

단순루프해석을 통한 HERMES-HALF 실험의 예비해석

Preliminary Analysis on the HERMES-HALF Experiment using Simple Loop Analysis

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

요 약

원자로용기 외벽냉각시 원자로 공동에서의 장기 열수력 거동 연구인 T-HERMES 프로그램의 일환으로 진행하고 있는 HERMES-HALF 실험에 대한 예비해석을 단순루프해석을 통해 수행하였다. HERMES-HALF 실험은 APR1400 원전을 반경 및 높이 기준으로 1/2 축소한 비가열 실험이며, 원자로 용기와 단열재 사이의 유로에서 형성되는 자연순환 유동을 평가하여, 최적의 단열재 설계를 도출하기 위한 것이다. 단순루프해석을 통한 HERMES-HALF 실험의 가열조건 예비해석 결과, 반구의 열속분포 변화가 자연순환 유동에 미치는 영향은 거의 없는 것으로 나타났으며, 냉각수의 온도와 입출구 면적, 반구 열속이 증가할수록 자연순환 유량이 증가하는 것을 알 수 있었다.

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 has been arranged to evaluate the cooling capability by the natural circulation flow under the external reactor vessel cooling (ERVC), and to suggest optimal insulation design for effective ERVC. Preliminary simple loop analysis of the HERMES-HALF experiment has been performed. As a result, The heat flux distribution of the reactor vessel has not an effect on the natural circulation mass flow. And the natural circulation flow rate increased as the coolant temperature, the inlet / outlet area, and the heat flux increased.

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 형성되는 지 평가하여야 한다.

한국원자력연구소에서는 T-HERMES(Thermo-Hydraulic Evaluations of Reactor vessel cooling Mechanism by External Self-induced flow) 프로그램을 수행하고 있다 [10~12]. 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 모의 실험
- T-HERMES-CFD : 단순루프해석, RELAP5/MOD3, CFX 코드를 이용한 모의 실험

험 및 실제 원자로 내의 이상유동 해석[10, 12]

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 실험장치와, 이를 대상으로 수행한 예비해석(T-HERMES-CFD) 결과에 대해 소개하고자 한다. 즉, 단순루프해석을 이용하여 HERMES-HALF 실험에 가열조건이 가해질 경우에 대한 예비해석을 수행하고, 그 결과를 고찰하였다.

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.

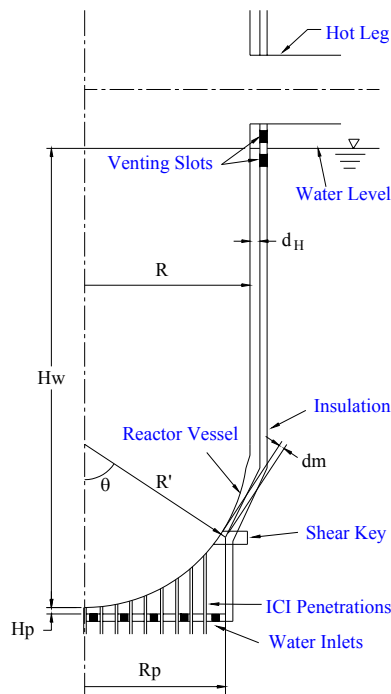


Fig.1 Reactor vessel/insulation system of APR1400

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.

