2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

중대사고시 관통부 속의 냉각수가 원자로용기 건전성에 미치는 영향

Effect of Coolant in Penetration on Integrity of the Reactor Vessel during a Severe Accident

박래준, 강경호, 구길모, 조영로, 김상백, 이기영, 박종균

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 연구에서는 중대사고시 노심용융물이 원자로용기 하반구로 재배치되었을 때 ICI (In-Core Instrumentation) 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간 내 냉각수가 관통부 건전성에 미치는 영향을 평가하는 실험을 수행였다. 본 실험에서는 환형공간 내에 냉각수가 있는 경우와 없는 경우로 구분하여 산화알루미늄 용융물 40 kg을 사용하여 실험을 수행하였다. 실험수행 결과, 환형공간 내에 냉각수가 없는 경우에는 많은 양의 용융물이 환형공간과 thimble 튜브 내부를 통하여 외부로 방출되었으나 환형공간 내에 냉각수가 있는 경우에는 용융물이 거의 외부로 누출되지 않아 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이에 있는 냉각수가 용융물이 관통부를 통하여 외부로 방출되는 것을 억제하였다. 따라서 환형공간 내에 있는 냉각수가 중대사고시 원자로용기 건전성 유지에 많은 영향을 미치는 것을 확인하였다.

Abstract

When the melted core material relocated to lower plenum during a severe accident in the nuclear power plants, the effect of coolant in the annulus between the ICI (In-Core Instrumentation) nozzle and the thimble tube on integrity of the pressure vessel has been estimated in this experimental study. Two tests in conditions with and without coolant in the annulus have been performed using alumina melt of 40 kg as a simulant. The test results have shown that much melts ejected to the outside through the penetration in condition without coolant in the annulus. However, small melt ejected to the outside through the penetration in the condition with coolant in the annulus, because the coolant prevent the melt from ejection through penetration. It is confirmed from the test results that the coolant in the annulus between the ICI nozzle and the thimble tube is very effective on the maintenance of the reactor vessel integrity.

1. 개요

원전에서 중대사고 발생시 노심용융물이 원자로용기 하반구로 재배치되면 원자로용기와 반응에 의하여 원자로용기 건전성이 위협받을 수 있다[1]. 노심용융물에 의한 원자로용기 파손은 일반적으로 4가지 기구에 의하여 파손될 수 있다고 알려져 있다. 즉, 원자로용기의 국부적 파손(localized vessel failure), 원자로용기 전체 파손(global vessel failure), 관통부 온도상승에 의한 파손(tube heat-up and rupture), 관통부의 용접부 파손에 의한 튜브 분출(ejection)이다[2]. 이와 같은 네 파손 기구중 ICI(In-Core Instrumentation) 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부와 관련있는 두 파손 기구는 관통부의 용접부 깊이가 원자로용기 두께에 비하여 매우 작아서 용발되어 노즐이 빠질 수 있고 계측관이 있는 thimble 튜브 내부는 대기압을 유지하고 있기 때문에 용융물이 thimble 튜브 내부를 통하여 많이 분출되어 튜브를 용융시킴으로서 용융물이 원자로용기 압력경계 외부로 누출될 수 있다. 그러나 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이 환형공간에는 원자로냉각재계통의 냉각수가 존재하며 원자로냉각재계통의 압력 경계를 유지한다. 이와 같이 환형공간에 있는 냉각수는 관통부 파손에 의한 원자로용기 건전성 위협에 많은 영향을 미친다.

중대사고시 노심용융물이 원자로용기 하부로 재배치되었을 때 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간에 있는 냉각수가 관통부 파손에 미치는 영향을 분석한 실험은 미국의 FAI[3]에서 수행되었다. 가압경수로와 비등경수형 원자로의 중대사고시 원자로용기 건전성을 유지하기 위하여 외벽냉각을 수행하였을 때 관통부의 건전성을 평가한 FAI 실험은 용융물의 관통관 내부를 통한 분출에 중점을 두고 수행하였다. FAI 실험결과, 용융물이 압력차이 때문에 관통부 내부로 주입되었으나 외벽냉각 및 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간에 있는 냉각수에 의해서 용융물이 냉각된 것으로 나타났다. FAI 실험에서는 외벽냉각시 관통부 파손 평가를 수행하였기 때문에 외벽냉각 효과와 환형공간 내에 있는 냉각수 효과가 같이 나타났다. 중대사고시 원자로용기 하부 관통부 파손을 평가하기 위해서는 외벽냉각이 없을 때 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간에 있는 냉각수가 관통부 건전성에 미치는 영향이 평가되어야 하나 이를 평가한 실험이 거의 없다.

