사각 단면 채널에서의 자연순환 유동에 관한 연구

하광순† · 김재철* · 박래준* · 김상백* · 홍성완*

Natural Circulation Flow Investigation in a Rectangular Channel

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

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

Abstract

When a molten corium is relocated in a lower head of a reactor vessel, the ERVC (External Reactor Vessel Cooling) system is actuated as coolant is supplied into a reactor cavity to remove a decay heat from the molten corium during a severe accident. To achieve this severe accident mitigation strategy, the two-phase natural circulation flow in the annular gap between the external reactor vessel and the insulation should be formed sufficiently by designing the coolant inlet/outlet area and gap size adequately on the insulation device. For this reason, one-dimensional natural circulation flow tests were conducted to estimate the natural circulation flow under the ERVC condition of APR1400. The experimental facility is one-dimensional and scaled-down as the half height and 1/238 rectangular channel area of the APR1400 reactor vessel. As the water inlet area increased, the natural circulation mass flow rate asymptotically increased, that is, it converged at a specific value. And the circulation mass flow rate also increased as the outlet area, injected air flow rate, and outlet height increased. But the circulation mass flow rate was not changed along with the external water level variation if the water level was higher than the outlet height.

1. 서 론

원자로 노심이 용융하는 중대사고를 완화시키기 위한 공학적 안전계통 중, 원자로 공동에 냉각수를 공급하여 원자로 용기의 건전성을 유지하는 방안을 원자로 용기 외벽냉각(ERVC: External Reactor Vessel Cooling)이라 한다. 이 중대사고 완화방안은 핀란드의 Loviisa 원전[1]과 미국의 AP600[2], AP1000원전[3], 그리고 국내의 APR1400 원전[4]에서도 적용하고 있다. 원자로 용기 외벽 냉각 전략이 성공하기 위해서는 원자로 용기의 침수를 통하여 원자로 용기 외벽에 가해지는 노심용융물의 붕괴열을 제거할 수 있어야 한다. 일반적으로 용기 외벽에서 제거 가능한 임계 열유속(Critical heat flux)의 크기는 용기 외벽의 냉각수 유동량이 증가함에 따라 커진다[5][6]. 따라서 원자로 용기 외벽 냉각 시 원자로 용기 외부에 충분한 유동이 형성된다면 용기에서 제거할 수 있는 열이 커지게 되고, 결과적으로 원자로 용기의 건전성을 확보할 수 있는 가능성이 커진다.

한편 원자로 용기 외벽에는 정상운전 시 용기

† 한국원자력연구원 열수력안전연구센터
E-mail : tomo@kaeri.re.kr
TEL : (042)868-8653 FAX : (042)863-3689
* 한국원자력연구원 열수력안전연구센터

의 단열을 위해서 용기와 일정한 간격을 두고 단열재가 설치되어 있다. 중대사고가 발생하여 원자로 물질이 원자로 용기 하부에 재배치 된 상태에서 원자로 용기 외벽에 냉각수를 공급하게 되면 원자로 용기와 단열재 사이에서 냉각수의 자연순환 현상이 발생하게 된다. 이때 원자로 용기와 단열재 사이의 간극은 냉각수 순환 유로로 작용하게 되며, 따라서 이렇게 형성된 자연순환 유동에 따라 외벽에서의 열제거량이 결정되어, 원자로 용기의 건전성 여부를 판단할 수 있게 된다.

APR1400 원전에서는 원자로 용기 외벽냉각 전략의 수행을 위해 원자로 용기와 단열재 사이의 간극에서 원활한 자연순환 유동이 형성되도록 단열재에 냉각수 유입구 및 배출구를 설계하는 방안을 고려하고 있다[7]. 이는 Fig.1과 같이 원자로 용기 하부의 단열재 평판에는 유입구를, 상부에서는 배출구를 둠으로써 단열재 내부의 간극과 단열재 외부의 냉각수 풀(pool)사이에서 자연순환 유동을 형성시키는 것이다. 따라서 ERVC 조건에서 원자로 용기 외벽이 임계 열유속에 이르지 않을 만큼 충분한 자연순환 유량을 형성시키기 위한 인자들을 평가하는 연구가 필요하다.

