

〈특집해설〉

## KMRR의 열수력학적 설계를 위한 실증실험

다목적연구로(KMRR)는 일반 발전용 원자로와는 매우 다른 특성을 가지고 있으며, 설계 개념 또한 특이하다. 위와 같은 특이한 설계 특성을 파악하기 위하여 열수력 실험을 수행하였으며 시운전 시험도 설계 개념의 입증에 중점을 두고 수행될 예정이다. 실증실험은 크게 설계 자료 생산을 위한 실험, 기기 설계 검증 시험, 시운전 성능 시험으로 나눌 수 있다. 설계 자료 생산을 위한 실험으로 핵연료의 열수력학적 특성을 규명하는 실험, 우회 유동에 의한 노심 출구 냉각수 상승 억제력 입증 또는 해석하기 위한 자료 생산용 실험 등이 이루어졌다. 기기 설계 검증 시험으로는 Pump 특성 시험, Flap valve 특성 시험 등을 들 수 있다. 또한, 시운전 성능 시험으로는 설계 개념을 입증하기 위한 여러 시험들이 행해질 예정이다. 이러한 실험들을 통하여 설계에 필요한 많은 자료들이 생산되었고, 시운전 시험을 통하여 설계를 검증하고 실제 운전에 필요한 많은 자료를 얻을 수 있으리라 기대된다. 본 기고를 통하여 이러한 실험의 중요성 및 내용에 대해 간략하게 기술하고자 한다.

### 1. 서 론

#### 1.1. 원자로 설계 개요

대덕연구단지 원자력연구소 부지안에 건설되고 있는 다목적연구로(Korea Multi-purpose Research Reactor:KMRR)는 대부분의 발전로와는 달리 저온 저압에서 운전되도록 설계되어 있다. 직경 4m 길이 13m의 원통형 수조안에 직경 약 0.6m 높이 1.2m 정도의 원자로심이 잠겨져 있다. 원자로심은 내부 노심과 외부 노심의 두 부분으로 나누어진다(그림 1, 그림 2). 내부 노심은 중심부에 있는 벌집 모양의 구조체로 핵연료 집합체 또는 실험 장치가 장전된 31개의 독립된 유동관으로 구성되어 있고, 외부 노심은 반사체인 외부직경 2m 높이 1.2m의 중수 탱크내에 설치되어 있는 8개의 원형 유동관을 가르킨다. 내부 노심의 육각형 유동관중 3개와 외부 노심 유동관중 4개에는 핵연료 집합체가 장전되지 않고 각종 실험에 활용된다. 내부노심의 원형유동관 주위로는 그보

임인철 · 김헌일 · 이보욱 · 이지복

(한국원자력연구소)

