

# 초임계압수냉각원자로

이 글에서는 최근 국제적인 협력을 바탕으로 추진되고 있는 제4세대 원자로 개념의 하나로 25MPa의 초임계압으로 운전되는 고효율의 직접사이클형 초임계압수냉각원자로를 소개한다.

## 초임계압수냉각원자로 (SCWR)의 개념

물은 임계압 이상의 압력인 25MPa(임계압력 : 22.064MPa)에서 그림 1과 같은 물성변화를 보인다. 그림에서 보는 바와 같이 374°C[임계온도보다 높으나 임계온도에서와 비슷한 현상을 보이는 점]이므로 유사임계온도(pseudo-critical temperature)라고 함]에서 급격한 물성의 변화를 보인다. 유체의 온도가 유사임계온도 아래서부터 증가할 때 이 점 부근에서 정압비열이 급격히 상승했다가 하강함에 따라 엔탈피가 이 부근에서

급격히 상승하므로 동일한 유량으로 많은 에너지를 수송할 수 있다. 또한 임계압 이상에서는 온도가 변

할 때 상변화가 없이 밀도만이 변한다.

초임계압수냉각원자로(super-

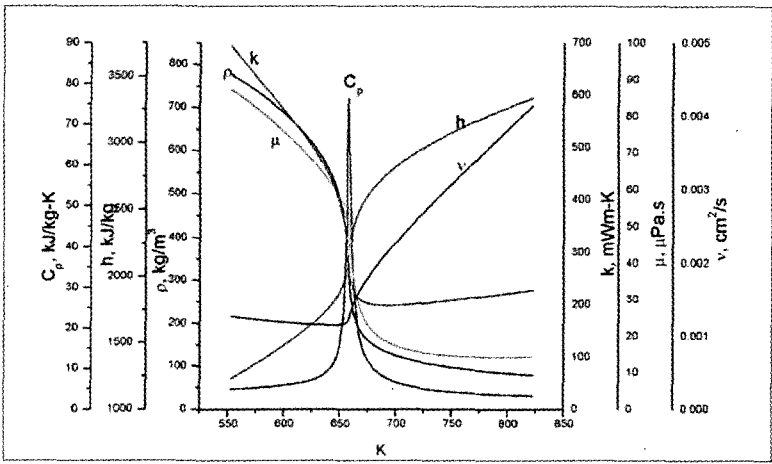


그림 1 25MPa에서 물의 물성변화

SCWR의 장점은 25MPa의 고압에서 냉각재의 원자로 출구 온도를 임계온도 이상인 500℃ 정도로 높여서 44% 정도의 높은 열효율을 얻으며 PWR의 중요한 문제 중의 하나인 임계 열유속을 원천적으로 배제할 수 있다는 데 있다.

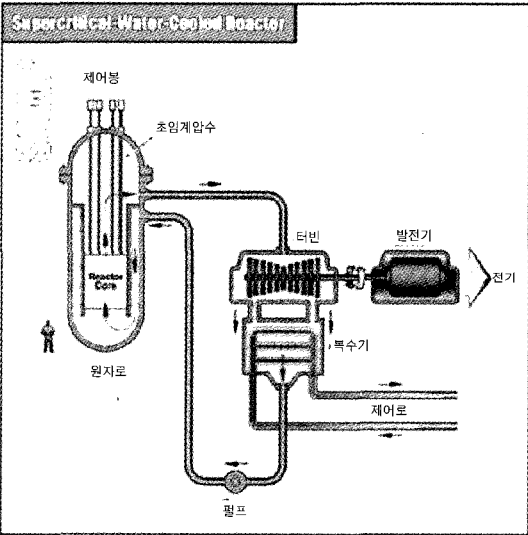


그림 2 SCWR의 개념도

critical pressure water-cooled reactor)는 이러한 현상의 장점을 이용하기 위해 25MPa의 초임계압 상태로 운전하여 냉각재의 상변화를 배제하고 열용량을 높여 냉각재 재고량을 대폭 줄이면서 열효율은 44% 정도까지 올릴 수 있는 새로운 개념의 경수로(LWR)이다. SCWR은 이와 같이

높은 열효율과 기존의 가압수형 원자로(PWR : 국내의 모든 원자력발전소가 여기에 해당함)와 비등수형 원자로(BWR)에 비해 단순한 구조를 가지면서 PWR과 BWR 또는 초임계압 화석연료발전소에서 입증된 설계 및 운전경험을 많은 부분 공유하거나 활

용할 수 있는 전기생산용 원자로 개념이다. 원자로 입구온도는 PWR과 같은 290℃이며 출구온도는 500~550℃이다. 이와 같이 높은 출구온도가 효율을 높인다.

