

일본의 개량형 원자로 연구·개발

오치아이 마사아키(落合政昭)

일본원자력연구소 에너지시스템연구부장

서론

세계 기후협약(Greenhouse)은 장기적 에너지 공급 문제에 영향을 줄 뿐만 아니라 인류의 가장 중요한 걸림돌이 되었으며, 폭발적인 인구 증가와 개발 도상국의 경제 성장을 약화시킬 위험성이 있다. 이러한 어려움을 극복하기 위해서는 이산화탄소의 방출을 감소시키면서 더 많은 에너지 자원을 개발해야 할 필요가 있다.

비록 인류는 재생 가능한 새로운 에너지원의 연구와 개발에 많은 노력을 기울일 것으로 예상되지만, 아직까지 이러한 시도는 과비용으로 경제성이 떨어지고 매우 작은 규모이기 때문에 실용화에 어려운 문제점을 가지고 있다. 원자력 에너지의 이용 증대는 이러한 면에서 가장 현실적인 대안이라고 할 수 있다.

일본은 미래의 원자력 이용 증대를 현실화시키기 위하여 개량형 원

자로의 연구 개발을 시도하고 있다. 개량형 원자로는 보다 안전하고 보다 경제적이야 하며, 방사성 폐기물 발생량 역시 감소되고, 핵증배 계수의 제어도 중요한 특성이 된다. 또한 개량형 원전은 핵연료 재사용에 기여하거나 원자력 에너지의 새로운 시장 개발에도 중요한 역할을 할 수 있는 것이 바람직하다.

핵연료를 재활용하지 않으면 새로운 세기에서 원자력 이용을 계속 추진하기가 어려울 것이다. 지구 환경 측면에서 100년의 시간은 짧은 시간이므로, 핵연료의 재활용을 통해 지구 환경 보존 및 장기 에너지 공급 측면에 기여하여 원자력 이용에 따른 장점을 현실화해야 한다.

일본원자력연구소(JAERI)는 몇몇 원전 소유 기관 및 공급자와 공동 연구를 통해 핵연료 재활용을 위한 감손-감속재 경수로(Reduced-Moderation Water Reactor, RMWR)에 대한 연구를 수행하고 있다. RMWR은 미세격자 핵연료

집합체를 사용하여 FBR과 같이 높은 중성자 스펙트럼을 발생시키는 경수 냉각로로서, 플루토늄의 변환비는 FBR과 같이 1.0 이상이 된다.

이러한 연구는 이미 완성 단계에 이른 LWR 기술을 개량하여 핵연료 증식 가능성을 타진하는 것으로, 이러한 원자로를 개발하는 데는 상대적으로 적은 비용과 시간이 소요되며 개발 위험성도 낮다.

향후 원자력의 이용을 증대하기 위해서는 이용의 범위와 영역을 확대하는 것이 효과적이다. JAERI에서는 이러한 목적을 위해 고온가스 냉각로(HTGR)와 분할 에너지 시스템 피동안전소형로(PSRD)의 개발 연구도 수행중에 있다.

HGTR의 연구를 위해 JAERI는 고온시험로(HTTR)를 건설하였는데 현재 출력 증강 시험중에 있다. HTGR은 피동 안전 시스템을 갖춘 매우 안전한 원자로로서, 소위 중대 사고가 발생하지 않는 원자로라고 불려져서 대도시 근방에 위치하거

나 개발 도상국의 에너지 공급원으로 적절하다.

현재 HTTR의 가장 중요한 목표는 전출력 운전 상태에 도달하는 것이며, 그 후에는 HTTR에 대한 여러 실험을 수행하여 향후 HTGR을 건설하기 위한 기술적 기초를 마련하는 데 활용될 예정이다.

또한 JAERI에서는 HTTR을 사용한 수소 생산 계통을 연구중에 있으며, HTGR을 사용한 고효율 전력 생산 시스템인 헬륨 가스 터빈에 대한 연구를 시작하려 하고 있다.

PSRD에 대해서 JAERI는 피동 안전 시스템을 내재한 소형 LWR과 원자로의 총효율을 평가하기 위한 분할 에너지 공급 계통의 개념을

정립중에 있다. 이 원자로는 송전 비용 감소뿐만 아니라 열원 공급, 해수 탈염 등 여러 가지 측면에서 장점을 지니고 있으며, 개발 도상국의 전력 산업에 적합하도록 초기 투자 비용도 저렴한 특징이 있다.

