

풀형인가 루프형인가



趙 滿

〈韓國에너지研·高速爐研究室長〉

DFBR의 爐型 선택

1990년대 초에 착공할 100만KW급 實証爐(DFBR, Demonstration, Fast Breeder Reactor)의 爐型을 풀형으로 할 것인가, 루프형으로 할 것인가를 1987년에 가서 결정을 내린다고 한다.

이 DFBR를 서기 2000년경에 가동시키고 이의 후속 DFBR를 하나 더 세운 뒤인 2010년경에는 常用高速増殖爐를 착공하여 고속증식로의 본격적 실용을 이룩하도록 한다는 것이 일본 고속증식로 개발계획의 기본이다.

나트륨을 냉각재로 하는 고속증식로에는 루프형과 풀형의 두종류가 있다는 것이 널리 알려져 있다. 풀형은 탱크형이라고도 불리운다.

發電用 高速爐에서는 爐心으로부터 1차 나트륨을 뽑아낸 열이 中間熱交換機를 통하여 2차 나트륨으로 옮겨 이 2차 나트륨에 의하여 蒸氣發生機 속에서 터빈 발전기용 증기를 만든다.

고속증식로에서 2차계 나트륨계통인 중간 熱傳達系統의 일부인 증기발생기속에서 물이 새어나오는 사고가 발생하면, 물과 나트륨은 격렬한 화학반응을 일으켜 고온의 수소와 가성소다를 만들어낸다. 이때 발생한 고압의 가스는 증기발생기 밖으로 방출되어 사고의 확대를 방

지하게 된다. 그러나, 이때 나트륨이 原子爐를 지나 中性子에 의하여 放射能을 띠우게 되면 대기로의 직접 방출이 불가능하게 된다.

한편, 물과 반응하여 생성된 Na_2O 등의 불용성 화합물이 원자로내에 흘러 들어가면 核燃料集合體의 냉각유로를 폐쇄하여 핵연료를 溶融시킬 위험이 있다. 이와 같은 위험은 1차계 나트륨의 열을 2차계 나트륨으로 옮김으로써 미연에 방지할 수 있게 된다.

루프형이나 풀형이나 중간 열교환기 이후의 중간 열전달계통은 동일하다. 위 두 型式의 차이는, 루프형에서는 PWR과 같이 원자로 용기, 중간 열교환기, 1차계 순환펌프를 따로따로 배치한 뒤 이것들을 配管으로 연결하여 이속으로 1차계 나트륨이 흐르게 되나 풀형에서는 커다란 원자로 용기속에 나트륨을 담고 爐心만이 아니라 중간열환기와 1차펌프도 같이 담겨져 있는 점이다. 이것이 채택된 이유는 고속로에서는 出力密度가 큰 반면에 나트륨의 沸熱이 물의 3분의 1 정도로 열충격을 완화시키고 자연순환에 의한 냉각 능력의 확보로 崩壞熱을 제거토록 하는 데 있었다.

전기출력 100만KW의 發電爐의 경우를 들어 루프형과 풀형의 특징을 살펴보면 다음과 같다.

원자로 용기는 루프형에서는 직경 약 10미터, 무게가 약 1,000톤이다. 이에 비하여 풀형에서는 직경이 20미터 가까이 되며도 2,000톤을 넘는다. 輕水型의 최대 650톤에 비하면 엄청나게 큰 것이다.

고속증식로에서는 나트륨 냉각재의 爐心 입·출구 온도차가 150°C 정도가 되는 설계가 많다. 원자로의 熱出力이 爐緊急停止 등에 의하여 급격히 줄 경우, 루프형에서는 원자로 출구 노즐 부위와 고온 배관에서는 100°C나 낮은 나트륨에 접촉하게 되어 이른바 熱衝擊의 문제가 야기된다. 이 때문에 용기나 배관이 두터워서는 열응력이 과대하여진다. 따라서 얇은 構造材를 사용하면서 설계에 요하는 강도를 확보하지 않으면 안된다. 또한, 爐心出口 부근에서 나트륨의 流動·혼합이 불충분하면 고온과 저온의 나트륨이 상하로 분리되는 경우가 있다. 이때 이의 境界面에 접하는 용기의 벽은 온도분포가 급변하기 때문에 역시 열응력문제가 심각해진다.

풀형에서는 용기내의 나트륨양이 3,000톤 이상 되기 때문에 혼합이 비교적 용이하여 열충격과 層流現象이 비교적 적다. 그러나, 원자로 용기를 고온 나트륨과 격리하는 설계상의 연구가 필요하다.

나트륨의 沸騰點이 대기압에서 880°C로 높기 때문에 고속로에서는 이 특성이 이용되어, 일반적으로 로심출구 온도가 높아 500°C를 넘는 경우가 많다. 그러나 배관재료는 이 온도영역이 되면 크립이나 反復應力에 의한 피로현상을 무시할 수 없게 된다.

이 때문에 루프형의 1차나트륨 배관은 Conservative한 구조설계가 불가피하여 열전달계통 루프당 100미터가 넘는 경우도 있다. PWR의 23미터와 비교할 때 무척 긴 것이다. 또한 98°C에서 나트륨은 응고하기 때문에 배관 전체에 加熱裝置와 이를 위한 制御系 保温裝置, 나트륨 누설을 대비한 漏泄探知系 등을 필요로 한다. 고

온의 나트륨이 공기나 콘크리트의 바닥 또는 벽면에 접촉하여 연소할 경우에 대비하여 배관을 窒素分圍氣속에 유리시켜 접촉 가능 부위를 철판으로 被覆하여야 되고 골조계로 루프별로 설치하여야 된다. 따라서 루프형에서는 원자로 건물이 커지고, 1차계 배관이 없는 풀형에 비하여 콘크리트 소요량이 배로 들게 된다.

