소듐냉각고속로 KALIMER-600 축소 물모의 열유동 가시화 실험장치 구축 및 거시 유동장 특성 측정

차재은[†] · 김성오^{*}

Water-Simulant Facility Installation for the Sodium-Cooled Fast Reactor KALIMER-600 and Global Flow Measurement

Jae-Eun Cha and Seong-O Kim

Abstract. KAERI has developed a KALIMER-600 which is a pool-type sodium-cooled fast reactor with a 600MWe electric generation capacity. For a SFR development, one of the main topics is an enhancement of the reactor system safety. Therefore, we have a long-term plan to design the large sodium experimental facility to evaluate the reactor safety and component performance. In order to extrapolate a thermal hydraulic phenomena in a large sodium reactor, the thermal hydraulics phenomena is under investigation in a 1/10th water-simulant facility for the KALIMER-600. In this paper, we shortly described the experimental facility setup and the measurement of the isothermal global flow behavior. For the flow field measurement, the PIV method was used in a transparent Plexiglas reactor vessel model at around 20°C water condition.

Key Words: Sodium-cooled Fast Reactor(소듐냉각고속로), Similarity Experiment(상사실험), Flow Visualization(유동가시화)

1. 서 론

KALIMER-600은 한국원자력연구원에서 개념설계한 제 4세대 원자로로서, 냉각재로 액체소듐(liquid sodium)을 이용하며, 우라늄 이용 효율을 획기적으로 올릴 수 있는 원자로이다⁽¹⁾. Fig. 1은 KALIMER-600의 개략도로서, 크게 1차 계통, 중간계통, 그리고 잔열 제거 계통으로 이루어져 있다.

본 논문에서는 소듐냉각고속로의 원자로 내부 열유동을 파악하고 최적화 시키기 위하여, KALIMER-600을 1/10로 축소하여 투명소재로 용기를 만들고, 소듐을 물로서 모의하여 1차계통 유량을 PIV로 측정한 것을 기술하였다.

소듐냉각고속로(Sodium cooled Fast Reactor)는 우

라늄 자원을 효율적으로 이용할 수 있는 미래형 원자로이다. 한국원자력연구원은 최근 소듐냉각고속로 실증로 건설을 위한 장기목표를 가지고, 실증로 개념설계와 그 성능과 안전성을 입증하기 위한 대형 열수력 실험을 준비하고 있다.

소듐(sodium)은 열수력 특성과 전기적 특성이 좋아서 액체금속로의 냉각재로서 가장 많이 연구된 금속이다. 기존의 경수로와는 달리 소듐을 냉각재로 사용하는 액체금속로의 1차계통(Primary Heat Transport System)은 대기압과 유사한 조건에서 운전되며, 에너지전환계통으로 열을 전달해주는 증기발생기 사이에 중간계통(Intermediate Heat Transport System)이 있는 것이 특징이다.

고속중성자에 의한 핵분열 에너지를 증기발생기 시스템에 전달해 주기 위한 중간열교환기 IHX가 풀(pool)에 설치되어, 코어(core)를 거쳐서 나온 고온의 소듐과 열교환을 하여 소듐을 냉각시킨다. 냉각된 소듐은 PHTS 내부에 설치된 1차계통펌프에 의하여 유

[†]한국원자력연구원 고속로기술개발부

E-mail : jecha@kaeri.re.kr

^{*} 한국원자력연구원 고속로기술개발부

Fig. 1. Schematic diagram of KALIMER-600.

Fig. 2. Bird's eye view of KALIMER-600.

입관(Inlet plenum)을 거쳐 코아(core)로 재유입된다.

액체금속로의 비정상적인 운전시에 코아에서 발생하는 잔열(decay heat)을 제거하기 위한 시스템의 하나로써 피동잔열제거루프(passive decay heat removal circuit, PDRC)가 KALIMER-600의 고유 개념으로 설계되어 있다. 이 PDRC는 PHTS의 냉각재 펌프가 정지시에 코아의 잔열을 제거하기 위하여, DHX로부터 풀내부의 소듐으로부터 열을 빼앗아 자연순환(natural circulation)에 의하여 공기열교환기(AHX)로 전달하게 된다. 이때 풀내부의 소듐은 저온 풀과 고온 풀의 온도 차에 의한 구동력으로 순환하게 된다. 이러한 풀내부의 유동 특성을 파악하는 것은 액체금속로의 안전성 및 경제성을 입증하는 데 매우 중요하다.

