

HERMES-HALF 예비실험과
RELAP5/MOD3를 이용한 자연순환 유동 해석

Preliminary HERMES-HALF Experiments and Natural Circulation
Flow Analyses using RELAP5/MOD3

하광순, 박래준, 김상백, 김희동
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

원자로용기 외벽냉각시 원자로 용기와 단열재 사이의 유로에서 형성되는 자연순환 유동을 평가하기 위한 연구인 T-HERMES 프로그램의 일환으로 HERMES-HALF 실험장치를 이용하여 예비실험을 수행하고, 그 결과를 RELAP5/MOD3 해석결과와 비교하였다. 자연순환 유동의 가시화 및 부피평균 기포율의 측정을 통해 shear key 및 최소간극 부근에서 재순환 유동이 주기적으로 발생하는 것을 관찰하였다. 공기주입량, 냉각수 유입구 및 배출구의 면적이 증가함에 따라 자연순환 유동이 증가하였다. RELAP5/MOD3를 이용한 계산결과는 실험결과와 정성적으로는 일치하였으나 정량적으로는 다소 큰 차이를 보였다.

Abstract

To observe and evaluate the two-phase natural circulation phenomena through the gap between the reactor vessel and the insulation in the APR1400, a T-HERMES program has been performed. A HERMES-HALF which is half-scaled experiment of APR1400 reactor was performed and the experimental results were compared with calculated ones by RELAP5/MOD3 code analysis. By the HERMES-HALF experiments, the circulation flow rates increased as air injection rate, inlet, and outlet area increased. The RELAP5/MOD3 results qualitatively agreed with experimental ones but there was somewhat discrepancy between experimental and analytical ones quantitatively.

1. 서론

원전에서 중대사고 발생시 원자로용기가 파손 (reactor vessel failure)되기 전에 원자로용기 외벽을 냉각(external vessel cooling)함으로써 노심용융물을 원자로용기 내에 가두어(IVR: In-Vessel corium Retention) 원자로용기 건전성을 유지하여 격납건물 관련 중대사고 현상을 미연에 방지하는 방안이 세계적으로 고려되고 있다[1]. 이와 같은 중대사고 관리 방안은 핀란드의 Loviisa 원전과 미국의 AP600 원전에 반영되었고[2~4], 국내의 APR1400 원전에서도 이를 반영하고 있다[5]. 원자로용기 외벽냉각을 수행하였을 때 원자로용기가 건전하기 위해서는 원자로용기 하반부에 형성된 노심용융물로부터 원자로용기로 전달되는 열량이 원자로용기 외벽에서 충분히 제거되어야 한다. 따라서 노심용융물에서 원자로용기 외벽으로 전달되는 열량을 결정하기 위한 연구[6, 7]와 원자로용기 외벽에서 냉각수로의 열전달 최대값인 임계열속(Critical Heat Flux: CHF)에 대하여 많은 연구가 수행되었다[8, 9].

원전의 정상운전 시 원자로용기 외벽에는 열손실을 최소화하기 위하여 단열재를 설치하고 있다. 기존 원전에서 중대사고 발생 시 원자로용기의 건전성을 유지하기 위하여 원자로용기 외벽냉각을 수행하면 원자로 공동(cavity)에 공급된 냉각수가 단열재를 통하여 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 공간으로 충분히 공급되고 원자로용기 외벽에서 생성된 증기가 방출되어야 한다. 또한 원자로용기 외벽냉각을 고려하고 있는 원전에서도 원자로 공동에 냉각수를 공급하였을 때 단열재 하부에 설치되는 냉각수 유입구, 원자로용기 외벽과 절연물질 사이의 공간, 단열재 상부에 설치되는 증기 배출구를 통하여 냉각수가 충분히 순환되는 순환유동이 원활하게 형성되어야 한다. 따라서 중대사고시 원자로용기 외벽냉각으로 원자로용기 건전성을 유지하는 방안을 채택한 APR1400 원전도 원자로 공동(cavity)에서 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 공간으로 충분한 냉각수 순환유동이 형성되는지 평가하여야 한다.

한국원자력연구소에서는 T-HERMES(Thermo-Hydraulic Evaluations of Reactor vessel cooling Mechanism by External Self-induced flow) 프로그램을 수행하고 있다 [10~14]. 이 프로그램은 APR1400 원전의 원자로용기 외벽냉각 시 원자로용기와 단열재 사이 간극 내 냉각수의 자연순환 유동을 평가하여, 외벽냉각을 극대화하는 최적의 단열재 설계를 도출하기 위한 것이다. T-HERMES 프로그램은 다음과 같이 구성되어있다.

