업원의 피폭선량저감과 맨·아위를 절약하기 위하여 차징펌프와 기타 보조펌프들을 개조하였다.

(h) ALAP의 강화

蒸氣發生器管 漏洩時 방사성물질이 환경으로 누출되는 것을 막기 위하여 복수기에서 차콜필터로 배출하는 공기배출기를 설치하는 등 새로운 系統이 계획되었다.

(3) 기타 改善點

(a) 作業性的 向上

배치설계의 표준화에 있어서 作業性的 向上이 특별히 고려되었다. 특히, 증기발생기관의

ECT를 위한 플랫폼의 설치, 이 플랫폼의 출입통로 고려, RCP의 보수유지를 위한 공간의 확충, 정기검사의 고려한 공간확보 등과 같은 방법으로 格納容器內的 배치가 개선되었다.

(b) 주 제어판

주 제어판의 크기와 정보처리는 최근들어發電量的 대형화 및 여러가지 안전조건의 강화등으로 인하여 현저하게 커졌다. 또한 TMI事故分析은 原子爐制御室의 설계에 있어서 여러가지 인간공학적인 측면이 소홀하였음을 보여주었으므로 제어판의 설계철학에 이런 면이 고려되어야 한다. 이는 인간과 기계사이의 重要性을 완전히 파악하고, 제어판의 설계개념에 인간공학적인 측면을 충분히 고려한發電所를建設하여야함을 의미한다. 이와 같은 배경으로 改善된 제어판의 개념이 개발되었는데, 이의 특징은 최근 매우 발달된 컴퓨터技術과 CRT디스플레이를 기반으로 하여 CRT를 많이 사용한

〈表 4〉 Arrangement of Board and Features

|   |  |
|---|--|
| <p>Main Control Board<br/>(center)</p>                      | <p>1. Features</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Monitoring and Control for Normal Operation (HSD-100% operation)</li> <li>• Intelligent supervising console to detect abnormal conditions.</li> <li>• Assisting operators to provide operating guidances about the cause and situation of abnormality.</li> </ul> <p>2. Equipment</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 8 CRTs</li> <li>Monitoring for Turbine Generator System..... 2 CRTs</li> <li>Monitoring for Main Steam and Feedwater System..... 2 CRTs</li> <li>Monitoring for Reactor and Alarm Display ..... 2 CRTs</li> <li>Monitoring for Reactor Coolant System and other system ..... 2 CRTs</li> <li>• Controls</li> <li>Turbine-Generator Control System</li> <li>Main Steam and Feedwater Control System</li> <li>Reactivity Control System</li> <li>Pressurizer Pressure Control System</li> </ul> |
| <p>NSSS Auxiliary Control Board<br/>(right)</p>             | <p>1. Features</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Monitoring and Control for Startup and Cooldown Operation (CSD ↔ HSD)</li> <li>• Monitoring and Control during Accident Conditions</li> <li>• Assisting operators to provide the status informations of ESF in surveillance test by CRTs</li> <li>• Intelligent supervising control panel to provide safety parameter trends by CRTs</li> <li>• Mimics panel arrangement for relevant systems such as CVCS-RHRS-SIS-CSS</li> <li>• Prioritized Annunciator Displays</li> </ul>   |
| <p>Turbine Generator Auxiliary Control Board<br/>(left)</p> | <p>1. Features</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Monitoring and Control of Turbine pre-startup operation</li> <li>• Backup manual operation of Turbine automatic startup control in PCC</li> <li>• Equipments for the surveillance test such as Governor Free test, Turbine protection functional test and so on</li> <li>• Functionally demarkation</li> <li>• Prioritized Annunciator Displays</li> </ul>   |

것으로서 설계개념을 表4에 나타내었다.

Tsuruga 2號機 이후 부터 설계되는 발전소에는 그림13에 나타낸 것과 같이 더욱 개량된 제어판을 장비하게 될 것이다. 또한 앞으로의 발전소에는 인간과 기계사이의 관계를 더욱 개선시키기 위해서 많은 노력이 경주되고 있다.

