

《특집해설》

## 핵연료 개발을 위한 국내 열유동 시험기술 개발 현황

정 문 기  
(한국원자력연구소)

### I. 머릿말

원자력 발전기술 중에서 핵심기술인 핵연료기술은 대부분 외국 설계코드의 도입·활용 등 소위 Software 기술을 도입하여 국산화시켰다. 그러나 핵연료 기술의 완전한 국산화를 위해서는 설계코드의 검증과 개선을 위한 실험자료와 핵연료 성능을 검증할 수 있는 시설 및 Hardware 기술도 확보되어야 한다.

한국원자력연구소는 핵연료사업에 필요한 열유동 실험장치와 시험기술을 꾸준히 개발하여 왔다. 국산 기술에 의해 설계·제조된 핵연료집합체의 노외실증 시험을 위하여, 1983년에 CANDU 형 핵연료시험용 고온·고압 유체시험시설인 CANDU-Hot Test Loop을 준공하였고[1], 1990년도에는 PWR형 핵연료시험용 PWR-Hot Test Loop을 설치완료하였다[2]. 아울러 고온·고압에서 운전되는 시설외에 상온·상압에서 실험가능한 Cold Test Loop-I 과 Cold Test Loop-II 를 설계·제작하여 PWR 핵연료, CANDU 핵연료, KMRR 핵연료개발에 필요한 각종 열유체실험을 수행하였다[3]. 또한 실험에 필요한 첨단 측정기술을 개발하여 핵연료관련 실험 뿐만 아니라 실험원자로 개발이나 원자력 안전성 열유동실험에 활용하고 있다. 본 해설에서는 한국원자력연구소 열유동연구실이 보유하고 있는 핵연료개발과 관련된 열유동 시험장치와 시험기술을 중심으로 현황을 소개하고자 한다.

### II. 핵연료 열유동시험장치

#### 1. PWR-Hot Test Loop 장치

PWR-Hot Test Loop는 Fullsize PWR 핵연료집합체에 대한 노외실증시험장치로서 실제 원자로의 운전조건, 즉 온도, 압력, 유량 및 수질 등을 모의하여 핵연료집합체와 각 구성 부품에 대한 압력강하시험 및 장기간 운전이 요구되는 마모마손 시험을 수행할 수 있다. 이 장치의 성능은 다음과 같다.

- 운전압력 160 기압
- 운전온도 330℃
- 운전유량 100kg/s
- 순환용수 De-Ionized Water

이 장치는 기본적으로 그림 1에 나타난 바와 같이 용수순환펌프, 수직시험용기, 열교환기, Loop 가열기 및 가압기 등으로 구성된 주 Loop 제통과 보조제통인 용수 Makeup/수질처리제통 및 용수 Bleed 채취제통으로 구성되어 있다. 주 Loop 제통에는 고온·고압의 용수가 순환하고 보조제통에서는 상온·상압의 용수가 흐르게 되어 있다. 주 Loop의 순환펌프에서 배출된 용수는 유량측정용 오리피스를 거쳐 핵연료집합체가 장전된 수직시험용기, 수평으로 설치된 Loop 가열기를 지나 순환펌프로 되돌아 온다. Loop 압력은 가압기에 설치된 전기 가열봉에 공급되는 전력을 SCR로 조절하여 가압기내에 있는 유체의 포화온도를 변화시키므로써 제어된다.

Loop 용수의 온도설정에 쓰이는 가열기에는 출력 20 kW의 전기가열봉이 12개 삽입되어 있으며 모든 가열봉은 SCR로부터 전력을 공급받는다. 가열기 출력을 자동제어하기 위한 Loop 용수온도 측정에는 시험부 입구측 배관에 설치된 J-type 열전대가 사용되고 있다. 순환펌프는 7 Vane Impeller, 저수두, 대용량인 원심펌프이며 일정한 펌프모터 회전속도를 클러치 방식을 이용한 유압식 무단변속기를 사용하고 펌프속도를 300~1800 rpm으로 제어하여 Loop의 유량을 조절하게 되어 있다. 열교환기에는 재생열교환기, 냉각열교환기 및 Bleed 열교환기가 설치되어 있는데 재생열교환기의 목적은 펌프 및 배관계통에서의 열충격을 최소화하기 위해 Loop내로 주입되는 용수를 예열하고 Loop 가열기의 가열효율을 높이는 것

이다. 냉각열교환기는 Loop 온도제어에 필요한 냉각에도 이용된다.