- T-HERMES-SCALE : 모의 실험장치 설계 및 모의 실험결과를 실제 원자로에 적용하기 위한 스케일 분석 연구
- T-HERMES-SMALL : 실제 원전을 원자로 직경기준 1/21.6 크기로 축소한 모의 실험[11, 12]
- HERMES-HALF : 실제 원전을 원자로 직경기준 1/2 크기로 축소한 모의실험[13]
- T-HERMES-CFD : 단순루프해석[11, 12, 13], RELAP5/MOD3[10, 14], CFX 코드

를 이용한 모의 실험 및 실제 원자로 내의 이상유동 해석

T-HERMES 프로그램은 실제 APR1400 원전을 대상으로 하지만 실규모의 가열실험을 수행하는데 따른 어려움으로 인해 1/2규모의 비가열 실험(HERMES-HALF)을 계획하였다. HERMES-HALF 실험결과를 실규모의 가열실험에 대해 적용하기 위해서 상사분석(T-HERMES-SCALE) 및 해석적 기법 연구(T-HERMES-CFD)를 병행하고 있다.

본 논문에서는 실제 원전을 원자로 직경기준 1/2 크기로 축소한 비가열 모의 실험인 HERMES-HALF 실험장치를 이용하여 예비실험을 수행하고, 그 결과를 RELAP5/MOD3 해석결과와 비교하였다.

2. HERMES-HALF 실험

APR1400 원자로용기와 단열재의 기본적인 구조는 Fig.1과 같다. 현재 APR1400 원자로용기의 구조는 확정되었지만 단열재 설계는 완료되지 않은 상태이다. 따라서 Fig.1의 단열재 구조는 표준원전(KSNP)의 기본구조를 참조하여 구성한 것이다. 외벽냉각시 원자로 고온관의 중심선에서 0.91m 아래부분까지 냉각수를 채우도록 되어있다. 자연순환 유동의 원활한 형성을 위해서 단열재 상부와 하부에 각각 배출구와 유입구를 설치하도록 계획되어 있지만 아직 그 위치와 크기는 정해지지 않았다.

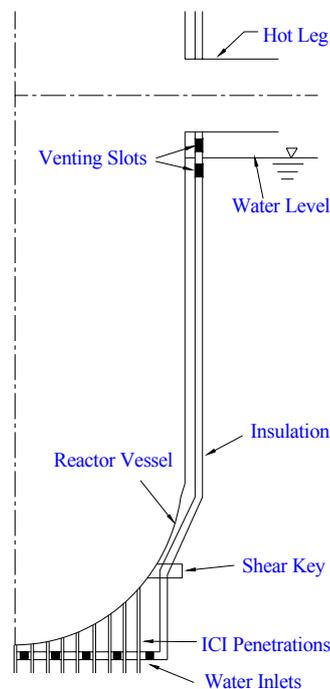


Fig.1 Reactor vessel/insulation system of APR1400

HERMES-HALF 실험장치의 구성은 Fig.2와 같다. 실제 APR1400 원전과 비교하여 원자로용기 직경, 높이 등은 1/2의 선형으로 축소하였으며, 좌우 대칭성으로 고려하여 원자로의 중심수직면을 기준으로 반원부분 절반만을 모의하였다. 원자로용기와 단열재 사이의 간극부분은 Cheung [9]의 상사분석을 참고하여 $\sqrt{1/2}$ 로 축소하였다. 따라서 실험용기의 반경은 1287mm, 원자로용기와 단열재 사이의 원통부 간극은 153mm로 하였다. 단열재 하부는 원뿔형의 구조이므로 원자로용기와 최소간극을 이루는 부분이 존재하게 된다. 이 최소간극부분은 자연순환 유동의 병목부분으로 매우 중요한 의미를 갖는다. 본 실험에서는 최소간극을 KSNP의 구조와 같이 원자로용기 중심 수직선을 기준으로 56.6도에 위치하도록 하였으며, 간극의 크기는 63mm로 하였다. Table1에 KSNP, APR1400, HERMES-HALF의 주요위치별 제원을 비교하여 요약하였다.

원자로용기 원통부분과 단열재 부분의 재질은 스테인리스 스틸로 제작하였으며, 투명 poly-carbonate를 단열재 원통부에 설치하여 유동을 가시화 할 수 있도록 하였다.

