2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

차세대 원전 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성에 대한 실험 연구

An Experimental Study on Penetration Integrity of the Reactor Vessel under External Vessel Cooling in the KNGR

박래준, 강경호, 김종환, 조영로, 김상백, 이기영, 박종균

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성을 평가하기 위한 실험을 진행하고 있다. 본 실험의 수행 목적은 차세대 원전의 중대사고시 원자로용기 건전성을 유지하기 위하여 외벽냉각을 수행한 경우에 ICI (In-Core Instrumentation) 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부의 파손유무를 평가하는 것이다. 본 연구에서는 외벽냉각 효과를 평가하기 위하여 외벽냉각을 수행한 경우와 수행하지 않은 경우에 대하여 관통부 1개를 모의하는 실험용기를 제작하여 thermite 반응으로 생성된 산화알루미늄 용융물 40 kg을 주입하여 관통부 건전성을 평가하는 실험을 수행하였다. 실험수행 결과, 외벽 냉각을 수행한 경우는 수행하지 않은 경우보다 원자로용기와 ICI 노즐 및 용접부 용발이 적게 되었으며, 관통부도 적게 손상되어 외벽냉각 효과를 확인하였다. 그러나 두 경우 모두 실제 노심용융물보다 열부하가 작아서 관통부 파손에 의한 원자로용기 파손은 발생하지 않았다.

Abstract

An experimental study on penetration integrity of the reactor vessel has been performing under external vessel cooling in the Korean Next Generation Reactor (KNGR). The objective of this study is to estimate failure or not of the penetration including the In-Core Instrumentation (ICI) nozzle and the thimble tube in condition with external vessel cooling to maintain integrity of the reactor vessel. Two experiments in conditions with and without external vessel cooling have been performed using the test section including only one penetration and alumina melt of 40 kg from the thermite ignition as a simulant. The tests results have shown that penetration in the no external vessel cooling case is more damaged than that in the external vessel cooling case. It is concluded from the experimental results that the external vessel cooling is very effective on the penetration integrity. Penetration failure was not occurred in two experimental cases because of lower thermal load to the penetration.

1. 개요

원전에서 중대사고 발생시 원자로용기가 파손되기 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, 2]. 이와 같은 중대사고 관리 방안은 핀랜드의 Loviisa 원전과 미국의 AP 600 원전에 반영이 되었고[3, 4] 국내의 차세대 원전에서도 이를 반영하고 있다[5]. 원자로용기 외벽냉각을 수행하였을 때 원자로용기가 건전하기 위한 중요 요소 중의 하나는 ICI 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부의 건전성 확보이다. 원자로용기 외벽냉각시 관통부는 용기와의 용접부 용발에 의하여 노즐 ejection이 발생할 수 있고 원자로용기 내.외부의 압력차이로 인하여 원자로용기 내부의 용융물이 thimble 튜브 내부로 주입되어 노즐 및 튜브를 용융시킬 수 있다[6]. 따라서 원자로용기 외벽냉각을 고려하고 있는 차세대 원전에서 외벽 냉각으로 원자로용기 파손을 방지하는 것을 검증하기 위해서는 원자로용기 하부의 ICI 노즐과 thimble 튜브의 건전성을 평가하는 연구가 필요하다.

차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성을 평가하기 위하여 진행하고 있는 실험 프로그램의 수행 목적은 차세대 원전의 중대사고시 원자로용기 건전성을 유지하기 위하여 외벽을 냉각한 경우에 ICI 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부의 파손유무를 평가하는 것이다. 본 연구에서는 이와 같은 프로그램의 첫단계로서 외벽냉각을 수행한 경우와 수행하지 않은 두 경우에 대하여 관통부 1개를 모의하는 실험용기를 제작하여 thermite 반응으로 생성된 산화알루미늄 용융물 40 kg을 주입하여 관통부 건전성을 평가하는 실험을 수행하였다. 실험결과는 외벽냉각의 영향 관점에서 정밀하게 분석하였다.

2. 차세대 원전 원자로용기 하부 특성

차세대 원전(Korea Next Generation Reactor: KNGR)[7]의 원자로용기 하부는 반구형으로 SA508, Grade 3, Glass 1의 탄소강(carbon steel)을 사용하여 제작되며, 내부는 용접 자재 ER309L STRIP/FLUX를 사용하여 강철(stainless steel)을 피복 용접한다. 원자로용기 하부에는 노내 계측을 위하여 관통부인 ICI(In-Core Instrumentation) 노즐이 설치되어 있다. ICI 노즐의 재질로서는 인코넬 690(N06690)이 사용되며, 노즐과 원자로용기와는 ASME 법령 2142와 2143에서 규정한 인코넬 690 용접봉인 수동봉(ENiCrFe-7)이나 TIG봉(ERNiCrFe-7)을 사용하여 용접된다. ICI 노즐의 길이는 설치 위치에 따라 각각 다르다. 즉, 반구형 원자로 상부는 노즐의 길이가 길고 하부는 길이가 짧다. ICI 노즐 내부에는 강철(stainless steel)로 제작된 thimble 튜브가 설치된다. ICI 노즐과 thimble 튜브 사이는 원자로냉각재 계통의 경계로서 원자로냉각재 계통의 냉각재가 주입되어 있다. Thimble 튜브 내부는 격납건물 대기압을 유지하며 노내 계측관들이 개별적으로 절연되어 설치된다.

차세대 원전은 노심 출력이 4,000 MW_{th}로서 한국표준형 원전인 울진 3,4호기의 2,815 MW_{th}에 비하여 약 40 % 높기 때문에 원자로용기의 크기가 울진 3,4호기에 비하여 다소 크다. 즉, 차세대 원전의 원자로용기 하부 구조물 크기를 다른 원전들과 비교하여 보여주고 있는 표 1에서 보는 바와 같이 차세대 원전의 원자로용기 내경은 4.74 m로서 울진 3,4호기의 4.22 m 보다는 크고 ICI 노즐의 수도 61개로서 울진 3,4호기보다는 많다. 그러나 노즐 및 노즐 내부의 thimble 튜브와 재질은 차세대

원전과 울진 3,4호기는 같다. 차세대 원전과 울진 3,4호기 노즐과 thimble 튜브의 크기는 표에서 보는 바와 같이 다른 노형의 원전보다는 다소 크다.

