

## 원전 부분중수 운전중 잔열제거상실사고 종합효과 실증실험

# An Integral Effects Test of Loss of Residual Heat Removal during Mid-loop Operation

하상준, 오형숙

전력연구원  
대전시 유성구 문지동 103-16

### 요약

국·내외의 많은 가압경수형 원전에서 부분중수 운전중에 잔열제거상실사고가 발생하였다. 부분중수 운전중 잔열제거상실사고시 열수력적 현상을 조사하기 위해 한국형 표준원전을 모델로 한 종합효과 실증실험장치를 건설하여 여러 가지 발전소 배열상태에 따라 실험을 수행하였다. 실험 결과 1차 계통에 있는 작업자 출입구의 개폐상태에 따라 계통내 질량 감소율 및 노심 가열시간은 크게 달라짐을 보여주었다. 또한 노즐댐 파손이 노심 가열시간에 미치는 영향과 증기발생기 u-tube 내의 역류응축냉각이 효과적인 냉각수단임을 알 수 있었다.

### Abstract

Loss of residual heat removal (RHR) during a mid-loop operation after plant shutdown has occurred in several nuclear power plants. Integral effect test facility was established to simulate the thermal hydraulics of Korea Nuclear Standard Power Plant under abnormal conditions during shutdown operations and several experiments were conducted at the facility. The major results from these experiments are presented in this paper, which addresses the rates of primary mass inventory reduction and core heat-up time in case of manways opened at various locations in the primary coolant system and the effects of nozzle dams failure and steam generator to remove decay heat in reflux condenser mode on core heat-up time.

## 1. 서론

지금까지 대부분의 원전 안전연구는 전출력 상태에서의 사고에 대한 원전 안전성 확보에 주력해 왔다. 그러나, 지금까지의 정지운전 경험 및 PSA 결과에 의하면 중대사고로 이어질 가능성이 높다는 것이 밝혀짐에 따라 정지/저출력 운전중 사고에 대한 연구가 세계적으로 활발히 수행되고 있다[1-7]. 정지운전중 위험도는 발전소 설계상의 문제이기보다는 발전소 정비기간 중 이루어지는 정비활동과 발전소 안전성 문제를 충분히 인식하지 못한 사람들의 출입 등에 의해 위험도는 증가한다. 또한, 정지/저출력 운전시에는 전출력 상태와는 달리 많은 계통 및 장비의 작동이 불가능하고, 냉각재 계통의 수위지시계 고장이나 오작동으로 과도한 냉각재 배출로 이어질 수 있고 이로 인해 잔열제거 펌프 흡입상실이 일어날 수 있다. 이러한 사건은 Diablo Canyon 또는

Vogtle 원전 등 가압경수형 원자력 발전소에서 자주 발생하고 있고[7], 국내 원전에서도 발생한 사례가 있다[4]. 원전 부분충수 운전중에 잔열제거계통의 기능이 상실될 경우 노심의 열은 축적되며 냉각재의 비등으로 인해 체적 감소 및 노심 노출이 가능하게 되고, 최악의 경우 노심 손상까지 발생할 수 있다.

부분충수 운전중 발생하는 사고는 전출력시 발생하는 사고와는 달리 원자로 냉각재 계통 내부와 외부의 압력차이가 크지 않아 그 진행과정 및 주요 현상(비응축성가스 영향, 역류 응축 냉각, 증기 이동 등)에 차이가 있다. 이런 측면에서 저온/저압에서 발생하는 주요 현상에 대한 연구와 고압에서 발생하는 사고 예측을 위해 개발된 안전해석 코드의 저온/저압에서의 적용 타당성 검증이 중요하다. 종합효과실험은 운전중에 발생하는 일차계통 전반에 대한 현상과 각 계통들이 상호 미치는 영향 그리고 과도에 따른 정성적 거동을 종합적으로 분석하기 위한 실험으로 부분충수 운전중 잔열제거상실사고를 모의한 대표적인 종합효과 실증실험장치로는 프랑스의 BETHSY[8], 일본의 LSTF[9], 대만의 IIST[10] 등이 있다. BETHSY는 프랑스에서 Framatome형 가압경수로(3-Loop, 900 MWe)를 실제 압력으로 높이비 1:1, 체적비 100:1로 제작한 종합효과 실증실험장치로 증기발생기의 Inlet 및 Outlet Manway, 가압기 Manway 등 개구부 위치에 따른 잔열제거상실사고에 대한 실험을 수행하였다. LSTF는 4개의 루프로 구성된 3423 MWt급 WH형 가압경수로를 1/48의 체적비 및 1/1의 길이비로 설계된 2-Loop 실험장치이다. 이 장치에서는 냉각재 펌프 Seal Break, 증기발생기 Inlet Plenum에서 고온관 Break(노즐담 설치됨), 가압기 Manway 개방, 1차측에 개방된 곳이 없는 상태등 4가지 잔열제거상실사고 실험을 수행하였다. IIST(INER Integral System Test Facility)는 잔열제거상실시 PWR의 열수력학적 거동을 연구하기 위해 Westinghouse형 3 Loop 발전소를 높이 및 부피에 대해 각각 1/4 및 1/400으로 축소한 종합효과 실험장치로 노심잔열에 따른 가압기 및 압력용기 Venting, 냉각회로 수 및 가압기의 유무 영향 등의 실험을 수행하였다.

