

차세대 원전 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성에 대한 실험 및 해석 연구

Experimental and Analytical Studies on Penetration Integrity of the Lower Pressure Vessel under External Vessel Cooling in the KNGR

박래준, 강경호, 김종태, 구길모, 조영로, 김상백, 이기영, 박종균

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성을 평가하는 프로그램을 수행하고 있다. 본 프로그램의 목적은 차세대 원전의 중대사고시 원자로용기 건전성을 유지하기 위하여 원자로용기 외벽을 냉각한 경우에 ICI 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부의 건전성을 평가하는 실험과 해석을 수행하는 것이다. 본 연구에서는 원자로용기 내부 압력과 용융물 질량이 관통부 건전성에 미치는 영향을 평가한 실험인 KNGR-ICI-2,3 결과를 분석하였고, LILAC 전산코드를 이용하여 실험결과를 검증하였다. 실험수행 결과, 원자로용기 내부 압력을 9기압에서 15기압으로 증가시킨 것은 관통부 손상에 별 영향을 미치지 않았으나 상사 용융물 질량을 40 kg에서 60kg으로 증가한 것은 관통부 손상에 많은 영향을 많이 미치는 것으로 나타났다. LILAC 전산코드를 이용한 실험용기 해석결과, 용접부의 용발 깊이에 대한 결과가 실험결과와 거의 일치하게 나타나 실험결과와 해석모델의 정당성을 확보할 수 있었다.

Abstract

A program on estimation of penetration integrity in the lower reactor vessel has been performing under external vessel cooling in the Korean Next Generation Reactor (KNGR). The objective of this program is to carry out experiments and analysis on integrity estimation 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 pressure vessel. This study is focused on the detailed analysis of KNGR-ICI 2,3 experiments on performing the estimation of system pressure and corium mass effects, respectively. The test results have been evaluated using the LILAC computer code. The test results have shown that an increase in system pressure from 0.9 MPa to 1.5 MPa was not effective, but an increase in corium mass from 40 kg to 60 kg was effective on penetration damage. It justifies the test results and analytical model that the LILAC results are very similar to the test results on the depth of weld ablation.

1. 개요

원전에서 중대사고 발생시 원자로용기가 파손되기 전에 원자로용기 외벽을 냉각(external vessel cooling)하여 노심용융물을 원자로용기 내에 가두어 두어 (IVR: In-Vessel corium Retention)

원자로용기 건전성을 유지함으로써 격납건물 관련 중대사고 현상을 미연에 방지하는 중대사고 관리방안이 세계적으로 고려되고 있다[1, 2]. 이와 같은 중대사고 관리 방안은 핀란드의 Loviisa 원전과 미국의 AP 600 원전에 반영이 되었고[3, 4] 국내의 차세대 원전에서도 이 방안을 채택하였다[5]. 원자로용기 외벽냉각을 수행하였을 때 원자로용기 건전성을 유지하기 위한 중요 요소 중의 하나는 ICI(In-Core Instrumentation) 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부(penetration)의 건전성 확보이다. 원자로용기 외벽냉각시 관통부는 용기와의 용접부 용탈에 의하여 노즐 ejection이 발생할 수 있고 원자로용기 내.외부의 압력차이로 원자로용기 내부의 용융물이 thimble 튜브 내부로 주입되어 노즐 및 튜브를 용융시킬 수 있다[6]. 따라서 중대사고시 원자로용기 건전성을 유지하기 위하여 원자로용기 외벽냉각 방안을 채택한 차세대 원전에서 이 중대사고 완화방안 수행으로 원자로용기 건전성을 유지하는 것을 검증하기 위해서는 원자로용기 하부의 ICI 노즐과 thimble 튜브의 건전성을 실험과 해석을 통하여 평가하는 연구가 필요하다.

한국원자력연구소에서는 차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성을 평가하는 프로그램을 진행하고 있다. 이 프로그램에서는 실험과 해석을 수행하여 관통부 건전성을 종합적으로 평가하는 것이다. 이 프로그램과 관련하여 관통부의 ICI노즐과 thimble 튜브 사이 환형공간 내 원자로 냉각재가 관통부 건전성에 미치는 영향과 원자로용기 외벽냉각 효과에 대한 실험은 수행하여 이미 그 결과를 발표하였다[7, 8]. 본 연구에서는 원자로용기 내부 압력이 관통부 건전성에 미치는 영향을 실험한 KNGR-ICI-2와 용융물 질량이 관통부 건전성에 미치는 영향을 실험한 KNGR-ICI-3 결과를 정밀 분석하였고, 원자로용기 하반구에서의 열전달을 모의하는 LILAC (Lower head Integral Analysis Code) 전산코드[9]를 이용하여 실험결과를 검증하였다.

2. 실험내용 및 방법

차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 ICI 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부 파손 유무를 평가하는 본 실험에서는 차세대 원전의 원자로용기 하반구 전체에 대하여 실험을 수행하지 않고 한 개의 ICI 노즐을 모의하는 실험모형을 제작하여 실험을 수행하였다. 실험모형은 실제 차세대 원전의 원자로용기 두께와 재질이 같은 판에 1개의 관통부를 설치하고 판의 외부는 냉각수로 냉각한다. 관통부 파손 평가 실험의 경우는 노심용융물에서의 열출력만 모의가 가능하면 관통부 한 개가 전체의 관통부를 대표할 수 있으므로 61개의 관통부 중 한 개를 선정하였다. 또한 재료의 상사 모의 결과는 평가가 매우 어렵기 때문에 1개의 차세대 관통부에 대하여 용접, 하부헤드, 피복관을 실규모와 동일하게 하여 실험모형을 제작하여 실험을 수행하였다. 본 실험에서 용융 상사물은 thermite 반응을 이용하여 생성시킨 산화알루미늄을 사용하였다. 노심 용융물의 상사물은 UO_2 와 ZrO_2 등을 용융시켜 사용하는 것이 가장 적절하나, 용융온도가 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. 표 1은 실제 원자로용기 하반구에서의 노심용융물과 본 실험 조건을 보여주고 있다.

표 2는 본 프로그램의 test matrix를 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 KNGR-ICI-1 실험을 기본으로 하여 관통부 속의 냉각수 영향, 외벽냉각 영향, 원자로용기 내부압력 영향, 상사용융물 질량 영향, 원자로용기 구조영향을 규명하는 실험을 수행하고 있다. 그림 1은 차세대 원전의 외벽냉각시 관통부 파손 유무를 평가하기 실험장치 개략도를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 본 실험장치는 실험용기, thermite 용융물 생성 도가니, 냉각수 주입계통 등으로 구분할 수 있다. 차세대 원전 관통부 1개를 모의한 실험용기를 SONATA-IV(Simulation Of Naturally Arrested Thermal Attack In-Vessel) 프로그램[10]의 일환으로서 제작한 LAVA(Lower Plenum Arrested Vessel Attack) 압력용기 내에 설치하고 실험을 수행하였다. LAVA 압력용기에 대해서는 한국원자력연구소에서 발간한 기술보고서[11]에 잘 기술되어 있다.

산화알루미늄 용융물과 철 용융물로 구성된 thermite 용융물로부터 산화알루미늄 용융물 만을 분리하기 위하여 용융물 생성도가니를 특별히 제작하였다. 즉, thermite 반응후 생성된 혼합 용융물에서 밀도가 약 $7,900 \text{ kg/m}^3$ 인 철 용융물과 밀도가 약 $3,800 \text{ kg/m}^3$ 인 산화알루미늄 용융물의 밀도차이를 이용하여 두 용융물을 분리한 후 상부의 산화 알루미늄 용융물 만이 실험용기 내에 주입되도록 용융물 생성 도가니를 제작하였다. 이때 용융물의 분리를 정확하게 하기 위하여 철 용융물의 부피를 계산하여 용융물의 높이를 결정한 후 실제 산화알루미늄 용융물 주입구의 높이보다 조금 높게 제작하였다.

그림 2는 실험용기에 설치한 열전대 위치를 보여주고 있다. 고온 용융물의 온도를 측정하기 위하여 C형 열전대 2개를 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. 관통부 하부에는 실험용기의 변위를 측정하기 위하여 Capacitance 형의 변위측정기를 설치하였고 실험용기 하부는 냉각수가 있는 고온 조건이기 때문에 LVDT(Linear Variable Differential Transformer) 형 변위측정기를 설치하였다. 실험에서 측정된 모든 결과들은 HP Workstation VXI를 이용하여 저장.처리하였으며, 실험 후에는 ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형공간 내에 침투한 용융물의 깊이를 측정하고 용기와 용접부의 용발정도를 평가하기 위하여 실험용기에 대한 파괴검사를 수행하였다. 기타 상세한 실험 장치에 대해서는 참고문헌[12]에 잘 기술되어 있다.