3. 실험내용 및 장치

가. 실험 내용

차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 ICI 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부 파손 유무를 평가하는 본 실험에서는 차세대 원전의 원자로용기 하반구 전체에 대하여 실험을 수행하지 않고 전체 61개의 관통부중 한 개를 모의하는 실험모형을 제작하여 실험을 수행하였다. 실험모형은 실제 차세대 원전의 원자로용기 두께와 재질이 같은 판에 1개의 관통부를 설치하고 외벽냉각을 수행하는 경우는 판의 외부를 냉각수로 냉각한다. 본 실험의 경우는 노심용융물의 열출력만 모의가 가능하면 관통부 한 개가 전체의 관통부를 대표할 수 있으므로 61개의 관통부 중 한 개를 선정하였다. 차세대 원전 원자로용기 하부 관통부의 재료 상사 모의 결과는 평가가 매우 어렵기 때문에 1개의 차세대 실규모 관통부에 대하여 용접, 하부헤드, 피복관을 실규모와 동일하게 하여 실험모형을 제작하여 실험을 수행하였다. 본 실험에서의 용융 상사물은 thermite 반응을 이용하여 생성시킨 산화알루미늄을 사용한다. 노심 용융물의 상사물은 UO_2와 ZrO_2등을 용융시켜 사용하는 것이 가장 적절하나, 융점이 매우 높아 용융시키기가 어렵다. 또한 이와 같은 물질을 사용하면 핵물질 사용 인허가가 복잡하고, 이에 수반되는 장치는 핵물질 사용에 대한 안전성 취급 기준에 의해 매우 까다롭고 고가의 장비가 필요하다. 본 실험에서 사용하는 thermite 반응 용융물은 산화철과 알루미늄의 thermite 반응에 의하여 철-알루미늄 용융물을 생성시킨 다음 이 용융물을 분리시켜 철용융물을 제외한 산화알루미늄(Al_2O_3) 용융물 만을 사용하였다.

외벽냉각시 관통부 파손을 평가한 실험은 단지 미국의 FAI[8]에서 수행되었다. 외벽냉각이 없는 상태에서 관통부 파손을 평가한 실험은 미국 SNL의 LHF(Lower Head Failure) 실험[9], 스위스 PSI의 CORVIS 실험[10] 등이 있으나 이들 실험은 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이 환형공간에 냉각수를 주입하지 않았다. 표 2는 이들 실험과 본 실험을 비교하여 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 외벽냉각이 없었던 CORVIS와 LHF 실험결과, 관통부가 취약하다는 결과가 도출되었다. 외벽냉각을 수행한 FAI 실험은 용융물의 관통부 내부를 통한 주입에 중점이 되었고 실제 용융물이 압력차이 때문에 관통부 내부로 주입되었으나 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이 환형공간에 존재하는 냉각수에 의해서 용융물이 냉각되었다. 본 연구에서는 외벽냉각 수행 여부에 따른 영향을 평가하기 위하여 외벽냉각을 수행한 경우와 수행하지 않은 경우에 대하여 용접부 용발과 용융물의 thimble 튜브 내부를 통한 방출을 중점적으로 분석하였다.

나. 실험 장치

차세대 원전의 외벽냉각시 관통부 파손 유무를 평가하기 위한 실험장치는 실험용기, thermite 용융물 생성 및 분리 도가니, 냉각수 주입계통, 실험용기 보호를 위해 설치된 압력용기 등으로 구분할 수 있다. 본 실험장치의 용융물 생성 도가니와 외부 압력용기 및 냉각수 주입계통은 SONATA-IV(Simulation Of Naturally Arrested Thermal Attack In-Vessel) 프로그램의 일환으로서 제작한 LAVA(Lower Plenum Arrested Vessel Attack) 압력용기를 사용하였으며, 이들에 대해서는 한국원자력연구소에서 발간한 기술보고서 [11]에 잘 기술되어 있다.

용융물 생성 및 분리 도가니에서는 thermite 용융물로부터 밀도가 약 7,900 kg/m^{3}인 철 용융물과 밀도가 약 3,800 kg/m^{3}인 산화알루미늄 용융물의 밀도차이를 이용하여 두 용융물을 분리한 후 상부의 산화 알루미늄 용융물 만을 실험용기 내에 주입하는 것이다. 이때 용융물의 분리를 정확하게 하기 위하여 철 용융물의 부피를 정확하게 계산하여 용융물의 높이를 결정한 후 실제 산화알루미늄 용융물 주입구의 높이보다 다소 높게 제작하였다. 실험용기에서는 차세대 원자로용기의 61개 ICI 노즐중 한 개가 있는 원자로용기 하반구 일부분을 모의하였다. 따라서 실험용기의 노즐이 설치되는 하부용기는 차세대 원자로용기 재질인 탄소강에 강철 피복재를 용접하고 두께도 같게 하였다. 실험모의 노즐의 크기와 재질은 실제 차세대 원전의 ICI 노즐의 크기와 같게 하고 ICI 노즐 내부의 환형 원자로냉각재 경계 공간도 실제 차세대 원자로 크기와 같게 하였다. ICI 노즐 내부의 thimble 튜브의 재질은 실제 차세대 원전의 재질인 강철을 사용하고 외경도 차세대 원전의 크기와 같게 하였다.

차세대 원전에서는 가압기 상부에 안전감압계통(Safety Depressurization System)이 설치되어 있으며, 이 계통은 원자로냉각재 계통이 고압인 경우에 작동하여 원자로냉각재 계통을 약 10기압 이하로 감압시킨다. 따라서 본 연구에서의 실험용기 내 압력은 약 10 기압을 사용하였고 실험용기 외부는 대기압을 유지하였다. 차세대 원전의 원자로용기 하부의 ICI 노즐은 위치에 따라서 원자로용기와의 장착 각도가 차이가 난다. 그러나 본 실험에서는 실험의 편의를 위하여 내부용기의 하부는 곡률이 있도록 제작하였다.

ICI 노즐과 내부 thimble 튜브 사이의 환형공간에는 실험장치 장착 전에 냉각수를 주입하기 위하여 관통부 최상부에는 공기 배출구를 설치하였다. 이 배출구는 실험 시작 전에 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이에 냉각수를 주입할 수 있도록 공기를 배출한 후 밀폐시킨다. Thimble 튜브 내부는 대기압 상태를 유지하게 되고 공기가 차 있도록 하였다. 실험 내부용기의 양 측면은 실린더형 강철의 내부에 절연을 위하여 약 2,000 °C에서 열전도도가 1.62 W/m.K로서 낮은 산화 마그네슘(MgO) 층을 설치하였다. 실험장치의 외부 실린더 용기는 내부용기와 10 cm 간격을 두고 강철로 제작하여 설치하였으며, 외벽냉각을 수행하는 경우에는 내부용기와 외부용기 사이에 외벽냉각을 할 수 있도록 냉각수를 주입하였다. 외부용기에는 냉각수 주입관과 배기관 및 증기 배기관을 각각 설치하였으며, 실험 수행중에는 대기압을 유지하게 하였다. 내부용기와 외부용기는 상부의 용융물 생성 및 분리 도가니와 같이 플랜지로 결합시켰다. 실험용기 내에는 전기 히터를 설치하여 용기의 초기온도를 약 95 °C까지 가열하였다.

