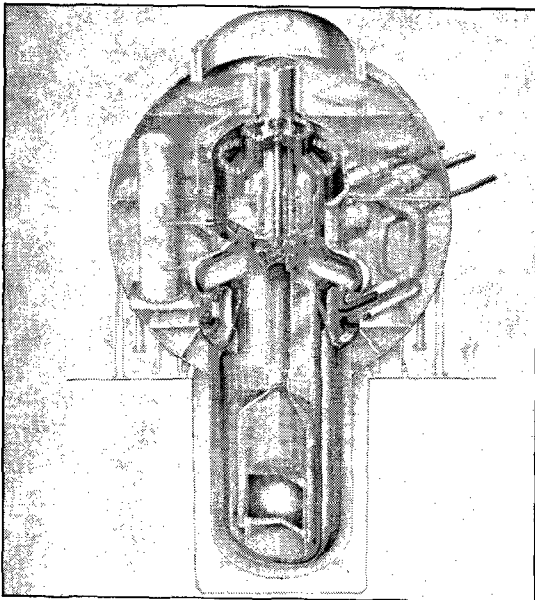


해외
기술
정보

PART 1

被動型 安全爐 開發의 意義와 目標

一體型加壓水爐의 可能性



위/ 피동적 안전로 SPWR, 아래/ 대형선박용 원자로 MRX

迫 淳
일본원자력연구소
특별연구원

일 본원자력연구소에서는 몇년 전부터 피동형 안전로 SPWR(System-integrated PWR)의 설계를 추진해 왔는데 현재 개념설계를 마무리하는 단계에 있다. 이 밖에 원자력선 「무쓰」를 통한 연구도 병행해 대형 선박용 원자로 MRX(Marine Reactor X)의 설계와 연구개발도 진행되고 있다. 이 두 가지는 모두 일체형 가압수로의 장점을 살린 새로운 개념의 원자로로서 개발과제도 공통적이다.

여기서는 SPWR의 설계개요와 MRX의 특징적인 부분에 대해 설명하고 이들을 토대로 일체형 가압수로의 가능성에 대해 언급하고자 한다.

피동형 안전로 개발의 의의

지구환경과 자원문제는 긴급히 착수해야 할 중요과제이다.

OECD 통계에 의하면 1990년 전 세계 에너지 총 사용량은 석유 환산 80.3억톤으로 그 내역은 석유 38.6%, 천연가스 21.6%, 석탄 27.3%, 수력 6.7%, 원자력 8%이다. 에너지 소비량이 많은 순서대로 보면 미국이 15.8억톤, 옛 소련 10.8억톤, 중국 5.5억톤, 일본 3.5억톤으로 돼 있다. 일본의 1인당 소비량은 미국의 약 절반, 아시아 평균의 약 6배다. 그리고 최근에는 지금까지 소비율이 적었던 나라에서 화석연료 사용량이 급격히 증가하고 있다. 화석연료 연소가 가져오는 전 세계의 탄산가스 배출량은 해를 거듭할수록 증가일로에 있어 지구온난화가 심각한 문제로 대두되고 있다.

SOx, NOx 문제도 산림을 황폐화시키는 등 심각하지만 그래도 이것을 脫硫나 연소온도제어 등 현실적인 대책은 있다. 그러나 탄산가스 배출문제는 화석연료 소비절약에 의해서만 가능한 것으로 에너지 이용의 효율화를 더욱 강화하고 대체에너지 이용을 촉진시켜 화석연료 소비를 줄일 필요가 있다.

대체에너지로는 여러가지 선택이 있겠지만 원자력이 가장 현실적이고 유망한 잠재적인 능력을

갖추고 있다는 것은 널리 알려진 사실이다.

에너지 사용량이 세계 8위(1.6억톤)인 프랑스와 같이 쏠 에너지의 29.8%를 원자력으로 충당하고 있는 나라도 있지만 전 세계적으로 보면 총 에너지소비량 중 약 6%가 원자력으로 충당되고 있는 데 불과하다(전력비율은 쏠 에너지의 약 35%, 이 중 약 17%가 원자력발전). 더구나 이것도 선진공업국에 한정돼 있다.

원자력발전 증강을 도모하는 동시에 전력 이외의 이용 확대(열 공급, 수소생산, 수송용 동력 등)를 모색하는 것 또한 중요하다. 원자력의 열 이용 방법으로는 중국이나 러시아와 같이 방대한 한냉지를 갖고 있는 나라에서 난방용으로 사용할 수 있을 것이고 이 밖에 유망시되는 것으로는 해수를 淡水化해 사막에 물을 공급, 綠化시키는 방법도 있는데 현재 IAEA에서 검토 중이다. 이것은 지역적인 생활향상만이 아니고 사막 확대 방지에도 도움이 된다. 또한 탄산가스 흡수체의 증감이란 큰 역할도 하게 되는 것이다.

원자력 증강을 위해서는 선진공업국만이 아니고 세계적으로 널리 이용될 수 있는 원자로, 즉 안전성, 운전성, 운전보수성이 뛰어나고 동시에 중소형이라도 경제성이 높은 원자로 개발이 필요하다. 하지만 피동형 안전로에 의해 그 목표를 달성할 수 있는 가능성이 많다.

피동형 안전로의 목표

피동적 안전성이란 외부로부터의 에너지, 신호, 조작 없이 그 자체가 갖는 메카니즘이나 자연력으로 안전기능을 달성할 수 있는 성질을 말한다. 피동형 원자로란 이 같은 성질을 대폭 포함시킨 원자로를 말한다. 어떻게 해서 운전보수성이나 경제성을 손상시키지 않고 효과적으로 피동적 안전성을 확보할 것인가가 설계상의 포인트가 된다.

안전성

사고시 운전원이 개입 없이 또는 이것을 최소한으로 줄이더라도 여전히 높은 안전성을 확보할 수 있어야 한다.

지금까지는 안전성 확보를 위해 사고에 대비한 多重의 공학적 조작에 의해 높은 안전성을 확보한다는 방식으로 착실한 실적을 올려 왔다. 피동형 안전로에서는 원자로 본체의 피동적 안전성의 고도화로 공학적 안전설비와 운전원에의 의존도를 훨씬 낮추는 것을 목표로 삼고 있다.

경제성

중소형로라도 높은 경제성을 확보할 수 있어야 한다.

일반적으로 원자로는 소형화하면 용량상의 단점에 의해 원가가 높아지지만 피동형 안전로에서는 공학적 안전설비 등의 간소화, 공

장생산성 향상, 동일설비에 의한 다수기 건설 등에 의해 이것을 극복할 수 있다.

운전, 보수의 용이성

고도의 기술 없이 소수 인원으로

로 운전할 수 있고 또 점검보수도 용이해야 한다.

세계적으로 널리 이용되기 위해서는 안전성 경제성과 함께 이것 또한 중요하다. 운전의 용이화는 사고시의 운전원의 개입 필요

성 배제와 설비 간소화로, 또 점검 보수의 용이화는 시스템 간소화로 달성된다.

그림 1. SPWR의 基本構成

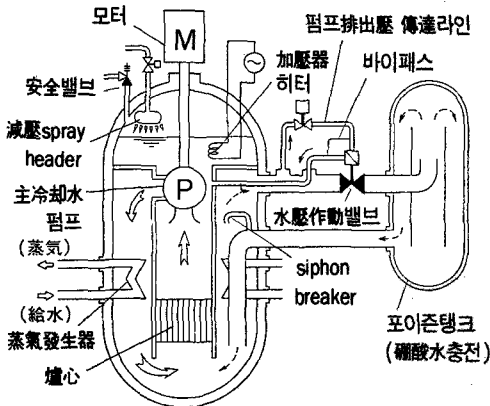
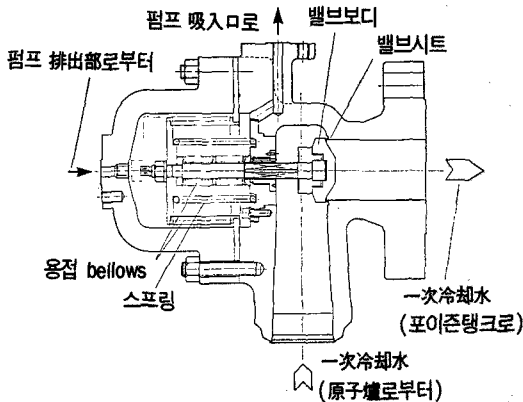


그림 2. 原子爐 停止用 水壓作動밸브(外部設置用)



PART 2

**被動型 安全爐
SPWR의
概要**

SPWR(System-integrated PWR)은 발전용 경수로 개발로 축적된 풍부한 경험과 기술의 효율적 활용을 도모하면서 높은 안전성, 용이한 운전보수, 높은 경제성을 동시에 달성하기 위한 새로운 개념의 차세대 중소형 발전로를 말한다.