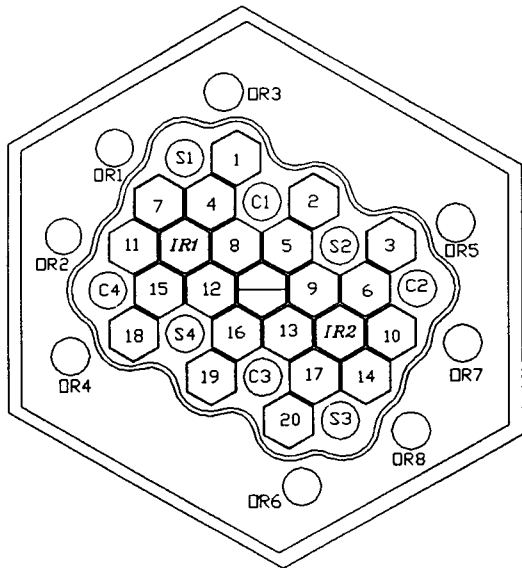


그림 1. 다목적 연구로의 노심

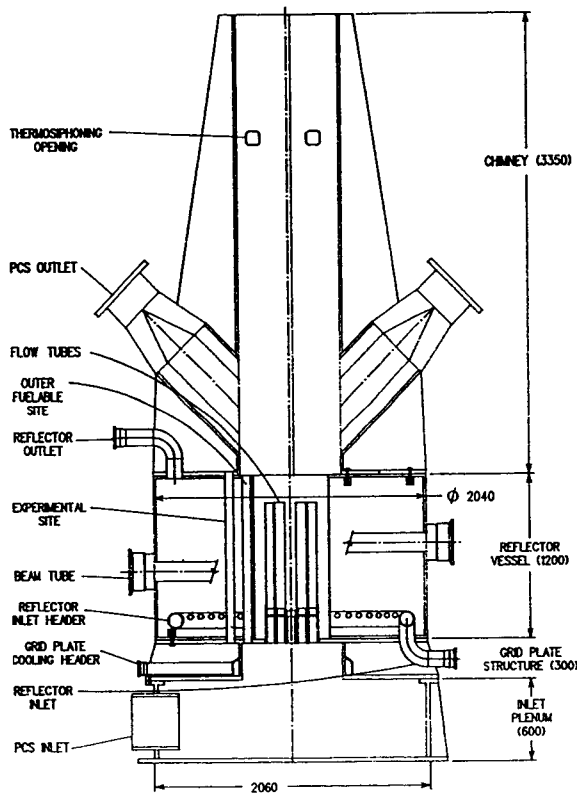


그림 2. 다목적 연구로의 원자로 구조물

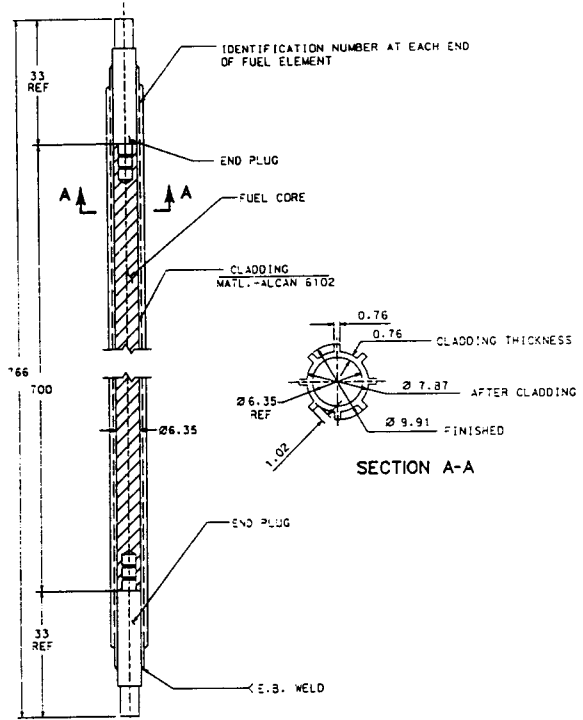


그림 3. 핵연료봉

다 약간 지름이 더 큰 관형태의 제어봉과 (그림 1에서 C로 표시됨) 정지봉(그림 1에서 S로 표시됨)이 원형 유동관을 감싸고 오르내릴 수 있도록 설계되어 있으며 이들의 재료로는 hafnium이 사용된다. 육각형 유동관에는 36봉 핵연료 집합체가 장전되고 원형유동관에는 18봉 핵연료 집합체가 장전된다. 핵연료는 우라늄 silicide 입자를 알루미늄에 분산시킨 후 알루미늄 피복관으로 둘러싼 형태로 직경 약 6mm 길이 700mm 이다 (그림 3). 구조적으로 강도를 높이고 열 전달을 증대시키기 위하여 그림에서 보는 바와 같이 길이 방향으로 8개의 fin이 달린 형상을 하고 있다. 이들 핵연료봉들은 상하 두개의 집합판의 구멍에 끼워져 하나의 연료다발을 형성하게 되고 중심지지봉, 간격체 들로 지지된다. 핵연료 집합체의 형상은 그림 4와 같다.

그림 5는 1차 냉각 계통의 구성을 보여준다. 두개의 펌프와 열교환기를 거친 초당 780kg의 냉각수는 노심을 향하여 들어 오는데 이중 10%는 수조 아래 부분에 주입된다. 이 냉각수는 수조를 따라 서서히

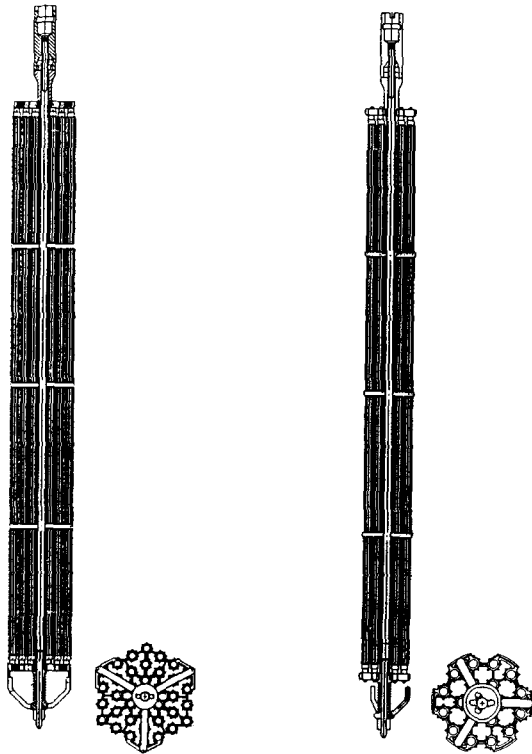


그림 4. 18봉/36봉 핵연료 집합체

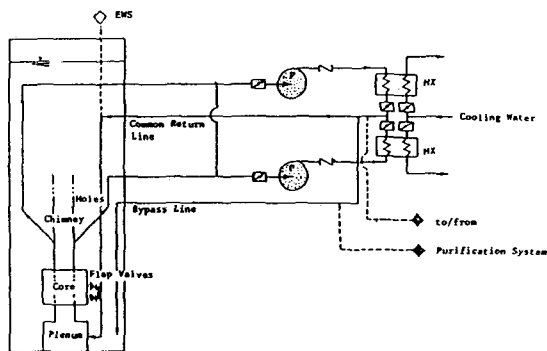


그림 5. 1차 냉각계통의 흐름도

올라가면서 주변 구조물을 냉각 시킴과 동시에 chimney 구조의 상부쪽으로 올라가 여기서 chimney 안쪽으로 다시 순환한다. 이 10%의 냉각수를 우회유동이라 하는데 노심에서 방사능을 띤 노심냉각수가