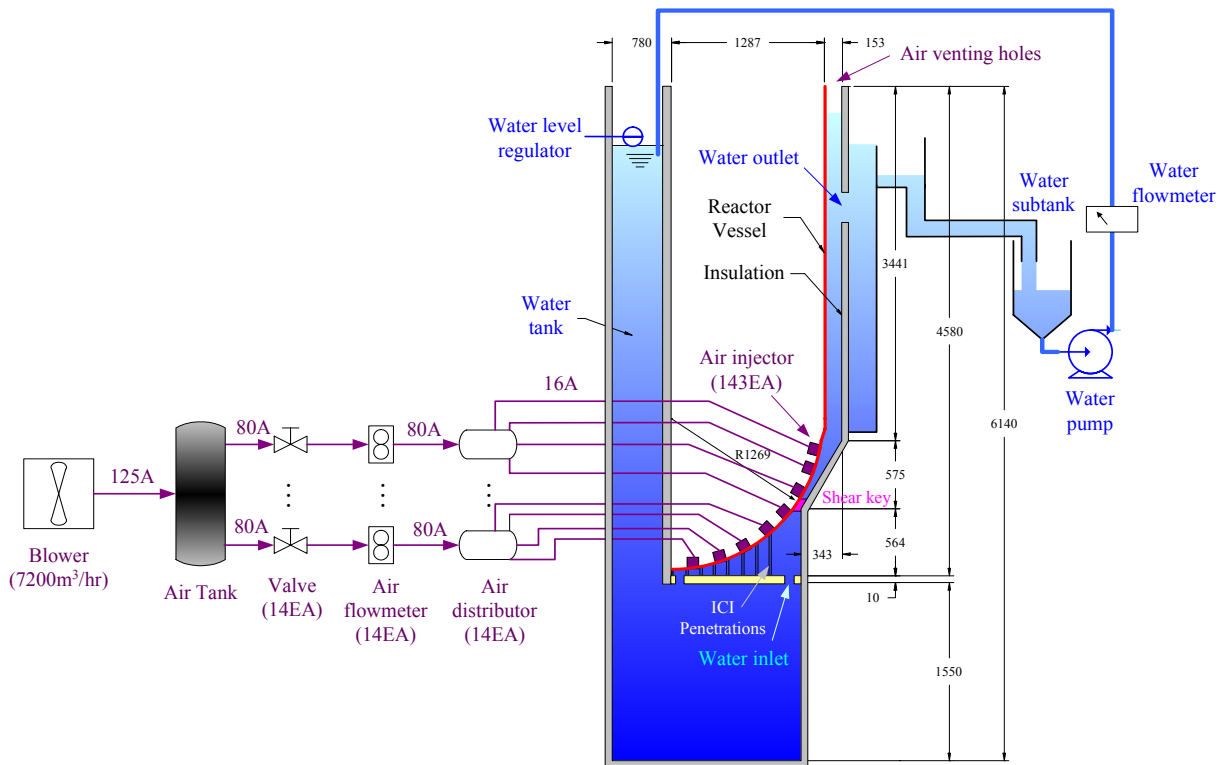


Fig.2 HERMES-HALF experimental facility

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.

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

\bar{V}_a : 공기 체적유량, 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 143개의 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.3과 같으며, APR1400의 중대사고시 열속분포를 고려할 수 있도록 상부에 더 많은 공기주입구를 설치하였다.

