2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

원자로용기 외벽냉각시 원자로공동에서의 냉각수 유동 해석

Analysis of Coolant Flow in the Reactor Cavity under External Vessel Cooling

박래준, 하광순, 김상백, 김희동

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

APR 1400 원전의 원자로용기 외벽냉각시 원자로공동에서의 장기 열수력 거동에 대한 연구의 일환으로서 RELAP5/MOD3 전산코드를 사용하여 차후 수행할 실험과 APR1400 원전 원자로용기 하부모형에 대한 예비해석을 수행하였다. 본 해석에서는 원자로용기 외벽냉각시 원자로용기와 단열재 사이 공간에서 장기적인 냉각수 거동을 평가하기 위하여 정상상태 계산을 수행하였다. 실험 예비해석 결과, 실험용기를 내부 가열하여 원자로용기 외벽의 열속이 1.0 MW/m^2 이하에서는 평균 약 5–7 kg/s 유량의 냉각수 순환 유동이 원자로용기와 단열재 사이에서 매우 진동하게 발생하여 원자로용기 외벽온도가 상승하지 않는 것으로 나타났으며, 원자로용기 내부 열속을 증가시킬수록 순환 유동량이 증가되는 것으로 나타났다. APR 1400 원전 원자로용기 하부 모형에 대한 예비 해석결과, 원자로용기를 내부 가열하면 원자로용기와 단열재 사이에 평균 약 600–1100 kg/s 유량의 냉각수 순환 유동이 진동하게 발생하여 원자로용기 외벽 열속이 0.8 MW/m^2 이하에서는 원자로용기 외벽의 온도가 상승하지 않았으나 1.0 MW/m^2 이상에서는 원자로용기 외벽 온도가 상승하는 것으로 나타났다.

Abstract

As part of study on thermal hydraulic behavior in the reactor cavity under external vessel cooling in the APR 1400, preliminary analyses of steady state on further experiment and the lower head reactor vessel model of the APR 1400 have been performed to investigate coolant behavior in the area between the reactor vessel and the insulation material using the RELAP5/MOD3 computer code. The RELAP5/MOD3 results of preliminary analysis on the experiment have shown that the outer surface temperature of the reactor vessel maintains low temperature by oscillatory circulation flow of average 5-7 kg/s in the area between the reactor vessel and the insulation material. When the heat flux of the outer vessel is less than 1.0 MW/m^2, the outer surface temperature of the reactor vessel did not increase. An increase in heat flux of inner vessel leads to an increase of coolant mass flow rate between the reactor vessel and insulation material. In the APR 1400 model case, when the heat flux is less than 0.8 MW/m^2, the outer surface temperature of the reactor vessel maintains low temperature by oscillatory circulation flow of average 600-1100 kg/s. However, when the heat flux is greater than 1.0 MW/m^2, the outer surface temperature of the reactor vessel increases.

1. 개요

원전에서 중대사고 발생시 원자로용기가 파손 (reactor vessel failure)되기 전에 원자로용기 외

벽을 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 AP 600 원전에 반영이 되었고[2, 3] 국내의 APR 1400 원전에서도 이를 반영하고 있다[4]. 원자로용기 외벽냉각을 수행하였을 때 원자로용기가 건전성을 유지하기 위해서는 원자로용기 하반구에 형성된 노심용융물로부터 원자로용기로 전달되는 열량이 원자로용기 외벽에서 충분히 제거되어야 한다. 따라서 노심용융물에서 원자로용기 외벽으로 전달되는 열량을 결정하기 위한 연구[5, 6]와 원자로용기 외벽에서 냉각수로의 열전달 최대값인 임계열유속(Critical Heat Flux: CHF)에 대하여 많은 연구가 수행되었다[7, 8].

원전의 정상운전시 원자로용기 외벽에는 열손실을 최소화하기 위하여 단열재를 설치하고 있다. 기존 원전에서 중대사고 발생시 원자로용기 건전성을 유지하기 위하여 원자로용기 외벽냉각을 수행하면 원자로공동에 공급된 냉각수가 절연물질을 통하여 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 공간으로 충분히 공급되고 원자로용기 외벽에서 생성된 증기가 방출되어야 한다. 또한 원자로용기 외벽냉각을 고려하고 있는 원전에서도 원자로 Cavity에 냉각수를 공급하였을 때 단열재 하부에 설치되는 냉각수 주입구, 원자로용기 외벽과 절연물질 사이의 공간, 단열재 상부에 설치되는 증기 방출구를 통하여 냉각수가 충분히 순환되는 순환유동이 형성되어야 한다. 따라서 중대사고시 원자로용기 외벽냉각으로 원자로용기 건전성을 유지하는 방안을 채택한 APR 1400 원전도 원자로 Cavity에서 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 공간으로 충분한 냉각수 순환유동이 형성되는 지 평가되어야 한다. 이와 같이 APR 1400 원전의 원자로용기 외벽냉각시 냉각수 장기 열수력 거동을 평가하기 위한 연구를 한국원자력연구소에서 진행하고 있다.

본 연구에서는 APR 1400 원전의 원자로용기 외벽냉각시 원자로 공동에서의 장기 열수력 거동에 대한 연구의 일환으로서 RELAP5/MOD3 전산코드[9]를 사용하여 차후 수행할 실험과 실제 APR1400 원전의 원자로용기 하부 모형에 대한 예비 해석을 수행하였다. 본 해석에서는 원자로용기 외벽냉각시 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 공간에서 형성될 수 있는 냉각수 자연순환 유동량을 결정하기 위하여 정상상태 계산을 수행하였다. 본 계산에서는 원자로용기 내부 열속을 증가시키면서 순환 유동량 변화와 기포 분율 변화를 평가하였고 이에 따른 원자로용기 외벽온도 변화도 평가하였다.