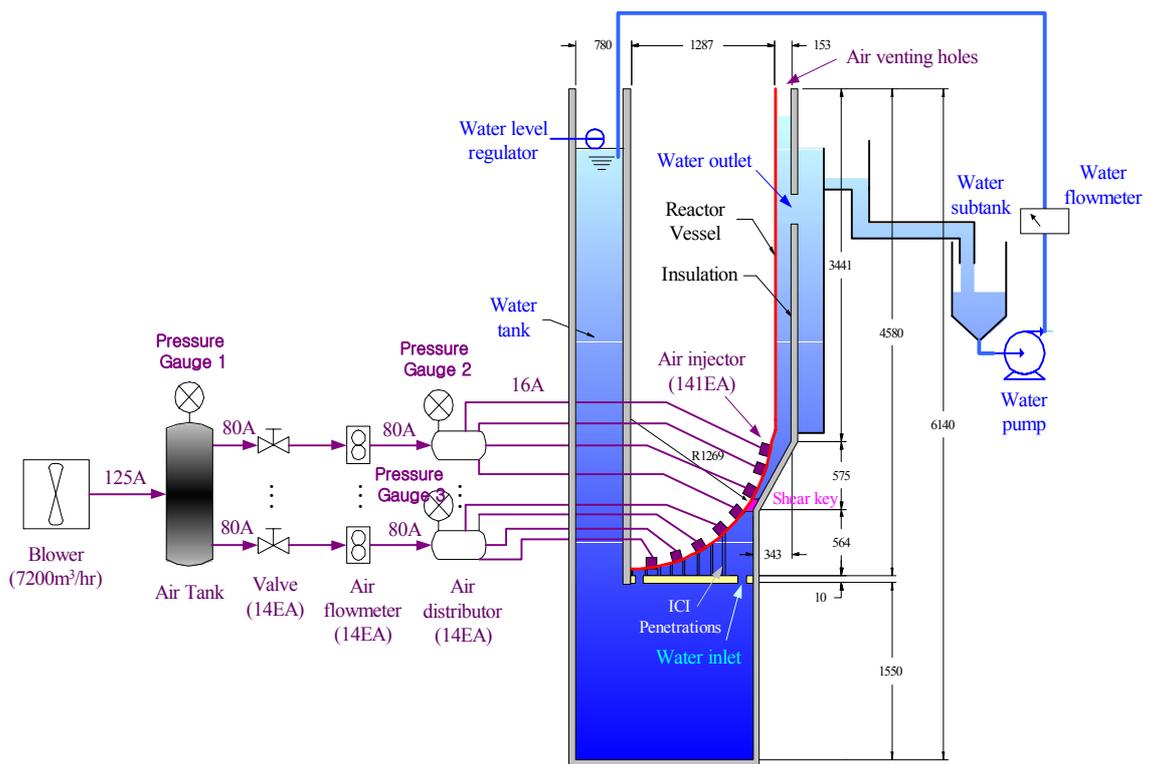


Fig.2 HERMES-HALF experimental facility

Table 1. Dimensional comparison of the KSNP, APR1400 with HERMES-HALF

위치별 명칭 (Fig.1 기호 참조)	KSNP	APR1400	HERMES-HALF (1/2 scale)
RPV 반구 외부 하부 반경(R)	2.278m (89 11/16")	2.538m (99.915")	1.269m
RPV 반구 외부 원통 반경(R')	2.307m (90.84")	2.574m (101.34")	1.287m
단열재하부 평판 반경(R _P)	1.915m (75 3/8")	2.193m (86.34")	1.097m
최소 간극 위치(θ)	56.6°	56.6°	56.6°
최소 간극 두께(d _m)	0.0712m (2.8")	0.089 m (3.5")	0.063 m
원통 간극 두께(d _H)	0.2159m (8.5")	0.2159m (8.5")	0.153m
반구하부와 단열재 평판 사이 거리(H _P)	0.0445m (7/4")	0.076 ~0.152m (3~6")	0.054 ~0.114m
수조 내부 냉각수수위(H _w)		7.141m (281.17")	3.571m

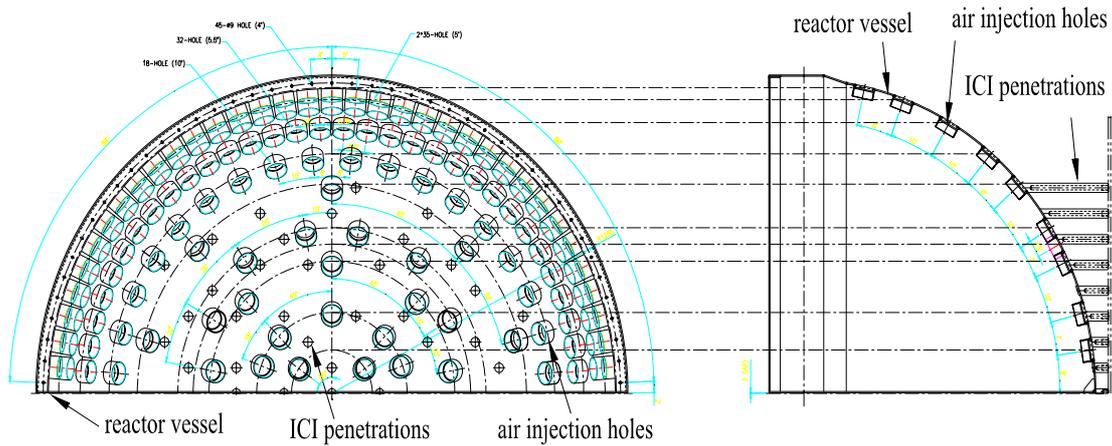
HERMES-HALF 실험은 원자로용기 하부를 직접가열하는 것이 아니고, 열속에 상응하는 공기를 주입하여 이상유동을 만들어 주는 방법을 채택하였다. 원자로용기와 단열재 사이의 간극에 존재하는 냉각수가 포화온도조건이라고 가정하면 원자로용기 하반구에 가해진 열은 모두 냉각수를 증기로 바꾸는데 사용되며, 이때 발생하는 증기의 양은 식(1)과 같다.

