

원자로용기 외벽냉각시 용기와 단열재 사이의 자연순환 이상유동에 관한 실험적 연구

하광순[†] · 박래준^{*} · 김환열^{*} · 김상백^{*} · 김희동^{*}

An Experimental Study on the Two-Phase Natural Circulation Flow through an Annular Gap between Reactor Vessel and Insulation under External Vessel Cooling

Kwang-Soon Ha, Rae-Joon Park, Hwan-Yeol Kim, Sang-Baik Kim and Hee-Dong Kim

Key Words: Two-Phase Natural Circulation Flow(자연순환 이상유동), Gap Flow(간극유동), Reactor Vessel and Insulation(원자로용기와 단열재), External Vessel Cooling(외벽냉각)

Abstract

An 1/21.6 scaled experimental facility was prepared utilizing the results of a scaling analysis to simulate the APR1400 reactor and insulation system. The behaviors of the boiling-induced two-phase natural circulation flow in the insulation gap were observed, and the liquid mass flow rates driven by natural circulation loop were measured by varying the wall heat flux, upper exit slot area and configuration. And non-heating experiments have also been performed and discussed to certify the hydraulic similarity of the heating experiments by injecting air equivalent to the steam generated in the heating experimental condition.

기호설명

A_w : 벽면의 표면적 [m^2]
 h_{fg} : 물과 증기의 엔탈피 변화량 [J/kg]
 q''_w : 벽면의 열속 [W/m^2]
 \dot{V}_a : 공기의 부피유량 [m^3/sec]
 ρ_g : 증기의 밀도 [kg/m^3]

1. 서론

원전에서 중대사고 발생시 원자로용기가 파손(reactor vessel failure)되기 전에 원자로용기 외벽을 냉각(external vessel cooling)함으로써 노심용융물을 원자로용기 내에 가두어 두어 (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 반영이 되었고 [2, 3, 4], 국내의 APR1400 원전에서도 이를 반영하고 있다 [5]. 원자로용기 외벽냉각을 수행하였을 때 원자로용기가 건전성을 유지하기 위해서는 원자로용기 하반구에 형성된 노심용융물로부터 원자로용기로 전달되는 열량이 원자로용기 외벽에서 충분히 제거되어야 한다. 따라서 노심용

[†] 한국원자력연구소 열수력안전연구부
 E-mail : tomo@kaeri.re.kr
 TEL : (042)868-8653 FAX : (042)861-2574
^{*} 한국원자력연구소 열수력안전연구부

용물에서 원자로용기 외벽으로 전달되는 열량을 결정하기 위한 연구[6, 7]와 원자로용기 외벽에서 냉각수의 열전달 최대값인 임계열유속(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 절연물질을 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 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. 이와 같이 APR1400 원전의 원자로용기 외벽냉각 시 냉각수 장기 열수력 거동을 평가하기 위한 연구를 한국원자력연구소에서 진행하고 있다[10]. 실제 APR1400 원전을 1/2로 축소하여 가해지는 열속에 따른 자연순환 유동량을 측정하는 실험을 계획하고 있다. 이 실험에서는 중대사고시 원자로용기에 가해지는 열속을 직접 모사하기에는 많은 제약이 따르므로 등가의 공기를 원자로용기 하반구에 주입하여 이상유동을 유발하는 방법을 적용하려 한다.

본 논문에서는 전술한 1/2 규모 대형실험을 수행하기에 앞서 실험의 전략과 기법을 확립하고자 선행하고 있는 소형실험에 관해 소개하고자 한다. 소형실험에서는 APR1400 원전을 1/21.6로 축소된 실험장치를 이용하여 원자로용기와 단열재 사이의 자연순환 유동에 대해 고찰하였다. 원자로용기를 통해 가해지는 열속과 단열재의 상부에 위치한 순환유동 배출구의 위치 및 면적변화에 따른 자연순환 유량 측정 및 유동 특성을 관찰하였으며, 가열실험과 비가열실험 결과에 대해 비

교 분석하였다.

2. 실험장치 및 방법

APR1400 원자로용기와 단열재의 기본적인 구조는 Fig.1과 같다. 현재 APR1400 원자로용기의 구조는 확정되었지만 단열재 설계는 완료되지 않은 상태이다. 따라서 Fig.1의 단열재 구조는 표준 원전(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.