본 연구에서는 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간에 있는 냉각수가 thimble 튜브 내부로 용융물이 누설되어 관통부를 파손시키는 데 미치는 영향을 평가하는 실험을 수행하였다. 본 실험에서는 thimble 튜브와 ICI 노즐 사이의 환형공간에 냉각수를 주입한 경우와 주입하지 않은 두 경우에 대하여 thermite 반응으로 생성된 산화알루미늄 용융물 40 kg을 원자로용기와 관통부 1개를 모의한 실험용기와 반응시켜 환형공간에 있는 냉각수 영향을 분석하였다. 실험 후에는 두 실험용기에 대한 파괴검사를 수행하여 용융물의 거동을 정밀.분석하였다.

2. 실험내용 및 장치

중대사고시 노심용융물이 원자로용기 하반구로 재배치되었을 때 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간에 존재하는 냉각수가 관통부 파손에 미치는 영향을 평가하기 위한 실험을 수행하였다. 본 실험에서는 관통부 1개를 모의하는 실험장치를 제작하여 thermite 반응으로 생성된 산화알루미늄 용융물 40 kg과 반응시켰다. 노심 용융물의 상사물은 UO_2 와 ZrO_2 등을 용융시켜 사용하는 것이 가장 적절하나, 이와 같은 물질들은 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 까다로우며 고가의 장비가 필요하다. 본 실험에서 사용한 thermite 반응 용융물은 산화철과 알루미늄의 thermite 반응에 의하여 철-알루미늄 용융물을 생성시킨 다음 이 용융물을 분리시켜 철 용융물을 제외한 산화알루미늄(Al_2O_3) 용융물 만을 사용하였다. 표 1은 본 연구에서 사용한 산화알루미늄 용융물과 핵연료 용융물의 물성치를 비교하여 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 산화알루미늄 용융물은 용융온도가 핵연료 용융물보다 약 800 °C낮으나 비열이 약 2.5배로 크기 때문에 실제 용융물의 열량을 낼 수 있을 것으로 판단된다. 그러나 thermite 반응에 의한 초기 용융물의 온도가 2,200 °C 정도 밖에 되지 않기 때문에 초기 열부하는 작게 나타난다. 표 2는 중대사고시 핵연료 용융물이 원자로 하분구에 재배치된 경우와 본 실험에서의 조건을 비교하여 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 본 실험용기는 실험의 편의를 위하여 원자로용기 일부분을 평판으로 제작하였고 실제 노심용융물은 붕괴열 때문에 열부하가 계속되지만 본 실험에서는 초기 용융물의 열용량 만큼 열부하만 관통부에 가해지게 된다.

ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간에 존재하는 냉각수가 관통부 파손에 미치는 영향을 평가하기 위한 실험의 실험시설 개략도를 그림 1이 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 본 실험장치는 실험용기, thermite 용융물 생성 및 분리 도가니, 환형공간 내에 냉각수를 주입하는 냉각수 주입계통, 실험용기 보호를 위해 설치된 압력용기 등으로 구분할 수 있다. 본 실험장치 압력용기는 SONATA-IV(Simulation Of Naturally Arrested Thermal Attack In-Vessel) 프로그램의 일환으로서 제작한 LAVA(Lower Plenum Arrested Vessel Attack) 용기를 사용하였으며, 이에 대해서는 한국원자력연구소에서 발간한 기술보고서 [4]에 잘 기술되어 있다.

산화알루미늄 용융물과 철 용융물로 구성된 thermite 용융물로부터 산화알루미늄 용융물 만을 분리하기 위하여 그림에서 보는 바와 같이 용융물 분리기를 용융물 생성 도가니와 실험용기 사이에 설치하였다. 용융물 분리기는 밀도가 약 7,900 kg/m^3인 철 용융물과 밀도가 약 3,800 kg/m^3인 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. 환형공간 내에 냉각수가 없는 경우는 용융물의 분리를 정확하게 하기 위하여 그림에서 보는 바와 같이 용융물 생성 도가니와 용융물 분리 도가니를 분리.제작하여 LAVA 압력용기 내에 설치하였으나 환형공간 내에 냉각수가 있는 경우는 관통부에 가해지는 열부하를 증가시키기 위하여 하나의 용융물 생성.분리 도가니를 제작하여 설치하였다.