2. 실험내용 및 방법

원자로용기 외벽냉각을 채택한 APR 1400 원전에서 원자로 Cavity에 냉각수를 주입하였을 때 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 공간에서 냉각수 거동을 평가하는 본 연구의 실험은 소형실험과 대형실험의 두 실험으로 구분할 수 있다. 소형실험은 APR 1400 원전의 원자로용기 하부를 약 1/22로 축소 모의한 실험용기에 히터를 설치하여 가열하는 실험과 원자로용기 외벽에서 생성되는 증기 만큼의 공기를 주입하는 공기주입 실험으로 분리하여 진행하고 있다. 대형 실험은 APR 1400 원전의 실제 크기의 원자로 일부분을 모의하는 실험을 계획하고 있다. 소형 공기주입 실험은 대형 실험에서의 공기주입 실험 수행의 타당성을 평가하기 위하여 진행하고 있다. 본 연

구에서는 이들 실험 중에서 현재 실험장치 제작이 완료된 소형가열 실험에 대하여 중점적으로 예비 해석하였기 때문에 이 실험에 대하여 소개하였다.

그림 1은 소형 가열실험의 실험장치 개략도를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 실험장치는 냉각수 주입계통, 단열재 모의부분, 원자로용기 모의부분 등으로 구분할 수 있다. 실험용기는 APR1400 원자로의 직경을 기준으로 1/22로 축소한 가열장치를 설치하여 원자로용기와 단열재 사이의 냉각수 열수력 거동을 모의하고자 하였다. 본 실험장치는 기존의 소형 CHFG (Critical Heat Flux in Gap) 실험장치[10]의 히터를 사용하여 가열조건을 만들고 원자로 외벽에 설치되어있는 단열재 형상을 강철로 제작 모의하였다. 원자로용기 외벽과 단열재 사이의 열수력 현상을 관찰하기 위해 단열재 부분에 polycarbonate를 이용하여 가시창을 만들었고, 기포분율 측정을 위한 측정구를 설치하였다. 단열재 모의부의 재질은 강철로 하였으며 하부에는 단열재 하부를 모의하는 원형판(재질 polycarbonate)을 제작하여 끼워 맞출수 있도록 하였다. 냉각수 주입 탱크는 가로 400 mm 세로 400 mm 높이 500 mm의 사각기둥 형태로 제작하였으며, 하부에는 10kW 용량의 봉 히터를 설치하여 포화된 냉각수가 공급될 수 있도록 하였다. 외부에는 열손실을 방지하기 위해 두께 50 mm의 단열재를 설치하였다. 형강구조물을 이용하여 실험부 전체를 충분히 지지할 수 있도록 견고하고 안정된 구조의 지지대를 제작 설치하였다.

본 소형 가열 실험에서의 주요 측정인자는 냉각수 유동량, 원자로용기와 단열재 사이 공간에서의 기포분율, 원자로용기 내부의 온도변화 등이다. 주요 실험인자는 원자로용기 가열량, 냉각수 주입구 면적, 냉각수 방출구 면적 등이다. 실험은 냉각수 주입 탱크 온도를 포화온도로 상승시킨 후 원자로용기와 단열재 사이 공간으로 냉각수를 주입하면서 시작한다. 원자로용기 가열량을 실험인자로 설정한 후 정상상태에 도달할 때까지 실험을 계속한다. 소형 가열 실험장치는 현재 제작을 완료하여 기본 성능 실험을 수행되고 있다.

3. RELAP5/MOD3 해석 모델

그림 2는 전술한 소형 가열실험과 APR 1400 원전의 원자로용기 하부모형을 해석하기 위하여 설정한 RELAP5/MOD3 입력모델을 보여주고 있다. 소형 가열실험에서 실험용기는 APR 1400 원전의 원자로용기 하부를 1/22로 축소 제작하였기 때문에 실험과 APR 1400 원전의 원자로용기 하부 모형 해석의 RELAP5/MOD3 입력모델 차이는 없고 각 volume과 junction의 크기를 다르게 하였다. 그림에서 보는 바와 같이 RELAP5/MOD3 입력모델은 원자로용기와 절연물질 사이의 공간을 가열되는 반구부분과 가열되지 않는 실린더 부분의 volume으로 구분하였으며, 상부에는 separator를 설치하여 액체 냉각수는 원자로 Cavity를 통하여 재순환되고 증기는 상부로 배출된다고 가정하였다. 원자로용기 Vessel은 반구부분과 실린더 부분으로 구분하여 heat structure로 모의하여 전술한 volume과 열이 전달되도록 모의하였다. 원자로용기 부분은 실제 실험과 APR 1400 원전의 geometry를 입력하였으며, 실험의 단열재 부분은 그대로 입력하였으나 APR 1400 원전의 단열재 부분은 원자로용기 외벽과의 거리와 형상 등 아직 상세 설계가 되지 않았기 때문에 KNGR 단열재 geometry를 입력하였다. APR 1400 원전에서는 아직 냉각수 주입구 면적과 냉

각수 방출구 면적이 결정되지 않았기 때문에 RELAP5 입력에서는 이들 면적이 충분하다고 가정하였다. 실험모의에서는 실제 실험에서의 냉각수 주입 면적과 방출 면적을 입력하였다. RELAP5/MOD3 계산의 초기조건은 실험과 APR 1400 원전 모두 대기압보다 조금 높은 1.3 기압의 포화온도 액체 냉각재가 초기 유동이 0인 상태에 있다고 가정하였다. 본 해석은 초기 유동이 없는 상태에서 원자로용기 가열 부분에 출력을 주입하여 원자로용기와 단열재 사이의 공간에 형성되는 냉각재 순환유동과 열수력 상태에 대한 정상상태 계산을 수행하였다. 또한 출력량 증가에 따른 내부 열속을 증가시키면서 원자로용기 외벽온도변화와 원자로용기 외벽과 단열재 사이 공간에서의 냉각수 거동 변화를 평가하였다.