그 기본개념은 ASEA-ATOM社(지금의 ABB-ATOM社)가 제안한 PIUS(Process Inherent Ultimate Safe) 설계에 자극받아 탄생한 것으로 곧 SPWR이라고

그림 3. SPWR 概念圖

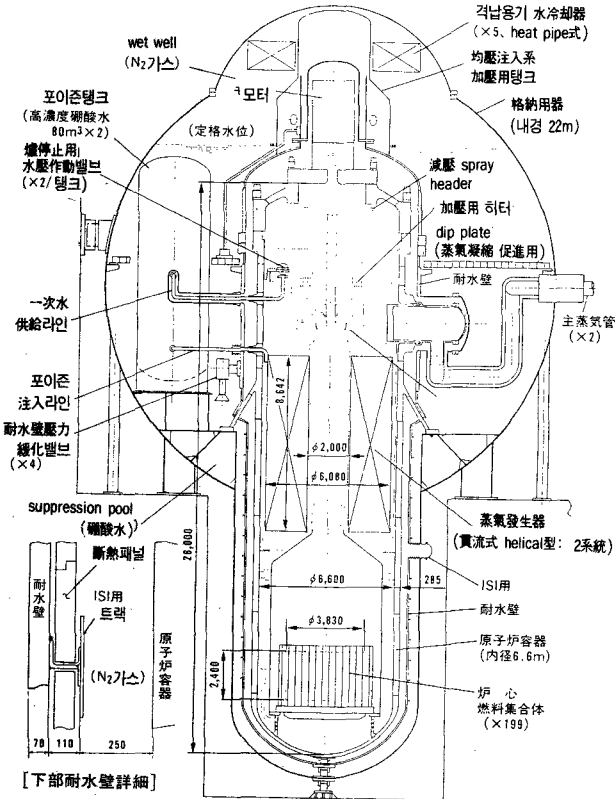


표 1. SPWR 主要諸員

電氣出力 (MWe)	600
原子爐出力 (MWt)	1,800
原子爐冷却水	
運轉壓力 (MPa)	13.5
爐心入口溫度 (°C)	288
爐心出口溫度 (°C)	314
流量 (t/h)	44,400
爐心壓損 (MPa)	0.05
蒸氣發生器壓損 (MPa)	0.11
全壓損 (MPa)	0.19
爐心	
等價直徑 (m)	3.83
實効 높이 (m)	2.40
平均出力密度 (MW/m ³)	65
燃料集集体數 (体)	199
우라늄 Inventory	71
U-235 濃縮度 (%)	4.5
平均燃耗度 (GWd/t)	48
燃料壽命 (年)	6
燃料棒/集集体 (本)	3,384
燃料棒外徑 (mm)	9.5
主冷却水 펌프	
型式	Involute
回轉數 (rpm)	600
NPSH (m)	24
모터 動力 (MWe)	4.6
蒸氣發生器	
型式	貫流式 Helical Coil型
蒸氣溫度/壓力 (°C/MPa)	295/5.5
給水溫度/壓力 (°C/MPa)	210/6.5
蒸氣流量 (t/h)	3,260
伝熱管材質	Incoloy 800
伝熱管數 (本)	5,384
伝熱面積 (內面, m ²)	17,000

명명되었다.

GE社가 제안한 피동적 안전성을 중시한 중형 BWR인 SBWR의 머릿글자 S가 Safe, Simple, Small이란 뜻을 지니고 있다고 해서 SPWR이란 명칭이 이같은 종류의 PWR에 대한 일반적인 명칭으로 보고 있는 것 같다. 그러나 여기서는 특정한 원자로의 명칭으로 사용하고 있다. 오해가 없도록 사전에 양해를 구한다.

SPWR의 특징과 기본구성

SPWR의 특징

SPWR의 특징은 다음과 같으며, ② 이하는 MRX(Marin Reactor X)와 같다.

- ① 일체형 PWR
- ② 제어봉을 사용하지 않는 원자로 제어
- ③ 充水式 격납용기

④ 피동형 붕괴열 제거 시스템

SPWR의 기본구성

〈그림 1〉은 SPWR의 기본구성이다. 이 원자로로는 제어봉이 없고 그 대신 원자로 정지용의 고농도 붕산수(이하 포이즌(poison)이라고 부른다)를 충전한 탱크를 갖추고 탱크와 원자로 주냉각수(이하 1차 냉각수라고 부른다) 사이는 주냉각수펌프의 배출압력으로 폐

쇄되는 방식의 수압작동밸브를 통해 연결된다.

배출압력이 떨어지는 등의 펌프 이상시(펌프 전원상실, 흡입구 이하로 수위저하, subcool度 저하에 의한 cavitation 발생, 軸 고착, 軸 이탈 등)에는 자동적으로 수압작동밸브가 열려 포이즌이 자연순환에 의해 주입된다.

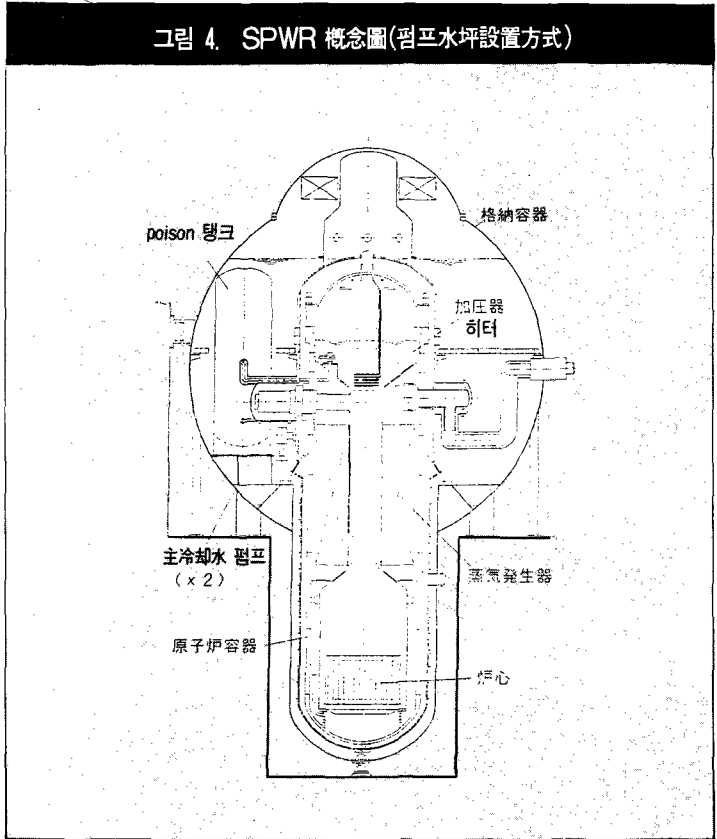
포이즌을 빨리 노심부에 도달하도록 하기 위해 주입라인은 노심입구 plenum에 연결하고 배관 파열 대책으로 siphon breaker와 과대유량 방지를 위해 역류 유동 저항이 큰 flow diode를 설치한다. 필요하면 float식 밸브를 사용해서 거의 완전하게 유출을 방지할 수 있다.

<그림 2>에 원자로 정지계통에 사용되는 수압작동밸브를 보였다. 펌프 배출압력이 낮아지는 경우에 스프링의 힘으로 열린다. 錘을 사용해 중력으로 여는 방식도 가능하다. 밸브 개방 구동력을 다양화한다는 관점에서 併用도 생각할 수 있다. 어느 쪽이 됐든 단순하고 견고한 구조다.

펌프 배출압력 전달라인에는 제어용 밸브가 설치되었다. 밸브를 닫음으로써 주냉각수 펌프 정상시에도 수압작동밸브를 열 수가 있다. 따라서 원자로 운전 중에도 수압작동밸브의 작동시험이 가능하고 또 펌프 배출압력에 의한 포이즌의 강제주입도 할 수 있다.

수압작동 밸브는 원자로용기

그림 4. SPWR 概念圖(펌프水坪設置方式)



밖에 설치하는 것을 전제로 한 그림(耐壓 사양)을 보였지만 최근의 설계에서는 원자로용기 안에 설치하도록 변경했다.

원자로 구조 및 구성요소의 개요

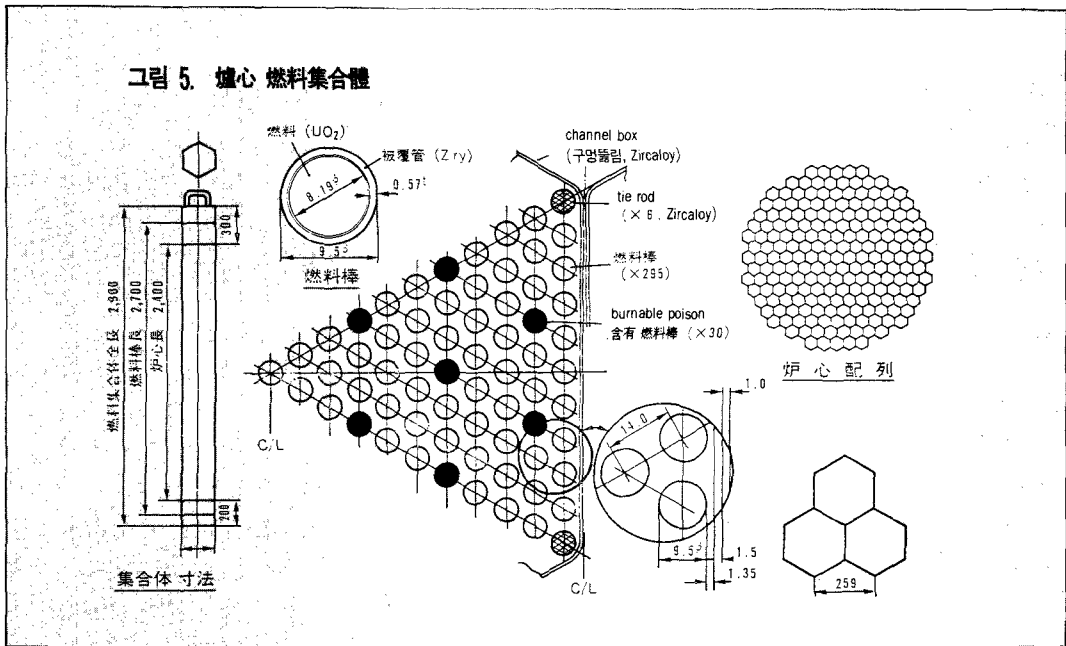
현시점에서 생각할 수 있는 최대급의 SPWR로 60만kWe(180만 kWt)의 개념설계를 추진하고 있다.

<표 1>에 주요자원을, <그림 3>에 개념도를, <그림 4>에 주냉각수 펌프를 2기로 한 방식을 보였다.