그림 2는 실험용기의 개략도를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 본 실험용기는 차세대 원전의 ICI 노즐과 thimble 튜브 1개가 있는 관통부를 포함하는 원자로용기 하반구 일부분을 모의하였다. 따라서 실험용기의 노즐이 설치되는 하부용기는 실제 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 제작하였다. ICI 노즐 내부 thimble 튜브의 재질은 실제 차세대 원전의 재질인 강철을 사용하였고

외경도 실제 원전의 크기와 같게 제작하였다. 본 실험에서는 용융물의 거동과 열전달 과정을 분석하기 위하여 주요 측정장치를 설치하였다. 본 실험에서의 주요 측정장치는 실험용기 내 압력을 측정하기 위한 pressure transducer, 관통부와 원자로용기 및 용융물의 온도를 측정하기 위한 C와 K형 열전대, 원자로용기 변위를 측정하기 위한 Capacitance형 변위측정기 등이다.

그림 3은 본 실험용기에 설치한 열전대 위치를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 고온 용융물의 온도를 측정하기 위하여 C형 열전대 1개를 실험용기 내에 설치하였고 원자로용기의 온도를 측정하기 위하여 K형 열전대 16개, ICI 노즐의 온도를 측정하기 위하여 K형 열전대 8개, thimble 튜브 내부 온도를 측정하기 위하여 K형 열전대 6개를 각각 설치하였다. 또한 관통부 하부에는 실험용기의 변위를 측정하기 위하여 그림 4와 같이 변위측정기를 설치하였다. 실험에서 측정된 모든 결과들은 HP Workstation VXI를 이용하여 저장.처리하였으며, 실험 후에는 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 냉각수 영향을 확인하기 위하여 실험용기에 대한 파괴검사를 수행하였다. 기타 상세한 실험 장치에 대해서는 참고문헌에 잘 기술되어 있다[5, 6, 7].

3. 실험결과 및 고찰

그림 5는 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간에 냉각수를 주입한 경우와 주입하지 않은 경우에 대한 실험 후 실험용기 모습을 보여주고 있다. 이 그림은 실험에서 측정한 온도결과와 실험 후 실험용기에 대한 파괴검사 결과를 이용하여 그린 것이다. 그림에서 보는 바와 같이 용융물의 초기 부하와 원자로용기의 초기온도가 달랐기 때문에 환형공간에 냉각수를 주입하지 않은 경우는 원자로용기와 ICI 노즐이 작게 용발되었으나 환형공간에 냉각수를 주입한 경우는 다소 많이 용발되었다. 전술한 바와 같이 환형공간에 냉각수를 주입하지 않은 경우에는 용융물 생성 도가니와 분리도가니를 따로 제작하여 LAVA 압력용기 내에 설치하였으나 환형공간 내에 냉각수를 주입한 경우에는 열부하를 증가시키기 위하여 용융물 생성 도가니와 분리 도가니를 일치하여 용융물이 실험용기 내로 주입하는 온도를 상승시켰다. 또한 환형공간에 냉각수를 주입한 경우에는 실험 조건을 실제 중대사고시 원자로용기 조건과 일치하게 하기 위하여 원자로용기에 전기 히터를 설치하여 용기의 초기온도를 약 95 ° C까지 상승시켜 실험을 수행하였다. 이와 같이 환형공간 내에 냉각수를 주입한 경우에는 산화알루미늄 용융물의 열부하를 증가시키기 위하여 실험의 초기조건을 변경하였기 때문에 환형공간에 냉각수를 주입하지 않은 경우보다 원자로용기와 ICI 노즐 및 용접부가 많이 용발되었다. 그러나 두경우 모두 열부하가 다소 작았기 때문에 관통부가 파손되지 않았다.