(c) 原電 運轉의 多樣化

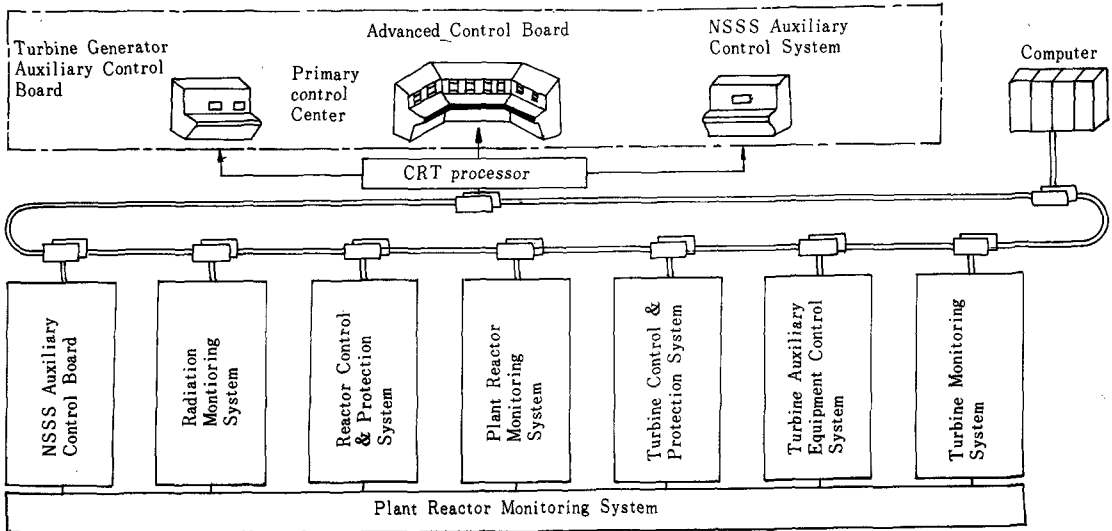
지금까지 日本의 原子力發電所는 基礎부하운전만을 수행해왔다. 그러나 原電의 發電容量이

全發電系統容量에서 占하는 비율이 점점 커짐으로서 발전계통의 요구를 충족시킬 수 있도록 原電의 運轉이 유연성을 갖는 設計의 고려가 있어야 한다.

(i) 일일부하추종운전

주간에는 全出力으로 運轉하고, 야간에는 약 50% 정도로 줄여서 運轉하는 運轉方法이 美國이나 다른 外國의 PWR발전소에서 실행되고 있다.

〈그림13〉 Configuration of Main Control Board



이는 현재의 설계개념이 12-3-6-3이란 형태로 부하추종운전을 할 수 있음을 시사하는데, 운전에서 보다 높은稼動性和 유연성을 얻기 위해 약간의 설계수정 및 확증시험이 행해지고 있다. 보다 빨리 부하의 변화에 대응할 수 있는 14-1-8-1과 같은 형태의 운전방법이라든가, 50%스핀닝보유능력 등 더욱 유연한 운전형태를 위해서 새로운 制御系統을 포함하여 改良이 추구하고 있다.

(ii) AFC(Automatic Frequency Control) 運轉

日本에서 AFC運轉은 PWR에는 도입되지 않고 있다. 그러나 原子力の 비율이 증가함에 따라 AFC운전능력의 必要性이 증가하고 있다. 지금까지의 分析에서 얻은 결론을 기초로, AFC運轉은 자동조절운전을 포함하여 制御系統을 약간 개조함으로써 성취될 수 있다.