노심에 들어간 288°C의 1차냉각수는 314°C로 높아지고 주냉각수 펌프에 들어가 1.9Kgf/cm²(이하 Kgf/cm²를 「기압」으로 표시한다)로 승압돼 증기발생기 입구 plenum에 들어가 여기서 2차계통에 열을 전달하고 다시 노심으로 들어간다.

노심반경 방향의 출력분포의 peaking은 연료 연소와 함께 변화해 간다(최대 1.6 정도). 붕산수가 비등하면 연료피복관을 부식시킬 우려가 있기 때문에 정상운전시에는 hot channel에서도 포

그림 5. 爐心 燃料集合理



화비등이 일어나지 않도록 운전 압력을 높여 노심 출구에서 충분한 Subcool도를 잡고 있다(138기압, 포화온도 334°C, Subcool도 20°C).

여기서 원자로 구성요소의 개요를 밝히고자 한다.

노심, 연료

〈그림 5〉에 노심의 배열과 연료집합체의 개념도를 보였다. 노심은 연료부의 높이 2.4m의 연료 집합체 199개로 구성되며 等價직경은 3.83m이다.

연료봉으로서의 burnable poison을 사용하는 등 현행 PWR과 같다. 또 집합체를 channel box에 들어가는 6각형으로 한 이유는 manipulator에 의한 연료교환

에 적합하기 때문이며 현행 PWR과 같이 사각형으로 하든지 channel box가 없어도 된다. 연료봉 상호간은 PWR과 같이 grid로 지지된다.

연소도는 앞으로의 추세를 감안해 평균 48GWd/t로 높게 잡혀 있고 U²³⁵의 농축도도 4.5%로 높여져 있다. 또 노심 평균밀도는 65MW/m³로 현행 PWR에 비해 낮은 설계(약 1/1.4)로 안전여유도를 크게 잡고 있다. 연료수명은 6년에 3batch 교환으로 돼 있다.

연료집합체는 노심지지판에 놓인다. 집합체의 수중중량은 약 450kg, 노심 差壓에서 생기는 浮上力은 약 280kg로, 떠올릴 염려는 없지만 필요하다면 形狀記憶 합금을 이용한 지지물을 집합체

입구 노즐에 설치한다.

주냉각수펌프

주냉각수펌프는 원자로용기 맨 위에 1대 설치된다. 1대이기 때문에 펌프축 고착시에 냉각수 유량이 전부 상실된다는 문제가 있지만 사고분석에 의하면 축이 고착돼도 연료가 손상되는 일은 없을 것으로 추정된다. 이같은 문제를 피할 필요가 있을 때에는 MRX와 같이 원자로용기 동체부에 2대 설치하는 설계도 가능하다(대안:그림 4 참조).

증기발생기

貫流式 helical coil형의 증기발생기는 노심 상부의 円環形의 공간에 설치된다. 이 형식의 증기발생기는 전열관의 바깥쪽이 1차계

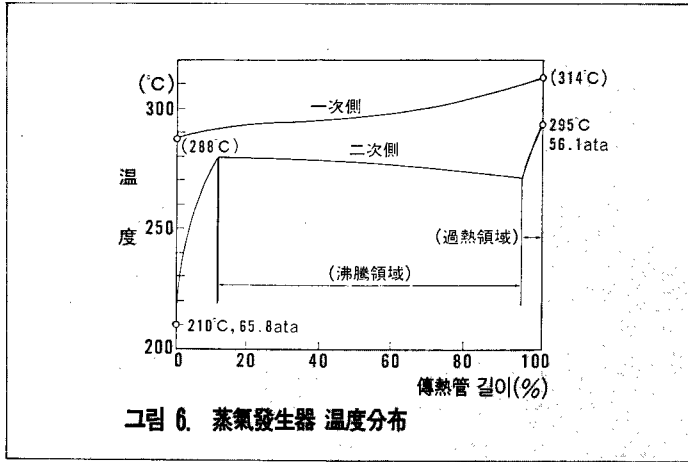


그림 6. 蒸氣發生器 溫度分布

통(고압)이기 때문에 비교적 두께가 두꺼워지고 또 상시 압축응력이 걸려있기 때문에 전열관에 생기는 상처에 대해 원리적으로는 둔감하다.

5,384개의 전열관은 두 계통으로 나뉘어져 급수/증기 헤더에 연결된다. 전열관은 외경 19mm, 두께 2mm로 25mm의 피치로 배열된다. 전열관은 내부 筒에서 뺀어 나온 16개의 구멍 뚫린 板에 통과시켜 구멍부분에서 스페이서로 고정하는 방식으로 조립된다. 板을 16개로 한 것은 1차냉각수 흐름에 의한 Karman's Vortex의 진동수와 전열관의 고유진동수를 어긋나게 해 共振을 피하려는 것이다.

열효율은 현행의 BWR나 PWR과 같은 전도를 기대하고 있다. <그림 6>의 전격출력시의 온도분포에서 보는 바와 같이 56기압, 295°C의 증기(과열증기)를 발생한다.

앞으로의 증기발생기 설계에서는 증기조건(열효율과 관련)과 증기발생기 전열면적 사이의 최적화가 필요하다. 예를 들어 현 설계의 56기압이 아니고 다소의 열효율 저하를 허용해 50기압으로 한다면 전열면적을 약 20% 정도 줄일 수 있다. 반대로 같은 전열면적으로 출력을 약 20% 늘릴 수 있다. 또 같은 출력이고 같은 사이즈라면 전열관의 배열 피치를 25mm가 아니고 26mm로 해서 제작상의 문제를 완화시킬 수 있다.

이같은 형식의 증기발생기는 일반적인 것으로 고속증식로 등에도 사용되고 있다(단 이 경우에는 전열관의 지름과 배열피치가 모두 크다). 또 경수로에서는 소규모지만 독일의 원자력선 「오토 하안」호의 원자로에서 성공적으로 운전된 실적이 있다. 그러나 일체형 원자로의 성능이나 경제성을 좌우하는 중요기기이니 만

큼 개발이 필요하다.

가압기

원자로용기 상부에는 自由水面이 있고 가압용의 3MW 전기히터와 감압용 물 스프레이가 설치된다.

원자로용기

원자로용기는 내경 6.6m, 높이 약 28m로 동체부분의 두께는 285mm(이중 5mm는 스테인리스鋼 肉盛)이다. PWR이나 BWR과 비교해 출력이 비해 매우 크고 또 단조품을 많이 사용하지만 현재의 기술수준으로 제작이 가능하다(단조용 소재, 용접, annealing, 검사 등).

원자로용기의 운전압력은 138기압(13.5MPa), 최고사용압력은 150기압(계기압력)이다. 가압실로 큰 증기공간을 갖는 SPWR로서는 여유가 충분히 있는 셈이다.

耐水壁

원자로는 직접 물에 닿지 않도록 내수벽으로 덮혀진 형태로 물을 채운 격납용기 내에 설치된다.

벽 안쪽에는 스테인리스 강의 얇은 판을 겹친 미·러 인슈레인 선형의 단열재를 붙여 방열을 제한한다. 정상운전시의 1차계통 순방열량은 1MW 정도로 추정된다. BWR과 같이 정기검사에 robot가 들어갈 수 있는 공간이 원자로용기의 사이에 마련된다. 내수벽은 배관과열시의 외압상승

에 버틸 수 있어야 하기 때문에 buckling 방지를 위해 상당한 두께를 갖게 된다. 덮개, 동체, 원자로용기 지지체 아래의 용기 등셋으로 분할된 모양으로 제작된다. 증기발생기, 펌프, 배관 노즐 근처의 작은 筒이나 管 사이는 현지용접이 필요하지만 접합부는 annealing이 불필요한 38mm이하로 할 수 있기 때문에 제작상의 문제는 없다.

이 내수벽은 큰 플랜지를 갖고 있지만 항상 격납용기수로 안정된 저온으로 유지되기 때문에 격납용기와 같이 실리콘 고무계통의 패키징을 사용할 수 있어 氣密이나 水密을 확보하는 데는 어려움이 없다. 또 배관이 내수벽 내부에서 파열되는 경우에 대비해 저압에서 작동하는 큰 구경의 압력완화밸브가 4개 설치된다.

원자로용기로부터의 누수를 검출하기 위해 내수벽 내부에는 항상 질소가스를 유통시켜서 습기와 방사능을 운전 중에 항상 감시한다.

1차계통의 누설에 대해서는 매우 민감해 누설량의 변화를 상시 감시함으로써 1차계통 배관이 갑자기 파열되는 가능성을 극도로 줄일 수 있다. 파열이 일어났다고 해도 작은 구경의 배관이기 때문에 큰 문제는 없지만 여기에도 내수벽도 파열배관을 구속하는데 효과가 있고 또 물도 damping 작용을 하고 있기 때문에 주위의 기기를 손상시킬 가능성은

매우 희박하다.

充水式 격납용기는 B&W사가 선박용 원자로 CNSG-1(28M Wt)용으로 제안한 개념으로 나중 에 소형 경량화를 겨냥한 MRX 설계에서 채택되고 그 뒤에 SP WR에서도 채택된 일이 있다. B&W社에서는 1차계통 배관파열을 상정해 격납용기수중에 고온 고압의 증기나 물이 방출됐을 경우의 壓力波 발생이나 증기 응축에 대한 실험연구를 실시해 그 실현성을 확인하고 있다. 또 MRX와 관련해 이같은 실험연구를 위해 50기압의 고온수나 증기로 실험할 수 있는 장치를 이미 완성해 현재 예비실험 중에 있다.

또 정격 운전상태에서 내수벽의 일부가 갑자기 파손돼 격납용기의 냉수가 원자로용기 표면을 직접 친다해도 원자로용기의 안전을 손상시키는 일은 없을 것이다.