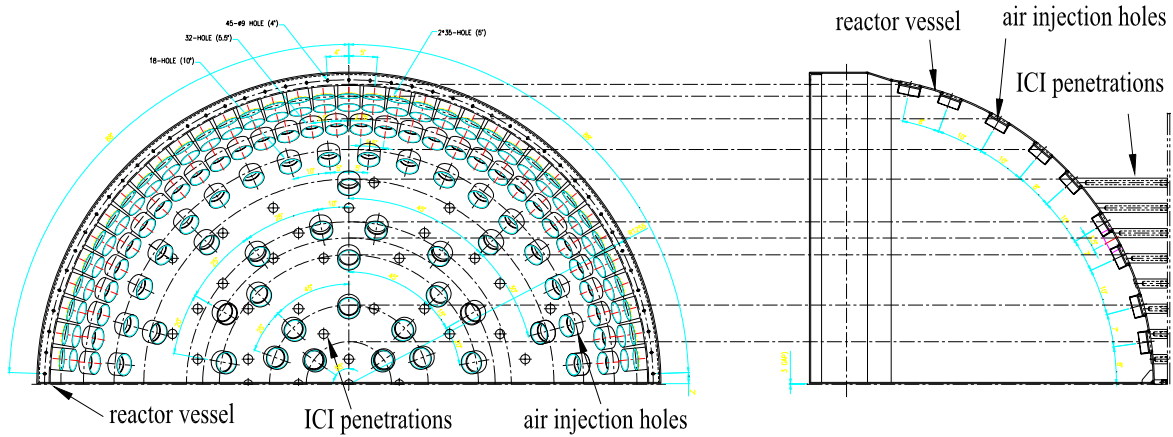


Fig.3 Locations of the air injection holes on the lower reactor vessel

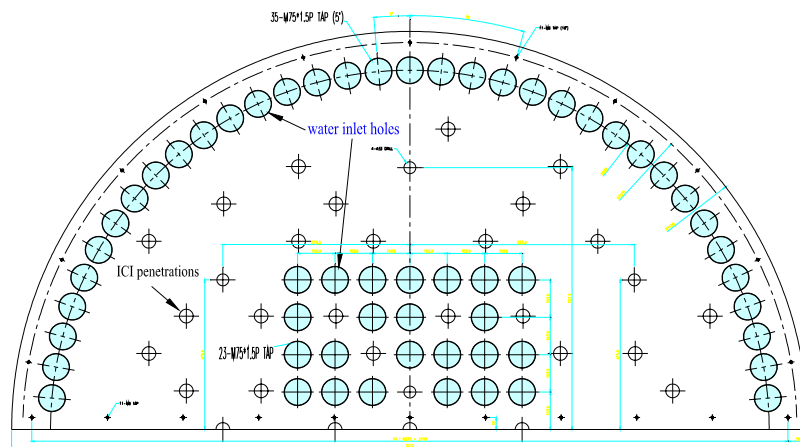


Fig.4 Structure of the water inlet plate

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 플러징이 가능하도록 M75×15P TAP을 내었다. 유입구의 최대면적은 가장자리부가 0.15m^2 , 중앙부가 0.10m^2 이다. 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 60도 간격으로 3개 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. 단순 루프 해석 (simple loop analysis)

HERMES-HALF 실험장치는 비가열 모의실험이므로, 같은 규모의 실제 가열조건에서의 자연순환 유량을 해석적으로 평가하기 위해 단순루프해석(simple loop analysis)을 수행하였다. 즉, 질량, 운동량, 에너지 보존식을 유로에 따라 적분하여, 벽면의 열속, 입출구의 면적, 냉각수의 아냉각도에 따른 자연순환유량을 평가하고자 하였다. 이를 위해 정상상태 (steady state)의 순환유동을 가정하고, 각 유로 단면에서 액상과 기상이 골고루 분포하며 (homogeneous flow) 동일 속도를 갖는다고 단순화하였다. 또한 액상에서의 온도에 따른 밀도변화를 고려하지 않았으며, 가열면에서 발생된 증기는 배출구를 빠져나갈 때 모두 응축된다고 가정하였다.

기본적인 질량보전식과 수직방향인 z 방향의 운동량보전식, 에너지 보전식은 식(2), (3), (4)와 같이 표현할 수 있다.

$$\dot{m} = \rho_m u_m A_c = const. \quad (2)$$

$$\rho_m u_m \frac{\partial u_m}{\partial z} = -\frac{\partial p}{\partial z} - \rho_m g - \Phi_{loss} \quad (3)$$

$$\frac{dh_m}{dz} = \frac{\dot{q}'' \xi}{\rho_m u_m A_c} \quad (4)$$

여기서 \dot{m} , ρ_m , u_m , A_c , p , g , Φ_{loss} , h_m , q'' , ξ 는 각각 자연순환 유량, 혼합유체 (mixture)의 밀도, 혼합유체의 속도, 유로 단면적, 압력, 중력가속도, 손실항(loss term), 혼합유체의 엔탈피(enthalpy), 가열면의 열속(heat flux), 가열면의 둘레(perimeter)를 나타낸다.

편이 상 HERMES-HALF 실험장치를 Fig.5 같이 냉각수유입구로부터 배출구까지를 4개의 구역으로 나누어 식(3)의 운동량 보전식을 적분하였다. 각 위치에서의 높이에 따른 간극의 크기와 유로단면적(A_c)은 Fig.6과 같다. 이때 유로단면적은 z 방향에 수직한 유로면적이다.

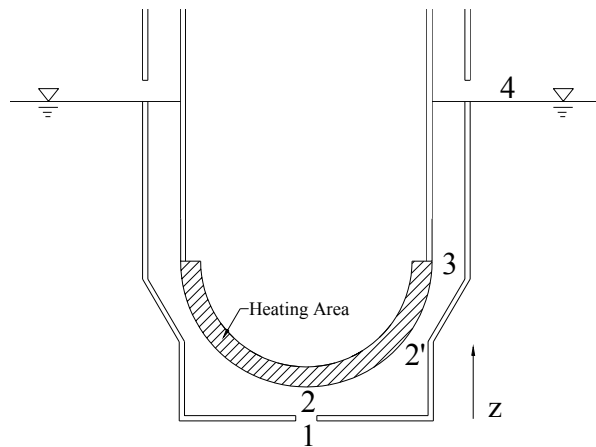


Fig.5 Definition of integration sectors for simple loop analysis (1 : inlet, 2 : vessel bottom, 2' : minimum gap region, 3 : vessel top, 4 : outlet)

