

<초청논문>

DOI:10.3795/KSME-B.2009.33.9.643

# 원자력 열수력 실험 연구의 현황과 미래 - 연구개발 동향 고찰 -

박 군 철<sup>†</sup>, 전 지 한<sup>\*</sup>

(2009년 4월 21일 접수, 2009년 7월 1일 수정, 2009년 7월 17일 심사완료)

## Status and Future of Experimental Study on Nuclear Thermal Hydraulics - A Review of Research and Development Status -

Goon-Cherl Park and Ji-Han Chun

**Key Words :** Nuclear Thermal Hydraulics(원자력 열수력학), APR1400(신형가압경수로), SMART(해수담수화용 일체형 원자로), Gen-IV(4세대 원자력시스템), Integral Effect Test(종합효과실험), Separated Effect Test(개별효과실험)

### Abstract

This paper introduces the current nuclear experimental research activities in KAERI, the unique nuclear research institute in Korea, and the universities in Korea to solve and assess the issues which have been faced in the design of new reactors such as APR1400, SMART, GEN-IV reactors as well as fusion reactor. Also the experimental evaluations of safety for operating nuclear plants have been presented. The nuclear thermal-hydraulic experiments performed in such organizations are classified the fundamental test, the separated effect test, and the integral effect test with ATLAS and SNUF. Introduction is deployed according to institutes. Finally, the future works and the direction of research voyage in the nuclear thermal-hydraulic field were suggested.

### 1. 서 론

한국의 원자력 산업은 1970년대 첫 원자력발전소인 고리원자력 1호기를 미국 웨스팅하우스로부터 turnkey 방식(완성인도방식)으로 수입한 이후 현재 20기를 보유할 만큼 괄목할만한 성장을 이루었다. 이는 설비용량 기준으로 미국, 프랑스, 일본, 러시아, 독일에 이어 6위에 이르는 수준이다. 그동안 원자력 설계 기술 자립을 위해 꾸준히 노력

해 온 결과 1980년대의 국산화 시기를 거쳐, 1990년대 95% 이상의 국산화 기술을 채용한 한국형 원자로 OPR1000을 개발하였다. 현재는 효율성과 안전성이 향상된 3세대 원자력시스템인 APR1400의 개발이 완료되고 2013년에서 2016년 내에 완공을 목표로 신고리 3,4호기와 신울진 1,2호기 원자로를 건설 중에 있다.<sup>(1)</sup> 피동형 안전계통 등을 도입하여 APR1400을 개량한 3세대 원자로 APR+도 개발 중에 있다. 또한 기존의 전력 생산 위주의 현행 원자로에서 안전성을 극대화하고, 핵확산 우려가 없는 4세대 원자로라고 불리는 수소 생산용원자로 VHTR(Very High Temperature Reactor), 소듐냉각고속로 SFR(Sodium-Cooled Fast Reactor), 초임계압원자로 SCWR(Super-Critical Water Reactor) 및 핵융합 원자로의 실현으로 발전시켜 나갈 계획 아래 연구에 박차를 가하고 있다. 따라서 원자력

<sup>†</sup> 책임저자, 회원, 서울대학교 원자핵공학과

E-mail : parkgc@snu.ac.kr

TEL : (02)880-7210 FAX : (02)889-2688

<sup>\*</sup> 서울대학교 BK21 에너지자원인력양성사업단

E-mail : jhchun@snu.ac.kr

TEL : (02)880-2581 FAX : (02)889-2688

기술의 이용은 전기 생산에만 머무는 것이 아니라 현재 한국원자력연구원에서 개발 중인 SMART (System-integrated Modular Advanced Reactor)와 같은 해수담수화용 원자로, 선박의 동력원으로의 원자로 등 전기 생산 이외의 분야로 확대하기 위해 관련된 연구도 활발히 진행되고 있다.<sup>(2)</sup>

이와 같은 다양한 원자로의 개발에 있어 원자력의 특성 상 안전성이 보장되어야 한다. 이를 위하여 원자력 계통 내에는 많은 안전계통들이 장착되어 있고, 이를 설계하고 검증하기 위한 안전해석 기술이 개발되어 왔다. 원자력 계통은 원자력 에너지를 사용하여 고온으로 가열된 유체의 유동을 통해 발전 등의 고유의 목적을 수행하므로 안전해석에 있어서 열수력학은 핵심요소라 할 수 있다.

국내 대부분의 원자력발전소가 채택하고 있는 가압경수로(PWR, Pressurized Water Reactor)의 1차측은 정상운전 시 단상유동을 유지하고 있으므로 단상유동에 대한 열수력학 해석도 중요하지만 사고 시 발생할 수 있는 비등으로 인한 이상유동 현상이 원자력 열수력학의 중요한 연구 주제가 된다. 구체적으로 기포의 생성 및 성장 메커니즘의 규명, 핵연료의 손상을 초래할 수 있는 임계열유속(CHF, Critical Heat Flux) 등의 기본적인 이상유동 현상 규명이 있고, 또한 이상유동 상태나 기체 상태에서 여러 가지 안전계통으로부터 저온의 물이 주입되므로 발생할 수 있는 원자력 계통의 고유한 현상들도 연구되었다. 이러한 연구는 이론적으로뿐만 아니라 실험적으로도 많이 이루어졌다. 또한 최근 들어서는 3+세대나 4세대 원자로에서 새로이 채택되는 안전계통, 특히 피동형 안전계통에 대한 열수력학적 연구가 활발하게 진행되고 있다. 이와 같은 현상에 대한 정확한 규명과 전산안전해석 코드에 들어갈 상관식 개발을 위한 개별효과실험(SET, Separated Effect Test)과 이러한 현상들이 전반적인 원자력 계통 내에서 복합적으로 어떠한 영향을 주는지를 평가할 수 있는 종합효과실험(IET, Integrated Effect Test)이 함께 수행되어야 한다.

본 논문에서는 이와 같은 배경아래 현재 원자력 열수력학 분야에서 현안으로 고려되는 현상들은 어떠한 것들이 있으며 이를 규명하기 위해서 국내 연구기관 및 학계에서 어떠한 원자력 열수력 실험들이 진행되고 있는 지 살펴보고자 한다. 또한 이와 같은 고찰을 통해 향후 필요한 실험 연구를 제시하고 한국 원자력 열수력학의 미래를 조명하고자 한다.

## 2. 국내 원자력 열수력 실험 연구 현황

### 2.1 국내 원자력 열수력 실험 연구 현안사항

현재 국내 원자력 열수력 실험 연구의 최대 현안 대상은 APR1400으로 대표되는 3세대 원자로, APR+와 해수담수화 원자로인 SMART로 대표되는 3+세대 원자로와 SFR, VHTR, SCWR과 같은 4세대 원자로 및 핵융합로에서의 주요 열수력 현상들이다.

#### 2.1.1 3세대 및 3+세대 원자로의 현안

3세대 원자로로 대표되는 APR1400은 한국표준형원자로(OPR1000)에 비해 설비용량이 40% 증가했으며 안전성과 경제성이 크게 향상된 원자로이다. 원자력 열수력학 측면에서 가장 큰 현안은 안전성이므로, 그 동안의 열수력 연구는 안전계통의 선진화 및 최적화에 초점을 맞춰 진행되었다. 특히, APR1400의 경우 기존 원자로 보다 안전성을 증진시키기 위해 새로운 안전 설비를 도입하였고, 이에 관한 연구가 수행되었다. 그래서 만일의 사고에 대비해 그 영향을 최소화할 수 있도록 중대 사고 완화 측면을 설계개념에 대폭 반영했는데 원자로용기 직접주입(DVI, Direct Vessel Injection), 피동 안전주입 유량조절 기구(FD, Fluidic Device), 안전감압계통 및 배기계통(SDVS, Safety Depressurization and Vent System), 원자로 건물 내 핵연료 재장전수조(IRWST, In-containment Refueling Water Storage Tank) 등의 설비들을 도입하여 안전성을 향상시켰다.

Fig. 1은 APR1400의 개략도이고, Fig. 2는 APR1400에 새로이 도입된 안전 장치를 보여준다.

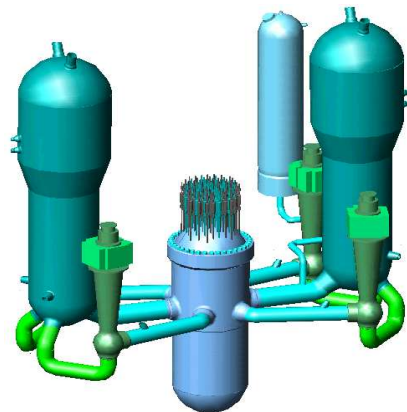


Fig. 1 Design in APR1400

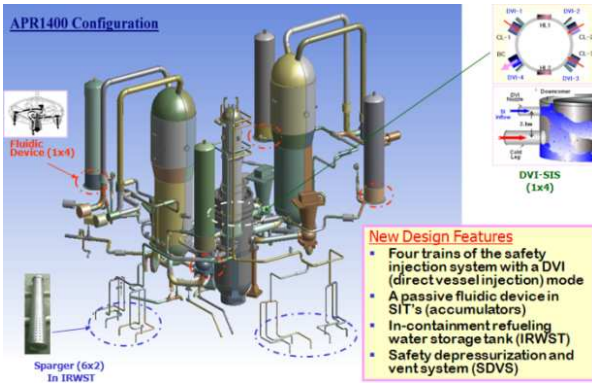


Fig. 2 New safety features in APR1400

APR1400 에 관한 열수력 연구는 이 새롭게 도입된 안전 설비들이 제대로 작동하는지에 대한 검증과 최적화를 위한 연구로 최근까지 다양하게 이루어져 왔다. 주요 열수력학적 관심사는 다음과 같다.