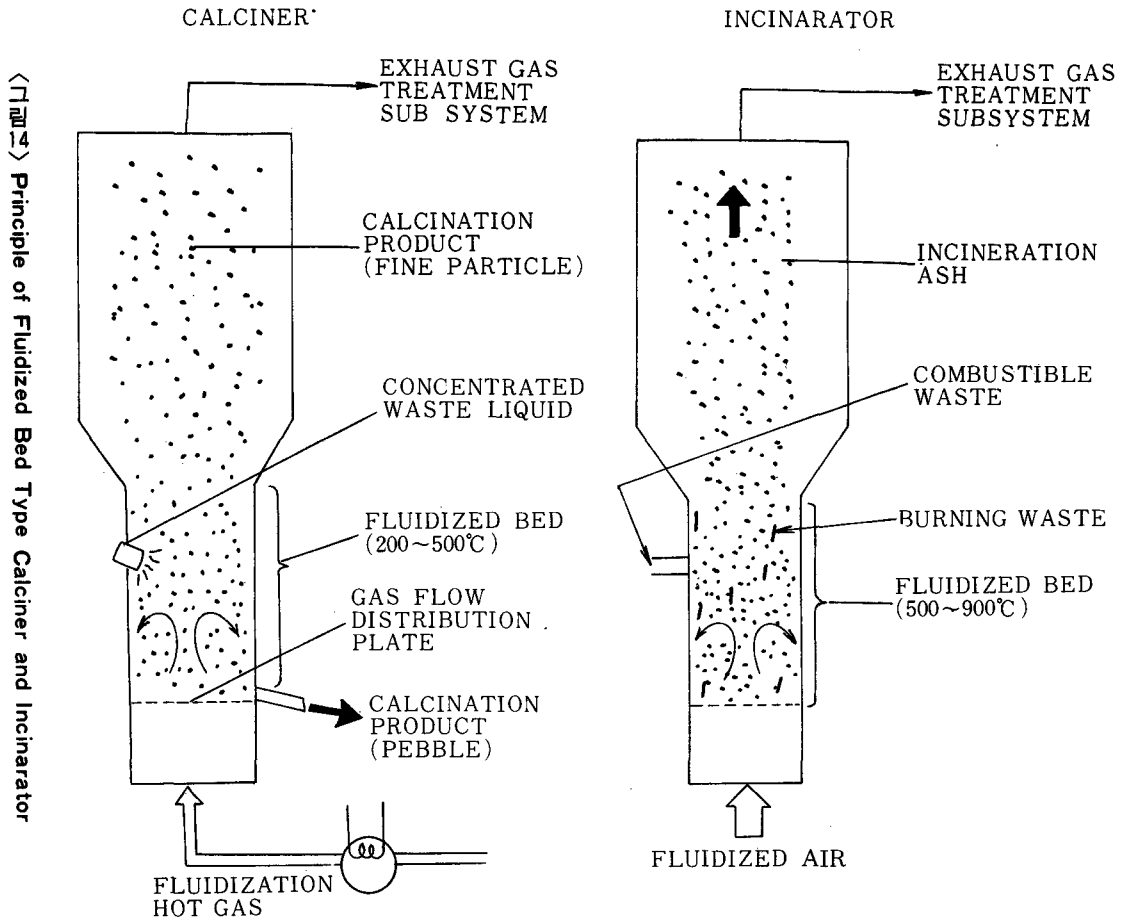
(iii) 전부하감소능력

전력망이 파손되었을 경우 原子爐를 정지시키지 않고 原子爐의 出力을 소내소비전력의 수준으로 감전시켜서 계속 운전이 가능하도록 하는 것이 필요하다. 몇몇 발전소는 이미 이와 같은 능력을 갖추고 있다.