4. 해석결과 및 고찰

그림 3은 원자로용기 내부 열속이 0.57 MW/m^2일때 소형 가열실험의 원자로 Cavity내 압력변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 압력이 많이 진동하고 있고 원자로용기와 단열재 사이의 하부 국소압력이 상부에 비하여 조금 높게 나타나고 있다. 그림 4는 기포분율 변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 기포분율도 그림 3의 압력변화와 같이 많이 진동하는 것으로 나타났으며, 상부로 올라 갈수록 기포분율이 증가하고 있다. 그림 5는 원자로용기 내부 열속 변화에 따른 냉각수 순환 유량 변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 많이 냉각수 순환 유량은 많이 진동하고 있지만 열속을 증가시킬수록 순환유량이 증가하는 것으로 나타났다. 계산시간에 대한 평균 냉각수 순환 유동량을 계산해 보면 원자로용기 내부 열속을 0.17 MW/m^2, 0.57 MW/m^2, 0.79 MW/m^2, 1.08 MW/m^2로 증가시킬 때 원자로용기와 절연체 사이의 공간에서 냉각수 평균유량은 5.08 kg/s, 5.69 kg/s, 7.11 kg/s, 7.29 kg/s로 각각 증가하는 것으로 나타나 원자로용기 내부 열속증가에 따른 냉각수 순환 유동량 증가를 확인할 수 있었다. 그림 6은 소형가열실험의 원자로용기 내부 열속이 0.57 MW/m^2일 때 원자로용기 외벽온도를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 원자로용기 외벽온도는 냉각수 포화온도보다 조금 높게 나타났다. 그림 7은 가열량 증가에 따른 원자로용기 내부 온도변화를 보여주고 있다. 그림에서 node 1은 실험용기 내벽, node 12는 실험용기 외벽을 각각 나타내고 각 node 사이의 간격은 균일하다. 그림에서 보는 바와 같이 가열량이 작을 때는 원자로용기 내부온도가 탄소강의 용융온도인 1700 K 이하를 유지하였으나 열속이 0.79 MW/m^2일 때는 원자로용기 내부온도가 용융온도보다 높게 나타났다. 그러나 이 경우도 외벽의 온도는 포화온도보다 조금 높게 나타났다. 원자로용기 내부 열속이 1.0 MW/m^2보다 작을 때는 원자로용기 외벽온도가 상승하지 않았으나 1.4 MW/m^2보다 클 때는 원자로용기 외벽온도가 급격하게 상승하는 것으로 나타났다.

그림 8은 원자로용기 내부 가열 열속이 0.4 MW/m^2일때 APR 1400 원전의 원자로용기 하부 모형의 단열재 사이 공간에서 압력변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 그림 3의 소형 가열 실험 경우보다 진동은 심하게 나타나지 않았으나 하부와 상부의 압력차이는 소형 가열실험보다 크게 나타났다. 그림 9는 기포분율 변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 기포분율은 소형 가열실험 경우와 같이 많이 진동하는 것으로 나타났으며, 상부로 올라 갈수록 기포분율이

증가하는 것으로 나타났다. 그림 10은 원자로용기 내부 열속 변화에 따른 냉각수 순환 유량 변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 원자로용기와 단열재 사이의 공간에서 냉각수 유량은 많이 진동을 하고 있지만 원자로용기 내부 열속을 증가시킬수록 냉각수 순환유량이 증가하고 있다. 계산시간에 대한 평균 냉각수 순환유량을 계산하면 원자로용기 내부 열속을 0.3 MW/m^2, 0.4 MW/m^2, 0.5 MW/m^2, 0.8 MW/m^2, 1.0 MW/m^2로 증가시킬 때 냉각수 평균 순환유량은 605 kg/s, 735 kg/s, 873 kg/s, 1091 kg/s, 1105 kg/s로 증가하는 것으로 나타나 원자로용기 내부 열속 증가에 따른 냉각수 순환 유량 증가를 확인할 수 있었다. 그림 11은 원자로용기 내부 열속 증가에 따른 원자로용기 내부 온도변화를 보여주고 있다. 그림에서 node 1은 원자로용기 내벽, node 12는 원자로용기 외벽을 각각 나타내고 각 node 사이의 간격은 균일하다. 그림에서 보는 바와 같이 원자로용 내부 열속이 작을 때는 내부 온도가 탄소강 용융온도 1700 K 이하를 유지하였으나 열속이 0.5 MW/m^2일 때는 내부의 온도가 용융온도보다 높게 나타났다. 그러나 이 경우에도 원자로용기 외벽온도는 상승하지 않았다. 그림 12는 원자로용기 내부 열속이 1.0 MW/m^2일 때 원자로용기 외벽온도를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 대부분의 원자로용기 외벽온도는 냉각수 포화온도보다 조금 높게 나타났으나 반구부분의 상단에서 온도가 급격하게 상승하는 것으로 나타났다. 따라서 APR 1400 원전의 원자로용기 외벽냉각시 원자로용기 내부 열속이 0.8 MW/m^2보다 작을 때는 원자로용기와 단열재 사이의 공간에서 냉각수 순환 유동 때문에 원자로용기 외벽온도가 상승하지 않았으나 원자로용기 내부 열속이 1.0 MW/m^2보다 상승하면 원자로용기 외벽에서의 열속이 임계열속보다 상승하게 되어 원자로용기 외벽온도가 상승하는 것으로 나타났다. 현재 RELAP5/MOD3 전산코드는 원자로용기 외벽에서의 임계유속 등에 대한 모델이 정확하게 되어 있지 않아 차후 이에 대한 모델을 첨가하여 정확한 해석을 수행할 필요가 있다.

5. 결론

APR 1400 원전의 원자로용기 외벽냉각시 원자로 공동에서의 장기 열수력 거동에 대한 연구의 일환으로서 RELAP5/MOD3 전산코드를 이용하여 차후 수행할 소형 가열실험과 APR1400 원전의 원자로용기 하부 모형에 대한 예비 해석을 수행하였다. 소형 가열실험에 대한 RELAP5/MOD3 예비해석 결과, 실험용기 내부를 가열했을 때 실험용기와 단열재 사이에 평균 약 5–7 kg/s 유량의 냉각수 순환 유동이 진동하게 발생하여 원자로용기 외벽온도가 거의 냉각수 포화온도를 유지하는 것으로 나타났다. 실험용기 내부 열속이 1.0 MW/m^2 이하에서는 원자로용기 외벽온도가 상승하지 않았으나 실험용기 내부 열속이 1.4 MW/m^2 이하에서는 원자로용기 외벽온도가 매우 상승하였다. 이와 같이 실험용기 내부 열속과 냉각수 유량과는 밀접한 관계가 있는 것으로 나타났으며, 실험용기 내부 열속을 증가시킬수록 원자로용기와 단열재 사이의 냉각수 순환 유동량이 증가되는 것으로 나타났다. 이와 같은 예비 해석결과는 차후 실험결과가 도출되면 실험결과와의 비교를 통하여 정밀 분석할 예정이다.