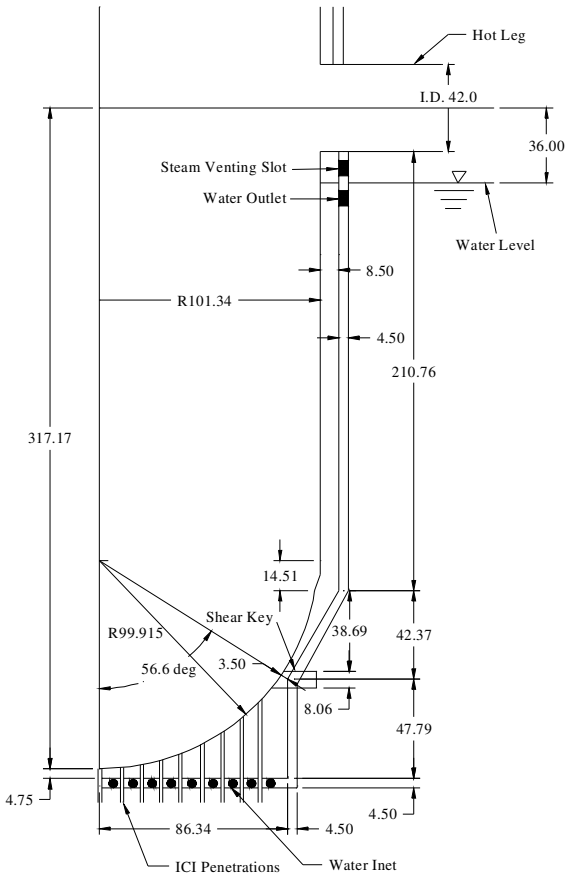

Fig. 1 Schematic diagram of APR1400 reactor vessel and insulation (Unit : inch)

본 연구에서는 APR1400 원자로 용기와 단열재 시스템을 높이 1/2, 유로 면적 1/238로 축소 모의한 사각단면을 가진 1차원 실험장치를 구축하고, ERVC 조건에서 원자로 용기와 단열재 사이에 발생하는 자연순환 유동에 관한 실험을 수행하였다. 이를 통하여 냉각수 유입구와 배출구 면적, 원자로 외벽에서 발생되는 증기 유량, 배출구의 높이, 공급수두에 따른 자연순환 유량의 변화를 평가하였다.

2. 실험장치

원자로 용기 외벽냉각 조건에서 자연순환 유동을 평가하기 위해 APR1400원자로와 단열재 구조를 바탕으로 1차원 실험장치를 구축하였다. 현재 APR1400 원자로 용기는 설계가 확정되었지만, 단열재의 자세한 제원은 아직 결정되지 않았다.