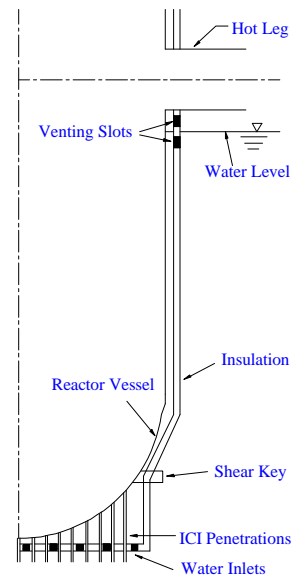


Fig.1 Reactor vessel/insulation system of APR1400

본 연구에서 구성한 실험장치는 Fig.2와 같다. 실제 APR1400 원전과 비교하여 원자로용기 직경, 높이 등은 1/21.6의 선형으로 축소하였으며, 원자로용기와 단열재 사이의 간극부분은 Cheung [9]의 상사분석을 참고하여 $\sqrt{1/21.6}$ 로 축소하였다. 따라서 실험용기의 직경은 119mm, 원자로용기와 단열재 사이의 원통부 간극은 31mm로 하였다. 단열재 하부는 원뿔형의 구조이므로 원자로용기와 최소간극을 이루는 부분이 존재하게 된다. 이 최소간극부분은 자연순환 유동의 병목부

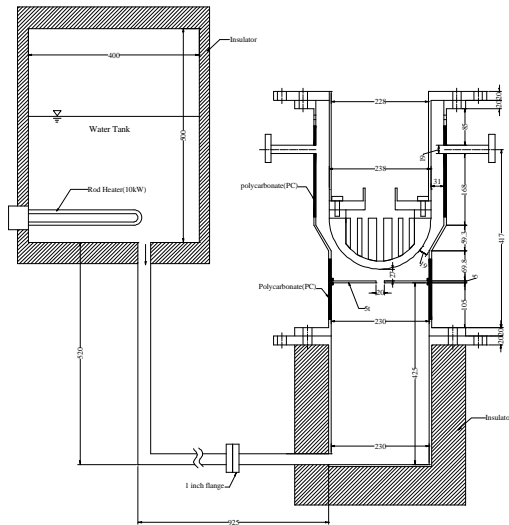


Fig.2 Experimental Facility

분으로 매우 중요한 의미를 갖는다. 본 실험에서는 최소간극을 KSNP의 구조와 같이 원자로용기 중심 수직선을 기준으로 56.6도에 위치하도록 하였으며, 간극의 크기는 19mm로 하였다. 원자로용기 원통부분과 단열재 부분의 재질은 스테인리스 스틸로 하였으며, 투명 poly-carbonate를 단열재 원통부에 설치하여 유동을 가시화 할 수 있도록 하였다.

원활한 자연순환 유동의 형성을 위해서 단열재 하부에 직경 20mm, 1개의 원형 유입구와, 단열재 상부에 내경 19mm의 원형 배출구를 90도 간격으로 4개 설치하였다.

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.

실제 원전 하부에는 4개의 shear key와 61개의 ICI 관통부(penetrations)가 설치되어 있으나 본 실험장치에서는 이 부분을 모사하지 않았다.

실험은 가열실험과 비가열실험의 두가지 종류에 대하여 수행하였다.

가열실험은 원자로용기 하부에 전기히터를 장착한 가열반구를 설치하여 직접 열속을 가하는 방식이다. 즉, 전기 봉히터를 이용하여 173kW/m²

의 최대 평균 열속이 가해지도록 가열반구를 설계하여 실험장치의 원자로용기 하반구 부분에 장착하였다. 또한 히터반구의 내부에 총 33개의 K형 열전대를 방사선 형태로 설치하여 표면의 온도 변화를 감지할 수 있도록 하였다. 자세한 히터의 구성 및 열전대 위치는 기존의 급냉실험 장치[11]에서의 구성과 동일하다.

비가열실험은 원자로용기 하부를 직접가열하는 것이 아니고, 열속에 상응하는 공기를 주입하여 이상유동을 만들어 주는 것이다. 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.

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

비가열실험에서 증기대신 공기를 분사하였으며, 분사한 공기의 양을 식(1)에 의해 등가의 열속(q''_w)을 환산하여 가열실험과 비교하였다.

공기주입을 위해서 내경 6.35mm의 스테인리스 스틸파이프 끝에 구형 다공질 기포발생기(직경 18mm)를 장착하여 기포가 발생하도록 하였다. 기포발생기는 원자로용기 하단부와 단열재 하부 사이에 설치하였다.

