



## 고효율 전력 생산을 지향하는 초임계압수냉각원자로(SCWR)

배운영

한국원자력연구소 신형원자로개발단 책임연구원

GIF SCWR 운영위원

### 추진 경과

SCWR(Super Critical Water-cooled Reactor)은 냉각재의 압력을 25 MPa, 온도는 290~550°C로 하여 초임계 상태(647.096 K, 22.064 MPa 이상)에서 운전함으로써 냉각재의 상변화를 배제하고 열용량을 높여 냉각재 재고량을 대폭 줄이는 동시에 열효율을 44% 정도까지 올리는 새로운 개념의 경수로이다.

SCWR은 이와 같이 높은 열효율과 기존의 PWR과 BWR에 비해 단순한 구조를 가지면서 PWR과 BWR 또는 초임계압 화석 연료 발전소의 설계 및 운전 경험을 많은 부분 공유하거나 활용할 수 있는 전기 생산용 원자로 개념이다.

제4세대 원자력 시스템 국제 포럼(GIF)의 SCWR 운영위원회(Steering Committee)에는 현재 한국·미국·일본·캐나다·EU의 5개국이 참여하고 있으며, 한국의

경우 핵심 기술의 확보 위주로 참여하고 있다.

현재까지 일곱 차례의 운영위원회가 개최되었고, 네 차례의 정보 교환 회의(Information Exchange Meeting(IEM))가 개최되어 연구 정보를 교환하고 앞으로 수행할 연구 분야를 정리하였다.

이 결과로 「GIF R&D Program-SCWR」이 작성되었으며, 2004년 3월 GIF에 제출되었다.

GIF의 정책 그룹(Policy Group)에서 국제 공동 연구 방안을 제시하는 협력 협정이 승인되면 이를 바탕으로 국제 공동 연구가 진행될 것이다.

미국에서는 50~60년대에 SCWR에 대한 연구를 수행하여 SCR-WH, SCR-GE, SCOTT-R 등의 개념이 개발되었으나 개념 설계 단계에서 연구가 중단되었다.

1990년대 초 일본의 동경대학교 Toshiba를 중심으로 BWR에 기초한 초임계압수냉각원자로에 관한

연구가 재개되었으며, SCLWR-H, SCFR-H의 노심 개념과 안전 해석 방법론을 확립하여 개념 설계를 완료하는 등 적극적으로 초임계압수냉각원자로에 대한 연구를 진행하며 SCWR 연구를 주도하고 있다.

미국에서도 INEEL과 Westinghouse가 공동으로 계통 설계에 대한 타당성 연구를 재개하였으며 여기에는 일본도 참여하고 있다.

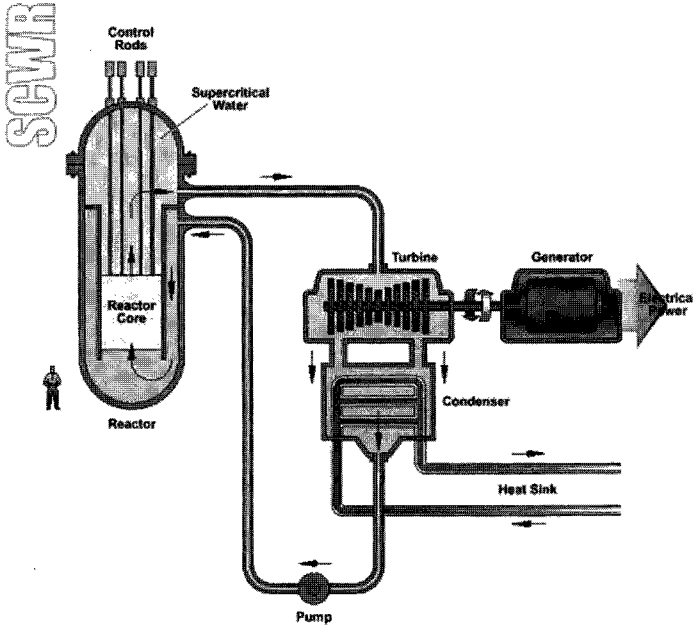
캐나다의 AECL도 CANDU 설계를 바탕으로, CANDU-X Mark1, CANDU-X NC, CANDUal-X1, CANDUal-X2 등의 초임계압원자로에 대한 개념 연구를 수행하고 있다.