3. 실험결과 및 고찰

표 3은 차세대 원전 외벽냉각시 관통부 건전성을 평가한 실험결과를 정리하여 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 원자로용기내 압력을 9기압에서 15기압으로 증가시킨 KNGR-ICI-2 실험의 경우에는 용접부가 기준 KNGR-ICI-1 실험보다 조금 용발되었으나 상사 용융물의 질량을 40 kg에서 60 kg으로 증가시킨 경우에는 두께가 43 mm인 용접부 약 50 %가 용발되었다. 또한 관통부내 ICI 노즐과 thimble 튜브사이 환형공간을 통하여 용융물이 침투된 깊이도 KNGR-ICI-2 실험의 경우에는

KNGR-ICI-1 실험보다 조금 크게 나타났으나 KNGR-ICI-3 실험에서는 용융물이 관통부 내 환형공간 내로 많이 침투되었다. 그러나 이 두 실험 모두 원자로용기 외벽냉각을 하였기 때문에 용접부 손상에 의한 ICI 노즐 분출이나 관통부 내부를 통한 용융물 주입에 의한 노즐 외부의 파손은 발생하지 않았다.

그림 3과 4는 KNGR-ICI-2 실험 후 실험용기 단면을 절단한 사진과 실험용기 손상형태를 각각 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 용융물에 의해 원자로용기가 용발된 것을 알 수 있고 관통부 내 환형공간 내에 용융물이 있는 것을 확인할 수 있다. 원자로용기 왼쪽 부분이 많이 용발된 것은 용융물의 jet impingement 효과 때문에 발생하였다. 본 실험에서는 이와 같은 효과를 감소시키기 위하여 용융물을 측면으로 주입하였으나 이 효과를 완전히 제거할 수 없었다. 그림 5는 KNGR-ICI-2 실험에서 실험용기 용발형태를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 용융물 질량이 40 kg에서 60kg으로 증가되었기 때문에 원자로용기와 용접부가 많이 용발되었다. 그림 6은 KNGR-ICI-2,3 실험에서 용융물이 관통부내 환형공간으로 침투된 깊이를 보여주고 있다. 이 그림은 실험 후 실험용기를 절단하여 용융물이 침투된 깊이를 확인하고 그린 것이다. 그림에서 보는 바와 같이 압력을 증가시킨 경우에는 용융물이 관통부내 환형공간으로 많이 침투되지 않았으나 상사 용융물의 질량을 증가시킨 경우에는 용융물이 환형공간 내로 많이 침투되었다.

그림 7과 8은 KNGR-ICI-2,3 실험에서의 용융물에서 원자로용기로의 열속변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 반응초기에는 열속이 크게 증가하였으나 이후 조금씩 감소하는 것으로 나타났다. 초기 약 1,000초간의 평균열속은 KNGR-ICI-2가 약 0.25 MW/m^2 , KNGR-ICI-3가 약 0.3 MW/m^2 각각 나타나 용융물 질량을 증가시킨 경우가 다소 높게 나타났다. 초기의 열속 peak는 용융물의 내부 온도와 밀접하게 관련이 있으나 본 실험에서는 용융물의 온도를 측정하기 위하여 설치한 C형 열전대가 실험중 손상되어 용융물의 온도를 측정할 수 없었다. 따라서 초기의 열속 peak 값이 KNGR-ICI-2가 KNGR-ICI-3보다 높은 것을 정확하게 규명할 수 없었다.

그림 9는 KNGR-ICI-2 실험중 원자로용기 외벽부분의 온도와 냉각수 온도변화를 보여주고 있다. 실험수행 전에 실험용기는 실제 중대사고시 원자로용기 하반구를 모의하기 위하여 원자로용기 내에 설치한 전기히터를 사용하여 약 $100 \text{ }^\circ\text{C}$ 까지 가열시킨 후 실험을 수행하였다. 따라서 그림에서 보는 바와 같이 원자로용기 외벽은 초기의 약 $100 \text{ }^\circ\text{C}$ 에서 냉각수와 접촉하면서 온도가 떨어졌다가 용융물이 원자로용기와 접촉하면서 온도가 상승하는 것을 보여주고 있다. 용융물에 의한 급격한 과도상태 때문에 일정시간 동안 외벽에서는 막비등 형태를 보이다가 곧 핵비등으로 변하여 온도가 일정하게 유지되는 것을 알 수 있다. 그림에서 보는 바와 같이 냉각수의 상부 온도는 곧 상승하여 비등온도에 도달하였으나 하부 온도는 서서히 상승하여 비등온도에 도달하였다. 그림 10은 변위측정기를 이용하여 측정한 KNGR-ICI-3 실험결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 실험용기 하부와 관통부 하부의 상대변위로서 관통부가 실제 약 3.0 mm 의 변위가 발생한 것을 알 수 있다. 이와 같은 측정된 변위는 원자로용기 내,외부의 압력차이가 있는 상태에서 고온의 용융물에 의해 원자로용기 내벽의 온도가 많이 올라갔기 때문에 발생하였다. 표 1에서 보는 바와 같이 용융물의 질량을 증가시킨 경우는 원자로용기 내부 압력을 증가시킨 경우보다 용접부가 많이 손상되었기 때문에 관통부 변위도 많이 발생하였다.

4. 해석연구 내용 및 결과

차세대 원전 외벽냉각시 관통부 건전성을 평가하는 실험결과를 검증하고 차세대 원전을 종합적으로 평가하기 위하여 LILAC 전산코드를 이용하여 해석적 연구를 수행하였다. LILAC 전산코드는 한국원자력연구소의 SONATA-IV(simulation Of Naturally Arrested Thermal Attach In-Vessel) 연구과제의 일환으로서 개발한 것으로서 중대사고시 원자로용기 하반구에서의 노심용융물 거동을 모의할 수 있다. 본 해석에서는 차세대 원전 관통부 16.5 cm를 1차원적으로 모의하였으며, 용융물이 원자로용기 내부 벽면에 가해지는 열부하에 따라 고화-용융 모델을 적용하여 해석하였다. 따라서 내부는 일정 열속 경계조건을 사용하였고 외부는 원자로용기 외벽냉각을 하는 경우를 가정하여 110 °C의 등온조건을 사용하였다.

그림 11은 계산 영역과 온도분포에 대한 LILAC 계산결과를 보여주고 있다. 그림 12는 외벽냉각을 수행하고 내부 열속이 0.3 MW/m²인 경우의 대한 LILAC 계산결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 일정열속 경계조건을 사용하면 약 2시간 후에 정상상태에 도달하여 깊이가 43 mm 인 용접부의 상부와 하부 온도가 일정하게 도달하는 것을 알 수 있다. 이와 같이 내부 열속을 변화시키면서 용접부 상,하부의 온도와 용발깊이에 대한 LILAC 계산을 수행하였다. 표 4는 LILAC 계산결과와 실험결과를 비교하여 보여주고 있다. 실험에서의 내부 열속은 실험용기에 용융물을 주입한 후 초기 약 1,000초까지의 평균열속이다. 표에서 보는 바와 같이 내부열속이 0.2, 0.25 MW/m²인 경우에는 용접부 용발이 전혀 발생하지 않았다. 실험에서는 용융물의 jet impingement 효과 때문에 용발이 발생하였으나 LILAC 전산코드는 이 현상을 모의할 수 없기 때문에 이와 같은 차이가 발생하였다. 열속이 0.3 MW/m²인 경우에는 용접부 용발 깊이에 대한 실험결과와 해석결과가 거의 일치하는 것을 보여주고 있다. 이와 같은 일치된 결과로부터 실험결과와 해석 모델에 대한 정당성을 확보할 수 있었다.