1) DVI 관련 안전주입수 우회 현상, 과열증기의 응축 및 환상형 강수부의 압력강하 특성, 강수부 비등현상, 강수부 상부의 기체방출 특성(DVI 관 파단 관련), 붕산희석 거동의 정량적 평가, 2) IRWST/Sparger 관련 방출하중 특성 (공기 방출, 증기 방출), 방출 증기의 응축 및 열혼합 특성, 3) Fluidic Device 관련 설계 개발 및 성능 평가, 설계 성능의 검증 및 제작성 평가 등이 있다.

한편, 3+세대의 원자로인 APR+는 3 세대 원자로인 APR1400 의 개발기간 동안 축적된 기술을 기본으로하여 1500MWe 이상의 출력과  $1.0 \times 10^{-6}/RY$  이하의 노심손상빈도를 목표로 하는 원자로이다.<sup>(3)</sup> 현재 이와 관련된 개념 설계가 진행 중인데 APR+는 아직 연구의 초기 단계에 있기 때문에 본 논문에서는 3+세대 원자로와 관련하여 SMART 에만 초점을 맞추고자 한다.

SMART 는 해수담수용으로 개발된 중소형 일체형 원자로이다. 일체형이므로 노심, 가압기, 증기 발생기, 원자로냉각수펌프 등의 주요 장치들이 원자로 내에 위치하게 된다. 이는 대형관 파단사고를 피할 수 있다는 큰 장점을 지니게 된다. SMART 에는 비상상황 시 노심에서 발생하는 붕괴열을 제거하기 위한 PRHRS(Passive Residual Heat Removal System)가 장착되어 있으며 embedded steam vapor pressurizer 가 노심 상부에 장착되어 있다. Fig. 3 은 SMART 의 개념도이다.<sup>(2)</sup>

SMART 는 PRHRS 와 같은 새로운 개념의 장치들을 포함하고 있으므로 이에 대한 검증과 규제조

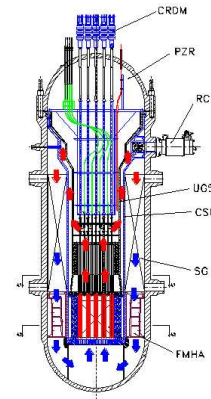


Fig. 3 System-integrated modular advanced reactor, SMART

건을 만족하는지를 판단하기 위한 다양한 안전해석 등이 수행되어야 한다. 이에 대한 열수력학적 현안들은 아래와 같다.<sup>(2,4)</sup>

1) Embedded steam vapor pressurizer 성능평가, 2) 나선형 증기발생기에 대한 열전달, 3) PRHRS 의 열전달, 4) 일체형 원자로 임계열유속, 5) 기존 원자로와 다른 기기 배치에 따른 유동 분포 등이 있다.

### 2.1.2 4세대 원자로 및 핵융합로의 현안

4 세대 원자로는 지속성, 안전성, 경제성, 핵확산저항성을 획기적으로 개선한 2030 년 이후 장기적 활용을 목표로 개발되는 형태의 원자력시스템이다. 세계적으로 4 세대 원자력시스템 공동개발을 목표로 하고 있는 제 4 세대 원자력시스템 국제 포럼(GIF, Generation IV International Forum)에서 제시하고 있는 4 세대 원자력시스템 6 개 중 현재 한국에서는 SFR, VHTR, SCWR 이 주력 노형으로 고려되고 있다.<sup>(5)</sup>

SFR 은 Sodium 을 사용하여 원자로심에서 증기 발생기로 열을 전달하고, 2 차 계통에서 과열증기 랭킨 사이클을 사용하여 전기를 생산하는 원자로이다. 또한 피동붕괴열제거계통(PDRC, Passive Decay heat Removal Circuit)을 채용하고 있다. SFR 에 대한 개략도는 Fig. 4 와 같다. 주요 열수력학적 현안은 다음과 같다.<sup>(6-8)</sup>

1) PDRC 를 통한 자연대류에 의해서만 붕괴열을 제거하므로 자연대류로 인한 붕괴열 제거 능력과 안정적인 작동 여부, 2) 높은 압력의 물 또는 증기가 Sodium 영역으로 방출되어 발생 가능한 Sodium-물 화학반응, 3) 고속로의 다양한 운전 조건에 대한 핵연료 온도, 냉각제 출구 온도 등 설계 조건을 결정하기 위한 원자로 내의 열전달 현상 분석 등이 있다.

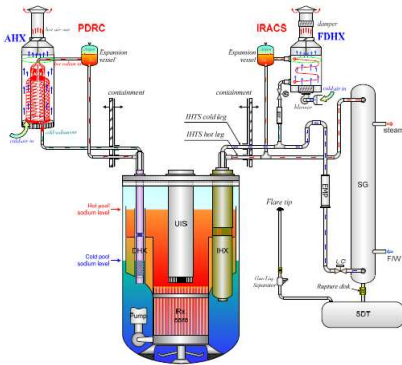


Fig. 4 Schematic diagram of SFR

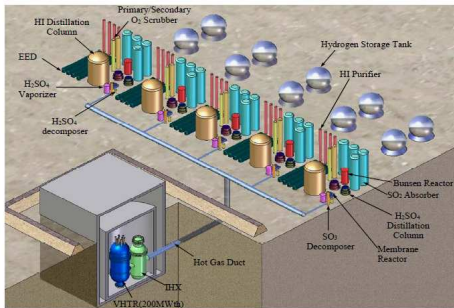


Fig. 5 Schematic diagram of VHTR

VHTR은 미래의 수소 경제를 실현하기 위해 깨끗하고 경제적인 다량의 수소 생산을 위해 고온의 열을 생성하는 원자로이다. VHTR은 고온의 열 생성을 위한 원자로시스템, 수소생성을 위한 sulfur-iodine 수소생성시스템, 그리고 이들 두 시스템을 연결하는 intermediate 시스템을 통해 경제성과 안전성을 도모하고 있다. 또한 원자로 내부는 흑연 반사체 블록, 핵연료 블록으로 구성되어 일반 원자로와는 다른 유로를 형성하고 있다. 1차측 냉각재는 헬륨을 사용하며 헬륨의 출구온도가 950℃로 설정되어 수소 생산 효율을 최대화하고 있다.<sup>(9)</sup> VHTR의 개략도는 Fig. 5와 같다.

주요 열수력 현안들은 다음과 같다.<sup>(10,11)</sup>

1) 다차원 유동해석

노심과 plenum 내에 비균질, 비대칭 유동과 같은 다차원 유동이 발생한다. 이 같은 유동은 노심 내 국부 hot spot이나 plenum 내 유동 혼합 등의 현상을 결정하게 된다.

2) 유동 분포 해석

앞에서 기술하였듯이, 원자로 내에는 흑연 반사체 블록과 핵연료 블록이 존재하는데 고온과 중성자

조사로 인한 흑연 수축·팽창 현상이 발생할 수 있고, 이는 간격 크기와 우회유로 면적 변화를 발생시킬 수 있다. 우회유량은 노심의 열 여유도 및 건전성에 직접적으로 영향을 미치기 때문에 이에 대한 정확한 예측은 초고온가스의 핵심설계 현안으로 고려된다.

3) 복사열전달

노심 잔열은 전도와 복사를 통해서 원자로 벽으로 전달되고, 이는 또한 복사로 원자로 공동 냉각 시스템으로 전달되므로 복사열전달 문제가 상당히 중요하다.

4) 다차원 열전도

복잡한 구조를 가지는 원자로 내의 국부 온도 분포를 정확하게 예측하는 것이 중요하므로 다차원 열전도에 대한 해석은 주요 현안 중 하나가 된다.

5) 냉각재 물성치

VHTR의 1차측은 헬륨가스를 사용한다. 가스는 사고시 나타나는 넓은 온도영역에서 큰 변화를 가지므로 물성치의 정확한 예측은 열전달에 큰 영향을 준다.

6) Intermediate 시스템의 열전달

1차측에서 생성된 고열이 intermediate 시스템을 통해 수소생성 시스템으로 전달되므로 intermediate 시스템의 열전달 분석이 중요하다.

한국은 GIF의 참여국가로 SCWR에 관한 연구도 진행하고 있다. SCWR에 관한 주요 현안은 초임계압력에서의 열전달 현상이 된다.<sup>(12)</sup>

핵융합로의 열전달 측면에서는 블랭킷 1차벽에서의 열전달에 주요 현안이 있다. 블랭킷의 1차벽은 플라즈마와 직접적으로 맞닿아 있으며 높은 열과 중성자에 의해서 영향을 받는다. 이는 핵융합로에서 플라즈마 차폐와 열교환기의 역할을 동시에 수행하게 된다. 블랭킷 내에서는 복잡한 유로를 통해 유동이 형성되므로 이에 대한 열유동 해석이 주된 관심사이다.<sup>(13)</sup>

2.2 국내 연구기관 열수력 실험 연구 현황

앞에서도 기술한 바와 같이 국내 원자력 산업은 세계에서 찾아볼 수 없을 만큼 빠른 속도로 그 발전을 이루었다. 대부분의 기술을 자립화 하였고 수출을 목전에 두고 있는 오늘에 이르기까지 국내 원자력 관련 기관들의 역할이 매우 중요했다.