SCWR은 그림 2와 같이 냉각재가 바로 터bin으로 공급되는 직접사이클(direct cycle)이다. 그러나 노심 안에서 상변화가 없으므로

BWR에서와 같은 노심 상부의 증기건조기(steam dryer)나 증기분리기(steam separator)가 없어 원자로 압력용기가 작아진다. 또한 간접사이클인 PWR에 비해서는 증기발생기와 가압기가 없으므로 역시 계통이 대폭 간단해진다.

그림 3은 SCWR의 노심 안에서의 운전온도와 압력을 PWR, BWR과 비교한 것이다. SCWR은 노심에서 상변화를 겪지 않으므로 PWR에서와 같은 임계열유속(CHF) 현상이 원천적으로 배제된다. 초임계압 상태에서도 질량유속이 작고 열유속이 클 때는 열전달이 급격히 감소하는 열화(heat transfer deterioration) 현상이 일어나 이의 영향은 CHF에 비해 매우 낮다.

운전온도 범위 280~550℃ 구간에서 원자로 안에서의 냉각재의 밀도는 대략 800kg/m<sup>3</sup>에서 100kg/m<sup>3</sup>으로 급격히 감소하므로 증성자의 감속을 위해 water rod와 같은 추가 감속 방안을 채택하며 이 결과로 전체적인 원자로의 크기는 PWR과 유사하다. 유사임계온도 부근에서 물성이 급격히 변함에 따라 열전달계수도 그림 4와 같이 급격한 증가를 보인다. 그러나 많은 연구자들이 제시한 상관식이 서로 많은 차이를 보이고 있으며 연구자들 사이에 공통으로 인정되는 상관식은 없는 실정이다.

1) 원자로는 중성자 감속재로 중수를 쓰는 Heavy Water Reactor(HWR, 월성에는 운전중인 4기의 CANDU 형 원자로)와 경수를 쓰는 Light Water Reactor(LWR)로 구분된다. LWR은 다시 원자로 내부에서 냉각재가 비등하면 Boiling Water Reactor(BWR), 비등하지 않고 가압된 액체상태를 유지하면 Pressurized Water Reactor(PWR, 월성 4기 이외의 모든 국내의 원자력 발전소)로 나뉜다.