APR 1400 원전의 원자로용기 하부 모형에 대한 RELAP5/MOD3 예비해석 결과, 원자로용기와 단열재 사이에 평균 약 600 –1100 kg/s의 순환 유동이 진동하게 발생하여 원자로용기 내부 열속

이 0.4 MW/m^2 이하에서는 원자로용기 내부가 용융되지 않는 상태에서 외벽을 통하여 열이 잘 전달되었다. 원자로용기 내부 열속이 0.8 MW/m^2보다 작을 때는 원자로용기 외벽온도가 상승하지 않았으나 원자로용기 내부 열속이 1.0 MW/m^2보다 상승하면 원자로용기 외벽에서의 열속이 임계열속보다 상승하게 되어 원자로용기 외벽온도가 상승하는 것으로 나타났다. 현재 RELAP5/MOD3 전산코드는 원자로용기 외벽에서의 임계열속 등에 대한 모델이 정확하게 되어 있지 않아 차후 이에 대한 모델을 첨가하여 상세해석을 수행할 필요가 있다. 또한 APR 1400 원전의 원자로용기 외벽냉각시 원자로 Cavity에서의 냉각수 장기 열수력 거동은 본 연구에서 사용한 RELAP5 전산코드를 이용한 해석 뿐만아니라 FLUENT, CFX 등과 같은 3차원 유동해석 전산코드를 사용하여 정밀하게 분석할 예정이다.

후기

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 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. T. G. Theofanous et al., "In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt," Nuclear Engineering & Design 169, pp. 1-48, 1997
3. O. kymalainean et al., "In-Vessel Retention of Corium at the Loviisa Plant," Nuclear Engineering & Design 169, pp. 109-130, 1997
4. 한국전력공사 전력연구원, "차세대원전 중대사고 관리를 위한 In-Vessel Retention 워크샵", 한국전력공사 전력연구원 발간, 1998년
5. T. N. Dinh and R. R. Nourgaliev, "Turbulence Modeling for Large Volumetrically Heated Liquid Pools," Nuclear Engineering & Design 169, pp. 131-150, 1997
6. T. N. Dinh, R. R. Nourgaliev, and B. R. Sehgal, "On Heat Transfer Characteristics of Real and Simulant Melt Pool Experiments," Nuclear Engineering & Design 169, pp. 151-164, 1997
7. 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
8. 박래준 외, "원자로용기 파손방지를 위한 원자로공동 범람방안 평가," 1994 한국원자력학회 추계학술발표회 논문집 pp. 501-506, 한국전력공사 서울 연수원, 1994년 10월 29일
9. The RELAP5 Development Team, "RELAP5/MOD3 Code Manual," NUREG/CR-5535, INEL95/0174, August 1995
10. 하광순 외, "벽면의 가열조건에 따른 반구형 소형 간극 내에서의 냉각과정에 대한 실험 연구," 대한기계학회 2002 춘계학술대회 논문집, 용평리조트, 2002년 5월 22-24일