유럽에서는 EU를 중심으로 SCWR에 대한 연구를 착수했으나 아직 구체적인 연구 결과는 없다.

SCWR은 압력과 온도 외에는 PWR 또는 BWR과 큰 차이가 없으므로 기존의 PWR과 BWR의 설계 기술과 운전 경험을 상당 부분 활용할 수 있다.



Supercritical-Water-Cooled Reactor



그러나 SCWR에서와 같은 협소한 유로에서의 초임계압 유체의 열 전달 상관식은 아직 국제적으로 공인된 것이 없으며 방사선 환경에서 재료의 부식 현상과 수화학에 대한 연구도 추가로 수행되어야 한다. 이와 같이 SCWR을 개발하기 위해서는 아직도 많은 연구가 수행되어야 하며 GIF R&D Program-SCWR에 6개 분야에 대한 연구 내용이 상세히 기술되어 있다.

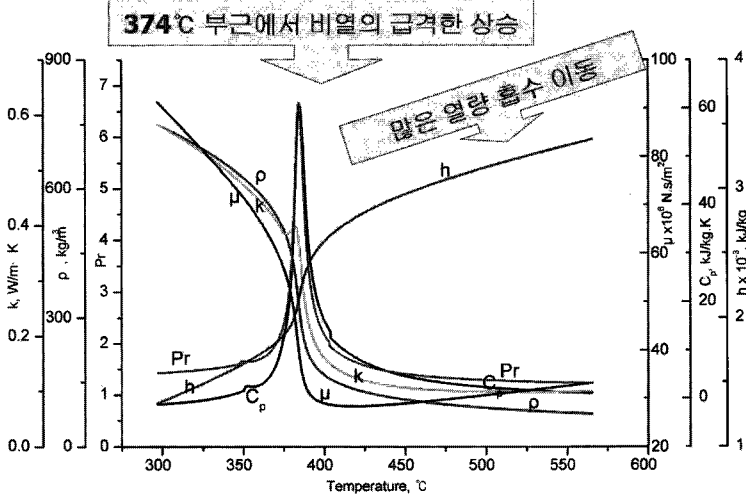
SCWR의 설계 개념

SCWR은 <그림 1>에서 보는 바와 같이 BWR과 같이 냉각재가 바로 터빈으로 공급되는 직접 사이클 (direct cycle)이다.

그러나 노심 안에서 상변화가 없어 BWR의 노심 상부에 있는 증기 건조기 (steam dryer)나 증기분리기 (steam separator)가 없어 원자로 압력 용기가 작아진다.

또한 PWR에 비해서는 증기발생기와 가압기가 없으므로 역시 계통이 대폭 간단해진다.

25 MPa에서의 물은 <그림 2>와 같은 물성 변화를 보인다. 그림에서 보는 바와 같이 374°C (임계 온도보다 높으나 임계 온도에서와 비슷한 현상을 보이는 점)이므로 유사 임계 온도 (pseudo-critical temperature)라고 함)에서 급격한 물성의 변화를 보인다.

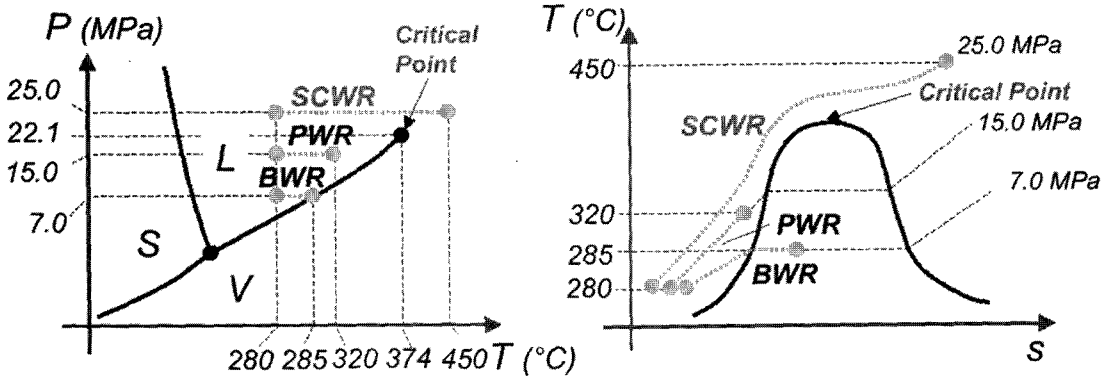


<그림 2> 25 MPa에서의 물의 물성 변화

또한 많은 화석 연료 발전소는 이미 25 MPa, 550°C 정도의 초임계 상태로 운전하고 있다.