$$\dot{V}_a = \frac{\dot{q}''_w A_w}{h_{fg} \rho_g} \quad (1)$$

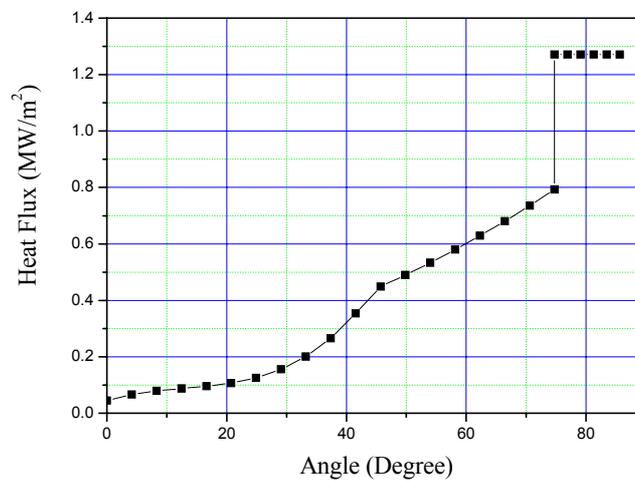
\dot{V}_a : 공기 체적유량, \dot{q}''_w : 열속, A_w : 면적,
 h_{fg} : 물의 기화엔탈피, ρ_g : 증기의 밀도

따라서 식(1)에 의해 계산된 증기량에 상응하는 공기를 주입하기 위하여 공기주입계통이 설치되었다. 공기주입계통은 대형 blower (최대용량 7200m³/hr)에 의해 발생된 공기를 14개의 공기유량조절용 밸브와 유량계를 거쳐 공기분배기로 보내고, 최종적으로 실험장치 내부 하반구에 장착된 141개의 공기분사기를 통하여 실험영역으로 분사하는 역할을 한다. 실험장치 하반구에 장착된 공기분사기는 미세하고, 균일한 공기주입이 가능하도록

직경 70mm, 두께 6mm의 G2 glass filter를 이용하여 제작하였다. 반구 위치별 각 공기주입구의 분포는 Fig.3(a)와 같으며, Fig.3(b)의 MAAP에 의한 APR1400의 중대사고시 열속 분포[15]를 고려할 수 있도록 상부에 더 많은 공기주입구를 설치하였다.



(a) Locations of the air injection holes on the lower reactor vessel



(b) Heat flux distribution [15]

Fig.3 Heat distribution and air injectors for the HERNES-HALF experiment

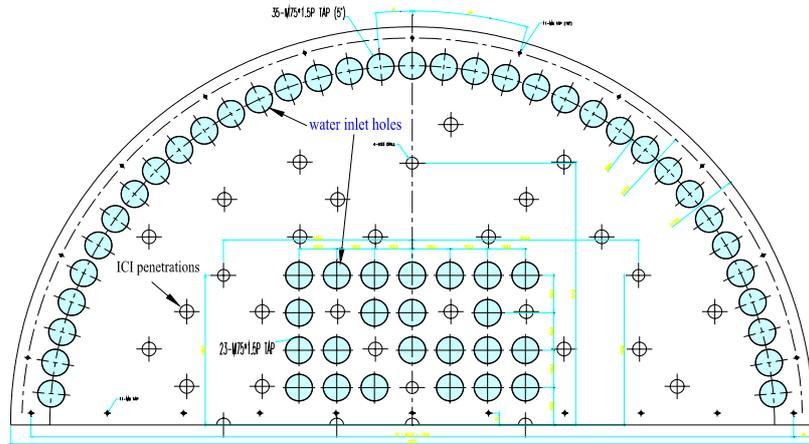


Fig.4 Structure of the water inlet plate

원활한 자연순환 유동의 형성을 위해서 직경 2193mm, 두께 10mm의 단열재 하부 유입구 부분에는 Fig.4와 같이 순환유동을 발생할 수 있도록 가장자리에 35개 중앙부에 23개의 직경 75mm의 유입구를 만들었다. 각 유입구는 플러깅이 가능하도록 M75×15P TAP을 내었다. 유입구의 최대면적은 가장자리부가 0.15m², 중앙부가 0.10m²이다. 유입구판은 ICI nozzle 결합되어 중심의 안정성을 확보하였으며, 착탈이 가능하다. 또한 실험조건에 따라 아래쪽으로 이동이 가능하다. 즉, 원자로 하부와 단열재 사이의 거리를 늘릴 수 있다.