본 실험에서의 주요 측정인자는 용융물과 실험용기 및 관통부의 온도변화와 실험용기 내부 압력이다. 그림 2에서 보는 바와 같이 용융물의 온도는 약 2,200 °C까지 측정이 가능한 C 형 열전대를 사용하여 측정하였고 다른 부위의 온도 측정은 30개의 K형 열전대를 사용하였다. 실험에서 측정된 모든 결과들은 HP Workstation VXI를 이용하여 저장.처리하였으며, 실험 후에는 실험용기의 손상 형태를 규명하기 위하여 실험용기에 대한 파괴검사를 수행하였다.

4. 실험결과 및 고찰

그림 3과 4는 외벽냉각을 수행하지 않은 경우와 수행한 경우에 대하여 실험 후 실험용기에 대한 파괴검사 결과와 실험용기의 용발 형태를 보여주고 있다. 용발 형태 그림은 온도 측정결과와 파괴검사 후 실험용기 모습을 보고 그린 것이다. 그림에서 보는 바와 같이 외벽냉각을 수행하지 않은 경우는 실험용기 내부에 있던 15 cm 높이의 ICI 노즐이 완전히 용융되었고 두께가 165mm인 원자로용기는 최대 약 19 mm, 깊이가 43 mm인 용접부는 최대 약 15 mm가 용발되었다. 또한 thimble 튜브 내부는 튜브와 ICI 노즐 사이의 환형 공간 내에 냉각수 있음에도 불구하고 약 93 mm까지 용융물이 침투되었다. 그러나 외벽냉각을 수행한 경우에는 실험용기 내부 15 cm 높이의 ICI 노즐 일부만 용융되었고 원자로용기는 최대 약 6mm가 용발되었고 용접부는 거의 용발이 되지 않아 외벽냉각의 효과를 확인할 수 있었다. Thimble 튜브 내부로는 약 55 mm까지만 용융물이 침투되었다. 두 실험 모두 thermite 반응으로 생성된 산화알루미늄 용융물에 의한 열부하가 다소 작기 때문에 관통부 파손에 의한 원자로용기 파손은 발생되지 않았다. 두 실험 모두 용융물 생성 및 분리 도가니에 다소 문제가 발생하여 용융물이 완전히 분리되지 않아 약간의 철 용융물이 실험용기 내부로 주입되었다.

그림 5는 ICI 노즐 내부 온도변화에 대하여 두 실험결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 외벽냉각을 수행하지 않는 경우는 ICI노즐 상부(ICI_4,3,2)가 거의 용융된 것을 알 수 있고 외벽냉각을 수행한 경우는 수행하지 않은 경우보다 작게 용융된 것을 알 수 있다. Thimble 튜브 내부 온도변화를 보여주고 있는 그림 6과 원자로용기의 온도변화를 보여주고 있는 그림 7에서도 외벽냉각의 효과를 확인할 수 있다. 그림 8은 열부하가 집중된 부분의 열속변화를 보여주고 있다. 외벽냉각을 수행한 경우는 초기의 열부하가 분산된 것을 알 수 있고 외벽냉각이 없는 경우에는 한 부분에 열부하가 집중된 것을 알 수 있다.

5. 결론 및 차후 연구내용

차세대 원전의 중대사고시 노심용융물이 원자로용기 하반구로 재배치되었을 때 원자로용기 파손을 방지하기 위하여 외벽냉각을 수행한 방안이 ICI 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부의 건전성에 미치는 영향을 평가하기 위한 실험을 수행하였다. 본 연구에서는 외벽냉각을 수행한 경우와 수행하지 않는 경우에 대하여 차세대 원전의 관통부 1개를 모의하는 실험용기를 제작하여 thermite

반응으로 생성된 산화알루미늄 용융물 40 kg을 주입하여 관통부와 반응시키는 실험을 수행하였다. 실험수행 결과, 외벽 냉각을 수행한 경우가 수행하지 않은 경우보다 원자로용기 용발도 적게 되고 관통부 손상도 적게 되어 외벽냉각이 매우 효과적임을 확인하였다. 그러나 두 경우 모두 실제 노심용융물보다 열부하가 작아서 관통부 파손에 의한 원자로용기 파손은 발생하지 않았다. 차후 본 연구는 용융물과 원자로 내외부 열수력 조건이 미치는 영향을 분석하기 위하여 실험용기내 압력, 상사 용융물의 질량, 실험용기 하부 형태(평판, 곡률이 있는 판), 원자로용기 내에서의 냉각재 존재유무 등이 미치는 영향에 대한 실험을 계속 수행할 예정이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 과제의 일환으로 수행하였습니다.

참고문헌

1. T. G. Theofanous et al., “In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt,” DOE/ID-10460, July 1995
2. S. H. Yang et al., “An Experimental Study of Pool-Boiling CHF on Downward Facing Plates,” J. of KNS, V. 26 (4), pp. 493-501, 1994
3. T. G. Theofanous et al., “In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt,” Nuclear Engineering & Design 169, pp. 1-48, 1997
4. O. kymalainean et al., “In-Vessel Retention of Corium at the Loviisa Plant,” Nuclear Engineering & Design 169, pp. 109-130, 1997
5. 한국전력공사 전력연구원, “차세대원전 중대사고 관리를 위한 In-Vessel Retention 워크샵”, 한국전력공사 전력연구원 발간, 1998년
6. J. L. Rempe et al., “Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis,” NUREG/CR-5642, EGG-2618, October 1993
7. 최영상, 박상덕 등, “차세대 원자로 기술개발(I) - 차세대 원자로 설계 개발(I),” 통상산업부, 과학기술처, 1994년
8. R. J. Hammersley et al., “Experiments to Address Lower Plenum Response UnderSevere Accident Conditions,” FAI, 1994
9. T. Y. Chu etal., “Experimental Investigation of Creep Behavior of Reactor Vessel Lower Head,” OECD/CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability, Garching, Germany, March 3-6, 1998
10. J. P. Hosemann et al., “Corium Vessel Interaction Studies - Status of the CORVIS Project," NUREG/CP-0133, 1994
11. 강경호 외, “간극을 통한 노내 노심용융물 냉각 방안에 관한 실험 연구,” KAERI/TR-1334/99, 1999년 4월