감손-감속재 경수로(RMWR)

JAERI는 개량형 원자로의 한 형태로서 일본 LWR 공급자와의 기술 협력을 바탕으로 몇몇 원전 사업자와 함께 감손-감속재 경수로(RMWR)를 연구중에 있다.

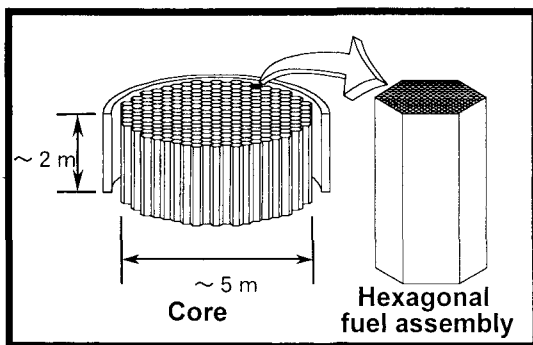
이 원자로는 전세계적으로 널리 운전되고 있는 경수로 기술에 바탕을 두고 이를 개선하여 고속중수로

(FBR)의 높은 운전 성능을 달성하는 데 목표를 두고 있다.

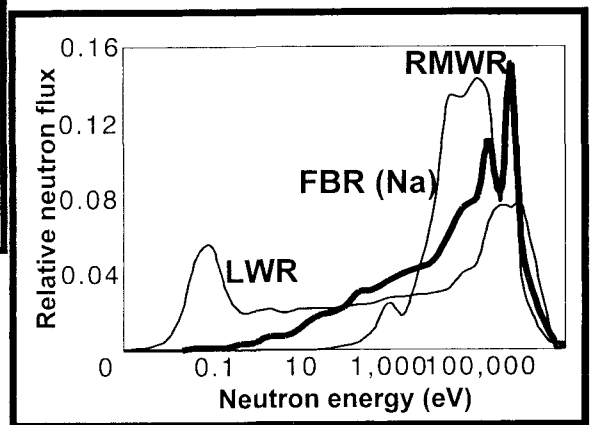
RMWR은 삼각 미세격자 핵연료 집합체 설계 기술을 사용하여 노심 내 물의 비율을 줄임으로써 물에 의한 중성자의 감속(즉 에너지 감소) 효과를 감소시키도록 설계된다.

〈그림 1〉에서 보듯이 RMWR의 중성자속은 FBR에서와 같이 고속 중성자의 비율이 높게 되어 원자로 성능을 높일 수 있다. 이러한 개념의 원자로는 〈그림 2〉에서와 같이 이미 잘 정립된 LWR 기술을 바탕으로 노심의 성능이 개선된다.

일례로서 장기적 에너지 공급 능력의 확보를 들 수가 있는데, 이는 플루토늄의 증식으로 우라늄과 플



Flat core with hexagonal fuel assembly



Neutron spectrum

〈그림 1〉 Reduced-Moderation Water Reactor(RMWR)

루토늄 자원을 효과적으로 이용할 수 있기 때문이다.

또한 RMWR의 개발이 LWR 기술에 바탕을 두고 이루어지므로, 개발에 따르는 비용·시간 및 위험성 측면에서 이로움이 많다는 점이다.

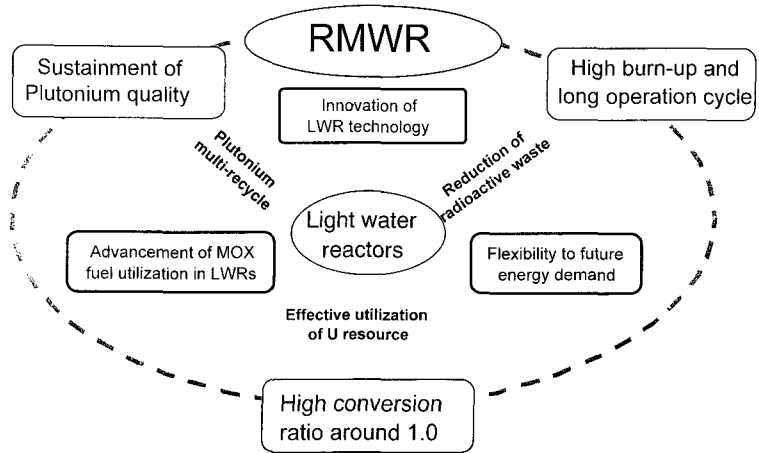
현재까지 노심 설계는 두 가지 목적을 가지고 진행되었는데, 하나는 변환비를 증식 측면에서 1 이상이 되도록 유지하는 것이며, 다른 하나는 안전성 측면에서 공동 반응도 상수(Void Reactivity Coefficient)를 음으로 유지하는 것이다.