풀형의 설계상의 어려운 점 가운데 하나는 원자로 용기의 덮개에 해당하는 回轉遮蔽 플러그의 설계이다. 電氣出力 120만KW인 Super Phenix의 경우 이 플러그의 크기는 직경 26미터, 두께 3미터, 중량 1,730톤이 된다. 뿐만 아니라 1차펌프 4대, 중간열교환기 8대, 제어용 구동용 기구, 3,200톤의 나트륨과 爐心 및 블랑퀼, 이의 支持構造物이 들어 있는 원자로 용기 등 총 5,800톤이 넘는 기기류가 이 회전플러그에 매달려 있다. 뿐만 아니라 이 회전플러그는 종사자가 출입하는 원자로 상부 마루를 爐心の 강렬한 γ 선과 540°C의 고온 나트륨으로부터 차단하고, 가동·정지에 따라 되풀이되는 열사이클의 수명기간 동안 견뎌내어야 한다.

일본의 경우는 耐震問題를 고려하여야 하기 때문에 設計條件은 더욱 어려워진다.

이런 점에서 루프형은 회전플러그의 직경과 하중이 적어 유리하다.

그간 세계 각국에서 채택한 爐型을 보면 고속로 기술의 선진국인 프랑스와 英國은 일관되게 풀형, 西獨이 圓型爐까지는 루프형이었다가 實証爐에서 풀형으로 蘇聯도 마찬가지로 원형로인 BN350까지는 루프형이었다가 실증로 BN600이후는 풀형이다.

美國은 試驗爐 EBR-II에서 풀형의 오랜 경험을 갖고 있으나 원형로 및 실증로계획이 없어 미정으로 있었으나 건설중단되었던 Clinch River原型爐는 루프형으로 설계되었었다.

일본은 실험로 TOYO, 원형로 MONJU에서 루프형을 택하여 풀형의 경험은 전무한 편이며

이의 선택을 DFBR에서 1987년에 하겠다는 것이다.

銅鐵主義

半徑方向과 軸方向 모두가 출력이 평탄하기 위하여는 중심 부분에서 濃縮度가 제일 낮고 변두리로 갈수록 농축도가 높아지는 것이 바람직하다.

그러나 널리 쓰이고 있는 輕水型爐나 高速增殖爐의 爐心은 반경 방향의 농축도만 세가지와 두가지로 나누어 사용하고 있다. 이는 주로 燃燒度補償을 위한 制御棒의 조작과 핵연료 제작비의 절감을 위하여 취하여진 방법이다.

그러나 지진이 많은 나라에서 핵연료나 제어봉의 위치 변화에 의한 反應度의 변화는 어느 위치에 있어서나 같은 값을 갖는 것이 바람직하다. 그러나 축방향의 出力平坦化가 이루어져 있지 않는 原子爐의 爐心에서는 위치변화에 따른 반응도 삽입이 중심부와 중심에서 약간 벗어난 부분에서 서로 다른 값을 갖는다. 이것은 제어봉 支持施設의 耐震構造 설계를 어렵게 만든다.

더우기 고속증식로에서는 나트륨 보이드 발생에 의한 반응도효과가 爐心中央部에서는 正으로 나타나기 때문에 爐心の 축방향 길이를 줄여 새어나가는 中性子數를 늘리는 설계가 택하여지고 있는 등 많은 개량이 이루어지고 있다.

일본의 典型的인 銅鐵主義는 여기에서도 그 모습을 나타낸다.

핵연료 펠렛으로, 減損우라늄으로 만든 것과, 濃縮度가 가장 높은 핵연료를 만든 것 두 가지만을 사용하여, 核燃料棒 속에서의 이들의 수를 적절히 조절함으로써 원하는 농축도를 갖도록 한다.

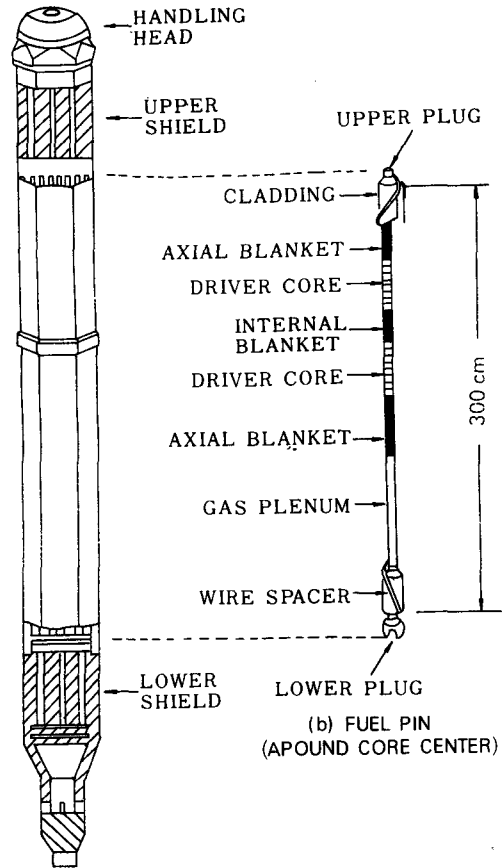
이때 감손우라늄 펠렛이 들어가는 위치를 그림 1 과 같이 爐心中央으로 배치하여 준다. 이렇게 농축도가 조절된 핵연료봉으로 만들어진 핵

燃料集合體를 반경 방향으로 그림 2 와 같이 배치하게 되면 축방향, 반경 방향 모두 농축도를 변화시킨 것이 되면서 濃縮核燃料 제작비는 한 가지 농축도로만 이룩된다. 이와 같은 爐心은 축방향 非均質 爐心이라 불리운다.