상부로 치솟아 원자로 작업자들이 일하는 수조 위로 방사능 물질이 올라가는 것을 억제하는 역할을 하게 된다. 노심 아래의 유입공동으로 초당 703kg의 유량으로 들어온 냉각수는 내부 노심에 있는 23개의 육각형 유동관과 8개의 원형 유동관과, 외부 노심이라 불리는 8개의 원형 유동관 내부와, 유동관, 제어봉, 내부노심벽의 냉각을 돕기 위하여 각구조물 사이로 흐르게 된다. 육각형 유동관에는 초당 19.6kg의 냉각수가 흐르며 원형유동관에는 초당 12.7kg의 냉각수가 흐른다. 노심 구조물 사이를 흐르는 유량은 초당 50kg 이다. 이러한 냉각수는 정상 운전 상태에서 액상으로 유지된다. 우회유동과 노심을 통과한 냉각수는 chimney에서 만나서 chimney에 붙어 있는 두개의 출구 노즐로 빨려나가 냉각계통을 따라 순환된다.

원자로 정지시의 잔열 제거는 냉각계통 배관을 따라 이루어지고 (출구노즐-펌프-열교환기-공동회수관-노심) 장기적으로는 원자로심으로 들어가는 주 배관인 공동 회수관에 붙어있는 flap 밸브가 열려 이 밸브를 통하여 수조내 물의 자연순환으로 이루어진다 (Chimney 상부-수조-flap 밸브-공동 회수관-노심).

## 1.2. 열수력학적 특성 및 실증실험

KMRR의 열수력 특성 인자는 표 1에 기술되어 있다. 위와 같은 KMRR의 열수력학적 특성은 다음과 같이 요약할 수 있다.

- 저온, 저압에서 운전된다.
- 정상 운전 상태에서 냉각수는 항상 액상으로 유지된다.
- 열전달 능력의 향상을 위해 핵연료에 8개의 fin이 달려있다.
- 우회유동에 의하여 노심 냉각수의 수조로의 상승을 억제한다.
- 원자로 정지시, 냉각계통 배관을 통한 자연 순환 또는 수조를 통한 자연 순환에 의하여 잔열을 제거한다.

따라서, 열수력 실험은 위와 같은 특이한 설계 특성을 파악하기 위하여 수행되었고, 시운전 시험도 종합적인 설계 개념의 입증에 중점을 두고 수행될 예정이다. 실증실험은 크게 설계 자료 생산을 위한 실험, 기기 설계 검증 시험, 시운전 성능 시험으로 나눌 수

표 1. 다목적 연구로 열수력 특성

구 분	노심 특성
원자로형	개방수조형
냉각재	경수
반사체	중수
노심냉각방법	상향 강제냉각
2차 냉각계통	냉각탑
냉각수 온도(℃)	
입구	35
출구	45
유량(kg/sec)	
노심 유동관 내부합계	653
노심 유동관 외부 튜브	50
우회유동(수조)	78
원자로 입구 압력(MPa)	0.4
노심 압력 강하(MPa)	0.2

있다. 설계 자료 생산을 위한 실험으로는 핵연료의 열수력학적 특성을 밝히는 실험, 우회 유동에 의한 냉각수 상승 억제를 입증 또는 해석하기 위한 자료 생산용 실험 등이 수행되었다. 주요한 기기 설계 검증 시험으로는 Pump 특성 시험, Flap valve 특성 시험 등을 들 수 있다. 또한, 시운전 성능으로는 설계 개념을 입증하기 위한 여러 시험들이 행해질 예정이다.

## 2. 설계 자료 생산을 위한 실험

앞에서 언급하였듯이, KMRR은 저온 저압에서 운전되며 핵연료봉에는 8개의 fin이 달려있다. 이러한 형상의 핵연료에 대한 적절한 열전달 및 수력학적 상관식은 지금까지 개발된 적이 없다. 따라서 CHF 실험을 포함한 많은 열전달 실험이 핵연료봉과 집합체를 대상으로 수행되었으며, 핵연료 집합체에 대한 수력학적 실험도 수행되었다. 또한, 중요한 설계 개념의 하나인 우회 유동에 의한 노심 냉각수 상승 억제를 입증하기 위한 실험 또는 이를 해석하기 위한 자료 생산용 실험이 이루어졌다. 이러한 실험들 중 열전달 실험은 수행에 있어서의 시간상의 제약 및 국제 협력의 일환으로 KMRR과 유사한 연구용 원자로인 MAPLE-X10을 건조하고 있는 AECL과 공동으로 수행되었다[1,2].

## 2.1. 핵연료봉 열전달 실험

이 실험의 목적은 fin이 달린 핵연료봉의 단상 열전달 특성, ONB(Onset of Nucleate Boiling) 특성, 과냉각 열전달 특성, CHF 특성을 알아보는 것이다. 이들 실험에 이용된 실험 장치의 구성은 그림 6과 같다. 단일 유리관으로 된 test section에는 그림 7과 같은 모의 핵연료봉(Fuel Element Simulator:FES)이 설치되었다. FES 표면에는 축방향으로 매 1/3 지점마다 표면 온도의 측정을 위하여 fin tip과 fin base에 thermocouple이 장착되었다. 또한, coolant channel의 매 1/3 지점에서 냉각수 온도, 압력이 측정되었다. 실험은 test section을 흐르는 유량을 조절하거나 FES에 공급되는 전력을 조절하면서 진행되었다. 또한, 여러 크기의 유리관을 이용하여 실험을 하여 수력 직경이 열전달에 미치는 영향도 관찰되었다.