JAERI는 BWR과 PWR 계통을 기초로 한 기본적인 개념 정립과 위 두 가지 목적의 달성에 성공했다.

이러한 개념에 있어 공통적인 설계 특징은 높은 변환비를 얻기 위한 연료봉 사이의 간극 넓이를 약 1 mm 이하의 미세 핵연료봉 격자 구조를 갖는 것이며, 또한 음의 공동 반응도 상수를 유지하기 위해 공동(void)이 증가하는 상황에서 중성자의 누설을 높이기 위해 노심의 길이를 짧게 설계하는 것이었다. 현재까지 변환비 1.1을 가진 2년 주기 증식 특성을 가진 노심이 설계되었다.

현 시점에서 이러한 개념에 대한 구체적인 투자 계획은 안전성, 노심 성능 및 기타 여러 가지 측면을 고려하여 진행중에 있다.

2020년 RMWR 상업화 계획하에 JAERI에서는 설계 최적화 작업



〈그림 2〉 Future of water-cooled reactors with RMWR

Confirmation of validities and accuracies of design calculation results

- (1) Reactor physics
 - MOX fuel criticality experiments
 - Burn-up characteristics data (Experimental reactor)
- (2) Thermal hydraulics
 - Critical heat flux experiments for tight-lattice
 - Core cooling experiments for accident conditions

〈그림 3〉 R&D plans for RMWR research

과 노심의 성능 및 안전성 확보를 위한 원자로 물리 및 열수력 실험을 계속 진행할 예정이다. 원자로 물리 분야에서 보면 〈그림 3〉에서와 같이 MOX 핵연료봉을 장착한 미세 격자 임계도 실험이 JAERI 내 TCA 시설에서 계획되어 있다.

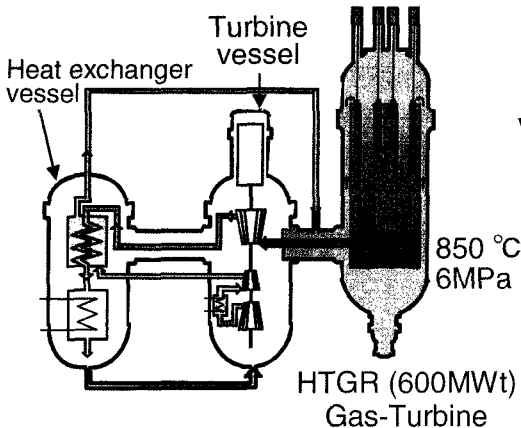
필요한 연소도 특성 자료를 생산하기 위해서 실험로와 같은 설비의 설계 개념도 조사중에 있다. 열수력 측면에서는 미세 격자에 대한 임계

열속 실험이 수행되었으며, 사고시 노심 냉각 실험도 계획되어 있다.

고온가스냉각로(HTGR)

고온가스냉각로(HTGR)는 설계상 중대 사고가 발생하지 않으며 안전성이 이미 입증되는 등 고유의 안전 특성뿐만 아니라 경제성도 뛰어나서 〈그림 4〉에서 보는 바와 같이 모듈화 원자로 계통(200~600 MWt) 구

To enlarge application field of nuclear heat by using superior characteristics of HTGR



Competitive economy

- Modular-type reactor system (200~600 MWt)
- High burn-up (100GWd/ton~)

Inherent safety

- Severe accident free
- Demonstrative safety

Various application

- Direct cycle of helium gas turbine (Thermal efficiency; ~50%)
- Hydrogen production by water splitting
- Pu burner
- Site close to demand area

〈그림 4〉 R&D on high temperature gas-cooled reactor in Japan

성과 고연소도(100 GWd/ton 이상) 운전 등의 경제적인 장점을 가지고 있다.