5. 결론

차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 ICI 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부 건전성을 평가하기 위한 프로그램의 일환으로 수행한 원자로용기 내부 압력 영향 실험인 KNGR-ICI-2 실험과 용융물 질량 영향 실험인 KNGR-ICI-3 실험결과를 분석하고 LILAC 전산코드를 이용하여 실험결과를 평가하였다. 실험수행 결과, 원자로용기 내부 압력을 9기압에서 15기압으로 증가시킨 것은 관통부 손상에 별 영향을 미치지 않았으나 상사 용융물의 질량을 40 kg에서 60 kg 으로 증가시킨 경우에는 관통부가 많이 손상되었으며, 관통부의 변위도 용융물의 질량을 증가시킨 경우가 원자로용기 내부 압력을 증가시킨 경우보다 더 크게 나타났다. 그러나 두 실험 모두 원자로용기 외벽을 냉각하였기 때문에 용접부 손상에 의한 ICI 노즐 분출이나 관통부 내부로 용융물 주입에 의한 노즐 외부 파손은 발생하지 않았다. 원자로용기내 열속이 0.3 MW/m²인 경우의 용접부 용발 깊이에 대한 실험결과와 LILAC 전산코드 계산결과는 거의 일치하는 것으로 나타나 실험 결과와 해석 모델에 대한 정당성을

확보할 수 있었다. 차후 본 프로그램은 원자로용기의 기하학적 형상 영향에 대한 실험과 일정한 열속을 지속적으로 가하는 지속가열 실험 및 해석적 연구를 수행하여 차세대 원전의 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성을 종합적으로 평가할 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. Kymalaineen 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. 박래준 외, "중대사고시 관통부 속의 냉각수가 원자로용기 건전성에 미치는 영향," 한국원자력학회 2001 춘계학술대회 논문집, 제주대학교, 2001년 5월 24-25일
8. 박래준 외, "차세대 원전 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성에 대한 실험 연구," 한국원자력학회 2001 춘계학술대회 논문집, 제주대학교, 2001년 5월 24-25일
9. 김종태 외, "차세대 원전의 원자로용기 하부 관통부 건전성 실험의 해석적 연구," 한국원자력학회 2001 춘계학술대회 논문집, 제주대학교, 2001년 5월 24-25일
10. S. B. Kim, K. Y., Suh, "Progress in SONATA-IV," OECD/NEA CSNI Special Meeting on In-Vessel Debris Coolability and Lower Head Integrity, Paris, France, 1996
11. 강경호 외, "간극을 통한 노내 노심용융물 냉각 방안에 관한 실험 연구," KAERI/TR-1334/99, 1999년 4월
12. 민병태 외, "원자로용기 외벽냉각시 관통부 파손 평가에 대한 기술현황 분석," KAERI/AR-562/2000, 한국원자력연구소, 2000년 4월

표 1. 대표 가압경수형 원전의 소형파단 냉각재 상실사고시 주요 중대사고 경위 및 노심용융물 양

(조)

주요 사고경위	2 inch 파단		3 inch 파단	
	SIT 작동	SIT 작동 안함	SIT 작동	SIT 작동 안함
LOCA 시작	0	0	0	0
노심 노출	3,270	3,270	1,458	1,458
피복재 파손	3,515	3,515	1,794	1,794
산화 시작	3,618	3,618	1,890	1,890
SIT 작동	4,534	-	2,110	-
노심 물질 용융 시작	4,385	4,385	7,639	2,262
SIT 작동 완료	21,282	-	17,300	-
노심 유로 폐쇄 발생	10,905	5,295	20,898	3,069
용융물의 하반구 재배치 시작	20,968	5,320	20,201	2,851
용융물의 대규모 하반구 재배치	21,221	5,871	21,721	3,178
원자로용기 파손	21,470	6,135	21,835	3,675
전체 핵연료 피복재 산화량	44.5 % (H ₂ 572 kg)	37.5 % (H ₂ 508 kg)	42.8 % (H ₂ 544 kg)	34.6 % (H ₂ 440 kg)
원자로용기 파손때 용융물 재배치양 (전체양=약 154.2 ton, UO ₂ =117.3, Zr=34.0, B ₄ C=1.2, Inconel 625=2.1)	123.7 ton (UO ₂ =105.1, Zr=7.5, ZrO ₂ =10.0, B ₄ C=1.0, Inconel=0.1)	144.5 ton (UO ₂ =114.8, Zr=15.8, ZrO ₂ =11.3, B ₄ C=1.1, Inconel=1.5)	124.6 ton (UO ₂ =100.8, Zr=10.5, ZrO ₂ =10.7 B ₄ C=1.1, Inconel=1.5)	73.9 ton (UO ₂ =60.8, Zr=7.8, ZrO ₂ =5.4 B ₄ C=1.1, Inconel=1.4)

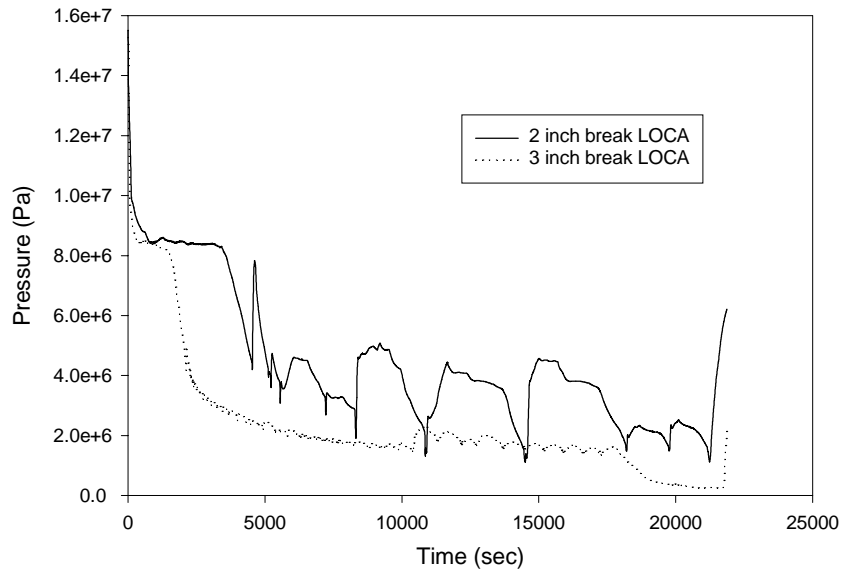


그림 1. 소형파단 냉각재 상실사고시 가압기 압력변화
(안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