그림 6은 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이 환형 공간 내에 냉각수를 주입하지 않은 경우에 대한 실험 후 관통부 모습을 보여 주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 환형 공간 내에 냉각수를 주입하지 않은 경우에는 관통부에 가해지는 열부하가 작아서 원자로용기와 ICI 노즐 및 thimble 튜브는 용발이 작게 되었으나 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이 환형공간 내에 냉각수가 없기 때문에 thimble 튜브 내부와 환형공간을 통하여 용융물이 많이 대기로 방출되었다. 또한 thimble 튜브 내부와 환형공간에도 용융물이 가득 차 있어 용융물이 많이 누출된 것을 확인할 수 있었다. 그림 7은 ICI 노즐과 thimble 튜브

사이의 환형 공간 내에 냉각수를 주입한 경우에 대한 실험 후 관통부 모습을 보여 주고 있다. 환형공간 내에 냉각수를 주입한 경우에는 열부하를 증가시켜 원자로용기와 ICI 노즐 및 thimble 튜브가 많이 용발되었으나 그림에서보는 바와 같이 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간 내에 있던 냉각수 영향 때문에 thimble 튜브 내부와 환형공간을 통하여 용융물이 거의 방출되지 않았다. 즉, 환형공간 내에 있던 냉각수가 관통부 내부를 통하여 분출되는 용융물을 냉각하여 용융물이 외부로 많이 방출되는 것을 방지하였다. 이와 같은 실험결과로부터 관통부 내에 있던 냉각수가 관통부 건전성 유지에 많은 영향을 미치는 것을 확인하였다. 두 실험 모두 실험용기 하부에 설치한 변위측정기로부터는 거의 변위가 측정되지 않았다.

4. 결론

중대사고시 노심용융물이 원자로용기 하부로 재배치되었을 때 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이 환형공간 내에 있는 냉각수가 관통부 건전성에 미치는 영향을 평가하는 실험을 수행하였다. 본 실험에서는 환형공간 내에 냉각수가 있는 경우와 없는 경우로 구분하여 산화알루미늄 용융물을 사용하여 두 실험을 수행하였다. 실험수행 결과, 환형공간 내에 냉각수를 주입하지 않은 경우는 관통부에 가해지는 열부하가 작아 원자로용기와 ICI 노즐 및 thimble 튜브의 용발이 작게 발생하여도 환형공간에 냉각수가 없기 때문에 thimble 튜브 내부와 환형공간을 통하여 용융물이 많이 대기로 방출되었다. 그러나 환형공간 내에 냉각수를 주입한 경우에는 열부하를 증가시켜 원자로용기와 ICI 노즐 및 thimble 튜브가 많이 용발되었으나 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간 내에 있던 냉각수 영향 때문에 thimble 튜브 내부와 환형공간을 통하여 용융물이 거의 방출되지 않았다. 즉, 환형공간에 내에 있던 냉각수가 관통부 내부를 통하여 분출되는 용융물을 냉각하여 용융물이 외부로 많이 방출되는 것을 방지하였다. 이와 같은 실험결과로부터 중대사고시 노심용융물이 원자로용기 하반구에 재배치되었을 때 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이 환형공간 내에 있는 냉각수가 원자로용기 건전성 유지에 많은 영향을 미치는 것을 확인하였다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 과제의 일환으로 수행하였습니다.

참고문헌

1. Kim Y. H., Suh K. Y., “Sensitivity Analyses for Maximun Heat Removal from Debris in the Lower Head,” J. of the Korean Nuclear Society 32 (4), 395-409, 2000

2. J. L. Rempe et al., “Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis,” NUREG/CR-5642, EGG-2618, October 1993

3. R. J. Hammersley et al., “Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions,” FAI, 1994

4. 강경호 외, “간극을 통한 노내 노심용융물 냉각 방안에 관한 실험 연구,” KAERI/TR-1334/99, 1999년 4월

5. 박래준 외, “차세대 원전 원자로용기 외벽 냉각시 관통부 건전성에 대한 예비 실험 및 해석,” 한국원자력학회 2000 춘계학술 발표회, 한전 고리 연수원, 2000년 5월 26-27일

6. 김 종 환 외, A Preliminary Experimental Study on the Integrity ot the Lower Head Penetration in KNGR during a Severe Accident, 한국원자력학회 2000 추계학술대회, 한국원자력연구소, 2000년 10월 26일

7. 민병태 외, “원자로용기 외벽냉각시 관통부 파손 평가에 대한 기술 현황 분석,” KAERI/AR-566/2000

표 1. 핵연료 용융물과 산화 알루미늄의 물성치 비교

	UO_2	Al_2O_3
Melting Temperature (°C)	2,850	2,047
Latent Heat of Melting(J/kg)	$2.8x10^{5}$	$1.16x10^{6}$
Specific Heat (J/kg.K)	540	1,300
Thermal Conductivity (W/m.K)	3.35	7.5
Density(kg/m^3)	9,800	3,800
Thermal Diffusivity(m^2/s)	$6.33X10^{-7}$	$1.5X10^{-6}$
Thermal Expansion Coefficient(1/K)	$4.0x10^{-5}$	$1.7X10^{-4}$