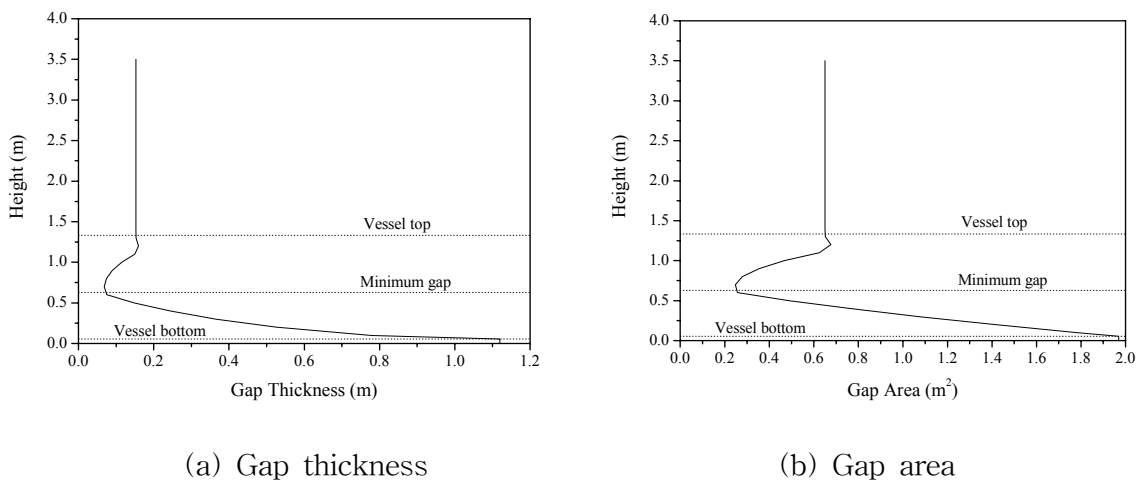


Fig.6 Variations of gap thickness and area with respect to the height

위치에 따른 혼합유체의 밀도(ρ_m)는 에너지 보전식을 적분하여 구할 수 있다. 즉 식(4)를 적분하여 각 위치별 엔탈피를 식(5)와 같이 구하고, 이를 이용하여 유체의 질(quality, χ)를 계산한다[식(6)]. 유체의 기포율(void fraction, α)을 식(7)의 정의에 의해 계산하면 혼합유체의 밀도(ρ_m)를 알 수 있다[식(8)]. 식(6)에서 h_f 는 액상의 포화엔탈피를, h_{fg} 는 액상과 기상의 엔탈피 변화를 각각 나타낸다.

$$\int_2 dh_m = h - h_2 = \int_2 \frac{\dot{q}'' \xi}{\rho_m u_m A_c} dz = \frac{1}{\dot{m}} \int_2 \dot{q}'' \xi dz \quad (5)$$

$$\chi \equiv \frac{h - h_f}{h_{fg}} = \frac{(h_2 - h_f) + \frac{1}{\dot{m}} \int_2 \dot{q}'' \xi dz}{h_{fg}} \quad (6)$$

$$\alpha \equiv \left(1 + \frac{1 - \chi}{\chi} \frac{\rho_g}{\rho_f} \right)^{-1} = \left(1 + \frac{1 - \chi}{\chi} \frac{\rho_g}{\rho_f} \right)^{-1} \quad (7)$$

$$\rho_m \equiv (1 - \alpha) \rho_f + \alpha \rho_g \quad (8)$$

식(3)의 운동량 보전식의 각 항을 Fig.5의 1→2→3→4→1의 루프에 대하여 적분하면 결과적으로 식(13)을 얻을 수 있다.