국내에서는 그간 정지/저출력 운전중 잔열제거상실사고에 대한 연구로 외국의 실험 결과를 이용한 해석적 연구가 수행되었으나[11-13], 잔열제거상실사고시 일차계통 전반에 대한 현상과 각 계통들이 상호 미치는 영향 그리고 과도에 따른 정성적 거동을 종합적으로 분석하기 위한 종합효과 실증실험은 아직 수행되지 않았다. 비록 외국 종합실험장치에서의 결과를 일부 확보하여 사용할 수 있으나 원전 정지/저출력 운전중에서 있을 수 있는 많은 발전소 상태들에 대한 실험 자료를 구하기는 어렵고, 이 결과들이 한국형 표준 원전에 그대로 적용가능한지도 의문시 되고 있다. 따라서 원전설계의 완전 자립화나 향후 표준원전의 해외 수출을 위해 독자적인 자료확보가 필수적이고 국내 안전성 관련 현안을 해결하기 위해서도 국내 원전의 설계 및 운전 특성을 충분히 반영한 실증실험이 필요하다.

이 논문에서는 국내 원전의 정지운전중 안전성 확보를 위해 정지운전중 안전성 종합효과 실증 실험장치를 건설하고 발전소 배열 상태에 따라 다음과 같이 5가지의 잔열제거상실사고 실험을 수행하고 그 결과를 기술하였다; 가압기 작업자 출입구 열림(PMO), 가압기 작업자 출입구와 증기 발생기 출구 작업자 출입구 열림(SGOMO), 가압기 작업자 출입구와 증기발생기 입구 작업자 출입구 열림(SGIMO), 가압기 안전 밸브 1개를 제거한 상태에서 Nozzle Dam 파손 실험(HLDF), 증기발생기 2차측 충수효과 실험(PMOSG2).

## 2. 종합효과 실증실험장치

정지운전중 안전성 종합효과 실증실험장치는 한국형 표준원전(울진 3,4호기)을 참조발전소로 하여 잔열제거상실사고시 RCS 계통 내에 발생하는 현상을 잘 모사하고 길이가 축소되는 종합반응

축소방법론[14]을 적용하여 건설하였다(그림 1). 표준 원전과 실증실험 장치의 축소비는 높이비 ( $l_R$ )는 5:1, 면적비( $a_R$ )는 표준원전 1 대의 증기발생기내에 있는 8214개의 U-Tube를 20개로 모사되도록 441:1로 하였다. 계통 압력, 온도 등은 1:1로 하였다. 종합반응 스케일링 방법론에서 제시한 주요변수들에 대한 상사비인 표 1을 이용하여 표준원전의 주요 설비를 축소 설계하였다. 고온관과 저온관 등 수평배관은 역류유동제한과 성층화 조건을 만족시키기 위해  $a_R^{2/5}$ 을 적용하였다. 증기발생기 u-tube등의 수직 유로는 기포-슬러그 유동 천이와 역류유동제한 조건을 만족시키기 위해 직경의 상사비를 1:1로 한다. 파단면과 주입관은 유속을 보존되어야 하므로 각종 개구부 및 작업자 출입구 등의 크기는  $a_R$ 로 상사하고, 노심 출력은  $a_R$ 로 상사하였다.

축소된 모형은 표준원전과 동일하게 원자로 용기, 가압기, 2개의 증기발생기, 2개의 고온관, 4개의 저온관 등 1차 계통의 주요설비를 포함한 2X4 Loop로 건설하였다. 또한, 원전 정지운전중 사고 발생시 개구부의 크기 및 위치에 따른 사고 진행과정을 잘 모사 할 수 있도록 가압기 출입구, 증기발생기 출입구, Nozzle dam 등을 설치하였다. 실험 수행중 1차 계통 및 2차 계통에서 발생하는 열수력 현상을 감시·기록하기 위한 제어계통과 데이터 수집계통을 설치하고, 40개의 RTD형 온도계측 계열, 6개의 압력계기 계열, 14개의 차압계기 계열, 6개의 유량계기 계열 및 3개의 수위계기 계열 등 총 70개의 계측기를 설치하였다.