시험용기는 양단에 Grayloc Flange를 가진 16인치 Sch.140 배관으로 ASTM A-312에 따른 재료로 제작되어 있다. 시험용기 내부는 핵연료집합체를 장전하기 위한 사각 Duct형 시험부가 설치된다. 시험용기 내부의 시험부 구조는 핵연료집합체의 형식, 크기 및 원자로 노심구조에 따라 달라지므로 시험대상 핵연료집합체에 적합하도록 그 내부 구조물이 제작된다. Loop 용수는 시험부 내부를 흐르게 되어 있으며 핵연료집합체의 압력강하는 시험부 벽에 설치된 28개 압력측정용 탭에 의해 측정된다[4].

이 장치는 현재 개발이 추진되고 있는 Debris Resistance~Bottom End Piece 및 혼합날개가 부착된 Spacer Grid의 압력강하시험을 위해 준비중에 있다[5].

## 2. CANDU-Hot Test Loop 장치

CANDU-Hot Test Loop은 CANDU 핵연료의 품질 및 성능을 시험하기 위해 건설된 고온고압 유체시험 장치로서, 원자로 1차계통의 온도, 압력, 유량 및 수질을 모의할 수 있으며 주요 성능은 다음과 같다.

- 설계압력 176 기압
- 설계온도 343°C
- 순환용수량 76kg/s
- 순환용수 Demin. Water

또 CANDU 핵연료 시험대 입구에서 압력 120 기압, 온도 300°C에서 유량 30 kg/s을 얻을 수 있으므로 월성로의 압력관내에서의 유동조건을 만족할 수 있게 되어 있다. 그림 2는 CANDU-Hot Test Loop의 조감도인데 이 장치는 Main Loop 제통, Feed and Bleed 제통, Make-up Water Treatment 제통, Chemical 제통, Cooling Water 제통으로 이루어진다. Main Loop 제통은 주순환펌프, 시험대, 가열기 및 냉각기로 구성되어 있다. 순환용수의 온도는 시험대와 병렬로 연결된 가열기 및 냉각기에 의하여 조절된다. Feed and Bleed 제통은 Main Loop에서 순환용수의 일부를 받아 용수내의 Crud와 용해가스를 제거하고 가압펌프에 의해 Main Loop에 다시 보냄으로서 Main Loop의 압력을 조절한다. Chemical 제통은 주순환펌프의 흡입측에서 채취한 순환용수의 혼

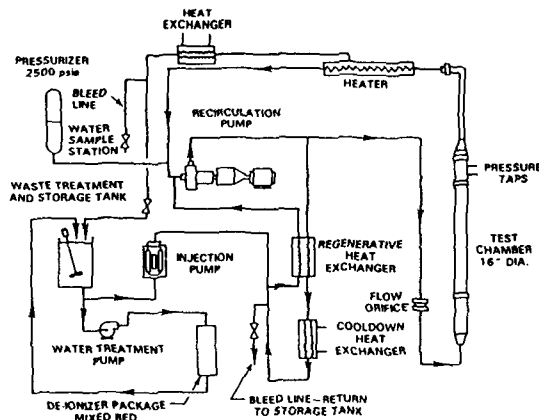


Fig. 1. Flow Diagram of PWR-HTL

탁도, pH 및 용해산소량을 계속적으로 측정하고 Lithium hydroxide를 주입시켜 순환용수의 pH를 조절한다. Make-up Water 계통은 Main Loop내의 순환용수가 누수등의 원인에 의하여 규정치 이하로 떨어지면 부족된 용수량을 보충시킨다. Cooling Water 계통은 각종 냉각기에서 가열된 냉각수를 냉각탑을 거쳐서 냉각시키는 역할을 한다.

이 시설은 1983년에 준공되었고 이미 국내에서 개발된 원자로형 핵연료의 검증시험에 성공적으로 활용된 바 있다. 현재는 AECL과 KAERI가 공동으로 개발하고 있는 CANFLEX 핵연료의 성능을 검증하기 위해 다음과 같은 실험이 준비중에 있다[6].

#### —강도시험

강도시험에서는 핵연료 교체시 핵연료 교환기의 Side Stop에 의해 핵연료집합체에 작용되는 하중에 대하여 핵연료집합체가 기계구조적으로 건전함을 입증하게 된다. 이 시험은 Side Stop이 설치된 CANDU-Hot Test Loop의 핵연료채널에서 이루어지며 이때 작용하중은 채널에 장전된 핵연료집합체에서 유동에 의해 발생하는 Drag force에 의해 얻어진다.