포이즌 탱크

용적 80m³의 2개의 포이즌 탱크는 원자로용기와 같은 재질로 스테인리스鋼의 肉盛을 하는 등 같은 방법으로 제작된다. 이 탱크는 격납용기수중에 설치돼 항상 원자로용기와 같은 압력을 유지한다. 원자로 운전중 탱크는 격납용기수로 자연냉각돼 60°C 이하로 유지된다. 탱크 내면이나 노즐부에는 포이즌 주입시에 고온수가 주입됨으로써 발생하는 열충격이나 열응력을 완화하기 위해

라이닝 또는 슬리브가 설치된다.

수압작동밸브

포이즌 탱크 입구쪽에 설치된 구경 130mm의 수압작동밸브는 1계통 당 2개 설치되지만 항상 1차냉각수와 같은 온도의 유지를 위해 원자로 용기내에 설치된다.

격납용기

充水式 채택으로 종래 형식에 비해 격납용기는 대폭 소형화되어 있다.

격납용기는 현지에서 조립되기 때문에 용접 후의 annealing을 필요로 하지 않는 것이 제작상 중요하며 球殼部의 두께를 38mm 이하로 제한하고 있다. 최고 사용압력은 용기 氣相部에서 10기압(gauge)이다. 재질은 탄소강으로 부식방지를 위해 BWR의 격납용기와 같이 포장된다.

격납용기 냉각기

물을 열매체로 하는 heat pipe 식의 냉각기가 피동적 붕괴열 제거용으로 격납용기 상부의 가스 공간에 설치된다. 냉각기에서 받은 열은 밖에 설치된 자연통풍 공기냉각기로 냉각되는 완전한 피동적 시스템이다. 질소가스와 증기의 혼합에 의한 전열성능의 저하를 고려해 배관파열시의 붕괴열을 냉각하는데 충분한 능력을 갖도록 설계돼 있다. 정상운전 중에는 질소가스 환경 속에 있기 때문에 방치상태에서의 냉각능력

은 없다. 그래서 사고에 대비하기 위해 적납용기수를 냉각기에 뿌려 열매체를 항상 순환시킨다.

노심 특성

핵 특성은 SRAC 코드에 의해 구했다. 여기에 보이는 것은 옛 설계(1,100MWt)의 노심특성으로 뒤에 밝힌 사고분석에 사용된 데이터이다.

현 설계(1,800MWt)의 경우도 변경부분은 연료집합체의 개수(121→199개)뿐으로 특성은 비슷하다.

붕소 반응도

<그림 7>에 붕소반응도를 보였다. BOEC(Beginning of Equilibrium Cycle: 平衡 노심의 燃燒初期)로 정격운전상태에서의 붕소 농도는 1,000ppm, 溫態 제로 출력시에는 1,500ppm이며 ΔK에서 3.3%의 차이가 난다. 이것은 Xe(크세논) 반응도의 차 2.3%와 Doppler 반응도의 차 1.0%에 의한 것이다. EOEC(End of Equilibrium Cycle: 平衡爐心の 燃燒末期)의 값은 각각 붕소농도 50ppm와 530ppm, ΔK의 차 3.5%, Xe 반응도의 차 2.5%, Doppler 반응도의 차 1.0%이다.

냉각재 밀도 반응도

<그림 8>에 밀도 반응도를 보였다. BOEC 쪽이 밀도반응도 계수가 작지만 이것은 냉각수 밀도

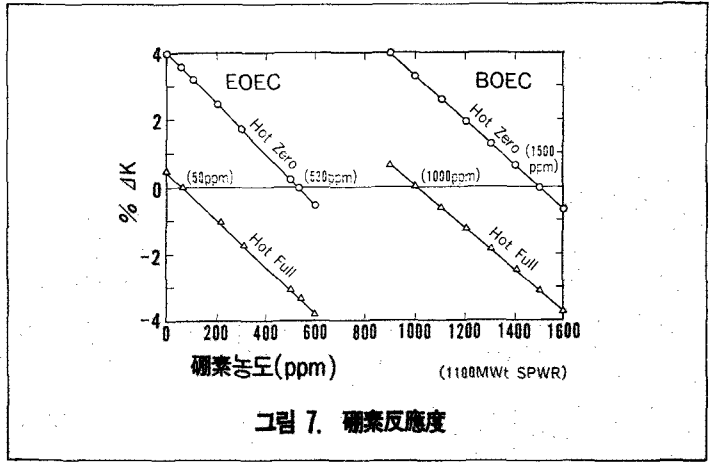


그림 7. 硼素反應度

의 감소와 함께 chemical shim으로 첨가한 붕소 밀도도 감소하기 때문이다. 붕소가 없는 경우에는 BOEC의 값 쪽이 크다.

Doppler 반응도

<그림 9>에 Doppler 반응도를 보였다. 정격운전시의 연료 평균 온도는 약 900K, 제로 출력상태가 되었을 때는 약 600K가 돼 약 1%의 반응도가 나타난다.

원자로 정지계통

SPWR은 다음과 같은 多重화된 원자로 정지계통을 갖고 있다.

전출력상태에서 溫態 제로 출력상태까지에 필요한 붕소농도의 첨가량은 BOEC, EOEC 모두 약 500ppm(Xe 반응도의 차를 포함한 값)이다. 여기서 고려해야 할 단시간의 현상으로는 Xe의 효과는 없고 Doppler 반응도의 효과 약 1%만으로, 붕소농도로는 약

150ppm의 첨가로 溫態 제로 출력상태가 된다는 것이다.

피동적 정지계통

피동적 정지계통은 주냉각수 펌프배출압력 저하시에 피동적으로 열리는 수압작동 밸브를 설치한 두 계통의 포이즌 자연순환 주입계통이다. 포이즌 탱크는 각 계통에 1개씩 설치돼 원자로용기와 사이는 내경 129mm의 배관(150A×Sch. 160)으로 연결돼 있고 포이즌은 노심 입구 Plenum을 거쳐 노심부에 주입된다. 수압작동 밸브는 單一고장을 고려해 계통 당 2개씩 설치된다. 자연순환에 의해 탱크 내의 1,600ppm의 붕산수가 노심 하부 Plenum에 도달하는 것은 약 16초 후이며 여기서 1차냉각수와 혼합돼 약 8초 후에 노심부에 들어간다.

1차냉각수가 자연순환으로 한번 도는 시간은 여건에도 달려 있겠지만 약 120초다. 2계통이 작동

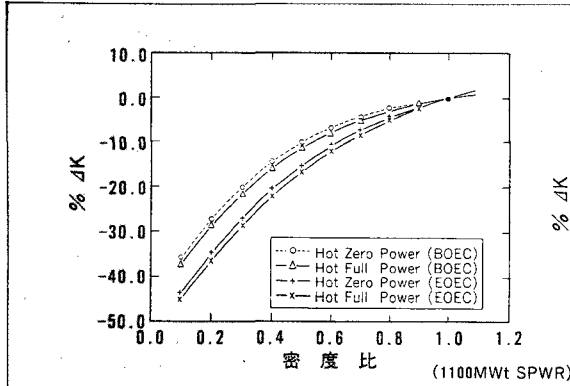


그림 8. 冷却手 密度反應度

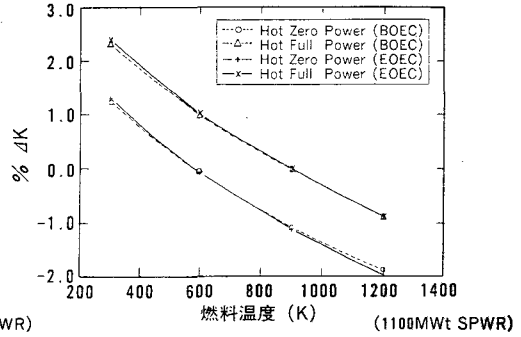


그림 9. Doppler 反應度

하는 경우 붕소농도는 한번 들 때마다 약 400ppm씩 단계적으로 높아져 펌프 이상 발생으로 부터 약 24초 후에 400ppm, 144초 후에 800ppm이 첨가된다. 1계통만 작동하는 경우는 24초 후에 200ppm, 144초 후에 400ppm가 첨가된다. 어느 쪽이 됐든 단시간에 원자로를 정지상태에 들어간다.

능동적 정지계통

능동적 정지계통은 펌프 배출 압력 전달 라인의 밸브 폐쇄에 의해 작동하는 포이즌 강제주입계통이다. 밸브 조작 후 약 6초 후에 포이즌이 노심 입구 Plenum에 도달하고 약 2초 후에 노심부에 도달한다. 1차냉각수의 한번 도는 시간은 약 30초이고 2계통이 작동하는 경우 한번 들 때마다 붕소농도가 약 180ppm씩 높아져 밸브 조작 후 약 8초 후에

180ppm, 38초 후에 360ppm이 첨가된다. 1계통만을 작동시키는 경우는 8초 후에 90ppm, 83초 후에 180ppm이 첨가된다.

또 주냉각수펌프의 전원을 끊어도 정지계통을 작동시킬 수 있는데 이 경우에는 피동적 정지계통과 같은 작용을 한다.

보조정지계통

원자로 정지계통의 多重化를 도모하기 위해 CVCS(화학체적제어계통)로부터의 포이즌 강제주입계통의 2계통을 갖는다. 일반적인 PWR과 같은 시스템이다.

원자로 제어계통

연소도와 냉각수중의 붕소농도

〈그림 10〉은 정격운전상태의 연소도와 1차냉각수 중의 붕소농도의 관계를 보였다. 연소에 따른 반응도 변화는 완만한데 정격적

인 냉각수 중 붕소농도 조절로 대응할 수 있다. 이 점에 관해서는 현행 PWR과 같다.

출력제어

Xe의 출력, 소멸을 고려해야 할 日부하조정운전도 1차냉각수 중의 붕소농도 조절없이 가능하다.