표1. 원전별 관통부 크기 비교

	TMI-2	W PWR (Typical)	Korean Standard PWR	KNGR
Inner Dia. of the Lower Reactor Vessel(m)	4.44	4.20	4.22	4.74
Thickness of the Lower Reactor Vessel (m)	0.127	0.14	0.1524	0.165
Total Number of the ICI Nozzles	52	58	45	61
Material and Outer Dia. of the ICI Nozzle(m)	Inconel 600, 0.0508	Inconel 600, 0.0274	Inconel 690, 0.0762	Inconel 690, 0.0762
Thickness of the ICI Nozzle(m)	0.01746	0.0064	0.0286	0.0286
Thickness of the Water Filled Annulus (m)	0.00423	0.0023	0.00381	0.00381
Material and Outer Dia. of the Thimble Tube(m)	Inconel, 0.00742	St. Steel, 0.008	St. Steel, 0.01143	St. Steel, 0.01143
Thickness of the Thimble Tube(m)	0.000535	0.0012	0.001245	0.001245

표 2. 차세대 실험의 다른 실험과의 비교

	KAERI	FAI	CORVIS	LHF
Place	KAERI, Korea	FAI, U.S.A.	PSI, Switzerland	SNL, U. S. A.
Reactor Type	KNGR	W PWR, GE PWR, BWR	BWR(03/xx), PWR(04/xx)	PWR
Total Test Number	8	10	3(large scale)	2(LHF-4, LHF-5)
Simulant	Al_2O_3 40 kg	Thermite 20 kg, 40 kg	Thermite 800 kg, Al_2O_3 400 kg,	Electrical Heater
Condition of Outer Vessel	With or Without External Vessel Cooling	With External Vessel Cooling	Without External Vessel Cooling	Without External Vessel Cooling
Main Forcus of Experiment	Penetration Depth & Tube Ejection by Weld Ablation	Penetration Depth of Debris through Annulus	Failure Mechanism of Penetration	Failure Mechanism of Penetration
Main Results	-	No Penetration Failure	Failure of BWR Drain Line	Penetration Weld Failure

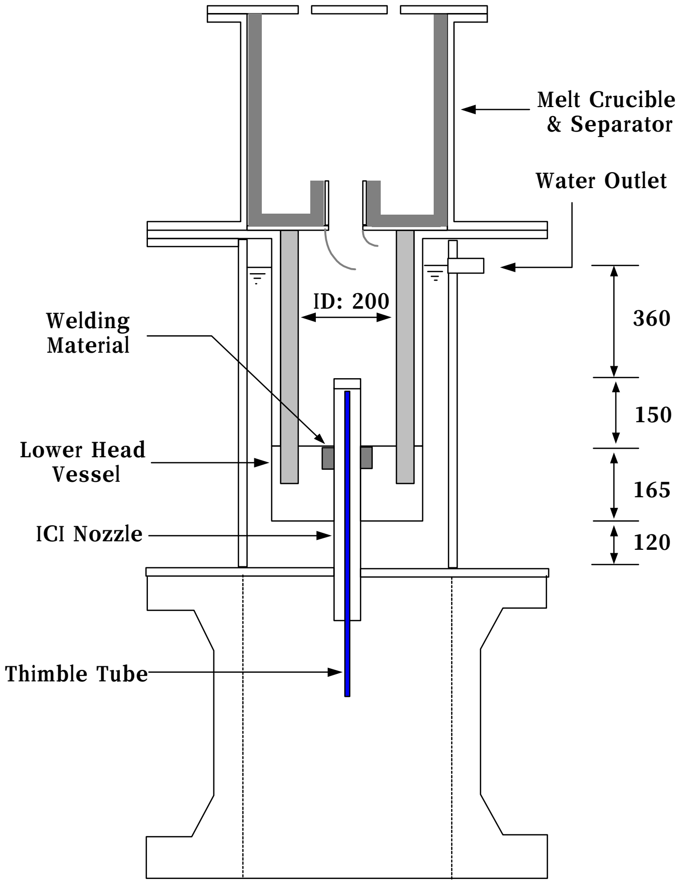


그림 1. 차세대 원전 외벽냉각시 관통부 건전평 평가 실험장치 개략도

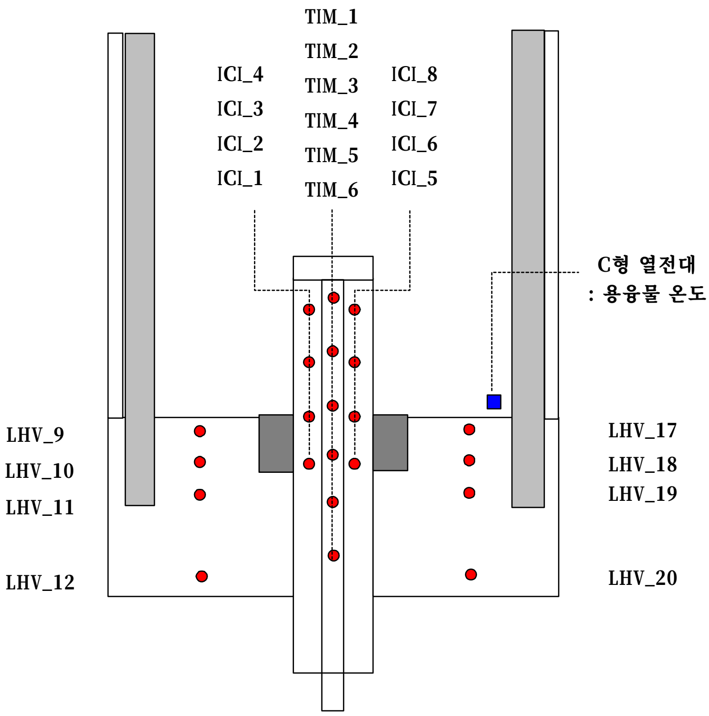
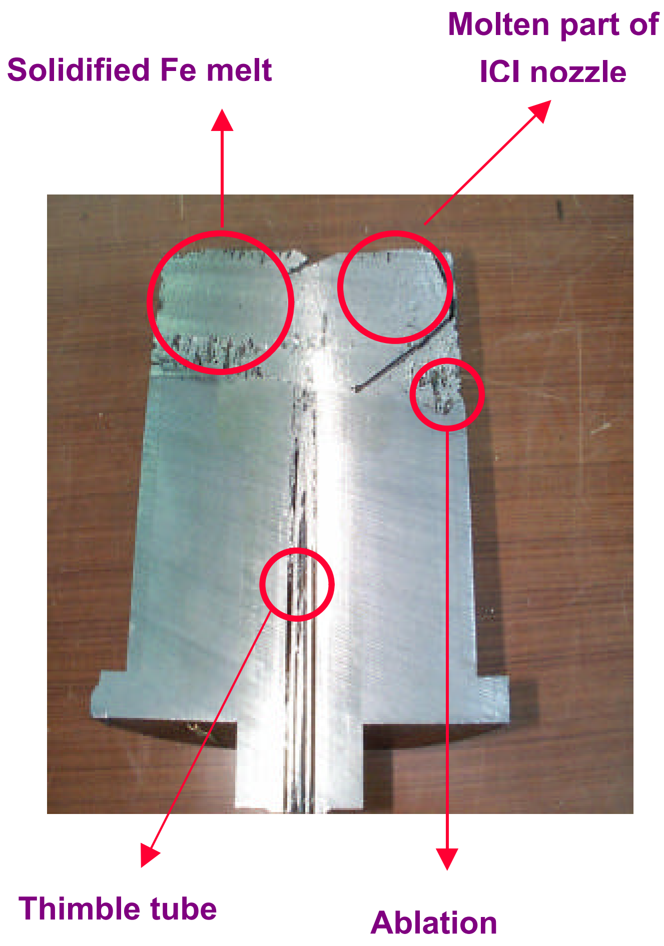