#### —충격시험

충격시험은 핵연료교체시 충격하중에 의하여 핵연료집합체 혹은 핵연료봉의 펠렛이 손상되지 않음을 보여주기를 위한 시험이다. 충격시험은 고온 고압 상태에서 핵연료 채널내에서 이루어지며, 가속거리와 시험 유량은 원자로 운전시의 “worst” 상태에서 적절한 운전 여유를 두어서 결정된다. Worst 상태는 핵연료관이 반경방향 Creep에 의해 증가되었을 때의 경우와 핵연료관의 길이방향 Creep에 의해 가속거리가 증가되었을 경우를 고려하여 정해진다.

#### —압력강하시험

압력강하시험의 목적은 핵연료 채널에 장전된 12개 핵연료집합체에서 발생하는 압력손실이 압력강하에 대한 설계기준을 만족함을 보여주는 데 있다.

#### —내구성시험

내구성시험의 목적은 원자로 운전조건에서 약 2500시간 연속적으로 운전한 후 핵연료집합체 및 압력관의 기계구조적 건전성을 평가하는 데 있다. 핵연료채널 내에 12개 핵연료집합체를 장전하며, 시험기

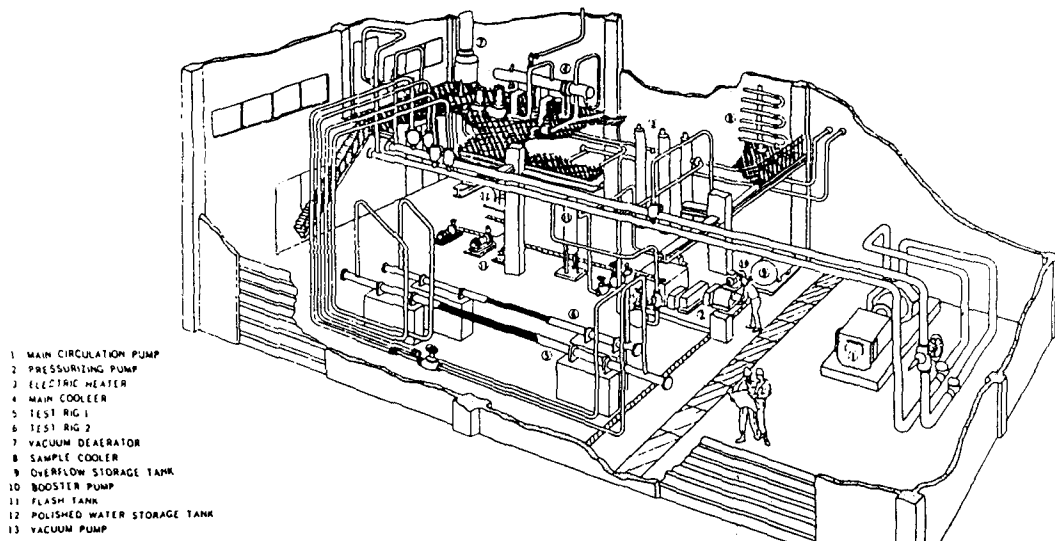


Fig. 2. Isometric View of CANDU-HTL

간중 적당한 때에 상류측 2개의 핵연료집합체를 끄집어 내어서 핵연료집합체의 마모량과 압력관에서의 마모량을 측정한다. 시험이 완전히 끝난 뒤에는 모든 핵연료집합체를 압력관으로부터 제거한 후 압력관의 마모량과 핵연료집합체 베어링의 마모량을 측정하여 평가한다.

### —형류시험

형류시험의 목적은 핵연료집합체가 핵연료 채널의 Liner Tube 영역에 정지되었을 때에 발생하는 핵연료집합체의 마모량을 조사하기 위함이다. 핵연료집합체의 장전방법은 입구 및 출구 핵연료 장전관의 내관의 형류영역에 각각 2개씩의 시험 핵연료집합체를 위치시킨다. 결정된 시험기간 후에 시험 핵연료집합체를 끄집어 내어서 핵연료봉간의 마모량을 측정하게 된다.