日本 Hitachi group이 제안한 축방향 비균질로심을 살펴보자.

위와같이 하여 얻어진 出力分布는 반경방향에 있어 3領域 爐心과 같은 효과를 얻게 되고 축방향 출력분포도 그림 3 에서 볼 수 있는 바와 같이 平型爐心の 초기와 말기에 있어서 공통히 그림 4 의 均質爐心에 비하여 많이 平坦化되었음을 알 수 있다.

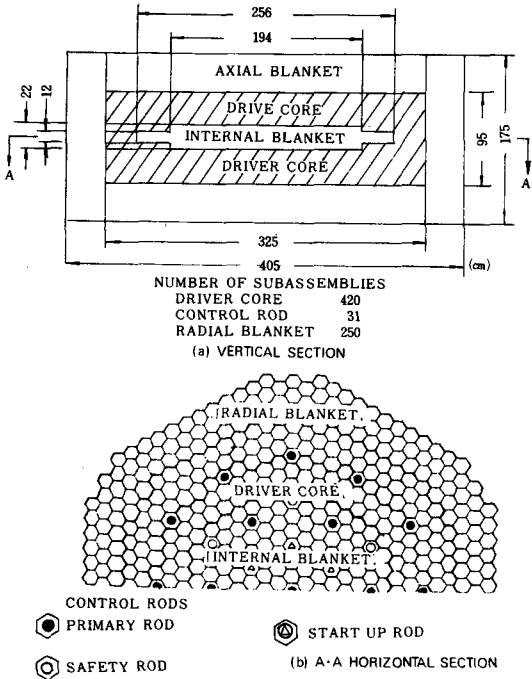
〈그림 1〉 Fuel Subassembly and Fuel Pin



(a) FUEL SUBASSEMBLY

(b) FUEL PIN (APOUND CORE CENTER)

〈그림 2〉 Optimized axially heterogeneous core configuration.



이 그림으로 다음과 같은 내용을 파악할 수 있다.

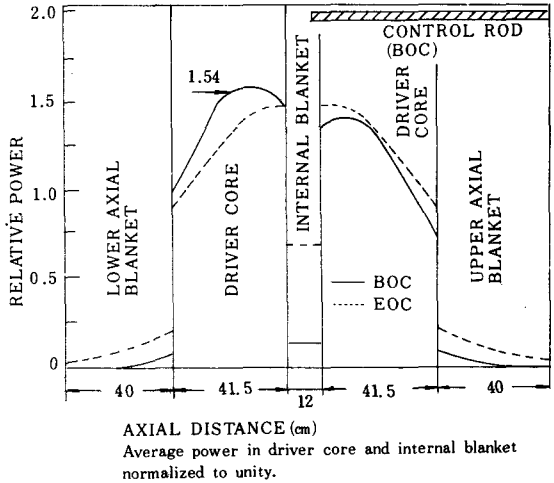
○ Power Swing : 平衡爐心 초기와 말기에 있어서 核燃料棒當 출력의 변화가 적어 연료집합체 출구 온도 변화를 적게 하여 준다. 핵연료와 爐材料의 수명 연장, 高溫領域에서의 熱水力設計를 용이하게 하여 준다.

○ 燃料棒의 길이를 짧게 할 수 있다: Peack-ing Factor가 적어지므로써 높은 線出力을 갖는 부분이 길어질 수 있게 하여 전체의 熱出力을 높일 수 있어 그만큼 핵연료용의 길이를 짧게 할 수 있다.

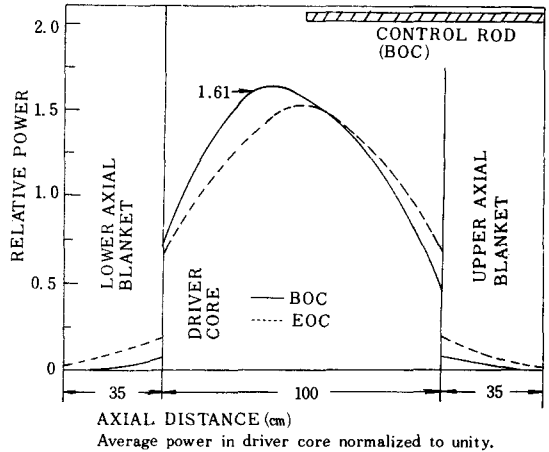
核燃料集合體가 짧아지면 원자로 용기 안전 용기 원자로 건물의 깊이를 낮게 할 수 있어 耐震設計를 쉽게 하여줄 뿐만 아니라 건설비 절감에 크게 공헌한다.