따라서 본 연구원에서는 실증로 개념설계에 맞추어 안정성을 입증하는 실험들을 계획하고 있으며, 소듐

Fig. 3. Normal operation condition of KALIMER-600.

Table 1. Major specification of KALIMER-600

OVERALL	
Net Plant Power, MWe	600
Core Power, MWt	1523.4
Gross Plant Efficiency, %	41.9
Net Plant Efficiency, %	39.4
PHTS	
Reactor Core I/O Temp., °C	390/545
Total PHTS Flow Rate, kg/s	7731
Primar Pump Type	Mechanical
Number of Primary Pumps	2
IHTS	
IHX I/O Temp., °C	320.7/526.0
IHTS Total Flow Rate, kg/s	5800
IHTS Pump Type	Electromagnetic
Number of IHXs per Lope	2
SGS	
Staeam Flow Rate, kg/s	663
Steam Temperature, °C	503
Steam Pressure, MPa	16.5
Number of SGs	2

실험에 앞서 원자로 용기(Reactor Vessel)내부의 열유동 현상을 파악하기 위하여, KALIMER-600 원자로의 1/10 축소모형을 투명재질로 제작하여 물모사(Water Simulation) 실험을 수행중이다. 본 논문에서는 물모사 실험장치의 설계제작 및 설치, 유로차압측정 및 PIV 유동장 측정을 통한 실험장치의 거시적 지표들을 기술하였다.

2. 실험장치 설계 및 제작

2.1 척도해석 및 실험장치 설계

Fig. 2와 Table 1은 한국원자력연구원에서 개념설계

한 KALIMER-600의 정상운전조건과 주요사양을 나타낸 것으로, 소듐은 390°C에서 코아로 유입되어 545°C로 고온풀(hot pool)로 유출된다. PHTS의 소듐은 2대의 1차계통 원심펌프에 의하여 펌핑되며, 고온풀에 장입한 4대의 중간열교환기(IHX)에 의하여 PHTS의 에너지를 중간계통(IHTS)로 이송하게 된다. IHX는 2대가 1조를 이루어 전체적으로 Two-Loop을 형성하게 된다. 잔열제거를 위한 잔열제거열교환기(DHX)는 2대는 고온풀과 저온풀(cold pool)의 사이에 설치되어, 각각 1개의 자연순환 루프에 의하여 잔열을 공기냉각열교환기(AHX)로 이송하게 된다. 이러한 잔열제거계통이 한국원자력연구원에서 개념개발한 PDRC 루프이다.

비정상운전시 잔열제거계통이 코아의 잔열을 제거할 수 있는 능력을 입증하기 위하여, 축소모형으로 제작된 소듐실험을 계획하여 척도해석과 주요장치의 개념설계를 수행하였다. 그러나 소듐은 불투명하여 내부의 유동을 잘 볼 수 없고, 고온에서 운전되므로 실험장치를 구성하는데 비용과 많은 시간이 소요되는 어려움이 있다. 측정부 내부의 열유동 분포를 측정하는 것은 원자로 설계에 필요한 풀해석 코드의 신뢰도를 향상시키는 데 중요하다. 이러한 실험들은 고속로 연구에 선진국에서는 1980년대말에서 1990년대 중반에 이미 수행한 바⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾가 있으나, 그당시는 유동가시화기법이 지금처럼 발달해 있지 않아 세심한 자료 추출에는 어려움이 많았다.

본 연구에서는 소듐 실험에 앞서, KALIMER-600을 1/10로 축소하여 투명 Plexiglas로 제작하여 내부의 열유동장을 유동가시화 기법으로 관찰할 목적으로 제작하였다. 물을 이용한 상사실험은 액체소듐을 이용할 때 보다 장치를 설치하는 비용이 낮으며, 장치에 문제가 생겼을 경우 빠른 시간에 해결이 가능하며, 온도나 유동을 측정하기가 용이하다. 특히 투명한 재질로 실험모형을 제작할 수 있으므로 광학적인 열유동 가시화 기법을 이용하여 정량적인 측정도 가능하다.