KMRR 핵연료봉에는 fin이 달려 있어 열전달 능력은 향상되나 이 fin들이 열전달 해석을 어렵게 한다. 핵연료봉에 대한 2D 해석 결과를 보면 열속 및 표면 온도는 fin base에서 최대가 되고, fin tip에서 최소가 되어 heat transfer regime을 결정짓는 것은 fin base에서의 열전달 현상임을 알 수 있다[3]. 따

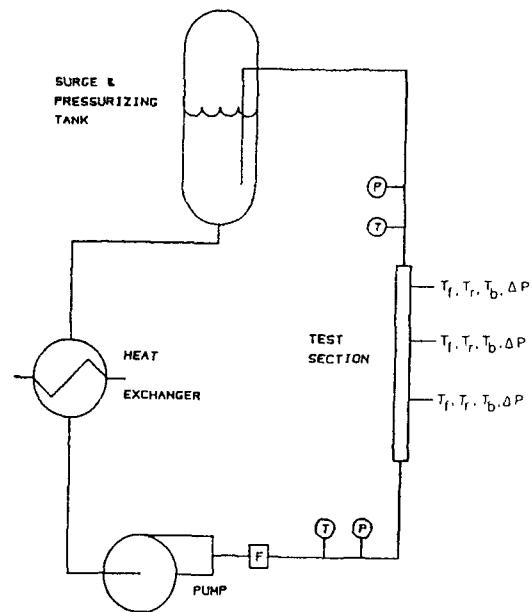


그림 6. 열전달 실험을 위한 Test Loop

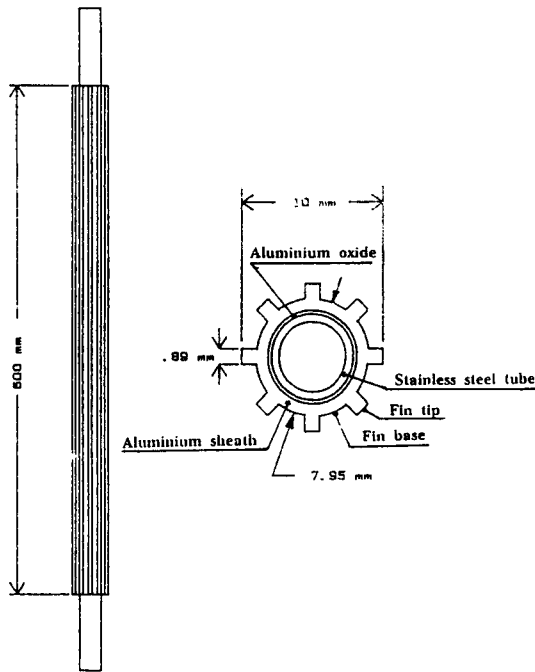


그림 7. 열전달 실험을 위한 모의 핵연료봉

라서 열전달 상관식들은 핵연료봉을 fin이 없는 bare rod로 모사할 때, fin base에서의 표면 온도를 잘 예측할 수 있는 형태로 개발되었다. 실험을 통하여 개발된 단상 열전달계수 상관식, ONB 상관식, CHF 상관식들은 설계용 코드인 COBRA, THANK와 안전해석용 코드인 RELAP5/MOD2에 삽입되어 사용되고 있다. 한편, 과냉각 열전달의 경우에는 기존에 사용하던 Chen의 상관식이 실험 결과와 비교할 때 보수적인 예측을 하므로 이 상관식이 그대로 사용되고 있다.

## 2.2. 집합체 임계 열속 시험

AECL은 부수로 분석용 코드인 ASSERT의 검증 을 위하여 36봉 핵연료 집합체를 모사하는 18봉 모의 핵연료 집합체를 만들어 CHF 실험을 수행하였다. 모의 집합체의 모양은 그림 8과 같다. 모의 집합체를 구성하는 모의 핵연료봉으로는 핵연료봉 열전달 실험에 쓰인 것과 동일한 것이 사용되었다. 집합체의 반경 방향 출력 분포로는 균일한 출력 분포가 사용되

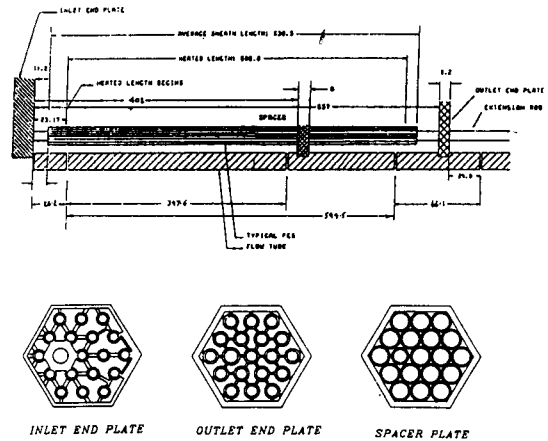


그림 8. CHF 실험을 위한 모의 핵연료 집합체

었고, 축방향 출력 분포로는 균일한 출력 분포와 cosine 출력 분포가 사용되었다. cosine 출력 분포를 이용한 실험 도중, 모의 핵연료봉이 휘어 ●Premature CHF●가 발생한 경우가 있었고, 이것이 계기가 되어 실제 핵연료 집합체에 3개의 mid-spacer가 설치되게 되었다. 이 실험을 통하여 얻어진 자료는 KMRR의 부수로 해석에 쓰이는 COBRA 코드의 검증에도 이용될 것이다.