그림 2. 실험용기 내 열전대 장착위치



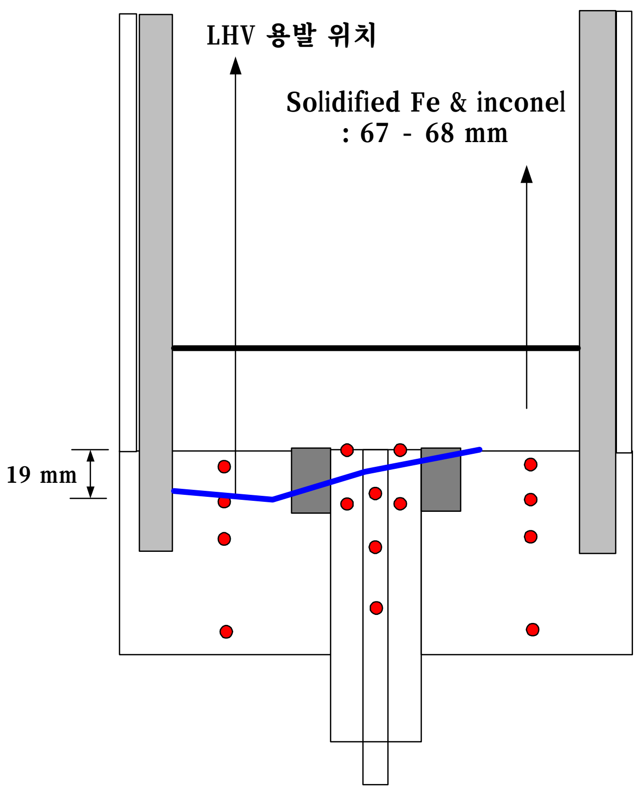


그림 3. 외벽냉각을 수행하지 않은 경우의 실험용기 용발 형태

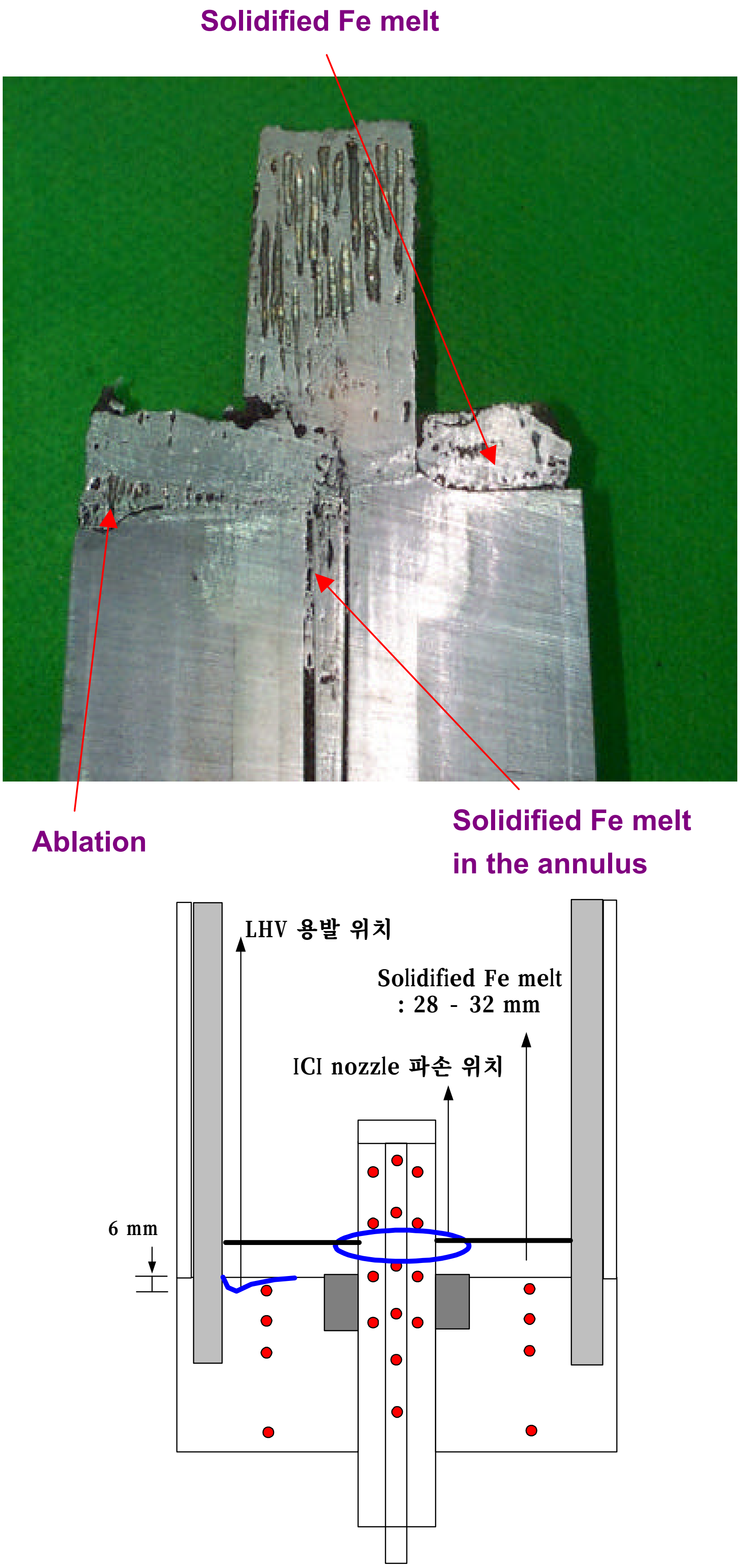
