

# 차세대 비등수로(ABWR-II)의 개발

日置 秀明

(주) 도시바 원자력플랜트계획부 차세대로 담당 주사

## ABWR-II 기술

### 최

초의 개량형 비등수로 (ABWR)인 일본 동경전력의 가시와자키 가리와 6호기(K-6)가 96년 11월 7일 상업 운전에 들어가 1,356MWe의 최대 출력을 내고 있다.

K-6 및 K-7의 ABWR 원전에 이어, 비등수를 운영하고 있는 일본의 전력사들은 21세기초까지 ABWR을 건설할 계획을 갖고 있다.

경수로(LWR)는 그 우수성 및 고속 증수로(FBR) 상업화의 지연으로 오랜 기간에 걸쳐 원자력 발전의 주요 역할을 할 것으로 기대된다.

따라서 LWR 시대는 그 기대된 높은 운전 성능과 경제성으로 인하여 개량형 경수로(ALWR) 류의 점진적인 증가와 함께 다음 세기까지 잘 연장될 것이다.

차세대 및 미래의 BWR 개발은 경제성 개선, 용이한 운전 및 보수, 연료 주기의 탄력성에 중점을 두며 나아가고 있다.

ABWR-II, 즉 차세대 BWR의 개

발은 진화된 장기적 원전을 조사하기 위하여 NSSS 공급사와 공동으로 일본 BWR 전력 회사에 의해 90년에 시작되었다.

발전소 개념은 신기술을 이용한 ABWR의 진화에 토대를 두고 있다.

도시바사는 초기부터 이 프로그램과 JSBWR 프로그램에도 참여해 왔는데, 그 목적은 일본의 설계 요건하에 SBWR에 토대된 경제적으로 경쟁력있는 발전소 설계를 개발하고, 단순성 및 운전 안전 여유도를 개선 및 유지하는 것이다.

경수로의 미래 요건을 다루기 위하여, 도시바사는 미래의 혁신적 원전을 연구 및 개발하고 있다.

이 글은 도시바사가 독립적으로 미래의 BWR 원전에 관해 수행하고 있는 ABWR-II 개발 프로그램, JSBWR 프로그램, 미래의 혁신적 원전 개발 업무 및 기타 연구에 관한 도시바사의 개발 활동을 기술한 것이다.

### 1. 노심

큰 연료 다발 격자(lattice)는 더 작은 연료 다발(bundle)을 요구함으로써 노심 설계를 단순화한다.

3 격자 제어 개념, 즉 재래식 격자, K 격자 및 제어봉 다발 개념이 큰 연료 다발에 고려되었다.

제어봉의 수에 있어서 커다란 감소가 있으므로 더 깊은 연구를 위하여 K 격자 방식이 수행되었다.

K 격자 개념에서 제어 블레이드의 수는 <그림 1>에 보여진대로 재래식 제어 설계에서 4 연료 다발당 1 제어 블레이드 대비, 매 4 연료 다발당 2 제어 블레이드로 증가되었다.

연료 다발의 거리(pitch) 및 제어봉 공간(span)은 정지 여유 성능 및 큰 연료 다발의 비용 이득을 고려하여 결정된다.

일반적으로 정지 여유도는 연료 다발 pitch가 증가하면서 감소하는데,

단일 제어봉 고착 상태에서의 제어 불능 면적이 더 큰 pitch의 연료에서 증가하기 때문이다.

재래식 격자보다 2배의 pitch를 가진 큰 연료 다발은 <그림 2>와 같다.

K 격자 및 2배의 pitch를 가진 큰 연료 다발의 주요 노심 변수는 <표 1>과 같다.

4개의 sub-bundle에 의해 둘러싸인 중심 경수 영역은 설계의 탄력성을 위한 조정 가능한 감속재 영역이다.

이 노심은 연료방출 연소도, 완전한 MOX 노심의 이용 및 운전 주기 연장에 관한 탄력성을 갖고 있다.

경수 제어봉 배열과 결합된 중심 감속재 영역 변경은 고정된 연료 다발 pitch 조건하의 탄력성 요건에 대한 효과적인 대책이다.

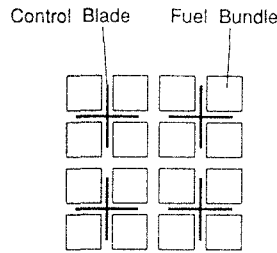
완전한 MOX 노심의 큰 연료 다발은 <그림 3>과 같다.

이 큰 bundle은 1개의 큰 십자형 경수 제어봉과 함께 10×10 sub-bundle로 구성된다.