배출구는 외부 단열재 부분에 원주방향으로 45도, 90도, 135도 위치에 각각 한 개씩, 총 3개를 설치하였다. 배출시의 배관내 압력손실 및 유량계에 의한 손실을 최소화하기 위해 320×100mm의 사각 channel 형태의 출구에서 넘쳐흐르는 유량을 측정하도록 하였다. 출구에서 흘러나온 물은 소형 물탱크에 모아진 후 펌프를 통해 다시 수조로 보내진다. 펌프 출구쪽에 설치된 유량계를 통해 순환유량이 측정된다. 배출구의 상하 위치를 약 1800mm까지 조절할 수 있도록 상하로 길게 배출구를 만들었다. 이때 배출구의 위치는 위치조절용 판을 조립하여 조절할 수 있다.

실제 외벽냉각시에는 Fig.1과 같이 단열재 외부에 일정수위의 냉각수가 채워져 있지만, 가시화를 용이하게 하기 위해서 등가의 수두압력조건을 단열재 하부 유입구에 맞춰주는 방식을 채택하였다. 즉, 단열재 하부 유입구에서의 수두압력조건은 별도의 물탱크 수위를 통해 조절할 수 있도록 하였다.

APR1400 원전 하부에는 4개의 shear key와 61개의 ICI 관통부(penetrations)가 설치되어 있다. 본 실험장치에서는 반원 형태이므로 2개의 shear key와 28개의 ICI 관통부를 APR1400 원전과 같은 위치에 설치하였다.

3. RELAP5/MOD3를 이용한 해석

Fig.5는 HERMES-HALF 실험장치를 해석하기 위하여 설정한 RELAP5/ MOD3 입력모델을 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 공기 주입 실험을 모의하기 위한 RELAP5 입력모델은 외부와 냉각수 유로가 형성되기 때문에 냉각수가 순환되지 않고 빠져 나간 냉각수만큼 외부에서 보충하는 것으로 모의하였고, 원자로용기 하반구를 통하여 공기를 주입할 수 있게 모의하였다. 공기 배출구와 냉각수 배출구를 모의하였고 하부 냉각수 유입구는 실험장치에서와 같이 이동이 가능하도록 모의하였다.

