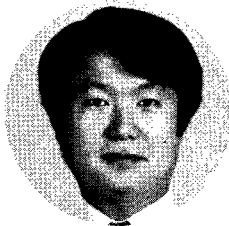


## 技術論文

□本稿는 지난 2月 26日 개최된 第1回  
發電 所建設 및 運轉經驗 發表會에서  
발표된 論文이다.

# 加壓輕水炉 NSSS設計 및 原電 標準化



金 炳 九

〈韓國에너지研·發電爐系統事業部長〉

## 1. 加壓輕水爐(PWR) NSSS開發의 歷史的 背景

### 가. 概 要

1954년 미국에서 원자력잠수함 추진동력용으로 처음 개발된 PWR은 경제적인 설계가 용이하고 燃料交換週期가 긴 점 등의 장점으로 전략적으로 개발되었다. 이후 1957년 12월 미국에서 Shippingport 원자력발전소가 가동되었으며 運轉性 向上 및 경제성 증대를 위한 연구개발을 계속한 결과 PWR은 다른 原子炉型과의 경쟁에서 우위를 점하게 되었고 세계 원자력시장을 선도하기에 이르렀다.

한편 부존자원이 부족한 프랑스는 自國의 에너지문제를 극복하기 위해 原子力産業에 적극성을 띠게 되었는데, 1967년 미국 Westinghouse사의 PWR을 도입하였으며, 종합적인 原子力發電計劃의 수립으로 輕水炉의 표준화 및 기술고도화를 이룩하여 주력모형을 PWR형 경수로로 하게 되었다.

일본은 1960년대 초에 영국으로 부터 Magnox炉를 최초로 도입하였으나, 미국의 경수로로 전환하여 개발하였고, 21세기 원자로형 전략으로 경수로시대의 장기화에 대비하여 기술고도화, 개량형경수로 개발, 다음 세대 경수로 개발을 계획하여 실행하고 있다.

表 1은 주요국의 輕水炉 開發段階를 나타낸다.

### 나. 外國의 輕水炉 技術高度化 趨勢

#### 1) 美國

미국 최초의 원자력발전소인 Shippingport 발전소는 잠수함의 원자력추진 動力炉인 PWR에 기초하여 설계한 것이다. 미국은 개발초기에 군사목적의 원자력이용에 따른 기술축적과 풍부한 농축우라늄을 기반으로 PWR 개발에 주력하게 되었다. 1963년 경제적 요인에 의해 원자력 개발노선을 경수로로 설정하였고, 이후 1960년대 중반에 들어 輕水炉事業이 크게 번창하였다.

그러나 1979년 TMI사고 이후 電力需要伸長

勢가 둔화되고 建設工期가 10년을 초과할 뿐만 아니라 NRC의 규제요건 강화, 전력회사의 자금조달난 등의 요인으로 原子力産業이 침체에 빠지게 되었다. 이러한 미국 원자력산업의 침체의 대해 NRC는 전력회사 및 기술용역회사로 하여금 원자력발전소 표준화에 의한 안전성 및 신뢰성 향상, 건설공기 단축 등을 도모하는 한편 DOE는 단계적으로 인허가제도, 실제의 사전승인 등을 골자로 하는 인허가규제에 관심을 가져 원자력산업의 활로를 도모하였으며 1985년 들어 더욱 적극성을 띠게 되었다.

1980년대에 들어와서 미국은 表2와 같은적극

적인 輕水炉開發計劃을 표방하였는데, 이로써 범국가적 개량형 표준경수로 개발계획을 수립하게 되었다. 이 계획의 기본적인 특징은 전력업계, NSSS제작자, A/E, NRC, DOE 등 각 기관을 종합적인 계획하에 통합하여 다음 세대의 경수로를 개발하고자 하는 것이다. 이 계획은 4개 주요부분으로 구성되어 있는데 첫째, 차세대 경수로에 맞는 정상적인 규제요건을 확립하는 것이고 둘째, 차세대 경수로에 대해 電力業界 및 原子力規制委員會 쌍방이 승인하는 表3과 같은 Plant Requirement Document를 작성하는 것이며 셋째, 차세대 경수로에 대한

(表 1) 主要國의 輕水炉 開發段階

	초기	1960년대	1980년대
미국	최초의 PWR Shipping Port	상용화·대형화 운전성향상에 의한 경제성 증대	건설비용 증가 안전성 강화 인허가 절차강화로 침체 EPRI 중심으로 개량표준화 개량 LWR 개발
프랑스	미국 W사형 PWR 도입	PWR을 표준로형 설정, 표준화실시 CP1, CP2, P4, P'4, N4 소형표준 LWR 개발	
영국		W사 PWR도입	경수로 기술개발에 역점
서독	BWR : Kahl PWR : Obrigheim	기술고도화·개량화 표준화실시	CONVOY 계획 ALWR 개발
일본	W사 GE사 도입	기술도입소화 기술자립추진·표준화실시 1차 2차 3차	기술고도화 차세대형경수로개발 개량형경수로 개발

(자료) 원자력정책보고 확립에 관한 연구, 한국에너지 연구소, 1986.

(表 2) 美國의 改良型 開發計劃

내 용	기 관	비 고
차세대형 LWR에 관한 규제조건 확정	EPRI	'86중반까지
개량형 경수로 원자력발전소에 관한 전력업계 -NRC 쌍방승인 Plant Requirement Document 작성	EPRI	'89까지
개량형 경수로 원자력발전소의 상세설계 및 최종 인허가증명 작성	DOE	'89까지
소형(600MWe) 개량형 PWR 및 BWh 설계개발	설 계	EPRI
	하드웨어개발	

(자료) International Meeting an Further Improvement of LWR Technologies, JAIF, 1986. 4.

기술적 상세설계를 개발함과 동시에 NRC인허가증명을 획득하는 것이며 네째로, 600MWe 이하의 소형 개량 PWR 설계개발이다.

### 2) 프랑스

프랑스는 제1차 석유파동 이후 1974년 에너지의 石油依存度を 낮추기 위한 일환으로 경수로를 중심으로한 原子力開發計劃을 수립하였으며 그후 1974년, 1976년에 PWR발전소 표준화사업

〈表 3〉 美國電力業体の Requirement Document

<ul style="list-style-type: none"> <li>• 기존 발전소의 간소화</li> <li>• 완전실증기술에 기초</li> <li>• 기존 발전소에 발생하는 문제제거 및 극소화</li> <li>• 건설기간 단축</li> <li>• 여유도 증대로 전력회사의 투자보호책 강화</li> <li>• 이용율 · 운전성 · 보수유지성의 향상</li> <li>• 표준화 기반 제공</li> <li>• 인허가가 용이하게 이루어질 수 있는 충분한 증명</li> </ul>
---

(자료) 원자력동향, “미, 개량 LWR에 대한 요구사항”, 한국에너지연구소, 1986. 6

을 실시하였다.

프랑스가 이 종합적인 原子力發電計劃을 성공시킬 수 있었던 것은 발전소의 표준화에 초점을 맞춘 원자력산업의 숙련된 기술과 경험의 Feed Back에 힘입은 바 크다. 경험의 Feed Back은 초기 발전소에서 발생한 각종 업무의 체계적인 기록화가 이루어졌으므로 가능하였다.

그리고 여러 형태의 原子炉를 비교 검토한 결과를 토대로 標準原電인 PWR을 입지조건에 적합하게 설계하였고 발전하는 기술을 계속적으로 도입하지 않고 간헐적으로 채택하는 Series 형태로서 하여 그 이전의 경험에 발전된 최신기술을 반영하여 실시하였다.

表 4는 프랑스의 標準炉型 Series를 나타내고 있는데, 그 Series는 CP 1, CP 2, P 4, P'4 이고 최근 단위 투자비용을 절감하고 안전성을 위해 N4를 독자적으로 개발하였으며, 최신 3-loop 발전소를 수출용으로 개발하고 있다.

### 3) 일본

일본은 1965년 경에 미국의 GE사와 Westin-

〈表 4〉 프랑스의 標準型 Series

운개년도	형	출력 (만kW)	기수 (운전중)	특	성
1977-1979	Proto Type	90	6(6)		
1980-1982	CP 1	90	18(18)	쌍둥이 발전소 개념으로 1970년에 Fessenheim발전소를 기점으로 하여 초기에 6기 건설. 이를 토대로 1974년부터 시작되어 단일 원자로격납용기, 3 loop이며, 터빈건물은 원자로건물에 점선방향이고 1HP, 3LP 터빈으로 이루어짐.	
1982-1987	CP 2	90	12(10)	CP 1형과 원자로 부분은 동일하고 터빈 비산물에 대한 위험도를 감소하기 위해 터빈건물이 원자로건물 방사상에 위치. 1HP, 2LP 터빈 구성.	
1984-1986	P 4	130	8(2)	1976년부터 개시. 2중 격납건물. 4 loop형. 1HP, 3LP 터빈 구성	
1986-1992	P'4	130	12(0)	P'4형은 기술적으로 P4와 동일하나 구조물의 최적화를 위해 건물크기를 축소시킨 것.	
1991-1992	N 4	145	2(0)	1,450MWe로서 단위투자비용을 절감하고 안전성 향상을 위해 독자적으로 개발. P4형에 비해 증기발생기, 냉각재펌프, 터빈의 형태를 변경하고 핵연료집합체의 수를 약간 증가시킴.	
개발 중	최신표준 3-loop발전소	100	-	축적된 경험과 진보된 기술을 이용하여 수출용으로 개발. 개선행사에 대한 시험을 성공리에 완료.	

(자료) 원자력발전 장기추진방향의 정립을 위한 연구, 한국에너지연구소, 1986. 9

house사에서 부터 도입된 기술에 의해서 경수로 상업발전을 시작했다. 일본의 전력회사와 제조업체는 Tsuruga 1호기(PWR), Fukushima Daiichi 1호기(BWR), Mihama(PWR) 등에서 얻은 도입기술을 소화, 흡수하였으며 기기의 自國供給과 원자력발전소 건설의 체제를 정립하여 表 5와 같은 PWR 역사를 갖게 되었다.

그리고 1957년 原子力発電施設の 改良標準化를 위한 연구위원회를 구성하여 경수로 전량 표준화를 시작하였다. 개량표준화는 核蒸氣供給系統(NSSS)에서 부터 시작하였으나 전체 원자력발전시설의 일반적인 대상까지로 확대되었으며, 제 1, 2차 개량표준화계획을 거쳐 현재 제 3차 계획이 수행되고 있다.