〈그림 11〉에 분석예(BOEC)를 보였다. 2차측 부하(증기유량)가 저하하면 냉각능력이 감소하기 때문에 증기발생기 출구온도(노심 입구온도)가 상승해 자동적으로 출력이 부하와 함께 저하한다. 이 때 냉각수 온도는 평균 약 15°C 상승하지만 출구온도 변화는 근소하다(노심 입구온도는 약 1°C 상승). 이에 따라 1차계통 압력이 약간 상승하기 때문에 減壓스플레이에 의해 정격치가 되도록 조정된다.

원자로 출력이 내려가면 Xe가

축적되기 때문에 반응도가 내려가지만 냉각수 온도를 약간 내리 이를 커버하고 있다. 다시 부하를 증가시키면 반대현상이 일어나 출력이 회복된다. 압력은 약간 저하하기 때문에 가열기 히터로 정격치가 되도록 조정한다. 붕소농도 조절은 불필요하며 1차계통에 대해서는 압력제어만으로 대응할 수 있다.

또 노심 입구 냉각수 온도가 15°C 변화하는 데 따른 열 사이클 효과는 원자로용기의 건전성으로 보아 무시할 수 있다.

원자로 시동

시동에 관한 세부 분석은 앞으로의 중요과제로 남아있지만 임계점 가까이에서의 거동을 대충 파악하기 위해 실시된 「무쓰」 원자로의 시뮬레이터를 이용한 예비분석에 의하면 붕소농도의 연속적인 희석에 의해 원활히 시동된다. 임계 도달 직후에 출력이 상승하기 시작하지만 Doppler의負의 반응도 효과에 의해 저출력에서 안정된다.

보통 임계부근(Period 영역)에서의 제어봉 인출은 신중히 이루어지고 있지만 붕소농도 희석의 경우에는 오조작으로 큰 반응도가 가해질 염려가 없기 때문에 단순한 조작으로 가능할 것으로 보인다.

제어봉이 없는 SPWR에서는 개념적으로는 다음 요령으로 시동한다.

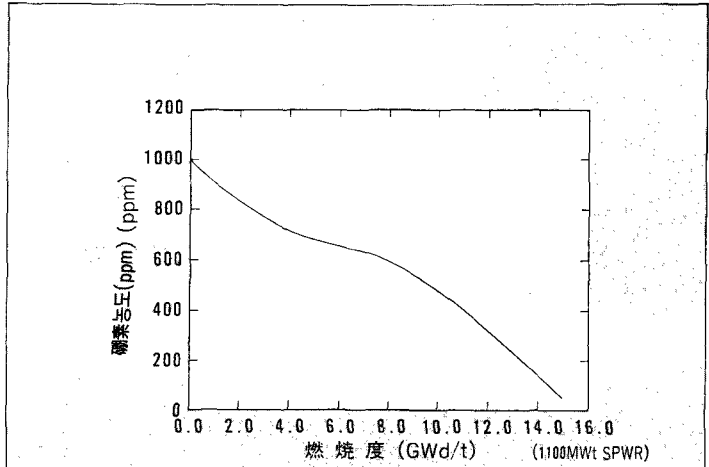
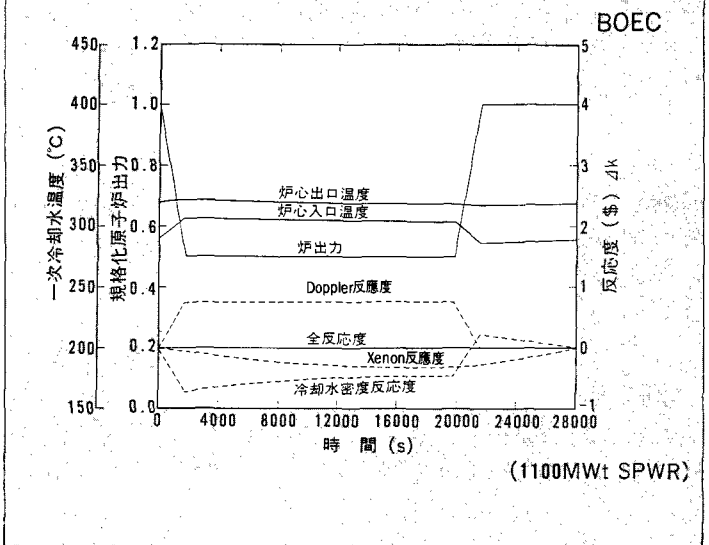


그림 10. 燃焼도와 硼素濃도의 關係

그림 11. 日負荷調整運轉解析



원자로 가열 붕소 농도가 높은 원자로 완전정지상태에서는 주냉각수펌프를 돌려 펌프의 열과 전기히터로 1차냉각수 온도를 약 260°C(포화압력 48기압)까지 올린다. 이 때 증기발생기 전열관

내는 만수상태가 되도록 한다.

원자로 본체의 열용량은 약 800Mcal/°C로 상온에서 260°C까지 20시간에 올리기 위해서는 약 11MW의 열입력이 필요하다. 1차계통으로부터의 열손실은 고온

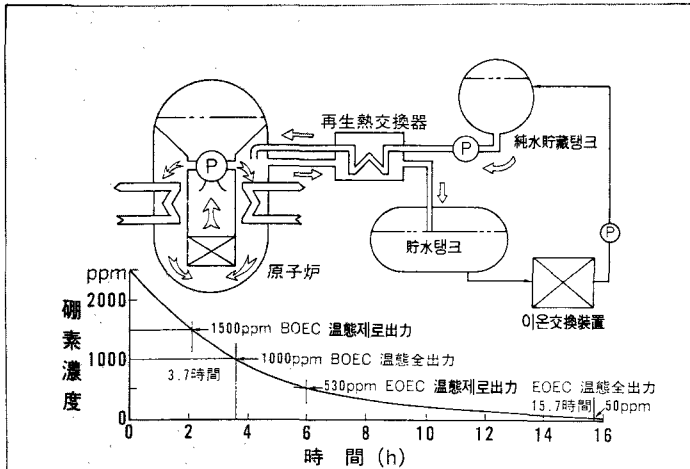


그림 12. 硼素濃度 稀釋의 概念

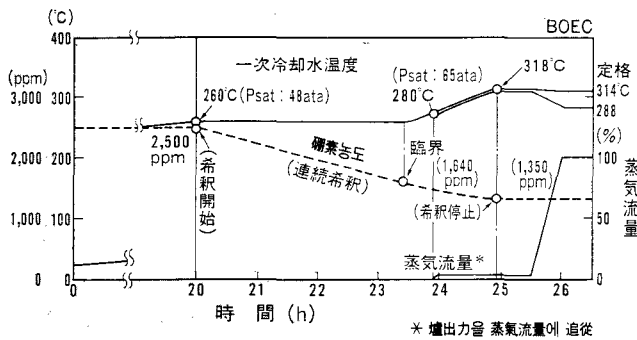


그림 13. 原子爐 始動의 概念

상태에서 약 1MW, 주냉각수펌프에 의한 열입력은 약 4MW 정도로 부족분은 히터에 의해 가열된다. 또 1차계통은 가압기 히터를 돌려 subcool도를 유지하고 펌프의 cavitation을 방지한다. 또 수위는 CVCS로 조절한다.

포이즌 탱크의 붕산수 충전 가열기간 중에 포이즌 탱크에 고농도의 붕산수(16,000ppm: 잠정치)를 충

전한다.

붕소농도 희석 <그림 12>에 CVCs에 의한 붕소농도 희석 시스템과 희석속도를 보였다.

<그림 13>에는 시동의 개념을 보였다.

원자로 가열과 포이즌 탱크의 붕산수 충전 후에 온도가 일정한 상태에서 CVCS에 의해 1차냉각수를 純水로 치환함으로써 연속

적으로 붕소농도를 낮게 한다. 이것에 의해 임계에 이르게 하고 또한 희석을 계속해 출력을 올려간다.

붕소농도 희석에 소요되는 최소시간은 설비용량에 의해 정해진다. BOEC에서는 2,500ppm(잠정치)의 정지상태에서 정격의 1,000ppm까지의 붕소농도 감소에 소요되는 시간은 약 3.7시간이다.

BOEC, 260°C에서의 임계 붕소농도는 약 1,640ppm이고 임계 도달에 소요되는 최소시간은 약 1.7시간이다.

실제 시동시간은 플랜트의 여러가지 여건에 따라 달라지지만 그림에서는 붕소농도 희석 시작에서부터 임계에 도달할 때까지의 2배인 약 3.4시간이 걸린 예를 보였다. 임계 가까이에서의 붕소농도 희석속도는 약 3.4ppm/분, 반응도 첨가속도는 약 0.02%/분이다.

임계 도달 후에는 약간이지만 핵 가열을 일으켜 붕소농도 감소에 의한 반응도를 흡수하는 식으로 냉각수 온도가 올라간다. 희석 시작 후 약 3.7시간에 280°C(포화증기 압력 65기압)가 되지만 이 온도가 된 시점에서 2차계통이 조작을 한다. 또 냉각수 온도가 정격치로 될 때까지 붕소농도를 연속적으로 희석해 정격치가 된 시점에서 중단한다. 이 때 붕소농도는 약 1,350ppm으로 희석을 시작하고 나서 약 4.9시간 걸린다.

출력운전에 들어간 후에는 Xe 축적에 따라 발생하는 반응도 저하(약 2.3%)를 보상하도록 붕소 농도가 약 1,000ppm이 될 때까지 회석한다.

2차계통의 조작 냉각수 온도가 280°C가 될 때까지는 증기발생기 전열관은 만수상태를 유지한다. 온도상승에 의한 물의 팽창분은 밸브를 통해 추출된다.