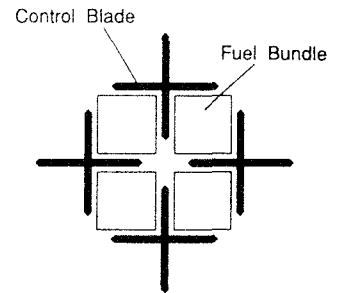
경수/연료 체적비는 완전한 MOX 설계에서의 중성자의 과소 감속을 보상하기 위하여 UO<sub>2</sub> 노심과 비교하여 증가된다.

제어봉 구동(CRD) 장치의 비용 절감과 단순화를 위하여 CRD는 다음과 같은 2개의 형태로 나누어진다.

- ① 출력 운전 연소 효과를 보상하기 위하여 사용되는 미세한 이동 능력을 갖고 노심 정지 기능



a. CONVENTIONAL CONTROL DESIGN



b. K-LATTICE CONTROL DESIGN

<그림 1> Conventional and K-Lattice Configuration

은 없는 중심 셀에 위치한 제어 셀(CC) 형태의 제어봉

- ② 노심 정지 기능과 함께 단계 제어 능력을 가진 기타 영역에 위치한 단계 제어봉

단치 한 형태의 CRD가 ABWR 설계에 적용되는데 그것은 유압식 정지 기능을 가진 전기 구동 미세 이동 CRD이다.

기능적 제어봉은 미세 이동 형태의 CRD와 비교하여 장치가 간단하며, 총비용을 줄일 수 있게 한다.

1,500MWe 기준 노심의 기능적 제어봉의 배치는 <그림 4>와 같다.

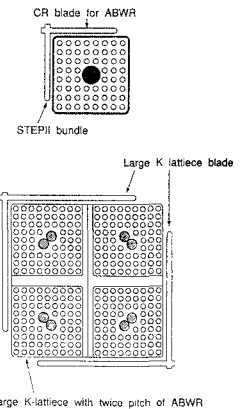
이 노심은 21개의 CC형 CRD와 88개의 단계 제어형 CRD로 구성되어 있다.

3차원적 과도 정지 대응 분석은 CC형 제어봉이 신속한 노심 정지(scram)에 포함되지 않을 때,

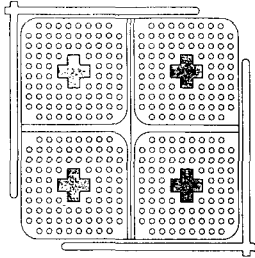
MCPR에 거의 영향을 주지 않음을 보여주었다.

## 2. 원자로 계통 및 기기

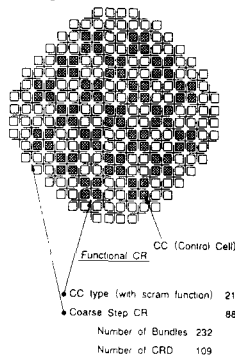
가. 노심측판(shroud)없는 원자로 내장품 구조



<그림 2> Configuration of the Large Bundle



〈그림 3〉 Large Bundle for the All MOX Core



〈그림 4〉 Functional CR Layout in the 1500MWe Core

재래식 BWR의 shroud는 노심 영역에서 큰 구조물이다.

그 노심측판은 쉽게 교체될 수 없다.

이 구조물을 제거하기 위하여, 현행 설계 개념은 연료 수로의 상·하부 높이에서 각각의 원자로 내부 펌프(RIP) 및 배플(baffle)판을 위한 제거 가능한 흡입관을 갖는 원자로 구조를 요구한다.

이러한 설계로 인하여, 노심 지지 구조물의 대부분이 쉽게 제거되고, 내장품 구조의 총 체적이 감소되며, 더 작은 원자로 압력 용기(RPV)를 가져올 것으로 기대된다.

원자로는 10개의 RIP 흡입관(각 RIP당 1개)과 현행 shroud 대신 2개의 배플판을 가질 것이다.

RIP관은 상부 안내판 및 노심판의 높이에 위치한 2개의 배플판을 관통 하면서, 노심 상부로부터 대략 7m인 RIP 확산판까지 연장될 것이다.

배플판은 RPV 원통의 내부 표면에 고정되고, 내부 끝에서 각각 상부 안내판 및 노심판에 연결될 2개의 환형판이다.

RIP관은 RIP 흡입 유량 흐름을 형성할 것이다.

하부 배플판은 각 RIP 관통 및 노심판 연결에서 누설을 막는 밀봉을 가지며, 모든 RIP 방출 유량은 노심 입구로 안내될 것이다.

상부 배플판은 또한 shroud 상부의 증기 분리기를 우회하는 노심 탈출 유량을 피하기 위하여 각 RIP 관통 및 상부 안내판 연결에서 누설을 막는 밀봉을 가질 것이다.

