

자연순환 루프에서 이상유동 특성에 관한 예비실험 연구

김재철* · 하광순* · 박래준* · 홍성완* · 김상백*

Preliminary Experimental Study on the Two-phase Flow Characteristics in a Natural Circulation Loop

Jae Cheol Kim*, Kwang Soon Ha*, Rae Joon Park*, Seong Wan Hong*, Sang Baik Kim*

Key Words : Two-phase Flow(이상유동), External Reactor Vessel Cooling(원자로 용기 외벽냉각), Periodic Natural Circulation Flow(주기적 자연순환 유동)

Abstract

As a severe accident mitigation strategy in a nuclear power plant, ERVC(External Reactor Vessel Cooling) has been proposed. Under ERVC conditions, where a molten corium is relocated in a reactor vessel lower head, a natural circulation two-phase flow is driven in the annular gap between the reactor vessel wall and its insulation. This flow should be sufficient to remove the decay heat of the molten corium and maintain the integrity of the reactor vessel. Preliminary experimental study was performed to estimate the natural circulation two-phase flow. The experimental facility which is one dimensional, the half height, and the 1/238 channel area of APR1400, was prepared and the experiments were carried out to estimate the natural circulation two-phase flow with varying the parameters of the coolant inlet area, the heat rate, and the coolant inlet subcooling. In results, the periodic circulation flow was observed and the characteristics were varied from the experimental parameters. The frequency of the natural circulation flow rate increased as the wall heat flux increased.

1. 서론

원자로 노심이 용융하는 사고가 발생할 경우, 노심의 붕괴열을 제거하기 위한 여러 가지 안전계통 중에서 원자로 용기 공동에 냉각수를 공급하여 원자로 용기 외벽을 냉각하는 전략을 원자로 용기 외벽냉각(External Reactor Vessel Cooling, ERVC)이라 한다. 이것은 노심의 붕괴열로 인해 원자로 용기와 단열재 사이의 간극에서 형성되는 자연순환 이상유동을 이용하여 원자로 용기 외벽에서 붕괴열을 충분히 제거하면서 원자로 용기의 건전성을 유지하는 것이다.

현재 건설중인 APR1400[1] 등의 원자로 시스템에서도 이 전략을 채택하였다. 하지만 기존의 원자로 보다 출력이 높은 APR1400 원자로의 경우, 이 전략이 성공하기 위해서 열적 여유도를 높일 수 있는 공학적인 단열재의 설계가 필요하다. 즉, 원자로 외벽이 임계열속(Critical Heat Flux)에 이르지 않기 위해서, 원자로 용기와 단열재 사이의 간극에 충분한 자연순환 유동이 형성될 수 있도록 단열재에 냉각수 유입구, 배출구, 그리고 증기출구 등을 적절하게 설계하여야 한다. T-HERMES-1D 연구[2]는 APR1400 원자로 용기 외벽냉각 시 발생하는 자연순환 유동을 평가하기 위한 1/2규모, 1차원 실험장치로써 공기주입방법과 벽면가열방법으로 이상유동 형성이 가능하다. 본 논문에서는 벽면가열 실험의 예비실험으로 수행된 실험결과 즉, 벽면열속, 유입구 면적, 냉각수 유입구 온도변화에 따른 자연순환 이상유동의 특성을 소개하고자 한다.