Fukushima Daiichi 2호기(BWR), Sendi 1호기(PWR)가 1차 개량표준화계획의 결과를 반영시킨 첫번째 발전소로서, 이들 2개의 발전

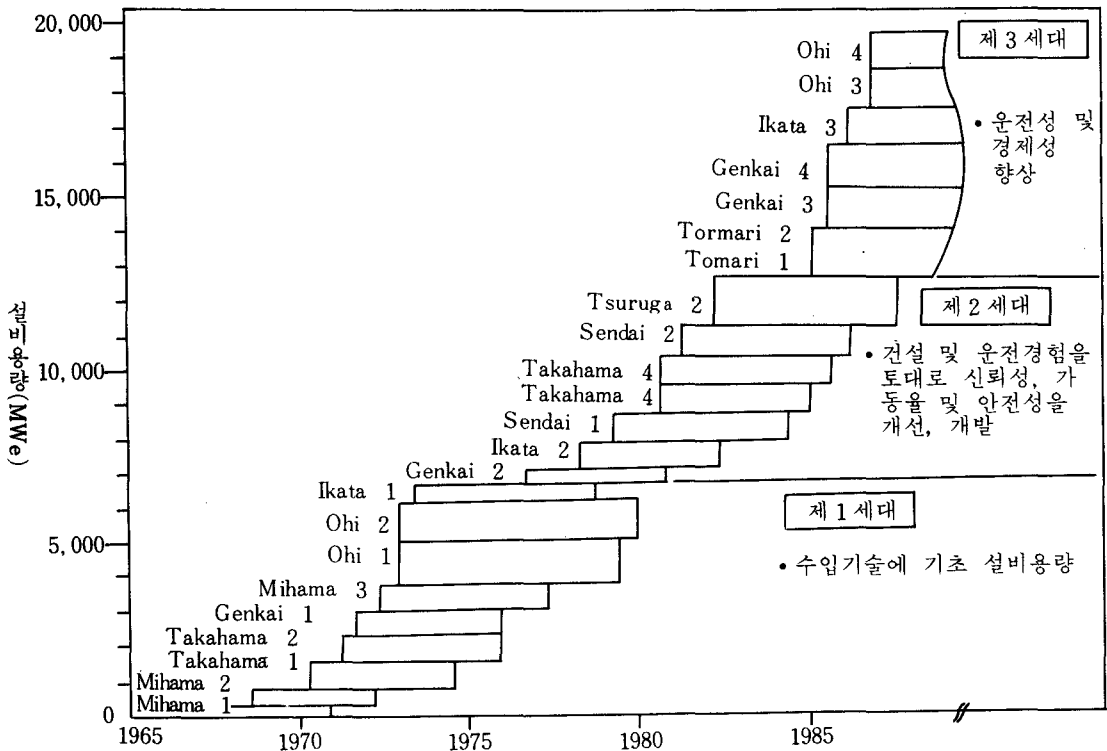
소는 높은 利用率을 나타내는 등 원래의 목적을 이루었다. 그리고 제 2차 개량표준화계획의 결과를 반영시킨 원자력발전소가 현재 건설되고 있으며, 개량표준화의 원래 목표가 완전하게 실현될 것으로 기대하고 있다.

## 2. 國內PWR NSSS 設計特性分析

국내의 발전소는 加圧輕水炉型으로 1978년에 Westinghouse에서 공급한 2loop NSSS인 고리 1호기가 최초였고, 그후 고리 2호기, 원자력 5,6,7,8호기를 차례로 가동하였으며 원자력 9,10호기가 건설중에 있다. 10호기까지 가동되면 국내에는 총 8기의 PWR이 가동되는 셈이다. 본장에서는 국내 발전소의 NSSS를 비교 분석해 본다.

고리 2호기는 1号機와 유사한 2loop NSSS 이나 보조계통이 약간 다르다. 원자력 5호기로

〈表 5〉 日本의 PWR 開發歷史



(자료) 원자력정책 정보 확립에 관한 연구, 한국에너지연구소, 1986. 12

부터 8호기까지 4개의 原子炉는 900MWe 3 loop 발전소이며, 9, 10호기 NSSS도 저압안전주입으로부터 분리된 잔열제거계통을 제외하고는 대체로 7, 8호기와 유사한 3loop이다. 현재 협상중에 있는 원자력 11, 12호기를 포함하여 이들 발전소의 NSSS의 특성을 좀 더 상세히 분석해 보면 다음과 같다.

#### 가. 原子炉心 및 原子炉冷却系統

2 loop에서 3 loop로 바뀐 것은 출력 증가에 따른 容量이 비슷한 증기발생기의 갯수 증가로 인한 것이고, loop수가 많을 수록 redundancy 면에서는 좋다. C-E가 공급예정인 원자력 11, 12호기는 출력이 900MWe급이면서도 고리 1, 2호기와 같이 2 loop이다. 그 대신 loop당 냉각재 주순환펌프가 2개씩으로 펌프손실에 대비한 redundancy가 비교적 많다. 이들 원자로 냉각계통을 表6을 참조하여 主機器別로 비교 분석해 본다.

##### 1) 核燃料集合體

원자력발전소의 炉心을 구성하는 핵연료집합체는 점차 과소 감속격자로 부터 최적 감속격자로 변화되는 추세에 있고, 이와 함께 그리드등을 개량하여 中性子效率을 높이고자 하는 움직임도 있다.

W에서는 기존의 핵연료집합체의 核燃料棒의 직경을 줄이고 중간그리드의 재질을 Inconel-718에서 zircaloy로 개선한 최적 핵연료집합체(OFA, Optimized Fuel Assembly)를 개발한 바 있다. 우리나라에서는 이를 KNU 7&8에는 初期炉心에, KNU 1,5&6에는 再裝填炉心에 교체장전할 예정으로 있고, 또 일부는 이미 사용중에 있다. 최적 핵연료집합체의 장점은 중성자효율의 극대화를 통한 경제성 향상에 있다. 단점은 핵적인 특성상 주기 초에서 감속재 온도계수(MTC)가 영 혹은 정(正)의 값을 가질 수 있다는 것과 연료봉 단위면적당 熱束이 증가함에 따라 열·수력적인 문제점이 있을 수 있다는 점이다. 그러나 이에 대한 이론적인 분석 및 실증

시험(Point Beach Unit & R. E. Ginna Unit)을 통해 안전성 문제가 야기될 우려가 없다고 판단되었다.

한편 KNU 9&10의 주공급업체인 Framatome에서도 기존의 핵연료집합체의 성능을 개선한 개량핵연료집합체(AFA, Advanced Fuel Assembly)를 개발한 바 있는데 KNU 9&10에서 이에 대한 교체사용여부의 검토가 요망된다.

11,12호기는 고리 1, 2호기와 같이 2 loop이나 기존 호기와는 많은 점에서 다른데, 연료집합체배열은 2호기처럼 16×16이지만 집합체수는 기존 900MWe 발전소의 것보다 20여개가 많다. 기존 호기에서는 Inconel grid를 주로 사용했고, 7&8호기는 상하부 두 grid를 제외하고는 모두 zircaloy grid를 사용했지만, 11, 12호기는 모두 zircaloy grid를 사용함으로써 中性子 經濟性을 높였다.

##### 2) 反應度 制御裝置

또한 국내 기존발전소의 제어봉구동장치는 거의 비슷하나 1호기의 경우는 W의 모델 L-106A를 설치하였지만 2,5,6,7,8호기에서는 모델 L-106A1을 설치하였다. 모델 L-106A와 L-106A1의 커다란 차이점은 latch assembly와 코일봉치의 전체길이 변화의 점이다.

원자력 11,12호기 제어봉의 특이한 점은 직경이 기존 호기의 제어봉보다 크고, 한 집합체에서의 안내관 갯수가 기존의 20여개에 비하여 5개이다. 이와 같이 제어봉의 직경이 크고, 2loop이기 때문에 생기는 原子炉出口의 수력영향으로 C-E원자로의 정지봉 삽입시간이 상당히 길다. 11,12호기에서는 이 단점을 해결하기 위하여 제어봉이 炉心 출구수력의 영향을 받지 않도록 고립된 제어봉안내관(calandria)을 개개의 제어봉마다 설치하였다. 그럼에도 불구하고 정지봉 삽입시간은 4.0초로서 기존 호기보다 길다.

제어봉구동장치에 의한 원자로 뚜껑의 관통부수를 비교해 보면 11,12호기의 경우 CRDM에 의한 관통수가 ANO-2나 PV-1보다 각각 81,

(表 6) 國內原電의 原子炉 冷却系統 主要特性比較

항목 \ 호기	KNU 1	KNU 2	KNU 5& 6	KNU 7& 8	KNU 9& 10	KNU 11& 12
-Power •NSSS (MWt)	1723.5 (core power)	1882	2785	2787	2785	2825
-RCS 구성 및 특성 •Loop 수 •RCP 수 •S/G 수 •출력 / 유량 (W/lb/hr) •RCS 평균온도 (°F) •2 차계통 압력 (psia) •증기의 질 (%)	2 2 2 25.6 574 99.75	2 2 2 26.5 583 99.75	3 3 3 25.9 587.5 99.75	3 3 3 25.6 588.45 99.75	3 3 3 25.9 580.28 99.75	2 4 2 23.2 592.75 99.75
-원자로 •직경 (in) •높이 (in) •지지방법		157.3 469.5 Support shoe & support	184 511 Support shoe & support	184 511 Support shoe & support	184 406.9 (head 제외) Support pad	206.3 568.5 Column
-원자로 냉각재 펌프 •Model •용량 (gpm)		Vertical single stage centrifugal 102000	Vertical single stage centrifugal 100600	Vertical single stage centrifugal 100600	Vertical single stage centrifugal 99950	Vertical single stage centrifugal 82500
-증기발생기 •Model •열전달면적 (ft <sup>2</sup> ) •특징	F Feedwater-downcomer	F 55050 Feedwater-downcomer	F 55000 Feedwater-downcomer	F 55000 Feedwater-downcomer	51-B 50580 Feedwater-downcomer	Vertical U-tube 88000 Economizer Feedwater downcomer
-가압기 •용량 (ft <sup>3</sup> )		1000	1400	1400	1400	1800
-Core Performance Characteristics •Heat Output : MWHr	1723.5	1876	2775	2775	2775	2825
-Fuel Assembly •No. of Fuel Assemblies •Lattice Configuration •No. of Control Rod Assembly •Structural Grid Material	121 14×14 16 Inconel - 718	121 16×16 20 Inconel - 718	157 17×17 24 Inconel - 718	157 17×17 24 Top and Bottom; Inconel - 718 All others; Zircaloy - 4	157 17×17 24 Inconel - 718	177 16×16 5 Zircaloy - 4
-Fuel Characteristics •Loading Pattern	3 Regions-Checkboard	3 Regions-Modified Checkboard	3 Regions-Reduced Leakage	3 Regions-Modified Checkboard	3 Regions-Modified Checkboard	Low Leakage Loading Pattern
-Rod Cluster Control Assemblies •No. of RCCA	29(full length)	33	52		48	73CEA
-Burnable Poison Rods •Material	Pyrex Glass	Borosilicate Glass	Borosilicate Glass	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> + B <sub>4</sub> C	Borosilicate Glass	Enriched UO Pellets Containing Admixed Gadolinia (Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )
-Others •Movable Detectors	36	36	50	50	50	45 (fixed form)

89개에서 73개로 줄어들이는 했으나 기존의 국내 발전소의 관통수보다는 훨씬 많은 수이다.