### 3. 실험 조건

부분충수 운전중에 실제 발전소에서 가능한 상황중에 가압기 작업자 출입구 열림(PMO), 가압기 작업자 출입구와 증기발생기 출구 작업자 출입구 열림(SGOMO), 가압기 작업자 출입구와 증기발생기 입구 작업자 출입구 열림(SGIMO), 가압기 안전 밸브 1개를 제거한 상태에서의 Nozzle Dam 파손 실험(HLDF), 증기발생기 2차측 충수 실험(PMOSG2) 등 5가지 발전소 배열상태에 대해 실험을 수행하였다. 이들 실험의 초기조건은 수위는 고온관 중간 수위(mid-loop)이고, upper plenum의 압력은 대기압 상태이며 중간 수위 이상은 공기로 차 있다. 실험 항목별 실험조건은 표 2와 같다. 실험 시작전에 가열봉에 공급되는 전원은 0이고, 각종 개구부를 실험 경계조건에 맞게 형성하고, 약 300~500초 동안 정상상태를 유지하면서 주요변수를 확인한 후 가열봉에 일정한 전원을 공급하면서 과도 상태에 대한 모사가 시작되고, 가열봉 표면에 부착된 열전대의 온도가 423K에 도달하면 실험을 종료하였다.

### 4. 실험 결과

#### 4.1 PMO 및 PMOSG2 결과

가열봉에 전원이 공급되고 나서 혼합물이 450초에서 700초사이에 가압기와 증기발생기 inlet plenum으로 증기와 물의 혼합물이 유입된다(그림 2에서 T109a, T115a). 가압기에 설치된 온도 계측 결과, 초기에(584~1336sec) 가압기로 유입된 혼합물은 과냉각 상태임을 알 수 있었고, 실험중 가압기에 설치된 가시창을 통해 확인한 결과 이 기간 중에 가압기내 기포는 아주 작음을 알 수 있었다. 증기발생기 inlet plenum의 온도는 T114a(그림 1)에서 보듯 752~888초 사이에 급격히 상승하는데, 이는 가압기 내로 혼합물이 급격히 유입되는 시간과 일치한다. Intermediate leg에서의 온도는 (T105aa)는 거의 일정하고, 저온관 상부의 온도(T106aa)는 steam bypass line으로 유입된 증기에 의해 서서히 증가한다. 그러나 하부의 온도(T106ab)는 저온관과 고온관의 압력차이가 증

가하면서 1100~1800초 사이에 intermediate leg에 있는 차가운 냉각수가 유입되면서 감소하다가, 이후에는 압력차이가 감소하면서 온도가 증가한다.

원자로 용기 상부(고온관), 가압기 상부 및 annular 상부(저온관)의 압력은 그림 3과 같다. 원자로내의 비등으로 인해 444초경에 가압되기 시작하고 고온관과 저온관 사이의 압력차이가 최대로 되는 1600초 이후에는 intermediate leg에 있는 차가운 물이 저온관과 downcomer를 통해 원자로 용기 하부로 유입되면서 압력 상승은 둔화되고 압력차이가 감소하여 차가운 냉각수의 유입이 줄어드는 2200초 이후에는 다시 가압되기 시작한다. 실험 기간중 steam bypass line을 통한 steam의 총합은 약 0.47kg이었다. 고온관과 저온관의 최대 압력차이는 1440초에서 1900초 사이에 2000Pa 이상이 된다. 이는 20cm 정도의 수위 차이를 일으킬 수 있다. 원자로용기와 가압기 사이의 압력차이는 대부분 밀림관에서 형성된 차압과 가압기내에 축적된 냉각수로 인해 발생하였다. 가압기 수위는 그림 5와 같이 1128초에 1.47m로 최고치에 도달하였다. 연료봉 피복관의 온도가 급격히 상승하여 실험이 종료된 4736초에는 원자로 용기 head의 압력은 약 0.19MPa에 도달한다. 시간에 따른 원자로 용기와 downcomer내의 응축수위는 그림 4와 같다. downcomer의 수위는 차압계 DP102의 차압을 수위로 환산하고 low tap과 원자로 용기 수위지시계 L101의 하부 tap과의 위치를 보정하였다. 고온관 수위와 저온관 수위는 전체적으로 비슷한 추이를 가지고 감소하지만 고온관측과 저온관측의 압력차이로 인해 downcomer의 수위가 900~3000초 사이에 5~14cm 정도 높고 downcomer의 수위가 저온관에서 downcomer로 냉각수가 유입되는 1400~2000초 사이에 최대 14cm 정도의 수위차이가 발생한다. 실험 종료후 냉각수의 분포는 실험초기 123kg중 가압기 작업자 출입구를 통해 방출된 혼합물의 양은 45kg, 원자로 용기와 downcomer내에 남아 있는 냉각수의 양은 34kg, 가압기에 12kg, intermediate leg과 기타 부위에 약 32kg이 있는 것으로 평가되었다.