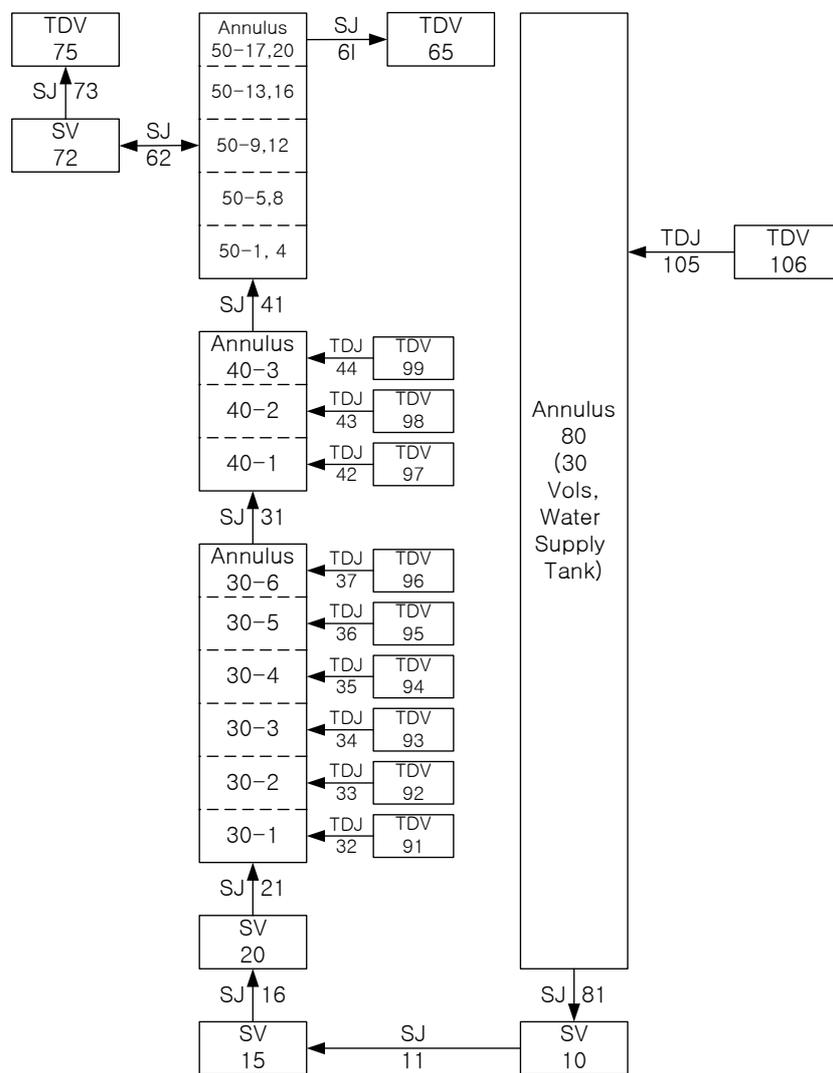


Fig.5 RELAP5/MOD3 input model for analysis of the HERMES-HALF experiment

4. 결과 및 토의

HERMES-HALF 예비실험은 하부 유입구의 구멍을 막아 냉각수 유입구의 위치 및 면적을 조절하고, 3개의 상부 배출구 중 원주방향으로 45도, 135도 두 개의 출구만을 개방, 각각의 위치와 면적을 조절하여가며 실험을 수행하였다.

Fig.6은 공기주입량 $838\text{m}^3/\text{hr}$ (Fig3(b) 기준 10%), 유입구면적 0.15m^2 (가장자리 35개 유입구 개방), 배출구 면적 0.15m^2 ($0.2 \times 0.375\text{m}$, 원주방향 45, 135도 두 개), 원자로 하반구로부터 배출구 중심까지의 거리 3.384m, 원자로 하반구로부터 냉각수 탱크 수위까지의 거리 2.771m 인 경우의 가시화 결과이다. 그림에서 볼 수 있듯이 유입구를 기준으로 상부로 올라갈수록 기포가 밀집되어 있으며, 특히 최소 간극부분을 지나면서 기포율이 급격히 증가함을 알 수 있다. 또한 shear key와 최소간극 부분 아래쪽에 주기적인 재순환 유동을 관찰할 수 있었으며, 이와 같은 재순환 유동은 공기주입량이 커질수록 강하게 나타났다.

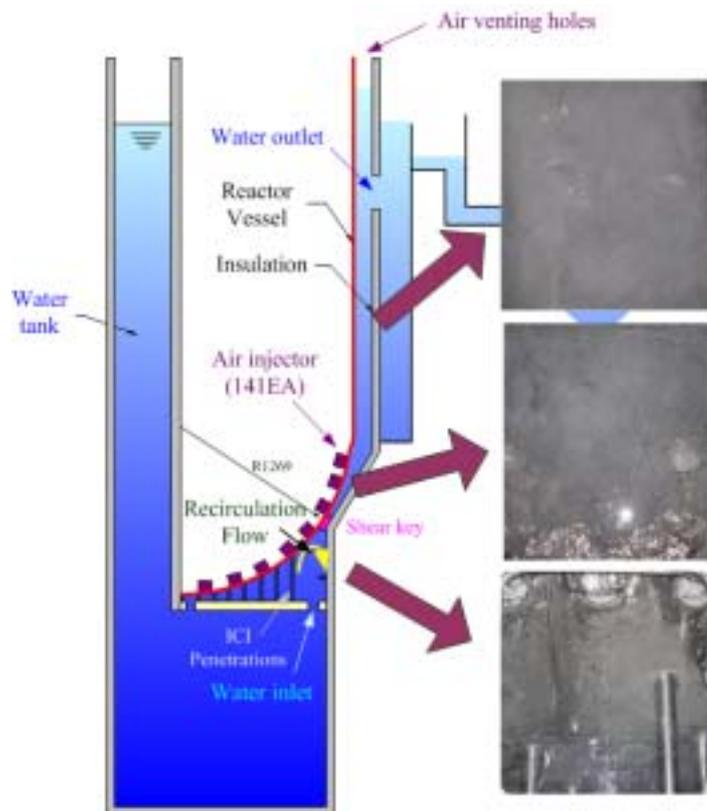


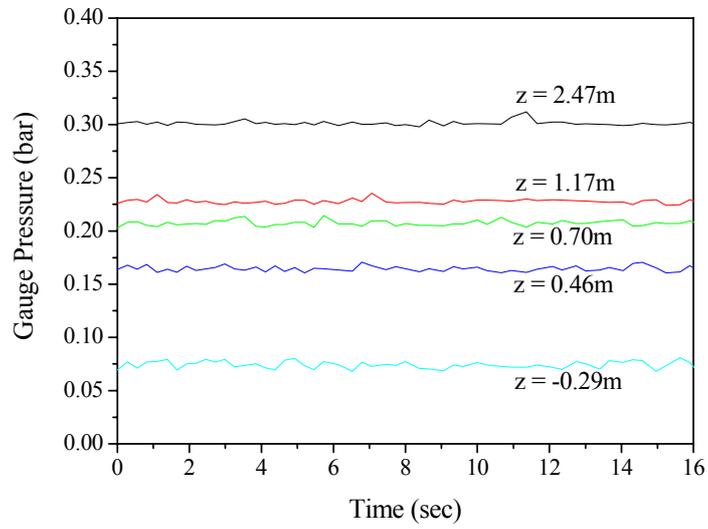
Fig.6 Visualization results of the HERMES-HALF experiments