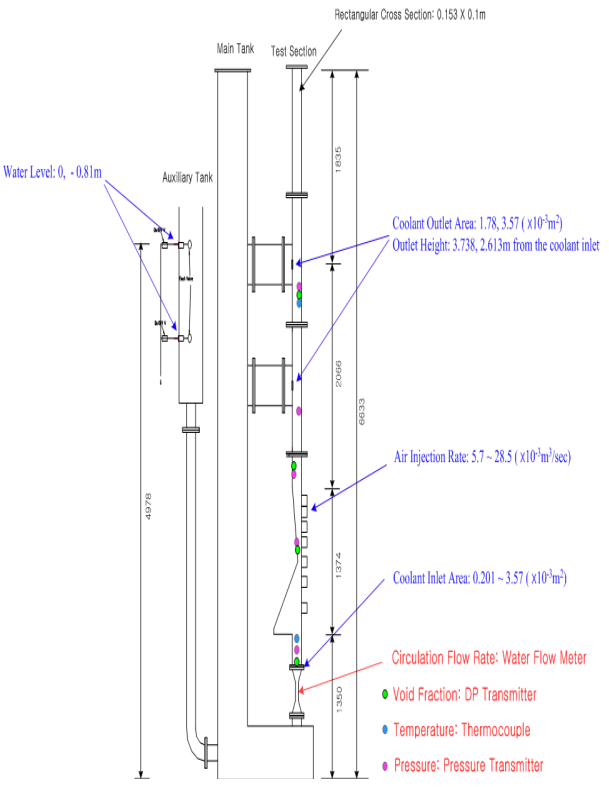

Fig. 2 Schematics of experimental facility(Unit:mm)

따라서 유사 원전인 한국 표준형 원전(OPR100)의 단열재 구조를 바탕으로 Fig.1과 같이 APR1400 원자로 용기의 단열재 구조를 예측하였다. 실제 APR1400원자로 용기의 단열재는 매우 복잡한 3차원 형상이 될 가능성이 있지만 본 연구에서는 Fig.1과 같은 축대칭 형태로 가정하였다. Fig.1과 같은 원자로 용기와 단열재 형상을 바탕으로 구축한 1차원 실험장치는 Fig.2와 같다. 즉 실험장치는 주 실험부, 물탱크, 공기주입계통으로 나누어지며, 물탱크와 주 실험부의 상부가 대기에 노출된 개방형 루프시스템(open loop system)이다.

주 실험부는 원자로 용기와 단열재 사이의 간극에서 자연순환 이상유동을 모의하기 위한 장치로 냉각수 유입구로부터 배출구까지이다. 실험장치의 한쪽면은 원자로 용기를, 반대쪽 면은 단열재를 각각 모의한다. Fig.1과 같은 APR1400 원자로 용기의 높이, 직경을 각각 1/2로 축소하였을 경우, 높이에 따른 유로 간극을 Cheung의 상사해석[8] 방법을 이용하여 결정하였으며, 유로의 폭은 0.1m로 일정하게 하여 1차원 사각단면 유로를 구성하였다. 결과적으로 실험장치의 높이와 유로 면적은 각각 APR1400 원자로 용기와 단열재 기준으로 1/2, 1/238로 축소되었다.

원자로 용기 외벽냉각 시 단열재 외부는 일정 수위를 유지하게 된다. 따라서 물탱크는 단열재 외부의 냉각수 수조를 모의하기 위한 것으로 주 물탱크와 보조 물탱크로 구성하였다. 주 물탱크의 경우 순환하는 이상유동에 의해 수위유지가 어려우므로 보조 물탱크의 플로우트(float) 밸브와 배수구를 이용하여 일정수위를 유지할 수 있도록 하였다.

단열재에는 원활한 자연순환 유동이 형성되도록 유입구와 배출구를 설치하여야 한다. 본 실험장치에서 유입구는 유로의 하부에 유동방향과 직각방향으로 설치된 오리피스(orifice)로 모의하였다. 즉, 두께 8mm의 오리피스의 직경을 변화시켜가며 유입구의 면적을 조절하였다. 배출구는 유로의 상부에 단열재 모의 벽면에 사각형 형태의 구멍을 뚫어 모의하였다. 실험 변수는 유입구/배출구 면적, 공기주입량, 배출구의 높이, 그리고 공급수두이며 그 크기는 Table1에 나타나 있다.