Table 2는 코아에서 소듐의 평균온도인 467.5°C를 모사하기 위한 물 30°C의 물성을 비교한 것이다. 소듐은 물과 매우 유사한 수력학적 특성을 지니고 있어서 열전달 특성의 왜곡만 적절히 피하면, 모사를 위한 좋은 매개체가 될 수 있다. 척도해석을 위한 출발점으로 자연순환에서 중요한 무차원변수인 부력과 관성력의 비인 Richardson number Ri를 Prototype과 Model 사

Table 2. Properties of water and liquid sodium

		Water	Sodium
		30	467.5
Temperature	T [°C]		
Specific volume	v [m ³ /kg]	0.001004	0.001190
Density	ρ [kg/m ³]	996.7	840.1
Specific heat	Cp [J/kg·K]	4179.8	1269.4
Thermal conductivity	κ [W/m·K]	0.6195	69.75
Viscosity	μ [Pa·s]	0.000797	0.000263
Thermal expansion coefficient	β [1/K]	0.000303	0.000285
Thermal diffusivity	α [m ² /s]	1.48E-07	6.54E-05
Prandtl number	Pr [-]	5.4	0.005

Table 3. Major scaling parameters

Parameter	KALIMER-600	Water model
RV length [m]	18.5	1.85
RV diameter [m]	11.41	1.14
Power [MW]	1523.6	0.56 (×10%)
ΔT across core [°C]	155.0	14.59
Ri ratio	-	1.0
Velocity ratio	-	0.1
Time ratio		1.0

이에 1로서 맞춘 다음 투명 용기로 제작 가능한 크기인 1/10로 축소를 하면서 전체적으로 무차원 수를 맞추었다. 본 연구에서는 실험장치의 제작 설치를 고려하여, 모델링한 열출력의 10%에서 실험을 수행하도록 고려하였다.

Table 3은 본 연구에서 해석한 주요 척도 인자를 나타낸 것이다. 본 실험에서 주로 고려한 또다른 무차원 수는 압력손실과 관성력의 비인 Euler number로서, 축소모형을 제작할 경우 압력손실의 주요요소중의 하나인 마찰력에 의한 손실이 현저히 줄어들 수 있다. 이부분은 예비실험 수행 후 유로 각부분의 압력손실을 고려하여 각 구성요소의 출입구에 유동저항체를 적절히 부착하여 보정해 주는 방법을 선택하였다.

핵연료 다발로 구성된 코아 부분은 전기히터(electric heater)로써 제작하여 자연순환을 위한 열원으로 사용하도록 설계하였다. 모델링한 정상출력의 10%의 열원을 갖도록 전체적으로 약 56 KW 수준의 발열값을 갖도록 약 120개의 봉히터(cartridge heater)가 설치되도록 설계하였다.

한편 원자로 내부 유동 분포 및 유로 압력손실 측정 실험을 위하여, 원자로 축소모형 내부에 1차계통 펌프를 설치하도록 구성하였다. Table 4는 PHTS 펌프 제작을 위하여 펌프상법칙에 따라 척도해석한 결과를

Table 4. Scaling of PHTS pump

	KALIMER-600 Scaled Model	
Impeller Size, D [cm]	240	24
Head, Actual head	45.15	4.515
H [m]	54.18	5.418
Flow rate, Q [m ³ /min]	270.09	0.854
Revolution, N [rpm]	450	1423
Specific speed, Ns	370.33	370.33

Fig. 4. Schematics of water-scaled model facility.

나타낸 것이다. 척도해석한 결과의 약 10% 수준으로 펌프를 제작하여 펌프 유로에 설치하여, 각 유로의 압력손실 측정 등 거시적 유로특성을 측정하도록 구성하였다. 본 실험에서는 KALIMER-600의 1차계통 원심 펌프를 대신하여, 축류형의 프로펠러를 원자로 헤드 부분에 설치된 모터로써 구동하여 펌핑하도록 설계하였다.

Fig. 4는 실험장치의 개략도를 나타낸 것으로 KALIMER-600의 IHX와 DHX 루프의 모사는 냉각기(chiller)를 이용하여 전체적인 에너지 평형을 맞추거나 열침원(heat sink)으로 사용하도록 설계하였다.

IHX와 DHX용 열교환기는 KALIMER-600과 같은 형태의 셸-튜브형(Shell-Tube type)으로 설계하였다. IHX와 DHX로 유입되거나 유출되는 셀측의 물의 압력강화와 온도는 유동저항체와 적절한 chiller 온도제어를 통하여 제어하도록 구성하였다.