따라서 이 운전 조건에서의 기본적인 열수력 현상, 내열 재료, 수화학 방안 등은 개발이 되어 있다.

# Supercritical Water



〈그림 3〉 SCWR의 운전 범위

〈표 1〉 각국의 SCWR 제안 현황

여기서 정압 비열이 급격히 상승했다가 하강함에 따라 엔탈피가 이 부근에서 급격히 상승하므로 동일한 유량으로 많은 에너지를 수송할 수 있게 되며 이것이 냉각재의 유량 또는 재고량을 줄이는 효과가 있다.

밀도는 PWR에서와 달리 운전 온도 범위 280-550°C 구간에서 대략 800kg/m<sup>3</sup>에서 100kg/m<sup>3</sup>으로 급격히 감소하므로 증성자의 감속을 위해 적절한 방안이 강구되어야 한다.

〈그림 3〉은 SCWR의 노심 안에서 운전 온도와 압력을 PWR, BWR과 비교한 것이다

SCWR은 노심에서 상변화를 겪지 않으므로 PWR에서와 같은 임계 열유속(CHF) 현상이 원천적으로 배제된다.

그러나 유량이 적고 열유속이 클 때 열전달 열화(Heat transfer

deterioration)와 같은 CHF와 유사한 현상이 일어나나 위험성은 CHF와 비교할 수 없을 정도로 작다. 이를 방지하기 위해 운전 범위의 제한치를 적절히 설정한다.

〈표 1〉은 각국이 제안하고 있는 SCWR 개념을 간략하게 정리한 것이다.

일본만이 구체적인 계획 아래 개발을 진행하고 있으며 미국과 EU는 일본과의 협력 아래 연구를 진행하고 있다.

일본은 동경대학과 Toshiba를 중심으로 연구를 진행하고 있으며

1000MWe와 650MWe급의 감속로와 1700MWe급의 고속로의 개념 설계를 수행하는 등 매우 적극적으로 움직이고 있다.

캐나다는 CANDU의 전형적인 압력관(pressure tube)형의 노심을 바탕으로 하므로 전체적인 시스템에 대해서는 독자적인 연구를 수행하고 있으나 핵심 기술은 압력용기(pressure vessel)형과 같으므로 국제 협력에는 적극적으로 참여하고 있다.

앞에서 지적한 바와 같이 일본만이 노심부터 BOP까지의 SCWR 개

국명	제안 노형	특성
일본	SCLWR-H	1000MWe & 650MWe, Thermal core, Square lattice, Water moderation,
	SCFR-H	1700MWe, Fast core, Hexagonal lattice
미국	SCWR	1500MWe, Thermal core, Square lattice, Water moderation
EU	HPLWR	EU 차원에서 project consortium을 구성중
캐나다	CANDU-X	370-1140MWe, Pressure tube type
우리나라	SCWR	핵심 기술 위주 참여 (Thermal-Hydraulic/Safety, Material & Chemistry)



〈표 2〉 SCWR 관련 국내 연구 현황

연구명	수행 기간	국내 참여 기관	해외 참여 기관
고효율 발전용 초임계압수냉각 원자로 기반 연구	2003. 1 ~ 2005. 12	KAERI	없음
Advanced computational thermal fluid physics (CTFP) and its assessment for light water reactors and supercritical reactors	2002. 1 ~ 2004. 12	서울대 KAIST	INEEL U. of Maryland Iowa State U. Penn State U. U. of Manchester
Developing & Evaluating Candidate Materials for Generation IV Supercritical Water	2003. 1 ~ 2005. 12	KAERI	INEEL ANL-W U. of Michigan
Advanced Corrosion Resistant Zirconium Alloys for High Burnup and Generation IV Application	2003. 1 ~ 2005. 12	KAERI	Penn State U.
Investigation of Heat Transfer in Supercritical Fluids for Application to the Generation IV	2004. 6 ~ 2007. 5	KAERI	INEEL U. of Wisconsin