(d) 固體放射性廢棄物의 減容

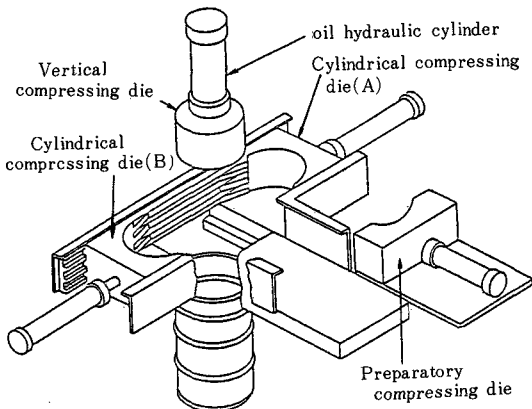
原子力發電所에서 발생되는 방사성폐기물중 많은 量이 可燃性이거나, 여러가지 액체폐기물이다. 현재 可燃性廢棄物中 잡고체폐기물과 유류폐기물은 고정베드형 소각로에서 연소시킨 채의 형태로 부피를 줄인후 드럼에 직접 넣으며, 燃燒시키기 어려운 폐기물은 그대로 저장된다. 한편, 액체폐기물은 농축하여 부피를 줄인후 시멘트나 아스팔트로 교체화한다. 이 교체화된 폐기물은 原電의 부지내에 저장되어진다.

그러나 放射性廢棄物의 최종처분에 관한 政策이 불명확하고 확정적이지 못할 뿐더러 부지내에 長期間 저장하여야 한다는 점을 감안할때, 현재의 處分技術을 더욱 향상시키고 減容能力을 증가시켜야 한다. 따라서 그림14와 같은 燒却爐가 開發되어 가연성 잡고체폐기물, 농축된 액체폐기물, 사용후 수지 및 유류폐기물 등 광범위한 폐기물에 대해서 높은 效率로 사용되고 있으며, 분말과 펠릿형태로 하여 폐기물 발생량을 더욱 감소시킨다. 그리고 다양한 비가연성 폐기물에 대하여는 종래에 10톤 압축기를 사용하던 것을 그림15에 있는 200톤 압축기를 개발하여 고체폐기물의 減容을 위해서 原電에서



〈그림14〉 Principle of Fluidized Bed Type Calciner and Incinerator

〈그림15〉 Construction of Large Wastes Compressing Dies



전용으로 사용되고 있다.

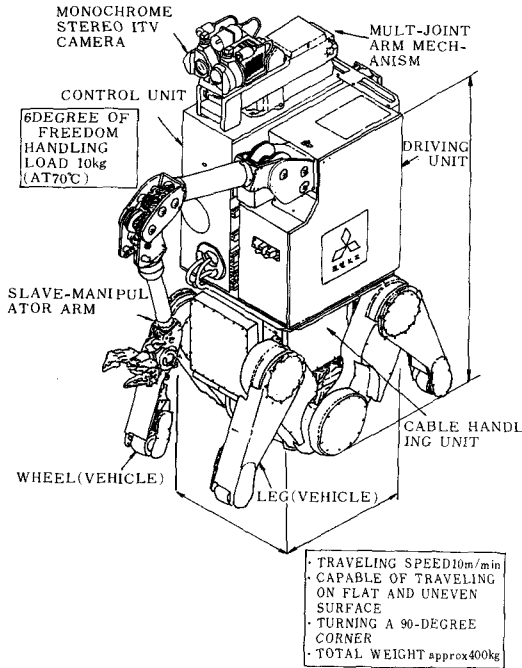
(e) 多目的 로봇의 開發

原子力로봇이라고 불리는 원격자동조정장치

는 작업원의 피폭선량저감과 정기검사기간 및 핵연료교체기간을 단축시키는데 중요한 역할을 한다. 原子力로봇은 주로 핵연료교체 및 보수유지작업, 증기발생기 및 原子爐容器的 검사를 위해 개발되었다.

약38가지형 230대가 이미 사용되고 있으며, 20가지형 이상이 開發中이거나 計劃되고 있다. 이미 開發되어 商業的으로 응용되고 있는 모든 原子力로봇은 필요한 임무에 맞추어 특정 작업에 전용으로 사용되는 형태로 제작되었다. 현원자력로봇의 성능향상과 自動化된 작업에 더욱 効果的인 원자력로봇의 開發을 위해서 새로운 技術의 응용과 필요한 技術의 개발이 연구되고 있다. CV로봇을 그림13에 나타내었다.