## 2.3. 집합체 유동 시험

노심에서의 압력 강하가 설계값인 2 bar가 되도록 핵연료 집합체를 설계하고, 집합체의 진동 점검, 진동에 의한 마모를 등을 확인하기 위해 집합체 유동 시험이 수행되었다[4]. 이러한 flow test에는 실제 핵연료가 사용되었다. Test 중 핵연료 하부 구조에서 진동에 의한 심한 마모가 발생하였고 이에 따라 핵연료 하부 구조가 변경되었다. 또한, 모의 핵연료 다발을 이용하여 핵연료 집합체에 대한 압력 강하 실험이 수행되었고[5], 그 결과로부터, 상하 집합판에 대한 압력 손실 상관식을 얻었다.

## 2.4. 부수로 유속 측정

현재, 노심의 열여유도 평가에는 부수로 해석용 코드인 COBRA가 사용되고 있다. 정확한 열여유도 평가를 위하여는 정확한 부수로 유속 분포의 예측이 필

요하며, KMR의 경우 부수로 유속 분포 해석 모형의 가장 중요한 부분은 상하 핵연료 집합판에 의한 blockage 효과를 어떻게 모사하는나 하는 것이었다. 따라서, 부수로 해석 모형의 확정을 위하여 18봉 핵연료 집합체에 대하여 입구 유속 분포 및 핵연료 채널에서의 부수로 유속 측정이 이루어졌고, 36봉 핵연료 집합체에 대해서는 입구 유속 분포가 측정되었다 [6,7]. 이러한 유속 측정 시험에는 LDV(Laser Doppler Velocimeter) 기술이 이용되었다. 18봉 집합체에서의 측방향 측정 위치 및 반경방향 측정 위치는 그림 9 및 그림 10과 같다. 18봉 핵연료 집합체에 대한 실험 결과를 이용하여 적절한 해석 모형을 선택하였고 이 모형을 이용한 유속 분포의 분석 결과와 실험

결과를 비교하면 그림 11과 같다.