표 2. 중대사고시 노심용융물과 본 실험조건과의 비교

	Real Corium	Test Section
Melt Composition	UO_2, ZrO_2, Stainless Steel, B_4C etc.	Al_2O_3
Melt Pool Geometry	Hemi-sphere	Cylinder
Melt Temperature(°C)	Approx. 3,000	Approx. 2,200
Internal Heat Generation (MW/m^3)	Approx. 1-3	0
Internal Pressure (MPa)	Max. 17 (Possible)	Max 1.5
Surface Heat Flux (MW/m^2)	Approx. 1-2	Approx. 0.1 - 20 (Max. in the initial state)
Temperature Difference Between Inner and Outer Surface (°C)	Approx. 2,900	Approx. 2,100

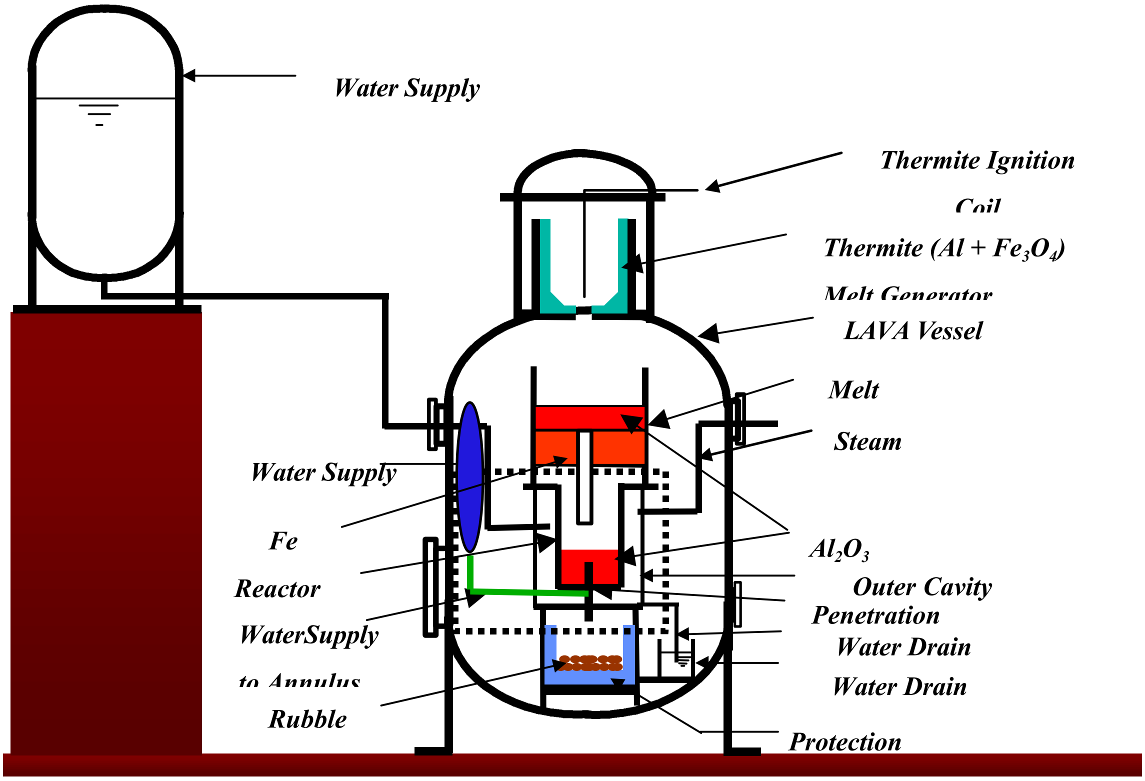


그림 1. 관통부 파손평가 실험시설 개략도

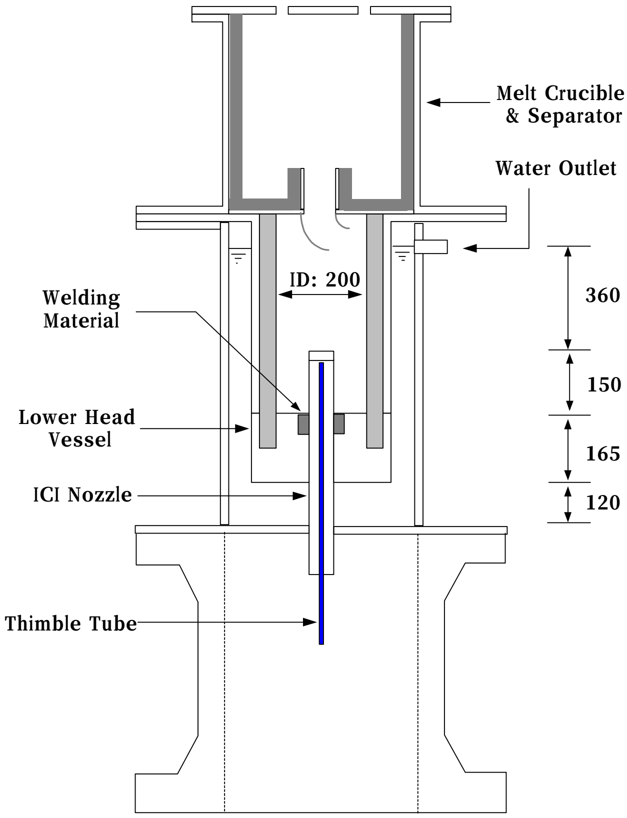