○ 增殖比를 높여 핵연료의 爐內 체재기간을 연장한다: 표 1 에서 보는 바와같이 핵연료부위

〈그림 3〉 Axial power distribution in presented axially axially heterogeneous core (peak power subassembly)



〈그림 4〉 Axial power distribution in standard homogeneous core (peak power subassembly)



의 농축도가 상대적으로 높아 中性子에너지 分布가 높은 에너지쪽으로 이동하여, 플루토늄의 중성자 흡수량 발생 중성자수를 증가시키며, 스텐레스스틸 등 原子爐構造材의 중성자 흡수는 감소시키게 되어 中性子經濟가 향상된다. 또한 감손우라늄부분으로의 중성자 일출을 증가시켜 우라늄 238에 의한 흡수가 증가되어 增殖爐가 높아지게 된다.

이것은 倍增時間을 단축시켜 줄 뿐만 아니라 燃燒補償을 도와주어 爐內滯在期間을 연장시켜

발전소 가동을 향상과 핵연료 제작비의 절감효과를 낳으며 또한 燃焼度の 향상도 아울러 가져올 수 있다. 그러나 보다 중요한 효과는 연소보상용의 制御棒數를 줄일 수 있어 연료봉 주변의 온도 변화를 줄여 줌으로써 수명 연장에 도움을 준다는 점이다.

○假想의 중대사고시 방출에너지의 半減으로 構造設計 개선: 爐心 중앙부의 低出力化로 나트륨보이드 발생 가능성을 감소시켰을 뿐만 아니라 나트륨보이드 反應度價를 감소시켰다. 中性子分布의 平坦化로 핵연료봉과 제어봉 재배치에 따른 반응도 변화를 均質化시켜 그 결과 표 2에서 보는 바와 같은 개선을 가져왔다. 사고시 出力에 있어 53%로, 反應度押入率에 있어

어 43%로, 核燃料溶融量에 있어 71%로, 機械的에너지 放出量에 있어 21%로 줄여주는 효과를 확인할 수 있다.

○運轉容易性: 制御棒價値의 均질화로 운전이 용이하여짐.

核燃料裝填量을 같게 하였을 때의 각종 核・熱特性値를 均質爐와 軸方向均質爐에서 비교한 것이 표 3이다.

日本の 高速爐開發

石油波動 이후 세계적 경기 침체에 따른, 원자력발전소 건설 계획의 대폭적인 축소 조정이 각국의 高速增殖爐 개발 계획에도 심각한 영향을 끼치고 있는 汎世界的 추세속에서, 일본은 그들의 원자력 개발을 통한 에너지 準自立化計劃을 확실히 추진하고 있다.

보기에 따라서는 西方世界에서 확고한 증식으로 개발 계획을 갖고 있는 유일한 나라라고 할 수도 있을 것이다.

에너지 자원의 확보를 위한 南方進出이 強大國의 既得權을 침해하는 행위로 발전하여 급기

〈표 1〉 Unit Volume Reaction Rate Ratios (Axial Heterogeneous / Homogeneous)

	DRIVER CORE AND INTERNAL BLANKET	AXIAL BLANKET	RADIAL BLANKET	TOTAL
η (EMISSION / ABSORPTION) OF ^{239}Pu	1.02	---	---	1.02
CAPTURE BY ^{238}U	0.95	1.17	1.05	1.01
CAPTURE BY TYPE 316 STAINLESS STEEL	0.95	1.00	1.00	0.99
BREEDING RATIO	0.853/0.851	0.258/0.237	0.173/0.172	1.28/1.26

〈표 2〉 축방향 非均質爐心 및 標準均質爐心에 대한 流量喪失事故 해석 결과

변 수	축 방향 비균질노심	표 준 균 질 노심
최고 순반응도 (dollar)	1.12	1.18
소듐 기포 (dollar)	2.10	2.21
도플러 (dollar)	-1.00	-1.09
핵연료 재배치 (dollar)	0.02	0.06
최고 출력 / 정상 출력	4,760	8,990
즉발임계시 반응도 급변율 (S)	9	21
용융핵연료 (금속) (ton)	1.59	2.23
용융핵연료 평균온도 (K)	3,370	3,400
기계적 일에너지 (MJ)	200	960

〈표 3〉 核 및 熱特性値 (平型爐心)

변 수	축 방향 비균질노심	표 준 균 질 노심
핵분열성 Pu 장전량 (ton)	3.4	3.4
노심 농축도 (내부/외부) (wt %)	14.6	11.2 / 14.2
증식비	1.29	1.26
배증시간 (yr)	31	36
최대선출력 (w/cm) W	330	430
방출연소도 (노심 및 내부블랑켓) (MWd/ton)	76,000	74,000
연소반응도 (% k)	2.0	2.2
최고 피복재 중벽온도 (°C)		
공 칭	612	615
괴열점 (3σ)	662	665
로심 압력강하 (kg/cm ²)	4.8	4.7
소듐 기포 반응치 (노심 및 내부블랑켓) (% k)	2.8	3.0

야에는 제 2 차세계대전으로 확대되어 나갔다고 생각하고 있던 일본이 戰後 壞滅狀態로부터 벗어나 經濟強國으로 성장하게 된 요인은 여러가지가 있겠으나 自由市場經濟體制를 전개하는 美國, 良質石油資源의 개발과 저렴한 에너지供給體系的 定立, 科學技術文明이 지닌 普遍性, 季節風地帶에 위치한 農耕民族에게 體質화된 好機의 적극적 활용과 같은 日本文化의 근면성을 주로 들 수 있다.