재래식 BWR에서 상부 안내판 및 노심판은 shroud에 의해 지지되는 내장품 구조물이다.

노심측판 없는 노심 개념에서, 상부 안내판은 상부 배플판에 의해 지지될 것이다.

노심판은 하부 배플판에 지지된다.

RIP관 같은 새로운 내장품은 상부 및 하부 배플판에 의해 지지될 것이다.

이들 두 배플판은 RPV 원통에 의해 지지될 것이다.

나. 기능별 배치 CRD 계통

ABWR 뿐만 아니라 많은 BWR 발전소도 출력 조절을 위하여 사용되는 셀 (하나의 제어봉과 인접한 4개의 연료 다발로 구성) 위치를 할당하는 제어 셀 노심 (CCC)의 열출력 관리 방식을 이용한다.

이들 셀들은 제어 셀로 불려진다.

CCC 관리 방식에서, 정상 운전시 열출력을 조절할 CRD 기능의 미세 운동은 단지 제어 셀에 요구될 것이다.

한편 미입계 반응도는 비제어 셀의 수가 전노심의 3/4이므로 비제어 셀의 모든 제어봉이 충분히 삽입된다면, 고온 상태부터 보장될 수 있다.

그러므로 scram 기능은 비제어 셀의 제어봉에 대해서만 요구된다.

상기 고려에 토대하여, CRD는 scram 기능 없는 제어 셀의 반응도 제어 CRD와 scram 기능을 가진 비제어 셀의 정지 CRD로 구분될 것이다.

큰 연료 다발을 가진 제어 셀에 대해, CRD의 미세 이동은 정상 운전 동안 적절한 반응도 제어를 주도하도록 요구될 것이다.

그러므로 미세 이동 CRD (FMC-RD) 장치가 선택되었다.

그러나 scram 기능이 비용을 절감하기 위하여 삭제될 수 있으므로 scram 기능 관련 기기들은 반응도 제어 CRD로부터 제거될 수 있다.

최근의 노심 설계 연구에 따르면,

FMCRD에서와 같은 미세한 제어봉 이동은 정지 CRD에 대해서는 요구되지 않는다.

그러므로 유도형 모터가 이 정지 CRD에서 단계형 모터 대신에 사용될 수 있다.

**다. 대용량 SRV**

대용량 발전소의 이용을 용이하게 하고, 더 경제적으로 매력적하도록 하기 위하여, 개별 SRV 용량의 증가가 고려되고 있다.

SRV 용량의 증가는 기본 구조의 변경없이 밸브 seat 부분을 확대함으로써 가능한 것으로 여겨진다.

그것은 밸브 및 그들의 방출 배관의 용이한 정열과 관련 정비 업무의 감소에 기여할 것이다.

〈그림 5〉는 재래식에 비교한 대용량 SRV의 설계를 보여준다.

SRV 용량 증가의 현행 목표는 50%이다.

**3. 안전 계통**

차세대 BWR의 안전 계통은 충분한 유예 기간 동안, 설계 단계부터 확률론적 안전성 평가(PSA) 및 중대 사고(SA) 고려, 안전성을 제고할 적절한 능동 및 수동 계통의 조합 및 향상된 경제성을 고려해 왔다.

노심 및 격납 냉각 계통의 전체 구성은 〈그림 6〉과 같다.

비록 노심 냉각 계통이 기본적으로 ABWR의 3부분 구성을 따르지만, 개량된 경수 주입 계통이 설계 기준

〈표 1〉 Main Core Parameters of the Performance Evaluation

Item	ABWR(Step Ⅲ Fuel)	Reference Core
Electric Power	1356 MWe	1500 MWe
Reactor thermal power	3926 MWt	4343 MWt
Operating cycle length	13 EFPM	13 EFPM
Average discharge burnup	45 GWf/t	45 GWd/t
Core flow rate	52200 t/hr	57800 t/hr
Active core height	3.71 m	3.71 m
Fuel bundle pitch	15.5 cm	31.5 cm
Power density	50.6 kW/l	50.9 kW/l
Number of control rod drives	205	109
Number of fuel bundles	872	232

〈표 2〉 Initial Test Conditions for Nitrogen Venting Tests and MSLB System Interaction Tests

	Vent Test	System Test
D/W Total Pressure	0.314 MPa	0.188 MPa
D/W N2 Gas Pressure	0.016 MPa	0.053 MPa
D/W Steam Temperature	406 K	381 K
D/W Water Level	0.0 m	0.0 m
S/C Total Pressure	0.301 MPa	0.174 MPa
S/C N2 Gas Pressure	0.278 MPa	0.164 MPa
S/C Steam Temperature	336 K	326 K
S/C Water Level	5.55 m	5.50 m
RPV Pressure	0.314 MPa	0.189 MPa
RPV Temperature	407 K	391 K
GDCS Pool Water Level	N/A	2.8 m
GDCS Pool Temperature	N/A	350 K
PCCS Pool Temperature	373 K	373 K