그림 2. 관통부 파손평가 실험용기 개략도

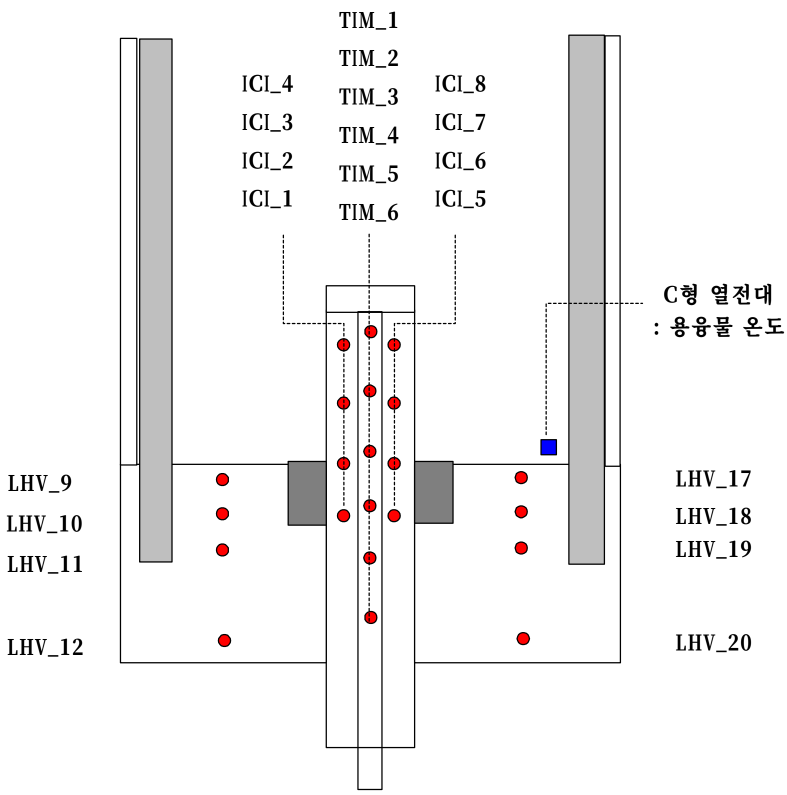


그림 3. 실험용기 내 열전대 장착 위치

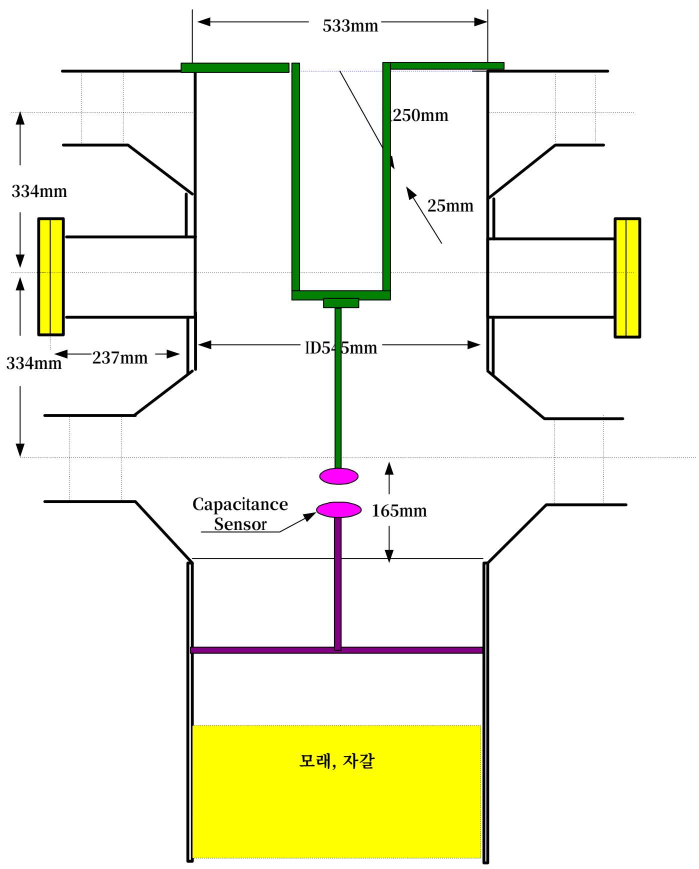
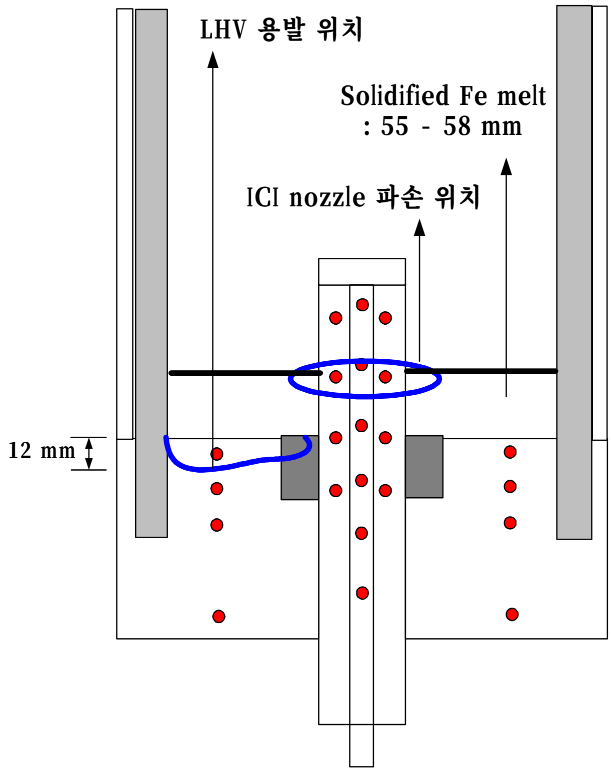
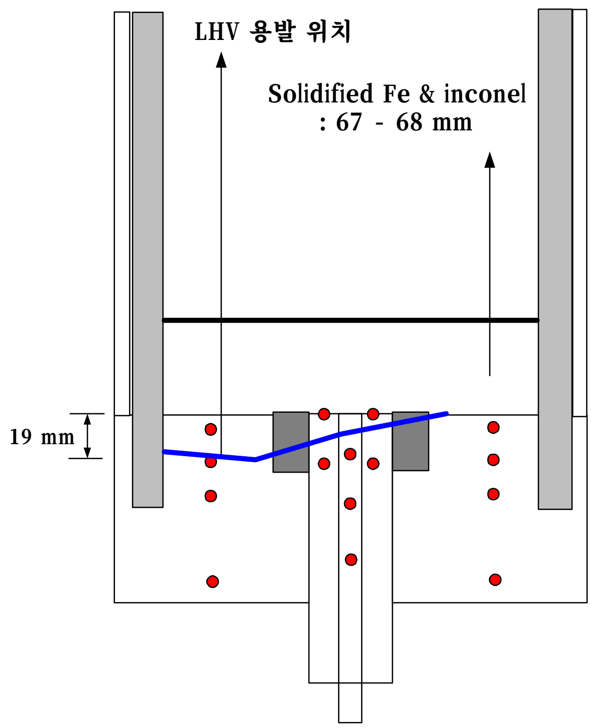


그림 4. 실험용기 외부에 변위측정기 장착 모습



(환형공간에 냉각수를 주입하지 않은 경우)