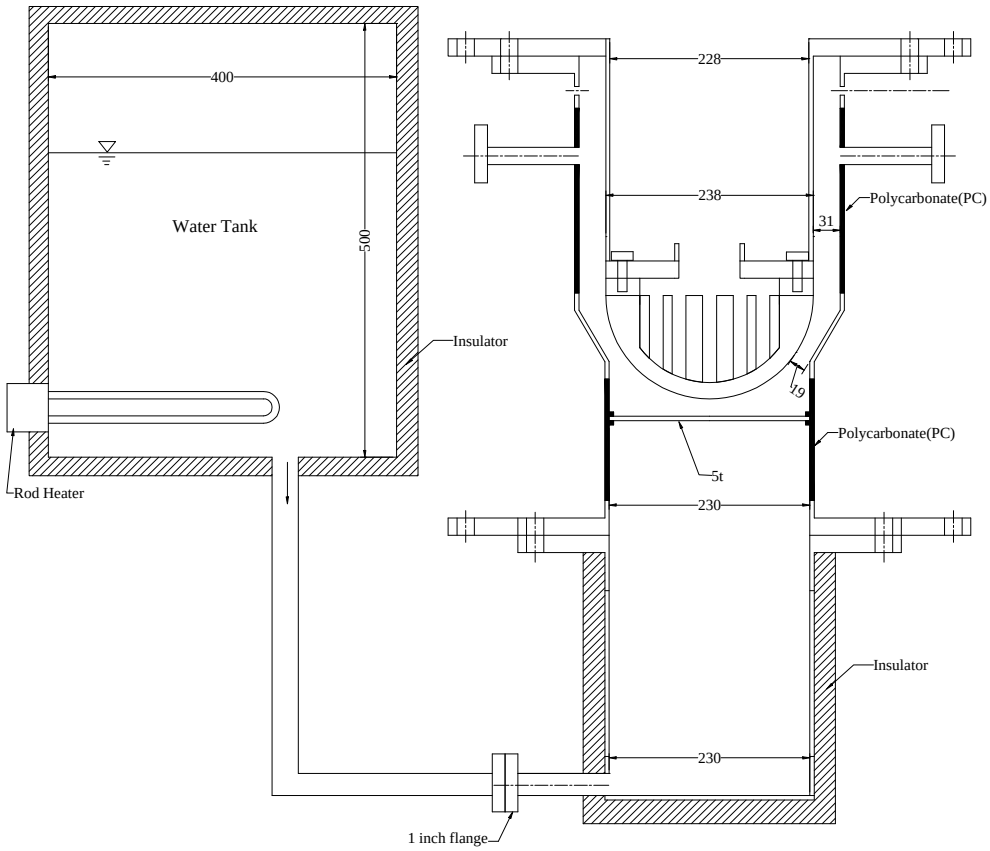

그림 1. 원자로용기 외벽냉각시 원자로 Cavity내 냉각수 유동을 평가하기 위한 실험 장치 개략도

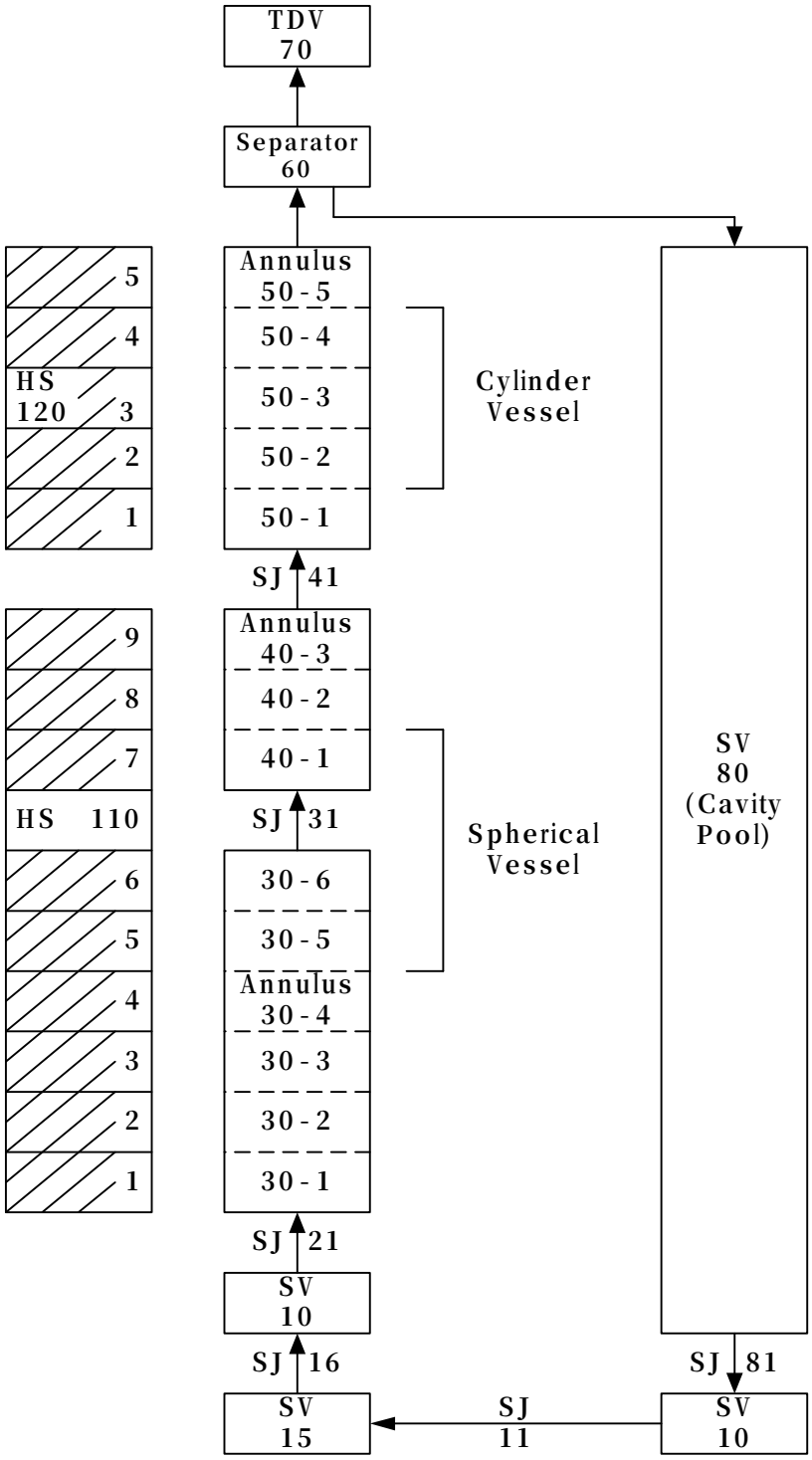

그림 2. 원자로용기 외벽냉각시 원자로 Cavity내 냉각수 거동을 모의하기 위한 RELAP5/MOD3 입력모델

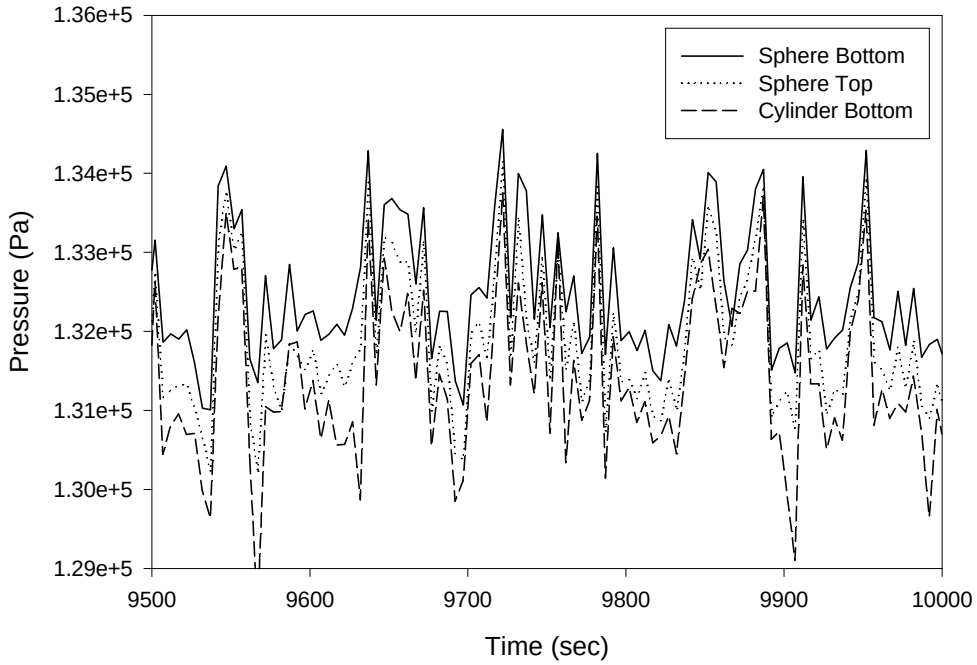

그림 3. 소형 가열 실험의 원자로용기와 단열재 사이 공간내 압력 변화
(열속= 0.57 MW/m^2)