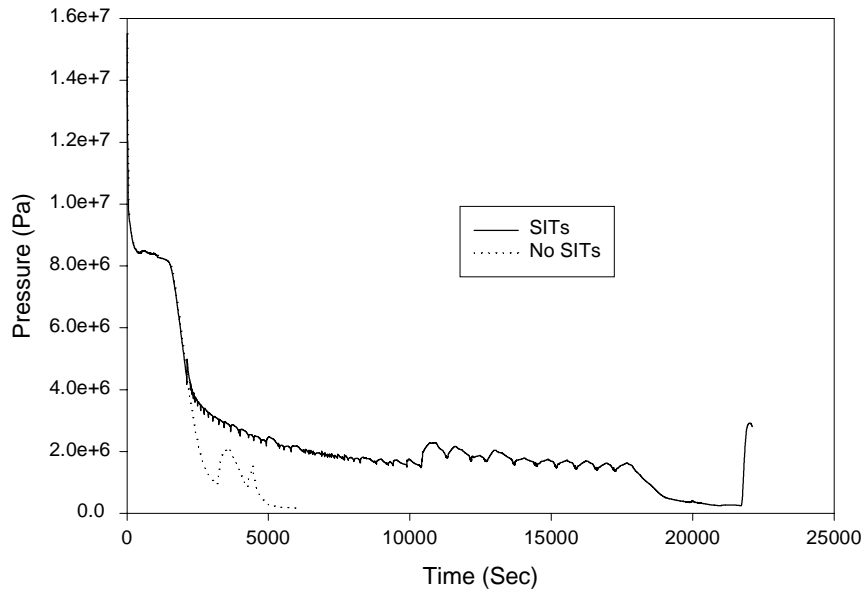


그림 2. 3 inch 파단 냉각재 상실사고시 가압기 압력변화

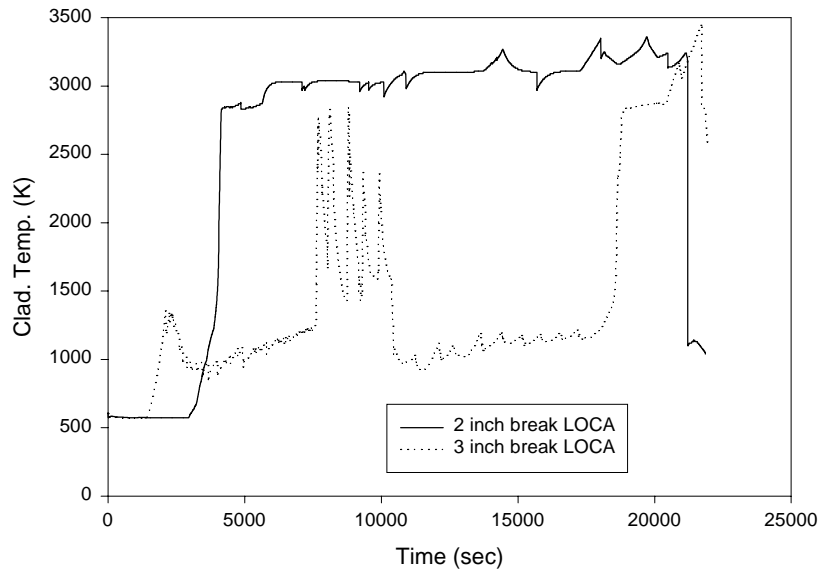


그림 3. 소형파단 냉각재 상실사고시 핵연료 피복재 최고온도 변화
(안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

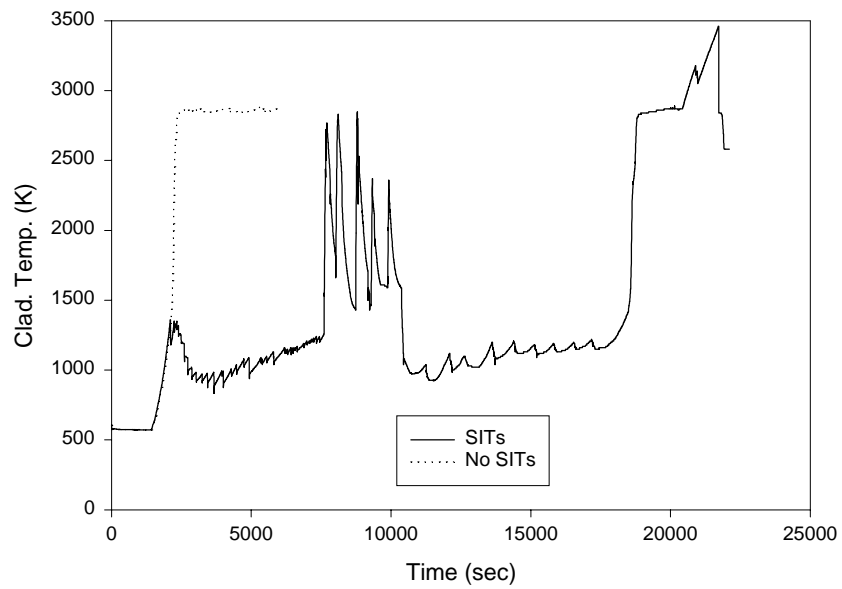


그림 4. 3 inch 파단 냉각재 상실사고시 핵연료 피복재 최고온도변화

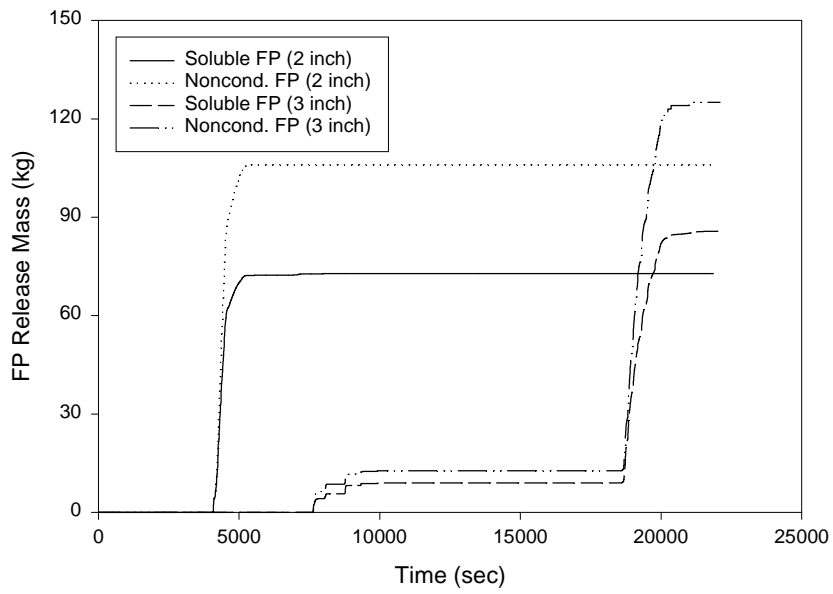


그림 5. 소형파단 냉각재 상실사고시 핵분열 생성물 방출량 변화
(안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

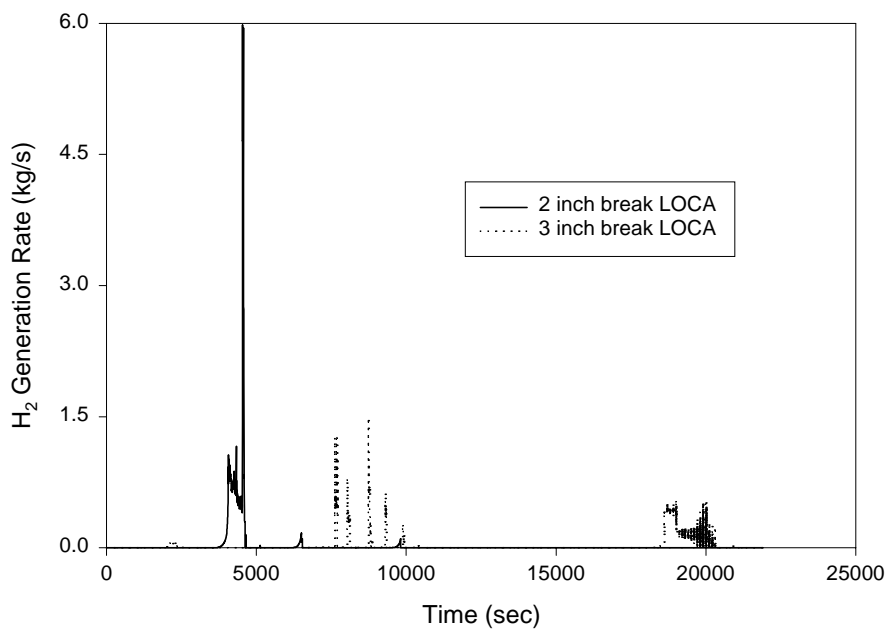


그림 6. 소형파단 냉각재 상실사고시 수소생성량 변화
(안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

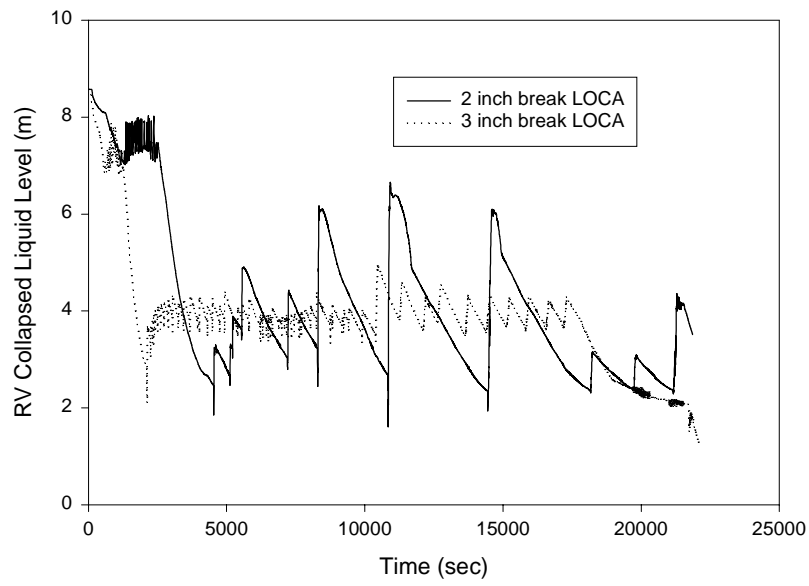


그림 7. 소형파단 냉각재 상실사고시 노심 수위 변화
(안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