(환형공간에 냉각수를 주입한 경우)

그림 5. 실험 후 실험용기가 용발된 모습

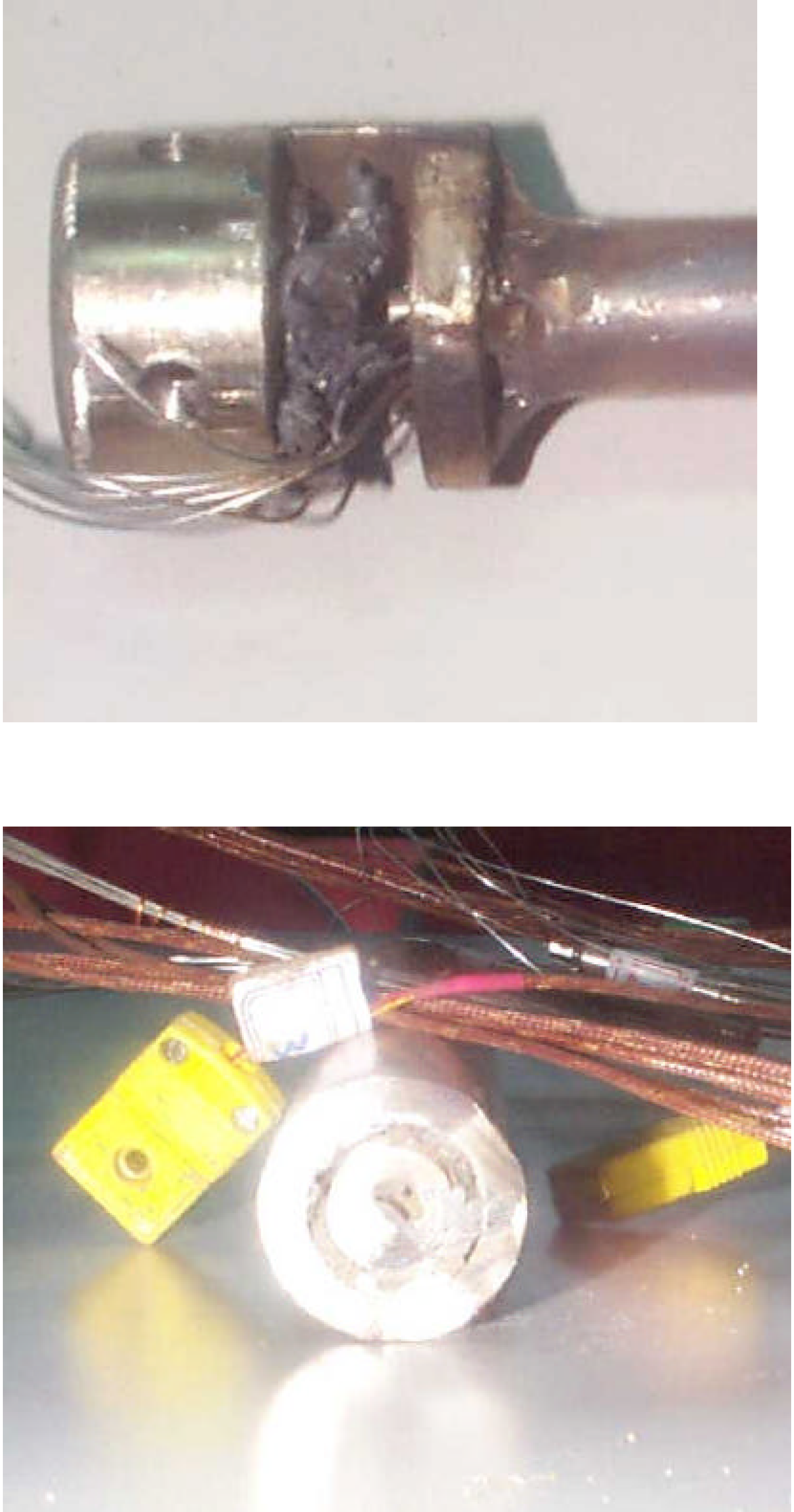


그림 6. 환형공간에 냉각수를 주입하지 않은 경우의 실험 후 관통부 모습

그림 7. 환형공간에 냉각수를 주입한 경우의 실험 후 관통부 모습

그림 7. 환형공간에 냉각수를 주입한 경우의 실험 후 관통부 모습