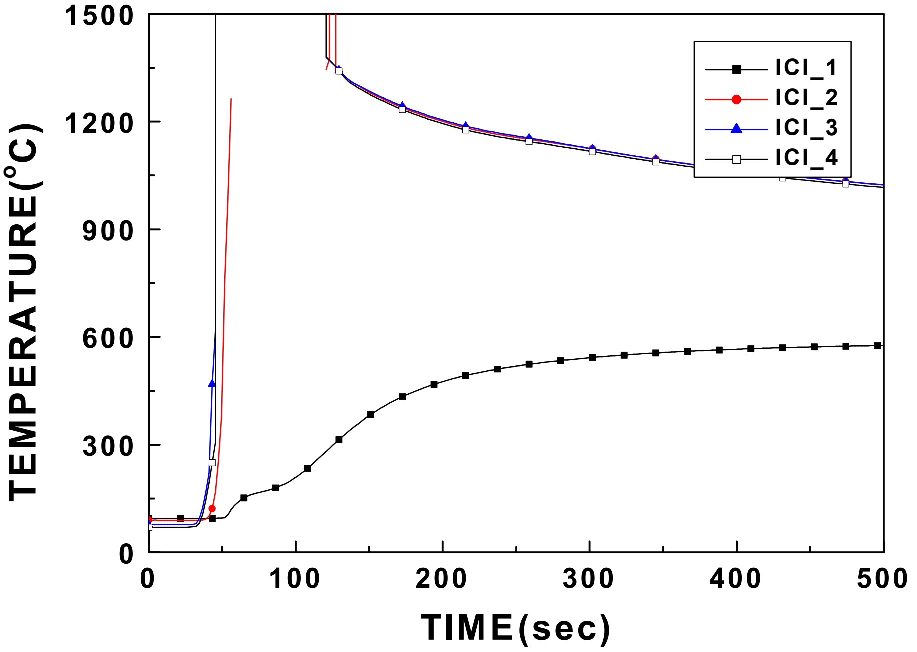
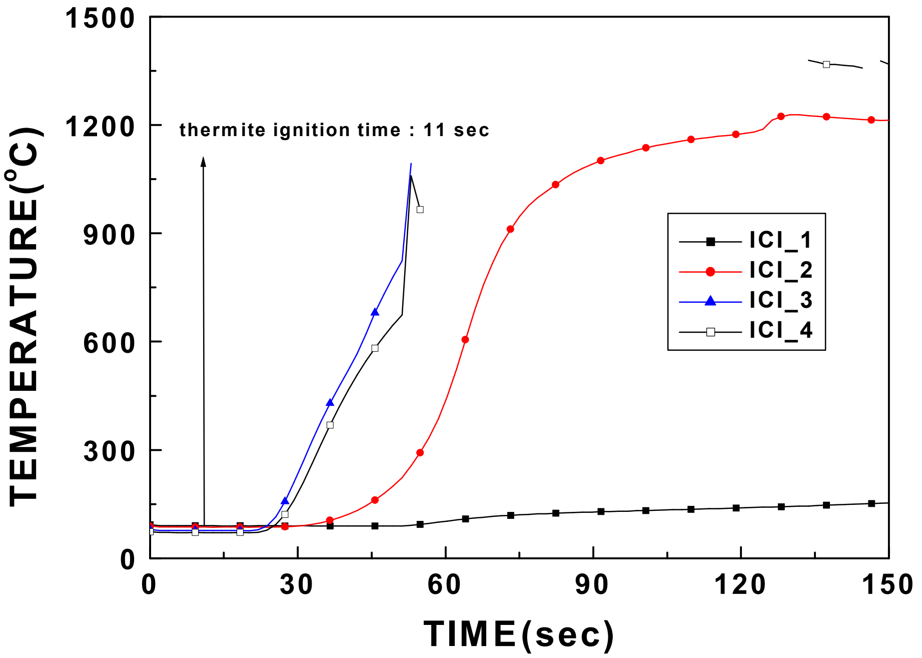


그림 4. 외벽냉각을 수행한 경우의 실험용기 용발 형태

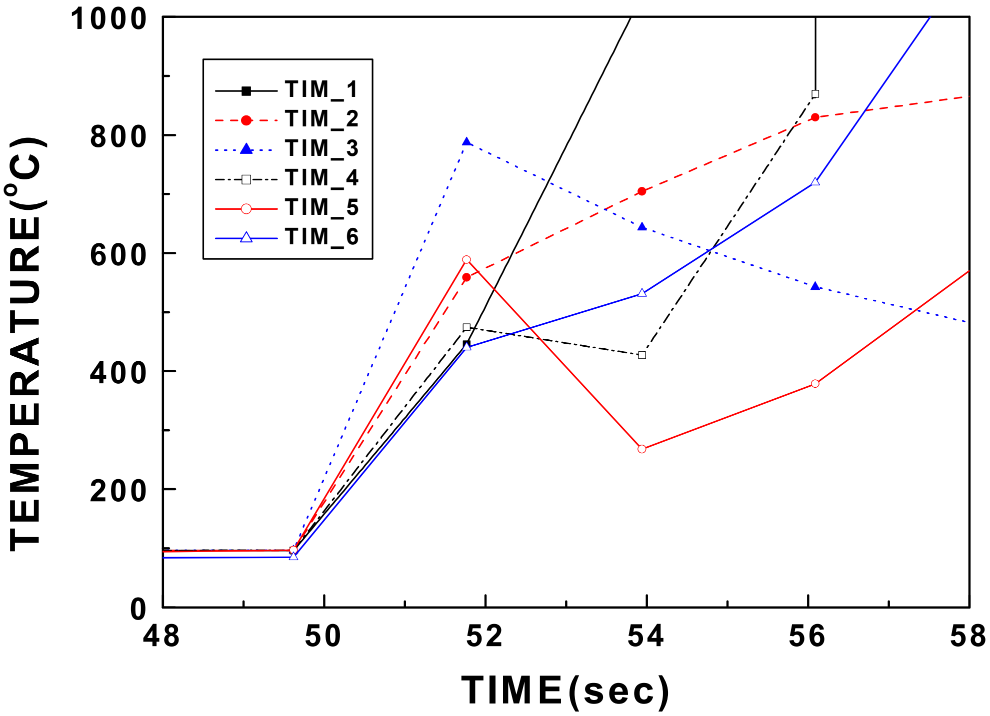


(외벽냉각을 수행하지 않은 경우)