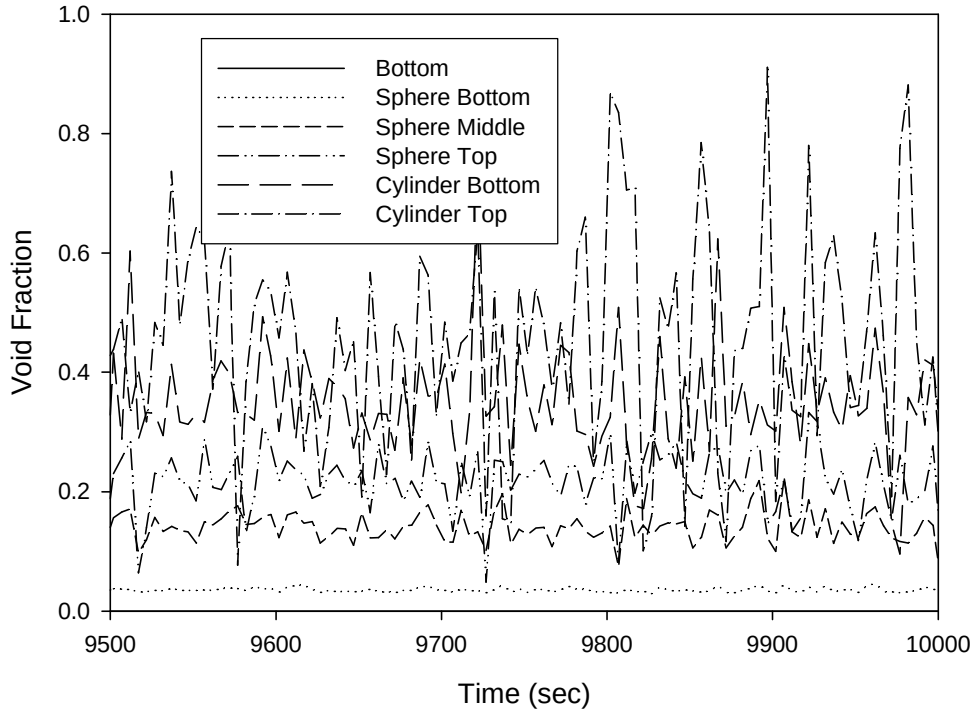

그림 4. 소형 가열 실험의 원자로용기와 단열재 사이 공간내 기포분율 변화
(열속= 0.57 MW/m^2)