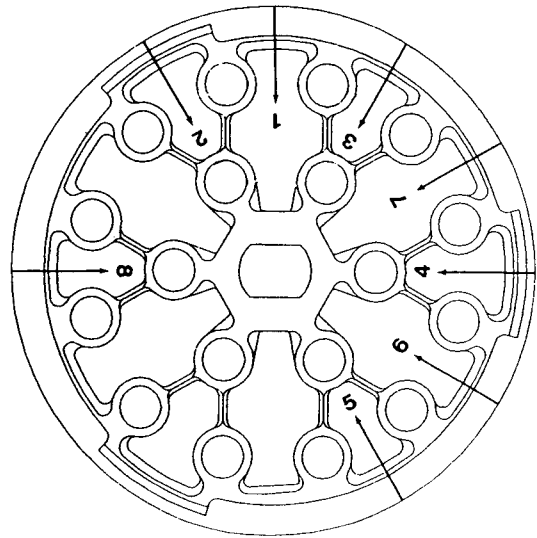


그림 10. LDV를 이용한 부수로 유속 측정의 반경방향 측정기

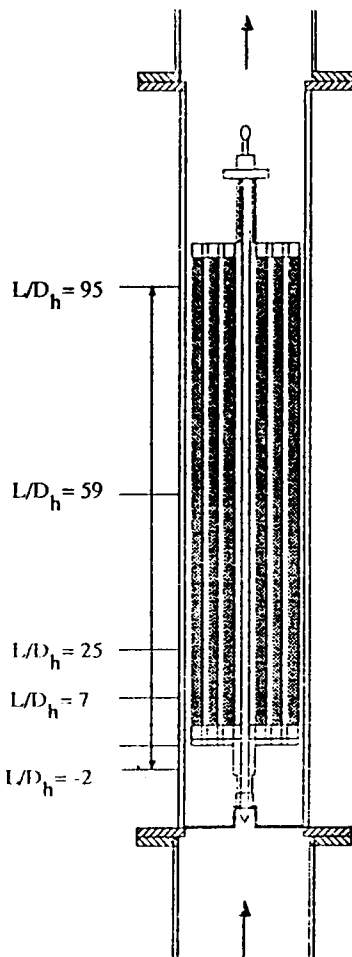


그림 9. LDV를 이용한 부수로 유속 측정의 측방향 측정기

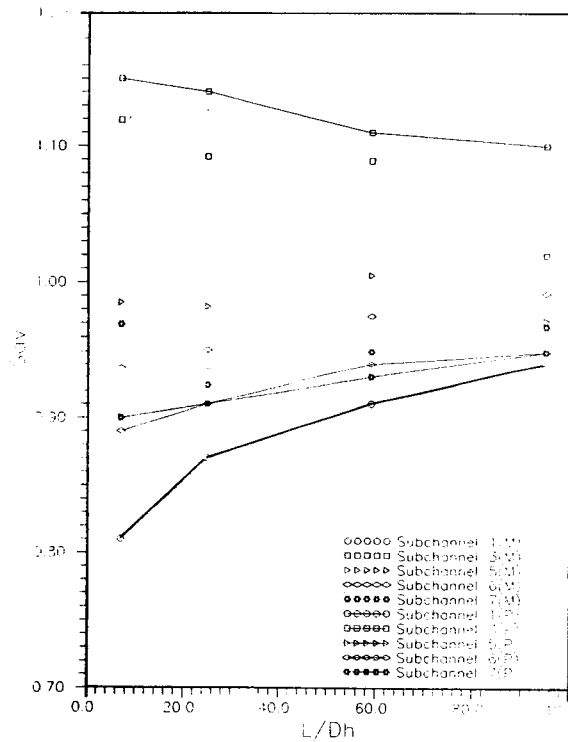


그림 11. 부수로 유속 측정 결과와 분석 결과 비교

2.5. 노심 냉각수 상승 억제 실험

앞에서 언급하였듯이, 우회 유동에 의한 노심 냉각수 상승 억제는 KMRR의 중요한 설계 개념의 하나이다. 이 개념의 건전성은 KMRR과 같은 개념을 채택하고 있는 AECL이 MAPLE-X10 연구로를 개발하면서 축소 모형을 이용하여 수행한 실험을 통하여 입증되었다[8]. 이 실험에 이용된 Test loop의 구성은 그림 12와 같다. 이 실험을 통하여 10%의 우회 유동으로 노심 냉각수의 수조로의 상승을 충분히 억제할 수 있음이 밝혀졌다. 또한, chimney에서의 유동장을 해석하는 데 필요한 turbulent viscosity 모형을 얻기 위한 실험도 수행되었다[9]. 이 실험을 통하여 얻어진 turbulent viscosity 모형을 이용하여 chimney에서의 유동장을 해석한 결과, 실험 결과와 잘 일치하였다.

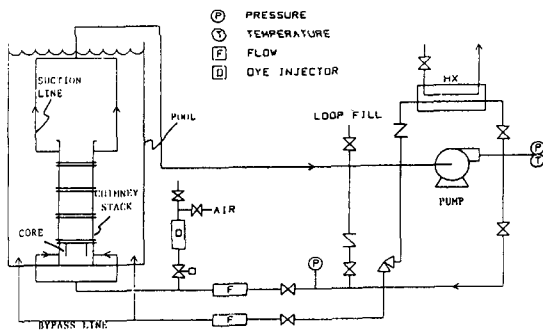


그림 12. 우회 유동실험을 위한 Test Loop

2.6. 중수 탱크 내 유동장 및 열전달 실험

노심을 둘러싼 중수 탱크의 내벽과 바닥에서는 heating과 neutron capture에 의해 열이 발생한다. 탱크의 내벽과 바닥에서 냉각이 효과적으로 이루어지도록, 그림 13에서와 같이 중수 분사관이 장치되어 있다. 이 분사관 설계의 타당성을 검증하기 위하여 축척된 모형과 공기를 이용한 실험이 수행되었다[10]. Test section의 구성은 그림 14와 같다. 중수 분사관에 의해 탱크 내부에 형성되는 유동장을 관측

하기 위하여 실을 이용한 유동관측 실험과 탱크 내벽과 바닥에서의 유속 측정 실험을 수행하였다. 이 실험을 통하여, 내벽과 바닥의 냉각에 효과적인 분사관 설계를 확정하였다.

또한, 탱크 벽면에서의 자연 대류시의 열전달 계수에 대한 실험도 수행되었다[11]. 실험에는 그림 15와 같이 탱크 내벽과 바닥을 모사하는 "L"자형 heater가 사용되었다. 온도 분포의 측정에는 Mach-Zender interferometer가 사용되었다. 그림 16은 Interferometer를 이용한 측정 계통을 보여준다. 실험 결과, 자연 대류시에도 탱크 벽면은 효과적으로 냉각되며 설계 계산에 쓰인 열전달 계수는 충분히 보수적임이 입증되었다.