단위시간동안 단열재 상부의 배출구를 통해 빠져나가는 물의 양을 자연순환 유량으로 정의하였다. 즉, 배출구를 통해 빠져나가는 물이 일정량(약10kg)에 도달하는 시간을 측정하여 자연순환 유량을 결정하였다.

3. 실험결과 및 토의

3.1 단열재 배출구의 영향

단열재의 상부에는 원활한 자연순환 유동을 만들기 위해 배출구가 설치되어 있다. 단열재 상부의 자연순환 유동 배출구의 위치를 평가하기 위해 두가지 형태의 실험을 수행하여 비교하였다.

Fig.3은 배출구가 냉각수 수위의 위쪽에 설치되어있는 경우, 가열실험에서의 유동 형태를 도식화한 것이다. 배출구가 냉각수 수위보다 위쪽에 설치되어 있는 경우에는 비교적 안정적인 자연순환 유동을 나타내었다. 즉, 원자로용기 하반

구의 가열표면으로부터 발생한 증기와 이로 인해 순환되는 냉각수가 모두 배출구를 통해 안정적으로 빠져나갔다. 가열표면의 열속과 배출구의 면적이 증가할수록 발생하는 자연순환양도 증가하였다. 가열표면의 열속이 크고, 배출구의 면적이 작을 경우에는 Fig.3에서 보는 바와 같이 단열재 하부의 유입구(water inlet)를 통해 오히려 원자로용기와 단열재 사이의 물이 빠져나가는 역류(back flow)현상과 최소간극 아래쪽의 재순환유동(recirculation flow)이 관측되었다. 이는 하부에서 발생한 많은 증기가 최소간극부분을 통해 완전히 빠져나가지 못하여 발생하는 것으로 해석된다. 따라서 최소간극의 크기 및 위치가 전체 이상유동장에 큰 영향을 미침을 알 수 있다.

Fig.4는 단열재 상부의 자연순환 유동 배출구가 냉각수 수위의 아래쪽에 설치되어있는 경우,

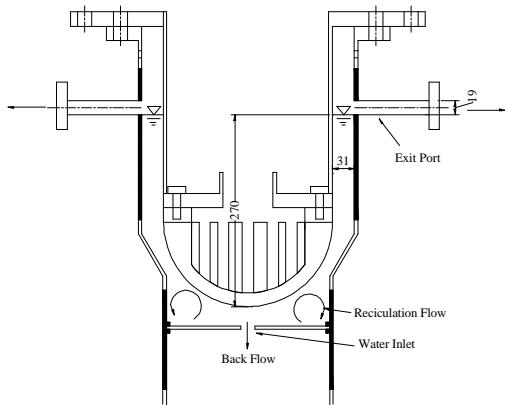
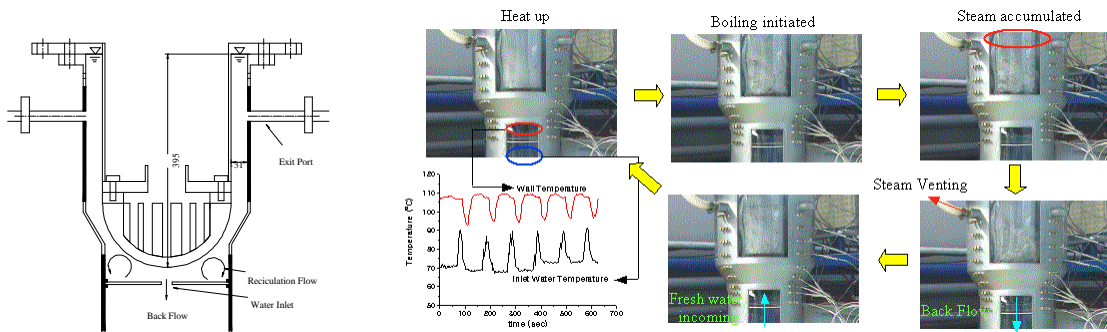


Fig.3 Flow characteristics of heating experiments (higher exit port case)