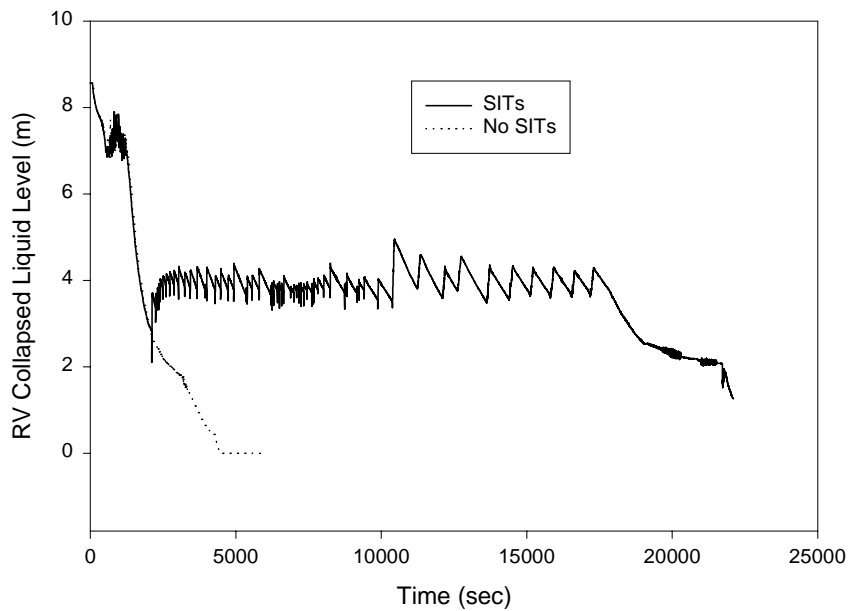


그림 8. 3 inch 파단 냉각재 상실사고시 노심 수위 변화

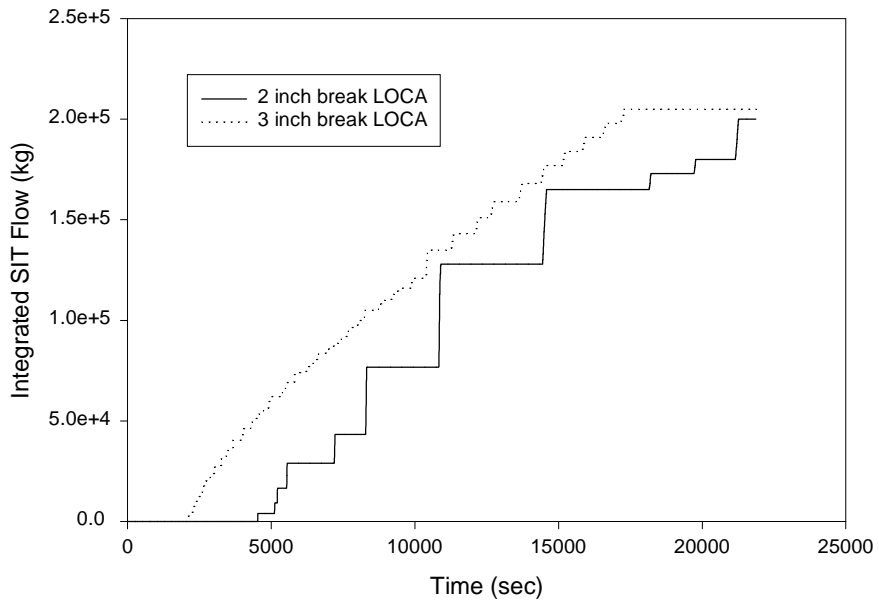


그림 9. 소형파단 냉각재 상실사고시 안전주입 탱크 냉각재 총 작동량

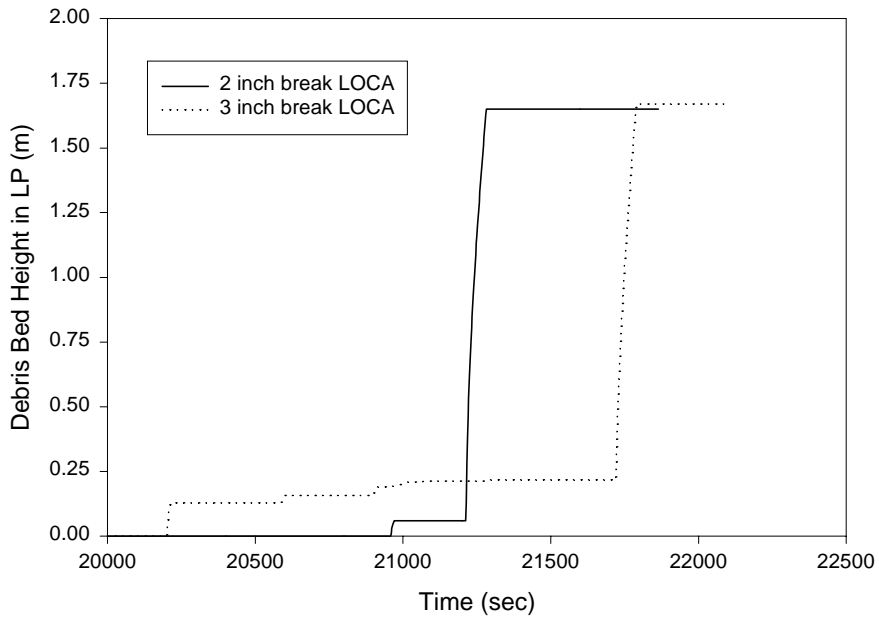


그림 10. 소형파단 냉각재 상실사고시 원자로용기 하반구에서의 용융물층 높이 변화 (안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

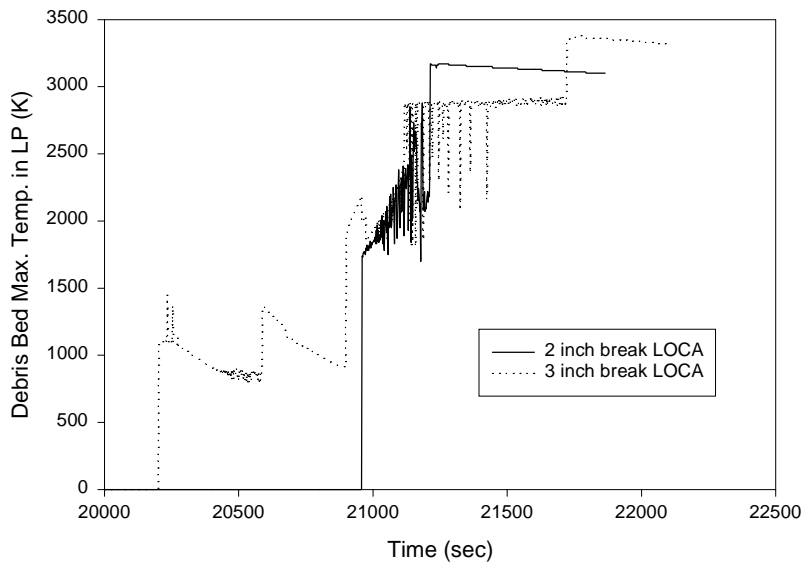


그림 11. 소형파단 냉각재 상실사고시 원자로용기 하반구에서의 용융물의 최대 온도 변화 (안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

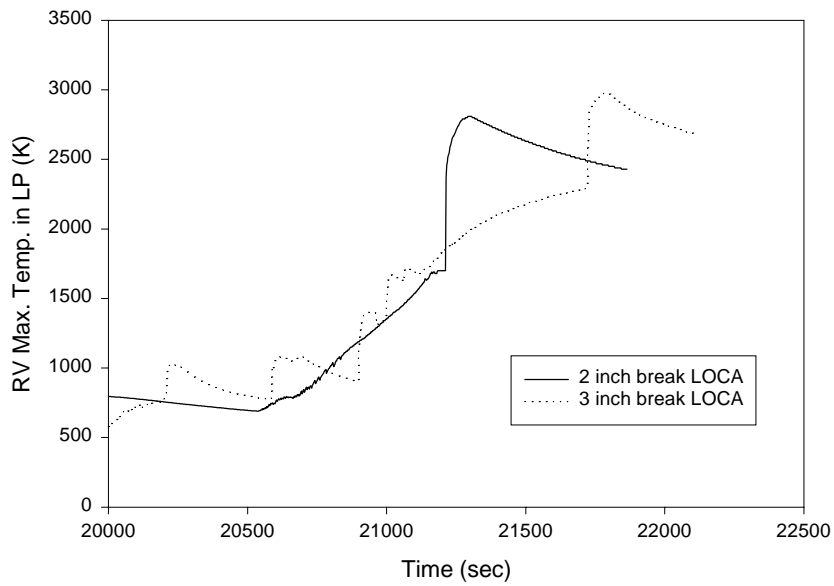


그림 12. 소형파단 냉각재 상실사고시 원자로용기 하반구 내부 온도 변화 (안전주입 탱크가 작동하지 않는 경우)