축소된 KALIMER-600 모델의 개략적 치수와 실험장치의 설치 Layout을 각각 Fig. 5와 Fig. 6에 나타내었다. 실험장치의 설치 외부로의 열손실과 유동가시화를 위한 Laser 사용을 고려하여 차폐된 방에서 실험할 수 있도록 설계하였다. 유동의 측정은 PIV와 소듐에서의 적용 방법론 개발을 위하여 UVP(초음파도플러유속

Fig. 5. Scaled KALIMER-600 model.

Fig. 6. Experimental facility layout of the KALIMER-600 water-scaled model.

계)를 이용하여 상호 비교하면서 측정하고, 거시적인 유동은 dye injection method 또는 연속레이저(continuous laser)를 이용하여 관찰하도록 계획하였다. 원자로 내부의 온도 측정을 위하여, 주요 기기의 입출구 및 풀(poop)에 약 300여개의 열전대를 설치하도록 상부헤드 및 하부용기를 설계하였다.

2.2 실험장치 제작 및 설치

KALIMER-600 축소 물모의 실험장치의 측정부인 원자로 용기를 설치한 모습을 Fig. 7에 나타내었다. 본 측정부의 원자로 헤드(reactor head)와 하부 용기를 제외한 대부분은 투명한 아크릴(acrylic)로 제작하였다. 원자로 용기 본체는 1인치 두께의 투명 아크릴을 사용하여 제작하였다. 내부에 설치한 각 유로는 KALIMER-600의 유로를 가능한 1/10 척도를 유지하도록 아크릴로 제작하였고, 필요에 따라 건전성을 유지하기 위하여 폴리 카보네이트를 사용하여 제작하였다.

Fig. 8과 같이 실험장치는 3층으로 구성되어 있다. 측정부는 2층에 설치하였으며, 측정부 용기 상부헤드에 각종 열교환기 및 1차계통 펌프 등을 설치하도록 제작하였다. 1층에는 장치 운전에 필요한 순수처리장치 및 냉각시스템의 실내기 및 급배수 시스템을 설치하였고, 3층에는 장치 이송에 필요한 1톤 용량의 호이스트(hoist)를 설치하였다. 측정부 본체는 헤드 위에 설치한 지붕의 문을 통하여 외부로 반출가능하도록 구성하여, 필요에 따라 장치의 보수 및 센서 설치가 가능하도록 하였다.

실험장치의 모의히터 집합체의 제작은, 설치 공간의 제약으로, 당초 120개 히터를 설치하는 설계안을 변경하여, 1.5 kW 출력의 봉히터를 69개 설치하였으며, 향후 확장성 및 열전달을 고려하여 총 100 kW 수준의 출

Fig. 7. KALIMER-600 water-scaled model test-section.

Fig. 8. Installation overview of KALIMER-600 water-scaled model test facility.

Fig. 9. PHTS-pump system with BDFT for the water-scaled model test facility.

력을 낼 수 있도록 고려하였다. 각 히터의 표면에는 1 mm 직경의 K-type sheath 열전대를 부착하여, 히터의 표면 온도를 제어할 수 있도록 제작하였다. 모의히터 집합체는 16개군으로 나누어 제어하도록 결선하였다.

중간열교환기(IHX) 및 잔열제거 열교환기(DHX)는 셀-튜브형으로, 56 kW의 열을 제거할 수 있도록 설계 및 실험을 통하여 제열성능을 검토한 후, 스테인리스 재질을 사용하여 제작하였다. 본 열교환기와 연결된 냉각시스템은 20RT(78 kW) 및 15RT(58 kW)의 냉각 능력을 갖는다. 실험실의 소음을 고려하여 실내측에는 온도조절에 필요한 냉각조와 이송용 펌프 및 증발기만 설치되어 있고, 압축기 등의 냉동시스템의 주요부분은 실외측에 설치하였다. 열교환기 출입구 연결부분 배관에는 열교환량의 측정을 위하여 T-type sheath형 열전

대 및 vortex 유량계를 설치한 후 단열처리 하였다.

측정부 모델 내부에 물의 순환을 위하여 1차계통 펌프를 Fig. 9와 같이 설치하였다. 펌프는 그림에서 볼 수 있듯이 1/2HP 모터와 타이밍 벨트에 의하여 구동되며, 모터축의 끝 부분에 축류 프로펠러를 부착하여, 물을 순환시키도록 제작하였다. 프로펠러 하부에는 평균 양방향튜브유량계(Bi-Directional Flow Tube)를 설치하여 펌프하류의 유동이 유입관(inlet plenum)을 거쳐 원자로 코아로 들어갈 때, 유량을 측정할 수 있도록 제작하였다.