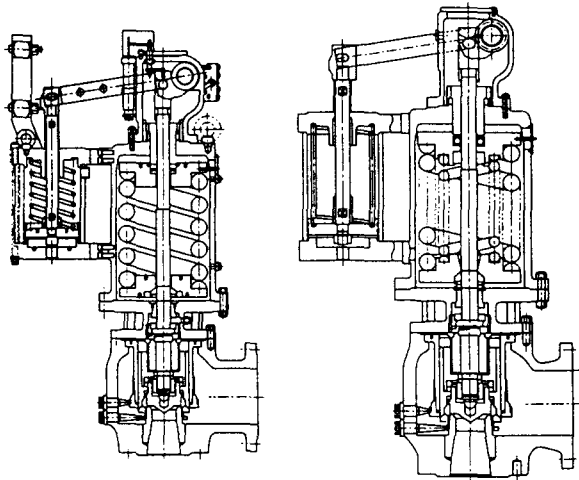
사고(DBA)를 넘는 안전성을 제고하기 위하여 채택된다.

개량형 노심 격리 냉각 계통(ARCIC) 및 고압 디젤 구동 주입 계통(HDIS)이 개량된 경수 주입 계통으로서 도입된다.

격납 냉각 계통에 대해서는 수동형 열제거 기능이 능동 계통의 후비로서 반영된다.

비상 노심 냉각 계통(ECCS)은 비록 잔열 제거 계통(RHR) 구성이 3에서 2부분으로 변경되었지만, 기본적으로 ABWR의 3부분 구성을 따른다.

안전 계통을 위한 전기 지지 계통은 소내 전원 상실(SBO) 및 동일 기기와 연관된 공통 모드 상실에 대처하기 위한 다양화의 견해로부터 실질



〈그림 5〉 Conventional and Large Capacity SRVs

적으로 개선된다.

가스 터빈 발전기는 한 안전 부분으로 도입되며, 공기 냉각 디젤 발전기는 해수 계통과 독립적으로, RHR 없는 다른 부분으로 결합된다.

또한 노심 손상 및 격납 상실 빈도를 줄이기 위한 목적으로, 개량형 노심 격리 냉각 계통(ARCIC) 및 고압 디젤 구동 주입 계통(HDIS)의 결합을 통한 ECCS의 합리성을 위한 구조 변경이 제안된다.

이들 계통은 SA 동안 노심 냉각 능력을 제고한다.

특히 독립적이고 신뢰성있는 특징을 갖는 HDIS는 내부 사고뿐만 아니라 지진 유도 SBO와 같은 외부 사고를 완화한다.

수동 격납 냉각 계통 콘덴서(PCCS-CND)는 SA시 수동 격납 냉각 계통으로서 이중 기능을 주는 독

특한 계통이다.

두 기능은 능동 붕괴열 제거 계통의 다중 상실에 대한 후비 능력을 주며, 사고에 따른 격납 용기 배기를 방지한다.

격납 설계는 또한 지나친 용융 노심-콘크리트 상호 작용(MCCI)을 억압하고, SA의 후반 동안 격납 용기의 건전성을 확보하기 위하여 격납 하부 바닥에 위치한 내화성 물질의 적용을 포함한다.

수동 자가 촉매 재결합기는 장기 방사 분해를 완화하기 위하여 적용된다.

SA 동안 가정된 100% 연료 피복재-경수 반응으로부터 발생된 수소로 인한 격납 용기 가압을 완화하기 위한 방법이 또한 도입될 것이다.

### 수동 계통 연구

차세대 경수로에서 안전성 신뢰도와 발전소 단순화를 제고할 수 있는 수동 계통 개념의 적용이 제안된다.

#### 1. 수동 격납 냉각 계통

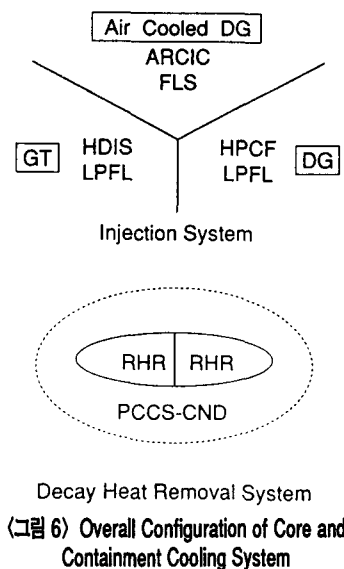
수동격납냉각계통(PCCS)은 어떤 전력 공급 및 운전 조치 없이 사고를 따르는 붕괴열을 제거한다.