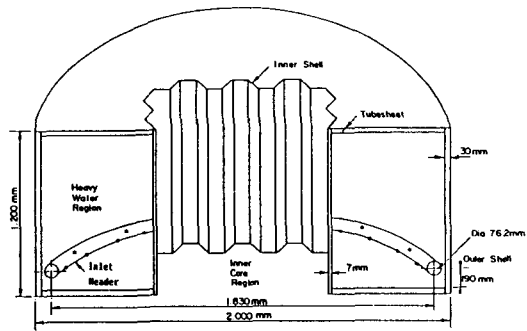


그림 13. 중수 탱크와 중수 분사관

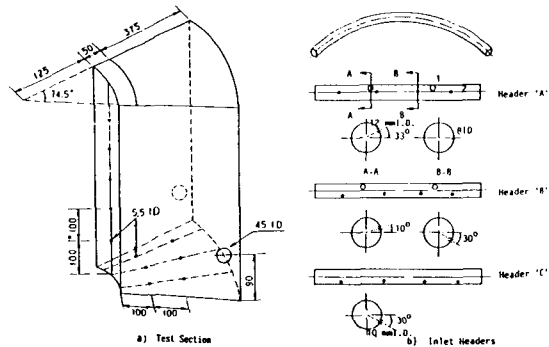


그림 14. 중수 탱크내 유동장 측정을 위한 Test Section

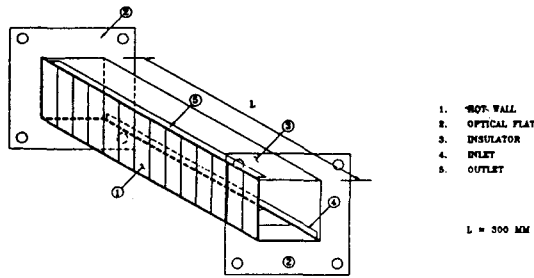


그림 15. 증수 탱크내 열전달 실험을 위한 Test Section

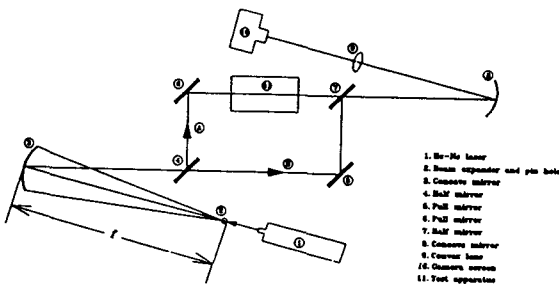


그림 16. Interferometer를 이용한 측정 계통

### 3. 기기 설계 검증 시험

수조수를 통한 자연 대류 형성을 위해서는 Flap valve가 필요하며, 이 valve는 원자로의 안전성 확보에 매우 중요한 부품이다. 따라서, flap valve 제작 전에 예비 성능 시험이 이루어질 예정이며, 제작후에는 500회에 이르는 성능 시험이 수행될 예정이다. 성능 시험을 통하여, valve가 열리기 시작할 때의 valve 전후의 압력 차이, 완전히 열린 상태에서의 유량, valve의 압력 손실 계수 등이 설계 요건을 만족하는 지가 검증될 것이다. 또한, 1차 계통 Pump의 성능 시험도 수행되었다[12]. 성능 시험에서는 유량, 수두, 회전수, 진동의 정도, BHP(Break Horse Power), NPSH 등이 설계 요건을 만족하고 있는 지가 확인되었다. 성능 시험을 통하여 얻은 실제의 성능 곡선은 사고 분석에 반영되어 사용되고 있다.

### 4. 열수력 설계 검증과 관련한 시운전 시험

원자로가 노심에 설치된 이후에는 열수력 설계 개념의 점검 및 입증을 위하여 여러가지 실험이 수행될 예정이다. 열수력 관련 주요 시운전 시험의 내용은 아래와 같다.

#### 4.1. 노심 내 각 채널의 유동 측정

노심을 통과하는 냉각수가 모든 유동 채널에서 가능한 한 일정하게 분산되도록 하기 위하여 유량이 평균 유량의 95% 이하가 되는 채널에 대하여는 유동관 아래 부분에 설치되어 있는 orifice를 적절히 교체하여 유량을 균일하게 조정하여야 한다. 이를 위하여 노심 내의 각 유동관에 유량측정용 모의핵연료를 장착하고 모의핵연료에 장치된 압력관을 수조 밖 차압 측정기에 연결한 후 1차 냉각 계통을 작동시켜 차압을 측정한다. 이 자료로부터 유량을 추정하고 orifice 교체가 필요한 채널을 선정한 후에 수조 물을 변 상태에서 orifice를 교체할 예정이다. 압력관이 설치되어 있는 각각의 모의 핵연료는 시운전 시험 전에 연구소의 실험 시설을 통하여 유량-차압의 관계를 확 하여 본 시험에 대비할 것이다.

#### 4.2. 노심냉각재의 침니 내 억제 여부 시험

노심 냉각수의 침니 내 억제 여부를 확인하기 위하여 침니 상부 평면에서의 유동이 아래 방향인가를 확인하고 이를 보완 확인하기 위하여 노심에서 분출되어 나오는 냉각수가 정지하게 되는 지점을 관찰할 예정이다. 즉 침니 상부에서는 아래 방향 속도 성분을 측정하고, 정지봉 관 내부로 가장 많이 분출되어 나오는 분출냉각수의 위 방향의 속도 성분을 측정할 예정이다. 이 실험에서는 열선 유속계를 사용할 것이다

#### 4.3. 노심 내 틈(Gap)에서의 냉각재 속도 측정

앞에서 언급하였듯이, 노심과 증수 반사체의 경계를 이루는 내벽(Innershell)과 출력 제어봉에서 발생되는 열을 제거하기 위하여, 노심을 떠 받치고 있는 grid plate의 구멍을 통하여 노심 냉각수의 일부가 흐르게 설계되어 있다. 구멍의 크기 및 배열은 열 및



수력학 해석을 통하여 결정되었으며, 이를 확인하기 위하여 틸에서의 속도를 측정하여 설계 속도와 비교할 것이다. 즉, Innershell과 유동관 사이, 그리고 출력 조정봉과 유동관 사이의 틸에 유속 측정 탐침자를 설치하고 1차 냉각 계통을 작동시킨 후 유속을 측정한다. 이 실험에서는 열선 유속계를 사용할 것이다.