현재 국내 원자력 기관의 구조는 크게 보면 원자력발전소의 건설, 운영 등을 담당하는 (주)한국수력원자력, 국내 원자력 관련 기술의 개발을 담당하는 한국원자력연구원, 원자력 관련 규제를 담당하는 한국원자력안전기술원으로 나누어 생각할 수



있다. 물론 (주)한국수력원자력이나 (주)한국전력 등의 산하 연구기관 및 자회사들에서도 원자력 관련 업무들이 활발하게 수행되고 있다.

원자력 열수력학은 원자력발전소 설계 및 안전해석에 핵심적인 요소이므로 모든 기관에서 각자의 역할에 맞게 연구를 수행하고 있으나 실험적 연구는 한국원자력연구원을 중심으로 이루어지고 있으므로 본 논문에서는 한국원자력연구원에서 수행되고 있는 열수력 실험 연구를 중심으로 기술하고자 한다.

90년대 이후 열수력 분야에서 기술 자립에 성공한 한국 원자력연구원은 현재 최신 기술 개발과 국내 기술로 개발된 원자력 발전소의 상용화를 위한 다양한 열수력 실험 및 해석 연구를 수행하고 있다. 크게 다음의 3 분야로 나눌 수 있다. APR1400의 상용화를 위한 설계 및 안전성 검증을 위한 열수력 연구, SMART 개발을 위한 연구, 그리고 기반 기술 확보를 위한 기초 열수력 연구를 수행하고 있다. 각 연구에 대한 세부 내용은 다음과 같다.

2.2.1 APR1400 개발을 위한 열수력 연구

한국 원자력연구원은 1990년대 중반부터 신형 원자로인 APR1400의 설계 및 안전성 검증을 위해 크게 3분야의 연구를 수행하였다. 발전소의 전체 열수력 거동을 분석하기 위한 종합효과실험과 계통 각 부분에서 특성적으로 나타나는 열수력 현상을 분석하기 위한 개별효과실험을 수행하였다. 그리고 이 실험 결과를 이용하여 원자력발전소의 안전 분석을 위한 시스템 코드인 MARS의 검증 및 개선을 수행하였다.

2.2.2 APR1400의 종합 효과 실험

신형 원자로의 안전성을 검증하기 위한 실험장치인 ATLAS(Advanced Thermal-Hydraulic test Loop for Accident Simulation)는 APR1400을 높이 1/2, 부피 1/288로 축소한 종합효과실험장치이다.<sup>(14)</sup> 출력은 실제 원자로의 10%인 2MW이고, 기존 원자로의 노심 냉각을 위한 안전 설비 외에 APR1400에 새롭게 도입된 DVI 성능 실험장치를 포함하고 있다.

ATLAS 실험장치를 이용하여 대형냉각재상실사고(LBLOCA, Large Break Loss Of Coolant Accident), 소형냉각재상실사고(SBLOCA, Small Break Loss Of Coolant Accident)나 DVI 파단 등의 실제 원자력발전소 사고 시에 발생하는 열수력 현상을 분석함으로써 APR1400의 안전성을 검증하는 연구가 이루어졌다.

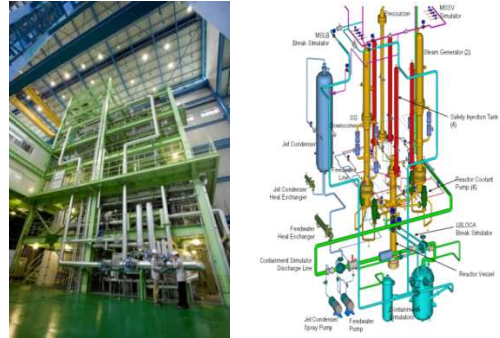


Fig. 6 ATLAS facility in KAERI

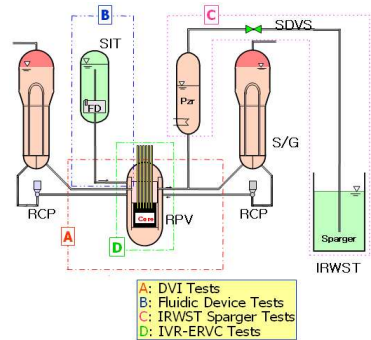


Fig. 7 T-H experiment in each component

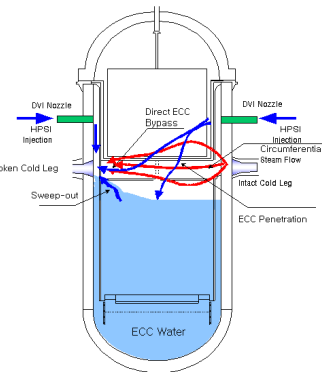


Fig. 8 Reactor vessel with DVI

2.2.3 APR1400의 개별 효과 실험

한편 발전소 계통 기기 각 부분에서 특징적으로 나타나는 열수력 현상을 분석하기 위한 실험도 다양하게 이루어지고 있다.

이 중 Fig. 7의 원자로 용기(A) 내 노심 열수력 현상에 관련된 실험을 소개하고자 한다. Fig. 8은 DVI 장치 및 이와 관련된 열수력 현상을 보여준다.

사고 발생 시 노심에서 발생하는 열을 제거하기 위해 DVI 관을 통해 냉각수가 주입되는데, 이 냉각수는 강수부(downcomer)를 통해 노심 내부로 들어가 노심을 냉각하게 된다. DVI로부터 주입된 냉각수는 노심으로부터 발생하는 고온의 증기와 만나 다양한

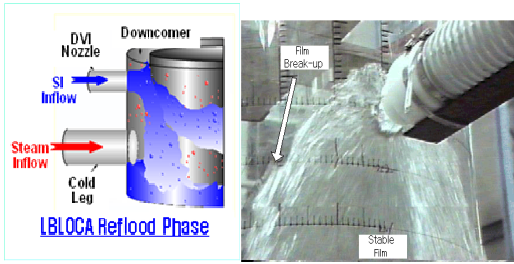


Fig. 9 DVI experiment



Fig. 11 VISTA facility in KAERI

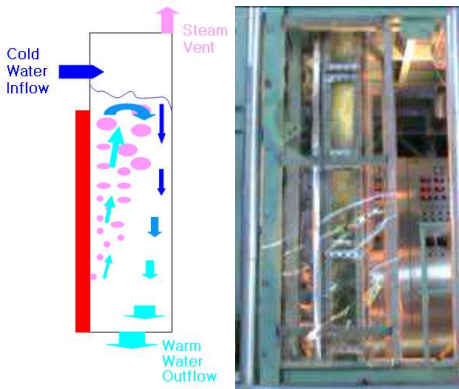


Fig. 10 T-H experiment in lower downcomer

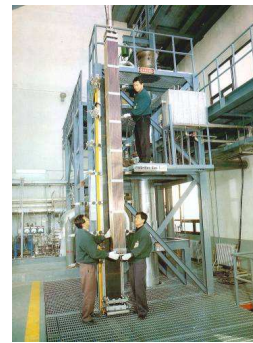


Fig. 12 Fuel assembly for CHF test

열수력 현상이 발생하게 되는데, 노심이 효과적으로 냉각되는지를 분석하기 위한 다양한 실험들이 수행되었다.<sup>(15)</sup>

Fig. 9는 강수부 상층부에서의 DVI 실험을 보여 준다. DVI를 통해 주입된 물이 퍼져 나가는 정도와 용기에 부딪친 물의 액막 두께 등이 측정되었고, 노심으로부터 생성되어 강수부를 통해 올라오는 증기의 응축량을 분석하는 연구가 수행되었다.

강수부의 중간부에서는 DVI에서 주입된 냉각수가 노심으로부터 발생된 증기에 막혀 우회 되는 유량을 측정하는 연구가 이루어졌다. 그리고 강수부 하부에서는 노심으로 들어가서 노심을 식혀야 할 냉각재가 노심에서 발생한 열로 인해 기화되어 위로부터 내려오는 냉각재의 흐름을 막는 현상이 발생하게 되는데, 이를 분석하기 위해 발생하는 기포 양과 물에서 상승하는 속도 등을 측정하는 연구가 수행되었다.<sup>(16)</sup> Fig. 10은 강수부 하부에서 발생하는 열수력 현상과 실험장치를 보여주고 있다.