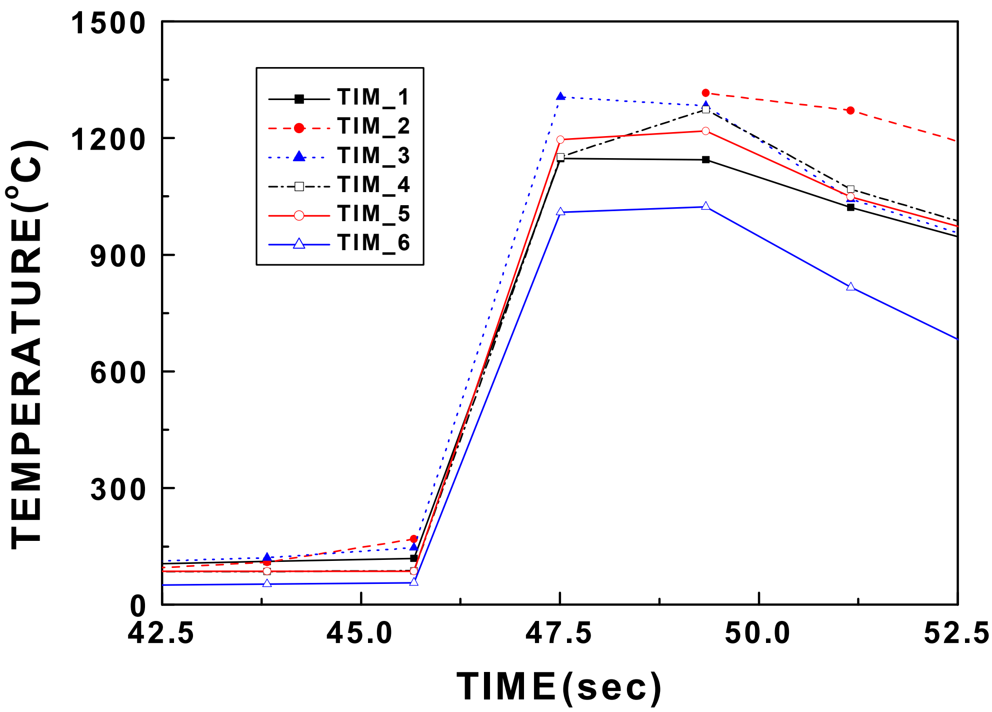


(외벽냉각을 수행한 경우)

그림 5. ICI 노즐 내부 온도변화

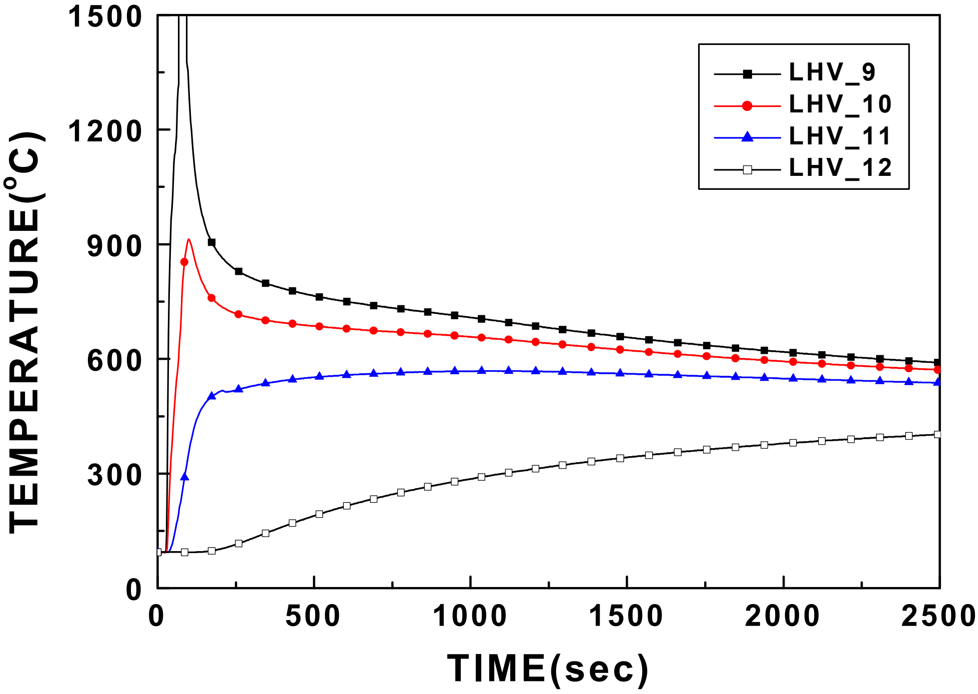


(외벽냉각을 수행하지 않은 경우)