이들이 모두가 한 시기에 結集, 現象化됨으로써 60년대에서 70년대에 보이는 일본의 高度成長이 이룩되었다고 알려져 있다.

이와같이 하여 擴充된 高度成長社會는 당연히 값싸고 良質의 海外石油資源에의 의존률을 심화시켜 1973년과 1979년 두 번에 걸친 석유 파동으로 그들의 脆弱性이 露呈되었을 때에는 90%이상의 에너지 海外依存率을 나타내고 있었다.

여기서 그들은 제 2 차대전 직전에 經驗한 것과 같은 에너지 危機를 또다시 맛보게 됨으로써 다시 겪을지도 모를 日本社會의 괴멸을 연상하게 되어 에너지管理를 危機管理와 같은 範疇에 屬하는 概念으로 體質化하였다고도 할 수 있다. 즉 그들은 에너지 대책을 위기관리 차원에서 전개하고 있는 것이다.

또 한편 그들은 오늘날의 經濟的 繁榮이 값싼 石油에너지가 安定的으로 공급될 수 있었기 때문에 가능했다는 사실도 잘 알고 있다. 그러므로 高速爐開發은 이들 의식과 맥을 통하고 있는 것이다.

일본에 있어서의 高速增殖爐 개발연구는 다른 나라에 비하여 뒤늦게 시작되었으나 개발목표는 간단·명료하였다. 熱中性子爐의 건설은 기술도입이 불가피하였으나 고속증식로 개발은 自主開發路線을 택한 것이다.

1957년 Hitachi에서 나트륨 취급기술을 익히기 위하여 나트륨루프를 설계 제작한 것을 효

시로 1963년 日本原子力研究所에 고속증식로 연구개발위원회를 설치하였고 1964년에는 일본 원자력위원회에 고속증식로 자문위원회를 설치하였다. 본격적인 高速爐 臨界實驗裝置를 일본 원자력연구소에서 Fuji裝鐵과 공동으로 水平分離型으로 설계·건조하였다. 마침내 1967년에는 20%의 농축우라늄을 사용한 高速爐心을 일본 최초로 初臨界에 도달시켰다.

1965년에는 훗날 動力爐·核燃料開發事業團으로 흡수되는 原子燃料公社에서 고속로용 혼합산화물 핵연료 成形加工工程을 완성시켰다.

이때부터 활발해지기 시작한 고속로 개발은 東京大學 등이 주축이 되어 요청한 實驗用 高速增殖爐建設을 日本原子力研究所가 훗날 JOYO (常陽)로 명명되는 실험용 고속증식로 예비설계로 具體化시켰다.

일본 정부는 이의 건설을 전담하고 核燃料週期事業開發도 전담할 動力爐·核燃料開發事業團을 1967년 日本原子力研究所, 大學, 電力會社, 重工業, 重電機製作社를 結集하여 설립하였다. 기초연구로부터 공업화를 위한 새로운 조직으로 技術移轉을 수행한 것이다.

定格出力 100MWt의 實驗爐 JOYO를 1970년에 착공하여 1977년에 初臨界에 도달시킨 뒤, 75MWt로 운전하면서 각종 고속증식로 기술자료 蒐集爐로 활용한 다음 1982년 高速增殖爐用 爐材料의 照射爐로써 출력을 증강시켜 100MWt로 오늘날까지 운전하고 있다(표 4).

이의 後續機로서 原型爐 MONJU(文殊)를 1985년에 착공하여 1990년대 초에 初臨界에 이르도록 건설중에 있다. 東海岸에 위치한 Tsuruga 半島에 건설중이며 이의 敷地는 電力會社가 공동으로 마련한 것이다.

1980년대에 들어서면서 일본 정부는 전력사업자와 원자로기기 제작자들의 참여율을 높여 후속기인 實証爐 DFBR의 설계를 위한 각종 타당성 연구를 실험 연구와 병행시켜 수행하여 왔다.

(표 4) 일본의 고속증설로 관련시설

항목 \ 시설명	JOYO	MONJU
소재지	O-Arai, Japan	Tsuruga Peninsula, Fukui Pref., Japan
설계 / 건설	PNC(Toshiba, Hitachi, Mitsubishi, Fuji 참여)	PNC, FBEC
소유주 / 운전자	PNC	PNC
목적	핵연료 조사시험시설, 운전경험	LMFBR 발전소 원형로의 운전경험
출력 { 열 출력 전기출력	100MW (th) 0	714MW (th) : gross 280MW (e) : gross
열전달 계통 { 1차 2차 3차	Na- 2loops Na Air	Na 냉각 1 차계통 loop 형 3 병렬회로
원자로심 / 외포부	Pu/U 산화연료 감손 U 외포부	혼합 산화연료
현상태	운전중	설계완성, 1983년부터 입지 준비
略史	1970 건설시작 Apr. 1977 초기임계 Apr. -Nov. 1977 저출력 물리시험 Apr. 1978 MARK I 로심, 고출력 시험 시작 Jul. 1978- Feb. 1979 50MW (th) 운전 Jul. 1979 75MW (th) 로 출력증강 Dec 1981 MARK I 로심, 75MW (th) 운전 완료 Since Aug. 1983 MARK II 로심 100MW (th) 운전	1967 집중적인 증식로 R & D 및 초기설계 시작. MONJU가 S/G 및 tun60-alternators를 포함한 최초의 완전한 일본고속로 1977 JOYO 운전경험 축적 1980 MONJU 사업을 위해 FBEC와 EPDC 설립 1985 MONJU 건설 시작

1990년을 전후하여 常用爐로의 전환을 위하여 1987년에는 爐型을 선정, 설계를 구체화하여 1970년대 초에는 이 DFBR의 착공을 시작하겠다는 계획을 新原子力利用 長期計劃은 밝히고 있다.