표 1. 중대사고시 노심용융물과 본 실험조건과의 비교

	Real Corium	Test Section
Melt Composition	UO ₂ , ZrO ₂ , Stainless Steel, B ₄ C etc.	Al ₂ O 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

표 2. 차세대 원전 관통부 파손평가 Test Matrix

Test Name	In-vessel Pressure	Simulant Mass	Date	Remarks
KNGR-ICI- DRY1	0.6 MPa	Al ₂ O ₃ , 40 kg	2000. 6	No external vessel cooling, No annulus water
KNGR-ICI- DRY2	1.0 MPa	Al ₂ O ₃ , 40 kg	2000. 11	No external vessel cooling, Annulus water
KNGR-ICI-1	0.9 MPa	Al ₂ O ₃ , 40 kg	2000. 12	Base case
KNGR-ICI-2	1.5 MPa	Al ₂ O ₃ , 40 kg	2001. 4	Influence of high pressure
KNGR-ICI-3	1.0 MPa	Al ₂ O ₃ , 60 kg	2001. 5	Influence of melt mass
KNGR-ICI-4	1.0 MPa	Al ₂ O ₃ , 60 kg	2001. 9	Influence of vessel curvature
KNGR-ICI-5	1.0 MPa	Al ₂ O ₃ , 60 kg	2001. 9	No external vessel cooling, Annulus water, Influence of melt mass

표 3. 차세대 원전 관통부 파손평가 실험 주요 결과

Test Name	Corium Penetration Depth through Annulus	Ablation Length of Weld and Vessel	Max. and Average (500-1000 sec) Heat Flux through Vessel	Deformation Length at ICI Nozzle and Vessel
KNGR-ICI-DRY1	171 mm	Weld : 15 mm Vessel : 12 mm	2.1 MW/m ² , 0.4 MW/m ²	
KNGR-ICI-DRY2	93 mm	Weld : 15 mm Vessel : 19 mm	2.1 MW/m ² , 0.3 MW/m ²	
KNGR-ICI-1	55 mm	Weld : 1 mm Vessel : 6 mm	1.65 MW/m ² , 0.2 MW/m ²	
KNGR-ICI-2	72 mm	Weld : 9.8 mm Vessel : 31.5 mm	1.78 MW/m ² , 0.25 MW/m ²	ICI : 3.25 mm LHV : N/M
KNGR-ICI-3	169 ~ 182 mm	Weld : 20 mm Vessel : 23 mm	1.9 MW/m ² , 0.3 MW/m ²	ICI : 4.92 mm LHV : 2.1 mm

표 4. 차세대 원전 외벽냉각시 관통부 파손평가 해석 주요 결과

Internal Heat Flux (MW/m ²)	Upper Temperature at Weld (K)	Lower Temperature at Weld (K)	Ablation Depth (mm)	Experimental Data on Ablation Depth (mm)
0.2	1,374	1,047	0.0	1
0.25	1,644	1,261	0.0	10
0.3	1,764	1,464	17	15, 21