독물질봉의 재질로서는 1호기가 pyrex glass를 사용했고 2호기와 5, 6, 9, 10호기가 Borosilicate glass를 썼는데, 7, 8호기는 이보다 1~2% 燃料주기비를 절감시킬 수 있는 WABA (Wet Annular Burnable Absorber)봉을 채택하였다. 11, 12호기에는 濃縮우라늄과  $Gd_2O_3$ 을 혼합한 pellet를 장진한 봉을 쓰는데 active length의 92%만 이것을 장진하고 나머지 상하 4%는 순수한 天然우라늄의  $UO_2$  pellet을 사용케 한다. 이와 같은 설계는 7, 8호기와 같이 part strength rod만이 아닌 part strength rod를 가능케 한다. 이 part strength rod는 출력변화시 봉소의 회석 등으로 생기는 廢棄物量을 줄일 수 있고 축방향 출력조절을 용이하게 할 수 있다 한다.

### 3) 原子炉容器

원자로용기중 원자로 노심대는 中性子照射로 인한 재료의 조사취화 때문에 건전성 평가에 가장 중요한 부분으로 고려되고 있다. 본 자료에서는 국내원전 노심대 부분의 재료특성에 대하

여 살펴보고 가압열충격사고에 대하여 건전성 확보라는 측면에서 검토를 하였다.

表 7은 국내 원자로 노심대의 재료특성을 보이고 있다. Shell 부분에 대한 Ni와 Cu의 함유량을 보면 Ni의 함유량은 현저한 감소경향을 보이고 있는 반면 Cu의 함유량은 뚜렷한 경향을 보이고 있지 않다. 반면 용접부위에 있어서는 원자력 1호기는 Ni과 Cu함유량이 많은데 비해 원자력 2호기 이후에 함유량이 현저히 감소하여 어느 정도 일정한 범위를 유지하고 있음을 알 수 있다. 또한 노심대 재료의 초기 RTndt 값의 경우, 원자력 1호기의 경우에는 다른 원전에 비해 현저히 높은 초기 RTndt를 가지고 있다. 국내원전에 대한 수명말기의 設計中性子照射量을 보면 원전에 따라 큰 차이를 나타내고 있지 않음을 알 수 있다.

그림 1은 국내 원자로 노심대 부분의 RTpts를 보인 것이다. 중간shell의 RTpts는 원자력 1호기를 제외하면, 46~58 °F의 값을 가지며 하부shell의 경우에는 원자력 1호기와 원자력 5, 註:  $RT_{pts}$ 란 NRC가 제안한 규제방안에 따라 평가한 원자로 수명말기의  $RT_{nat}$ 를 말한다.

(表 7) Beltline Region Material Properties and Neutron Fluence

	YEAR OF COMPLETION	Plate & Shell (%)		Weld (%)		Initial RTndt (°F)		Design Neutron Fluence ( $10^{19}n/cm^2$ )
		Cu	Ni	Cu	Ni	Plate & Shell	Weld	
KNU 1	1978	0.04	0.73	0.14	0.55	30	70	5.6
		0.05	0.78	0.22	0.69			
KNU 2	1983	0.03	0.61	0.03	0.07	-30	-30	6.3
		0.04	0.62					
		0.05	0.63					
			0.66					
KNU 5	1985	0.04	0.62	0.05	0.07	10	-70	7.4
KNU 6	1986	0.06	0.65			-20		
			0.66			-30		
KNU 7	1986	0.04	0.53	0.04	0.04	-20	-50	7.4
KNU 8	1987	0.05	0.55			-30		
KNU 9	1988	0.06	0.69	0.04	0.56	-27	-40	5.1
KNU10	1989	0.07	0.71			-32		
			0.72					

6 호기 일부를 제외하면 15~68 °F의 값을 가진다. 특히 용접부의 경우에 있어서는 원자력 1 호기를 제외하면, 30 °F 미만의 낮은 값을 가지고 있음을 알 수 있다.

表 7에서 보듯이 shell이나 용접부에서 가장 큰 영향을 미치는 요인들은 초기 RTndt와 Cu 함유량이며 이에 비하면 Ni함유량이나 중성자 조사량의 변화에 따른 RTpts 변화는 매우 작다.

#### 4) 原子炉冷却펌프 (RCP)

기존 호기에서 사용되는 RCP의 형태는 서로 유사했고, 지금까지 세 번의 seal문제를 제외하고는 별로 큰 문제없이 좋은 성능을 유지하였다. C-E는 원자력 11, 12호기에서 종전 C-E가 사용했던 펌프가 아닌 국내 기존 호기와 유사한 형태의 펌프를 채택하였다. 그러나 이 펌프는 최초의 System 80 발전소인 PV-1의 기동시부터 impeller가 깨지는 등 문제를 유발시켰다. 각 호기별 출력/유량비는 기존 호기들이 ~26w/1b/hr인데 비하여, 11, 12호기는 ~23w/1b/hr로 출력에 비하여 유량이 충분하다.

#### 5) 蒸氣發生器

오늘날 PWR형 원자력발전소에서稼動率을 저하시키는 가장 심각한 기기고장은 증기발생기 튜브손상에 의한 냉각재 누설이다.

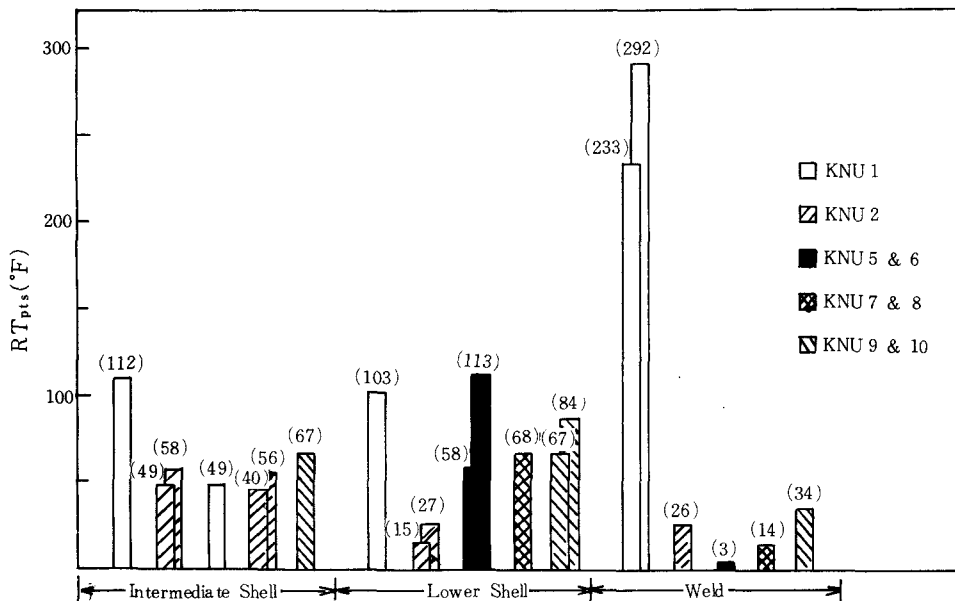
일반적으로 증기발생기 튜브의 결함은 주위 유체유동이 주는 침식(erosion)과 부식(corrosion)현상에 기인한다. 이 현상은 튜브의,

- thinning(튜브벽이 얇아지는 현상)
- denting(부식생성물이 튜브와 튜브지지판 사이에 축적되어 튜브가 squeeze되는 현상)
- fretting wear
- stress corrosion cracking
- pitting
- fatigue cracking

을 가져온다.

우리나라의 원자력 1 호기도 증기발생기 튜브누설에 의하여 원자로 강제정지를 초래하는 사례에 이르고 있다. 원자력 1 호기는 수년전부터 정기적으로 시행하는稼動中檢査의 ECT에 의해 증기발생기 튜브결함을 수개씩 발견해 오

〈그림 1〉 RT<sub>pts</sub> of Reactor Beltline Region for KNU's





던중 지난 '85년 8월의 정기점검에서는 많은 튜브의 결함을 발견하였는데, 즉 A 증기발생기에서 408개의 튜브에 대하여 결함을 발견하고 p-lugging하였으며, 또 '86년 2월18일에는 고방사능 경보에 의해 원자로가 정지되었는데, 그 원인은 B 증기발생기에서의 제 1 차 계통냉각재의 누설로 판명되었다. ECT결과 A 증기발생기에서 41개, B 증기발생기에서 82개의 튜브결함이 발견되어 plugging이 실시되었다.

원자력 1호기 증기발생기의 튜브누설의 원인은 2차측 급수중의 염수에 의한 pitting으로 보고 있다. 즉, 복수기 튜브의 결함부에서 유입된 海水에 의해 2차측 급수의 염소이온이 높아졌으며, 이 염소의 부식작용으로 pitting현상이 일어난 것이다.

원자력 1호기에 비해서 원자력 2,5,6,7,8,9,10호기들에서는 fretting과 wear를 최소화하고 유동의 원활한 분포를 위해서 quatrefoil 모양의 구멍을 튜브지지판에 뚫어서 거기에 튜브를 끼워 조립될 수 있도록 되어있다. 그리고 증기발생기 튜브의 재질은 Inconel-600을 사용하고 튜브지지판의 재질은 allvolatile treatment에서 부식(corrosion)에 대해 강한 성질이 있는 stainless-steel 405합금을 사용하고 있다(단 원자력 9,10호기의 튜브지지판은 stainless-steel 13% Cr합금을 사용하고 있음). 또한 flow induced support vibration을 줄여서 튜브의 fretting wear를 감소시키기 위해서 튜브지지판을 안전하게 지지해주는 peripheral support가 있는데 원자력 2,9,10호기에서는 12개가 있고, 원자력 5,6,7,8호기에서는 14개가 있다. 그리고 튜브지지판이 설치되기 어려운 U-bend 부분에는 2차측 유동에 의한 cross-flow 때문에 유발되는 vibration을 줄이기 위해서 anti-vibration bar들이 설치되어 있는데 frictional 특성을 증대시키기 위해서 Cr을 입힌 inconel birstock를 사용하고 있다.

기존 호기들의 증기발생기는 表 6에서 보는

바와 같이 그 용량이 유사하다. 그러나 11,12호기의 증기발생기는 약50~60%정도 증기발생기당 열전달면적이 크다. 또한 증기발생기의 수명관계로 증기발생기 교체시 기존 호기의 格納容器보다 큰 공간을 요구한다. 그 때문에 C-E는 증기발생기 상부용기를 절단하고 관다발만 교체하는 방법을 제안하였지만 이는 교체기간이 길고 방사선피폭량이 증가하는 등 경제성과 안전성이 부족하다. 11,12호기의 증기발생기가 기존의 것과 다른 점은 quatrefoil 대신 egg crate type 관지지판을 쓴 것과 economizer를 사용하여 予熱機能으로 성능을 높인 것이다. 따라서 2차계통의 壓力도 기존의 것보다 100psi 이상 높일 수 있도록 설계되어 있다. 기존의 증기발생기는 급수를 증기발생기의 상부측으로부터 downcomer를 거치면서 재순환수와 섞여 예열되어 열전달 부분으로 공급된다. 이와는 달리 11,12호기는 downcomer쪽에서 급수량이 10% 정도가 유입되어 재순환수의 driving force만 주는 역할을 하고, 주된 유량은 증기발생기 하부 1차계통 출구쪽으로 직접 공급되어 1차계통 출구열로 예열되어 들어가도록 되어있다.