## 3. Cold Test Loop—I 장치

### 3.1. 실험장치

Cold Test Loop—I은 고온·고압상태에서 수행하기 어려운 핵연료 열유동 실험을 상온·상압하에서 수행할 수 있도록 만든 실험장치로써 초기에는 CANDU 핵연료의 시험을 위한 수평시험대만 설치되어 있었으나 이후에 수직시험대를 설치하여 PWR 핵연료 모델 및 KMRR 핵연료시험도 수행할 수 있게 보완하였다. 이 장치는 그림 3에 나타난 바와 같이 펌프, 용수저장탱크, 유량조절밸브, 오리피스 유량계, 수직 및 수평 테스트부 및 배관으로 구성되어

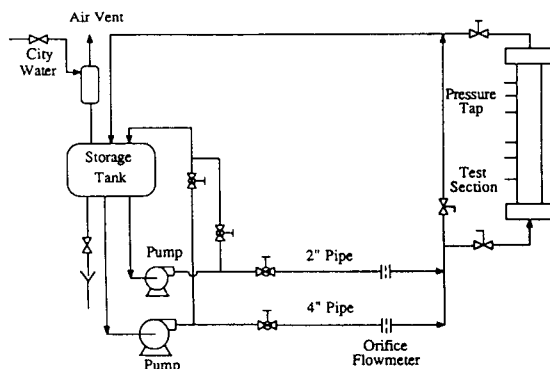


Fig. 3. Flow Diagram of Cold Test Loop

있다. 이 장치는 개량핵연료에 대한 열수력학적 설계 기준 및 양립성 만족여부를 해석하는 데 필요한 압력강하 및 부수로 유속분포 자료생산에 활용된다[7].

핵연료모델이 장전되는 시험부는 구성부품 부근에서의 유동현상이 육안으로 관찰되도록 투명한 아크릴로 제작하였다. CANDU 핵연료 시험부는 Full-scale 핵연료 4다발이 장전되는 크기로 되어 있고, PWR 핵연료의 경우 5x5 봉다발 및 6x6 봉다발시험부가 있으며, KMRR 핵연료의 경우, 원형과 육각형의 Fullscale 핵연료 다발용시험부가 각각 준비되어 있다.

### 3.2 PWR 시험부

PWR 핵연료집합체를 5x5 봉다발로 모의한 시험부를 설치하여 부수로내의 수력학 현상연구를 위한 실험을 수행하였다. 이 실험을 위해 Laser Doppler Velocimeter를 이용한 부수로내의 유속분포 및 난류강도 측정기술을 개발하였다. PWR 핵연료의 부수로형상은 내부부수로, 벽면부수로, 모서리 등으로 구성되어 있는데, LDV를 이용하여 각 부수로내의 난류유동의 상세한 정보를 Database화하여 노심열수력 해석코드의 검증에 활용되게 하였다[8].

Spacer Grid의 혼합 효과를 평가하기 위한 실험기술도 개발하였다. Spacer Grid는 난류생성을 유발하여 열적혼합에 커다란 기여를 함으로 Spacer Grid의 형상이 열수력학적 성능에 미치는 영향이 크다. 임계열유속실험을 통한 열적혼합 특성을 연구하기 위해 Mixing Spacer Grid의 수력학적 특성을 LDV를 이용한 실험 결과로 평가할 수 있는 기술을 개발하였다. 그림 4는 Spacer Grid 하류에서의 측방향속도 분포가 확립되어가고 있는 과정을 보여주고 있다. LDV로부터 측정한 변수를 바탕으로 Spacer Grid의 난류혼합을 평가하기 위하여 Mixing Stanton Number( $St$ )를 정의하였다.  $St$ 는 인접 부수로간의 형류혼합 정도를 정량적으로 나타내는 변수로써 활용이 가능하다. ABB-CE에서 개발중인 4가지 모양의 Spacer Grid를 대상으로 난류 혼합효과 실험을 실시한 결과 그림 5에서 보여주고 있는 바와 같이 특정한 Spacer Grid의  $St$ 가 크게 나타났다. 그림 6에서  $St$ 는 Spacer Grid 부근에서 가장 큰 값을 보여주고 유동이 확립됨에 따라 감소하여  $L/D_h > 16$ 의 영역에