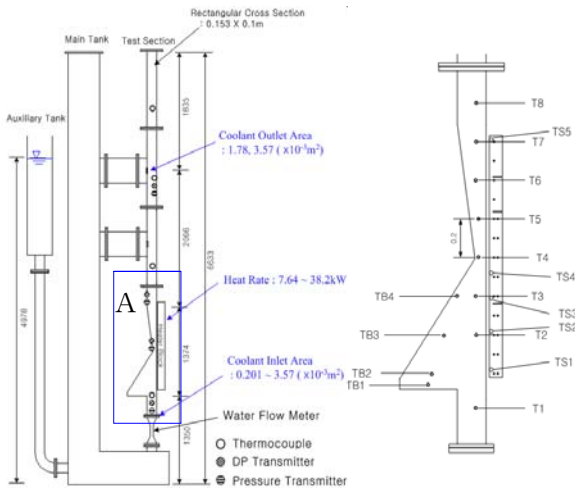
2. 실험장치

T-HERMES-1D 실험장치는 원자로 용기와 단열재 사이의 간극에서 발생하는 자연순환 이상유동을 모의하기 위한 것으로 Cheung의 상사법칙[3]에 따라 APR1400 원자로 및 단열재 시스템의 높이 1/2, 유로의 면적 1/238로 축소하여 1차원으로 설계하였다. 본 실험장치는 이상유동을 형성시키는 방법으로 원자로 외벽에서의 열속을 직접 모의하는 벽면가열 방법과 그에 상응하는 공기를 주입하는 공기주입 방법 모두 가능하다. Fig. 1은 T-HERMES-1D의 가열 실험장치와 그 변수의 범위를 나타낸 그림이다.

실험장치는 크게 주 실험부와, 2개의 물탱크, 그리고 벽면가열 장치로 나눌 수 있다. 주 실험부는 폭 0.1m의 직사각형 유로로서, 자연순환 이상유동의 통로 역할을 한다. 주 실험부의 간극은 Cheung의 상사해석[4]을 통해 원자로의 반경을 1/2로 축소할 경우 채널의 간극을 $1/\sqrt{2}$ 로 축소해야한다는 상사비를 이용하여 조절하였다. 물탱크는 단열재 밖의 냉각수 풀(Pool)을 모의하기 위한 것으로 주실험부 보다 유로면적이 큰 물탱크를 설치함으로써 주실험부에 일정한 수두를 공급하도록 하였다. 원자로 용기 하반부의 가열부는 히터봉(1500W: 53개, 600W: 17개)을 장착한 황동블럭을 이용하여 제작하였으며, 일정 열속을 공급할 수 있도록 히터 제어장치를 구성하였다.

본 실험에서 조절 가능한 변수는 Table 1에 보는 것과 같이 냉각수 유입구 및 배출구 면적, 평균 벽면 열속, 냉각수 유입구 온도 배출구 높이 및 물탱크 수위이다. 유입구는 두께 8mm 원형의 오리피스를 이용하였으며, 오리피스 직경을 바꾸어 면적을 조절하였다. 배출구의 형상은 직사각형이며 그 크기는

*한국원자력연구원 열수력안전연구부, tomo@kaeri.re.kr



(a) Overview (b) Detail A
Fig. 1. Schematics of T-HERMES-1D facility.

43.6×81.8mm 또는 21.8×81.8mm으로 직접 벽면에 구멍을 뚫어서 제작하였다. 배출구의 높이는 물탱크 수위 기준으로 0.187m, 또는 1.317m 하부의 2가지 경우로 조절하였다. 물탱크의 수위는 물탱크에 높이가 다른 플로트(float) 밸브가 2개 설치되어 있어 2가지 경우에 대한 실험이 가능하도록 하였다. 벽면 열속의 크기는 중대사고 경위 및 노심용융물의 성층화 조건에 따라 다르다. 본 논문에서는 LBLOCA(Large Break Loss of Coolant Accident)사고시 MAAP4 Code를 이용한 중대사고 경위 해석결과[5]를 바탕으로 결정하였다.

실험은 우선 물탱크와 주 실험부에 목표 수위까지 물을 채운 후 벽면을 가열함으로써 실험장치의 반시계방향으로 순환하는 자연순환 이상유동을 모의하도록 하였다. 이에 따라 순환유량을 측정하기 위해 냉각수 유입구 하부에 물 유량계를 설치하였고, 부피평균 기포율을 측정하기 위해 최소간극 지점, 히터상부 지점, 배출구 지점에 각각 0.1m 간격으로 3개의 차압계를 설치하였다. 또한 높이에 따른 자연순환 유동의 온도와 벽면 열속을 확인하기 위해 Fig 1(b)에 나타난 바와 같이 열전대를 설치하였다.

본 논문에서는 배출구 면적을 $3.14 \times 10^{-3} \text{m}^2$ 로 고정한 상태에서 벽면열속, 유입구 면적, 냉각수 유입온도를 변화에 따른 실험 결과를 소개한다.

