

열효율 44% 올린 신개념 경수로

초임계압수냉각원자로(SCWR)

글_ 배운영 한국원자력연구소 GIF SCWR운영위원 yybae@kaeri.re.kr

초 임계압수냉각원자로(Super Critical Water-cooled Reactor, 이하 SCWR)는 냉각재의 압력을 25MPa, 온도는 290~550℃로 하여 초임계 상태(647.096 K, 22.064 MPa 이상)에서 운전함으로써 냉각재의 변화를 배제하고 열용량을 높여 냉각재 재고량을 대폭 줄이는 동시에 열효율을 44% 정도까지 올리는 새로운 개념의 경수로다. SCWR는 이와 같이 높은 열효율과 기존의 경수로나 중수수에 비해 단순한 구조를 가지면서 경수로와 중수로 또는 초임계압 화석연료발전소의 설계 및 운전경험을 많은 부분 공유하거나 활용할 수 있는 전기생산용 원자로 개념이다.

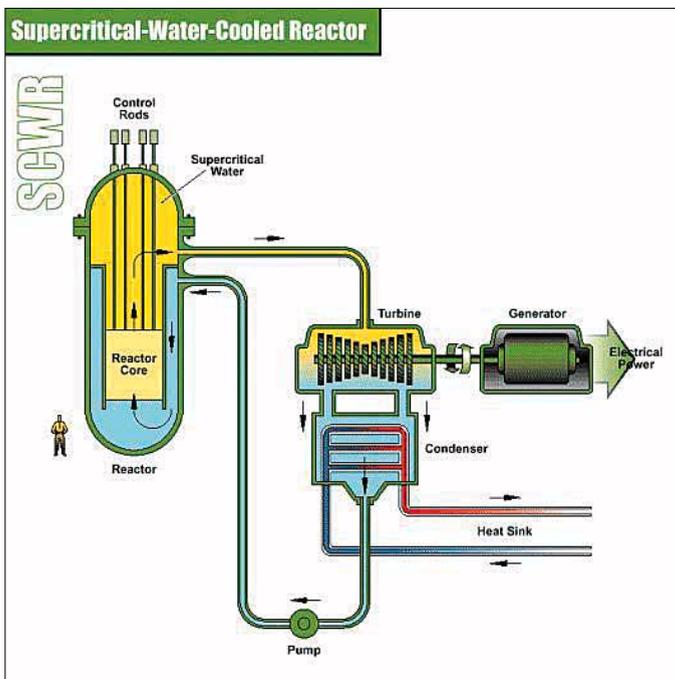
美선 1950~60년대, 日선 90년대 개념 설계

미국에서는 1950~60년대에 SCWR에 대한 연구를 수행하여 SCR-WH, SCR-GE, SCOTT-R 등의 개념이 개발되었으나, 개념설계 단계에서 연구가 중단되었다. 1990년대 초 일본 도쿄대학과 도시바를 중심으로 경수로에 기초한 초임계압수냉각원자로에 관한 연구가 재개되었으며, SCLWR-H, SCFR-H의 노심개념과 안전해석방법론을 확립하여 개념설계를 완료하는 등 적극적으로 초임계압수냉각원자로에 대한 연구를 진행하며 SCWR 연구를 주도하고 있다.

미국에서도 INEEL과 웨스팅하우스가 공동으로 계통설계에 대한 타당성연구를 재개하였으며 여기에는 일본도 참여하고 있다. 캐나다의 AECL도 CANDU 설계를 바탕으로, CANDU-X Mark1, CANDU-X NC, CANDUal-X1, CANDUal-X2 등의 초임계압원자로에 대한 개념연구를 수행하고 있다. 유럽에서는 EU를 중심으로 SCWR에 대한 연구를 착수했으나 아직 구체적인 연구결과는 없다.

SCWR는 압력과 온도 외에는 경수로 또는 중수로와 큰 차이가 없으므로 기존의 설계기술과 운전경험을 상당 부분 활용할 수 있다. 또한 많은 화석연료 발전소는 이미 25 MPa, 550 ℃ 정도의 초임계상태로 운전하고 있다. 따라서 이 운전조건에서의 기본적인 열수력 현상, 내열재료, 수화학방안 등은 개발이 되어 있다.

그러나 SCWR에서와 같은 협소한 유로에서의 초임계압 유체의 열전달상관식은 아직 국제적으로 공인된 것이 없으며 방사선환경에서 재료의 부식현상과 수화학에 대한 연구도 추가로 수행되어야 한다.