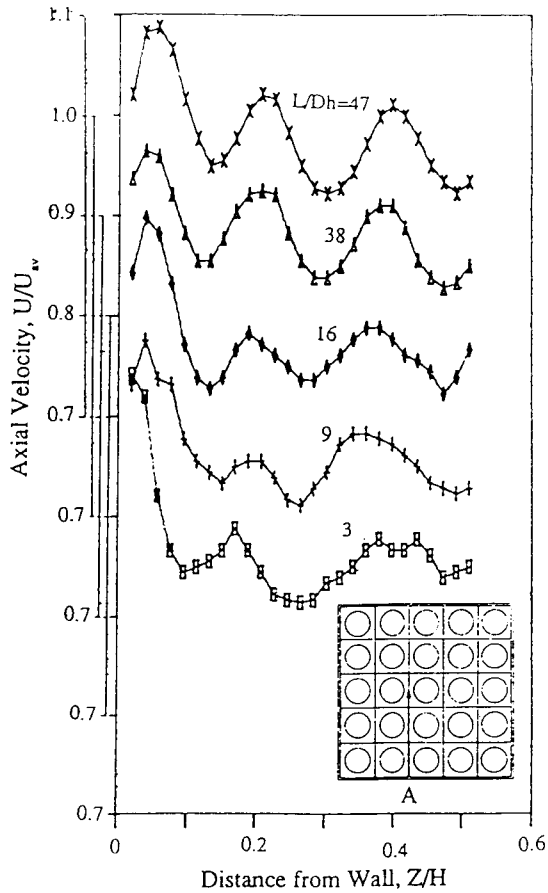


Fig. 4. Axially Developing Velocity Profiles

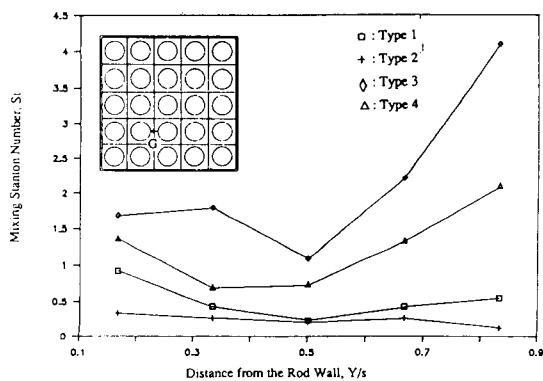


Fig. 5. Mixing Stanton Number at  $L/D_h=38$  (Gap G)

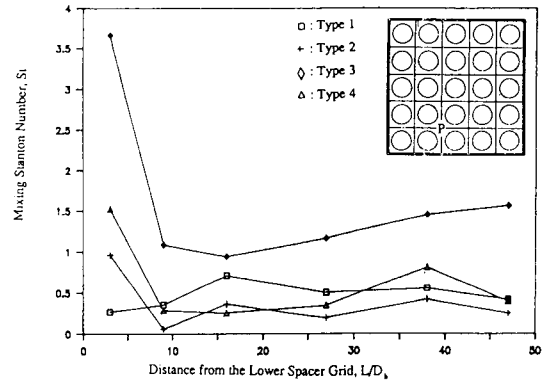


Fig. 6. Mixing Stanton Number with Variation of Distance from the Lower Spacer Grid

서는 값의 크기가 거의 같게 진행되는 반면 확립영역에서는 혼합이 일정하게 진행된다는 사실을 밝혀냈다.

냉각재 상실사고에서 연료봉의 Swelling이나 Ballooning으로 유동면적이 감소되는 소위 Blockage시 유동특성에 관한 실험자료를 생산하여 안전해석 코드에 활용되게 하였다[10]. 한 예로써 5x5 봉다발에서 중심 부수로를 이루는 연료봉에 Sleeve형의 Blockage를 삽입하고 그 부근에서의 난류유동특성을 LDV로 측정하여 Database를 만들었다. 측정한 파라메타는 속도 및 난류강도 뿐만 아니라 난류강도를 더욱 잘 이해하기 위하여 3차, 4차 moment인 skewness factor, flatness factor도 포함시켰다.

### 3.3 CANDU 시험부

CANDU 시험부는 압력관과 장전관으로 구성되며, 원자로 유동조건을 모의할 수 있도록 핵연료 압력관과 동일한 구조와 치수를 갖는다. 장전관의 몸체와 압력관은 투명한 아크릴로 제작하였고 그외 부품들은 스테인레스 강으로 제작하였다.

펌프에서 공급된 냉각수는 장전관 몸체와 내관 사이에 형성되는 환상유로로 유동하여 내관의 하류측에 있는 구멍을 통하여 압력관 내로 유입되게 하므로써 수평관의 입구유동을 모의하였다.

이 시험부에서는 주로 다음과 같은 실험이 수행된다.

- 핵연료 다발 및 각 구성부품의 압력강하
- 각 부수로에서의 유속측정
- 유체유인 진동측정
- 유동현상 연구

최근 개발중에 있는 CANFLEX 핵연료의 압력강하 특성을 실험적으로 조사하여 기존 핵연료의 특성과 비교·분석하였다. 또한 장전된 핵연료다발 사이의 Junction 부위의 모양에 따른 최대 압력강하량을 찾기 위하여 핵연료 다발을 연속으로 회전하는 동안 압력 강하량을 측정하는 기술도 확보하였으며, 그림 7은 CANFLEX 핵연료다발의 회전각도에 따른 압력강하량을 보여주고 있다.