본 BDFT는 한국원자력연구원 열수력안전연구부에서 2상유동 측정을 위하여 개발한 것으로, 유량계 전단의 전압(total pressure)과 후단의 배압(back pressure)의 차를 측정하여 유량을 산출하는 것으로, 원리가 피토크(Pitot tube)와 유사하나, 역방향 유동을 측정할 수 있고 유동의 교란에 의한 받음각(yaw angle)의 영향을 적게 받는 것이 특징이다. 또한 크기를 배관에 맞추어 제작할 수 있어, 원자로 실험장치 등에 적용할 가능성을 살펴보고자 설치하였다.

본 열유동 실험장치의 온도 측정을 위해서 코아 상부의 고온폴에는 약 234개소의 열전대를 설치하였고, 중간열교환기 하부의 저온폴에는 약 96개소의 열전대를 설치하였다. 모의히터 표면에는 69개소의 열전대를 설치하였고 냉각시스템과 연결된 배관의 출입구에는 12개소의 열전대를 설치하였다.

각 유로의 압력손실을 측정하기 위하여 Rosemount사의 SMART-type 차압계를 5개 설치하였으며, 차압 라인에 함유될 기포를 제거할 수 있도록 기포배출 및 물배출 라인을 구성하였다.

실험장치의 온도 및 유량, 그리고 차압은 자료수집장치인 Agilent 34980A와 34970A 그리고 Bench link 소프트웨어를 이용하여 획득하도록 구성하였다. 실험실의 온도는 일정한 조건을 유지할 수 있도록 측정부가 설치된 공간과 급배수 시스템이 설치된 공간을 독립된 방으로 만들었다.

3. 실험결과

풀형(pool type) 소듐냉각고속로원자로 1차계통의 유량측정은 원자로의 운전 및 설계에 중요한 요소이나 직접적인 유량측정은 원자로의 구조나 고온의 소듐 및 방사성 환경 때문에 용이하지 않다. 따라서 본 연구에서는 양방향 튜브유량계를 이용하여, 풀형 소듐냉각고속로

의 1차계통의 유량측정 방법론 개발을 시도하였다.

양방향 유량계는 그 측정원리가 피토크관과 유사하다. 유동이 있는 배관에 Fig. 10과 같이 양방향 유량계를 설치하면 양방향유량계 내부의 H빔 형태의 유동튜브 전후에 차압이 발생하는데, 전단에서 측정되는 압력은 유체유동에 의한 동압(dynamic pressure)이 포함된 전압(total pressure)과 동일하다. 한편, 튜브 후단에서 측정되는 배압(back pressure)은 튜브 후방의 유동에 의해 발생된 흡입효과(suction effect)로 유동장내에 형성되는 정압(static pressure)보다 작은 압력이 측정된다.

따라서 유동 튜브 전후단에서 측정된 차압은 유속의 동압보다 약간 커지게 되며, 이를 압력 증배계수(amplification factor) K 로 식 (1)과 같이 정의한다.

$$K = 1/V (2\Delta P/\rho)^{1/2} \quad (1)$$

여기서 V 는 유체속도(m/s), K 는 증배계수, ΔP 는 차압(Pa), 그리고 ρ 는 유체의 밀도(kg/m³)이다. 따라서 유량계 전후의 차압을 측정하여, 미리 교정을 통하여 구한 증배계수 K 를 통하여 체적 유량을 산출한다. Fig. 11은 교정 실험을 통하여 제시된 압력증배계수를 나타낸 것이다. 본 실험의 원자로 모형 실험을 통하여 측정된 BDFT 양단의 차압을 Fig. 12에 나타내었다.

한편 BDFT 차압에 의해 산출한 유량과 비교를 위하여 1차계통 각부의 유동장을 PIV실험을 통하여 측정하였다.

PIV 측정을 위한 광원은, 향후 실험규모의 확장을 고려하여 국내 벤처기업 KOMI(한국광학기계)에서 제작한 250 mJ 용량의 Dual Nd-Yag pulse 레이저를 이용하였다. 화상측정 및 해석은 TSI사의 POWERVIEW™ Plus 2MP CCD카메라와 INSIGHT 3G를 이용하였다.