이같은 설계는 열전달효율을 높여 결국 2차계통의 압력상승을 가능케 한 것이다.

#### 6) 加压器

表 6에서 보는 바와 같이 2호기의 加压器容量은 1000ft<sup>3</sup>이었고 그 이후 기존의 여섯 호기는 모두 1400ft<sup>3</sup>이다. 11,12호기는 이보다 용량이 훨씬 증대된 1800ft<sup>3</sup>으로 과도현상에 대한 완화 역할이 증대된 것이다. TMI 이후 기존발전소의 PORV에는 격리밸브가 설치되어 있으나, 11,12호기는 PORV자체가 없고 안전밸브만이 있다. 말썽많은 PORV를 제거한 것은 좋은 방법이나 아직 보조살수계통을 안전등급으로 분류해야 하는 등 해결과제가 남아있다.

#### 7) 其他

기존 호기의 원자로 入口 및 出口溫度를 간접적으로 재는 방법으로 RTD bypass line을 사

용하나, 이는 보수유지 및 피폭면에서 많은 문제점이 있다. 11,12호기에서는 이것이 없이 직접 측정하는 방법을 쓰고 있다.

나. 補助系統

1) 化学 및 体積制御系統 (CVCS)

체적제어의 주역을 담당하는 충전펌프는 국내 각 호기별로 특색이 많다. 5,6,7,8,9,10호기에는 원심펌프만 3대를 사용하며 1호기가 왕복동펌프 3대를 사용하고 있는데 진동으로 인한 문제가 심각하고 수명이 짧아 보수유지비용이 많이 들고 종사자의 피폭을 증가시킨다. 일반적으로 다유량에는 원심펌프가 좋고 저유량에는 왕복동펌프가 알맞다. 2호기는 이를 잘 조합시켜 원심펌프 2대에 왕복동펌프 1대를 사용한다.

11,12호기는 1호기와 같게 왕복동펌프만 3대를 쓰기 때문에 1호기와 같은 문제를 유발하리라 판단된다. 실제로 C-E가 설계하여 가동 중인 발전소에서 왕복동펌프 사용으로 인한 문제가 유발되었다. 충전뿐 아니라 배수조절에서도 국내 기존 호기는 비교적 차압을 잘 견뎌내는 orifice type을 쓰는데 C-E는 차압에 약하고 고장이 잘나는 control valve를 쓴다. 현재

까지 標準化事業의 일환으로 조사를 한 바에 의하면 충전은 왕복동펌프와 원심펌프를 겸용하고 배수는 orifice type으로 하는 것이 (즉, 2호기 형태) 추천된다. 참고로 Westinghouse와 MHI가 공동으로 추진하고 있는 A-PWR의 것도 2호기와 유사하다.

(2) 安全注入系統 및 殘熱除去系統

表8에 국내 원전 안전주입계통의 주요특성을 수록하였다.

이 표에 나타나 있듯이 高圧安全注入펌프가 1,2호기는 충전펌프와 분리되어 있는데 비하여 5,6,7,8,9,10호기는 겸용이다. 따라서 이들 겸용하는 발전소의 경우 安全注入壓力이 원자로 냉각계통의 압력보다 높아 잘못된 신호로 인해 서도 고압안전주입이 될 수 있다. 특히, 고농도의 붕산수를 담고있는 붕산수주입탱크가 직렬로 연결되어 있어 붕산수가 주입되면 회수에 상당한 시간과 노력이 든다.

11,12호기에서는 이같은 단점이 보완되어 충전펌프와 분리된 펌프를 사용하면서 토출압력이 냉각계통의 압력보다 낮은 2050psig로 실수 혹은 전기적 고장에 의한 주입신호 작동시에도 냉각계통의 압력이 2050psig 이하로 떨어지지

(表8) 國內原電의 安全注入系統 및 殘熱除去系統 主要特性比較

Name of Power Plant	1 호기	2 호기	5, 6호기	7, 8호기	9, 10호기	11, 12호기
HHSI Pump						
Number		2	3	3	3	2
Design Pressure (psig)		2485	2800	2800	2828	2050
LHSI Pump						
Number	2	2	2	2	2	2
Design Pressure (psig)		600	600	600	275.7	650
Accumulator						
Number	2	2	3	3	3	4
Boron Concentration (ppm)		2000	1950	1950	2000	4200
BIT			있음	있음	있음	없음
RHR Pump						
Design Flow (gpm)		2250	3000	3000	4000 (Normal Flow)	5000 (Normal Flow)

않는한 주입되지 않는다. 또한 봉산수주입탱크도 없어 heat tracing이 불필요하고 고농도의 봉산수로 인한 기기고장율을 줄일 수 있다. 또한 고리 2호기 경우 처럼 고압안전주입펌프가 충전펌프와 분리됨에 따라 기기냉각수 상실사고시에 충전펌프의 mechanical seal이 파손되어 충전펌프가 작동불능일때, RCP에 밀봉수주입이 되지 않아 small LOCA가 발생하는 경우가 있는데 이때 충전펌프가 고압안전주입펌프의 역할을 하지 못하는 경우도 방지할 수 있다.

저압안전주입면에서는 9,10호기가 殘熱制御 펌프와 분리된 것이 특색이다. 분리된 관계로 저압안전주입압력이 他 호기의 600psig 보다 훨씬 작은 275.7psig이다.

잔열제거계통은 각 호기가 유사한데 設計流量이 5,6,7,8호기는 3000gpm이고, 9,10호기는 이보다 많은 4000gpm이며, 11,12호기는 5000gpm으로 더욱 충분하다. 최근에 시도되고 있는 고압의 잔열제거계통을 사용하고 있는 발전소는 아직 국내에 없다.

### 3. 原電 11, 12號機 NSSS事業概要 가. 900MWe級 System 80 NSSS 設計特性

1986년 9월 30일 原電 11, 12號機 NSSS 供給業체로 미국의 C-E사가 선정됨에 따라 향후 우리나라에 건설될 PWR형 원자로의 炉型이 900 MWe급 System 80로 확정되는 중요한 전환점이 되었다. 이는 지금까지 국내에서 건설되어 온 8기의 PWR 원자로가 모두 미국의 Westinghouse사 2-loop, 3-loop 또는 그의 기술전수기관에서 개발한 3-loop 原子炉系統에서 크게 벗어난 과감한 결정이라 할 수 있다.

C-E사의 NSSS設計는 앞서 서술한 바와 같이 出力容量에 관계없이 모두 原子炉冷却系統(RCS)에서 그림 2와 같이 2-loop의 개념을 쓰고 있고, 原子炉制御系統이 COLSS-CPC를 사용하는 완전 digital control방식을 채택하고 있는 면이 W사 NSSS와 가장 큰 차이점이라

할 수 있다.

#### 1) Technical Exceptions

NSSS ITB에서 요구했던 기술사항중 System 80의 基本設計概念의 차이로 대표적인 技術例外事項은 다음과 같다.

##### - 加压器 PORV除去

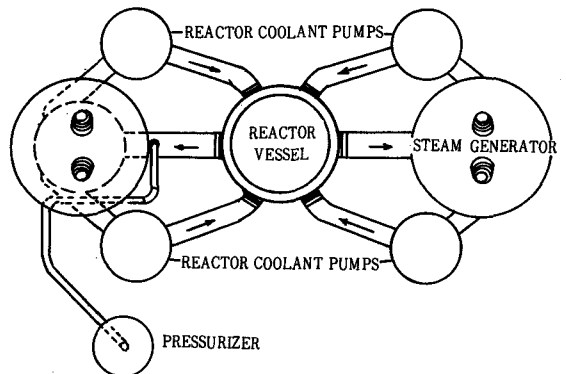
TMI사고시의 주원인이 되었던 가압기 PORV를 System 80 설계에는 당초부터 4개의 spring loaded safety valve로 대체하였고 이의 안전성이 PV-1 발전소에서 실증되었다.

##### - Turbine Trip時 Reactor Trip例外條項

Turbine Trip시마다 원자로도 정지되어야 한다는 기존관념은 안전성면에서는 바람직하나 원자로 가동을 저하의 원인이 되어왔다. 이에 대응하는 조치로 System 80 설계개념은 Reactor Power Cutback System(RPCS)을 채택하여 안전성을 유지하면서도 원자로의 稼動率을 높이는데 기여하고 있다.

#### 2) TMI設計變更事項

TMI Action Plan의 이행문제는 한국에서 뿐만 아니라 미국에서조차 항상 어려움을 겪는 문제이다. 선행호기의 경우를 보면 모든 TMI 규제사항 역시 도입국의 규제요건을 따르기 때문에 W사의 PWR인 5,6,7,8호기와 Framatome사의 PWR인 KNU 9,10호기가 적용기준이 조금씩 달랐다. 정도의 차이가 있으나 TMI의 규제요건은 모두 까다로와 몇개의 중요설비개선사항은 매 호기 건설 및 운전인허가 과정에서 <그림 2> Reactor Coolant System Arrangement



설계개선을 조건으로 승인을 얻었다.

따라서 이번 11,12호기에는 TMI Action 요구 사항을 얼마만큼 적용하였는지 알아보는 것이 다른 선행호기 설계보다 얼마만큼 개선되었는지를 알아보는 척도의 한 방법이 되겠다.

韓國電力은 11,12호기 계약과 관련 TMI Action Item중 11,12호기에 반영할 항목을 韓技(株)의 용역결과와 원전 5,6호기 TMI Report를 검토하여 선정하였다. 검토결과 건설단계에서 적용하여야 할 항목 총 31항목중 11,12호기에 적용할 항목이 결정되었다.

本稿에서는 선행호기에 특히 문제가 되었던 몇가지 사항중 설계개선이 이미 11&12호기에 적용된 TMI Action Item을 기술하고 설계반영 사항을 설명하고자 한다.

가) 안전변수감시장치 (L.D. 2 Plant Safety Parameter Display Console)

• TMI규제요건

발전소 안전변수표시콘솔(SPDC)은 NUREG-0696에 따라 설계하여 공급하여야 한다.

이 콘솔은 발전소의 중요안전변수들을 항상 표시할 수 있고, 필요한 데이터 추이의 전영역을 표시할 수 있고, process limit를 접근하거나 초과할때 발전소의 안전상태를 정의하는 최소한의 변수집합체를 나타낼 수 있어야 한다.