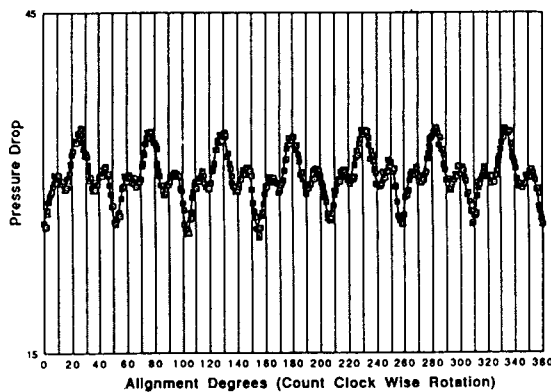


Fig. 7. Pressure Drop Signature-CANFLEX Bundle Junction

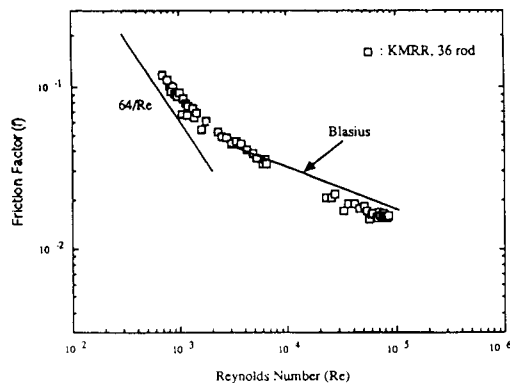


Fig. 8. Friction Factor for 8-Finned 36-rod Bundle

### 3.4. KMRR 시험부

현재 KAERI에서 건설되고 있는 다목적연구용원자로(KMRR)에 장전되는 핵연료는 연료봉 표면에 길이방향으로 fin이 부착되어 있으므로 기존 LWR이나 FBR 핵연료와는 다른 유동특성을 갖으며 이 분야의 연구는 극히 부족한 실정이었다.

KMRR 설계에 필요한 실험자료를 생산하기 위하여 실물크기 핵연료집합체를 제작하여 압력강하특성, 부수로에서의 유속분포 측정실험을 수행하였다. 그림 8은 정상운전 및 사고조건에서의 각 부위 압력강하 분포를 한 예로써 보여주고 있으며 그림 9는 각 부수로에서의 유속분포를 보여주고 있다. 각 부수로에서의 유속분포를 COBRA 코드로 해석한 결과와 비교한 결과 3% 이내로 일치하였다[11].

### 4. Cold Test Loop-II 장치

본 장치는 Cold Test Loop-I을 보완하여 핵연료 열수력시험을 수행할 수 있도록 설계된 상온/상압 실험장치이다. 그림 10에 나타난 바와 같이 시험대, 펌프, 저수조, 배관 등으로 구성되어 있다. 수직시험대는 Cold Test Loop-I과 같이 PWR과 KMRR 핵연료모델 시험대 설치가 가능하다. 예로써 PWR 6x5 봉다발시험을 위한 시험대는 상,하부 용기 및 시험용기(test channel)로 구성되어 있는데, 4각 시험용기의 두 면에는 강화유리를 설치하여 LDV에 의한 유속측정이 용이하도록 제작하였다. 시험대의 상,하부 용기는 임계열유속 (CHF) 시험시 확장 가능하도록 설계되어 있으며, 하부용기 출구측에는 안내관

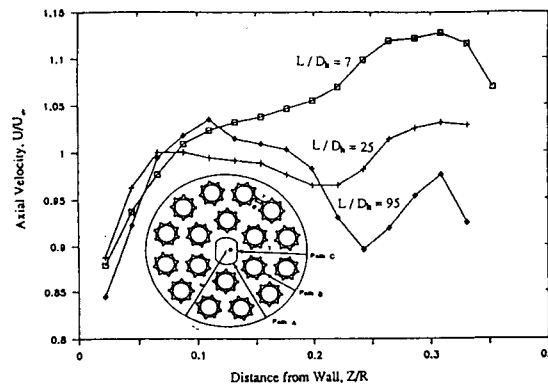


Fig. 9. Axial Velocity Profiles at Patch B.