이 계획에 따르면 DFBR은 2000년대 初臨界를 달성한 뒤 準實用爐를 착수하여 2010년경에는 완공시키고 2010년경에는 본격적 實用爐의 착공으로 高速增殖爐時代의 개막을 이룩할 것이라고 한다. 現時點에서 주체적 開發計劃을 가지고 있는 自由世界 유일한 국가인 것이다.

日本 Ibaragi 현 Oarai를 중심으로 600명내외의 고속증식로 전문가들이 50MWt 증기 발생기 시험시설등 중요 시설을 활용하면서 활약하고 있다.

이들은 일본 국내에 설치한 시설만을 이용하는 것이 아니라 자유세계에 있는 각종 중요 시설들을 國際協力과 共同研究를 통하여 활용하고 있다. 그 가운데 중요한 것을 살펴보면, 英國의 高速臨界實驗爐 ZEBRA를 이용하여 MO-NJU 核特性 Full Scale Mockup 실험을 위한 MOZART Program, 美國과는 ZPPR를 이용하여 大型플루토늄爐心特性 파악을 위한 JUPITER Program, FFTF를 이용한 爐材料 조사 연구, TREAT를 이용한 爐心事故의 실험적 연구등을 수행하여 왔고, 1983년부터는 美國電力研究所(EPRI)와 대형로의 概念設計를 공동으로 수행한 바 있다.

1980년대에 들어와 沸型爐에 관심을 갖기 시작하면서 그간 재처리 문제등과 관련, 긴밀한 협력 관계를 유지해왔던 유럽의 프랑스, 서독, 영국과의 협력도 보다 강화되어 가고 있다. C-ABRI Project가 그 좋은 예이다.

일본의 再處理施設로는 프랑스로부터의 기술 도입으로 건설된 210톤/년의 Tokai재처리 공장이 가동중이며, 1990년대 가동 목표로 1,200톤/년 용량의 輕水型爐 使用後核燃料 재처리시설로 1.2kg/일의 시설이 Tokai에 있으며 120kg/일의 시설 개념설계를 추진중에 있다.

DFBR

日本電力事業體들의 연합회인 電事連(Federation of Electric Power Companies)의 高速增殖爐計劃室이 主管이 되어 1990년대에 착공하고 운전할 DFBR의 建設費低減設計研究를 1984년부터 3개년 사업으로 수행중에 있다.

日本에 있어서의 최초의 대형로가 될 이 D-FBR의 출력은 100만KW이고 목표로 하고있는

건설비는 같은 용량의 輕水型爐 건설비의 1.5 배이내이어야 한다. 루프형인가 풀형인가는 지정하지 않았으나 루프형은 Mitsubishi가 주관하고 풀형은 Toshiba와 Hitachi가 주관하여 설계 연구토록 하였다. 한편 이들 受注社들은 서로 다른 爐型에 대한 상호간 비교연구도 수행할 수 있게 하며 公正을 기하도록 연구하고 있으며 이들의 設計研究結果를 토대로 1987년에 DFB-R의 爐型이 최종 선정될 예정으로 있다.

Toshiba와 Hitachi가 電事連의 指導로서 수행하고 있는 풀형부터 살펴보기로 한다.

1984년 설계 연구를 시작하기 전에, 日本電力中央研究所가 高速增殖爐計劃室과 공동으로 풀형을 일본에 건설할 경우에 對備, 일본의 耐震設計基準과 安全設計基準을 충족키 위하여는 어떠한 설계 대책이 필요한가를 밝히는 연구를 수행한 바가 있어 이를 토대로 建設費低減設計가 진행중에 있는 것이다.

건설비 저감 목표를 달성하기 위하여는

- 1) 所要素材量의 減量과 減容
- 2) 高溫低壓特性인 고속증식로 고유 특성의 적극적 활용
- 3) 건설 공기의 단축

을 이룩하여야 한다. 이의 評價目標로는

α : 輕水爐型 기자재 건설 비용으로 건설할 수 있는 DFBR 機資材率

δ : 輕水型爐 기술로 제작될 수 없는 DFBR 기자재의 경수형로 기기 제작비 대비 B-FBR 機資材費

A : DFBR의 所要素材物量

B : 경수형로의 所要素材物量

이라고 할때,

$(\alpha + \delta - \alpha\delta) \times A \times (\text{경수형로 기준건설 단가}) + \text{건설기간중 이차} < 1.5 \times B \times (\text{경수형로 기준건설 단가}) + \text{건설기간중 이차}$

의 부등식이 성립되어야 한다. 이를 충족키 위하여는, 건설 공기를 경수형의 것과 같다고 하

면, α 의 값으로 70~80%이어야 하고 δ 의 값으로는 2보다 적은 것이어야 한다.

이 목표는 흔히 쉽게 상상할 수 있는 것보다 가혹함을 나타내 보이고 있다.

이들이 그간의 연구 결과를 토대로, 제시한 플랜트 특성을 항목별로 살펴보면 다음과 같다.