모형 원자로 측정부의 유동장 각부의 유속을 알수

Fig. 10. Schematics of Average BDFT.

Fig. 11. Corrected amplification factor K .

Fig. 12. Measured differential pressure of BDFT in the water scaled facility.

없으므로, 우선 카메라 노출시간과 레이저가 조사되는 시간을 찾는 예비실험들을 수행하였다. Table 5는 본 실험에서 설정한 두 레이저의 Q-switch가 터지는 DT의 개략적인 값을 찾아서 도식화한 것이다.

Table 5. Laser pulse time distance

Pump Rotation (Hz)	Laser pulse time distance (ms)			
	Pump Inlet	Pump Upper	IHX Exit	Pump-IHX
5	10,000	10,000	3,000	10,000
10	8,000	8,000	2,000	8,000
15	7,000	5,000	1,500	7,000
20	5,000	3,000	1,000	6,000
25	4,000	2,000	800	5,000
30	3,000	1,500	600	4,500
35	2,000	1,000	500	4,000
40	1,500	800	500	4,000
45	1,000	700	500	3,500
50	800	600	500	3,000

Fig. 13. Measured flow field from pump-inlet to IHX-exit.

Fig. 14. Measured flow field in the pump-inlet.

Fig. 13은 저온폴의 IHX 출구(그림에서 우측)에서 유출된 유동이 펌프 입구(그림에서 좌측)로 유입되는 유동을 PIV로 측정된 것을 나타낸 것이다. IHX 출구의 유동은, 펌프의 회전 속도에 따라 차이는 있지만, 제트 형태로 저온폴로 나와서 점차 속도가 줄어들면서 확산되고, 주위의 유동을 엔트레인(entrain)시키면서 저온폴의 원자로 밑바닥을 친다. IHX 하류에서 펌프 측으로 유입되는 유동은 저온폴에서 3차원적인 복잡한 혼합과정을 거친다. 또한 IHX 출구의 유동은 IHX 튜브측 열교환기의 후류의 영향이 나타나는 형태를 보였으며, 펌프의 흡입에 의하여 일부 유동이 치우치는 경향을 나타내었다.

Fig. 14는 펌프 케이싱으로 유입되는 유동을 PIV로 측정된 것이다. 펌프 케이싱 유입부에는 재순환(recirculation) 영역이 생기는데, 펌프의 회전수가 증가할수록 재순환 영역이 증가하여 유동장에 방해가 되므로, 원자로 설계시에는 이러한 부분을 고려해서 설계해야 함을 알 수 있다. 펌프의 프로펠러 하류의 유동은 선회류(swirl)가 크게 일어나면서 코아쪽으로 유입되

Fig. 15. Measured flow field at UIS from core exit.

는데, 정확한 유동장의 측정은 연속레이저로서 유동장을 육안으로 관찰하는 수준이상의 정량적인 측정은 향후 보다 세심한 실험을 통하여 측정해야 할 것으로 판단되었다.

Fig. 15는 코아 출구로부터 UIS(Upper Internal Structure)를 거쳐 IHX 입구와 자유표면까지의 거시적 유동을 도식화한 것이다. UIS는 원자로 제어를 위한 제어봉과 각종 측정용 센서들이 설치된 구조물로 하부 및 측면에 소듐의 유출입을 위한 다수의 구멍이 설치되어 있다. 코아 출구의 유동은 UIS 하부를 통과하지 못한 것은 재순환을 계속하여 UIS 하단에 머물게 되고, 일부는 하부의 구멍을 통과하여 상하부 UIS 헤드를 연결하는 유도관을 따라서 상승하게 된다. 이때 UIS 측면으로 비껴나온 대부분의 유동에 의해서 일부가 entrain 되어 빠져나오면서 주유동에 합류하게 된다. 이 주유동은 UIS 상부헤드의 하단에 부딪히거나 IHX 입구로 빨려들어간다. UIS헤드를 지나서 자유표면으로 올라간 유동은 큰 선회를 하면서 IHX로 유입된다.

Fig. 16은 양방향유량계의 차압 측정에 의해서 산출한 1차계통 유량과 IHX 출구부에서 PIV에 의하여 측정된 유동장에 의하여 계산한 유량을 비교한 것으로, 비교적 잘 일치함을 볼 수 있다. PIV에 의한 유량 산출은 IHX 출구부에서 유속분포를 구하여 미소구간에서 평균유속을 구한 후, 미소구간의 평균유속과 면적을 곱하여 적산하는 방식으로 유량을 계산한 것이다.