〈그림16〉 Conceptual Figure of Mobile Manipulator(CV Robot)



#### IV. 日本의 APWR開發

信賴度 및 安全性을 보다 향상시키기 위한 노력이 지금까지 행해졌는데, APWR의 開發은 日本의 실정에 알맞는 PWR原電을 1990년대에 완성하는 것이 목표이다. 그때쯤이면 第1, 2次 改良標準化計劃의 결과가 APWR에 전적으로 반영될 것이며 또한 第3次 計劃에 따라서 部品, 系統 및 爐心을 포함한 原子爐 自體의 설계에 새로운 개념과 기술이 응용될 것이다(그림17).

開發되어야 할 주요 대상은 다음과 같다.

- (i) 爐心の 熱出力이 3,800MWt 정도로서 1,300MWe급으로 容量의 대형화
- (ii) 우라늄資源의 절약, 核燃料週期費用의 절감 및 플루토늄의 利用
- (iii) 發電所 運轉性能의 向上(부하중운전 및 운전주기의 연장)
- (iv) 部品の 信賴性 및 利用率 向上
- (v) 보수유지성의 향상 및 작업원의 피폭선량저감

APWR의 開發은 發電所의 全系統을 망라하지만, 현존의 PWR과 특히 다른 주요한 설계 특징은 다음과 같다.

##### (1) 爐心設計

爐心은 3,800MWt 정도의 熱出力을 내는 M-WDR(Mechanical Water Displacer Rods)을 갖는 Spectral Shift형 爐心으로서 4,200MWt 까지 出力을 낼 수 있도록 설계된다. 또한 안전여유를 증가시키기 위하여 저출력밀도를 갖으며, 中性子の 經濟性을 증가시키기 위하여 반경방향의 반사체를 개발하였다. 이와 같은 특징은 Spectral Shift制御, 저출력밀도 및 개량된 반경방향의 반사체로 인하여 플루토늄을 효율적으로 이용할 수 있기 때문에 저농축핵연료로 運轉週期를 연장시키는 것이 가능토록 한다.

현재의 설계는 3%농축핵연료로 3배취식 핵연료교환을 하여 13.5개월 동안 全出力運轉을 할 수 있어서 核燃料週期費用을 약20% 절감할 수 있다.

##### (2) 核燃料集合體

Spectral Shift運轉에 적합한 덤블관을 사용한 더 큰 核燃料集合體가 채택되었는데, 지금까지의 실험결과를 보면 설계상의 신뢰성이 매우 높게 나타나고 있다. 核燃料集合體는 19×19형이며, 높이는 약3.9m이다.