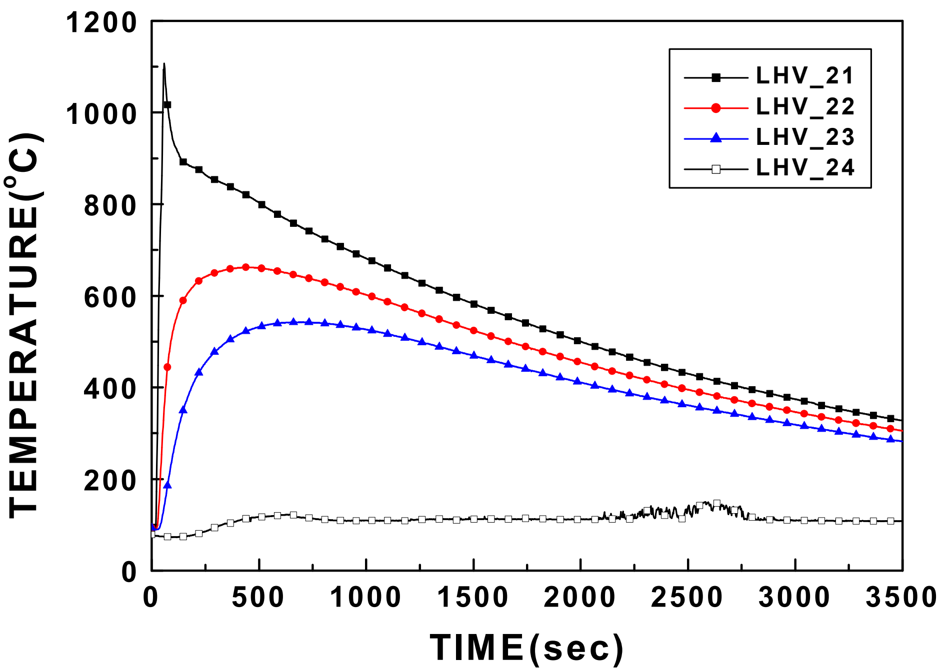


(외벽냉각을 수행한 경우)

그림 6. Thimble 튜브 내부 온도변화

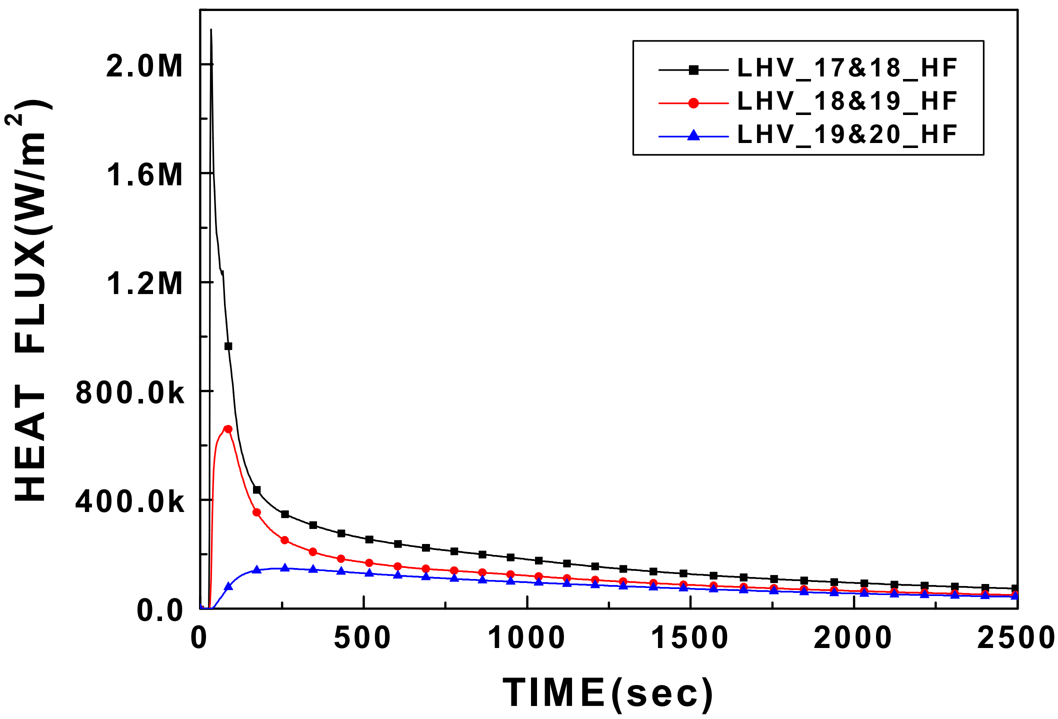


(외벽냉각을 수행하지 않은 경우)

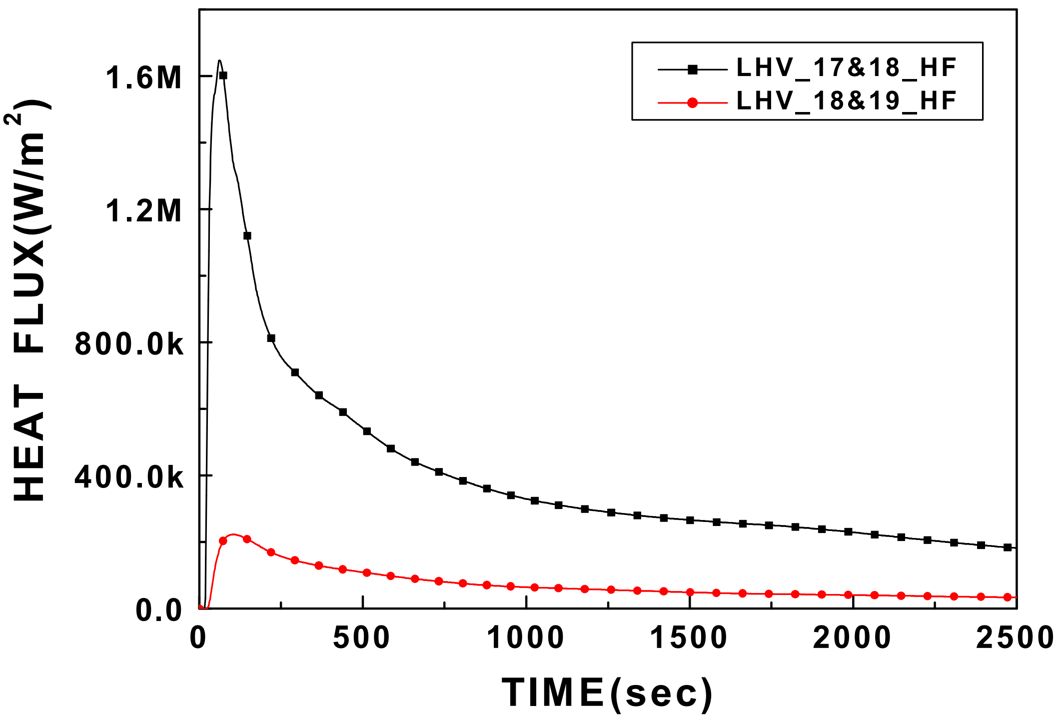


(외벽냉각을 수행한 경우)

그림 7. 원자로용기 내부 온도변화



(외벽냉각을 수행하지 않은 경우)



(외벽냉각을 수행한 경우)

그림 8. 원자로용기 열속 변화