• 11&12설계반영사항

C-E사는 발전소의 안전상태를 정의하는 최소한의 변수들의 집합된 정보를 운전원에 보여 주기 위하여 Critical Function Monitoring System(CFMS)를 설계하였다.

이 CFMS는 발전소의 중요변수들을 전영역에 걸쳐 표시할 수 있고, 필요한 데이터의 시간에 따른 변동을 알 수 있도록 추이곡선을 보여 줄 수 있으며, 안전중요변수들이 limit setpoint에 접근하거나 초과하면 이를 경보할 수 있도록 color CRT상에 graphic display한다.

운전원들에게 정상 또는 사고시에 쉽게 발전소의 상태를 알 수 있도록 human engineering

관점에서 color CRT화면을 설계하였다. 설계된 화면의 예를 보면, top level display에 critical function 전부를 볼 수 있도록 종합된 정보를 한 화면에 보여주고, 어떠한 critical function이 limit를 접근하거나 초과할때 해당되는 사각형 window를 yellow 또는 red로 변화시키면서 blink나 bell 소리로 운전원에게 알려준다.

나) 原子炉冷却材系統 Vents (II. B. 1 Reactor Coolant System Vents)

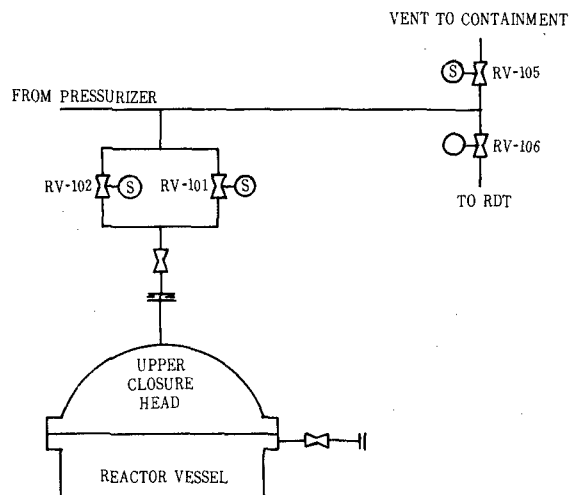
• TMI규제요건

사고후 자연순환에 의한 炉心冷却을 방해하는 비응축성 기체를 제거하기 위하여 主制御室에서 운전가능한 RCS Vent를 설치해야 한다. 그러나 본 계통의 설치로 LOCA가 일어날 확률을 과도히 증가시키거나 격납용기 건전성을 위협하지 않도록 해야 한다.

• 11&12설계반영사항

C-E사는 TMI요건을 만족시키기 위하여 그림 3과 같이 原子炉容器 머리부분과 加压器에 증기 및 기체배출계통을 특별히 설계하였다. 따라서 원자로 및 냉각계통에 발생한 비응축성 기체를 제어실에서 배출할 수가 있으며, 또한 이 계통의 운전으로 냉각재 손실사고가 일어날 확률을 과도히 증가시키거나 격납용기의 건전성

〈그림 3〉 Reactor Vessel Head Vent



을 위협하지 않도록 10CFR50 부록A의 General Design Criteria요건에 만족하도록 설계하였다.

다) 부적절한 노심상태 감시계측장비설치 (II. F. 2 Identification of and Recovery from Condition Leading to Inadequate Core Cooling)

TMI규제요건

PWR의 1차냉각재 포화상태와 원자로용기에서의 냉각재 수위지시에 대한 적합한 신호를 제공하여 운전원이 부적절한 노심냉각상태를 명확하고 손쉽게 판단할 수 있도록 제어실에 제기를 공급해야 한다.

11&12설계반영사항

C-E사는 이 TMI요건을 만족시키기 위하여 부적절한 노심감시장치(Inadequate Core Cooling Monitoring System)를 설계하여 반영하였다. 이 ICCMS는 1차냉각재 포화상태를 감시하기 위해 가압기의 압력신호와 냉각재의 온도를 측정할 신호를 Subcooling Margin Moni-

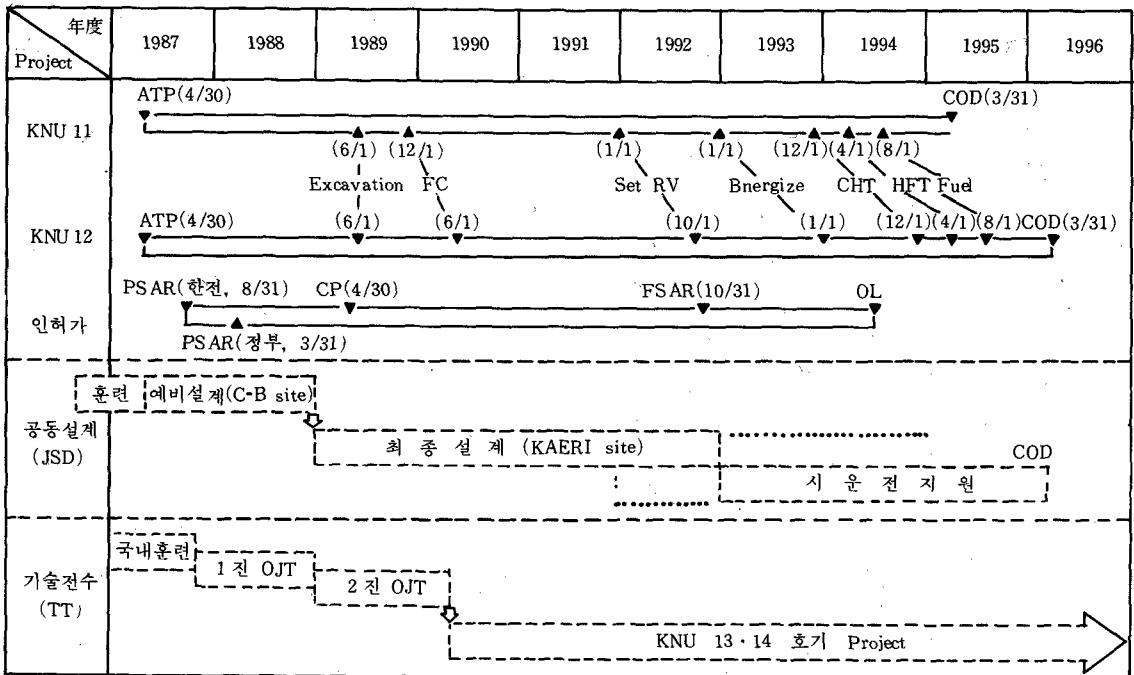
tor(SMM)이란 계산장치에 보내어 처리한후 ICCMS CRT display에 표시하도록 하고 있으며, 原子炉容器内の 냉각재 수위를 감시하기 위해 C-E가 특별히 고안한 Heated Junction Thermocouple System(HJTCS)을 원자로용기에 설치함으로써 LOCA와 같은 사고가 발생할 경우 원자로의 수위를 잘 감시할 수 있도록 하였다.

나. 事業遂行体制

우리나라 제3세대 원자력발전소의 출범을 상징하는 원전 11,12호기사업은 그 목표부터 경제성있는 900MWe급 원전 2기를 工期限内에 짓는다는 기본목표 이외에도 이 사업을 통해서 지금까지 외국에만 의존해 왔던 원자력발전소 핵심 기술을 완전 국산화한다는 지상목표가 추가되어 있다. 이를 위해서 국내 원전건설 역사상 처음으로 기술전수계약이 발전소공급계약과 별도로 체결될 예정이다.

그림 4의 Project Key Milestone에 표시된 바와 같이 원전 11,12호기 표준공정은 ATP 이

〈그림 4〉 KNU 11 & 12 Project Key Milestone



CP: 건설허가 OL: 운영허가

후 각각 95개월, 107개월만인 1995년 3월, 1996년 3월에 상업운전 개시토록 되어있다. 이와 동시에 진행될 과학기술처와의 인허가업무일정은 다음과 같다.

- 1987. 8. 31 : PSAR NSSS분 한전 제출
- 1988. 3. 31 : PSAR 과기처 제출, 건설허가 신청
- 1989. 4. 30 : 건설허가 발부
- 1992. 10. 30 : FSAR 과기처 제출
- 1994. : 운전허가 발부

특히, 원전 11,12호기의 NSSS設計는 국내에 비교적 생산한 900MWe급 System 80 model 이라는 점에 비추어 설계의 安全性 및 健全성을 입증하기 위한 국내의 전문기관의 다각적인 검토가 수반될 것으로 보인다. 향후 13,14호기부터 전개될 우리나라 標準原子力発電所의 참조 발전소가 11,12호기 NSSS설계에서 부터 비롯될 것임을 고려할때 이에 따른 인허가업무의 표준화도 고려되어야 한다.

미국의 예를 보면 NSSS Vendor가 標準安全性分析報告書(예;C-E사의 CESSAR, W사의 RESSAR, GE사의 GESSAR)를 USNRC에 제출하여 generic design에 대한 사전설계승인으로 PDA(Preliminary Design Approval), FDA(Final Design Approval) 또는 DC(Design Certificaiton) 제도가 있다.

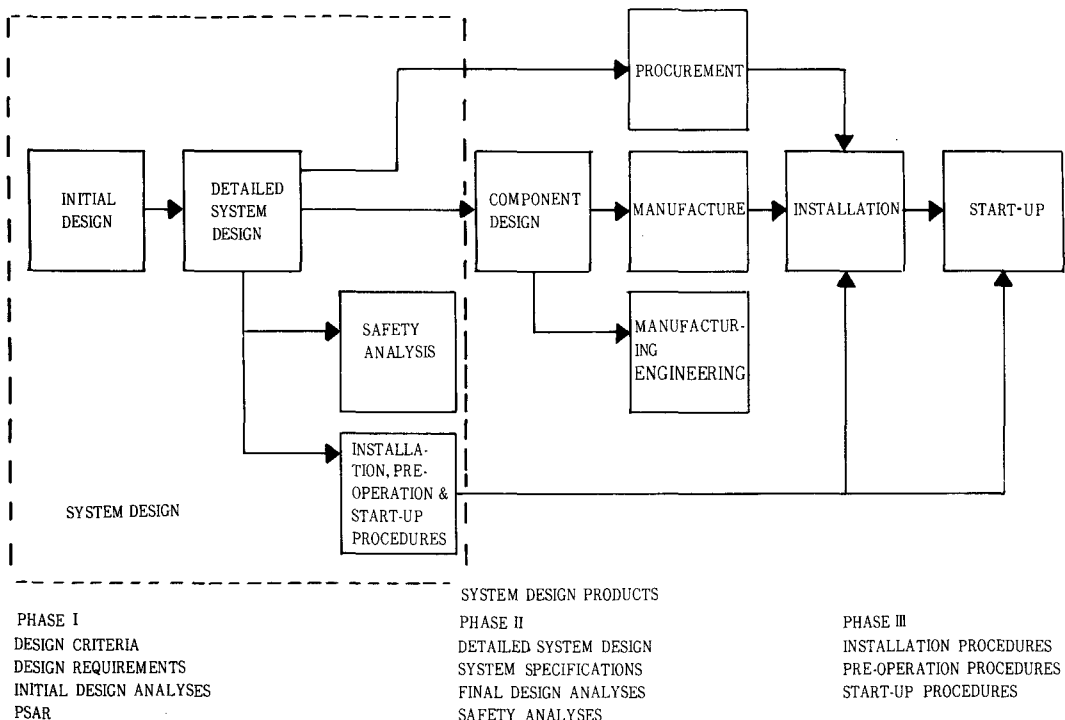
지금까지 국내 모든 기존 호기의 NSSS는 주기기공급계약측면에서 전적으로 외국업체에 의해 공급되어 왔던 관계로 설계의 핵심기술인 NSSS계통설계, 기기제작설계 등은 국내기술기반이 없었던 편이나, 11,12호기 사업체제에서는 한국에너지연구소가 계통설계업무의 주계약자로, 한국중공업이 기기제작설계업무의 주계약자로 技術自立의 주체가 되었다.