(그림 1) SCWR의 개념도

‘기존 원자력·화력 운전 경험 공유’가 특징

SCWR는 <그림 1>에서 보는 바와 같이 경수로와 같이 냉각재가 바로 터빈으로 공급되는 직접사이클이다. 그러나 노심 안에서 상변화가 없어 경수로의 노심 상부에 있는 증기 건조기나 증기분리기가 없어 원자로 압력용기가 작아진다.

또한 PWR에 비해서는 증기발생기와 가압기가 없으므로 역시 계통이 대폭 간단해진다. 25 MPa에서의 물은 <그림 2>와 같은 물성변화를 보인다. 그림에서 보는 바와 같이 374℃에서 급격한 물성의 변화를 보인다. 374℃는 임계온도보다 높으나 임계온도에서와 비슷한 현상을 보이는 점이므로 유사임계온도라고 한다.

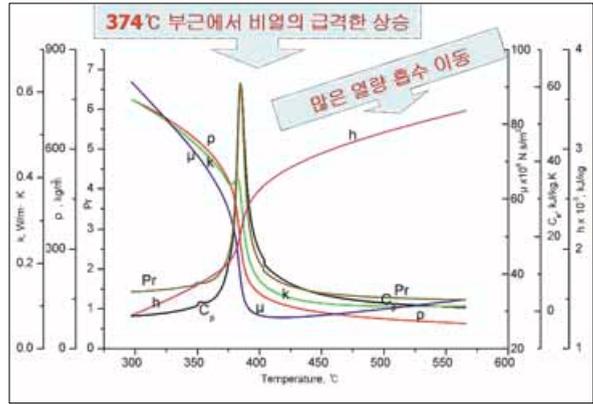
여기서 정압비열이 급격히 상승했다가 하강함에 따라 엔탈피가 이 부근에서 급격히 상승하므로 동일한 유량으로 많은 에너지를 수송할 수 있게 되며 이것이 냉각재의 유량 또는 재고량을 줄이는 효과가 있다. 밀도는 PWR에서와 달리 운전온도 범위 280~550℃ 구간에서 대략 800 kg/m³에서 100 kg/m³으로 급격히 감소하므로 중성자의 감속을 위해 적절한 방안이 강구되어야 한다.

<그림 3>은 SCWR의 노심 안에서의 운전온도와 압력을 증수로, 경수로와 비교한 것이다 SCWR는 노심에서 상변화를 겪지 않으므로 증수로와 같은 임계열유속(CHF) 현상이 원천적으로 배제된다. 그러나 유량이 적고 열유속이 클 때 열전달열화와 같은 임계열유속과 유사한 현상이 일어나 위험성은 임계열유속과 비교할 수 없을 정도로 작다. 이를 방지하기 위해 운전범위의 제한치를 적절히 설정한다.

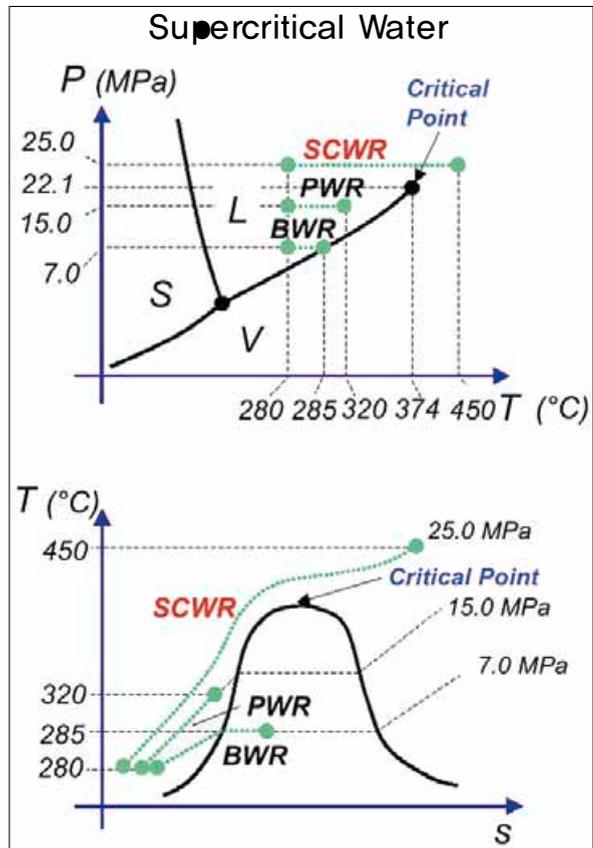
<표 1>은 각국이 제안하고 있는 SCWR 개념을 간략하게 정리한 것이다. 일본만이 구체적인 계획 아래 개발을 진행하고 있으며 미국과 EU는 일본과의 협력 아래 연구를 진행하고 있다.