2.2.4 SMART 개발을 위한 열수력 연구

또한 2002년부터 중소형 원자로인 SMART의 상용화를 위한 열수력 연구도 수행하고 있다. APR1400의 전체 열수력 현상을 분석하기 위한 ATLAS와 같이, SMART 연구는 성능 및 안전 분석을 위한 종합

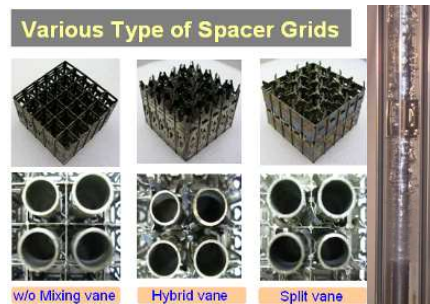


Fig. 13 CHF test with various grids

효과실험장치로써 VISTA를 건설하여 이용하고 있다. VISTA는 SMART와 높이가 동일하여 중력에 대한 열수력 효과를 보다 정확히 분석 가능하다.<sup>(17)</sup>

또한 SMART와 같은 중소형 원자로에서 특징적으로 나타날 수 있는 열수력 현상을 분석하기 위한 개별 효과 실험도 진행 중에 있다. 구체적으로 SMART내 핵연료봉의 CHF 측정, 질소 가스를 포함한 임계유동(Critical Flow) 분석, 증기 발생기 내 유동의 불안정성 분석, 노심 내 유동 분포, 그리고 제어봉에 따른 열출력 변화 등 다양한 실험을 수행 중에 있다.

2.2.5 열수력의 기초 분야에 대한 연구

핵연료 개발을 위하여 핵연료 봉에 대한 열수력 실험으로 PWR 및 SMART 등 다양한 유동 조건에서의 CHF 측정 실험이 이루어졌다.<sup>(18)</sup>

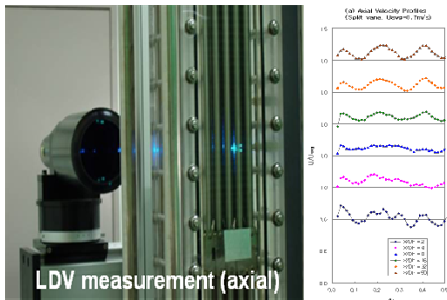


Fig. 14 LDV experimental facility and flow structure

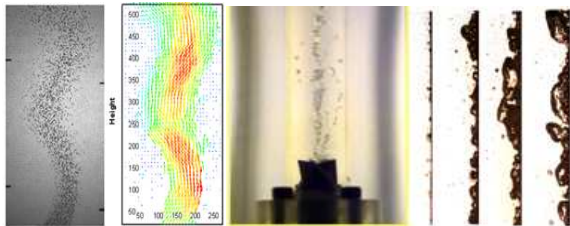


Fig. 15 Visual experiment using bubble column

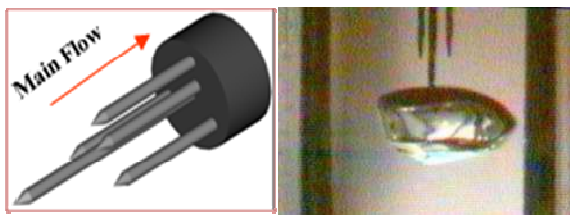


Fig. 16 Measurement of bubble behavior using conductivity probe

또한 CHF 증진을 위한 연구도 수행 중인데, mixing vane 이라든가 grid 의 구조가 연료봉으로부터 물로의 열전달에 미치는 영향에 대한 연구가 수행되었다.

노심 내 연료봉 사이의 부수로 내 국부 영역의 난류 특성을 파악하기 위한 연구가 수행되었다. LDV 기법 등을 적용하여 유동 구조를 분석하고 이를 통해 최적화된 연료 설계를 하는 연구가 진행되고 있다.<sup>(19)</sup>

그리고 유동을 가시화 해서 기포의 거동을 분석하고 메커니즘 규명 및 모델 개발을 위한 연구도 수행되었다. Fig. 15 는 bubble column 실험과 CHF 발생 시 시간에 따른 기포 거동을 분석하는 실험을 보여준다.

또한 계측 장치 개발로써 기포의 거동을 분석하기 위한 계측 장치를 개발하였다. Fig. 16 의 전기 탐침 계측 장비는 기포가 지나갈 때, 전기 신호를 분석하여 기포 크기나 속도 등을 계측할 수 있는 장치이다. 이를 이용하여 채널 내 유동 구조를 분석 가

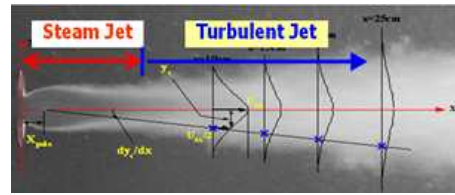


Fig. 17 Steam jet experiment in pool

능하다.<sup>(20)</sup>

그 외 정지 상태의 물(pool) 에서 분사되는 증기의 응축되는 정도와 유동 구조를 파악하기 위한 연구 등 다양한 열수력 연구도 수행되고 있다.

### 2.3 국내 대학 열수력 실험 연구 현황

국내에서 원자력 관련 학과를 설치하고 있는 학교는 서울대학교, 한양대학교, 경희대학교, 한국과학기술원, 조선대학교, 제주대학교 등 6 개 대학이다. 이들 학교의 대부분에 열수력 관련 연구실이 운영 중에 있고, 이 외에 포항공과대학교, 한동대학교 등에서도 원자력 열수력 관련 연구들이 진행 중에 있다. 이들 연구실 가운데 가장 활발하게 연구활동이 진행되고 있는 몇몇 연구실을 중심으로 현황을 기술하고자 한다.

이들 국내 대학에서는 연구기관과 마찬가지로 실제적 해석 기술에 적용하기 위한 연구도 진행되어 왔지만 대학기관이라는 역할에 맞도록 열수력 현상에 대한 메커니즘 등 보다 학문적인 연구를 수행하였다. 특히, 기포의 생성, 성장 메커니즘, 임계열유속 메커니즘, 벽면 응축 메커니즘 등 원자력시스템 사고 시 중요하게 다루어지는 이상유동의 주요 메커니즘 규명에 관하여 학문적인 접근을 다루었다. 이러한 기초 학문적 연구뿐 아니라 연구기관과 함께 3, 3+세대, 4 세대 원자력시스템에서 현안으로 등장하는 실제적인 문제에도 많은 관심을 기울이고 있다. 서울대학교, 포항공과대학교, 한국과학기술원, 경희대학교, 한동대학교의 열수력 연구 현황을 소개하고자 한다.

#### 2.3.1 서울대학교

서울대학교 원자핵공학과 열수력 연구실에서는 국내 원자력 열수력 실험 연구의 최대 현안 사항으로 여겨지는 3, 3+세대 및 4 세대 원자로와 관련된 열수력 현상에 대한 해석 기술을 뒷받침하기 위해서 다양한 실험 및 해석 연구를 수행하여 왔다. 크게 다음의 4 개의 연구 분야로 나눌 수 있다. 3, 3+세대 경수로와 관련하여 이상 유동 내 각 상의 거동을 분





Fig. 18 Micro-thermocouple

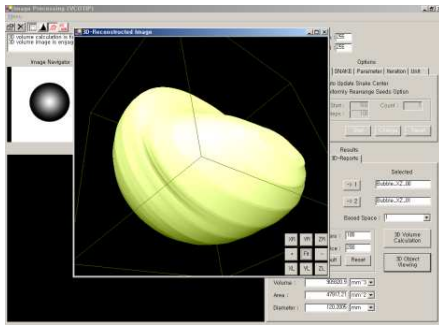


Fig. 19 Image processing technique

석하는 연구, 안전계통의 최적화 연구, 소형 일체형 원자로 개발을 위한 연구를 수행하고 있다. 그리고 4 세대 원자로 및 핵융합로와 관련한 열수력 실험 및 해석 연구를 수행하고 있다.

이상 유동 내 각 상의 거동 분석 연구로써 가압 경수로의 사고 시 비등으로 인한 이상 유동을 모사하였다. 사고 시 발생하는 기포는 핵연료봉으로부터 냉각재로의 열전달률을 감소 시키고, 시스템의 불안정성을 증가시켜 대형 사고를 초래하게 된다. 따라서 이러한 기포의 거동에 대한 분석은 열전달 시스템의 설계 및 안전성 증진을 위해 필수적이다. 따라서 이상유동 현상을 분석하기 위한 기초 연구로써 기포의 거동을 분석하기 위한 다양한 실험 및 해석 연구가 수행되어 왔다. 기포의 거동을 분석하기 위해서 비등이 발생하는 유로 내의 기포 변수 측정에 적합한 이중 전기 탐침법, 그리고 국부적 물 속도 측정에 적용될 수 있는 피토판 측정법에 관한 연구 개발을 하였고, 이와 같은 측정법을 이용하여 기포 및 물의 국부 속도 분포 그리고 국부적 기공률 분포를 측정하였다.