가열실험에서의 유동 형태를 나타낸 것이다. 이 경우 유동은 매우 불안정한 형태를 보였다. Fig.4(b)에서 보는 바와 같이 가열→비등→증기축적→증기방출→냉각수 유입과 같은 일련의 과정이 수십초의 주기로 반복되어 나타났다. 즉, 차가운 냉각수의 유입으로 가열반구의 표면이 순간적으로 비등점 이하로 냉각된다. 그 후 서서히 가열표면의 온도가 상승하여 비등이 시작되면, 발생한 증기가 배출구를 통하여 배출되지 않고 배출구 상부에 축적되게 된다. 축적된 증기의 압력이 하부의 물의 압력보다 크게되면 순간적으로 배출구를 통해 빠져나간다. 이때 단열재 하부의 유입구에서도 강력한 역류가 관찰되었다. 유입구 중심에서 수직방향으로 50mm 아래쪽에는 유입되는 냉각수의 온도를 측정하기 위해 열전대가 설치되어 있다. Fig.4(b)에서 보는 바와 같이 증기배출시 발생하는 역류로 인해 단열재 유입구의 아래쪽 냉각수의 온도가 순간적으로 상승하는 것을 볼 수 있다. 순간적인 증기배출이 끝나면 수두압력차로 인해 냉각수가 유입구를 통해 밀려들어온다. 이때 가열반구 표면의 온도가 비등온도 이하로 급격히 하강한다. 이와 같은 가열→비등→증기축적→증기방출→냉각수 유입의 주기는 가열반구로 가해지는 열속이 증가할수록 감소하였다. 이것은 열속이 증가할수록 증기의 시간당 발생량이 많아지고 따라서 상부의 증기축적시간이 짧아지기 때문이다.

앞서 기술한 바와 같은 불안정한 유동의 형태는 증기배출구가 따로 마련되지 않았기 때문이다. 즉, 배출구가 냉각수의 수위보다 낮은 위치에



(a) Experimental condition (b) Temporal variation of flow characteristics (heat flux:95kW/m²)

Fig.4 Flow characteristics of heating experiments (lower exit port case)

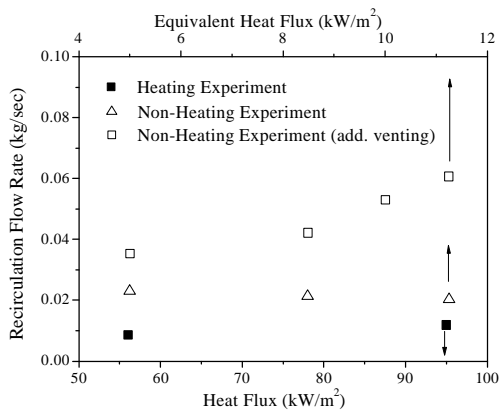
있을 경우에는 발생한 증기가 안정적으로 빠져나지 못하므로 별도의 증기배출구를 냉각수 수위 위쪽에 충분한 크기로 설치하여야 한다.

3.2 가열실험과 비가열실험의 비교

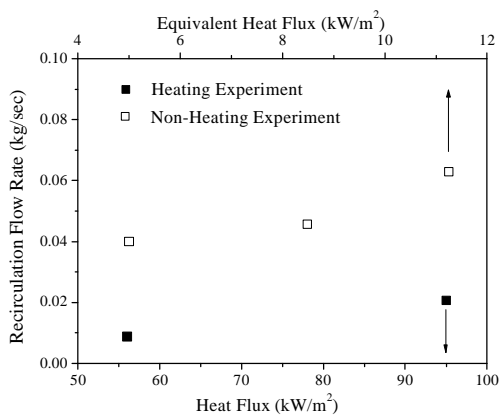
Fig.5는 단열재 상부의 배출구가 수위보다 높은 위치에 있는 경우, 가열실험과 비가열 실험에서의 자연순환 유량을 비교한 것이다. 하부가로축은 가열실험에서 가열반구에 가해진 열속을, 상부가로축은 비가열실험에서 주입된 공기량을 토대로 식(1)을 이용하여 등가열속으로 환산한 것이다.

가열실험의 경우 열속이 증가할수록 자연순환 유량이 증가하는 것을 알 수 있다. Fig.5(a)의 단열재 상부 배출구의 면적이 상대적으로 작은(배출구 면적 284mm²) 비가열실험의 경우(Fig.5(a))