280°C가 된 시점에서 증기를 소유량 흘리기 시작한다. 1차냉각수 온도는 그 유량(부하에 상당)에 상응하는 상태로 변화되어서 결국 노심 출구온도가 정격(약 318°C:출력이 낮을 때는 Doppler 반응도가 작기 때문에 온도가 높다)에 달한다. 이 시점에서 붕소농도 회석은 정지되지만 저부하상태는 유지된다.

다음에 부하를 늘려 정격운전 상태를 달성, 유지한다.

반응도사고 방지대책

반응도사고 방지는 어떠한 원자로에서도 기본적인 중요사항이다. 제어봉이 없는 SPWR에서 가능성이 있는 반응도 첨가사고는 부하의 급증과 純水주입이다. 여기서는 후자에 대해 설명했다.

원자로 시동시 1차냉각수 순환중에 CVCS 오조작으로 설비용량만큼 純水を 계속 주입해도 원자로 출력상승이 완만해 문제가 일어나지 않는다. 그러나 냉각수가

순환하고 있지 않을 때 純水を 계속 주입하면 붕소농도가 낮은 냉각수 덩어리가 생겨 잇따라 주냉각수펌프가 작동할 경우에는 그것이 노심부에 급격히 주입돼 반응도 사고를 일으킬 가능성이 있다.

SPWR에서는 1차냉각수가 강제순환되고 있다는 것을 펌프 배출압력을 통해 확인하고 배출압력을 이용한 시스템을 작동시키는 전원으로 CVCS의 純水주입계통의 펌프가 작동하도록 해서 이에 대처하고 있다.

원자로 정지시 문제가 되는 유일한 純水源은 증기발생기 내에 있다. 원자로 정지시에 증기발생기 전열관이 파손돼 원자로용기보다 증기발생기 압력이 높은 경우에는 純水가 유입될 염려가 있다.

대책으로는 원자로 정지시에는 증기발생기에 연결되는 배관의 격리밸브를 닫는 것이다. 이렇게 하면 문제가 생길 정도로 유입하는 일은 없다. 또 헤더부의 물을 뺐으로써 완벽을 기한다.

또 원자로 운전 시에는 예를 들어 증기발생기 전열관이 파열된 상태로 방치되고 동시에 1차계통 배관 파열 등에 의해 원자로용기의 압력이 증기발생기 쪽보다 낮아져 물이 원자로쪽으로 주입됐다 해도 붕괴열이 있기 때문에 자연순환이 일어나 純水의 덩어리가 노심부에 도달하는 것과 같은 사태는 일어나지 않는다.

크세는 空間 振動

대형 노심에는 Xe의 생성·소멸에 따른 장시간 주기의 공간진동 가능성이 있다. SPWR과 같이 제어봉을 갖지 않는 원자로에서는 출력이 공간적으로 진동을 일으켰을 경우에는 제어할 수가 없다. 이런 경우 負의 출력계수(반응도변화/출력변화)가 크고 平衡이 흐트러져도 곧 감쇄되는 듯한 안정성이 있으면 문제는 없다.

SPWR 설계에서는 BOEC의 출력계수는 정격출력시에 -1.5%(Doppler 계수 -1.0%와 보이드 계수 -0.5%의 합계)이다.

EOEC에서는 -2.1%(Doppler 계수 -1.0% 보이드 계수 -1.1%)이다.

대출력의 현행 PWR에서는 方位방향의 Xe 空間진동이 일어나지 않고 또 SPWR의 경우 노심 출력밀도가 낮고 국부적인 출력 제어를 하지 않는 방식이어서 유리하게 작용하기 때문에 큰 문제는 없을 것으로 생각된다. 그러나 불안정하면 노심설계에 제한(출력 제한 또는 負의 출력계수가 커지도록 노심구성을 변경하는 등)을 가하게 되기 때문에 앞으로의 중요 검토과제가 되고 있다.

사고시의 거동

RETRAN-02. 코드를 사용해 다음과 같은 분석을 해보았다. 분석은 BOEC와 EOEC 양쪽에 대해 행하고 가압기 공간 용적,

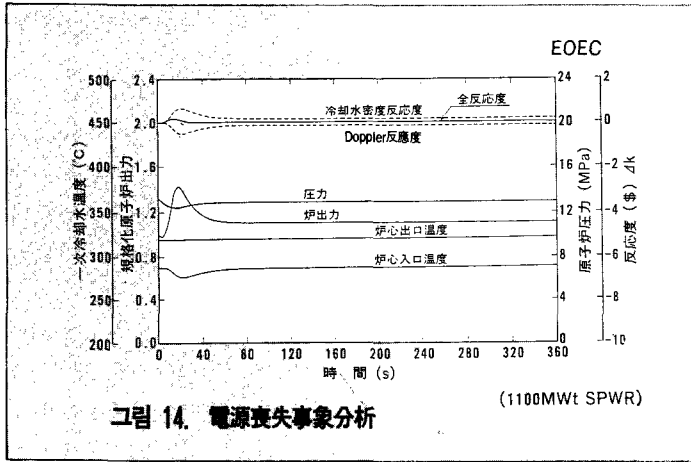


그림 14. 電源喪失事象分析

(1100MWt SPWR)

subcool度, 반응도 계수에 관한 감도분석을 포함시켰다. 또 연료 소손이 문제가 될 가능성이 있는 사고에 대해서는 hot channel 분석을 포함시켰다. 그리고 본 분석은 舊설계(1,100MWt)에 대해 실시한 것으로 다소 조건은 다르지만 노심특성은 본설계(1,800MWt)와 거의 같고 거동도 비슷할 것으로 추정된다.

- ① 부하상실사상
- ② 전원상실사상
- ③ 냉각재상실사고(LOCA)
- ④ 주냉각수펌프축 고착사고
- ⑤ 주증기관 파열사고
- ⑥ CVCS에 의한 純水 誤注入 사고

이들 분석에 의하면 제어봉이 없더라도 안전성을 손상시키는 현상은 일어나지 않는다. 여기서는 포이즌을 고의로 주입하지 않은 상태에서 파악한 SPWR의 過度的인 특성을 밝히고자 한다.

본 분석은 보통 안전심사 등에

서 하고 있는 보수적인 조건을 중시해 이를 설정하는 방식이 아니고 가장 있음직한 특성을 파악한다는 조건하에 이루어지고 있는 것이다.

부하상실사상(BOEC)

부하감소에 따라 냉각수 온도가 상승해 밀도반응도가 負가 되어 원자로 출력이 저하된다. 가압기 안전밸브가 작동하지만 특별한 문제는 일어나지 않는다.

또 이 분석은 피동적으로 움직이게 될 포이즌 주입계통을 무시한 경우이고 실제로는 30초 이내에 원자로가 정지해 붕괴열 레벨에 달하고 그 후의 현상도 완만하게 된다. 또 減壓 스플레이도 자동적으로 작동하기 때문에 안전밸브가 작동하는 일도 없다(다음의 분석에서도 같다).

전원상실사상(BOEC)

주냉각수펌프가 정지하기 때문

에 노심부에서 비등이 일어나 밀도반응도가 負가 돼 원자로 출력이 급감하고 그 후 Doppler반응도가 正이 돼 40% 정도의 출력이 된다. 냉각수 온도상승에 따른 체적증가에 의해 가열기 공간의 증기가 압축돼 1차계통 압력이 상승, 안전밸브가 작동한다. 이어서 증기발생기 출구에서 상승한 냉각수가 노심부에 도달하고 밀도반응도가 負가 돼 출력은 붕괴열 레벨에 도달한다. 따라서 급속히 원자로 정지조작을 하지 않아도 안전상의 문제는 일어나지 않는다.

냉각재상실사고(BOEC)

증기발생기 입구 Plenum 가가이에서의 최대구경 1차계통 배관 파열(1,100MWt의 舊설계에서는 구경 100mm)의 경우 압력감소와 함께 노심부의 냉각수 비등에 의해 밀도반응도가 負가 돼 원자로 출력이 저하된다.

가열기 배관이 파열, 증기가 방출되는 경우 분석상으로는 그 현상이 완만할 뿐 거동은 비슷하다.

주냉각수펌프軸고착사고(BOEC)

펌프의 瞬時정지와 함께 노심부에서 비등이 일어나 밀도반응도가 負가 돼 출력이 일시적으로 저하하지만 부하가 변하지 않기 때문에 원자로 출력은 높은 그대로 자연순환에 의해 운전 계속한다. 또 부하를 내리면 이에 따라 원자로 출력도 저하한다.

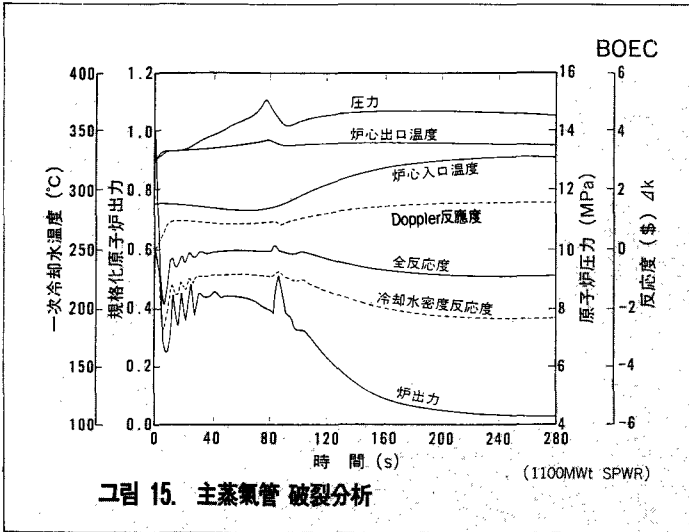


그림 15. 主蒸氣管 破裂分析

SPWR은 1차계통의 유동저항이 적기 때문에 자연순환양은 상당히 크다.

별도로 실시한 hot channel 분석에 의하면 일시적으로 역류를 일으켜 연료봉 표면이 dry-out 되지만 연료피복관 온도가 500°C 정도에 그쳐 소손에는 이르지 않는다.