1000MWe용 핵연료 집합체이다. 한 변은 29.22cm이고 300개의 핵연료봉이 4각형 구조로 배열되어 있다. 핵연료 집합체 하나에는 16개의 제어봉이 들어있다. 〈그림 5〉는 원자로 압력 용기 안에서의 냉각재의 유로를 보여준다. Cold leg로 들어온 일부의 냉각재는 downcomer를 통해 노심으로 가서 핵연료 주위의 좁은 공간을 통해 위로 흐르며 일부의 냉각재는 원자로 압력 용기 상부 공간으로 가서 핵연료 집합체의 사각형 채널(water rod) 부분을 통해 아래로 흐른 후 downcomer로 흘러내려 온 냉각재와 섞여 핵연료 주위로 흐른다.

이렇게 복잡하게 유로를 형성한 것은 냉각재의 공간적인 밀도 분포를 가능한 한 균일하게 해 효과적으로 중성자를 감속시키기 위해서이다.

〈그림 6〉은 안전 계통과 BOP를 함께 보여주는 그림이다. 3개의 low pressure core injection(LPCI) 트레인, 3개의 auxiliary feedwater system(AFS) 트레인 8개의 automatic depressurization valve/safety relief valve (ADV/SRV)를 설치했다. 또한 reactor protection system(RPS)을 보완하기 위해 standby liquid control system(SLCS)도 설치했다.

〈표 3〉 SCWR 관련 국내 연구 계획(미정)

연구 내용	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
SC heat transfer	■	■	■	■	■	■	■
Critical flow		■	■	■	■		
Safety requirement and evaluation		■	■	■	■	■	
Instability			■	■	■	■	
Integral test (LOCA, LOFA 등)		■	■	■	■	■	
Method development	■	■	■	■	■	■	
Sub-channel analysis	■	■	■	■	■	■	
Corrosion & SCC	Unirradiated	■	■	■	■	■	
	Irradiated			■	■	■	■
Strength & creep resistance	Unirradiated	■	■	■	■	■	
	Irradiated				■	■	■
Dimensional & microstructural stability	Unirradiated	■	■	■	■	■	
	Irradiated			■	■	■	■
Radiolysis & water chemistry		■	■	■	■	■	

념 설계를 마친 상태이므로 여기서는 일본이 개발하고 있는 개념의 하나인 열중성자로 SCLWR-H를 소개한다.

SCLWR-H는 1000MWe(열출력 2300MWt)급의 원자로로서 냉

각재의 입출구 온도는 각각 280℃, 500℃이며 노심의 압력은 25MPa(증기압력은 24.5 MPa)이다. 핵연료 피복 재료는 Ni 합금이다.

〈그림 4〉는 동경대학이 설계한

**국제 공동 연구의 범위와 일정**

여러 번의 SCWR SCM을 통해 작성된 「GIF R&D Program-SCWR」에서는 다음과 같은 6개의 연구 분야를 제시하고 있다.

- ① Design & Integration
- ② Basic Thermal-Hydraulics Phenomena, Safety, Stability, and Methods Development
- ③ Chemistry & Materials
- ④ Hydrogen Production
- ⑤ Fuels & Fuel Cycles
- ⑥ Fast Core Options

위의 6개 분야 중 앞의 3개 분야(①~③)에 대해서는 project management board(PMB)가 구성되었으나 뒤의 3개 분야(④~⑥)에 대해서는 관심을 보이는 나라가 적어 PMB가 구성되지 않았다.

우리 나라는 ②, ③항의 연구 분야에 참여하기로 결정하였으며 이 분야에 대한 상세 연구 내용은 다음과 같다.

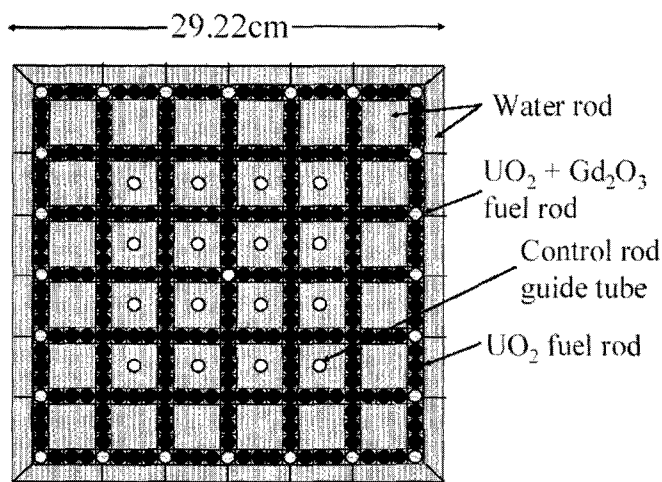
② Basic Thermo-Hydraulic Phenomena, Safety, Stability and Method Development