Fig.7(a)는 Fig.6과 같은 조건에서 벽면에서의 높이별 계기압력 측정결과를 나타낸 것이다. 압력은 JUMO사의 404366 type의 pressure transmitter로 측정하였다. 측정결과 시간에 따른 압력의 최대변화량 (maximum temporal fluctuation)은 ± 0.006 기압으로 나타났다. 측정된 압력값과 식(2)를 이용하여 부피평균 기포율(volume averaged void fraction)을 계산하여 보았다. Fig.7(b)의 기포율 분포를 보면 유동의 하류(실험장치의 위쪽)로 갈수록 기포율이 점차 증가하는 것을 알 수 있다. Shear key와 최소간극부분을 지나면서 기포율이 순간적으로 감소하는데 이는 기하학적으로 최소간극 부분을 지나 유로의 단면적이 증가하고, shear key를 후단에 재순환 유동이 발생하기 때문으로 판단된다.

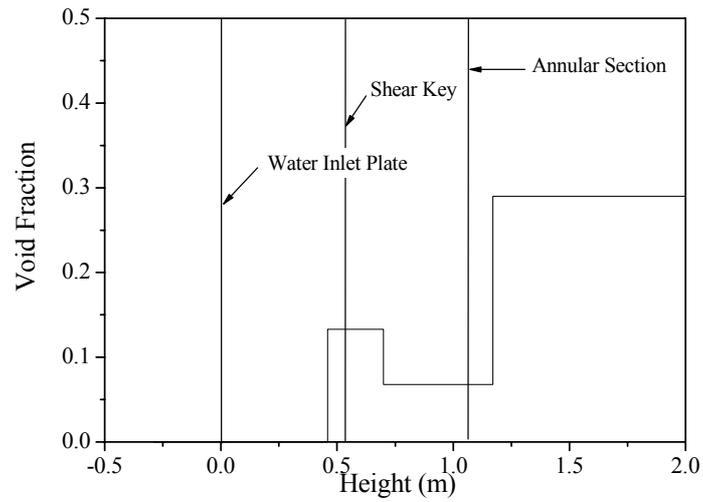
$$\alpha = 1 - \frac{\Delta p}{\rho_f g \Delta H} \quad (2)$$

α : volume averaged void fraction, Δp : 압력변화량
 ρ_f : 물의 밀도, ΔH : 높이변화량

Table 2는 공기주입량, 냉각수 유입구 및 배출구의 면적에 따른 자연순환 유동량 변화량을 정리한 것이다. 공기량은 Fig.3(b)의 분포를 100%로 할 때를 기준으로 한 상대값을 나타낸 것이며, 원자로 하반구로부터 배출구 중심까지의 거리는 3.384m로 모두 같다. 또한, 수위(water level)는 원자로 하반구로부터의 거리를 의미한다. Table 2의 HERMES-HALF 실험 결과를 보면 유입구의 면적이 증가할수록 자연순환 유동량도 증가하지만 유입구의 면적이 일정 수준에 도달하면 자연순환 유동량에 영향을 거의 미치지 않음을 알 수 있다. 자연순환 유동량은 입구면적보다 출구 및 공기주입량의 변화에 더 민감하게 변화함을 알 수 있다. RELAP5/MOD3 계산 결과는 각 인자에 따른 정성적 변화 정도는 HERMES-HALF 실험결과와 유사한 특성을 보이지만 실험값에 비해 약 2 ~ 7배 정도 큰 값을 예측하고 있어 그 오차요인을 파악하여 보정하는 일이 필요하다.



(a) Temporal variations of the gauge pressures



(b) Distribution of the void fraction according to the height from water inlet
 Fig.7 Gauge pressures and void fractions of the HERMES-HALF experiment according to the height

Table 2 Comparison of mass flow rates measured by HERMES-HALF experiments with ones calculated by RELAP5/MOD3

Air flow rate	Water level (m)	Inlet area (m ²)	Outlet area (m ²)	Mass flow rate (kg/s)	
				HERMES	RELAP5
10%	2.771	0.0044	0.15	4.8	12.2
10%	2.771	0.013	0.15	5.7	39.0
10%	2.771	0.15	0.15	5.7	-
10%	2.771	0.0044	0.0050	1.1	8.3
10%	3.121	0.0044	0.0050	6.5	11.2
15%	2.771	0.0044	0.0050	2.5	9.9