본 실험은 원자로 용기 외벽에서 발생하는 열을 직접 모의하지 않고, 등가의 공기를 원자로 용기 외벽에 주입함으로써 자연순환 유동을 평가하는 방법을 이용하였다. 따라서 Fig.2와 같이 주 실험부의 원자로 용기 하부 벽면에 해당하는 부분에 총 7개의 공기주입구를 설치하였다. 공기주입량은 냉각수가 포화온도라는 조건과 누설되는 열유속이 없다는 가정 하에 식(1)에 의해서 결정하였다.

$$Q_g = \frac{q''_w A_w}{h_{fg}\rho_g} \tag{1}$$

여기서, A_w, h_{fg}, q''_w, $\dot{V}_a$. ρ_g는 각각 벽면의 표면적[m^2], 물과 증기의 엔탈피 변화량[J/kg], 벽면의 열속[W/m^2], 공기의 부피유량[m^3/sec], 증기의 밀도[kg/m^3]를 나타낸다. 원자로 용기 하반구 외벽에 가해지는 열유속(heat flux) q''_w의 크기는 중대사고 사고 경위 및 원자로 용기 내부 용융물

Table 1 Range of experimental parameters

Experimental Parameter, Unit	Size	Base
Inlet Area, $\times10^{-3}m^2$	0.201, 0.314, 0.630, 1.05, 1.89, 3.57	-
Outlet Area, $\times10^{-3}m^2$	1.78, 3.57	-
Outlet Height, m	3.384, 2.259	0.354m Upper Point from the Coolant Inlet
Air Injection Rate, %	10 ~ 50	100%=0.0565m^3/sec
Liquid Level in Water Tank, m	3.571, 2.761	0.354m Upper Point from the Coolant Inlet

Table 2 Calculation of air injection rate from using MAAP4 results[9]

Angle	Height (m)	Area (m^2)	Heat Flux (MW/m^2)	Air Injection Rate(m^3/sec)
0~45.7	0.385	0.0385	0.2140	0.00618
45.7~70.6	0.468	0.0468	0.5904	0.0207
70.6~79.1	0.182	0.0182	0.7943	0.0297
79.1~88.3	0.205	0.0205	1.2717	
Total	1.240			0.0566

의 성층화 조건에 따라 다르다. 본 연구에서는 대형 파단 냉각재 상실 사고에 대해 MAAP4 코드를 이용하여 중대사고 경위 해석을 수행한 결과를 바탕으로 산화 용융물과 금속 용융물의 2층 성층화 조건에 대해 계산된 열유속[9]을 이용하였다. Table2와 같이 원자로 용기 하반구의 각도별 열유속 변화를 3부분으로 나누어 평균한 후 공기주입량을 계산하였다.

본 실험에서 측정인자는 순환유동량, 공기주입량, 유로 내 압력분포, 기포율 분포, 냉각수 온도, 이상유동 수위 등이다. 자연순환 유동량은 유입구를 통하여 유입되는 냉각수의 액상 유동량을 유입구 하부에 설치한 터빈 유량계(turbine flow meter)를 통하여 측정하였다. 이 터빈 유량계는 SDTC Co.에서 제작한 B132-150모델을 사용하였으며, 실험 전 교정을 수행한 결과 측정 유량 범위 내에서 2.6%의 오차를 가졌다. 이 유량계로 인한 자연 순환유동 변화 영향을 평가하고자 유량계 양단의 압력강하를 차압계(Rosemount 1151 Smart Pressure Transmitter)를 이용하여 측정하였다. 공기주입량은 질량식 공기유량계(SIERRA, 780S STEEL-TRAK MASS FLOW METER)를 통하여 측정하였다. 자연순환 이상유동 형성 시 유동의 부피-평균 기포분율(volume-averaged void fraction)을 평가하기 위하여 최소간극, 배출구 입구, 그리고 공기주입구 최상단 등 3개의 위치에 차압계(Rosemount S3051S Differential Pressure Transmitter)를 각각 설치하였다. 또한 주 실험부의 높이에 따른 절대 압력을 Fig.2와 같이 5개 위치에서 압력계(JUMO 404366/000-490-412-511-20-12)를 이용하여 측정하였다.