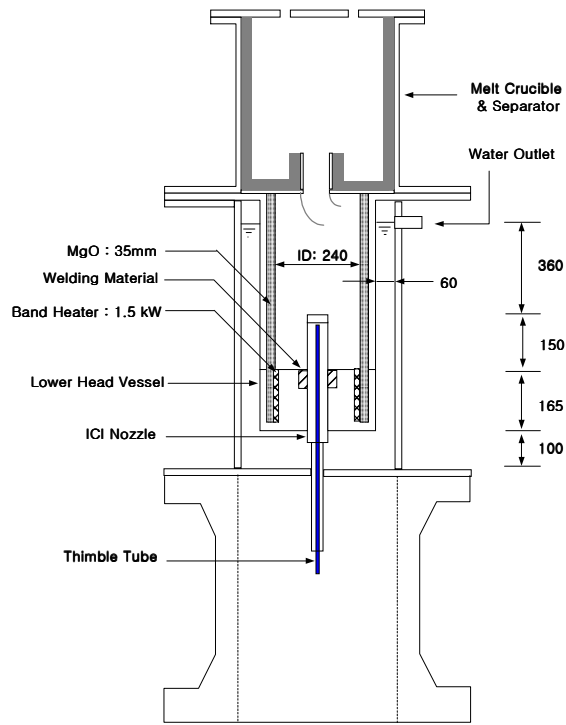


그림 1. 차세대 원전 원자로용기 외벽냉각시 관통부 건전성 평가 실험장치 개략도

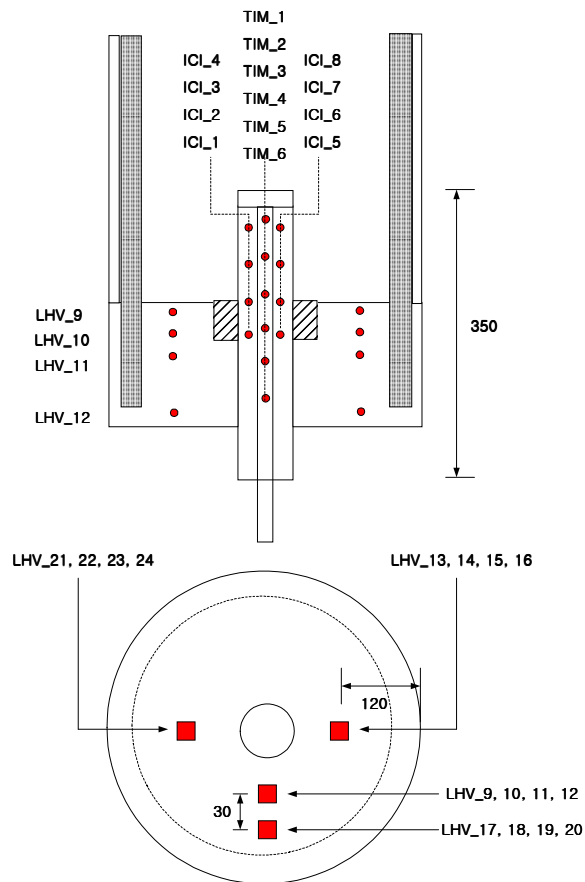


그림 2. 실험용기내 열전대 측정 위치

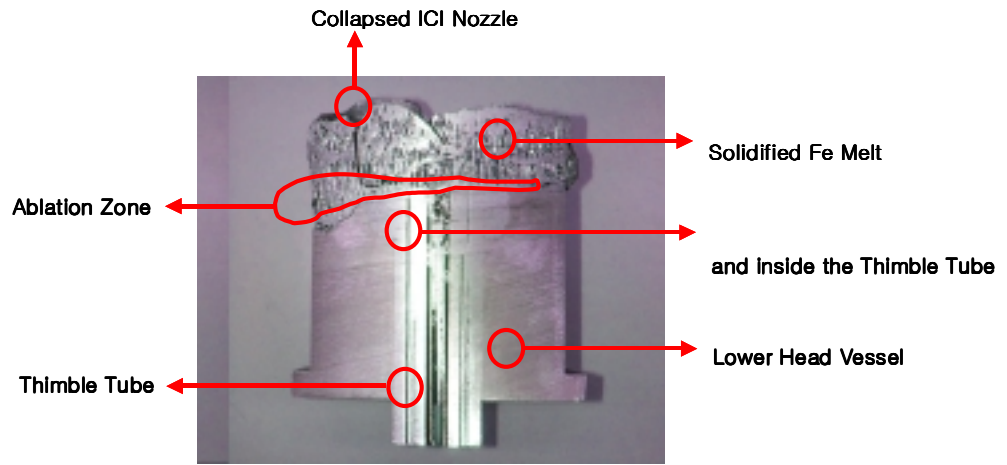


그림 3. KNGR-ICI-2 실험 후 실험용기 모습

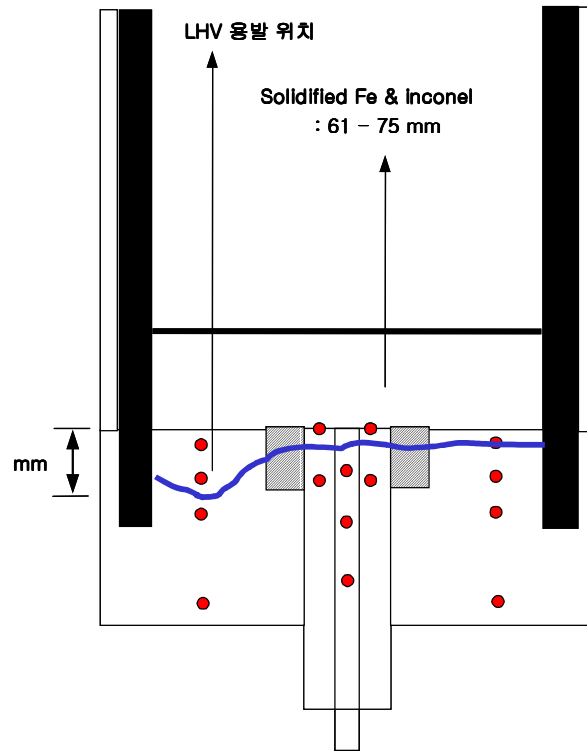


그림 4. KNGR-ICI-2 실험 후 실험용기 용발 모습

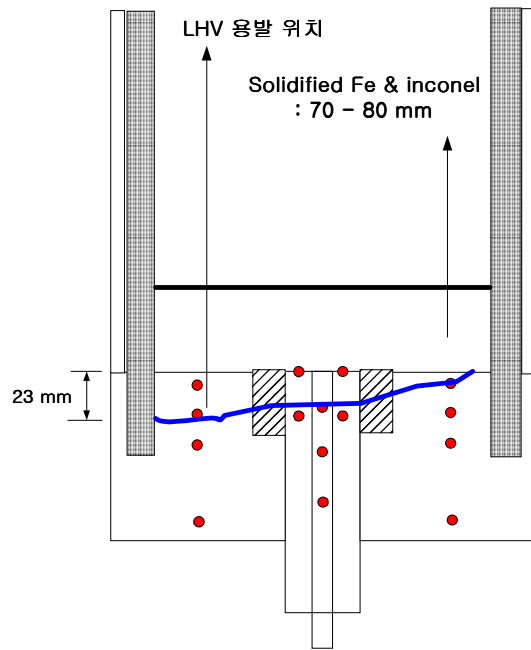


그림 5. KNGR/ICI-3 실험 후 실험용기 용발 모습

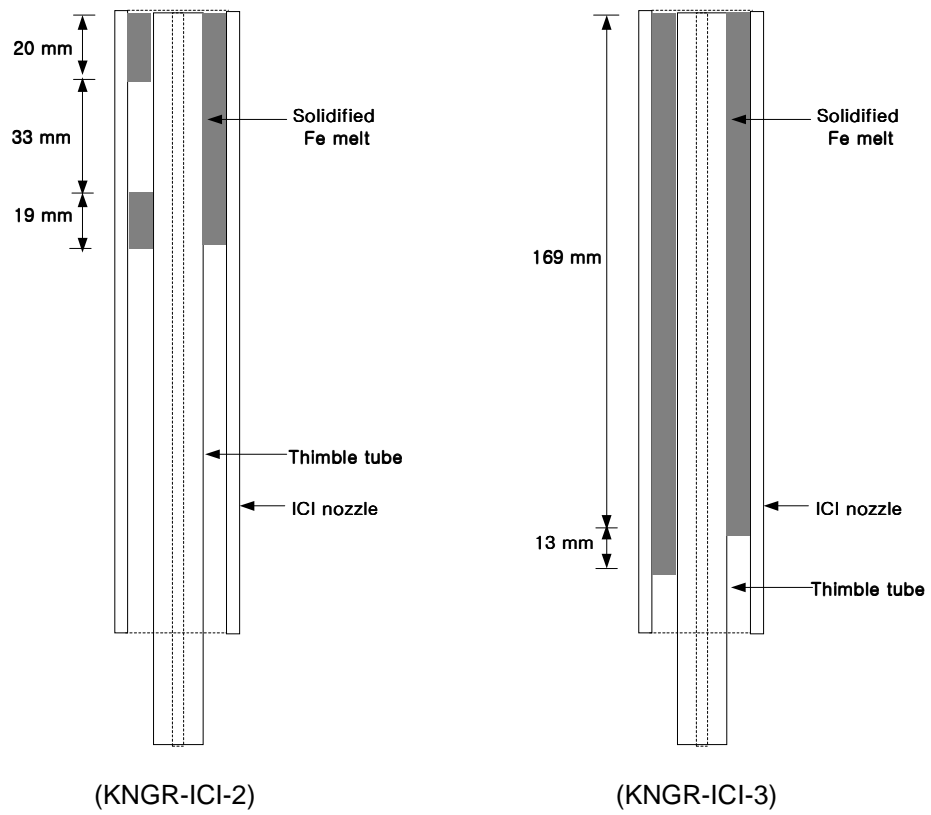


그림 6. KNGR-ICI 실험에서 용융물이 관통부 내로 주입된 깊이