일본은 도쿄대학교와 도시바를 중심으로 연구를 진행하고 있으며 1000 MWe와 650 MWe 급의 감속로와 1700 MWe 급 고속로의 개념설계를 수행하는 등 매우 적극적으로 움직이고 있다.

캐나다는 CANDU의 전형적인 압력튜브형의 노심을 바탕으로 하므로 전체적인 시스템에 대해서는 독자적인 연구를 수행하고 있으나 핵심기술은 압력용기형과 같으므로 국제



(그림 2) MPa에서의 물의 물성변화



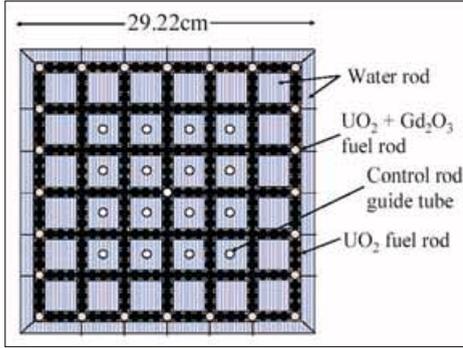
(그림 3) SCWR의 운전범위

협력에는 적극적으로 참여하고 있다.

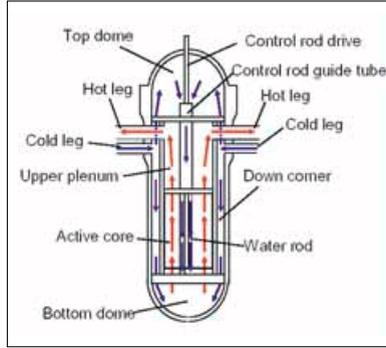
핵연료 피복재료는 Ni 합금

앞에서 지적한 바와 같이 일본만이 노심부터 BOP까지의 SCWR 개념설계를 마친 상태이므로 여기서는 일본이 개발하고 있는 개념의 하나인 열중성자로 SCLWR-H를 소개한다.

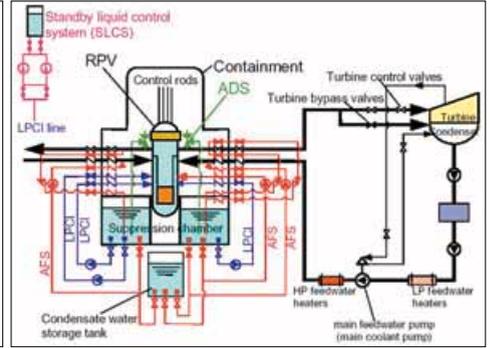
SCLWR-H는 1000 MWe(열출력 2300 MWt)급의 원자로로서 냉각재의 입출구 온도는 각각 280℃, 500℃이며 노



(그림 4) 사각형 구조의 핵연료집합체 설계개념



(그림 5) 원자로 압력용기 안에서의 냉각재 유로



(그림 6) 안전계통 및 BOP 설계개념

심의 압력은 25MPa(증기압력은 24.5 MPa)이다. 핵연료 피복 재료는 Ni 합금이다. <그림 4>는 도쿄대학이 설계한 1000 MWe용 핵연료집합체이다. 한 변은 29.22 cm이고 300개의 핵연료봉이 4각형 구조로 배열되어 있다. 핵연료 집합체 하나에는 16개의 제어봉이 들어있다.

<그림 5>는 원자로 압력용기 안에서의 냉각재의 유로를 보여준다. 냉각재 유로로 들어온 일부의 냉각재는 노심으로 가서 핵연료 주위의 좁은 공간을 통해 위로 흐르며 일부의 냉각재는 원자로 압력용기 상부 공간으로 가서 핵연료집합체의 사각형 채널(water rod) 부분을 통해 아래로 흐른 후 냉각재와 섞여 핵연료 주위로 흐른다. 이렇게 복잡하게 유로를 형성한 것은 냉각재의 공간적인 밀도분포를 가능한 한 균일하게 해 효과적으로 중성자를 감속시키기 위해서이다.

<그림 6>은 안전계통과 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.