Table 1. Experimental parameters.

| Parameter, Unit | Range | Remark |
|-----------------------------------|---------------------------------------|---|
| Inlet area, 10^{-3}m^2 | 0.201, 0.314, 0.630, 1.05, 1.89, 3.57 | Rectangular cross sectional area: 0.0153m^2 |
| Outlet area, 10^{-3}m^2 | 1.78, 3.57 | |
| Outlet height, m | -0.187, -1.316 | Base height: 4.978m in water tank |
| Water level in water tank, m | 0, -0.81 | |
| Avg. Wall Heat Flux, % | 10 ~ 50 | 100%=611kW/m ² |

3. 실험결과

실험 가시화 결과 열속이 가장 크고, 아냉각도가 가장 작은 지점인 가열부 상부 근처에서 다량의 기포가 주기적으로 발생하였고, 이에 따라 자연순환 유량도 변화하였다. Fig 2는 이러한 현상을 나타낸 그림으로서, 평균 벽면 열속 264kW/m^2 , 아냉각도 $12^\circ\text{C} (\pm 2^\circ\text{C})$, 유입구 면적 $0.201 \times 10^{-3} \text{m}^2$ 일 경우 시간에 따른 자연순환 유량, 가열부 최상단 벽면온도(TS5), 기포율을 나타낸 그림이다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 순환유량, 벽면온도, 기포율이 일정 시간차를 두고 주기적으로 변하고 있음을 알 수 있다. 즉, 가열부 벽면의 온도가 상승하여 비등이 발생하게 되면, 기포 생성에 따른 열전달량의 증가로 벽면온도는 낮아진다. 비등에 의한 기포율의 상승으로 인해 주 실험부내의 압력이 낮아져, 자연순환 유량이 증가하게 된다. 순환유량의 증가는 벽면 열전달량의 증가를 촉진하여 벽면온도는 더욱 낮아지게 된다. 벽면온도가 비등을 위해 필요한 온도 이하로 낮아지면 기포율은 감소하고 결국 순환유량은 감소한다. 기포율과 순환유량의 감소에 따른 열전달량의 감소로 벽면온도가 다시 상승하면서 앞서 기술한 일련의 과정이 반복되어 발생하는 것을 알 수 있다.

Fig. 3은 Fig. 2의 시간에 따른 자연순환 유량의 변화를 Fast Fourier Transform(FFT)을 이용하여 주파수 스펙트럼으로 나타낸 것이다. 이것은 자연순환 유량 변화를 주기함수의 합으로 표현한 후, 이 주기함수의 주파수에 따른 강도를 나타낸 그림으로, 가장 강도가 큰 주파수를 이용하여 자연순환 유동의 대표 순환 주기를 알 수 있다. Fig. 3을 통하여 본 실험조건에서 자연순환 유량 변화의 대표주기는 약 15초(0.065Hz)인 것을 알 수 있다. 일반적으로 개방형 자연순환 루프에서 자연순환 유동의 주기는 냉각수 아냉각도, 평균 벽면 열속 등에 영향을 받는 것으로 알려져 있다[6].

Fig. 4는 유입구 면적, 아냉각도, 평균 벽면 열속의 변화에 따른 시간에 따른 자연순환 유동의 변화를 나타낸 것이다. Fig. 5는 Fig. 4의 자연순환 유량에 대한 FFT결과를 나타낸 그림이다.

Fig. 4와 Fig. 5에서 유입구 면적이 $0.201 \times 10^{-3} \text{m}^2$ 일 경우를

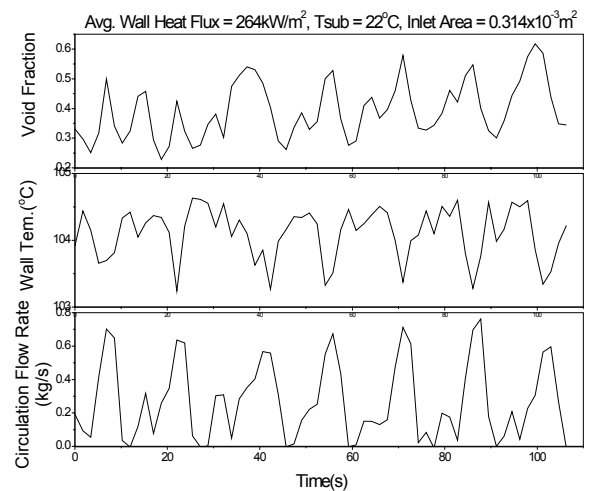


Fig. 2. The variation of the circulation flow rate, the wall temperature, and the void fraction with the time.