○ 出力 : 原型爐 MONJU(280KWe)의 경험을 충분히 살리면서 연구개발의 위험부담을 最少化하고 130만KW급 實用爐에 필요한 각종 기술자료를 제공할 수 있는 규모

○ 中間熱傳達系統素材 : 널리 실증되고 저렴한 $2 \cdot \frac{1}{2}Cr - 1Mo$ Steel(파이핑과 증기발생기 튜브)

○ 系統溫度 : 熱電氣 變換效率, 핵연료 爐內滯在期間 연장, 적은 면적, 기술개발 위험 부담 최소화 등을 고려

爐入出口 온도 510°C / 355°C

터빈증기 온도 450°C / 102kg/cm²

中間熱傳達系統 475°C / 310°C

○ 터빈 발전기 : TC4F Non reheat condensing 터빈

○ 플랜트 배치와 건조물 : 10m 깊이의 지표로 밑에 岩盤이 있도록 하고 이 암반을 16.5m 삭제하여 그 속에 그림 5와 같은 平底間의 集積化原子爐 건물 배치로 耐震性 강화

○ Ground Acceleration of Design Earthquake.

S₁(水平) : 267.4gal

S₂(水平) : 388.4gal

Shear Wave Velocity of Bedrock : 1500m/s

○ 集積化原子爐 건물 : 高耐震構造物 면적 230,000m³의 직사각형 구조물, 爐緊急停止系統 작동실패도 10⁻⁷이하, 崩壞熱除去系統 작동실패도 10⁻⁸이하를 이룩한 기술개발효과로 노심붕괴사고를 設計基準事故로부터 제외하였다. 또한, 爐心으로부터 100% 핵분열 생성물 방출 사고에서도 1차 나트륨이 이들을 保持하고 카버가스系統이 이들을 밀폐하기 때문에 非加

壓의 구조물이 될 수 있었다.

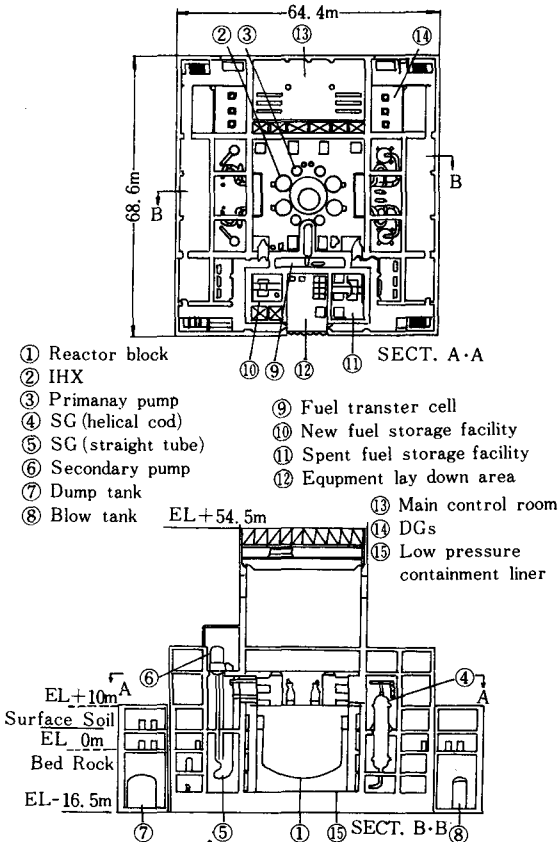
핵연료 취급, 新核燃料, 사용후핵연료 爐外貯藏施設, 제어 건물, 증기발생기 건물 기기 보수면적 확보 등을 集積化하였다.

○原子爐構造: 그림 6에서 보는 바와 같이 핵연료집합체 길이 4.3m로(爐心 부분의 길이 1m) 원자로 길이 절감.

爐心支持는 상부 덮개 현가식 채택으로 원자로 용기, 하중 및 내진성 향상, 半徑方向遮蔽爐는 중량을 줄이기 위하여 Graphite나 B₄C反射體 사용.

- 핵연료 집합체 수: 354
- 연료봉 직경: 7.5㎜
- 爐內滯在期間: 365일 × 3 주기
- 爐心構造: 軸方向非均質 爐心 채택으로 제

〈그림 5〉 Plan and Sectional Views of NI Building



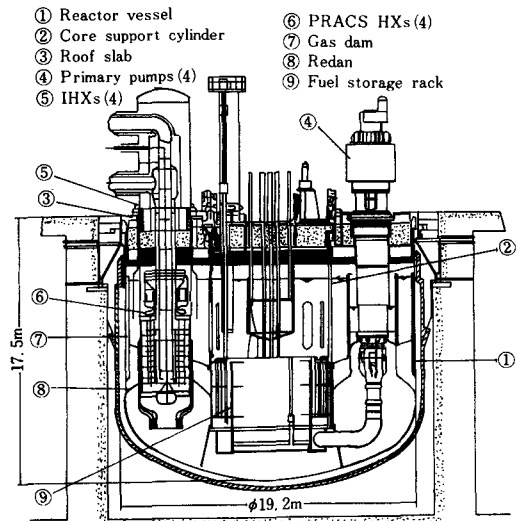
어봉 수를 25개로 축소, 제어봉 구조물설계 조건 완화.