또한 HTGR은 헬륨 가스 터빈 직접 순환 방식을 통해 50% 정도의 고효율로 전기를 생산하고, 화석 연료와 물의 분리 작용을 이용해 수소를 생산할 수 있으며, 플루토늄을 효과적으로 연소시킴으로써 원전을 수요 지역 근방에 건설할 수 있으므로 여러 분야에서 원자력을 효율적으로 이용할 수 있는 특성을 가지고 있다.

JAERI는 1987년에 개정된 원자력 개발 및 이용에 대한 장기 전략

에 기초하여 고온가스실험로 (HTTR)를 건설하기로 결정했는데, HTTR 프로젝트는 HTGR 건설을 위한 국가적 차원의 프로젝트로서 원자로 계통 및 열응용 계통 기술의 연구개발로 구성되어 있다.

HTTR 프로젝트의 결과는 상업용 HTGR의 개념 설계 및 경제성 평가 등과 같은 산업계 활동에 반영될 예정인데, 2010년대에 가스 터빈을 사용한 전력 생산용 HTGR을 건설하고, 2030년대에는 수소 생산을 목표로 하고 있다.

전력 생산용 HTGR에서 개발된 원자로 기술은 HTTR 프로젝트에

서 개발된 열응용 기술 결과와 함께 수소 생산용 HTGR에 적용될 예정이다. 또한 HTTR 프로젝트에서는 신소재 개발 등과 관련한 기초 연구 및 플루토늄 핵연료 주기 연구 등도 수행될 계획이다.

HTTR 프로젝트에서 가장 중요한 과제는 〈그림 6〉에서 보여지는 것과 같이 850°C에서 30MW의 장기간 정격 출력이 이루어진 후 950°C 온도에서 실험 운전을 수행하는 것이다. 현재까지 HTTR의 열출력은 출력 상승 시험에서 16.5MW까지 올린 바가 있다.

HTGR의 경제성 제고는 안전성

관련 기기와 원자로의 운전 보수의 간소화 또는 폐기물 발생량 최소화 등을 통해 이루어질 수 있다.

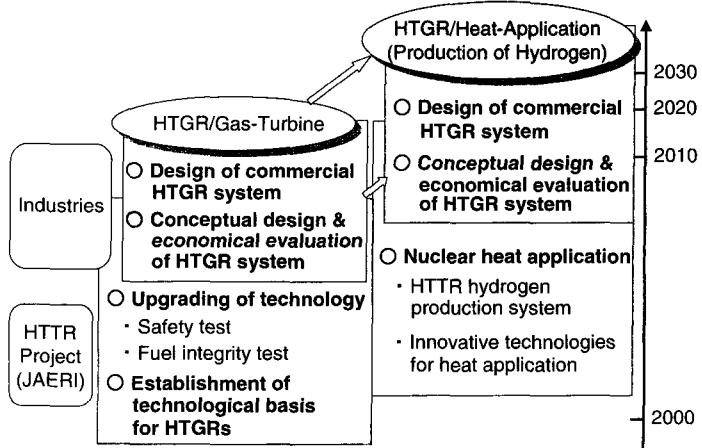
정상 상태나 과도 운전 상태에서 원자로 성능을 현실적으로 예측하기 위해서 HTTR 운전 및 실험 자료를 근거로 하여 수치 해석 전산 코드를 입증 또는 수정할 예정이다.

HTTR 안전성 입증 실험은 사고 상태 시뮬레이션을 통해서 수행될 예정인데, 제어봉 인출 실험과 일차 냉각 유량률 감소 실험이 첫 단계에서 계획되어 있고, 정격 출력 운전 중 강제 냉각 계통 정지 실험은 최종 단계에 수행될 것이다.

이 결과들은 최대 핵연료 온도가 1600℃ 한도를 초과하지 않는다는 것을 입증할 것으로 보이는데, 이는 HTTR 방사선 실험을 통해 고품질의 핵연료, 개선된 흑연제어봉 피복재 및 노심 지지 구조물을 개발할 것으로 예상되기 때문이다.

HTGR 가스 터빈 계통에 대한 타당성 평가는 기술적인 측면과 경제적인 측면에서 수행되는데, 열효율이 47%까지 이르는 것으로 나타났다. 경제적 타당성은 금년까지 확정될 것으로 보인다.