#### 다. NSSS系統設計 技術自立

##### 1) NSSS系統設計業務內容

모든 원자력발전소 설계업무의 효시는 NSSS 계통설계에서 부터 시작된다. 계통설계업무의 내

(그림 5) System Design Activities and Products



용은 그림 5에 나타난 대로 予備設計를 거쳐 기  
기부품이 제작되고, 발전소 건설현장의 설치업  
무를 거쳐 試運轉이 끝날때까지 기술적인 총괄  
업무를 핵심이 된다. 특히, 이 기술은 발전소의  
안전성 확보에 가장 밀접한 기술로 사료된다.

계통설계업무를 최종결과물은 다음의 세단계  
로 나누어지며, 이들의 용도는 기기제작 및 구매  
와 인허가제출자료로 쓰여진다.

- Phase I : Design Criteria
  - Design Requirements
  - Initial Design Analysis, PSAR
- Phase II : Detailed System Design
  - System Specifications
  - Final Design Analysis, FSAR
- Phase III : Installation Procedures
  - Pre-Operation Procedures
  - Start-up Procedures

계통설계에 포함되는 각 전문분야간의 업무  
연계흐름도는 그림 6과 같다.

2) 共同設計參與 (Joint System Design)

NSSS계통설계 기술자립추진방안의 일환으  
로 한국에너지연구소 설계진과 C-E 설계진은

공동으로 인력을 투입하여 설계업무를 수행한  
다.

予備設計段階인 ATP후 첫 2년간은 양 기관  
의 공동설계팀이 C-E사의 Windsor설계센터에  
서 공동설계를 수행하고, 기술전수계약에 의한  
전산코드 및 기술자료들의 이전이 완료되는 시  
점부터는 양 기관의 공동설계팀이 대덕으로 이  
전하여 국내 설계센터로서 실제업무를 수행한  
다.

3) 기술전수참여 (Technology Transfer)

별도의 기술전수계약에 의해 향후 10년간 보  
완되고 전수되는 NSSS계통설계분야의 자료는  
다음과 같다.

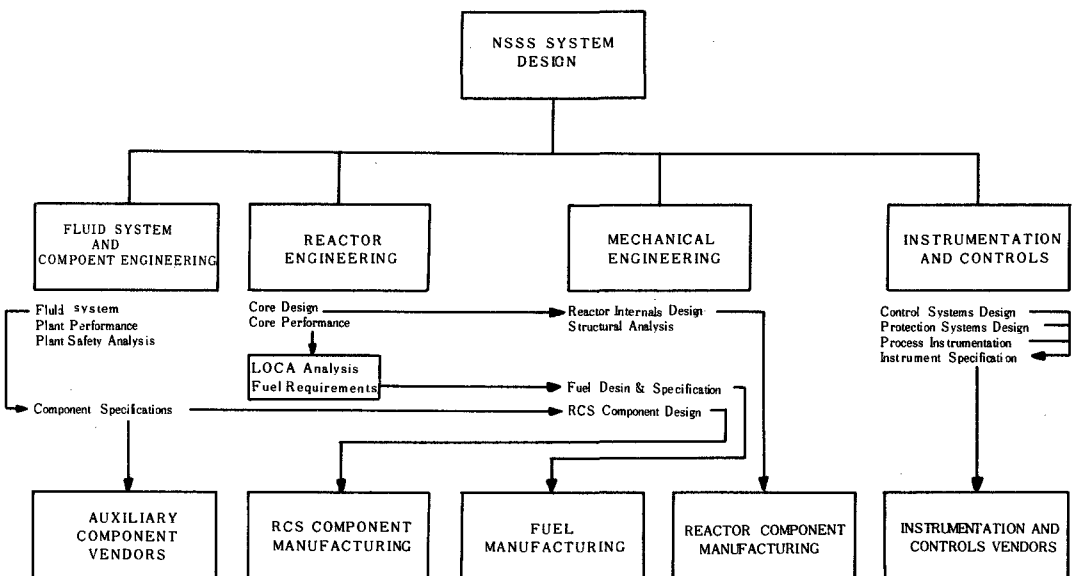
- 기술문서류: 보고서, 설계서, 계산서, 도면 등
- 설계전산코드류: C-E사 소유코드 164종,  
상용코드 16종
- 특허류: 총 193종
- 기 타: R&D참여, 훈련 및 기술자문

4. 後續機 標準原電 NSSS設計

가. 概 要

표준원전 NSSS의 設計自立을 위하여 4단계

<그림 6> Basic Elements of NSSS Design Organizations



표준화사업까지의 계획을 수립하여 현재 2 단계 표준화사업을 수행중이다. 제 1 단계 표준화사업은 한국전력기술주식회사가 주관하였는데 원자력발전소 표준화사업을 위한 초기단계로서 몇가지 기본이 되는 선행과제조사와 최적설계 연구 및 일반설계기준서 작성 등을 수행하였다.

제 2 단계 표준화사업은 한국전력기술주식회사가 A/B설계분야를, 한국에너지연구소는 NSSS 설계분야를 각각 전담하여 현재 진행중이며, NSSS 표준화의 본격적인 착수가 되는 단계로서 설계개선사항을 도출하고, 利用率 및 안전성 향상방안을 수립하여 궁극적으로는 표준원전 NSSS 개념설계를 목표로 한다.

현재 NSSS 설계분야에는 12개의 소과제를 선택하여 수행하고 있다. 또한 앞으로 수행될 3 단계 원전표준화사업은 후속기 준비사업으로서 표준원전 NSSS 기본설계까지의 기술적 단계를 그 목표로 하고 있으며, 후속기 표준원전사업의 최종이 되는 4 단계 표준화사업에서는 본격적인 후속기사업의 일부로서 원자력 13, 14 호기의 NSSS 상세설계를 그 목표로 하고 있다.

본 장에서는 우선 한국전력기술주식회사가 수행한 1 단계 사업을 요약하고 한국에너지연구소에서 수행하고 있는 2 단계 주요내용을 선별 소개한 후 3, 4 단계 계획을 제시하고자 한다.

#### 나. 1 段階 原電標準化事業

##### 1) 선행과제조사

標準化事業을 시작하기 위한 기본적 사항으로 몇가지 과제를 선행하였다. 그 내용으로 해외 표준화 관례조사는 표준화 추진 9 개국을 대상으로 검토하였고, 원자력발전소의 건설, 운영 관련분야별로 국내 기술현황을 파악하였다. 그 결과 기술성, 경제성 및 핵연료공급 안정성에서 PHWR이 유리하나 현실성에서는 PWR이 유리하므로 PWR을 標準炉型으로 개발하기로 하였고, 용량에 있어서 900MWe급의 발전소가 가장 적합한 것으로 평가되었다.

표준화 대상으로는 발전소 全系統(主機器供給

系統 18계통과 BOP의 109개 계통을 합한 총 127개 계통으로 분류)과 부지특성에 크게 영향을 받지않는 發電設備建物を 표준화 대상범위로 선정하였다. 표준화의 접근방법으로는 특정 발전소를 참조발전소로 선정하여 최신기술이나 건설 및 운전경험에서 도출된 설계개선사항을 반영한후 경제성, 안전성 및 신뢰성이 있는 표준원전을 개발하는 것으로 한다. 특히, 여기서 설계개선이라함은 다수 부지의 포괄적 특징치 적용, 기존 발전소의 설계변경, 기자재 제작, 건설운전 및 보수경험 등을 한국적 특성에 반영시키고, 건설공기의 단축, 가동율 향상을 고려함을 뜻한다.

##### 2) 최적설계 연구 및 일반설계기준서 작성

격납용기, 발전설비건물기초, 작업자 방사선피폭 감소, 폐기물감용설비 단위건물 배치, 배관파손 방호, 화재방호, 발전소건물 내부침수, 공기조화계통, 발전소제어계통, 비상운전정지제어반, 주 제어실 설계개선, 소내전압 선정, 주변변압기 형식, 발전기 개폐기 형식, 예비전력 공급계통 발전기의 중성점 접지방식 검토, 직류전압선정 및 구성 등 18개 항목의 최적설계를 검토하였고 이들 항목에 대한 설계 기준서를 작성하였다.

#### 다. 2 段階 原電標準化事業

##### 1) 개요

제 2 단계 원전표준화사업은 표준원전 NSSS 최적설계를 행하고, 안전성 및 이용율 향상 방안 등을 강구하여 우리에게 적합한 NSSS 개념설계를 그 최종목표로 한다.

그 수행방법으로는 일단 참조발전소를 선정하고 개선의 여지가 있는 12개의 과제를 선택하여 중점적으로 수행하는 것이다. 특히, 이 사업의 특정 참조발전소로는 원래 KNU 11 & 12의 C-E가 successful bidder로 결정되기 이전에 Westinghouse의 KNU 7 & 8가 참조발전소이었다.

12개의 선정된 과제는 최적설계과제, 안전성 향상을 위한 과제, 이용율 향상을 위한 과제로



나눌 수 있다.

- 최적설계과제 : 유체계통설계 최적화  
원자로계측계통 및 공정계  
장계통 최적화  
제어 및 보호계통설계 최적  
화
- 안전성향상과제 : 미해결 안전성 문제 검토  
이상사태 진단 및 예측  
열충격 방지방안
- 이용율향상과제 : 강제운전정지 감소 방안  
시운전기간 감소 방안  
가동중검사기간 단축 방안  
원자로압력용기 수명연장  
방안  
운전여유도 검토  
지지구조물 단순화 방안

이들 과제중 대표적인 세과제에 대하여 간략하게 논하여 본다.

최적설계과제로는 기존 유체계통을 최적화하는 유체계통설계 최적화 과제를 택하였고, 안전성 향상과제로는 열충격 방지방안 검토과제를 택하였다. 이용율 향상과제로는 시운전기간 감소방안을 택하였다.