$$\oint \rho_m u_m \frac{\partial u_m}{\partial z} dz = \int_1^4 \rho_m u_m dz = A \quad (9)$$

$$\oint -\frac{\partial p}{\partial z} dz = 0 \quad (10)$$

$$\oint \rho_m g dz = \rho_l g (z_b - z_4) + g \int_b^4 \rho_m dz = B \quad (11)$$

$$\oint \Phi_{loss} dz = \frac{\dot{m}^2}{2} \int_2^4 \frac{f}{D_h A_c^2 \rho_m} dL + \frac{\dot{m}^2}{2} \left(\frac{K_1}{\rho_f A_{inlet}^2} + \frac{K_2}{\rho_f A_{outlet}^2} \right) = C \quad (12)$$

$$A + B + C = 0 \quad (13)$$

여기서 4→1 구간은 단면적이 무한대인 수조(pool)를 가정하여 u_m 을 0으로 하였다. 식(11)에서 b 는 boiling이 시작되는 부분을 뜻하며, 식(12)에서 f 는 유로벽면의 마찰계수(friction coefficient)를 K_1 , K_2 는 유입구 및 배출구에서의 형상저항계수(resistance

coefficient)를 각각 나타낸다. 결과적으로 식(13)을 풀면 자연순환 유량(\dot{m})을 구할 수 있다.

식(13)을 풀기 위해서 유로벽면의 마찰계수는 smooth wall을 가정하여, 층류영역에서는 식(14)를, 난류영역에서는 Moody chart의 근사식인 식(15)를 각각 이용하였다.

$$f = \frac{64}{Re_{eff}}, \quad Re_{eff} = \frac{1}{\zeta} Re_{D_h}, \quad \zeta = \frac{(r_o - r_i)^2 (r_o^2 - r_i^2)}{r_o^4 - r_i^4 - (r_o^2 - r_i^2)^2 / \ln(r_o/r_i)} \quad (14)$$

$$f = 0.1791 Re_{D_{eff}}^{-0.1923}, \quad D_{eff} = 2(r_o - r_i) / \zeta \quad (15)$$

식(16)과 같이 Cicchitti[13]가 정의한 혼합유체의 점도(viscosity)와 수력학적 직경(hydraulic diameter, D_h)을 이용하여 Reynolds 수를 계산하였다.

$$\mu_m = \chi \mu_g + (1 - \chi) \mu_f \quad (16)$$

형상저항계수(resistance coefficient)는 유입구에서는 sharp entrance와 flow dividing 효과를 고려하고, 배출구에서는 side branch 및 sharp exit 효과를 고려하여 $K_1 = 2.65$, $K_2 = 35.9$ 를 각각 사용하였다[14].

반구의 열속분포는 MAAP결과를 참고하여 Fig.6과 같이 정하였다. 이때의 평균열속은 0.6150 MW/m^2 이었다.

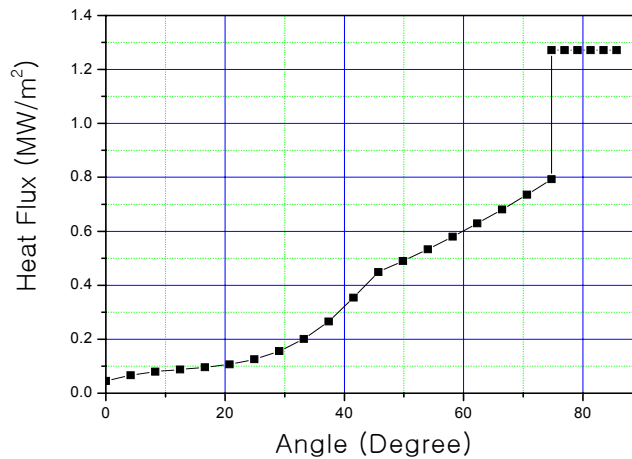


Fig.6 Heat flux distribution of the APR1400 reactor under the severe accident condition

4. 예비해석 결과 및 토의

앞서 기술한 단순루프해석 기법을 이용하여 HERMES-HALF 실험에서의 자연순환 유량에 관해 예비해석을 수행하였다.

Table 2는 반구의 열속을 Fig.6에 나타난 바와 같이 상부로 갈수록 많은 열속이 가해지는 분포로 주었을 경우와 반구면 전체에 균일한 등가의 열속을 가했을 경우의 자연순환 유량의 변화를 계산한 것이다. 이때 입구와 출구면적은 각각 0.25m^2 , 냉각수의 온도는 100°C 로 계산하였다. 균일한 열속을 가했을 경우 자연순환 유량이 약간 증가하지만 그 증가량은 매우 작으므로 열속의 분포에 따른 영향은 거의 없는 것으로 판단된다.