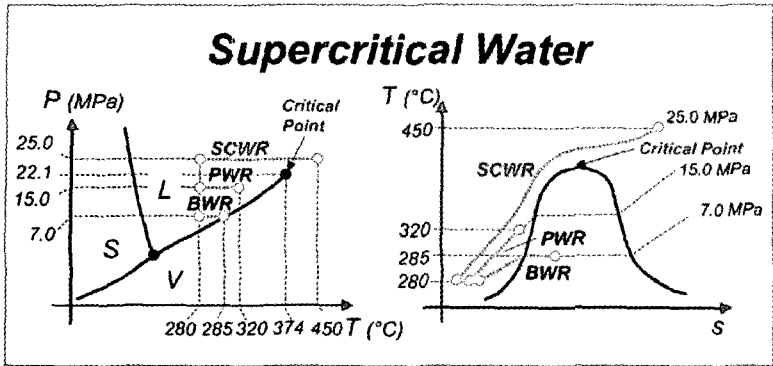


그림 3 SCWR의 운전범위

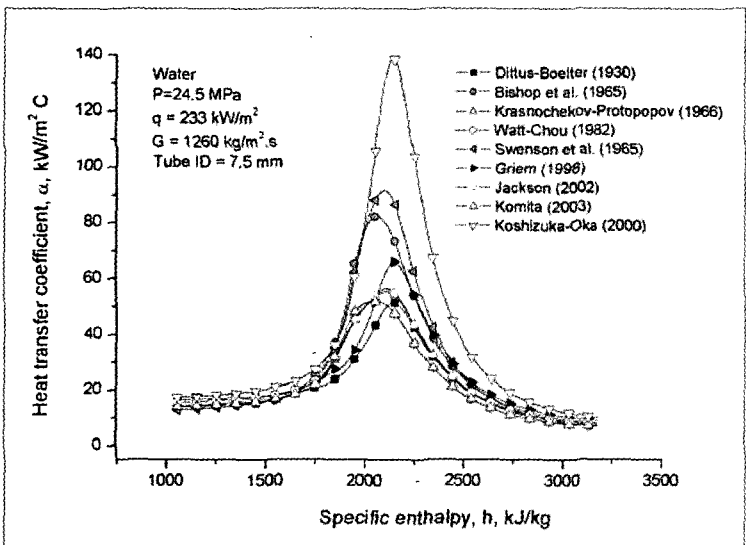


그림 4 초임계압에서 물의 열전달계수

전체적인 초임계압수냉각원자로의 개념은 일본의 동경대학이 최근에 발표한 Super LWR을 소개한다. Super LWR은 1,217 MWe(열출력 2,740MWt)급의 원자로로 냉각재의 입구와 출구 온도는 각각 280°C와 500°C이며 노심의 압력은 25MPa(증기압력은 25MPa)이다. 핵연료 피복관은 중성자를 잘 투과시키면서 열전달도 잘되고 강도도 높으며 내부식성도

좋아야 하는 등 여러 가지의 요구 조건에 부합하는 소재로 만들어야 하며 일본은 현재 Advanced Austenitic Stainless Steel (PNC1520)을 채택하고 있다. 대상 재료로는 이 외에도 Cr steel, Ni Alloy, ODS Stainless Steel 등이 거론 되고 있으며 이들 재료에 대한 시험이 각국에서 활발히 진행되고 있다. 그림 5는 동경대학이 설계한 1,217Mwe용 핵연료집

합체를 위에서 본 그림이다. 핵연료집합체의 한 변은 29.22cm이고 300개의 핵연료봉이 4각형 구조로 배열되어 있다. 핵연료집합체 하나에는 16개의 제어봉이 들어있다. 까만 막힌 원이 핵연료봉이며 주위의 파란 부분은 물이 흐르는 공간이다. 핵연료봉으로 둘러싸인 사각형 부분으로는 냉각재가 아래로 흐르며 핵연료 주위의 작은 공간으로는 냉각재가 위로 흐른다.

그림 6은 원자로 압력용기 안에서 냉각재의 유로는 보여준다. 터빈과 급수펌프를 거쳐 저온관으로 들어온 냉각재의 일부는 downcomer를 통해 노심 하부로 가고, 일부의 냉각재는 원자로 압력용기 상부 공간으로 가서 핵연료집합체의 사각형 채널(water rod) 부분과 주변부의 일부 핵연료집합체의 부수로(sub-channel)를 거쳐 노심하부로 내려간다. 이 두 유로를 통해 원자로 하부로 흘러들어온 냉각재는 서로 혼합된 후 주변부의 핵연료집합체를 제외한 핵연료집합체의 핵연료 주위의 좁은 부수로로 흐른다. 이렇게 복잡하게 유로를 형성하는 것은 냉각재의 공간적인 밀도분포를 균일하게 해 중성자를 효과적으로 감속하기 위해서이다. 그림 7은 안전계통과 BOP를 함께 보여주는 그림이다. 원자로를 지나며 데워진 냉각재는 터빈을 돌리고 복수기와 열교환기를 거쳐 원자로로 돌아간다. 일시적인 과도현상이나 사고 시 계통의 압력이나 온도변화를 최소화하여 원자로의 안전성을 유지하기 위해 3개

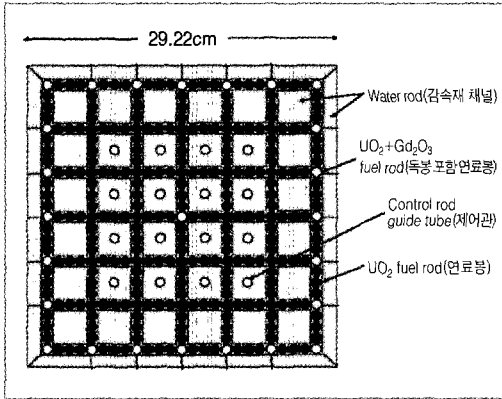


그림 5 사각형 구조의 핵연료집합체 설계개념(Super LWR, 1,217MWe)

의 저압안전주입(LPCI) 트레인, 3개의 보조급수계통(AFS) 트레인, 8개의 자동감압밸브/안전밸브(ADV/SRV)를 설치했다.