##### (3) 蒸氣發生器

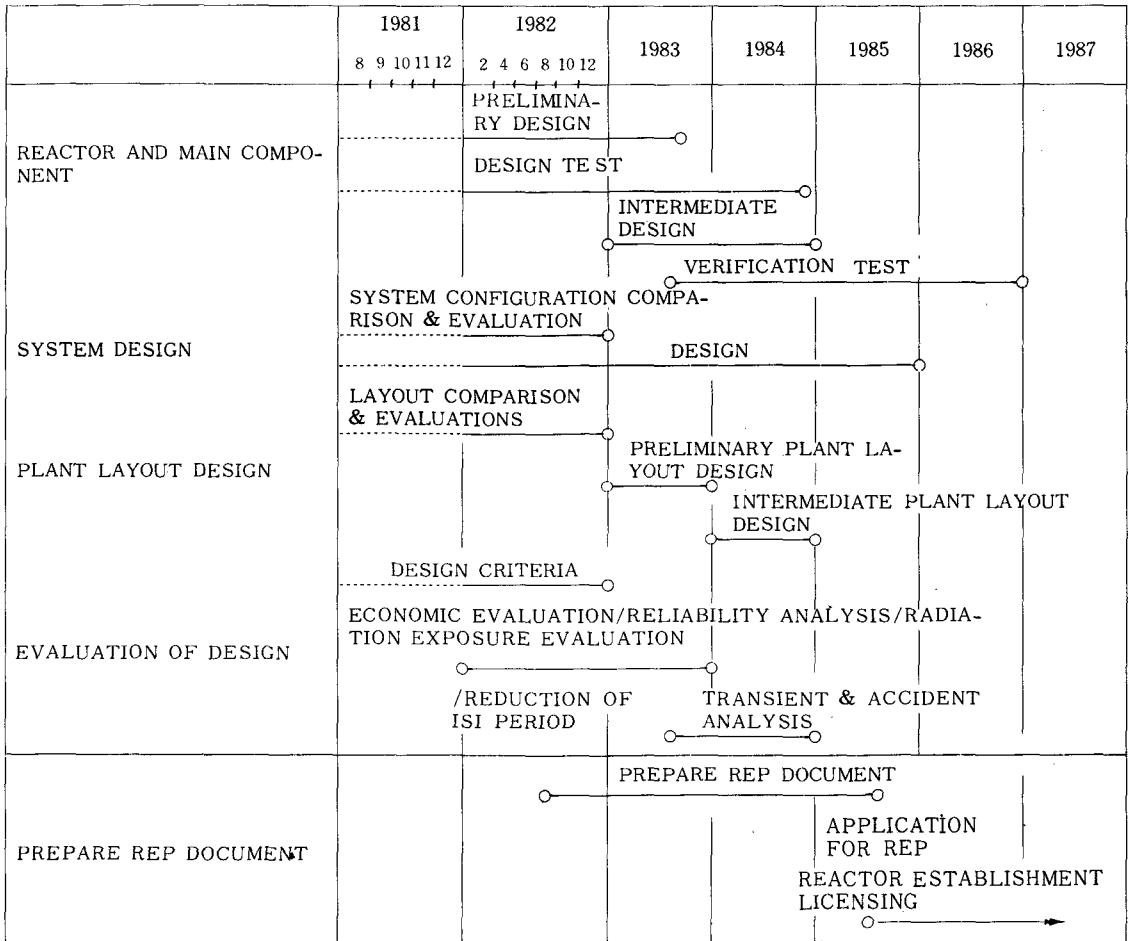
蒸氣發生器의 신뢰성을 높이기 위하여 부식에 매우 강한 재료를 널리 모색했으며, 管設計 및 管支持體設計의 改善이 추진되고 있다. 管의 재료로 Alloy 600 이외에 Alloy 690을 포함하여 여러 종류의 합금이 시험되고 있으며, 管支持體設計로는 립드관이 시험되고 있다.

##### (4) 發電所의 運轉性

發電所의 運轉性을 向上시키기 위하여 1次系統의 봉산농도 자동조절장치와 그레이制御棒을 채택하는 것이 평가되고 있다.

##### (5) 流體系統

〈그림17〉 APWR Development Schedule



1, 2次側 보호계통설계를 위한 여러가지 개념이 비용효과를 고려한 信賴性 向上에 대해서 종래의 설계와 비교·평가되고 있다.

(6) 計裝 및 制御系統

보호계통설계는 dynamic trip logic의 개발을 포함하며, 制御系統設計는 다중제어계통의 개발을 포함한다.

(7) 터 빈

저압터빈의 경우 마지막 날개의 크기가 52인 高効率터빈系統이 開發計劃의 일부로 開發되고 있다.

(8) 發電所 設計 및 배치

發電所의 배치를 포함한 전체 발전소 설계가

최적의 설계를 선택하기 위한 연구를 거쳐 開發의 최종단계에 준비될 것이다.

V. 結 論

第1, 2次 改良標準化計劃의 성과와 PWR에 대한 여러가지 향상 및 개발상황을 요약하였다.

1992년에 原子力發電所의 發電容量은 23%에 이를 것이며, 계속하여 30%이상일 될 것이다. 따라서 그때에도 輕水爐가 전력공급에서 계속 중요한 역할을 차지하게 될 것으로 사료된다. 이와 같은 상황에서 앞으로의 PWR에 있어서 과제는 發電單位를 줄이고, 稼動率을 향상시키는 것이 가장 중요하다.