과 혼합관을 설치하여 시험대내에 유입되는 시험유체의 불규칙적인 섭동을 완화시키고자 하였다.

펌프에는 가변속도 제어용 모터를 부착하여 유량의 정확한 조절 및 안정적 공급을 도모토록 하였고 펌프의 회전에 의한 진동을 흡수할 수 있도록 방진 지지대를 설치하였다. 펌프 출구측 하류배관에는 오리피스 유량계를 설치하였고, 시험대 입구부근의 주배관에 열전대와 압력탭을 설치하여 시험유체의 온도, 압력을 측정할 수 있도록 하였다.

본 실험장치는 다음과 같이 핵연료집합체의 열수력학적 특성 측, 압력강하, 부수로내의 유속분포 및 난류현상 연구에 활용된다.

- 스페이서 격자의 압력강하 특성
- 부수로내 유체의 유속분포 및 난류특성
- 스페이서 격자의 형상이 부수로내 유동특성에 미치는 영향
- 일부 연료봉의 형상변화가 부수로 유동특성에 미치는 영향
- 이웃하는 서로 다른 스페이서 격자가 부수로내 혼합효과에 미치는 영향
- 입구 온도변화, 스페이서 격자의 혼합특성에 따른 CHF 특성

이상과 같이 열거한 시험외에도 KMRR 개발과 관련 유체유동특성시험이나 수평시험대를 이용한 2상 유동 현상시험에 활용이 가능하다. 이 실험장치를 설계·제작한후 최초로 수행한 시험은 핵연료집합체의 DR-BEP(Debris Resistance Bottom End Piece)의 이물질 효과 및 압력강하시험이었다. 핵연료집합체의 운전중 파손되는양의 30 가 냉각재 속에 존재하는 이물질(debris)에 의한 fretting으로 알려졌다. 그후 이를 방지하기 위한 방안으로 이물질 여과 효과가 큰 핵연료집합체의 노심하단고정체 개선을 위한 설계방안이 마련되었고 이러한 모델에 대한 이물질 여과능력과 압력강하 특성에 대한 실험을 수행하여 최적설계를 도출하였다[5].

## 5. 풍동장치

풍동장치는 층류, 난류 및 경계층 유동에서의 기본적인 유동실험과 유동가시화기법을 이용하여 핵연료집합체에서의 유동현상을 규명하기 위하여 설계·제작된 것으로서 주요 사양은 다음과 같다.

- Type : Open Circuit
- Air Velocity : 1 - 30 m/s
- Test Section : 300 x 300 mm, 2.4 m long
- Contraction Ratio : 9:1

이 풍동장치의 시험부는 투명한 아크릴로 제작하여 내부의 유동상태를 관찰할 수 있도록 하였고 크기는 PWR 핵연료집합체가 장전 가능한 크기인 30x30cm로 하였다.

본 장치를 활용하여 유동가시화 기법을 개발하기 위하여 Smoke Generator와 High Speed Video Motion Analysis System도 확보하였다. 본 Video System은 기본적으로 Video/녹화계통, 영상처리계통 및 동작해석계통으로 구성되어 있다. Video/녹화계통은 최고 1000 frame/s (split frame mode에서는 6000 picture/s)로 촬영/녹화하여 표준 frame 속도 (30 FPS)로 display 한다. 영상처리계통에서는 Video/녹화계통에서 얻어진 화상이 동작해석계통에서 해석이 가능하도록 화상을 처리·개선하고, 동작해석계통은 물체의 위치, 변위, 각도, 속도 및 가속도를 계산하게 된다. 앞으로 본 System은 핵연료 뿐만 아니라 원자로의 열유동 현상해석에 활용될 것이다.

최근에는 풍동장치를 이용하여 나프탈렌 승화 열전달실험을 수행하고 있다. 승화열전달실험은 핵연료집합체와 같은 복잡한 기하학적 형상을 갖는 구조물에서의 열전달계수를 보다 간단한 방법으로 측정할 수 있는 실험방법중의 하나로서 최근 개발단계에 있다. 이는 물질전달과 열전달 사이에 유사성을 이용, 나프탈렌의 승화량을 측정하여 열전달량으로 환산하는 방법으로 원봉이나 사각봉 모델 실험을 통해 유사성을 검토한 결과 유사성이 양호한 것으로 밝혀졌다. 그림 11은 정사각형 주위에서의 물질전달 실험 결과의 한 예로써 열전달의 Nusselt 수에 해당되는 물질 전달의 Sherwood 수의 분포를 보여주고 있다. 현재는 봉다발에 적용이 가능하다고 판단되어 핵연료 다발 모델에 대한 실험을 준비하고 있다[12].