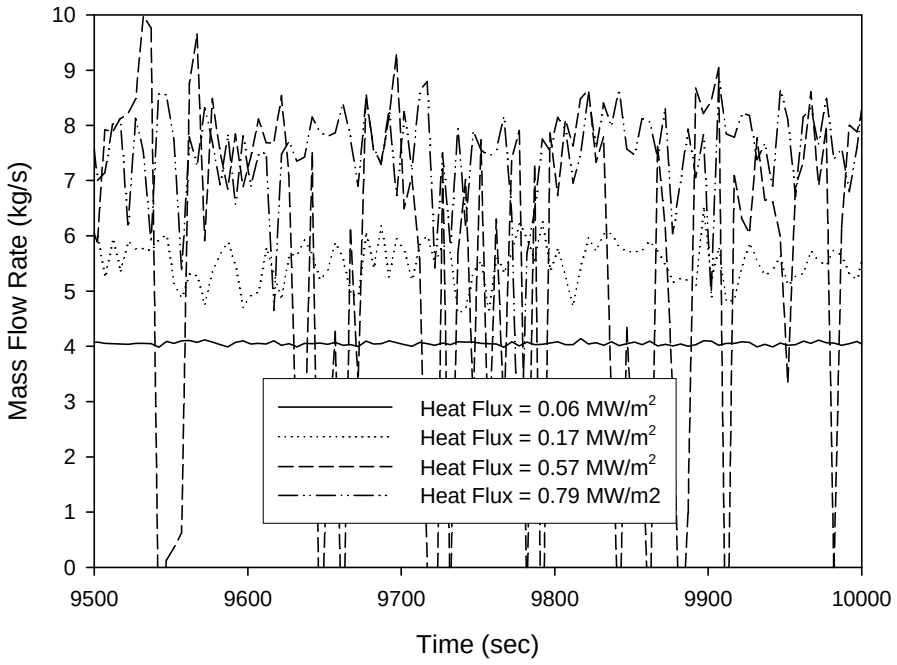

그림 5. 소형 가열 실험의 원자로용기와 단열재 사이 공간내 유량 변화

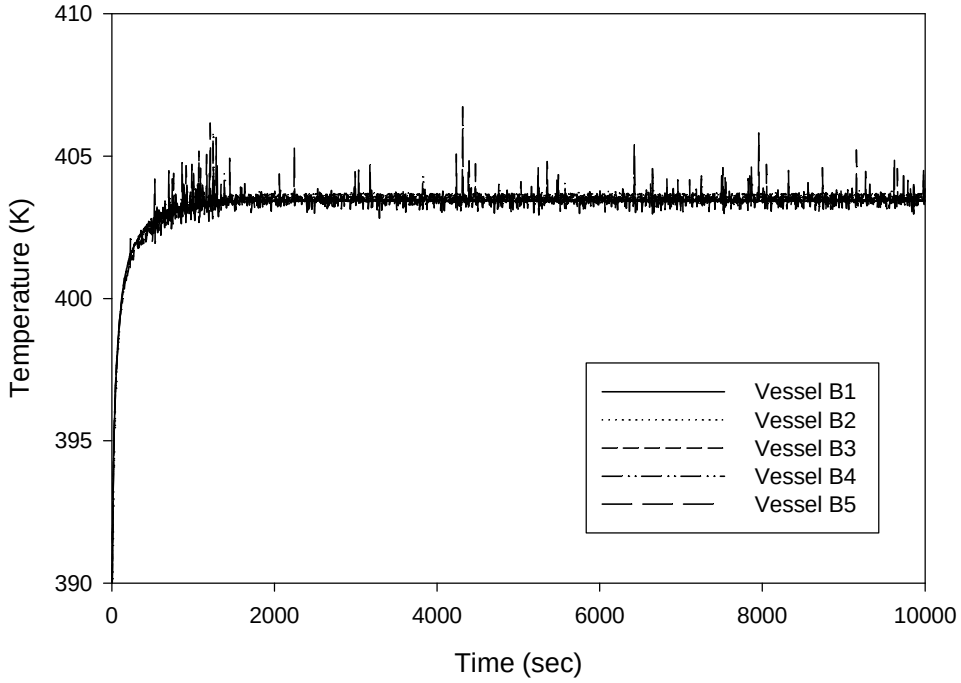

그림 6. 소형 가열 실험의 원자로용기 반구부분 외벽온도 변화

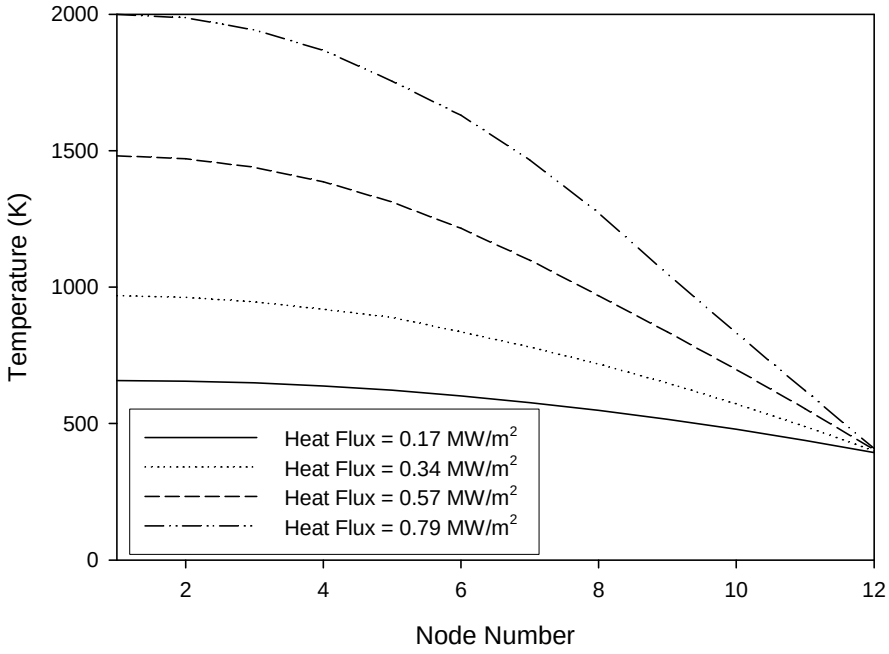

그림 7. 소형 가열 실험의 가열량 변화에 따른 반구부분 원자로용기 내 온도 변화

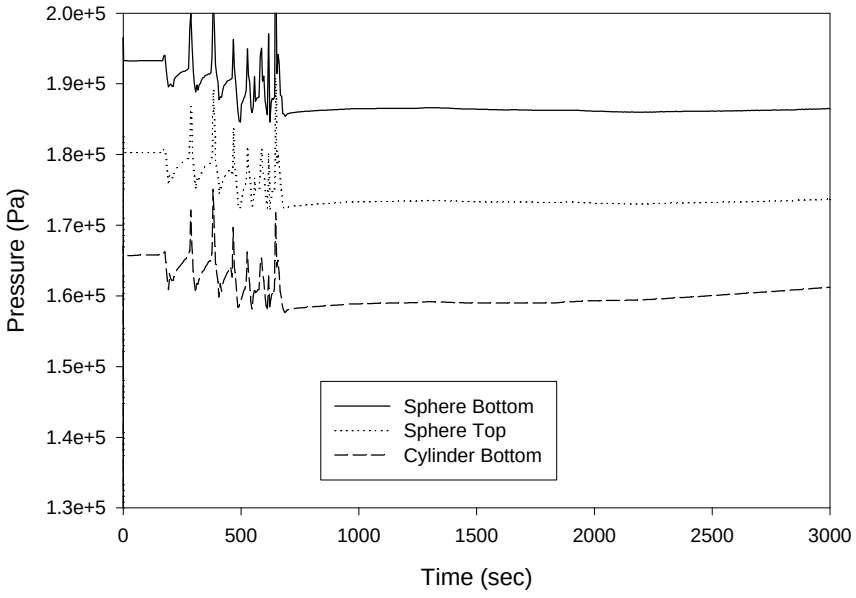

그림 8. APR 1400 원전의 원자로용기와 단열재 사이 공간 내 압력변화

(열속= 0.4 MW/m^2)

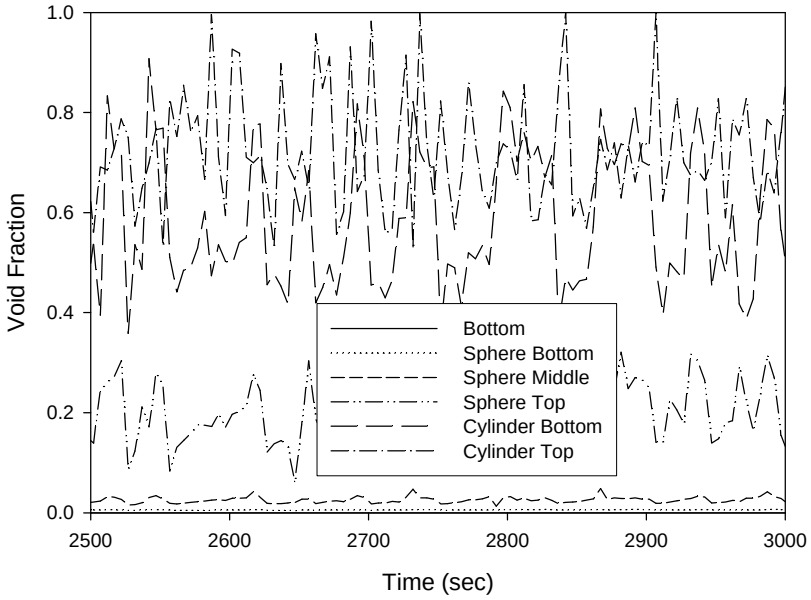

그림 9. APR 1400 원전의 원자로용기와 단열재 사이 공간 내 기포분율 변화 (열속= 0.4 MW/m^2)