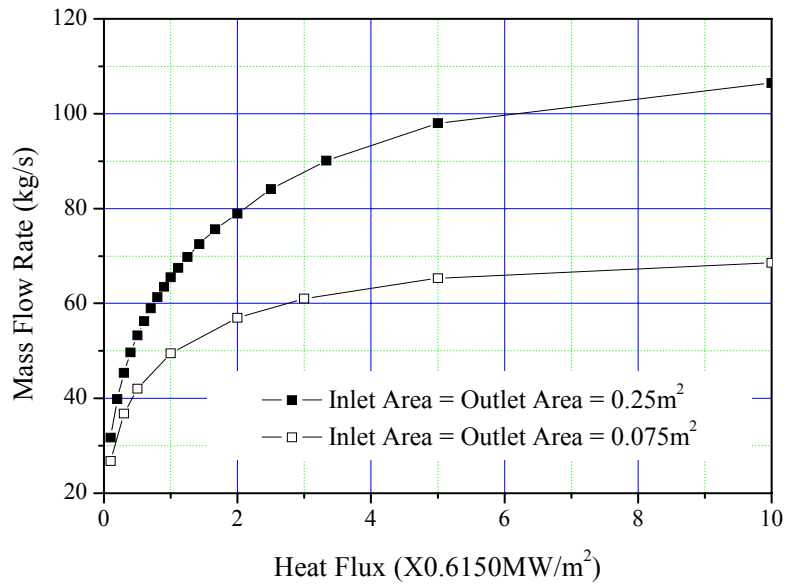
Table 3는 냉각수의 아냉각도에 따른 자연순환 유량의 변화를 나타낸 것이다. 이때 열속은 Fig.6과 같은 분포이며, 입구 및 출구의 면적은 각각 0.25m^2 이다. 냉각수의 온도가 높을수록 자연순환 유량이 증가하는 것을 알 수 있다. 이것은 냉각수의 온도가 높을수록 증기발생량이 증가하기 때문이다.

Table 2. Preliminary results on the water circulation mass flow rate as a function of the heat flux distribution
(Inlet area: 0.25m^2 , outlet area: 0.25m^2 , water temperature: 100°C)

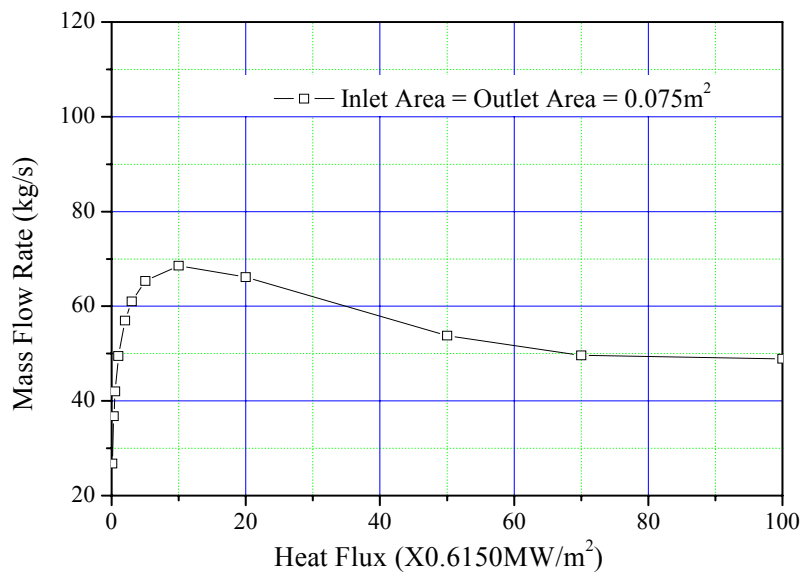
	Water circulation mass flow rate(kg/s)
Non-uniform	55.8
Uniform	65.7

Table 3. Preliminary results on the water circulation mass flow rate as a function of the water temperature
(Inlet area: 0.25m^2 , outlet area: 0.25m^2 , non-uniform heat flux distribution)

Water Temp.($^\circ\text{C}$)	Water circulation mass flow rate(kg/s)
20	8.80
80	27.3
100	55.8



(a)



(b)