3. 실험결과

Table 1에 제시된 각각의 변수에 대하여 정상상태 시 자연순환 유량과 기포율의 변화에 대하여 알아보았다. 실험은 우선 공기주입 밸브를 충분히 개방한 후, 실험장치에 물을 채워서 자연순환 유동을 형성하였는데, 목표 수위까지 도달하면 곧 정상상태가 되는 것으로 확인되었다.

보조 물탱크 수위(3.571m)와 배출구의 높이(3.384m)를 일정하게 유지한 후, 각각의 유입구 면적에 대하여 공기주입량을 약 10% ~ 50%(100% =0.0565m^3/sec)로 변화시킴에 따라 자연순환 유량

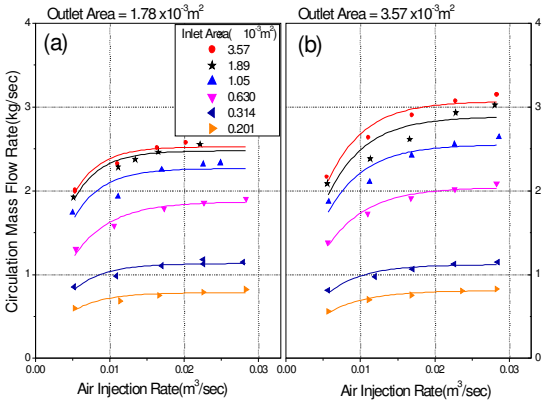

Fig. 3 Circulation flow rate along with air injection rate

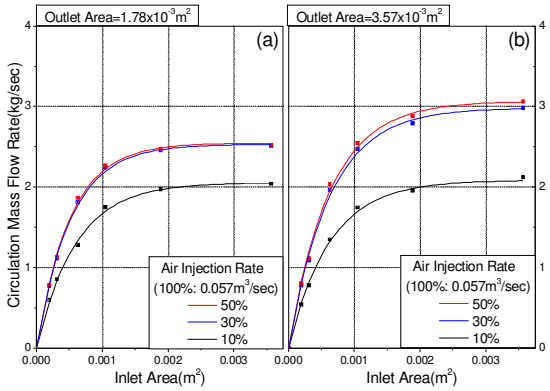

Fig. 4 Circulation flow rate along with inlet area

을 측정하였다. Fig.3(b)는 배출구 면적이 3.57×10^{-3}m^{2}인 경우로 공기주입량이 증가할수록 자연순환 유량은 증가하였으나, 유입구 면적이 작을수록 그 영향은 미미한 것으로 나타났다. 또한 공기주입량에 대하여 자연순환 유량이 증가하는 형상은 유입구 면적이 작을 때는 거의 선형적이나, 유입구 면적이 커짐에 따라 일정한 값으로 수렴하였다. Fig.3(a)는 배출구의 면적을 1/2로 줄인 경우이다. 마찬가지로 공기주입량이 커짐에 따라 순환유량은 증가하였고, 유입구 면적이 작은 경우는 그 증가량이 작은 것을 볼 수 있다. Fig.3에서 실선은 측정 결과를 최소자승법(least square method)을 이용하여 지수함수의 상관식을 구한 후 나타낸 것이다. 이 상관식과 측정결과의 오차는 약 10%이내이다.