또한 물 속에서 기포의 응축 현상을 분석하기 위해 채널 내 물의 국부 온도를 측정하는 micro-thermocouple 을 개발하였고,<sup>(21)</sup> 실험에서 얻어진 기포 이미지를 바탕으로 기포의 크기 및 형태를 분석할 수 있는 image processing technique 를 개발하였다.<sup>(22)</sup> 이와 같이 개발된 계측 및 분석법을 이용하여 물과 기포 각 상의 거동을 분석할 수 있었고, 이상 유동 현상을 분석할 수 있는 코드에 적용 가능한 주요 상 관식을 실험적으로 구할 수 있었다. Fig. 18 과 Fig. 19 는 각각 micro-thermocouple 과 image processing technique 을 보

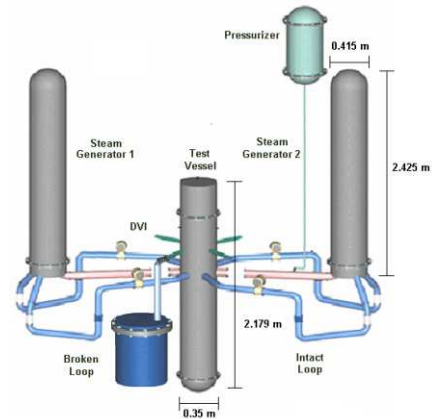


Fig. 20 SNUF facility

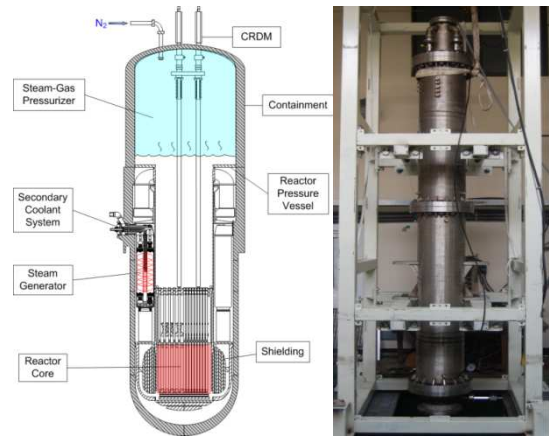


Fig. 21 REX-10 facility in SNU

여준다. 그리고 CFD 로 기포의 거동을 분석하기 위한 연구도 이루어지고 있다.

또한 3+세대 원자로와 관련하여 안전계통의 선진화 및 최적화를 위한 연구를 수행해 왔다. 원자력발전소는 사고 발생 시 원자로를 냉각시키기 위해 여러 안전계통으로부터 저온의 물이 주입되지만 원자로에서 발생하는 이상 유동이 저온의 물을 막아 원자로 냉각을 방해하는 현상이 나타난다. 따라서 사고 시 원자력발전소의 안전을 보장하기 위해 발전소 계통 전체를 종합적으로 고려할 수 있는 실험 및 해석 연구가 필요하다. 이를 위해 SNUF(Seoul National University Facility) 실험장치를 설치하여 이용하고 있다.<sup>(23)</sup>

SNUF 장치는 종합효과실험을 수행할 수 있는 국내 대학 유일의 실험장치인데, 현재 개발 중인 APR1400 을 길이 면에서 1/6.4, 면적에선 1/178 로 축소 시킨 실제 원자력발전소와 거의 유사한 장치이다. 이 실험장치를 이용하여 원자력발전소에서 발생하는 다양한 열수력 현상을 분석할 수 있다. 그 동안 이



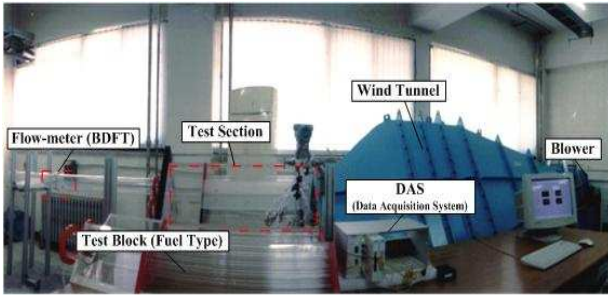


Fig. 22 Bypass flow facility in SNU

장치를 이용하여 LBLOCA 나 SBLOCA, 사고 시 냉각수의 자연 순환 현상 등에 대한 분석을 수행하였고, 최근에는 비상 노심 냉각수 우회를 최소화 시키기 위해 개발된 DVI 에 관한 실험 및 해석 연구를 수행 중이다.

또한 실험에서 얻어진 결과를 원자력발전소의 안전해석 코드로부터 얻어진 해석 결과와 비교함으로써 코드 개선을 위한 연구도 함께 이루어지고 있다.

또한 서울대학교 열수력 연구실에서는 소형 일체형 원자로 개발 연구로써 SMART 원자로와 유사한 소규모 지역 에너지 공급을 목적으로 하는 Fig. 21 과 같은 소형 일체형 원자로 REX-10 을 개발하기 위한 연구를 수행하고 있다.<sup>(24)</sup>

일체형 원자로로는 노심, 가압기, 증기발생기, 펌프 등의 주요 장치가 원자로 용기 내에 위치하게 되는데, 증기와 비응축성 가스로 이루어진 증기-가스 가압기의 열수력적 거동을 평가하는 것은 매우 중요한 연구 주제이다. 이 증기-가스 가압기 내에서 발생하는 주요 현상 중 하나가 벽면에서의 응축 열전달로서, 기존의 연구들이 0.45MPa 이하의 저압에 국한되었기 때문에 2.0MPa 에 이르는 고압에서 응축 열전달의 특성을 파악하기 위한 실험이 수행되었다. 뿐만 아니라 자연대류에 의한 노심냉각 능력을 검증하기 위하여, 길이 비를 보존한 실증 실험장치를 제작하여 자연대류 실험 연구를 수행 중이다. 또한 일체형 원자로의 안전해석과 거동평가를 위한 코드가 개발 중에 있다.

마지막으로 4 세대 원자로의 하나인 VHTR 에 관한 연구를 소개하고자 한다. 초고온 가스로는 노심의 특성 상 우회유량이 발생하는데 이는 유효 냉각유량의 손실을 야기할뿐더러 노심 내의 국부적인 온도 상승을 야기하여 노심의 건전성을 저해한다. 또한 노심 출구 냉각재 온도를 낮춤으로써 수소생산을 위한 냉각재 온도의 목표 달성을 저해한다. 따라서 초고온 가스 노심을 개발하는데 있어서 노심 우회



Fig. 23 Test section of fuel block

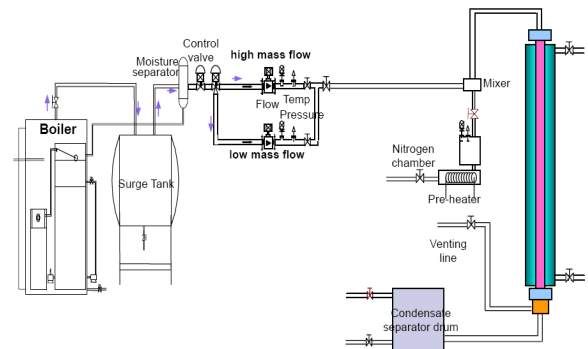


Fig. 24 Schematic diagram of experimental apparatus

유량을 최소화 하기 위한 방법론 개발이 요구된다. 이를 위해 블록형초고온가스로(PMR, Prismatic Modular Reactor)의 한 종류인 GT-MHR(Gas Turbine Modular Helium Reactor) 내 블록 사이의 간극에서 발생하는 우회유량 및 노심 내 유동 분포 특성을 실험적으로 평가하였다.<sup>(25)</sup> Fig. 22 와 Fig. 23 은 VHTR 의 우회 유량을 분석하기 위한 실험장치를 보여 준다.

또한 이에 대한 검증을 CFD 코드를 이용하여 수행하고 있다. 노심 내 수평 방향 간극 및 수직 방향 간극의 우회유량 증감에 대한 영향을 분석하고 유로에서 발생하는 압력 분포 분석을 통하여 노심 내 우회유량에 의한 유동 특성을 평가하고 있다.

### 2.3.2 포항공대

포항공대 기계공학과 이상유동 연구실에서는 원자로시스템에서 발생하는 비등 및 CHF, 응축에 관한 다양한 실험 및 해석 연구가 이루어져 왔다.

우선, 응축과 관련된 실험 연구를 소개하고자 한다. 최근 국내외적으로 개발중인 신형원자로에는 내재적인 안전성을 향상시키기 위한 방안으로 피동냉각방법을 널리 채용하고 있다. 국내에서 개발중인 SMART 도 역시 피동냉각방법을 사용하여 사고시의

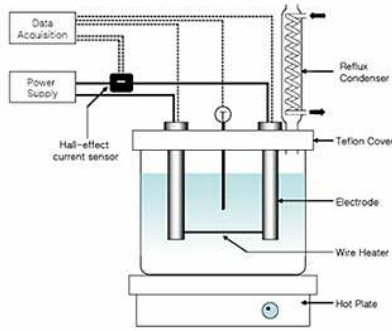


Fig. 25 Pool Boiling experimental facility

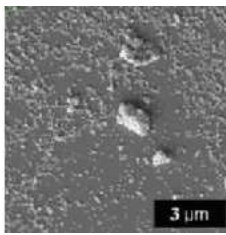


Fig. 26 Heating surface with nano particles

노심붕괴열을 제거하도록 하고 있다. 피동냉각계통의 열전달은 응축에 의하여 이루어지며, 비응축성 가스 존재시의 응축 열전달률은 냉각계통의 성능을 나타내기 때문에 원자로 안전성에 직접적인 영향을 준다.