또 펌프가 複數로 있을 경우에는 급속한 유량변화는 일어나지 않는다. 펌프를 복수로 할 것인지의 여부는 앞으로의 설계상의 검토과제다.

주증기관 파열사고(EOEC)

SPWR에서 유일한 급속한 반응도 투입사고에 상당한다. 관류식 helical coil형 증기발생기는 2차계통의 보유수량이 적고 상대적으로 1차계통의 보유수량이 많다. 또 일체형 원자로이기 때문에

큰 출력상승은 일어나지 않는다. 밀도반응도 계수가 큰 쪽이 문제가 되기 때문에 이 사고에 대해서만 EOEC의 예를 보이겠다.

급수펌프 외부전원 구동으로 일정유량 계속 흘린다고 가정한 분석이다. 원자로 출력은 일시적으로 약 40% 상승하지만 결국 110% 정도에서 안정된다. 노심의 정격출력밀도가 65MW/m³ 정도로 적어 안전상의 문제는 일어나지 않는다(일시적으로 91MW/m³로 되는 레벨의 문제). 또 실제로 사고 후에는 급수량이 감소하기 때문에 원자로 출력도 이에 따라 저하한다.

급수펌프를 터빈 구동으로 했을 경우의 분석에 따르면 주증기관 파열에 따라 급수량이 저하하기 때문에 원자로 출력이 이에 따라 붕괴열 레벨에 달한다. 그러나 이 경우에도 짧은 시간동안

40% 정도의 출력 피크가 일어난다.

또 주증기관 파열과 함께 전원이 상실되는 경우 주냉각수펌프가 정지하기 때문에 노심에의 영향이 둔화돼 원자로 출력은 100%를 넘지 않는다.

純水 誤注入사고

정격운전상태에서 설비의 최대 유량으로 純水を 계속 주입했을 경우 특히 완만한 출력상승이 일어날 뿐으로 안전상의 문제는 없다.

점검보수

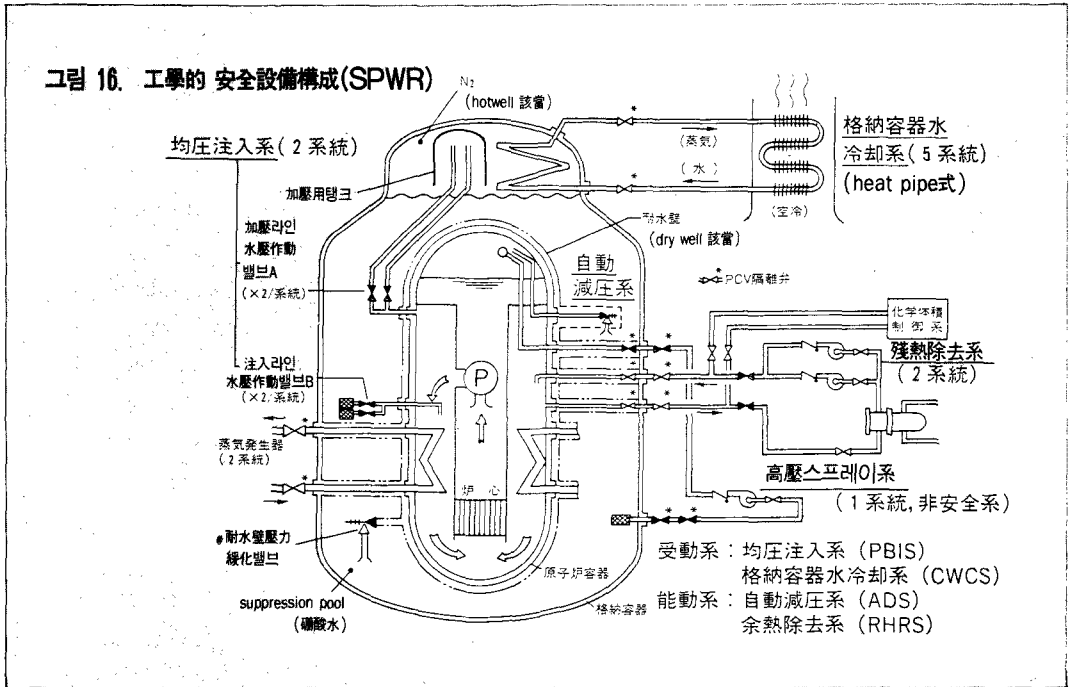
제어봉이 없고 또 공학적 안전설비가 감소하기 때문에 점검보수의 대폭적인 감소화가 기대된다. 또 내수벽이 있기 때문에 점검보수에는 큰 영향을 주지 않을 것으로 보인다. 예비적인 시산에 의하면 정기검사에 요하는 기간은 解列부터 시동전 시험에 들어가기까지 약 45일이다.

준비작업 heat pipe식 냉각기를 설치한 격납용기 top head를 떼내고 均壓주입계통 가압탱크를 떼낸 다음 내수벽의 덮개를 떼낸다.

주냉각수펌프 및 가열기 히터 원자로용기 정상부의 덮개와 함께 떼내어 펌프 피트로 가져가 점검한다.

증기발생기 내수벽의 덮개를 연 다음 증기/급수헤더의 덮개를 열어 磁氣探傷 probe를 삽입해 검

그림 16. 工學的 安全設備構成(SPWR)



사하고 이상이 있는 전열관은 전 열관부분에서 플러징한다. 전 열관의 마진은 5%로 잡고 있다. 넓은 공간의 2차측으로부터 할 수 있기 때문에 피폭도 적고 또 단순작업으로 끝날 것으로 기대 된다. 또 증기발생기 검사는 원자로용기에 물이 들어있는 상태에서 서도 가능하다.

원자로용기, 1차계통 배관 단열재를 붙인 내수벽과 원자로용기 사이에는 검사용 robot이 들어갈 공간과 rail이 설치돼있다. 원자로 용기나 노즐, 배관의 용접부를 BWR의 경우와 같이 검사한다.

수압작동밸브 원자로 정지용 밸

브는 운전 중에도 작동시험을 할 수 있기 때문에 目視검사만으로 충분할 것으로 보인다. 필요하다면 쉽게 교환할 수도 있다.

연료교환 manipulator로 할 필요가 있지만 특별히 어려운 점은 없다(manipulator는 설계 완료). 또 소출력 원자로의 경우는 노심 상부를 straight로 할 수 있기 때문에 manipulator가 필요없다(그림 16 참조).

피동적 안전성

피동적 안전성 확보 수단

높은 피동적 안전성은 다음과 같이 확보된다.

- ① 제어봉이 없기 때문에 급격한 반응도 印加 가능성이 없다.
- ② 고신뢰도의 피동적 원자로 정지계통을 채용.
- ③ 배관과열사고시의 노심노출까지의 유예시간이 상당히 길다.
- ④ 원자로 압력 저하시에 자동적으로 작동하는 均壓주입계통에 의한 상시 노심冠水 냉각이 가능.
- ⑤ 피동적 격납용기 냉각계통을 채용.

공학적 안전설비 개념

현재 SPWR에 대해 PSA(확률론적 안전평가)를 추진하고 있는 단계이고 앞으로는 안전평가상 지침에 정해져 있는 분석을 할 필요가 있으며 공학적 안전설비

구성에 관해서는 아직 최종적으로 확정되지 않았으나 기본적인 생각은 다음과 같다.

① 피동적 계통에 의해 사고를 수습하도록 한다.

② 사고의 조기수습, 재산보호의 관점에서 소규모의 능동적 계통을 병용한다.

공학적 안전설비

〈그림 16〉에 공학적 안전설비의 계통구성을 보였다. 다음과 같은 계통으로 구성된다.

① 피동적 계통 · 均壓주입계통 (PBIS, 100%×2계통) · 격납용기 냉각계통(CWCS, 25%×5계통)

② 능동적 계통 · 자동減壓계통 (ADS, 밸브 8개) · 殘熱除去계통 (RHRS, 2계통) · 고압 스프레이 계통 (100%×1계통, 非안전계통)

사고시 대응(배관파열시의 예)

① 대구경 배관 파열의 경우는 자연히 원자로용기 압력이 내려가기 때문에 均壓주입계통이 작동해 자연순환에 의해 노심 冠水를 유지해 냉각한다. 파열구로부터 격납용기로 나온 열은 격납용기 냉각기에서 자연순환으로 외부의 자연통풍 공기냉기기에 보내져 대기로 방출된다.

② 소구경 배관파열의 경우는 저수위 신호로 고압 스프레이 계통을 작동시켜 격납용기수를 원자로용기에 주입해 減壓한다.

③ 고압 스프레이 계통이 작동하지 않는 경우에는 자동감압계

통을 작동시켜 감압한다.

均壓주입계통

피동적 붕괴열 제거 시스템에 대해서는 지난 수년간 전세계에서 많은 아이디어가 제안되고 있는데 어떻게 특정한 원자로 개념에 적합한 시스템을 선택, 개량해 나가느냐가 설계상의 요점이다. SPWR에는 均壓주입계통이 적합할 것으로 생각된다.

균압주입계통은 SPWR 설계에서 특징적인 설비다. 큰 파열에 대해서는 원자로 압력이 저하해 均壓계통이 작동하는 완전한 피동적 계통으로 항상 노심冠水 유지가 가능하다.

이 시스템은 1계통으로 100%의 능력을 갖는 2계통의 가압계통과 주입계통으로 이루어지고 각 라인에 원자로 정지용 수압작동밸브를 간소화한 것 같은 밸브가 2개씩 설치돼 있다(그림 17 참조). 이 밸브는 원자로 시동시에는 수압을 가해 강제로 닫지만 운전중에는 원자로 압력으로 조여진 상태를 유지한다.