도시바사는 열수력적 견해로부터 PCCS의 개발을 위한 프로그램을 진척시켜 왔다.

가. PCCS 개발 프로그램 개관

PCCS의 열제거 성능에 대하여, drywell(D/W)에서 비응축성 가스(질소같은)의 행태는 중요하다.

왜냐하면 PCCS 열전달 저하율이 흡수된 질소의 농도에 의하여 조절되



〈그림 6〉 Overall Configuration of Core and Containment Cooling System

는 것으로 여겨지기 때문이다.

PCCS의 타당성을 평가하기 위하여, 특히 비등축성 가스로 인한 열전달 특징의 저하를 평가하기 위하여 GIRAFFE(수동 열제거용 중력 추진 종합 전높이 시험)라 명명된 전규모 시험 설비가 건설되었다.

한편 LOCA를 따르는 PCV에서의 여러 가지 열수력적 현상이 또한 조사되었다.

GIRAFFE는 중력 추진력을 바르게 나타내기 위하여 전높이에서 SBWR을 모형으로 한다.

GIRAFFE 시험 프로그램은 두 형태의 별도 효과 시험 (기본 열제거 시험 및 비등축성 가스 배기 시험)과 계통 반응 시험을 포함한다.

나. GIRAFFE 시험 설비

GIRAFFE는 PCCS pool, RPV, S/C, D/W 및 중력 추진 노심 냉각 계통(GDCS)의 별도 부품 용기로 구성된다.

GIRAFFE 시험 설비의 설계 기준은 실시간으로 SBWR의 기준 수동 발전소와 동일한 장기적 PCV 압력 과도 현상을 모의하는 것이다.

SBWR에서 LOCA를 따르는 대부분의 유로가 주로 중력에 의해 추진되므로, GIRAFFE는 SBWR 설계의 전높이 규모를 유지하도록 건설되었다.

시험 설비의 규모는 1/400 체적과 30m의 전높이이다.

PCCS는 증기함, 열전달관 및 경

수함으로 구성된다. PCC는 3개의 열전달관을 가지며, 그것의 각각은 1/400 축적과 일치하여, 0.051m 외경, 0.046m 내경 및 2.4m 길이의 차원을 갖는다.

PCCS pool에서, PCC관 주위의 비등 영역을 외부 경수와 분리시키는 굴뚝이 PCC를 에워싼다.

Pool 경수는 굴뚝을 따라 순환하며, 대기로 비등한다.

효과적인 경수 체적은 또한 경수의 증발에 의한 3일 동안 붕괴열을 제거하기에 충분한 1/400의 축적이다.

다. 정상 상태의 응축 시험

강제 대류하에 PCCS 열교환관 내의 질소로 인한 열제거 저하가 GIRAFFE 시험 프로그램의 첫 단계

로서 측정되었다. 전체 저하율은 순증기와 비교된 증기 배수율의 저하량으로 정의된다.

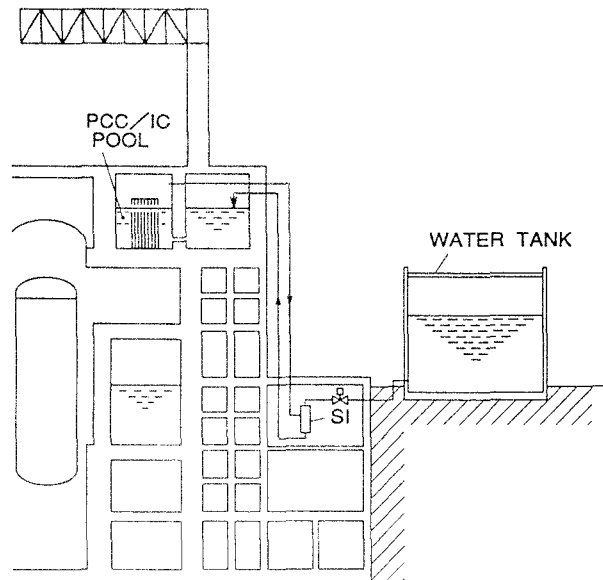
국부 저하율은 열교환관 입구의 0.05m 하류 위치에서 측정된 열유속의 저하량을 나타낸다.

GIRAFFE 국부 저하율은 정체 상태 Sparrow의 분석 결과보다 훨씬 더 완전한 것으로 나타났다.