- 수평레단: 爐心, 중간열교환기, 1차순환 점프지지.
- 素材: 50% 이하의 소재 사용으로 水平固有振動 8Hz로 고정.
- 원자로 용기 중량: 원자로를 제외한 총 중량 4,500톤.
- 중간열교환기 수: 4개로 상부 덮개 설계간소화.
- 爐心支持圓筒: 로진급정지시 熱衝擊 완화가 효율적으로 수행되도록 적당한 길이의 유로설치.
- 中間熱傳達系統: 原子爐級 안전 기준으로 부터 제외될 수 있도록 설계, 루프당 배관 길이를 100m로 단축.

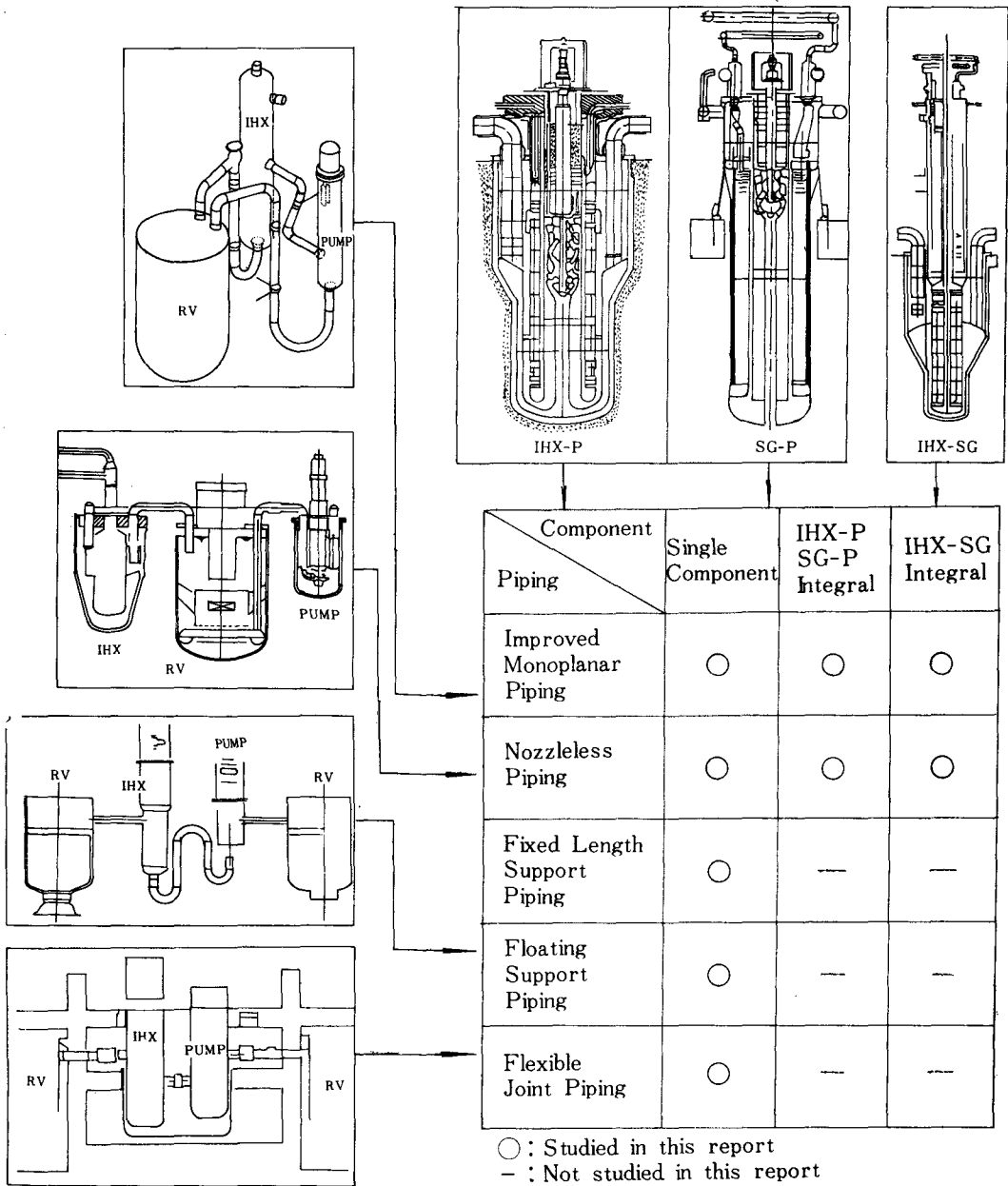
○蒸氣發生器: Once-through Benson型으로 Helical coil형과 Straight Tube型 고려, 수증기 배관과 나트륨 배관의 物理的隔離 불필요.

○崩壞熱除去裝置: 중간열교환기 상부에 설치하여 1차補助冷却系統으로 하고 2out of 4로 냉각재 온도가 650℃ 이하에서 유지가능토록

〈그림 6〉 Reactor Structure Concept



(그림 7) Compact Plant Concepts



루프당 12MWt의 열제거 능력 부여.

- 核燃料取扱系統: 爐內 2중회전 플러그와 직관형 핵연료취급기, 爐內 貯藏, 爐外 A형 Swing방식 傳達移轉裝置와 in-cell crane, 나트륨 세척장치, 爐外水中貯藏. 이상의 설계조건들은 輕水爐 對比 1.5 배

의 건설비 절감 효과를 달성하고 있다고 한다.

한편, 루프형을 주관하고 있는 Mitsubishi는 고속增殖爐計劃室과 공동으로 루프형으로서 가능한 아홉 가지의 결합에 대하여 그림 7 과 같이 비교 연구를 수행하였다.