배관파열이 일어나면 원자로용기의 물이 격납용기로 방출되기 때문에 원자로 용기 내의 수위와 압력이 저하하고 격납용기 수위가 올라가 커버 가스를 압출해 격납용기 압력을 올린다. 差壓이 설정압력(2~3기압) 이하가 되면 밸브가 열려 결국 均壓化해 자연순환에 의해 격납용기수(붕소농도 2,500ppm의 붕산수)가 원자로

용기에 주입된다.

현재 원자로용기와 격납용기의 均壓化를 도모하는 방식과 관련해 다음 2가지 안이 검토되고 있다.

① 제1안: 원자로로부터 증기는 가압라인을 통해 격납용기 상부 공간에 설치된 아래쪽에 구멍을 낸 탱크에 보내져 여기의 질소가스를 배출시켜 신속하게 격납용기를 가압, 원자로와 均壓化시킨다. 주입계통은 증기발생기 입구 Plenum부에 격납용기수를 분산 주입하도록, 해서 원자로용기 내의 증기를 응축, 압력을 내린다. 가압, 주입 라인 모두 관 구경으로는 87mm(100A Sch. 160) 정도로 충분할 것으로 보인다.

② 제2안: 탱크를 설치하지 않는 단순한 방식이다. 증기가 격납용기 냉각계통에 의해 응축되기 때문에 수중에 방출된 것과 같은 효과밖에 얻을 수 없다. 따라서 가압라인으로는 좀 굵은 듯한 배관(구경 129mm: 150A Sch. 160) 또는 한 단계 위의 굵은 관)으로 하고 또 큰 水頭差를 얻기 위해 주입라인의 배관(50~70mm 정도)은 노심 가까이까지 연장한다.

배관파열사고시의 거동

1차계통의 최대배관은 구경 129mm(150A Sch. 160)로 노즐벨트 가까이 14개가 있다(피동형 원자로 정지계통 4개, 殘熱제거계통 4개, 자동감압계통 4개, 均壓주입계통 2개).

그림 17. 均壓注入系用 水壓作動밸브

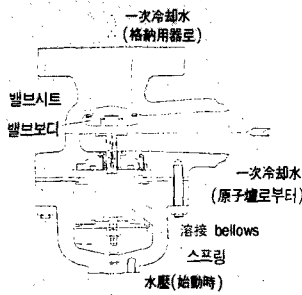


그림 18. 配管破裂事故時の 暴動

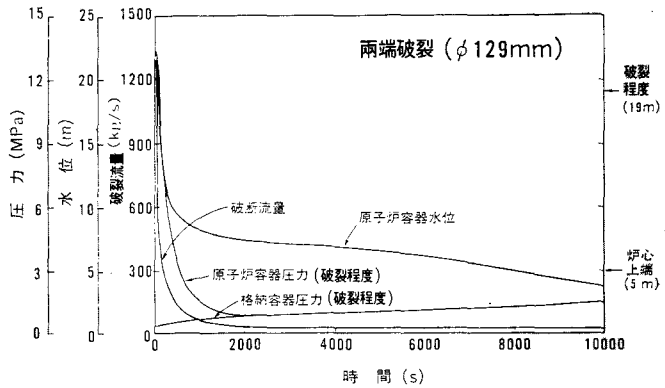
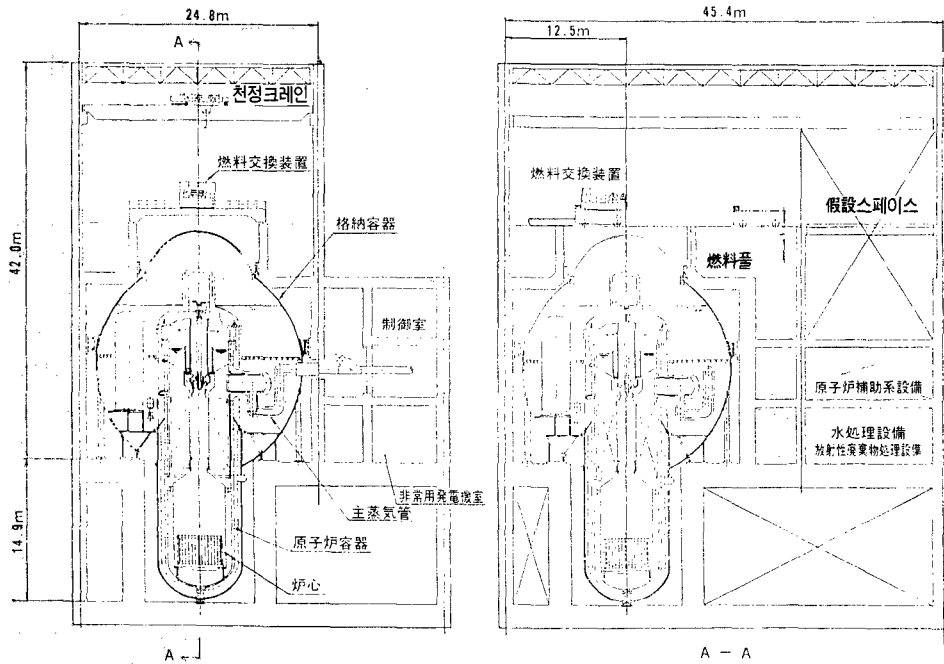


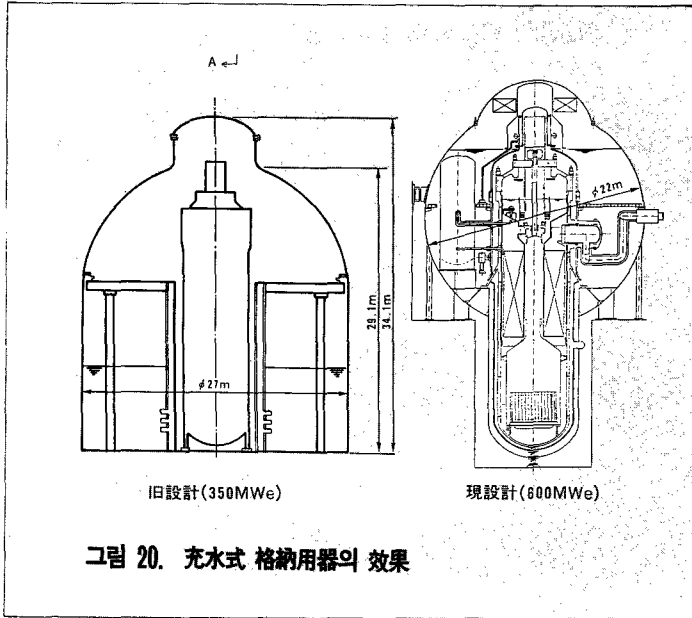
그림 19. 原子爐建物 概念圖



예비적 분석으로 앞서 말한 배관 1개의 兩端파열을 상정한 경우의 거동(압력, 수위, 파열, 유량

등)을 <그림 18>에 보였다. 노심 노출까지 장시간(약 2시간)을 요하고 있다. 기본적으로는 대구경

배관이 없고 또 1차냉각수가 많은 것이 일체형 원자로의 장점이지만 격납용기 압력과 균형을 이



루면서 유출량이 줄어든다고 하는 充水式 격납용기의 효과도 있다.

경제성

플랜트 소형화와 간소화는 건설비 감소와 연관이 있고 또 정기검사를 포함한 운전유지비의 감소, 건설공기 단축 등 종합적인 경제성 향상에 기여할 것으로 기대되고, 중형로는 물론 소형로의 경우에도 경제성을 높일 수 있는 가능성이 있다(용량상의 단점 극복).

특히 충수식 격납용기 채용과 제어봉이 없다는 것이 경제성 향상에 크게 기여할 것으로 보인다.

또 열 이용의 경우에는 원자로

관련 부분의 건설비 감소가 총 건설비 감소에 직접적인 영향을 준다.

충수식 격납용기 채용 효과

공학적 안전시설의 단순화, 격납용기의 소형화, 건물의 간소화, 격납용기의 소형화, 건물의 간소화, 소형화 등의 효과를 기대할 수 있다.

〈그림 19〉에 원자로 건물의 개념도를 보였다. 〈그림 20〉에 일반적인 격납용기에 수용한 舊설계와 비교해 보인 대로 대폭 소형화 돼 있다. 이것은 충수식 격납용기 채용의 효과라고 볼 수 있다.

원자로 건물 소형화는 그 자체가 경제성 개선에 도움이 될 뿐

아니라 다른 관점에서도 큰 이점이 있다. 예를 들어 barge 탑재 플랜트로 하기가 용이하고 거의 모든 공사나 검사를 작업환경이 좋은 공장에서 끝낼 수 있기 때문에 추가적인 건설 직접비의 감소, 공기단축에 의한 간접비의 감소 등에 의한 근본적인 경제성 개선을 기대할 수 있다.

제어봉이 없는 데서 오는 효과

제어봉이 없으면 그 자체와 그것과 관련된 제어계통이 불필요한데 이를 대신하는 포어존 주입계통과 비교해 보면 대폭 간소화될 것으로 보인다(CVCS는 종전대로라고 하면). 또 제어계통이나 노내 구조물, 연료집합체, 원자로 용기 등이 단순화된다. 원자로는 증기발생기 하부에 노심연료가 배치된 만큼의 구조에 상당하는 단순화가 이루어진 것이 된다. 또한 연료집합체를 포함해 노내 구조물에는 재래식 원자로 정도로 높은 정밀도는 요구되지 않는다.

또 제어봉 구동장치와 연관이 없기 때문에 노심을 원자로 용기의 깊은 곳에 둘 수가 있어 노심冠水を 유지하기 쉽고 설비 간소화도 도모할 수 있다.

또 일체형 원자로이기 때문에 출력에 비해 원자로 용기가 크지만 제어봉이 없는 SPWR에는貫通部가 작기 때문에 그다지 원가가 높아지지는 않는다.

〈日本, 原子力工業 7月號〉