의 Δ 에 해당)에는 등가열속이 증가할수록 오히려 자연순환유량이 감소하는 것을 볼 수 있다. 이것은 비가열실험의 경우 배출구 상부에 축적된 공기가 원자로용기와 단열재 사이의 냉각수 수위에 압력을 가해 수위를 낮추기 때문이다. 실제로 실험 중 냉각수 수위가 처음 실험 시작전의 수위보다 낮아지는 현상이 관측되었다. 그리고 이 수위의 감소현상은 공기주입량(등가 열속)이 증가할수록 더 심하게 나타났다. 가열실험에서와 다른 이와 같은 현상은 증기와 공기의 응축성의 차이에 기인한 것으로 보인다. 증기와 같은 응축성 기체는 배출구 및 단열재 상부에서 응축되어 부피를 줄일 수 있다. 따라서 응축성 기체인 증기의 경우 공기보다 더 많은 양이 배출될 수 있게 된다. 이것은 공기와 물의 배출능력의 차이로 평가할 수 있다. 즉, 증기의 경우 응축성으로 인해 공기보다 더 많은 배출능력을 가지고 있다. 비가열 실험의 이와 같은 현상은 상부에 추가의 배출구를 확보함으로써 제거할 수 있다. Fig.5(a)에 비가열실험에서 배출구 위쪽 75mm 지점에 직경 10mm를 가진 4개의 공기배출구를 추가로 설치한 경우의 결과를 함께 표시하였다 (Fig.5(a)의 \square 에 해당). 가열실험에서와 같이 등가열속이 증가할수록 자연순환유량이 증가하는 것을 볼 수 있다. 배출구 면적이 567mm²로 더 넓어진 경우에는 (Fig.5(b)) 추가의 공기배출구를 설치하지 않아도 등가열속이 증가함에 따라 자연순환 유량도 증가하였다.



(a) Exit port area : 284mm²



(b) Exit port area : 567mm²

Fig.5 Circulation flow rates of non-heating experiments compared with heating experiments

Fig.5에서 볼 수 있듯이 가열실험과 비가열 실험 결과를 비교하면 열속에 따른 자연순환유량의 증가경향은 일치하지만 그 값에 있어서는 큰 차이를 보이고 있다. 그 원인은 분석해 보면 다음과 같다. 우선 냉각수의 아냉각도이다. 식(1)에 의한 등가열속의 계산시 가정은 냉각수의 온도가 포화조건이라는 것이다. 그러나 실제 가열실험에서 냉각수의 온도는 약 20℃ 정도이며, 이러한 아냉각도를 고려하면 약 2배정도 등가열속(비가열 실험)이 증가하는 것으로 나타났다[12]. 또한 단열재 유입구를 통한 냉각수 유입량과 기체에서 액체로의 운동량 전달률을 질량보전식과 운동량 보전식을 고려하여 평가해 보면[9], 증기와 공기의 밀도차이로 인해 각각 1.4배 정도 비가열 실험에서 더 크게 나타나게 된다. 이밖에도 공기주입에 따른 운동량의 추가 유입 및 난류 발생에

의한 유동의 요동(fluctuation)현상도 오차를 유발하는 것으로 보인다. 이와 같은 오차요인들에 관한 보다 체계적인 분석이 필요하다.

4. 결 론

본 논문에서는 원자로용기 외벽냉각시 원자로 공동에서의 장기 열수력 거동에 대한 연구의 일환으로서 APR 1400 원전을 1/21.6로 축소된 소형실험장치를 이용하여 원자로용기와 단열재 사이의 자연순환 유동에 대해 고찰하였다. 원자로용기를 통해 가해지는 열속과 단열재의 상부에 위치한 순환유동 배출구의 위치 및 면적변화에 따른 자연순환 유량 측정 및 유동 특성을 관찰하였으며, 가열실험과 비가열실험 결과에 대해 비교 분석하였다. 그 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

(1) 가열표면에 가해지는 열속과 배출구의 면적이 증가할수록 자연순환 유량은 증가하였다.

(2) 열속이 증가하고 배출구의 면적이 작을수록 유입구에서의 역류현상과 최소간극부분에서의 재순환 유동 현상이 심해졌다.

(3) 배출구가 냉각수 수위보다 낮은 위치에 있는 경우에는 매우 불안정한 주기적 유동 특성이 나타났으며, 이를 방지하기 위해서는 추가의 기체 배출구를 설치하여야 한다.

(4) 가열실험과 비가열실험 결과는 그 경향에 있어서는 일치하지만 정량적으로는 큰 차이를 보였다. 따라서 그 오차요인들을 체계적으로 분석하는 일이 필요하다.

후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 과제인 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) 하광순, 박래준, 김상백, 2002, 벽면의 가열 조건에 따른 반구형 소형 간극 내에서의 냉각과정에 관한 실험적 연구, 대한기계학회 2002년도 춘계학술대회 논문집, p.1375-1381.

(12) J.N. Reyes Jr. and L. Hochreiter, 1998, Scaling Analysis for the OSU AP600 Test Facility (APEX), Nuclear Engineering & Design, Vol.186, p.53-109.