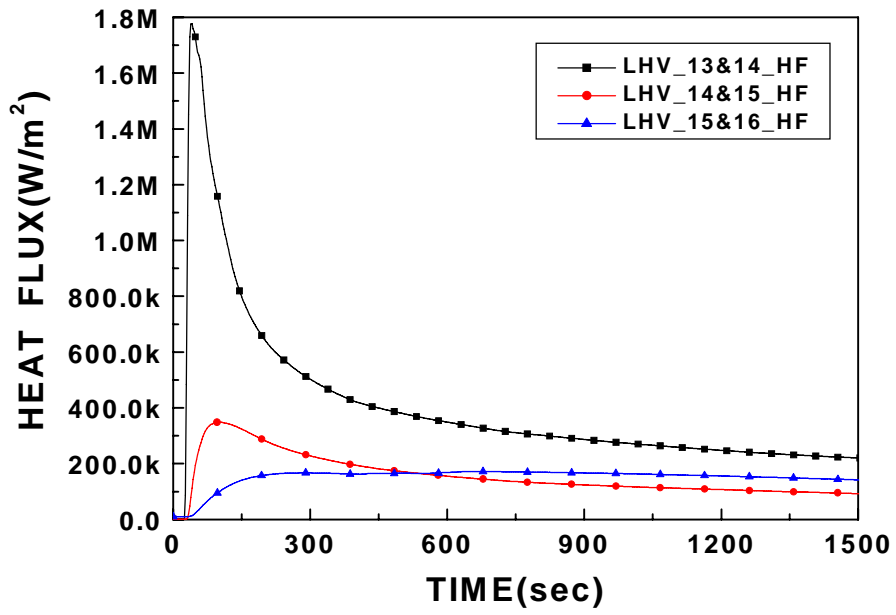


그림 7. KNGR-ICI-2 실험에서 원자로용기 부분의 열속 변화

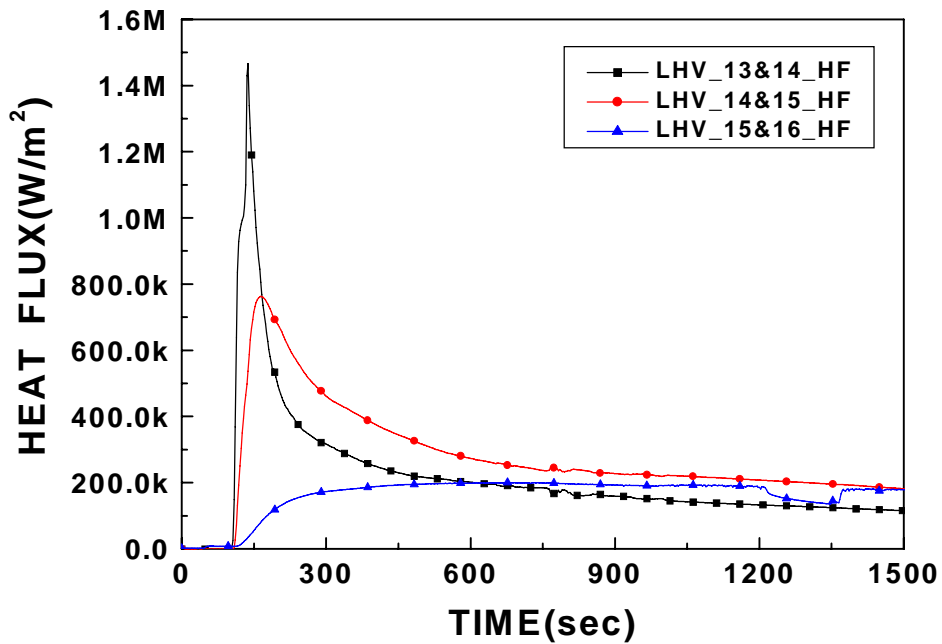


그림 8. KNGR-ICI-3 실험에서 원자로용기 부분의 열속 변화

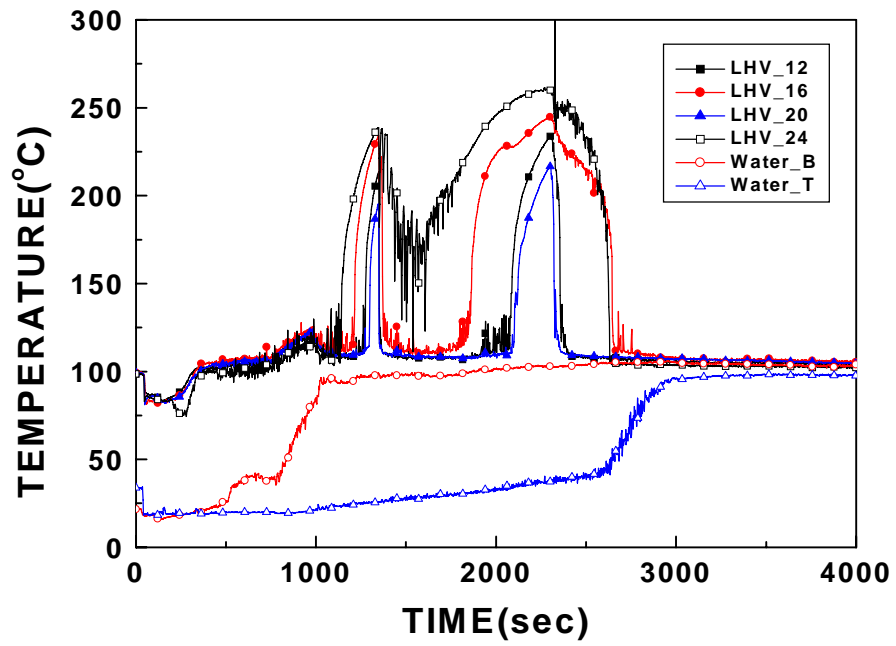


그림 9. KNGR-ICI-3 실험에서 원자로용기 외벽과 냉각수 온도변화

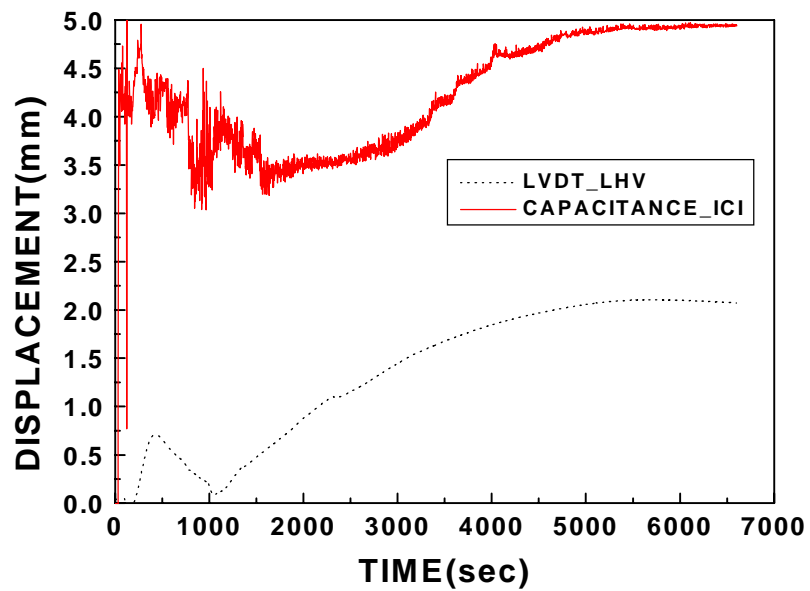


그림 10. KNGR-ICI-3 실험에서 원자로용기와 노즐의 변위 변화

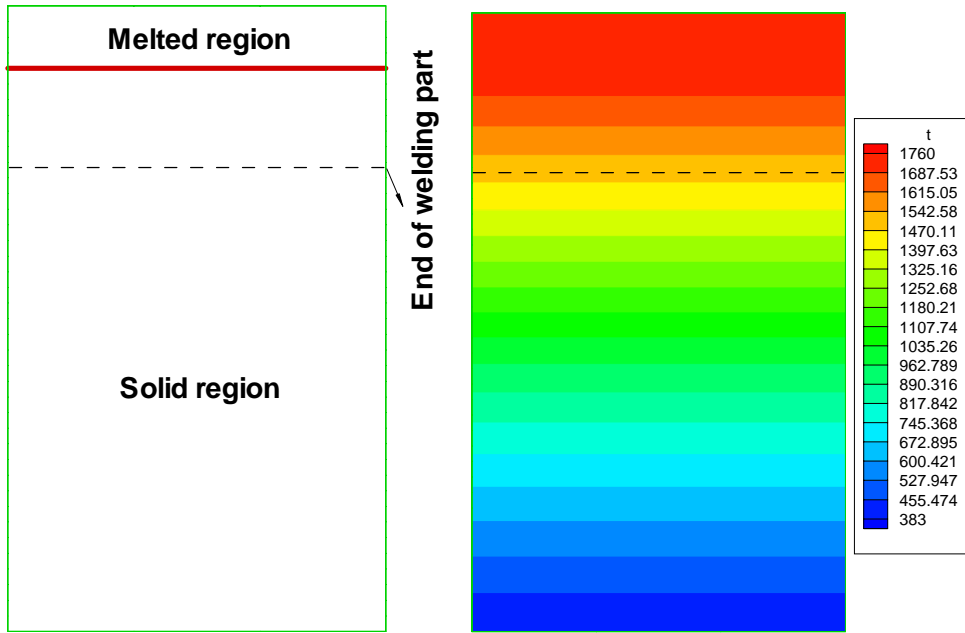


그림 11. 관통부 해석영역과 용발 깊이 및 온도분포 계산결과

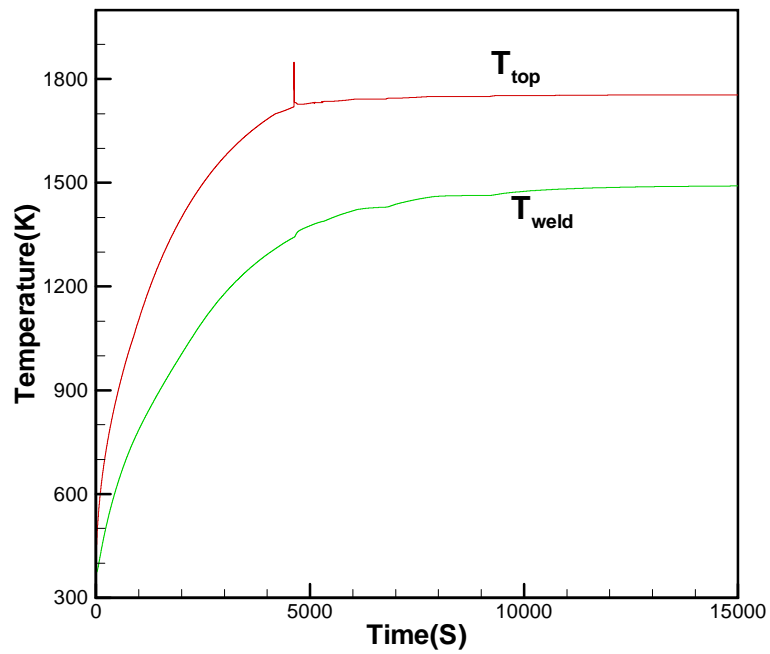


그림 12. 용접부 상부와 하부의 온도변화에 대한 계산결과