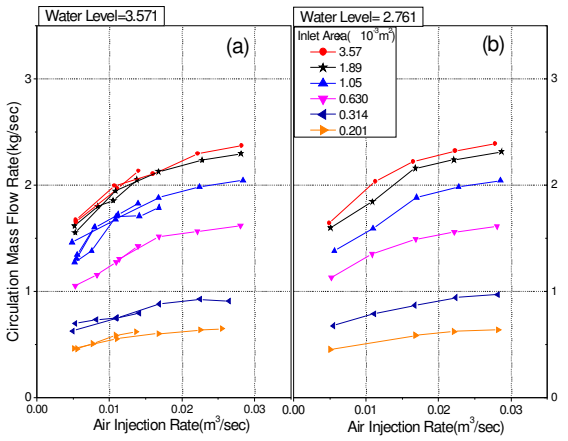

Fig. 5 Circulation flow rate along with water level

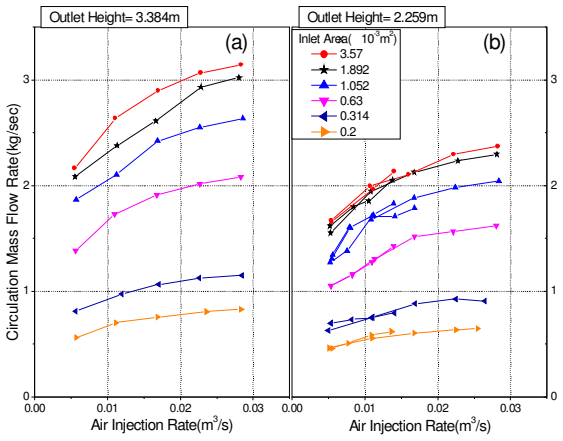

Fig. 6 Circulation flow rate along with outlet height

공기유량에 대한 상관식을 이용하여 일정공기유량에서 유입구 면적 변화에 대한 자연순환 유량의 변화를 계산하면 Fig.4와 같다. Fig.4에서 유입구 면적이 증가할수록 자연순환 유량은 증가하다가 일정한 수렴값으로 도달하는 것을 볼 수 있다. 즉, 유입구 면적이 증가하여도 자연순환 유량이 증가하지 않은 임계 유입구 면적이 존재함을 알 수 있다. 또한 공기주입량이 30% 이상 증가하여도 자연순환 유량에는 거의 변화가 없음을 알 수 있다. Fig.4(a)는 (b)보다 배출구 면적을 1/2로 축소한 경우로, 유입구 면적이 작을 때는 배출구 면적에 대한 자연순환 유량의 변화가 거의 없으나, 유입구 면적이 클 때는 배출구 면적이 클수록 순환유량값이 커지는 것을 알 수 있다. 이것은 자연순환 유량이 작은 유입구 면적에서는 유입구 면적에, 큰 유입구 면적에서는 배출구 면적에 각각 제한되기 때문이다.

본 실험에서 보조물탱크 수위는 2.761m, 3.571m(유입구로부터 0.354m 상부지점 기준)의 두가지로 조절 가능하며, 유입구에 일정한 압력조건을 형성하는 역할을 한다. 배출구의 면적과 높이를 각각 $3.57\times10^{-3}m^2$, 2.259m(유입구로부터 0.354m 상부지점 기준)로 일정하게 한 후, 보조물탱크 수위에 대한 자연순환 유량의 변화를 측정하였다. Fig.5에서 보는 것처럼 물탱크의 수위변화에 대해서 자연순환 유량은 거의 변화가 없는 것으로 나타났다. 이 실험 조건은 보조물탱크 수위가 변화하더라도 배출구의 수직 위치가 보조물탱크 수위보다 항상 낮게 위치한 경우이다. 따라서 자연순환 유량에 영향을 미치는 범위가 유입구부터 배출구까지인 것을 감안하면 이 실험조건에서 보조물탱크 수위 변화는 자연순환 유동에 영향을 끼치지 못한다. 즉, 보조물탱크의 수위가 증가할 경우, 주 실험부 유입구의 수두가 증가하는 만큼 배출구 상부의 수두도 증가하므로 유입구와 배출구까지의 등가 수두에는 변화가 없게 된다. 이것은 실험조건이 배출구가 보조물탱크 수위보다 낮게 위치하기 때문으로, 만약 배출구의 위치가 보조물탱크 수위보다 높다면 자연순환 유량은 감소할 것이다.