## 2) 流体系統 설계최적화 과제

유체계통 설계최적화는 국내 발전소 및 전세계 PWR NSSS의 유체계통을 비교하고 현재까지의 경험자료 및 신기술 동향들을 분석검토하여 한국표준원전의 유체계통으로 손색이 없는 최적유체계통을 제시하는 과제이다. 이 과제는 최종성과물로 Westinghouse사의 KNU 7 & 8 호기 및 C-E사의 KNU 11 & 12호기를 기준발전소로한 최적유체계통안으로 表 9와 같이 제 1안, 제 2안 및 제 3안을 제시하고자 한다.

表 9 및 그림 7의 제 1안은 그동안 세계 각사의 system을 비교 분석한 결과를 바탕으로 앞으로의 후속기 KNU 13 & 14호기에 가장 적절한 system으로써 고려될 수 있는 유체계통을 제시하였다.

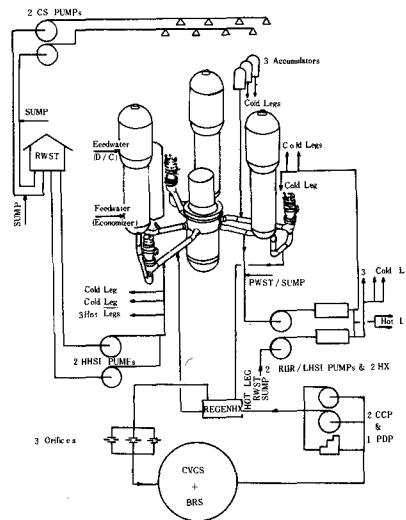
原子炉冷却系統(RCS)은 3 loop로써 RTD bypass line을 제거하였고, 容量을 기존의 발전소의 가압기 용량보다도 훨씬 증대시켜서 발전소내의 과도현상에 대비하여 보다 충분한 완충역할을 할 수 있도록 증대시키는 것으로 한다.

TMI사고이후 기존 발전소의 PORV에 격리 valve를 설치하는 것도 한 방법이나 문제점이 많은 PORV를 제거하는 것을 택하였다. 증기발생기는 기존의 것에 economizer를 설치하여 예열기능을 높혀 열전달 효율을 높이고 2차계통의 압력상승을 도와 발전소 효율이 증가될 수 있도록 하였다. 또한 많은 증기발생기 튜브의 파열에 의한 사고에 대비하여 증기발생기를 교체할 수 있도록 하는 것을 추천한다.

安全注入系統(SIS)에서는 고압안전주입펌프를 CVCS의 충전펌프와 분리하여 잘못된 전기적 고장에 의한 주입신호 작동시에도 냉각계통의 압력이 2050psig 이하가 되지 않는한 고압안전주입이 되지않게 하며, 또한 봉산수주입탱크를 없애어 잘못된 고농도 봉산수의 주입에 의한 기기고장확률의 위험을 막을 수 있고 heat tracing을 할 필요가 없게 하였다.

저압안전주입계통은 잔열제거계통과 겸용하

〈그림 7〉 Schematic Diagram of Standard NSSS Fluid System



게 하여 shut-off head를 높게 함으로써 所内 전원상실시와 같은 사고시 증기발생기에 의한 열제거와 함께 잔열제거시스템의 작동시간을 overlap하여 redundancy를 줄 수 있고 refueling 시간도 단축할 수 있는 장점이 있다.

化学 및 体積制御系統(CVCS)에서 체적제어의 중추역을 담당하는 충전펌프는 다유량에서는 원심펌프가, 저유량에서는 왕복동펌프가 유리하므로 원심펌프 2대에 왕복동펌프 1대를 겸용하여 사용하게 하였다.

Letdown 압력제어에서도 차압에 잘 견디는 orifice type으로 선택하고 봉소열재생계통(B-

TRS)은 경험상 일일부하추종을 담당하는데 많은 문제점이 있으므로 이를 제거하고 일일부하 추종을 gray rod와 같은 제어봉으로 하는 방법이 좋다.

제 2안은 앞으로 C-E사의 2 loop을 기준으로 개선된 방향으로 제시하는 것이다. 원자로 냉각재계통의 기존 원자로 炉心の 위치를 loop seal 위치에 비해 낮추어 만약의 사고에 대비하도록 개선하는 것이 좋으며, 증기발생기의 economizer는 그대로 채택하지만 2-loop의 증기발생기가 기존의 증기발생기 보다 용량이 크므로 교체시 격납용기의 큰 공간이 요구되어 증기발

〈表 9〉 표준원전의 최적유체계통(안)

분 야	항 목	KNU 7&8	KNU 11&12	제 1안	제 2안	제 3안
RCS	Loop 수	3	2	3	2	3
	Steam Generator 수	3	2	3	2	3
	RCP 수	3	4	3	4	3
	RTD bypass line	0	×	×	×	×
	Reactor	conventional	calendria	conventional	lower core	lower core
	PZR 용량	conventional	large	large	large	large
	PORV	0 with isolation valve	×	×	×	×
	Steam Generator		with economizer	with economizer replaceable	replaceable	replaceable
ESF	HHSIS	HHSIS with higher shut off head	HHSIS with lower shut off head	HHSIS with lower shut off head	HHSIS with lower shut off head	passive SIS
	BIT	0	×	×	×	×
	Accumulator 수	3	4	3	4	passive SIS
	RHRS	common with LHSIS	common with LHSIS	common with LHSIS	common with LHSIS	seperated RHR
	LHSIS	LPSIS	LPSIS	with high shut off head	with high shut off head	passive SIS
	CSS	with CSAS	with CSAS	without CSAS	without CSAS	no CSS
Aux.	Charging pump 수·형태	3 CCP	3 PDP	2 CCP 1 PDP	2 CCP 1 PDP	2 CCP 1 PDP
	BRS	BRS	CVCS	CVCS	Modified BRS with BTRS concept	Modified BRS with BTRS concept
	BTRS	BTRS	×	×	×	×
	CVCS letdown pr. control type	3 orifice	2 control valve	3 orifice	3 orifice	3 orifice

생기를 효과적으로 교체하는 방향으로 개선되어야 할 것이다.

安全注入系統에서는 제 1 안과 마찬가지로 저압안전주입계통의 shut-off head를 높게하여 사고시를 더욱 대비하게 한다. 화학 및 체적제어계통의 letdown 압력조절은 control valve 대신에 3개의 orifice로 대체하고 충전펌프는 2대의 원심펌프와 한대의 왕복동펌프의 겸용을 추천한다. 붕소회수계통은 붕소열재생계통의 개념을 가지게 하여 붕산폐기물에 효과적인 이용을 높이도록 하였다.

제 3 안은 1, 2 안 보다는 좀더 혁신적인 것으로 실증은 안되었지만 장차 실증될 것으로 판단되는 계통을 제시한 것이다.

원자로냉각계통은 3-loop로 보다 안전하게 원자로 로심을 낮추고, 사고시 빈번한 증기발생기를 교체가 가능하도록 설계하며, 안전주입계통은 발전소 운영보수상 고장이 많은 밸브 및 펌프를 가능한 줄일 수 있는 자연형 안전주입(passive safety injection) 형태로 바꾸고, 화학 및 체적제어계통은 제 2 안과 동일하게 설정하였다.

이들 세가지 안에 대해서는 3 단계 사업에서 좀더 면밀한 기본설계를 수행할 예정이다.

### 3) 열충격방지 방안 검토

이 과제에서는 예상 표준원자로의 비상운전한 계곡선 설정 및 가압열충격사고에 대한 건전성

확보에 대하여 수행한 결과를 발표한다.

가압열충격사고(Pressurized Thermal Shock: PTS)란 원자로가 높은 内圧과 함께 심한 냉각을 받는 과도상태로서 1978년 Rancho Seco Unit에서 발생한 이래 이에 대한 재평가가 필요하게 되었다. 미국원자력규제위원회(USNRC)는 1981년 12월에 PTS문제를 unresolved safety issue A-49로 지정하였으며, 1984년 2월에는 PTS 방지를 위한 새로운 수정안을 제시하였다.

최근에 발생한 PTS사고로는 1985년 6월에 Davis-Besse Unit에서 발생한 사고들로 인해 두 발전소는 오랜기간동안 정상가동을 하지 못하였다.

본 조사사업의 목적은 標準化原子炉의 건전성 확보를 위한 효과적인 설계의 일환으로 원자로 재료를 선별하고 이러한 선별기준이 PTS사고에 어떠한 대응방안이 되는가를 살펴보는 데 있다 (表10 참조).

### 가) 비상운전한계곡선

健全성에 대한 비상운전절차서의 목적은 예상치 않은 원자로 냉각계통의 심한 냉각(가압열충격)이나 정상운전상태의 냉각중 예상치 않은 원자로 냉각계통 과압조건(저온과압사고)의 발생에 대한 대응조치를 제공하여 더 이상의 냉각을 방지하고 압력을 감소시켜 원자로용기의 건전성을 유지하도록 하는데 있다.

(表10) Significant Pressurized Thermal Shock Events

Plant	Vendor	Date	Initiation Event	Initial Coolant Temp. (°F)	Final Coolant Temp. (°F)	Pressure (psig)
H. B. Robinson 2	W	4/28/70	Steam line break	530	320	2050
H. B. Robinson 2	W	11/5/72	Stuck open steam generator relief valve	550	389	1700
H. B. Robinson 2	W	5/1/75	Reactor coolant pump seal leak	450	310	1000
Rancho Seco	B & W	3/20/78	Excessive feedwater transient	600	285	2000
Three Mile Island 2	B & W	3/28/79	Stuck open relief valve on pressurizer	450	250	1800
Crystal River 3	B & W	2/26/80	Inadvertent opening of a power operated relief valve	560	250	2300
R. E. Ginna	W	1/25/82	Steam generator tube rupture	550	265	1400

이러한 목적을 달성하기 위하여 비상운전절차서에는 운전원이 원자로 냉각계통의 가압열충격사고 위험여부를 파악하고 그 정도에 따라서 적절한 기능회복절차를 따를 수 있도록 운전제한범위를 기술한 진단표가 제시되어 있다. 진단표에는 냉각재압력과 온도(원자로 입구노즐에서의 온도)제한치가 정해져 있다. 비상운전한계곡선은 적색, 오렌지색, 황색, 녹색 등 4가지 영역으로 이루어져 있다. 적색영역은 냉각재계통의 압력과 상관없이 열충격으로 인한 건전성상실이 일어날 수 있는 부분이며, 오렌지색영역은 차후의 온도감소나 압력상승 여부에 따라 건전성상실이 예측되는 부분으로 적색영역보다는 덜 심각한 상태이다. 적색영역 및 오렌지색영역은 모두 건전성 상실을 가져올 수 있기 때문에 이러한 영역에서는 냉각재계통의 냉각을 중지시키고 압력을 감소시키는 등의 긴급한 대응조치가 취해져야 한다.

황색영역은 T1과 T2 한계치로 이루어진 부분으로 T2는 T1보다 30°F 높은 온도이다. 이 영역은 운전원이 냉각재계통의 오렌지색영역 진입을 방지할 수 있는 조치시간을 제공하기 위한 것이다. 녹색영역은 필수안전기능이 만족된 상태로서 운전원의 조치가 필요없는 곳이다.