PMOSG2의 실험은 주요변수들의 시간에 따른 거동은 PMO 실험과 유사하였으나 원자로 용기 압력은 0.02~0.03MPa 정도 작았고 가압기 최대 응축수위도 약 20cm 정도 작았다. 실험 완료후 증기발생기 2차측 냉각수의 온도는 평균 36K 정도 상승하였다. 증기발생기 2차측의 냉각효과에 의해 가열봉 표면이 가열되기까지 걸리는 시간은 7188초로 PMO 실험에 비해 약 2452초 정도 증가하였다.

## 4.2 SGOMO 결과

SGOMO 실험에서는 가압기가 있는 loop의 증기발생기(#1) 출구 작업자출입구를 개방하고 실험을 수행하였다. 노심에 전원이 공급되고 나서 그림 6에서 보는바와 같이 600초경에 가압기 밀림관 증기발생기 A의 inlet plenum 혼합물이 유입되어 온도가 급격히 상승한다. 가압기에는 528초, 1088초경에 간헐적으로 혼합물이 유입되다가 1164초 이후에 쌓이기 시작한다. 가압기에 설치된 온도 계측 결과(그림 6의 T109a, T110a), 가압기 하부의 온도는 최고 368K로, 가압기 하부는 실험 전 기간을 통해 과냉상태에 있다. 노심 비등에 의해 저온관과 고온관이 가압되기 시작하는 600초 이후에 원자로용기와 downcomer의 응축 수위는 manway를 통한 혼합물 방출에 의해 수위가 급격히 떨어지기 시작한다(그림 7과8). 또한, 고온관과 저온관의 압력차이가 증가하는 시기에 혼합물은 원자로용기 하부에서 downcomer로 유입된다(그림 6의 T103b, T101b). 이에 따라 downcomer 수위는 증가한다. manway를 통한 혼합물의 방출로 인해 원자로 용기 head 및 annular의 압력차이가 떨어지는 1300초 이후에는 downcomer의 수위가 감소하기 시작한다. 실험 종료후 냉각수의 분포는 실험초기 123kg중 가압기 manway를 통해 방출된 혼합물의 양은 5.7kg, 증기발생기 manway를 통한 방출량은 40.1kg 원자로 용기와 downcomer내에 남아 있는 냉각수의 양은 33kg, 가압기에 2.7kg이 남아 있고, intermediate leg과 기타 부위에 약 41.5kg이 있는 것으로

로 평가되었다.

### 4.3 SGIMO 결과

SGIMO 실험에서는 가압기가 없는 loop의 증기발생기(#2) 입구 작업자출입구를 개방하고 실험을 수행하였다. 노심에 전원이 공급되고 나서 노심 비등에 의해 548초 후에 surge line으로 혼합물이 유입되고(그림 9의 T109a), 이후 가압기에 간헐적으로 혼합물이 가압기에 나타나다가 1404초 이후에 누적되기 시작한다. 가압기 하부는 약 1500초 이후에 포화온도에 도달하지만 상부 온도는 최대 348K이었다. 약 900초 이후에 Loop #1의 증기발생기 inlet plenum에 혼합물이 유입되거나 outlet plenum의 온도는 실험 종료시까지 거의 변화가 없는 것으로 나타나 SG #1의 u-tube를 통한 혼합물의 이동은 거의 없는 것으로 보인다. Inlet plenum manway가 열려있는 SG #2로는 548초에 surge line으로 혼합물이 유입과 동시에 혼합물이 급격히 유입된다(T114b). 증기발생기 manway를 통한 혼합물 방출은 700초에서 1100초 사이에 약 26.7kg이 방출된다(그림 11). 고온관과 저온관의 압력 차이가 작아 원자로 용기와 downcomer의 응축 수위는 실험기간 동안 유사한 값으로 변한다(그림 10). 수위는 혼합물이 증기발생기 inlet plenum 쪽으로 밀리기 시작하는 500초경에 급격히 감소하기 시작한다. 636초경에 수위는 annular 바닥 이하로 감소하고 1452초경에 heater rod 상부에 도달하여 2760초에 가열봉의 표면 온도가 급격히 상승하였다. 실험 종료 후 냉각수의 분포는 증기발생기 manway를 통한 방출량은 40.0kg, 원자로 용기와 downcomer내에 남아 있는 냉각수의 양은 33kg, intermediate leg과 기타 부위에 약 47.7kg이 있는 것으로 평가되었다.