### SCWR 연구 국제 동향

EU를 포함한 11개국이 참여하고 있는 제4세대 원자로 개발 협의체인 Generation IV International

Forum(GIF)은 1) 핵연료의 효율적인 이용(sustainable nuclear energy), 2) 경제성(competitive nuclear energy), 3) 안전성과 신뢰성(safe and reliable systems), 및 4) 핵확산 방지(proliferation resistance and physical protection)의 네 가지 평가기준에 따라 초임계압수냉각원자로(SCWR)를 포함한 여섯 가지의 원자로 개념을 선정하였다. 2002년 12월에 발행된 road map은 이 네 가지 목표를 달성할 수 있는 원자로를 개발하기 위한 연구개발 방향과 지표를 제시하였으며 각 참여국은 이 road map에 따라 공동연구의 방향과 참여범위를 결정하는 협의를

진행하고 있다.

SCWR에는 현재 한국, 미국, 일본, 캐나다, 프랑스, EU의 6개국이 참여하고 있으며 참여 각국은 연 2회의 운영위원회(SSC), 프로젝트 관리이사회(PMB), 연구정보교환회의(IEM) 등을 통해 연구방향을 설정하고 연구정보를 교환하고 있다.

SCWR에 대한 연구는 미국에서 1950년대에 시작되어 SCR-WH, SCR-GE, SCOTT-R 등의 개념이 개발되었으나 개념 구상 단계에서 연구가 중단되었다. 수십 년간 연구가 중단되었다가 1990년대 초 일본의 동경대학과 도시바와 히타치를 중심으로 BWR에 기초한 초임계압수냉각원자로에 관한 연구가 재개되어 Super LWR SWFR 등의 노심개념과 안전해석방법론에 대한 연구를 진행하며 SCWR 연구를 주도하고 있다. 유럽에서는 EU를 중심으로 HPLWR의 핵심기술을 확보하는 데 중점을 두고 있

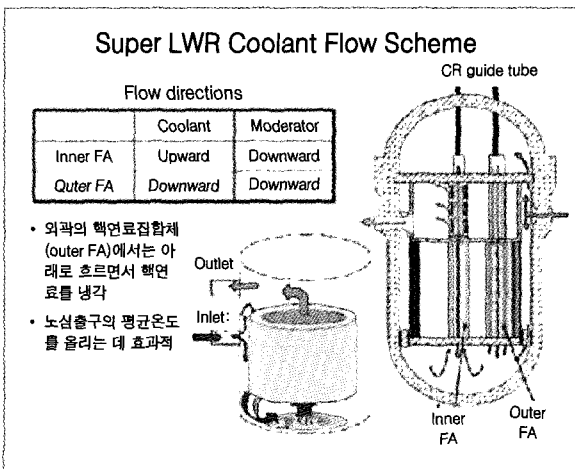


그림 6 원자로 압력용기 안에서의 냉각재 유로(Super LWR, 1,217MWe)

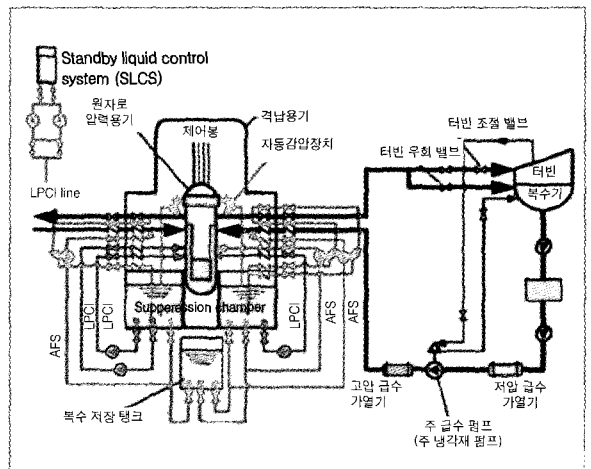


그림 7 안전계통 및 BOP 설계개념(Toshiba)