HTTR 수소 생산 계통은 열응용 처리 기술과 HTGR 기술을 연계하여 설계되는데, 총생산량의 1/30 규모의 HTTR 수소 생산 계통의 입증 실험 설비가 2002년 실험 개시를 목표로 건설중에 있다.



〈그림 5〉 HTTR project on HTGR/gas-turbine and HTGR/production of hydrogen.

또한 증기발생기 튜브 재질로의 수소 침투와 부식, 또는 고온에서 헬륨 기체 냉각재의 격리 밸브 건전성을 평가하기 위해 기기 검증 실험도 수행될 예정이다.

HTGR을 사용한 수소 생산 계통의 최종 목표는 수분리법을 사용한 수소의 생성에 있다. 이러한 목표를 달성하기 위해 금년 내에 완성되는 실험 장치를 사용하여 열화학적 요오드환(IS) 처리 주기 시험을 시행할 예정이다. 향후 IS 처리를 위한 고효율 신소재 개발 연구 역시 개선된 기술 개발을 위해 수행할 예정이다.

피동안전소형로(PSRD)

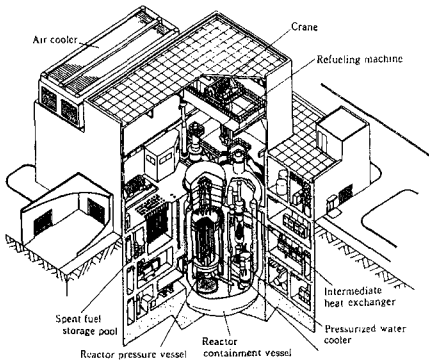
JAERI는 분할 에너지 시스템 피

동안전소형로(PSRD) 개발 연구를 진행중에 있는데, 이 원자로는 전기 송전 비용의 절감뿐만 아니라 열 공급 및 해수 탈염 등에도 기여하게 된다. 게다가 개발 대상국의 전력 산업계의 입장에서 보면 초기 원자로 투자 비용이 적게 드는 장점이 있다.

PSRD의 설계시에는 경제적 개선 외에도 안전성의 향상에 큰 주안점을 두게 되는데, 이러한 안전성 향상을 위해서는 사고 발생 확률의 감소와 피동 안전 계통 및 원자로 자연 냉각 순환 방식 등의 도입을 추진하게 된다.

경제성 향상은 계통의 단순화, 생산성 향상 및 원자로 장기운전 등을 통해 이룰 수 있다.

〈그림 8〉에는 100MW 열출력



Fiscal year	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007
Item										
1. Establishment of HTGR technologies										
2. Upgrading of HTGR technologies										
3. Innovative and basic technologies										

Thermal power	30MW
Outlet coolant temperature	850 °C/950 °C
Inlet coolant temperature	395 °C
Fuel	Low enriched UO ₂
Fuel element type	Prismatic block
Direction of coolant flow	Downward
Pressure vessel	Steel
Number of cooling loop	1
Heat removal	IHX and PWC (parallel loaded)
Primary coolant pressure	4MPa
Containment type	Steel containment
Plant life time	20 years

〈그림 6〉 Outline of HTTR tests

PSRD의 예비 설계 개념이 나타나 있다. PSRD는 일체형 원자로로서 제어봉 구동 장치를 포함한 모든 일차 계통 기기가 원자로 내부에 배치되어 LOCA의 발생 확률을 감소시키고, 제어봉 인출 사고를 억제하도록 설계된다. 압력 용기 관통부는 급수 배관, 증기 배관 및 안전 밸브용 배관으로 제한하게 된다.

이러한 배관들은 원자로 압력 용기 상부 헤드 쪽으로 연결된다. 이러한 설계 개념을 현실화하기 위해서 체적 제어 계통을 제거하고 관통

부 없이 비상 붕괴열을 제거할 수 있는 계통을 면밀히 연구하고 있다.

PSRD의 노심은 현재 PWR과 동일한 17×17의 UO₂ 핵연료봉에 지르칼로이 피복재를 입힌 37개의 집합체로 구성된다. 노심 주기는 4% 농축도의 U-235 기준으로 약 8년으로 평가되는데, 이 때 노심의 장전 계수(load factor)는 50%로 가정한다.