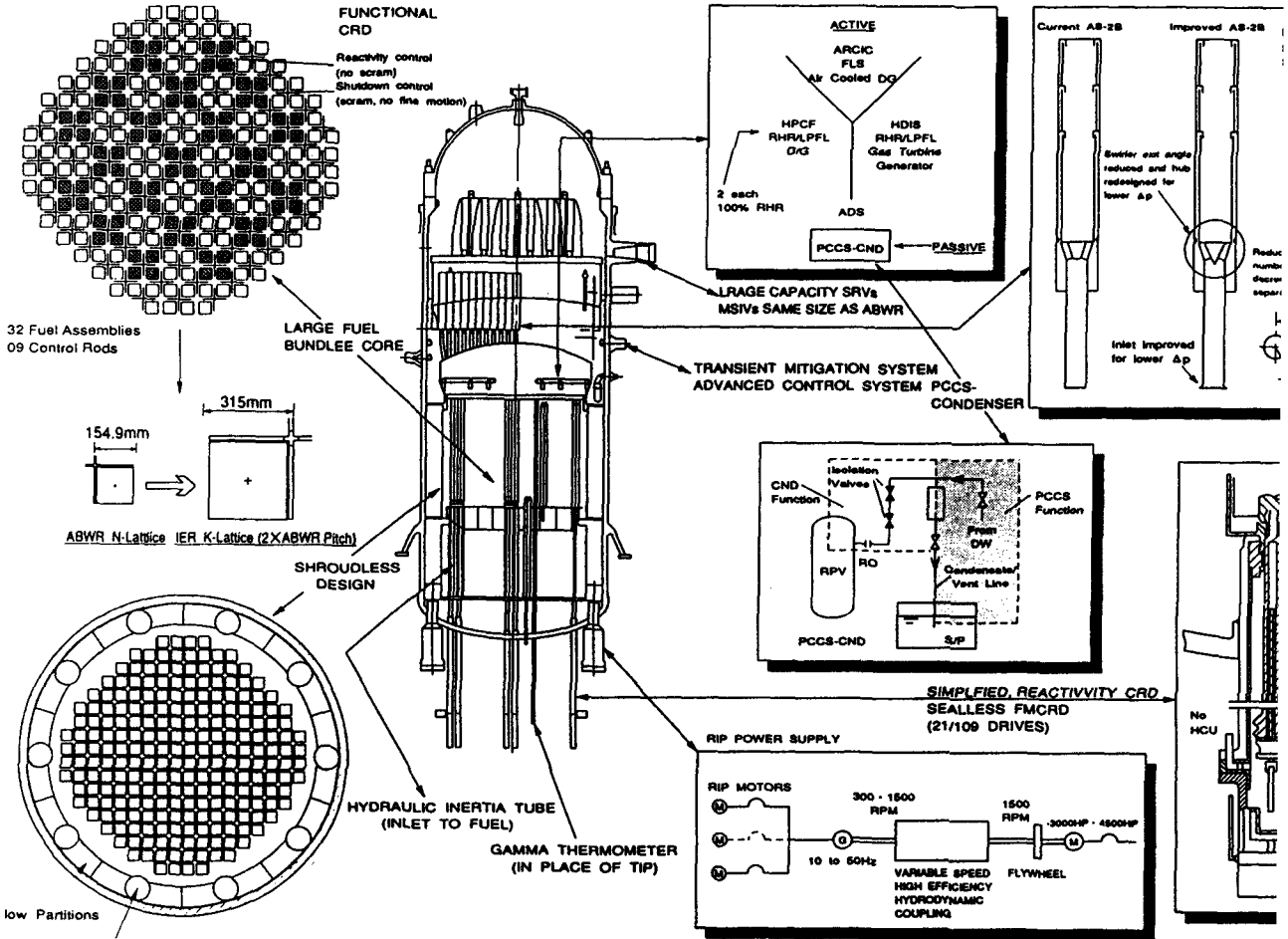
이것은 증기 유량 효과 때문이다.

또한 GIRAFFE 시험에서 얻어진 저하 정도는 대류 상태 Sparrow의 분석 결과와 유사하며, 약간 더 완전했음이 주목되어야 한다.

이것은 아마 Sparrow 분석에서보다 더 높은 GIRAFFE 시험에서의 압력 때문이다.



〈그림 7〉 Concept of SIPOWER



〈그림 8〉 ABWR-I Reference Design Concept

전체 저하율은 국부값과 좋은 일치를 나타내는데, 이는 증기의 대부분이 기체 혼합 유량이 충분히 발전되지 않은 관의 상부 내에 응축되었기 때문이다.

더 큰 질소 분압시 측정된 국부 및 전체 저하율 사이의 더 큰 차이는 유효 열전달 면적차 때문이었다.

라. 질소 배기 시험

D/W로부터 S/C로의 질소 전달의 과정이 조사되었다.

SBWR에서 전형적인 장기적 LOCA후 상태에 대응하는 초기 시험 조건이 〈표 2〉에 요약되어 있다. GDCS 주입은 이 시험에서 포함되지 않았다.