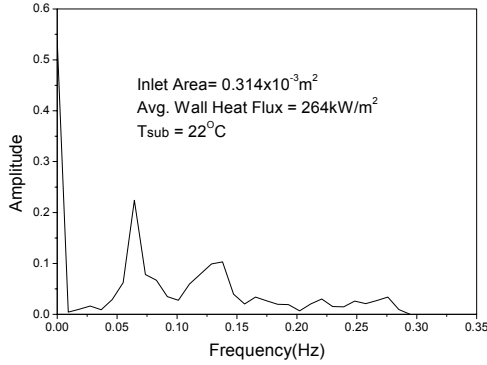


Fig. 3. FFT results of circulation mass flow rate.

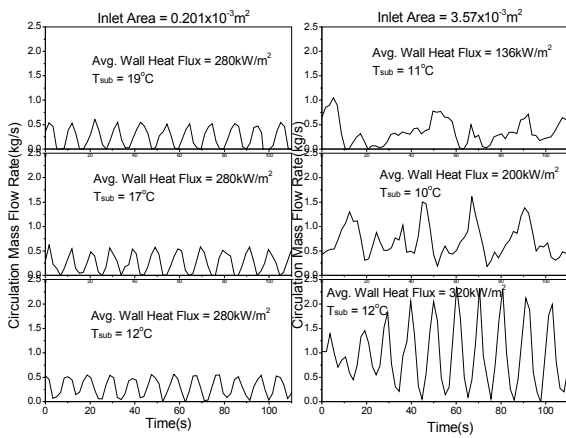


Fig. 4. Circulation mass flow rate at various inlet areas, wall heat flux, and coolant inlet subcoolings.

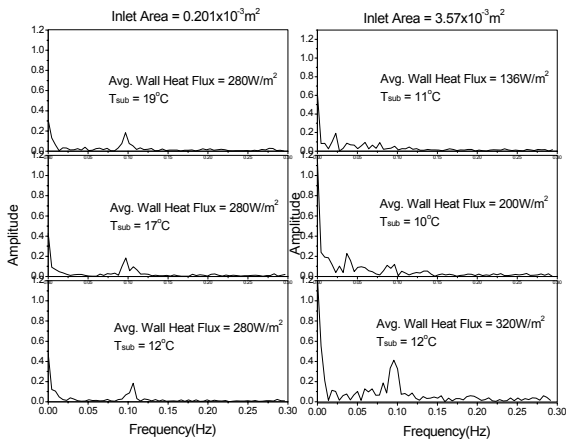


Fig. 5. FFT results of circulation mass flow rates at various inlet areas, wall heat flux, and coolant inlet subcoolings.

보면, 평균 벽면 열속이 280kW/m²으로 일정한 조건에서는, 아냉각도가 12°C, 17°C, 19°C로 증가함에도 불구하고 자연순환 유동의 대표 순환주기는 약 10초(0.1Hz)로 거의 변화가 없음을 알 수 있다. 일반적으로 아냉각도가 증가하면 대표 순환주기가 증

개[6]하여야 하지만 본 실험조건에서는 그 영향이 거의 나타나지 않았다. 본 실험조건은 냉각수 유입구 면적이 작은 경우로서, 유동저항이 커져, 냉각수 순환유량이 작게 나타난 경우이다. 따라서 냉각수 순환 유량이 작아, 아냉각도가 유동주기에 크게 영향을 미치지 않았을 가능성이 있다.