- Heat transfer studies (including sub-channel analysis)

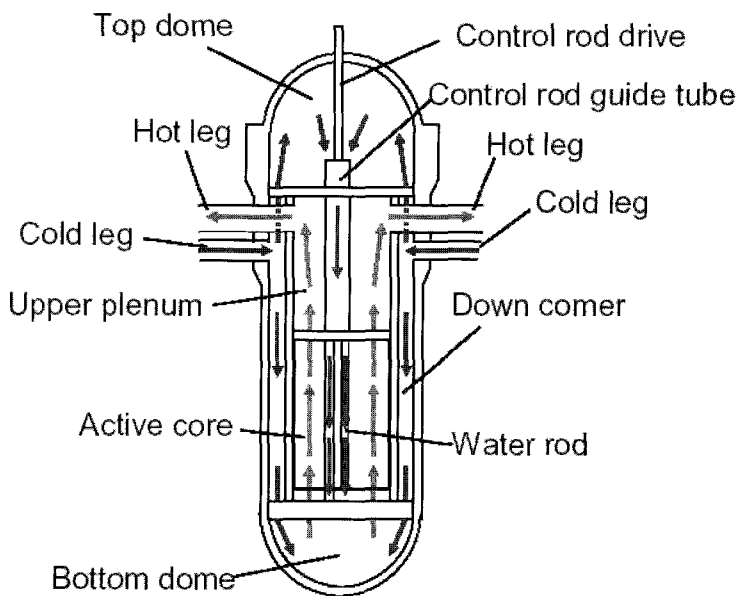
- Critical flow experiment
- Safety requirement and evaluation
- Integral experiments

(LOCA LOFA, Cladding ballooning) (RELAP, TRAC, CATHARE, MARS, TASS)

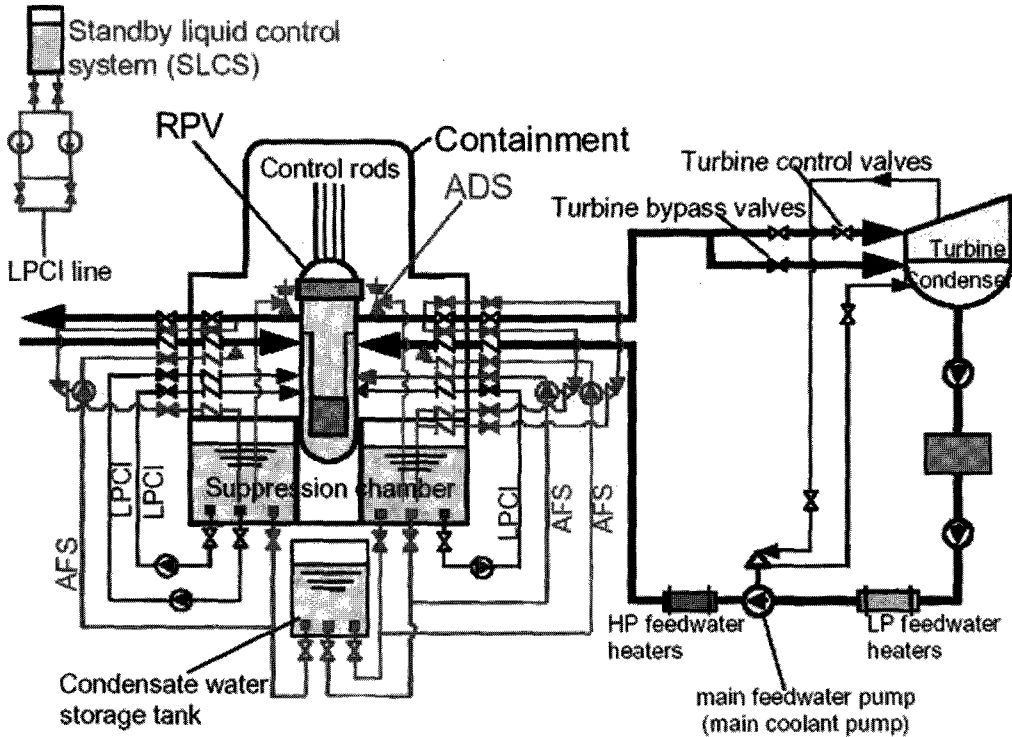
- Power-flow stability
- Method development
- ③ Fuels and Materials
- Corrosion and Stress