보조물탱크 수위와 배출구 면적을 각각 3.571m, $3.57\times10^{-3}m^2$으로 고정한 후, 배출구 높이를 3.384m, 2.259m로 변화한 경우의 자연순환 유량의 변화는 Fig.6과 같다. Fig.6(b)는 Fig.6(a)보다 배출구이 높이가 1.125m 더 낮은 경우의 실험 결과로서 자연순환 유량은 감소하였다. 이것은 배출구 높이가 낮아지면, 배출구 높이까지의 주 실험부와 물탱크의 압력차가 작아지기 때문이다.

5. 결 론

원자로 용기 외벽냉각 시 원자로 외벽과 단열재 사이에서 형성되는 자연순환유동을 평가하기 위해 실험과 해석연구를 수행하였다. 실험연구에서는 원자로 외벽과 단열재 사이의 유로와 단열재 외부의 냉각수를 모의하는 사각단면을 가진 1차원 실험장치를 구축하여 냉각수 유입구와 배출

구 면적, 원자로 외벽에서 발생되는 증기 유량, 배출구의 높이, 공급수두에 따른 자연순환 유량의 변화를 평가하였다.

실험결과 유입구 면적, 배출구 면적, 공기주입량이 증가할수록 자연순환 유량은 전반적으로 증가하였지만, 그 증가율은 면적조건에 의해 크게 영향을 받았다. 즉, 자연순환 유량은 유입구 면적이 작을 때는 유입구 면적에, 유입구 면적이 클 때는 배출구 면적에 의해 각각 제한받았다. 또한 유입구/배출구의 형상저항이 커지면 공기주입량의 증가가 순환유량에 크게 영향을 미치지 못하였다.

또한 배출구이 높이가 낮으면 자연순환 유량은 감소하였다. 이것은 배출구 높이가 낮아지면, 배출구 높이까지의 주 실험부와 물탱크의 압력차가 작아지기 때문이다.

그리고 배출구의 수직 위치가 보조물탱크 수위보다 낮은 경우에는 공급수두에 해당하는 보조물탱크의 수위가 변화하더라도 자연순환 유동은 변하지 않았다.

후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 과제의 일환으로 수행하였다.

참고문헌

(1) O. Kymalainean et al., 1997, “In-Vessel Retention of Corium at the Loviisa Plant”, Nuclear Engineering & Design, Vol.169, p.109-130.
(2) T. G. Theofanous et al., 1995, “In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt”, DOE/ID-10460.
(3) T. G. Theofanous, W. W. Yuen, S. Angelini, J. J. Sienicki, K. Freeman, X. Chen, and T. Salmassi, 1999, “Lower Head Integrity under Steam Explosion Loads”, Nuclear Engineering and Design, Vol.189, pp.7-57.
(4) S. J. Oh et al, 2004 “In-Vessel Retention Technology Development and Use for Advanced PWR Design in the USA and Korea”, KHNP, KHNP/TR.01NC05.C2004.EN3.
(5) Y. H. Jeong, S. H. Chang, and W. P. Baek, 2003, “CHF Experiments on the Reactor Vessel Wall using 2-D Slice Test Section”, NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9.
(6) S. Rouge, I. Do, and G. Geffraye, 1998, “Reactor Vessel External Cooling for Corium Retention SULTAN Experimental Program and Modeling with CATHARE Code, Workshop Proceedings on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability”, NEA/CSNI/R(98)18, Garching, Germany, March 3-6.
(7) K. S. Ha, R. J. Park, H. Y. Kim, S. B. Kim, and H. D. Kim, 2005, “An Experimental Study on the Two-Phase Natural Circulation Flow through the Gap between Reactor Vessel and Insulation under ERVC”, KAERI Technical Report, KAERI/TR-2958/2005.
(8) F. B. Cheung and L. C. Liu, 1999, “CHF Experiments to Support In-Vessel Retention Feasibility Study For an Evolutionary ALWR Design”, EPRI WO# 5491-01, PSU/MNE-99-263J, Feb.
(9) Jong Wook Park and Dong Wook Jeong, 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.