Fig.7 Preliminary results on the water circulation mass flow rate as a function of the inlet / outlet area and heat flux (water temperature:100°C, non-uniform heat flux distribution)

Fig.7은 열속증가와 입구 및 출구면적의 변화에 따른 자연순환 유량의 변화를 나타낸 것이다. 열속은 Fig.6의 열속분포에 따랐으며, 가로축이 1인 경우는 Fig.6의 열속과 같은 경우이며, 2인 경우는 동일한 열속분포로 2배 증가한 경우를, 0.5인 경우는 2배 감소한 경우를 각각 나타낸다. 입구와 출구면적이 증가할수록 자연순환 유량이 증가하는 것을 알 수 있다. 또한 열속이 증가할수록 자연순환 유량도 함께 증가한다. 하지만 Fig.7(b)에서 보는 바와 같이 열속이 약 10배이상 증가할 경우에는 오히려 자연순환 유량이 감소하는 것을 볼 수 있다. 이와같은 현상은 자연순환 유동의 instability와 연관이 있는 것으로 보인다. 즉, 열속이 증가하여 반구에서 발생하는 기포가 일정수준보다 많아져 원자로 용기와 단열재 사이의 간극과 입출구면적 등이 수용할 수 있는 한계를 넘어서면 오히려 자연순환 유동을 방해하는 임계점에 도달하는 것이다. 이 경우 열속이 Fig.6에서 제시한 열속보다 10배 크므로 실제 원전에서 이와같은 일이 발생할 가능성은 작은 것으로 보인다. 그러나 이와 같은 현상은 입출구의 면적과 관련되므로 다양한 입출구면적 조건에 따라 보다 세밀하게 검토되어야 할 것이다.

5. 결 론

원자로용기 외벽냉각시 원자로 공동에서의 장기 열수력 거동 연구인 T-HERMES 프로그램의 일환으로 진행하고 있는 HERMES-HALF 실험에 대한 예비해석을 단순루프해석을 통해 수행하였다. HERMES-HALF 실험은 APR1400 원전을 반경 및 높이 기준으로 1/2 축소된 비가열 실험이며, 원자로 용기와 단열재 사이의 유로에서 형성되는 자연순환 유동을 평가하여, 최적의 단열재 설계를 도출하기 위한 것이다. 단순루프해석을 통한 HERMES-HALF 실험의 가열조건 예비해석 결과, 반구의 열속분포 변화가 자연순환 유동에 미치는 영향은 거의 없는 것으로 나타났으며, 냉각수의 온도와 입출구 면적이 증가할수록 자연순환 유량이 증가하는 것을 알 수 있었다. 또한 반구에 가해지는 열속이 증가할수록 자연순환 유량은 증가하지만, 일정수준을 넘게되면 오히려 감소하는 임계열속값이 존재하는 것으로 나타났다.

앞으로 단순루프해석 기법을 보완(non-homogeneous flow model, 비가열 실험 해석 모델 도입 등)하여 HERMES-SMALL, HERMES-HALF, APR1400 등에 대한 상세해석을 수행하고, 그 결과를 실험 및 기타해석(RELAP5/MOD3, CFX) 결과들과 비교할 계획이다. 이를 통해, 각 실험에 대한 상사성 도출 및 실험인자에 대한 상세한 분석이 가능할 것으로 기대된다.

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, Y. R. Cho, S. B. Kim, and H. D. Kim, 2003, An Experimental Study on the Two-Phase Natural Circulation through Annular Gap between Reactor Vessel and Insulation under External Vessel Cooling, Proceedings of

ICAPP'03, Córdoba, Spain, May 4-7.

(12) 하광순, 박래준, 조영로, 김상백, 김희동, 2003, 원자로 용기 외벽냉각시 용기와 단열재 사이의 자연순환 유동에 관한 연구, 2003년 춘계원자력학술발표회 논문집.

(13) A. Cicchitti, C. Lombardi, M. Silvestri, G. Soldaini, and R. Zavattarelli, 1960, Two-Phase Cooling Experiments - Pressure Drop, Heat Transfer, and Burnout Measurements, *Energia Nucleare* Vol.7, No.6, pp.407-425.

(14) I. E. Idelchik, 1986, *Handbook of Hydraulic Resistance*, 2nd Ed., Hemisphere Publishing Corporation.