(그림 4) 사각형 구조의 핵연료 집합체 설계 개념 (HPLWR-H, 1000 MWe)



(그림 5) 원자로 압력 용기 안에서의 냉각재 유로(HPLWR-H, 1000 MWe)



〈그림 6〉 안전 계통 및 BOP 설계 개념 (HPLWR-H, 1000 MWe)

Corrosion Cracking

- Strength, Embrittlement, and Creep Resistance
- Dimensional and Micro structural Stability
- Radiolysis and water Chemistry

이들 세부 분야에 대한 연구는 국제 공동 연구를 통해 2010년까지 마치고 이 연구 결과를 바탕으로 2020년까지는 현재까지 수행한 개념 설계의 결과를 가지고 30~15M Wt 정도의 prototype SCWR이 건설된다.

이 소규모 prototype의 성능 시험이 완료되면 이 성능 시험 자료를

바탕으로 SCWR의 최종 설계를 마무리한다는 계획이다.

여기서 가장 중요한 milestone은 소규모의 prototype SCWR의 인증에 필수적인 prototype 핵연료의 노내 성능 시험이다. 이 일정은 〈그림 7〉에 정리되어 있다.

**국내 연구 현황**

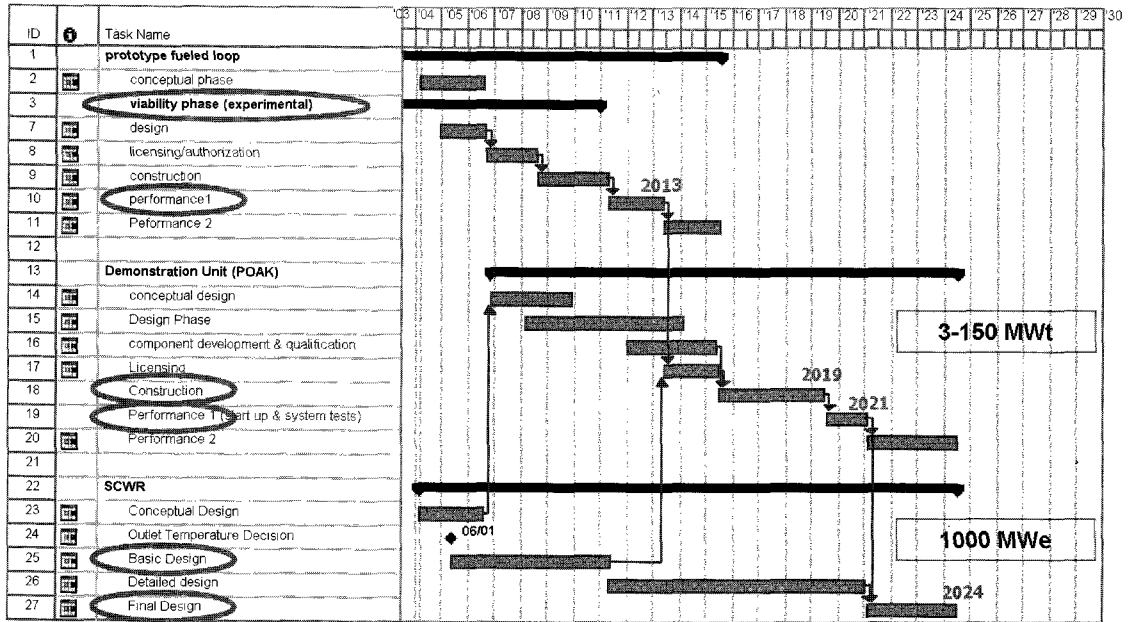
국내에서는 SCWR과 관련하여 〈표 2〉에 정리한 바와 같이 5개의 연구가 수행되고 있다.