으며 노심개념설계, 원자로구조설계, 내부식성 재료 등에 연구를 진행하고 있다. 캐나다의 AECL도 CANDU 설계를 바탕으로, CANDU-X Mark1, CANDU-X NC, CANDUal-X1, CANDUal-X2 등의 초임계압원자로에 대한 개념연구를 수행하고 있다. 미국은 INL과 ORNL를 중심으로 열수력 및 재료연구에 대한 연구를 수행하고 있다. 우리나라도 SCWR 연구를 국내에 정착시키기 위한 기초연구에 착수하였으며 노심설계개념, 열수력, 내부식성 재료 등에 대한 연구를 수행하고 있다.

SCWR은 압력과 온도 외에는 PWR 또는 BWR과 큰 차이가 없으므로 이들의 설계기술과 운전경험을 상당 부분 활용할 수 있다. 또한 많은 화석연료 발전소는 이미 25MPa, 550℃ 정도의 초임계압 상태로 운전하고 있으므로 이 운전 조건에서의 열수력 현상, 내열재료, 수화학 방안에 대한 기본적인 설계 자료는 충분하다고 할 수 있다. 그

려나 SCWR에서와 같은 협소한 유로에서의 초임계압 유체의 열전달상관식은 국제학계에서 공인된 것이 아직 없어 원자로의 안전성 확보를 위해 많은 연구가 요구되며, 방사선이 조사되는 환경에서 재료의 부식현상과 수화학에 대한 연구도 추가로 수행되어야 한다. 이와 같이 SCWR을 개발하기 위해서는 아직도 많은 연구가 수행되어야 하며 GIF에서 작성한 R&D Program-SCWR에 연구내용이 상세히 기술되어 있다.

표 1에는 각국이 제안하고 있는 SCWR 개념을 간략하게 정리하였다. 일본만이 구체적인 계획 아래 개발을 진행하고 있으며 미국과 EU는 일본과의 협력 아래 연구를 진행하고 있다. 일본은 동경대학교 도시바를 중심으로 연구를 진행하고 있으며 1,000MWe와 650 MWe 급의 열중성로와 700MWe 급의 고속로의 개념설계를 수행하는 등 매우 적극적으로 움직이고 있다. 캐나다는 CANDU의 전형적

인 압력관(pressure tube)형의 노심을 바탕으로 하므로 전체적인 시스템에 대해서는 독자적인 연구를 수행하고 있으나 핵심기술은 압력용기(pressure vessel)형과 같으므로 국제협력에는 적극적으로 참여하고 있다.

## SCWR 연구 국내 현황

국내에서는 과학기술부가 지원하는 미국과의 공동연구프로그램인 I-NERI의 일환으로 SCWR 관련 연구가 수행되고 있으며(KAERI)에서도 SCWR 연구의 국내 기반을 구축하기 위해 자체적으로 2003년부터 3년간 연구를 수행하였다. 연구내용은 실험 및 전산해석에 의한 초임계압에서의 열전달과 유동현상의 분석과 내부식성 재료의 평가이다.

한국원자력연구소(KAERI)에서도 SCWR의 국내 연구기반 조성을 위해 자체적으로 SCWR에 관한 연구를 2003년부터 3년간 수행하

였다. 이 결과로 그림 8과 같이 십자형 고체감속재인 ZrH<sub>2</sub>를 사용한 노심개념을 개발하였고 국부적인 고열출력을 제거하기

표 1 각국의 SCWR 제안 현황

국명	제안 노형	특성
일본	Super LWR	1,217MWe, 열중성자 노심, 사각형 격자, 물감속재
	SWFR	1,000MWe, 고속중성자 노심, 육각형 격자
미국	SCWR	1,500MWe, 열중성자 노심, 사각형 격자, 물감속재
EU	HPLWR	EU 차원에서 프로젝트 콘소시움을 구성 중
캐나다	SCW CANDU	370~1,140MWe, 압력관형
한국	SCWR	1,400MWe, 열중성자 노심, 사각형 격자, 고체감속재

2) KSNP, System 80<sup>+</sup>, ABWR 등은 제 3세대, KNGR, ABWR II, BSBWR, SWR-1000, AP600, APWR+, EPR 등은 제 3.5 세대 또는 제 3+ 세대로 분류한다.