여러 번의 SCWR SCM을 통해 작성된 'GIF R&D Program-SCWR'에서는 다음과 같은 6개의 연구분야를 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

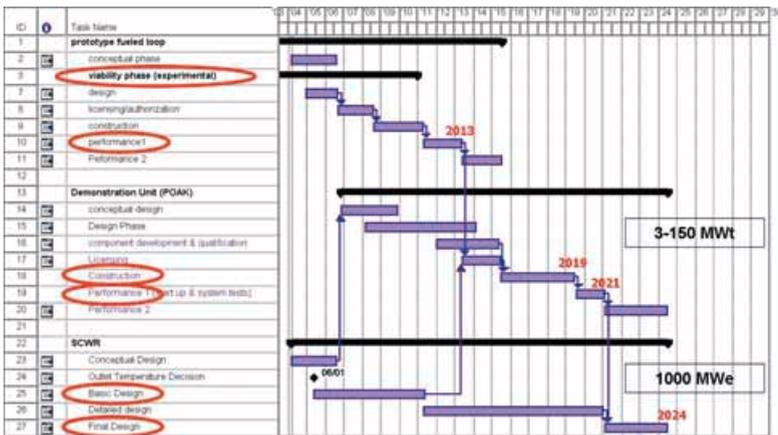
위의 6개 분야 중 앞의 3개 분야(1-3)에 대해서는 Project Management Board(PMB)가 구성되었으나 뒤의 3개 분야

<표 1> 표 각국의 SCWR 제안 현황

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

〈표 2〉 SCWR 관련 국내 연구현황

연구명	수행기간	국내참여기관	해외참여기관
고효율 발전용 초임계압수냉각 원자로 기반연구	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



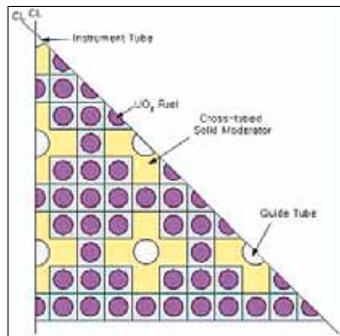
(그림 7) SCWR R&D schedule (major milestone only)

(4~6)에 대해서는 관심을 보이는 나라가 적어 PMB가 구성되지 않았다. 우리나라는 2, 3항의 연구분야에 참여하기로 결정하였다.

세부분야 연구는 국제공동연구를 통해 2010년까지 마치고 이 연구결과를 바탕으로 2020년까지는 현재까지 수행한 개념설계의 결과를 가지고 30~150MWt

정도의 표준형 SCWR가 건설된다. 이 소규모 표준형의 성능시험이 완료되면 이 성능시험 자료를 바탕으로 SCWR의 최종설계를 마무리한다는 계획이다.

여기서 가장 중요한 마일스톤은 소규모의 표준형 SCWR의 인증에 필수적인 표준형 핵연료의 노내성능시험이다. 이 일정은 〈그림 7〉에 정리되어 있다.



(그림 8) KAERI의 핵연료집합체 설계개념

속재인 ZrH₂를 사용한 노심을 개발하고 SMART에 사용된 안전해석코드인 TASS를 SCWR 환경에 맞도록 보완하여 안전계통에 대한 안전해석을 수행하는 등 국내 연구 환경을 어느 정도 조성하였다고 본다. ④

글쓴이는 서울대학교 기계공학과 졸업 후 미국 오클라호마대학교에서 석사·박사학위를 받았다.

우리 나라도 노심 등 다양한 분야 참여

국내에서는 SCWR와 관련하여 〈표 2〉에 정리한 바와 같이 5개의 연구가 수행되고 있다. 이 중 4개는 미국과의 공동연구로 과기부가 지원하는 I-NERI 프로그램의 일환으로 수행되고 있으며 1개는 한국원자력연구소에서 자체적으로 수행하는 것이다. 연구내용 측면에서는 2개 연구는 실험 및 전산해석에 의한 초임계압에서의 열전달과 유동현상을 분석하는 것이며, 2개는 내부식성 재료의 개발이나 평가에 대한 것이고, 나머지 한 개는 국내연구기반 조성을 목적으로 하고 있다.

한국원자력연구소에서 자체적으로 수행하고 있는 연구에서는 노심개념개발을 비롯해 계통에 이르는 다양한 SCWR 연구분야를 포함하여 폭넓은 연구를 수행하고 있는데, 〈그림 8〉과 같이 고체감