이 중 4개는 미국과의 공동 연구로 과기부가 지원하는 I-NERI program의 일환으로 수행되고 있

으며, 1개는 한국원자력연구소에서 자체적으로 수행하는 것이다.

연구 내용 측면에서는 2개 연구는 실험 및 전산 해석에 의한 초임계압에서의 열전달과 유동 현상을 분석하는 것이며, 2개는 내부식성 재료의 개발이나 평가에 대한 것이고, 나머지 한 개는 국내 연구 기반을 조성을 목적으로 하고 있다.

한국원자력연구소에서 자체적으로 수행하고 있는 연구에서는 노심 개발을 비롯해 계통에 이르는 다양한 SCWR 연구 분야를 포함하여 폭넓은 연구를 수행하고 있는데, 〈그림 8〉과 같이 고체 감속재인  $ZrH_2$ 를 사용한 노심을 개발하고



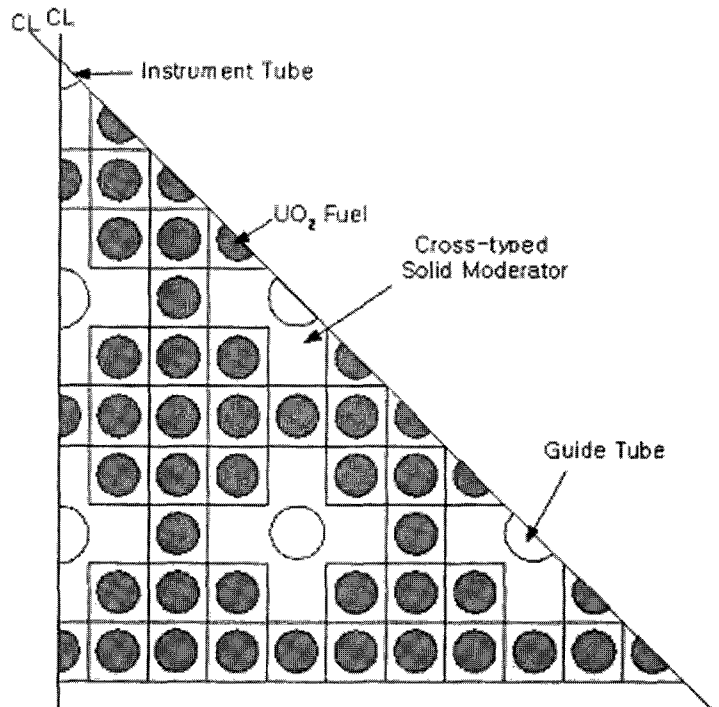
〈그림 7〉 SCWR R&D schedule (major milestone only)

SMART에 사용된 안전 해석 코드인 TASS를 SCWR 환경에 맞도록 보완하여 안전 계통에 대한 안전 해석을 수행하는 등 국내 연구 환경을 어느 정도 조성하였다고 본다.

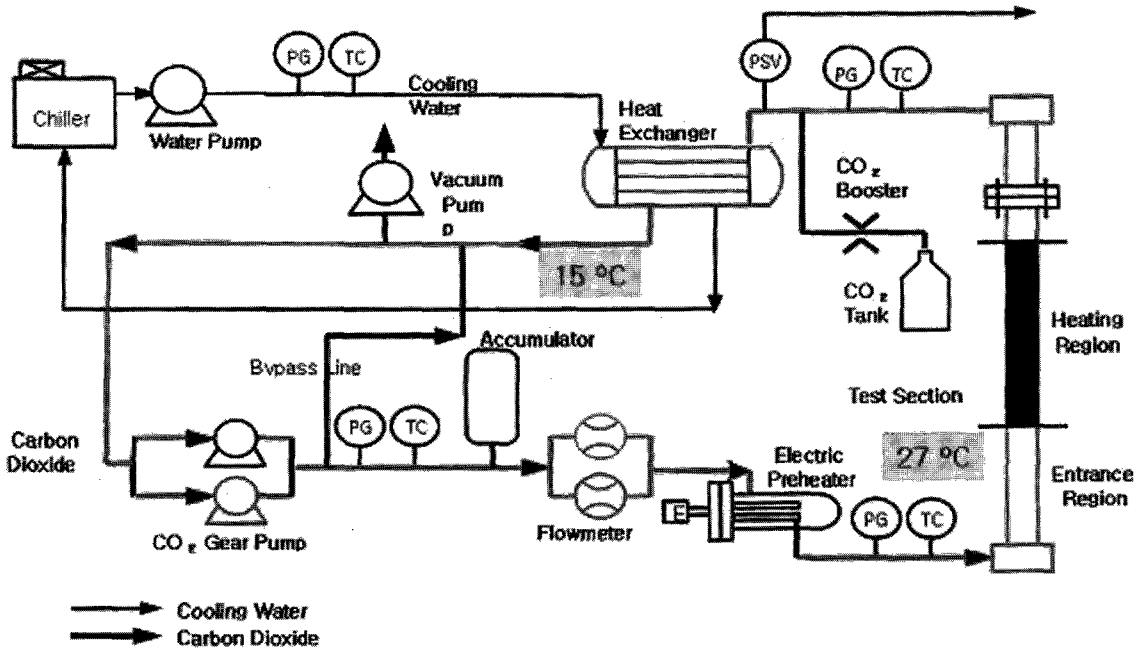
미국과 공동 연구 형태로 추진되고 있는 4개 연구의 목적과 내용은 다음과 같다.