3) A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, USDOE, Dec.2002

SCWR에 대한 연구 분야에는 크게 원자로 핵적 계산에 의한 노심개념 설정, 안전성확보를 위한 열유체 실험과 해석코드 정비, 고온고압재료의 평가 및 개발이다.

위한 노력을 계속하고 있다. 또한 초임계압수의 물성의 상관식을 삽입하여 노심열수력 해석코드인 MATRA와 안전해석코드인 TASS/SCWR의 적용성을 확인하여 노심과 계통의 개념 설정을 위한 해석적인 도구의 정비를 하였다.

본격적인 GEN IV의 개발에 앞서 GEN IV에 적용이 가능한 분야에 대한 연구를 지원하기 위해 미국과 한국이 공동으로 추진하고 있는 연구 프로그램인 I-NERI는 2002년 시작되다. 첫 해에는 SCWR과 관련하여 서울대와 KAIST가 공동으로 제안한 초임계압 유동장 전산해석에 대한 새로운

난류모델의 적용성 평가와 난류유동장의 측정에 대한 연구가 시작되었다. 난류 유동장 측정을 위해 실험장치를 구성하여 열전달실험을 수행하였으며 DNS에 의한 초임계압 유동장에 대한 전산해석을 시도하였다.

2003년에는 재료분야에 대한 2개의 I-NERI 연구과제가 선정되었다. 하나는 SCWR 후보재료의 개발과 평가로 핵연료피복관 및 구조재료의 성능을 평가하고 재료의 물성 데이터베이스를 생산하며 기기별 후보재료를 제안함과 아울러 노내시험 준비를 위한 조사(照射)시험계획을 수립하는 것을 목표로 하

였다. 재료부식에 대한 정적실험을 수행하였으며 그림 9와 같은 응력부식실험을 위한 장치를 제작하였다. 또 하나의 과제는 지르코늄의 탁월한 피복관 재료로서의 특성을 살리기 위해 초임계압 환경에 적용할 수 있는 지르코늄합금을 개발하는 과제이며 정적 시험설비를 구성하여 시험을 수행하였다. 이 두 연구과제는 2005년 말로 완료되었다.

2004년부터는 초임계압 상태에서 물과 유사한 물성을 보이는 CO<sub>2</sub>를 매체로 사용한 열전달 및 압력강하 실험과 유동장에 대한 전산해석도 수행하고 있다. 실험장치는 그림 10과 같으며 튜브, 환형공간, 4-rod 봉다발에 대해 실험을 수행하고 있다. 봉다발에 대한 실험 결과는 공동연구기관인 INL이 Framatome-ANP의 Benson 실험장치에서 물을 이용해 실험할 같은 구조의 4-rod(square lattice)에 대한 열전달 실험결과와 비교·검토할 계획이다. 또한 일본

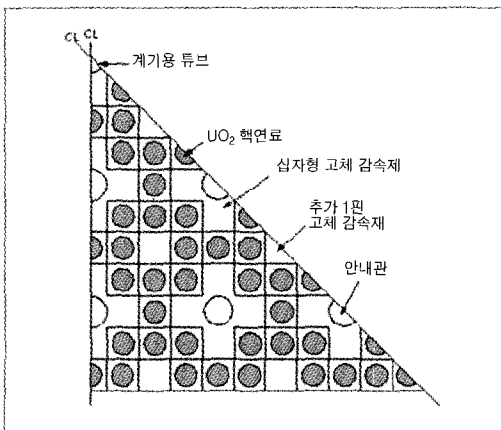


그림 8 KAERI의 핵연료집합체 설계개념(감속재, ZrH<sub>2</sub>)