시험이 시작될 때, RPV 가열기에서 생산된 증기가 RPV로부터 D/W로 이동했고, D/W의 압력이 상승했다.

D/W에서 질소와 혼합된 증기와 증기-질소 혼합물이 PCC로 유입되었으며, 이것은 PCC관 내부 표면 온도의 급격한 감소에 의해 지시되었

다. D/W 압력이 증가하자 PCC 배기관의 수위는 하강하고 있었다.

800초 후에 D/W와 S/C 사이의 압력차는 PCC 배기관을 비우기에 충분히 크게 되었고, 질소는 S/C로 배기되었다.

D/W의 대부분의 질소는 7,500초 까지 이전되었고, 거의 순수 증기가 이후에 PCC로 공급되었으며, 이는 PCC관 내부 표면 온도의 상승에 의해 암시된다.

그러므로 PCC 열제거 성능은 회복되고, D/W의 압력은 감소된다.

시험 결과는 명백히 S/C로 배기하는 PCCS 질소의 특징을 보여준다.

마. 계통 성능 시험

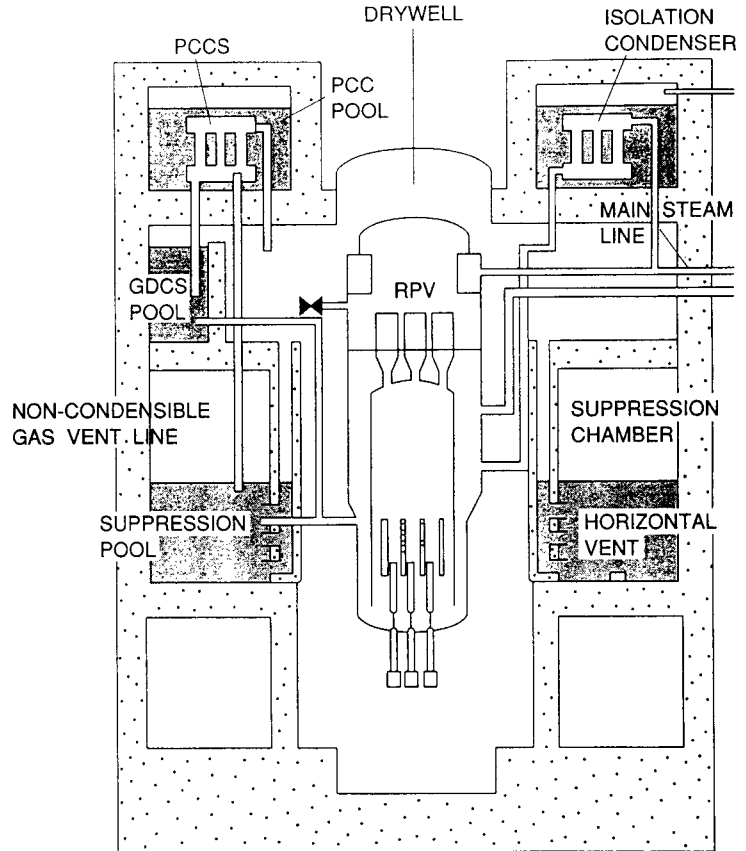
별도의 효과 시험을 거쳐, 종합적 계통 대응 시험이 LOCA에 따르는 PCCS의 열제거 성능을 조사하고, 분석 모형 자격을 위한 데이터 베이스를 제공하기 위하여 수행되었다.

〈표 2〉는 LOCA 후 1시간에 대응하는 시험에 대한 초기 조건을 요약하고 있으며, 이것은 SBWR에 대한 TRAC 분석으로부터 결정되었다.

RPV 가열기는 May-Witt 붕괴곡선에 적합하도록 조절되었다.

최대 압력은 설계 압력(0.48Mpa) 이하이며, PCCS의 열제거까지 최대치에 도달하는 약 10,000초 후에 점차적으로 감소한다.

약 10,000초 전에 PCC 배기 수위는 사라졌고, D/W의 비응축성 기체



〈그림 9〉 Schematic Diagram of SBWR Safety System

는 S/C 배기관에 이전되었다.

RPV로의 계속적인 GDCS 주입으로 인하여 RPV 수위는 증가되어 DPV 높이까지 도달했다.

결과적으로 RPV수위는 DPV관을 통하여 D/W로 떨어졌다.

떨어진 온수는 D/W를 움직여 D/W 바닥에 축적되었다.

상승 증기 유량은 축적된 물의 증발에 의해 생산되었고, D/W 바닥에 있는 비응축성 기체를 PCC로 이동

시켰다. 이들 현상들은 S/C로의 비응축성 이전을 촉진시켰다.