Fig. 4와 Fig. 5에서 유입구 면적이 3.57×10⁻³m² 일 경우를 보면, 아냉각도가 10±2°C인 조건에서 평균 벽면 열속이 증가할수록, 자연순환 유동의 대표 순환주기가 감소하는 것을 알 수 있다. 즉, 평균 벽면 열속이 136kW/m²에서 320kW/m²으로 증가함에 따라, 대표 순환주기는 40초(0.025Hz)에서 10초(0.1Hz)로 감소하였다. 이는 평균 벽면 열속이 증가하여 냉각수에 공급되는 열량이 증가할 경우, Fig.2에서 설명한 바와 같은, 벽면온도 증가→기포율 증가→순환유량 증가→열전달량 증가→벽면온도 감소→기포율 감소→순환유량 감소→열전달량 감소→벽면온도 증가 등의 유동 특성 주기가 짧아지는 것을 나타낸다.

Fig. 4와 Fig. 5를 보면, 같은 아냉각도(12°C)와 비슷한 평균 벽면 열속(280kW/m², 320kW/m²) 조건에서 유입구 면적이 증가하면 순환유량의 대표순환 주기는 10초(0.1Hz)로 비슷하지만 순환유량의 진폭은 크게 증가하는 것을 알 수 있다. 이것은 냉각수유입구의 증가에 따른 냉각수 유동저항이 작아져 자연순환 유량이 증가하기 때문이다.

4. 결론

본 논문에서는 APRI400 원자로 용기 외벽냉각 시 자연순환을 평가하기 위한 T-HERMES-1D 연구의 일부로서 벽면가열 실험에서 발생하는 자연순환 이상유동의 특성을 소개하였다.

예비 실험결과, 자연순환 유동 특성은 가열 벽면온도 증가→기포율 증가→순환유량 증가→열전달량 증가→벽면온도 감소→기포율 감소→순환유량 감소→열전달량 감소→벽면온도 증가 등의 주기적 현상을 나타냈다.

유입구 면적이 작은 경우에는 유동저항이 커서 순환 유량은 일정한 주기를 갖는 안정된 모습을 보였다. 반면 유입구 면적이 큰 경우에는 공급열속이 증가할수록 불안정한 진동상태에서 주기적인 모습으로 변화하였으며 그 진동수 또한 증가하였다.

앞으로, 본 실험장치를 이용하여 다양한 유입구 / 배출구 면적, 벽면 열속, 아냉각도 조건에서의 실험을 수행하여, 그에 따라 자연순환 유동 특성을 고찰할 것이다. 이를 통해 원자로 용기 외벽 냉각 시 원자로 용기와 단열재 사이의 간극에서 발생하는 자연순환 유동의 불안정성, 즉 주기적인 유동, flashing 및 geysering 현상 등에 대해 종합적으로 평가하고, 이 결과를 이미 완료된 공기주입 실험 결과[3]와 비교·분석할 것이다.

후기

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 중장기 사업과제의 일환으로 수행하였습니다.

참고문헌

- [1] S. J. Oh et al., In-Vessel Retention Technology development and Use for Advanced PWR Design in the USA and Korea,
- [2] K. S. Ha, R. J. Park, H. Y. Kim, S. B. Kim, and H. D. Kim, An Experimental Study on the Two-phase Natural Circulation Flow through the Gap between the Reactor Vessel and

- Insulation, KAERI Technical Report, KAERI/TR-2958/2005, 2005.
- [3] K. S. Ha, J. C. Kim, R. J. Park, Y. R. Cho, S. B. Kim, and S. H. Hong, One-Dimensional Study on the Two-phase Natural Circulation Flow through the Gap between the Reactor Vessel and Insulation under ERVC, KAERI Technical Report, KAERI/TR-3407/2007, 2007.
- [4] F. B. Cheung and L. C. Liu, CHF Experiments to Support Un-Vessel Retention Feasibility Study for an Evolutionary ALWR Design, EPRI WO# 5491, PSU/mne-99-263J, 1999.
- [5] Jong Wook Park and Dong Wook Jeong, 1997, "An Investigation of Thermal Margin for External Reactor Vessel Cooling(ERVC) in Large Advance Light Water Reactors (ALWR)", Proceedings of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Kwangju, Korea, May.
- [6] I. C. Kyung and S. Y. Lee, Periodic flow excursion in an open two-phase natural circulation loop, Nuclear Engineering and Design, 162(1996), pp 233-244.