SMART 연구로의 피동잔열제거계통에 있는 응축 열교환기의 열전달 특성을 파악하고 성능을 평가하고자 수직 응축관 내부에서의 증기 응축에 대한 비응축 가스의 영향에 대한 연구를 수행하였다.<sup>(26)</sup> Fig. 24는 응축관 실험 장치의 개략도를 보여준다.

또한 안전계통 최적화 연구도 수행하고 있다. APR1400은 재장전 수조를 격납용기 내부에 설치한 IRWST를 채택하고 있다. 이는 원자로 과압시 냉각재 계통에서 안전감압계통으로 방출되는 증기를 IRWST 내의 저온의 물과 직접 접촉, 응축시켜 격납용기가 설계압력 이상으로 가압되지 않도록 하는 기능을 수행한다.

냉각재 계통으로부터 IRWST로의 증기 방출 및 응축 현상에는 배관 내에 존재하는 물과 공기의 방출현상도 수반되어 일어난다. 이러한 현상 중에서 공기의 방출에 의해 형성된 대형 공기기포의 진동과 증기의 직접접촉 응축으로부터 발생하는 압력의 진동은 구조물의 안전성에 심각한 영향을 줄 수 있다는 것이 알려져 있다. 이러한 압력의 진동으로 인한 하중 자체는 문제가 되지 않을 수 있으나 그 진동수는 구조물과의 공진으로 인해 직접적인 피해를 줄

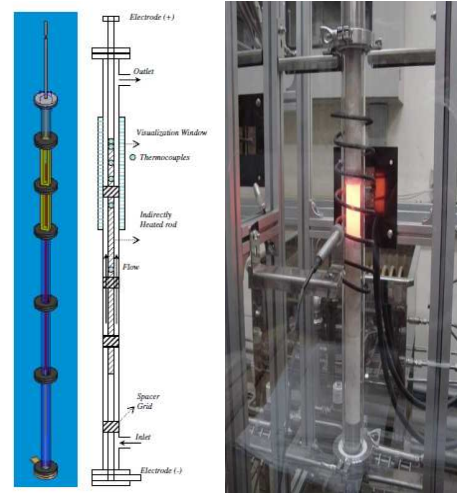


Fig. 27 CHF experimental facility

수 있으므로 기포의 진동과 증기의 응축으로부터 발생하는 압력진동의 진동수는 구조물에 대한 영향의 평가에 있어 중요한 의미를 갖는다. 따라서 이와 관련하여 증기의 직접 접촉응축과 공기기포의 진동현상을 관찰, 분석하고 그로부터 발생하는 압력진동의 특성을 파악하는 연구를 수행하였다.<sup>(27)</sup>

비등 및 임계열유속 연구를 소개하고자 한다. 원자로에서 핵연료봉으로부터 나오는 열을 빠르게 제거해 주지 못하면 핵연료봉의 파손으로 사고가 발생할 수 있다. 따라서 CHF를 설정하여 열 출력이 이를 넘지 못하도록 제한하고 있다. CHF를 증가시키면 출력을 보다 증가시킬 수 있고, 전기생산의 효율성을 증가시킬 수 있다. CHF를 증가시키기 위해 작동 유체로써 나노 유체를 이용하여 나노 입자가 열전달 증진에 미치는 영향을 파악하는 연구를 수행하고 있다.<sup>(28)</sup> Fig. 25는 CHF를 측정하기 위한 pool boiling 실험장치를 보여주고, Fig. 26은 나노 입자가 가열 표면에 미치는 영향을 분석하기 위한 이미지를 보여 준다.

### 2.3.3 KAIST

KAIST 원자력 및 양자공학과와 원자력 안전 연구실에서는 CHF와 관련된 연구가 집중적으로 이루어지고 있다. CHF 측정을 위해 작동 유체로써 물 뿐만 아니라 R-134a와 같은 냉매를 사용하여 다양하게 이루어졌다. 기존 열수력 실험들은 대부분 냉매로 물을 사용하였으나 물의 높은 임계압력과 기화열로 인하여 실험 수행에 많은 비용과 시간이 소요되지만 냉매를 이용할 경우 낮은 임계압력과 기화열을 가지면서도 물의 비등 현상을 적절하게 모사할 수

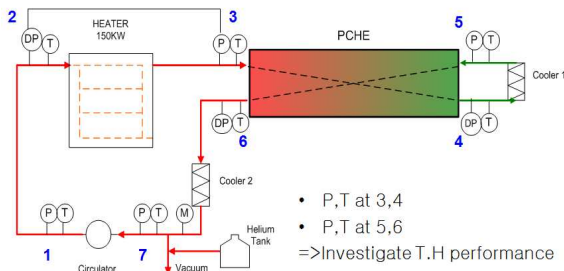


Fig. 28 Schematic diagram of PCHE facility

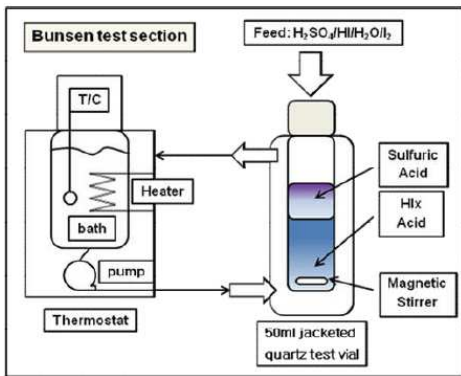


Fig. 29 Apparatus used for liquid-liquid phase separation test

있기 때문에 이를 이용하여 물로 확인하기 힘든 고온 조건의 현상을 규명할 수 있다. CHF에 대한 광범위한 실험으로부터 얻어진 데이터를 이용하여 CHF database를 구축하였고, 이는 AECL lookup table과 RELAP/TRAC에 적용되었다. 그리고 CHF 현상이 발생하는 메커니즘 및 현상 규명을 위한 연구를 수행하고 다양한 유동 상태에서의 CHF 모델을 개발하였다. Fig. 27은 CHF를 측정하기 위한 실험장치를 보여준다.

또한 핵연료봉에서 CHF를 증진시킬 수 있는 다양한 방법을 개발하였다. 그 한 예로 가압 경수로용 핵연료의 구성품 중의 하나인 혼합 날개의 성능을 연구함으로써 핵연료의 열전달 증가 및 임계열유속 증진을 통하여 핵연료의 열적 성능을 향상시키는 연구를 수행하였다.<sup>(29)</sup> 또한 원형관 속에 설치된 비틀림 테이프에 의해 발생하는 회전 유동이 임계열유속 증진에 미치는 영향을 파악하고 비틀림의 비를 최적화 하기 위한 연구도 수행되었다.<sup>(30)</sup>

한편 KAIST 원자력 및 양자공학과와 원자력/수소 시스템 연구실에서는 4세대 원자로의 하나인 VHTR의 개발을 위한 연구가 활발히 진행되고 있다. 특히, 열교환기의 성능 개선과 수소 생산의 최적화를 위한 열수력 연구에 초점이 맞춰져 있다. VHTR

의 개발에 있어 고온에서의 열을 전달하는 열교환기는 900°C 이상에서 구조적인 견고함과 안정성을 유지해야 하는데, 이는 높은 열전달 효율과 정교함이 요구된다. 이를 위해 KAIST의 helium test loop 실험장치를 이용하여 최근 각광을 받고 있는 인쇄형 열교환기인 PCHE(printed circuit heat exchanger)의 열수력 성능 실험을 수행하고 있고, Helium VHTR에 그 적용성을 평가하기 위한 연구가 진행 중에 있다. PCHE에 대한 실험장치의 개략도는 아래와 같다.<sup>(31)</sup>

또한 원자로의 고온에서 발생하는 열을 이용한 수소 생산에 관한 연구로는 열화학적 SI공정에 대한 연구를 수행하고 있다. 특히, 요오드화 수소의 농축과 분해에 대한 실험 및 분젠 반응의 최적화에 대한 실험이 진행 중이다. 기존의 요오드화 황산 공정은 재료의 건전성과 열 효율 면에서 한계를 지닌다. 고온 고압 상태에서 요오드화 수소와 황산은 재료의 부식시킴으로 건전성에 심각한 영향을 미치고, 공비라는 화학적 제약은 효율 향상을 저해한다. 이에 반응 조건의 최적화를 통해 화학적 제약을 극복함으로써 기존의 고온 고압 공정을 저압 고온 공정으로 수정하여 재료의 문제와 효율의 문제를 동시에 해결할 수 있다. 현재 KAIST는 이를 뒷받침하기 위한 실험을 진행 중이다. SI공정 중 최적화의 시작점이 되는 분젠 실험장치는 Fig. 29와 같다.<sup>(32)</sup>

### 2.3.4 경희대학교

경희대학교 원자력공학과 열유체 실험실에서는 원자력발전소의 설계, 건설, 운전 및 안전과 관련된 원자력발전소계통의 열수력학적 특성을 실증실험과 수치해석을 통해 분석하고 있다. 현재, 증기발생기 유동유발진동에 관한 연구, 안전주입 계통 열전달 완충판의 유동유발진동 연구, 증기발생기 내의 열성층 실험 연구, CANDU의 액체영역제어 계통에 불안정 현상 규명 및 개선책에 관한 연구 등에 관한 해석 및 실증실험을 수행 중에 있다.