나) 예상 표준화원자로의 비상운전한계곡선

현재의 원자로 설계기술 수준으로 볼 때 수명 말기에서 표준원자로의 RTndt는 약 50°F 정도까지 낮출 수 있을 것으로 예상된다. 따라서 비교적 작은 RTndt를 가지는 표준원자로의 비상운전한계곡선을 미리 설정해 봄으로써 기존 원자로들과의 안전여유를 고려하여 RTndt가 100°F인 표준원자로의 비상운전한계곡선을 계산하였다.

실제 계산수행을 위해서는 온도分布解析 및 熱応力解析 등 복잡한 계산을 수행해야 하지만 여기서는 WOG가 제안한 비상운전한계곡선(R-Tndt=250°F)을 이용하여 파괴역학적 변수들을 계산함으로써 RTndt 변화후의 비상운전한

계곡선을 유도하였다. 계산결과와 정확성을 확인하기 위하여 WOG가 RTndt=200°F인 원자로에 대해 개발한 운전한계곡선과 본 계산절차에 따라 계산된 비상운전한계곡선과의 비교를 수행하였다. 비교 결과 오차는 약 3% 정도로 비교적 좋은 일치를 나타내고 있었으며 이로써 계산과정의 타당성을 입증할 수 있었다.

마찬가지 방법으로 RTndt=100°F인 예상 표준원자로의 비상운전한계곡선을 설정하였으며, 그 결과는 그림 8과 같다.

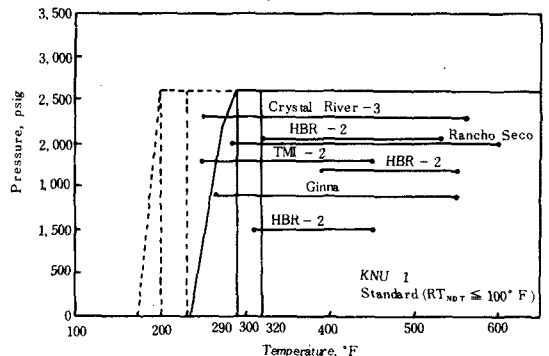
다) 비상운전한계곡선과 가압열충격사고

表10은 미국원자력규제위원회가 심각한 가압열충격사고로 지적한 7개의 사고(원래는 8개의 사고를 지적했으나 한 곳의 자료가 불충분하여 여기서는 제외하였음)에 대한 발전소명, 사고원인, 냉각재계통의 온도와 압력 등을 기술한 것이다.

이 자료들을 원전 1호기의 비상운전한계곡선과 비교한 것이 그림 8이다(실선). 만일 이러한 사고들이 원전 1호기에 발생했다면 적색영역과 오렌지색영역에 각각 2건, 황색영역에 1건이 놓이게 된다. 다시 말하면 건전성 상실을 가져올 수 있는 사고가 4건, 운전원의 사전조치가 필요한 사고가 2건으로 대부분의 가압열충격사고는 원전 1호기에 있어서도 심각한 열충격사고가 됨을 알 수 있다.

그림 8의 점선은 RTndt=100°F인 예상 표준

〈그림 8〉 Comparison of Overcooling Accidents and Operational Limits Curve



화원자로의 비상운전한계곡선을 나타낸 것이다. 여기서는 원전 1호기의 경우와 달리 모든 가압 열충격사고는 녹색영역에 놓이게 되어 건전성에 영향을 미치지 못한다. 따라서 가압열충격으로 인한 건전성 상실을 막기 위해서는 원자로 재료의 선택이나 제작시 낮은 RTndt의 고려가 절대적으로 필요함을 알 수 있다

#### 4) 試運転期間 減少方案

본 과제외 목적은 初期炉心 및 再裝填炉心の 시운전시험을 합리화함으로써 시운전기간을 감소시켜 발전소의 이용율을 향상시키려는 것이다. 이 목적을 위해 현재까지 수행된 항목으로는

- 동일심의 중복시험 배제
- 재장전노심에서의 노물리시험의 합리화
- 시험전 초기조건 완화를 통한 기간단축
- 새로운 시운전 장비의 도입을 통한 기간단축
- 년차보수기간 단축을 위한 설계개선

으로서 이중에 첫번째와 두번째 항목만 요약설명한다.

##### 가) 同一炉心の 중복시험 배제

동일노심을 가진 다중호기 원자력발전소에서는 lead unit에서의 시운전시험결과 核設計의 신뢰도 및 원자로의 안전성이 확실히 입증되었을 경우 follow-on unit에서는 일부 시험만을 시행하여 그 결과를 lead unit의 측정결과와 비교하고 그 적정성을 확인하는 것만으로 충분히 믿을 수 있다.

lead unit에서는 시운전시험의 목적을 설계방법의 타당성 증명과 새로운 설계방법의 증명에 두고 있는 반면에 follow-on unit에서는 발전소가 설계에 따라 건설되고 작동되는지를 증명하는 것이다. 현재 국내에서 건설되었거나 건설 중인 발전소에서의 follow-on unit에서는 lead-unit에서 수행된 전시험종목을 수행했거나 수행할 예정으로 있다. 그러나 KNU 11&12에서와 같이 표준화된 System 80에서는 이 개념을 이용하여 시운전기간 단축을 도모할 수 있다.

KNU 11에서는 Reg. Guide 1.68에서 요구되는 모든 시운전시험종목을 수행하고 KNU 12에서는 일부 시운전시험종목 자체를 생략하거나 어떤 출력준위에서 동일 시운전시험을 생략함으로써 KNU 11에 비해 시운전기간을 반으로 줄일 수 있을 것으로 예상된다. 그 대신 follow-on unit가 lead unit와 동일한 방법으로 작동한다는 것을 보증하기 위해서 follow-on unit의 시험허용범위(acceptance criteria)를 좀 더 엄격하게 제한하였다. KNU 11&12에서 수행될 시운전시험종목 및 시험허용범위는 表11에 제시된 바와 같다.

##### 나) 再裝填炉心에서의 노물리시험의 합리화

매 주기마다 핵연료 재장전후 시행되고 있는 영출력 노물리시험 및 출력상승시험에 대하여 현재의 시험목적은 만족하면서 시운전시험기간을 단축할 수 있는 방안을 마련하였다. 이 방안은 영출력 노물리시험에서의 rod swap 및 출력분포측정시험과 출력상승시험에서의 노외계측기 교정시험으로 구성되어 있다.

Rod swap은 종래에 사용하던 붕소희석법(boron dilution method)대신에 제어봉 상호교환에 의해 제어봉 반응도가를 측정함으로써 시험기간을 단축하는 것이다. 영출력에서의 출력분포측정시험은 현재 영출력조건에서 2-4%까지 출력을 상승시켜 시험을 수행하고 있으나 출력을 상승시키지 않고 새로운 시험장비인 picoammeter and low noise battery power supplies와 같은 장비를 이용하여 영출력에서 직접 시험을 수행하는 것이다. 이 방법으로 영출력에서 출력을 상승시켜 노심을 안정시킨후 시험을 수행하고 다시 차기 시험을 위해 출력을 줄여 안정시키는 시간을 줄일 수 있다.

현재 노외계측기교정시험은 축방향 중성자속차(axial flux difference) 및  $f(I)$ 에 대하여 노외계측기를 교정하는 것으로 75% 출력중에 수행된다. 현재의 방법 대신에 75% 출력에 도달하기 전에 데이터를 모으고 요구되는 분석을

수행함으로써 75% 출력중에 머무는 시간을 줄일 수 있다. 다음 그림 9는 현재 국내에서 수행 중인 再裝填炉心에서의 노물리시험과 합리화를 통한 축소안과의 비교이다.

### 라. 3/4段階 原電標準化事業

#### 1) 概要

標準化事業 제 3 단계로서 표준원자력발전소의 세부설계요구사항 등을 결정하고 제 2 단계 사업 결과인 NSSS 설계개선사항인 利用率 및 안전성 향상방안에 설계요구사항을 적용하여 표준원전 NSSS의 기본설계를 행한다.

4 단계에서는 3 단계 결과인 설계요구사항으로 표준원전을 발주하며, 그 기본설계의 축적된

지식으로 국내에서 독자적인 상세설계를 수행한다.

#### 2) 戰略

12개의 2 단계 중점과제 이외에 NSSS 전체가 구성될 수 있도록 설계요구사항 정립과제와 System Integration 과제를 추가하고 KNU 11 & 12 NSSS 설계단이 단계별 설계를 마치고 귀국한후 습득기술과 KNU 11&12 기술전수자료 및 기술을 표준원전 기본설계에 활용한다. 또한 C-E사가 중점적으로 추진하고 있는 EPRI-A-LWR계획 및 DOE-ALWR계획에도 참여하여 그 결과인 Advanced System 80을 표준설계에 반영한다. 4 단계에서는 KNU 11 & 12 사업조

(表11) Initial Test Program

Power Ascension Tests	Lead Unit	Follow-on Unit
1. Core Performance		
ITC and Power Coefficient	20, 50, 80, 100%	50, 100%
Power Distribution Measurements	20, 50, 80, 100%	20, 50, 80, 100%
Dropped Control Rod (Power Distribution)	50%	Not Required
Ejected Control Rod (Power Distribution)	50%	Not required
Xenon Oscillation Control Test	≥50%	Not Required
2. Protection System Calibration		
Incore-Excore Detector Calibration	20, 50%	50%
Core Protection Calibration/Excore Detector Adjustments		
Excore Detector Shape	20, 50%	50%
Annealing Factors		
Excore Detector Temperature	50%	50%
Annealing Factors		
Control Rod Insertion	50%	50%
Shadowing Factors		
Core Protection Calculator (CPC) and Core Operation Limit Supervisory System (COLSS) Verification	20, 50, 80, 100%	20, 50, 80, 100%
CPC and COLSS Peaking Factor Verification	50%	50%
Incore Detector Test	20, 50, 80, 100%	20, 50, 80, 100%
Reactor Coolant Flow Determination	20, 50, 80, 100%	20, 50, 80, 100%

직을 연속적으로 최대 활용하여 계통설계 및 기술전수경험의 실험장을 마련한다.

3) 최종성과물

2단계 사업의 결과인 개선안과 利用率 및 安全性 향상을 위한 방안을 적용하고 C-E의 ALWR 과제결과를 반영하여 KNU 11&12 계통설계 및 기술전수경험을 토대로 설계된 표준원전의

의 표준 NSSS 기본설계안이 3단계 사업의 최종성과물이다.

4단계 사업에서는 다수 부지에 다수 기를 건설할 수 있는 표준원전 원자력 13,14호기의 NSSS 세부설계가 그 최종성과물이다. 이는 구체적으로 각 계통별 System Specification의 형태로 나타난다.

<그림 9> 再裝爐心에 대한 시험중인 노물리시험과 축소안과의 비교