**4.4. 자연 대류 냉각 운전 시험**

KMRR은 붕괴열 제거의 최종 수단으로 자연 순환 냉각을 이용한다. 원자로가 정지되고 펌프의 관성이 남아 있을 경우, 주 냉각 계통 배관을 통한 유동이 계속되고, 노심-열교환기-공통회수관-노심의 경로를 따른 자연 대류로 연결된다. 열교환기의 열 제거 능력이 완전히 상실되고 1차 냉각계통 배관을 통한 유동이 충분히 작아지면, 수조 내 주 인입 배관의 flap valve 가 열리고 노심-침니-수조-flap valve-공통회수관-노심으로의 자연 순환이 형성된다. 시운전 시험에서는 냉각 펌프를 끈 상태에서 저출력 운전을 하여 수조를 통한 자연 순환을 확인하고 펌프 가동 및 정지시에 배관을 통한 수조 외부로의 자연 순환 및 flap valve 를 통한 수조 내부로의 자연 순환으로의 연결을 확인한다. 이 실험에서는 열선 유속계를 사용할 것이다.

**4.5. 노심 내 채널 출구 냉각재 온도 측정**

노심 각 채널의 열출력 분포를 확인하기 위하여 온도계를 채널 출구 지점에 위치시키고 10 % 출력 하에 수온을 측정할 것이다. 온도계는 열저항기 온도계 (thermistor thermometer)를 사용하며, 온도계를 삽입, 이동시키기 위하여 탐침자 이송 장치가 사용될 것이다.

**5. 정리**

약 10년에 걸쳐 KAERI 주도로 설계되고 건조중인 KMRR은 일반 발전용 원자로와는 많이 다른 특성을 가지고 있다. KMRR의 열수력 설계와 관련하여 여러가지 검증 실험들이 수행되어 왔다. 기본 설계 자료 생산을 위하여 핵연료의 열수력 특성 시험이 수행되었고 우회 유동에 의한 냉각수 분출 억제제의 모

사실험이 아울러 수행되었다. 기기 설계 검증 시험으로 펌프 특성 시험이 수행되었으며, flap valve 특성 시험도 수행될 예정이다. 또한, 원자로 일차 냉각 계통 및 안전 관련 계통의 설계 개념에 대한 종합적인 검증을 위하여 시운전시 각종 실험들이 수행될 예정이다. 이들 실험을 통하여 얻어진 자료, 실험의 고안과 방법, 장치 개발과 그리고 실험 수행을 통하여 축적된 기술과 경험이 한국의 원자력 기술 자립의 도약점이 되어 완전한 기술 자립이 성취되기를 기대하며 이 글을 마친다.

**참 고 문 헌**

1. 임인철, "KMRR형 핵연료를 위한 열전달 실험 공동연구 수행보고서", KAERI/IM-121/89, 89-09.
2. 김현일, "KMRR형 핵연료를 위한 열전달 실험 공동연구 수행보고서(부록)", KAERI/IM-148/90, 90-10.
3. I.C. Lim and et. al., "Development of a 2D Conduction Code for a Finned Fuel Element Analysis", NE&D, Vol. 122, pp157-173, 1990.
4. TR-37-37000-001, "Test Report:KMRR Driver Fuel Flow Test Report", 91-06-21.
5. 정문기 외, "KMRR 핵연료 유체 유동 시험",KAERI/RR-839/89, 89-12.
6. S.K. Yang, H.J. Chung and B.D. Kim, "Sub-channel Velocity Measurement of KMRR 18 Element Fuel Assembly", TN-TE-001, 92-06-05.
7. S.K. Yang, H.J. Chung and B.D. Kim, "Velocity Measurement at the Inlet Region of the KMRR 36 Element Fuel Assembly", TN-TE-002, 92-09-09.
8. P.T. Wan, "High Flow Jet Experiments for the MAPLE Research Reactor", WNRE-728, 87.
9. 채희택 외, "다목적연구로 Chimney에서의 2차원 유동장 해석", presented at the KNS Fall meeting in 1990.
10. 채희택 외, "KMRR 반사체 탱크내 유동장에 대한 실험 및 해석적 연구", presented at the KNS Fall meeting in 1990.

11. H.T. Chae, B.W. Rhee and B.S. Sim, "Two-dimensional Natural Convective Heat Transfer Analysis in an Open Cavity and its Application to KMRR", presented at 3rd Asian Symposium on Research Reactor, 91-11.
12. 양영석, 양계형, "다목적연구로 일차냉각펌프에 대한 성능검사 및 최종검사 수행", 출장보고서, KAERI/OR-112/91, 91-05.