5. 결론

원자로용기 외벽냉각 시 원자로 공동에서의 장기 열수력 거동 연구인 T-HERMES 프로그램의 일환으로 HERMES-HALF 실험장치를 이용하여 예비실험을 수행하고, 그 결과를 RELAP5/MOD3 해석결과와 비교하였다. HERMES-HALF 실험은 APR1400 원전을 반경 및 높이 기준으로 1/2 축소한 비가열 실험이며, 원자로 용기와 단열재 사이의 유로에서 형성되는 자연순환 유동을 평가하기 위한 것이다. 자연순환 유동의 가시화 및 부피 평균 기포율의 측정을 통해 shear key 및 최소간극 부근에서 재순환 유동이 주기적으로 발생하는 것을 관찰하였다. 공기주입량, 냉각수 유입구 및 배출구의 면적이 증가함에 따라 자연순환 유동이 증가하였으며, 특히 공기주입량, 냉각수 배출구 면적의 변화에 자연순환 유동량이 매우 민감하게 변화하였다. RELAP5/MOD3를 이용한 계산결과는 실험결과와 정성적으로는 일치하였으나 정량적으로는 다소 큰 차이를 보였다.

앞으로 HERMES-HALF 실험장치를 이용하여 공기주입량, 냉각수 유입구와 배출구의 면적 및 위치 등 다양한 인자에 따른 자연순환 유동량의 변화를 측정할 계획이다. 이와 같은 실험결과는 원자로 용기와 단열재 사이의 유동특성과 이를 최대화하는 냉각수 유입구 및 배출구의 형상, 면적, 위치를 도출하기 위한 기본자료로 활용할 수 있을 것이다. 또한 RELAP5/MOD3 해석을 보완하고, 기타해석(단순루프해석, CFX) 결과들과의 비교를 통해 실험결과의 해석 및 APR1400과의 연계방안을 강구할 것이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 중장기 사업의 일환으로 수행하였습니다.

참고문헌

- (1) T. G. Theofanous et al., 1995, In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt, DOE/ID-10460.
- (2) T. G. Theofanous R. R. 1997, Nourgaliev, Turbulence Modeling for Large Volumetrically Heated Liquid Pools, Nuclear Engineering & Design, Vol.169, p.131-150.
- (3) T. N. Dinh, R. R. Nourgaliev, and B. R. Sehgal, 1997, On Heat Transfer Characteristics of Real and Simulant Melt Pool Experiments, Nuclear Engineering & Design, Vol.169, p.151-164.
- (4) O. kymalainean et al., 1997, In-Vessel Retention of Corium at the Loviisa Plant, Nuclear Engineering & Design, Vol.169, p.109-130.
- (5) 한국전력공사 전력연구원, 1998, 차세대원전 중대사고 관리를 위한 In-Vessel Retention 워크샵, 한국전력공사 전력연구원 발간.
- (6) T. N. Dinh and R. R. Nourgaliev, 1997, Turbulence Modeling for Large Volumetrically Heated Liquid Pools, Nuclear Engineering & Design, Vol.169, p.131-150.
- (7) T. N. Dinh, R. R. Nourgaliev, and B. R. Sehgal, 1997, On Heat Transfer Characteristics of Real and Simulant Melt Pool Experiments, Nuclear Engineering & Design, Vol.169, p.151-164.
- (8) S. H. Yang et al., 1994, An Experimental Study of Pool-Boiling CHF on Downward Facing Plates, J. of KNS, Vol.26, No.4, p.493-501.
- (9) F. B. Cheung and Y. C. Liu, 1999, CHF Experiments to Support In-Vessel Retention Feasibility Study for an Evolutionary ALWR Design, EPRI WO# 5491-01, PSU/MNE-99-2633.
- (10) R. J. Park, K. S. Ha, S. B. Kim, and H. D. Kim, 2002, Analysis of Coolant Flow in the Reactor Cavity under External Vessel Cooling, 2002 Fall Meeting Proc. of the Korean Nuclear Society.
- (11) K. S. Ha, R. J. Park, H. Y. Kim, S. B. Kim, and H. D. Kim, 2004, A Study on the Two-Phase Natural Circulation Flow through the Annular Gap between a Reactor Vessel and Insulation System, Int. Comm. Heat Mass Transfer, Vol.31, No.1, p.43-52.
- (12) 하광순, 박래준, 조영로, 김상백, 김희동, 2003, 원자로 용기 외벽냉각시 용기와 단열재 사이의 자연순환 유동에 관한 연구, 2003년 춘계원자력학술발표회 논문집.

- (13) 하광순, 박래준, 김상백, 김희동, 2003, 단순루프해석을 통한 HERMES-HALF 실험의 예비해석, 2003년 춘계원자력학술발표회 논문집.
- (14) 박래준, 하광순, 조영로, 김상백, 2003, 원자로용기 외벽냉각시 원자로공동에서의 냉각수 순환유동에 대한 대형 공기주입 실험 예비 해석, 2003년 춘계원자력학술발표회 논문집.
- (15) J. W. Park, *et al.*, 1997, An Investigation of Thermal Margin for External Reactor Vessel Cooling(ERVC) in Large Advanced Light Water Reactors(ALWR), Proceedings of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Kwangju, Korea, May.