Fig. 16. Measured flow rate with BDFT differential pressure and IHX-exit PIV flow.

Fig. 17. Measured pump head and BDFT differential pressure.

Fig. 18. Comparison of measured IHX differential pressure between steady operation and DHX overflow.

PIV 유동장 해석의 조사구간(interrogation window)은 64 pixel×64 pixel로 처리하였다.

Fig. 17은 펌프의 성능을 파악하기 위하여 펌프 프로펠러 전후의 차압을 측정한 것이다. 본 펌프의 차압은, 주어진 유량조건에서, 1차계통 유로전체의 압력손실을 의미하는 것으로 척도해석한 100% 유량조건인 약 553

lpm에서 약 6500 Pa 수준의 값을 나타내어, 척도해석한 값인 5342 Pa와 유사한 범위를 나타내어 본 실험장치의 설계제작이 타당함을 보여준다.

IHX 전후의 차압을 측정된 것을 Fig. 18에 나타내었다. 본 차압은 정상적인 운전에서 약 150 Pa를 나타내었는데 이 값은 척도해석한 값인 305 Pa 보다 다소 작은 값이나, 차압의 측정지점이 설치상의 어려움으로 IHX 유입창(inlet window)보다 약 62 mm 하부에 설치되어 입구유동효과(entrance effect)가 반영되지 않았음을 고려하면 어느정도 타당한 값으로 판단되었다.

한편, 비정상운전시 잔열에 의해서 소듐의 온도가 올라감에 따라 부피가 팽창하면서 DHX 측으로 overflow가 생기면서, IHX와 별도의 DHX 측으로 병렬유로가 형성된다. 이러한 경우 IHX 측으로 흐르는 유동이 줄어들며 따라 압력손실도 줄어들게 되는데, Fig. 18의 그림에서 DHX overflow 시의 IHX 차압의 변화를 볼 수 있다.

한편, 본 실험에서 UIS 하부의 기공율을 절반으로 줄이거나 UIS와 IHX 상대위치를 12 mm 변경시키면서 전체 유로의 압력손실과 유동특성을 관찰하였는데 (본 논문에는 그 결과 기술을 생략) UIS 측면의 유로가 매우 커서 이러한 효과는 아무런 영향이 없음을 확인하였다. 그러나 UIS 기공율의 영향은 코아에 열원을 공급하여 열유동실험을 수행할 경우, 원자로 내부 열유동 분포에 상당한 영향을 줄 것으로 판단된다.

4. 결 론

소듐냉각고속로KALIMER-600원자로 내부 열유동 특성 평가를 위하여, 1/10 크기로 축소한 물모의 열유동 가시화 실험장치를 제작·설치하였다. 본 장치를 활용하여 각 유로의 압력손실, 1차계통 유량측정, 그리고

거시적 유동 특성을 측정하였다.

본 실험장치의 거시적 특성은 원자로 내부 유동장을 적절히 모사할 수 있음을 확인하였다. 본 장치를 이용하여 생산한 실험자료는 소듐냉각고속로 열유동코드 검증 및 소듐 실험장치 설계에 활용될 것이다.

후 기

본 연구는 중장기 원자력연구개발사업 및 출연금 주요사업의 지원으로 수행되었습니다. 지원에 감사드립니다.

참고문헌

- 1) D.H. Han, *et al.*, 2007, KALIMER-600 Conceptual Design Report, KAERI/TR-3381/2007, KAERI Technical Report
- 2) Hoffmann, H., Marten, K., Weinberg, D. and Ieda, Y., 1989, "Investigations on Natural Circulation in Reactor Models and Shut Down Heat Removal Systems for LMFBR's," *Proc. 5th Nuclear Thermal Hydraulics, San Francisco, California*
- 3) Hoffmann, H., Marten, K., Weinberg, D. and Kamide, H., 1990, "Thermohydraulic Model Experiments and Calculations on the Transition from Forced to Natural Circulation for Pool-Type Fast Reactors," *Transactions of the American Nuclear Society*, Vol. 62, pp. 143~151
- 4) N. Kimura, K. Hayashi, H. Kamide, M. Itoh, and T. Sekine, 2005, Experimental Study on Flow Optimization in Upper Plenum of Reactor Vessel for a Compact Sodium-Cooled Fast Reactor, Vol. 152(2), pp. 210-222