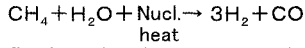
원자로는 자연 순환 및 자체 강압에 의해 냉각되는데, 이 때 노심 출구측의 온도는 233°C에 3MPa이

다. 증기발생기는 180°C, 0.88 MPa의 증기를 150 t/hr의 비율로 증기를 생산하고 이 때 급수는 90°C 온도를 갖는다.

격납 건물 내부의 공간은 정상 운전시 열차폐를 위해 진공으로 유지되며, LOCA시에는 수탱크 내의 물이 격납 건물에 채워지는데, 노심의 붕괴열은 원자로 용기 벽을 통해 격납 건물 내 물로 전달되어 피동적으로 제거된다. 물로 전달된 열은 비상 냉각기를 사용하여 격납 건물 외부로 제거된다.

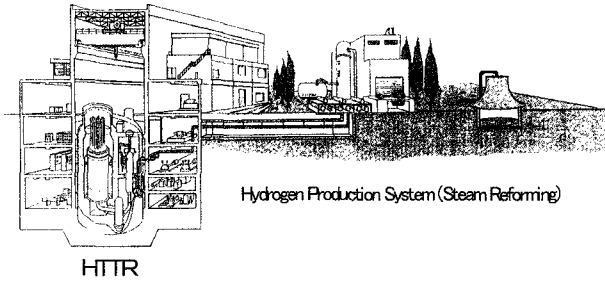
Hydrogen Production System

Steam Reforming with HTTR (Natural gas and water)

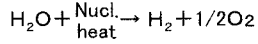


• Design of hydrogen production system connected to HTTR

• Out-of-pile Test
Component Tests



Thermochemical IS Process (Water splitting)



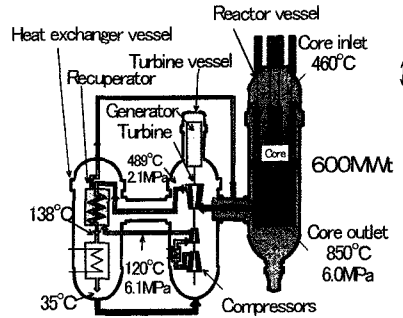
• Close cycle test (50L-H₂/h)

HTGR Gas Turbine Power Generation System (HTGR-GT)

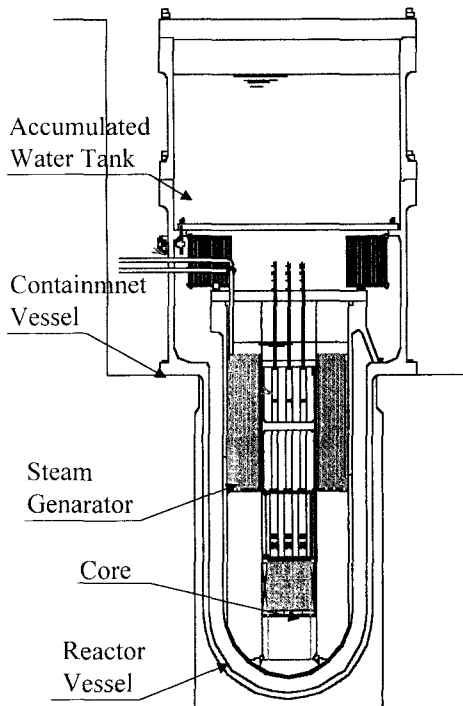
Feasibility Study of HTGR-GT



• Realization of high heat-utilization-efficiency by electricity generation and heat utilization