## Ⅲ. 맺음말

지금까지 핵연료개발을 위한 열유동 시험시설 및 기술현황을 살펴 보았다. 한국원자력연구소에는 PWR 및 CANDU 핵연료를 원자로에 장전하기 전에

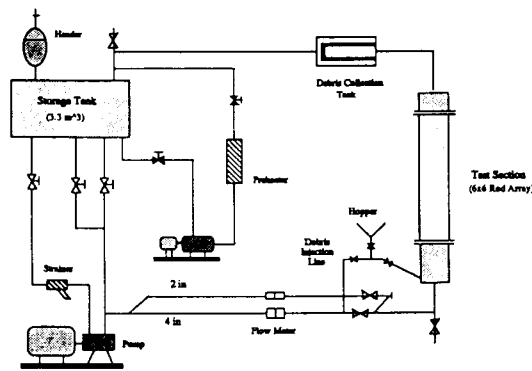


Fig. 10. Flow Diagram of CTL-II

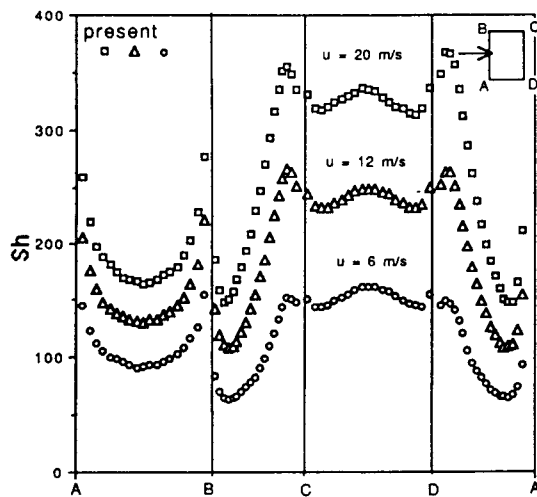


Fig. 11. Local Mass Transfer Coefficient Distribution Around Rectangular Cylinder

원자로와 같은 고온·고압 조건에서 열수력 기계구조적 성능을 검증할 수 있는 기본적인 시험시설은 대체로 확보된 상태이다. 그러나 아직도 핵연료를 설계·제작하는 선진국의 수준에 비하면 미흡한 실정이므로 이 분야에 과감한 투자가 요망된다. 이러한 시설과 시험기술은 앞으로 개량핵연료개발 뿐만 아니라 차세대 원자로개발이나 안전성 열수력실험에도 활용될 것이다.

## 참 고 문 헌

1. 김병구의 “월성로형 핵연료 국산화 기술개발”, KAERI/RR-454/84, 한국에너지연구소, 1984.
2. 정문기의 “경수로핵연료 노외실증시험 기술개발”, KAERI/RR-907/90, 한국원자력연구소, 1990.
3. 정문기의 “KMRR 핵연료 유체유동 시험”, KAERI/RR-763/88, 한국에너지연구소, 1989.
4. 천세영의 “Fullsize PWR 핵연료집합체에 대한 압력강하 특성시험”, '92 추계학술발표회, 원자력학회, 1992.
5. 정문기의 “Debris Filling Effectiveness and Pressure Drop Tests of Debris Resistance-Bottom End Piece”, KAERI/TR-248/92.
6. 석호천의 “CANFLEX 핵연료 개발”, KAERI/RR-1028/91, 1991.
7. 정문기의 “Experimental Data Base of Turbulent Flow in Rod Bundle Using Laser Doppler Velocimeter”, KAERI/TR-238/92, 1992.
8. S.K. Yang et al., “Measurements of Turbulent Flow in Rod Bundles, The 2nd KSME-JSME Fluids Eng. Conference, Seoul, Korea”, Vol. 2, 325-331, 1990.
9. S.K. Yang et al., “Hydraulic Tests for Mixing Spacer Grids in Rod Bundles”, NURETH-5, Salt Lake City, USA, 1992.
10. S.K. Yang et al., “Turbulent Flow in Partially Blocked Rod Bundles Flow”, Proc. of KNS Meeting 1991.
11. M.K. Chung et al., “Experimental Study on Turbulent Flow in the KMRR Cylindrical Fuel Assembly”, KAERI/TR-294/92, 1992.
12. 정장환의 “나프탈렌 승화법을 이용한 열전달 측정”, '92 추계학술발표회, 원자력학회, 1992.