(1) Direct numerical simulation(DNS)과 Reynolds averaged Navier-Stokes 방정식에 의한 새로운 난류 모델의 초임계압 유동장 전산 해석에 대한 적용성 평가와 난류 유동장의 측정을 목적으로 하고 있다.

난류 유동장 측정을 위한 실험 장치는 이미 완성되어 실험이 수행되고 있으며 첨단 측정 탐침(probe)



〈그림 8〉 KAERI의 핵연료 집합체 설계 개념 (감속재, ZrH<sub>2</sub>)



〈그림 9〉 KAERI에 설치될 초임계압 열전달 실험 장치 구성도(매체: CO<sub>2</sub>)

을 제작하여 유동장의 정확한 측정을 시도하고 있다.

(2) SCWR 후보 재료의 개발과 평가가 목적으로 하고 있다. 피복관 및 구조 재료의 성능을 평가하고 재료의 물성 데이터베이스를 생산하며 기기별 후보 재료를 제안함과 아울러 노내 시험 준비를 위한 조사(照射) 시험 계획을 수립하는 것이다.

재료 부식에 대한 정적 실험은 일부 수행하여 결과를 발표하였으며 stress corrosion cracking 실험을 위한 장치를 구성하고 있다.

(3) 지르코늄의 탁월한 피복관 재료로서의 특성을 살리기 위해 초임계압 환경에 적용할 수 있는 지르코늄 합금을 개발하는 것이 목적이다. 현재 정적 시험 설비를 구성하여 시

험을 수행하고 있다.

(4) 초임계압 열전달 연구에서는 물을 이용하는 경우보다 적은 비용으로 용이하게 열전달에 관한 자료를 확보하기 위하여 초임계압 상태에서 물과 유사한 물성을 보이는 CO<sub>2</sub>를 매체로 사용하여 열전달 및 압력 강하 실험을 수행하고 이와 병행하여 실험 조건과 같은 유동장에 대한 전산 해석도 수행하는 것이다.

실험은 〈그림 9〉와 같은 실험 장치에서 튜브, 환형 공간, 5-rod 봉다발에 대해 수행될 것이며, 봉다발에 대한 실험 결과는 공동 연구 기관인 INEEL이 Framatome-ANP의 Benson 실험 장치에서 물을 이용해 실험할 같은 구조의 5-rod(square lattice)에 대한 부수로내 열전달 실험 결과와 비교 검토

할 계획이다.

또한 일본의 큐슈대학에서도 Freon을 이용해 비슷한 실험을 수행하고 있으며 이 대학과도 협력을 추진하고 있다.

〈표 3〉은 GIF의 SCWR 운영위원회(Steering Committee)에서 작성하여 GIF에 제출한 「GIF R&D Program-SCWR」에 따라 우리나라가 참여할 연구 분야에 대한 국내 연구 계획을 제시하였다.

이 중 일부는 독자적으로 또 일부는 국제적인 협력을 통해 수행되어야 할 것이며 GIF의 최종 합의가 이루어지면 본격적인 논의를 거쳐 연구 방향과 협력 방안을 결정한 후 본격적인 연구가 진행될 것이다.