〈그림 7〉 Outline of HTGR heat application in HTTR project



Major parameters

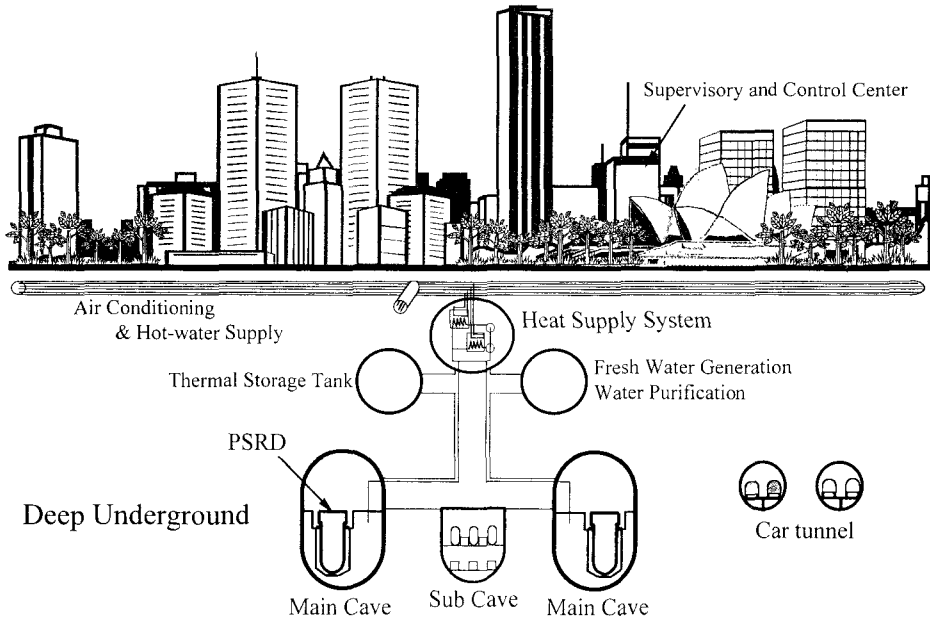
Thermal output	100MW
Core outlet temp.	233 C
Core pressure	3 MPa
Core life	8 years
No. of fuel assembly	37
Fuel arrangement	square lattice
Fuel	UO ₂ (4% enriched)
Fuel cladding	Zry-4
No. of CRDMs	21
Steam generator	
• steam flow rate	150t/h
• temperature of steam	180 C
Diameter of containmet	8.5m
Height of containmet	22m

〈그림 8〉 Concept of PSRD

〈그림 9〉에는 PSRD를 사용한 분리형 열공급 계통이 도시화되어

있는데, PSRD는 도시의 지하에 위치한다. 냉방 및 온수 공급 수요가

발생하면 중앙 제어실에서 여러 개의 원자로를 제어하게 된다.



〈그림 9〉 Heat supply system with PSRD

다른 응용 방법으로는 PSRD를 사용하여 해안 지역에 전력을 공급하는 방법이 있는데, 현재 연구중에 있다.

JAERI는 현재 이러한 PSRD의 개념 설계, 응용 계통 설계 및 노내 제어봉 구동 설비, 개량형 증기발생기 등의 주요 기기 개발 연구를 수행중에 있으며, PSRD의 타당성 평가도 역시 안전성·경제성 또는 환경적 측면에서 수행중에 있다.

결론

일본에서는 미래에 원자력 에너지 이용 증대를 위해 몇 가지 개량된 원

자로의 개발 연구를 수행중에 있다.

감손-감속재 경수로(RMWR)는 경수를 냉각재로 사용하는 증식로서 JAERI에서 산업계와 협력으로 연구를 수행하고 있다. 이 연구는 이미 완성 단계에 이른 LWR 기술을 개량, 핵연료 증식로의 개발성을 타진하는 것이라 할 수 있다.

따라서 이 원자료를 개발하는 데 필요한 비용·시간 및 위험성을 최소화시킬 수 있을 것으로 보인다.

고온가스냉각로(HTGR)는 안전성·경제성 및 다양한 분야에서의 응용 가능성 등의 측면에서 매우 고무적인 개량형 원자로이다.

JAERI는 HTGR 기술 축적 및 정

립을 위해 고온시험로(HTTR)를 건설하였으며, HTGR을 이용한 수소 생산 계통을 연구하고 헬륨 가스터빈의 연구개발도 시행 단계에 있다.

PSRD 개발을 위해 JAERI는 피동 안전 계통을 갖춘 소형 LWR의 개념과 전체적 원자로 성능 평가를 위한 분할 에너지 공급 계통 개념을 수립하고 있다.

이러한 원자로는 송전 비용의 절감 효과 뿐만 아니라 열 공급 및 해수 담수화 등에도 기여할 것으로 예상된다. 또한 이러한 원자로는 개발도상국의 전력 산업에 적합하도록 초기 투자 비용이 적은 장점이 있다. ☒