### 2.3.5 한동대학교

한동대학교 기계제어시스템공학부의 전자 열유체 실험실에서는 금속 산화물 입자가 섞인 나노유체는 열전도율을 획기적으로 증진시킬 수 있음에 착안하여 나노유체를 이용한 핵비등 영역에서의 열전달 능력을 평가하고 히터 표면에서 생성되는 기포의 움직임 분석하는 연구가 수행되었다. 나노유체를 사용



하여 폴리등에서의 CHF 가 물보다 무려 140% 이상 증가한 것을 확인하였다.<sup>(33)</sup>

또한 경수로와 더불어 우리 나라에 있는 4 기의 캐나다형 중수로(CANDU)의 안전성을 평가하고 열수력 모델을 개선하기 위한 연구를 수행하였다. CANDU 원자로는 기존 경수로와 구조가 상이하여 칼란드리아 및 헤더관 등에서 경수로와 차별된 수평 형태를 이루고 있어 냉각재의 거동 및 사고 해석 시 기존 경수로용 해석 코드를 그대로 적용하는 데 한계가 있다. 또한 헤더관내에서의 방출(off-take) 현상과 칼란드리아 내의 열유동장 해석을 위한 실증실험을 수행하였다. 이를 위하여 월성 2,3,4 호기를 원형으로 개별현상에 대한 실험장치를 제작하고, 실험데이터를 획득하였다. 실험장치 설계를 위한 축소화해석 방법론을 개발하였으며, 실험자료를 토대로 기존 실험결과 및 상관식을 평가, 분석하여 개선된 상관식 및 모델을 개발하였다.

### 3. 국내 열수력 실험 연구의 미래

지금까지 현재 국내에서 원자력 열수력 실험 연구의 현안이 무엇인지, 국내의 연구 기관과 대학에서 어떠한 실험 연구가 수행되고 있는 지 살펴보았다. 이를 바탕으로 하여 국내 열수력 실험 연구가 나아가 갈 방향을 생각해보고자 한다.

열수력 실험 연구는 그 자체로도 상당한 의미를 가지고 있지만 원자력시스템 분석에 있어서 전산해석 코드와 깊은 연관성을 가진다. 현재 한국의 원자력 기술은 95% 이상 자립화 되었지만 핵심 기술의 미 자립화로 인해 수출에 어려움을 겪고 있다. 그 가운데 하나가 국산 설계 코드의 부재이다. 이를 해결하기 위해 현재 지식경제부와 (주)한국수력원자력을 중심으로 국산 열수력 안전해석 코드 SPACE 를 개발 중에 있다. SPACE 코드는 3 차원, 이상 유동에 대해서 해석할 수 있는 안전해석 코드인데 이상유동에 대해서 기체, 연속 액체, 액적의 3 fields 로 해석을 한다. 또한 기존의 다른 코드들과 차별되는 수치해석 방법론이나 상관식들을 가지고 있다.<sup>(34)</sup>

SPACE 코드 개발 이후, 코드 검증을 위한 실험적 지원이 필수적이다. 열수력 기본문제뿐만 아니라 원자로에서 발생할 수 있는 다양한 열수력 현상에 대한 실험 자료를 생성하므로 이를 지원해야 할 것이다. 또한 VHTR 을 분석하기 위해서 GAMMA 코드가 개발 중에 있다.<sup>(35)</sup> GAMMA 코드를 사용하여 hot

spot 해석, 우회유량 예측, 노심유량 최적화 및 사고 해석에 관한 작업이 수행될 것이다. 이를 뒷받침하기 위하여 노심 우회유량 실험이나 자연대류 및 혼합대류 실험들이 폭넓게 수행되어야 할 것이다.

국내에는 세계적인 종합효과실험 장치인 ATLAS 가 있다. ATLAS 를 사용한 APR1400 의 다양한 열수력 현상에 대한 실험들이 수행되어야 할 뿐 아니라 서울대학교에서 보유하고 있는 SNUF 와 같은 종합효과실험 장치를 통한 ATLAS 실험의 검증 실험이 함께 수행되어야 할 것이다. 이와 같이 ATLAS 와 SNUF 와 같은 실제 원자로에 대하여 축소된 실험장치를 이용한 연계 연구는 실제 원자로의 열수력 현상 분석에 매우 유용할 것이다.

또한 대학에서는 원자력시스템의 현안으로 등장하는 문제들뿐 아니라 학문적 가치가 있는 실험적 연구가 동시에 진행되어야 할 것이다. 새로운 열수력 계측 방법론의 개발, digital image processing 을 사용한 분석법, 축소해석 방법론의 개발 등이 이에 속할 것이다. 원자력시스템의 효율을 증가시키기 위해서 임계열유속의 증가시키기 위한 방안을 찾기 위한 다양한 실험도 지속적으로 진행되어야 할 것이다.

그리고 원자력시스템은 전기를 생산하는 고전적인 방법에서 벗어나 수소 생산이나 담수화 등으로 그 활용이 증가되고 있는 시점에서 이후 원자력시스템이 나아가야 할 방안을 제시하는 것도 대학의 역할이라 하겠다. 서울대학교에서는 선박용 원자로에 관한 연구를 진행 중에 있다. 국내뿐 아니라 국제적으로도 선박용 원자로에 대한 연구는 부족한 상태이며 상하진동 및 좌우진동 등의 고정된 원자로와는 다른 특성을 가진다는 면에서 열수력 연구의 가치가 있다. 이와 같은 해상환경에 관한 열수력 코드 개발과 다양한 실험을 수행하므로 선박용 원자로에 대한 우리의 원천기술을 소유할 수 있는 가치 있는 연구라 사료된다. 또한 납 냉각재를 사용하는 BORIS(Battery Optimized Reactor Integral System)도 제안되었다.<sup>(36)</sup> 이는 납을 사용한 자연대류가 주 냉각방식이므로 이에 대한 검증 실험이 수행되어야 할 것이다. 그리고 미래 에너지 원으로 고려되는 핵융합로의 열전달 문제에 대해서도 지속적인 연구가 필요하다. 효율적인 열역학 시스템을 구성하고, 효율적인 열전달을 위한 블랭킷 설계에도 매진해야 할 것이다. KAIST 에서는 BK21 사업단을 구성하는 등 수소생산원자로에 관한 관심이 크다. 앞에서도 기술하였듯이 수소 생산 원자로의 경우 예상되는 열수력 현안들이 많으므로 이

를 통한 학문적인 차원에서의 접근이 필요할 것으로 사료된다.

이와 같이 연구기관과 대학은 각각의 역할을 다해야 함과 동시에 서로 유기적인 관계를 통해 협력관계를 유지하며 발전시켜 나가는 것 또한 중요하다 하겠다. 현안에 충실하고 보다 실제적인 연구를 수행하는 연구기관을 대학은 학문적 지식과 근본적인 연구를 통해 지원해야 하고, 대학에서 제시하는 미래형 원자력의 개념 등에 대해 현장에서의 경험을 통해 연구기관은 조언을 아끼지 말아야 할 것이다.

30년이란 원자력발전소 운영기간만큼 열수력 실험 분야에 있어서도 큰 발전을 가져왔다. 그만큼 국내에도 해외에 못지않은 훌륭한 실험자료들이 존재하고 있으나 그 활용은 아직 부족한 상황이다. 좀더 효과적인 활용을 위해서 국내 실험자료의 데이터베이스 구축하는 일도 필요하다.

지금까지 원자력 열수력 연구는 경수로에 많이 치우쳐 있었고, 코드 개발에 있어서도 lumped 모델에 기반을 둔 시스템 코드에 머물러 있다. 하지만 새로운 유체를 사용하고, 복잡한 구조를 가진 원자력의 등장과 컴퓨터 성능을 발전으로 시스템 코드 개념을 벗어나 다중스케일 개념의 전산해석으로 발전시켜가고 있고 열전달 및 임계열유속 향상을 위해서 나노 열전달을 고려하고 있는 상황에서 그에 관한 전산해석 및 실험에 관한 많은 경험을 가지고 있는 기계공학과의 유체공학 및 열공학 전문가들과의 협력도 중요하다.

#### 4. 결 어

세계적인 기후변화와 유가의 상승으로 원자력 에너지는 새로운 도약의 기회를 맞이하고 있다. 이에 발맞추어 국내 원자력 산업은 3+세대, 4세대 원자력 시스템을 개발하며 그 필요에 대비하고 있다. 새로운 원자력시스템의 등장으로 그에 따른 열수력 안전 설비 등이 등장하고 이에 대한 열수력 실험 연구들이 현재 진행되고 있다.

본 논문은 3세대, 3+세대와 4세대 원자력시스템을 중심으로 현안으로 부각되고 있는 열수력 현상들이 무엇인지 살펴보았다. 새로운 원자력시스템은 안전성 향상을 위해서 자연대류 등을 이용한 피동개념을 채택하고 있으므로 그에 대한 열수력 실험 연구, 복잡한 구조에 대한 열유동 해석, 새로운 유체에 대한 실험, 새로운 운전조건에 대한 실험이 주를 이룬다.

이러한 열수력 현안들을 규명하기 위해서 KAERI 등 연구기관과 서울대학교 등 대학에서 ATLAS 나 SNUF 와 같은 종합효과실험장치 및 여러 가지 개별 효과실험장치 등을 통해 활발한 실험 연구가 수행되고 있다.