매우 과냉된 GDCS의 물 주입이 약 9,000초 후에 종료되었고, 그것은 RPV의 증발이 증가함에 따른 D/W 압력 상승의 일시적 증가를 유발했다. 이후에 PCCS는 거의 순수한 증기를 흡수했고, PCCS의 열제거율은 개선되었다. 이것은 D/W에서의 점차적인 감압을 결과했다.



## 2. 증기 주입기 계통

### 가. 증기 주입기 개요

차세대 원자로를 위하여 개발되고 있는 흥미로운 장치중의 하나가 모터나 터빈 계통같은 능동적 부분없이 수동형 단순 펌프인 증기 주입기 계통이다.

증기 주입기는 증기 및 물 공급 밸브를 개방함으로써만 작동할 수 있는 단순한 소형 수동 장치이다.

이것은 BWR 발전소 단순화의 큰 장점을 갖는다.

증기 주입기 공급 밸브는 물공급 밸브의 개방을 따라 개방된다.

공급된 증기는 노즐목 부분의 하류 초음속 증기 유량을 유발하며, 냉수 표면 위를 부는데, 이것은 증기 응축 현상에 의해 증기 주입기를 기동시킨다. 증기속의 잠열은 주노즐 속으로 혼합 노즐상의 물을 가속시키는 초음속 제트 운동 에너지로 변환된다.

초고속 유량은 단지 노즐목 앞에서 유입하는 증기의 총응축에 의하여 주노즐목에서 실현될 수 있다.

기동시 유출 체크 밸브는 증기가 응축되는 혼합 노즐에서의 확실한 물 제트를 확립하기 위하여 개방되며, 배수가 배출된다. 기동 완료 후 유출은 혼합 노즐에서의 진공에 의해 자동적으로 정지된다.

<그림 7>은 PCCS의 pool 재충전에 대한 증기 주입기 적용의 개념을 나타낸다.

그 계통은 PCCS pool 유량 재충

전용 증기 주입기 구동 계통 (SIPO-WER)으로 명명된다.

PCCS pool로부터 2차 증기는 그 추진력을 위하여 증기 주입기에 공급된다.

증기 주입기는 원자로 건물 상부에 정렬된 PCCS pool을 향하여 지상에 있는 탱크 유량을 양수한다.

#### 나. 타당성 연구

증기 주입기 성능의 정상 상태를 평가하기 위하여 타당성 시험이 수행되었다.

증기 주입기는 대기압 같은 매우 낮은 증기압의 상태하에서 작동할 수 있고, 22℃의 수온에서 0.10Mpa 증기 및 10m 유입수 양정을 이용하여 0.5Mpa(40mAq의 수력양정)의 물을 배출한다.

증기 주입기는 3.5m 유입수 양정에서조차도 작동할 수 있다.

배출 압력은 유입수 온도가 증가함에 따라 감소한다.

### 발전소 개념

ABWR-II 개발 프로그램은 진화적인 장기 원전을 조사하기 위하여 NSSS 제작사와 함께 일본의 BWR 전력 사업자에 의해 90년에 시작되었다. 발전소 개념은 신기술을 이용함으로써 ABWR의 진화에 토대된다.

도시바사는 이 프로그램에 처음부터 참여해 왔다.

참조 발전소를 특징지우는 주요 특징들은 <그림 8>에 나타내었다.

도시바사는 또한 JSBWR 프로그램에도 참여해 왔는데 그 목적은 일본의 설계 요건하에 SBWR에 토대된 경제적으로 경쟁력있는 발전소 설계를 개발하고, 동시에 단순성 및 운전 안전 여유도를 개선 및 유지하는 것이다. SBWR 안전 계통의 구성은 <그림 9>에 나타나 있다.

경수로의 미래 요건을 다루기 위하여, 도시바사는 열효율을 실질적으로 개선하기 위하여 의도된 초임계압 경수로(SCLWR)와 고변환 비등수로 같은 미래의 혁신적 원전을 연구 및 개발하고 있다.

NSSS 제작사와 함께 동경전력에 의해 수행된 SCLWR 연구 프로그램의 결과로부터, 발전소 열효율은 원자로 압력 25Mpa, 냉각재 유입 온도 430℃ 및 유출 온도 약 430℃에서 약 42%를 보였다.

고변환 비등수로의 기초 연구는 우려함이 부족할 시기를 대비하기 위하여 수행된다.

차세대 및 미래의 BWR 개발이 단계별로 진척되고 있으며, 이는 발전소 경제성의 개선, 더 용이한 운전 및 정비, 연료 주기의 탄력성에 중점을 두고 있다.

이들 차세대 및 미래의 BWR은 장기간에 걸쳐 원자력발전의 주요 역할을 수행할 것으로 기대된다. ☞