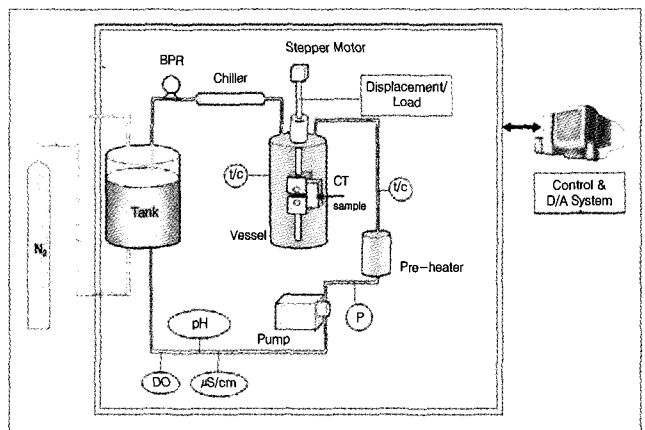


그림 9 피로균열시험을 위한 초임계압수 실험장치

의 구주대학에서도 Freon을 이용해 튜브와 환형공간의 유동에 대한

열전달실험을 수행하고 있으며 이 대학과도 협력을 추진하고 있다.

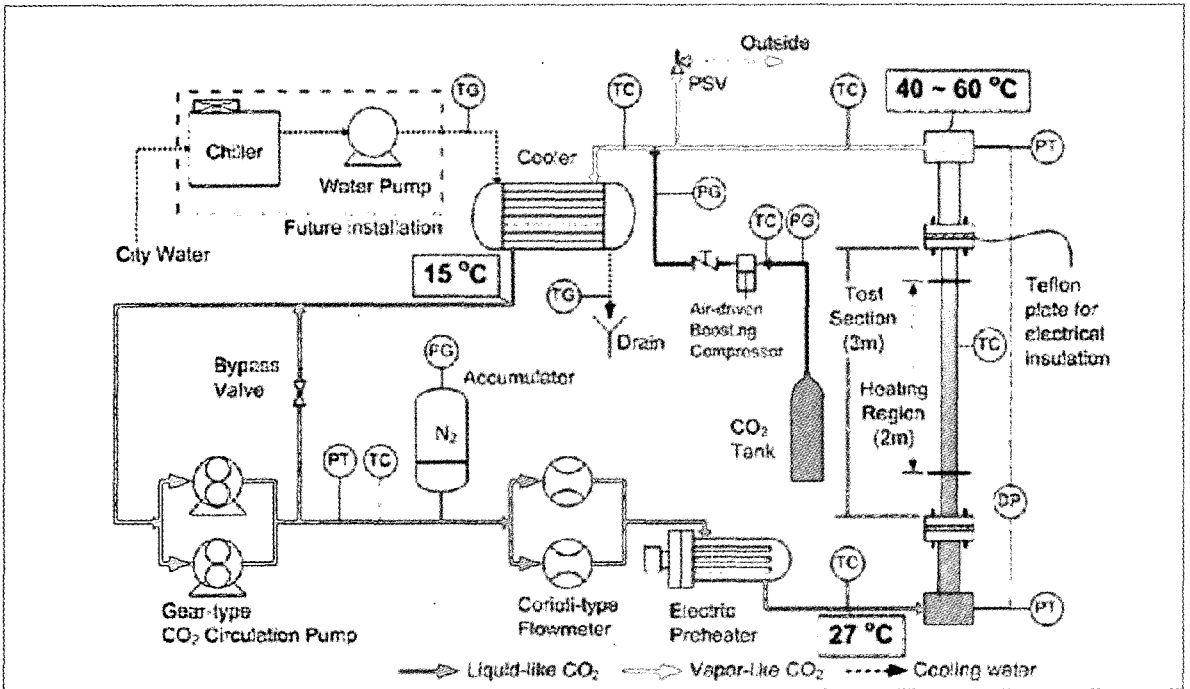


그림 10 초임계압 열전달 실험장치 구성도(매체: CO<sub>2</sub>)

## 기계용어해설

공진주파수(Resonant Frequency)

가진력의 주파수와 고유진동수가 일치할 때 공진이 발생하는데 이 때의 주파수를 공진주파수라 한다.

인출선(Leader Line)

제도에서 치수, 기호, 가공법 등을 그림으로 나타내기 위하여 해당 장소에서 수평 방향으로 60° 정도 경사진 직선.

라우에 반점(Laue's Spot)

단결정의 작은 조각에 금속판의 세공을 통한 연속 X선을 비쳤을 때, 수cm 떨어진 위치의 사진건판 위에 나타나는 흑점.

에너지 보존의 법칙(Law of Conservation of Energy)

외부와 에너지의 교환이 없으면 에너지를 바꾸어도 전체의 양은 항상 일정하다는 법칙.