향후 국내 실험 연구는 국산 안전해석 코드로 개발 중인 SPACE 나 VHTR 분석용 코드 GAMMA 를 지원하기 위한 방대한 실험을 수행해나가야 할 것이다. 또한 연구소 및 국내 각 대학은 각각의 역할을 수행함과 동시에 체계적인 연계, 그리고 타 과와의 상호 교류 및 협동 연구를 통해 수행된 실험에 대한 적극적인 활용을 할 수 있는 시스템을 구축하여야 할 것이다.

#### 참고문헌

- (1) Korea Atomic Industrial Forum, 2008, Nuclear Energy Annual Report.
- (2) Chang, M. H., et al., 1999, "SMART-an Advanced Small Integral PWR for Nuclear Desalination and Power Generation," Proc. Of Global '99-International Conference on Future Nuclear System, Jackson Hole, Wyoming, U.S.A., Aug. 29-Sept. 3.
- (3) Song, C. H., et al., 2007, "Thermal-Hydraulic Tests and Analyses for the APR1400's Development and Licensing," *Nuclear Eng. & Technol.*, 39, pp. 299-312.
- (4) Chung, Y. J., et al., 2009, "Validation of the TASS/SMR and MARS Codes for a Natural Circulation Experiment at the VISTA Facility," *Nuclear Technology*, 165, pp. 32-42.
- (5) Tim Abram, et al., 2008, "Generation-IV Nuclear Power : A Review of the State of the Science," *Energy Policy*, 36, pp. 4323-4330.
- (6) Eoh, J. H., et al., 2008, "Feasibility Study on the Design Options to Prevent the PDRC Loop Sodium Freezing in KALIMER-600," Trans. KNS Spring Mtg., KyeongJu, Korea, May 28-30.
- (7) Lee, T. H., et al, 2009, "Development of Passive Decay Heat Removal System PDRC," The 24<sup>th</sup> KAIF/KNS Annual Conf., April 8-10.
- (8) Kim, Y. G., et al., 2007, "Recent Development of the Inter-Assembly Flow Analysis Tools for SFR Core Thermal Hydraulics," Trans. KNS Spring Mtg., Jeju, Korea, May 10-11.

- (9) Chang, J., et al., 2007, "A Study of Nuclear Hydrogen Production Demonstration Plant," *Nuclear Eng. & Technol.*, 39, pp. 111~122.
- (10) Burchell, T.D., et al., 1994, "The Effect of Neutron Irradiation on the Structure and Properties of Carbon-Carbon Composite Materials," *J. Nuclear Materials*, 191-194, pp.295~299.
- (11) Lee, W.J., et al., 2003, "Development of MARS-GCR for Gas-Cooled Reactor Analysis-Incorporation of Gas Properties," The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Seoul, Korea, October 5-9.
- (12) Kim, H. R., et al., 2008, "Heat Transfer to Supercritical Pressure Carbon Dioxide Flowing Upward through Tubes and a Narrow Annulus Passage," *Nuclear Energy*, 50, pp. 518~525.
- (13) Lee, D. W., et al., 2006, "Current Status and R & D Plan on ITER TBMs of Korea," *Journal of the Korean Physical Society*, 49, pp. S340~S344.
- (14) Park, H. S., 2008, "Characterization Tests on the SIT Injection Capability of the ATLAS for an APR1400 Simulation," *J. Energy Engineering*, 17, pp. 67~76.
- (15) Kwon, T. S., et al., 2009, "Advanced DVI for ECC Direct Bypass Mitigation," *Nuclear Eng. & Design.*, 239, pp. 1095~1102.
- (16) Yun, B. J., 2008, "Downcomer Boiling Phenomena During the Reflood Phase of a Large-Break LOCA for the APR1400," *Nuclear Eng. & Design.*, 238, pp. 2064~2074.
- (17) Chung, M. K., 2004, "Experimental Study on Design Verification of New Concept for Integral Reactor Safety System," *KSME*, pp. 2053~2058.
- (18) Moon, S. K., et al., 2005, "An Experimental Study on the Critical Heat Flux for Low Flow of Water in a Non-Uniformly Heated Vertical Rod Bundle over a Wide Range of Pressure Conditions," *Nuclear Eng. & Design.*, 235, pp. 2295~2309.
- (19) Chang, S. K., et al., 2008, "Phenomenological Investigations on the Turbulent Flow Structures in a Rod Bundle Array with Mixing Devices," *Nuclear Eng. & Design.*, 238, pp. 600~209.
- (20) Euh, D. J., et al., 2001, "Development of the Five-Sensor Conductivity Probe Method for the Measurement of the Interfacial Area Concentration," *Nuclear Eng. & Design.*, 205, pp. 35~51.
- (21) Kim, S. J., et al., 2007, "Development of Algorithm to Measure Temperatures of Liquid/Gas Phases Using Micro-Thermocouple and Experiment with Optical Chopper," *J. Mechanical Science and Technology*, 21, pp. 184~195.
- (22) Kim, S. J., et al., 2004, "Development of Two-Directional Image Processing Algorithm to Measure Bubble Size and Volume in Two-phase Flow," Proceedings of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Yongpyong, October.
- (23) Lee, K. H., et al., 2008, "An Integral Loop Test and MARS Code Analysis for a DVI Line Break LOCA in the APR1400," *Nuclear Eng. & Design.*, 238, pp. 3336~3347.
- (24) Lee, Y. G., et al., 2008, "Condensation Heat Transfer in the Presence of Noncondensable Gas at High Pressure," HEAT 2008, Bialystok, Poland, June 30-July 3.
- (25) Yoon, S. J., et al., 2007, "Experimental Evaluation of the Bypass Flow in the VHTR Core," SMiRT-19, Toronto, Canada, Aug. 12-17.
- (26) Lee, K. Y., et al., 2008, "Experimental and Empirical Study of Steam Condensation Heat Transfer with a Noncondensable Gas in a Small-Diameter Vertical Tube," *Nuclear Eng. & Design.*, 238, pp. 207~216.
- (27) Lee, Y. Y., 2001, "An Experimental Study on the Direct Contact Condensation in IRWST," Ms. Thesis, Pohang University of Science and Technology, Korea.
- (28) Kim, H. D., et al., 2007, "Experimental Studies on CHF Characteristics of Nano-Fluids at Pool Boiling," *Int. J. Multiphase Flow*, 33, pp. 691~706.
- (29) Shin, B. S., et al., 2009, "CHF Experiment and CFD Analysis in a 2×3 Rod Bundle with Mixing Vane," *Nuclear Eng. & Design.*, 239, pp. 899~912.
- (30) Park, J. H., 2008, "A Study on the Effect of the Twisted Tape on CHF Enhancement in a Circular Tube with R-134a," Ms. Thesis, Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea.
- (31) Kim, I. H., et al., 2008, "Thermal-Hydraulic Performance of the Printed Circuit Heat Exchanger in a Helium Test Loop," Proc. of Nthas 6 of proceedings, N6P1081, Okinawa, Japan.



- (32) Yoon, H. J., et al., 2009, "Experimental Studies of an Optimal Operating Condition for the Bunsen Process in the I-S Thermochemical Cycle," Proc. of ICAPP 09, Paper 9417, Tokyo, Japan, May 10-14.
- (33) Shin Yoo, 2008, Experimental Analysis of Heat Transfer Characteristics for TiO<sub>2</sub> Nanofluid," Ms. Thesis, Handong Global University, Korea.
- (34) Lee, S. Y., et al., 2008, "Status and Perspective of the Hydraulic Solver Development for SPACE Code," KNS, Gyeongju, Korea, May 29-30.
- (35) Lim, H. S. and No, H. C., 2006, "GAMMA Multidimensional Multicomponent Mixture Analysis to Predict Air Ingress Phenomena in an HTGR," *Nuclear Sci. & Eng.*, 152, No. 1, pp. 1~11.
- (36) Hwang, J. S., et al., 2007, "Computational Analysis of Battery Optimized Reactor Integral System," ICENES, TÜRKIYE, İstanbul, June 3-8.

저 자 소 개



#### 박 군 철

1983년 미국 R.P.I.에서 박사 학위를 취득하였고, 1983년 8월에 서울대학교 원자핵공학과에 부임하여 2009년 6월 현재 정교수로 근무하고 있다.

현재 한국원자력학회의 수석부회장을 역임하고 있고, 정부 원자력 안전위원회 위원으로 활동하고 있다. 주요 연구 분야는 이상 유동 열 전달에 대한 실험 및 해석, 소형 원자로 설계 및 성능 분석, 원자력 발전소 계통 안전 분석, 차세대 원자로 성능 분석 등이다.

[parkgc@snu.ac.kr](mailto:parkgc@snu.ac.kr)



#### 전 지 한

2002년 서울대학교에서 박사 학위를 취득하였고, 2002년부터 중국연변과학기술대학 재료기계 자동화공학부에서 교수로 재직하였으며 2007년부터 현재까지 서울대학교 BK21 에너지

인력양성사업단 연구 교수로 재직중이다. 주요 연구 분야는 원자력 열수력 전산해석 코드 개발 등이다.

[jhchun@snu.ac.kr](mailto:jhchun@snu.ac.kr)