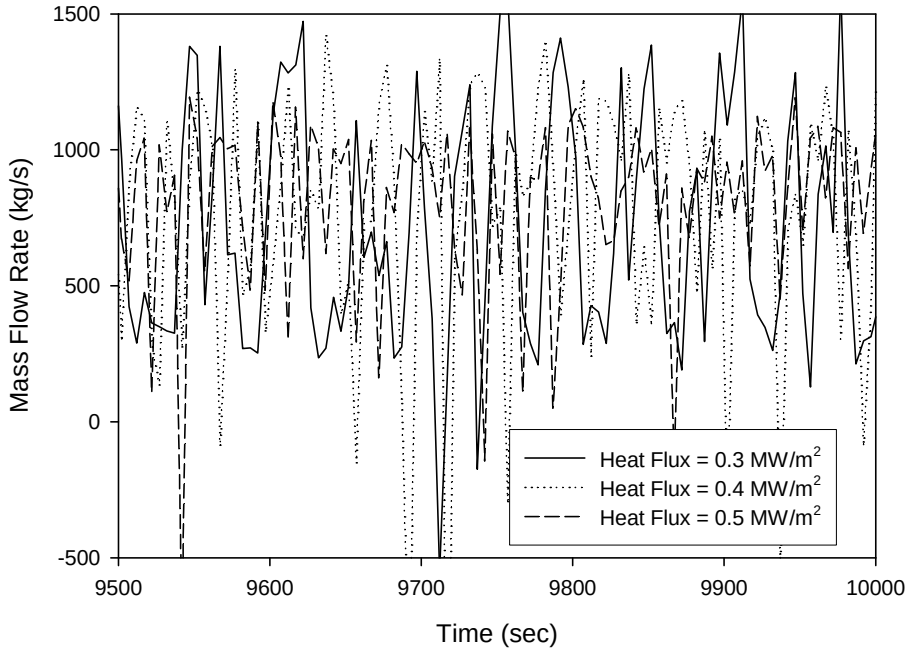

그림 10. APR 1400 원전의 원자로용기와 단열재 사이 공간 내에서의 유량 변화

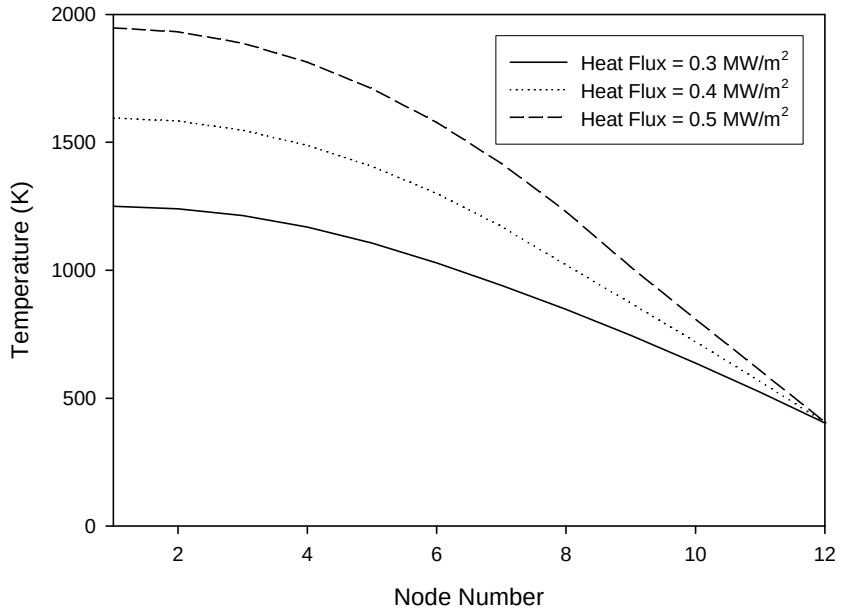

그림 11. APR 1400 원전의 원자로용기 반구부분 내부 온도변화

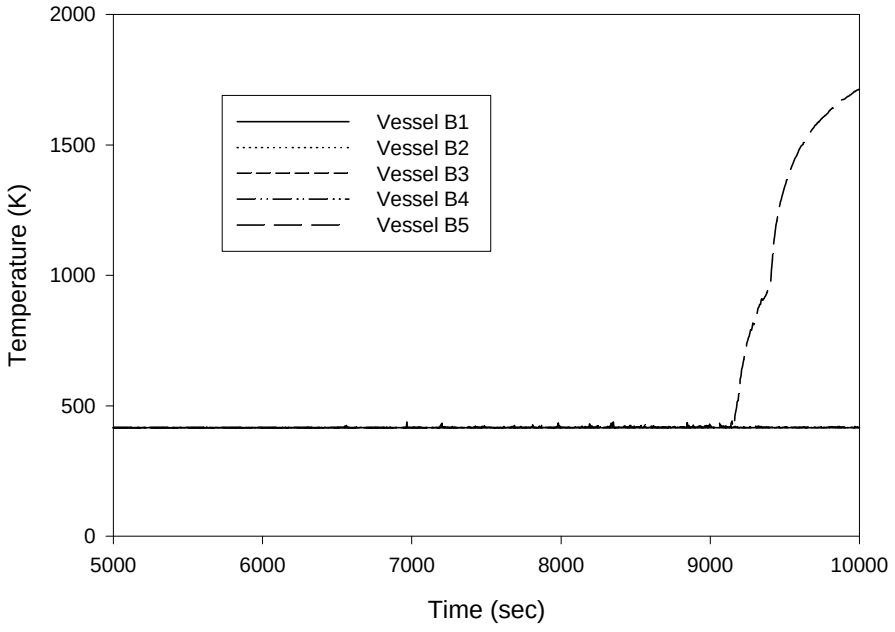

그림 12. APR 1400 원전의 원자로용기 반구부분 외벽의 온도변화
(열속= 1.0 MW/m^2)