### 4.4 HLDF 결과

실험 시작 전에 가압기 안전 밸브 1개를 열고, Loop #2에 있는 고온관 nozzle dam을 모사하는 quick opening 밸브가 원자로 용기 head 압력이 노즐댐 파손 압력(0.241MPa)에 도달하면 자동으로 열리도록 설정하였다. 노심에 전원이 공급되고 나서 노심 비등에 의해 고온관과 저온관의 압력은 540초 이후에 상승하기 시작한다(그림 12). 가압기 응축 수위는 고온관 nozzle dam이 파손되기 직전(2076초)에 최대 1.6m까지 상승한다. 가압기에 유입되는 혼합물은 초기에는 과냉 상태에 있다가 서서히 온도가 증가한다. 1292초경에 가압기 상하부는 모두 포화 상태에 도달한다. Loop #1의 증기발생기에는 804초경에 inlet plenum의 온도가 서서히 상승하나 outlet plenum의 온도는 큰 변화를 보이지 않는다. 노즐댐이 파손되기 전의 원자로 용기 수위와 downcomer 응축 수위는 원자로 용기 head 와 annular의 압력 차이가 최대가 되는 1400~2000초 사이에 20cm 정도의 수위차이를 보인다(그림 13). 또한 intermediate leg에 있던 냉각수는 압력차에 의해 저온관 쪽으로 밀려든다. 2072초에 고온관 nozzle dam이 파손되면 원자로 용기에 있던 혼합물이 증기발생기 #2의 inlet manway로 밀려들어오면서 manway를 통해 방출된다. manway를 통해 방출된 혼합물은 총 34.6kg이나 23.2kg이 2140초에서 2360초 사이에 급격히 방출되었다(그림 14). 노즐댐이 파손된 이후에는 가압기에 있던 냉각수의 대부분이 고온관 쪽으로 되돌아 오고, 원자로 용기 응축 수위와 downcomer 응축 수위는 거의 같으나 2172~2326초 사이에 수위는 급속히 감소한다. 이는 고온관에 있는 혼합물이 급속히 증기발생기 manway를 통해 누출되면서 수위가 감소한다. 실험 종료후 냉각수의 분포는 가압기 안전 밸브를 통해 방출된 혼합물은 거의 없고, 증기발생기 manway를 통한 방출량은 34.6kg 원자로 용기와 downcomer내에 남아 있는 냉각수의 양은 33kg, intermediate leg과 기타 부위에 약 51.2kg이 있는 것으로 평가되었다.

#### 4. 결론

국내 원전의 정지운전중 안전성 확보를 위해 “정지운전중 안전성 종합효과 실험장치”를 건설하고, 지금까지의 국내외 원전의 정지운전중 사고사례 및 확률론적 안전성 평가에 근거하여 정지운전중 발전소 위험도가 가장 높은 부분충수 운전중 잔열제거 상실사고에 대해 5가지의 실험을 수행하였다. 각 실험 결과 잔열제거 상실사고 후 가열봉의 표면이 가열되기 시작하는 시간은 PMO 실험은 4736초, SGOMO 실험은 3627초, SGIMO 실험은 2760초, HLDF 실험은 3076초, PMOSG2 실험은 7188초였다. 울진 3,4호기의 경우 부분충수 운전중 진입하기 전에 가압기 manway를 개방하므로 잔열제거상실사고시에도 최대 압력이 nozzle dam 설계 압력이하로 nozzle dam의 건진성은 유지된다. PMOSG2의 결과에서 증기발생기 2차측을 충수한 상태에서는 가열봉이 가열되기까지 걸리는 시간을 상당히 늘릴 수 있음을 알 수 있었다. SGOMO와 SGIMO의 경우에는 PMO 경우에 비해 최대 압력은 줄일 수 있으나 가압기 manway에 비해 상대적으로 낮은 부위에 큰 개구부가 존재하므로 냉각수의 유출이 쉽게 이루어져 노심 노출이 상대적으로 빨리 올 수 있었다. nozzle dam 파손의 경우에도 이와 유사한 결과가 나왔다. 향후 이 실험 결과들은 안전해석 코드 검증 및 국내 원전의 정지운전 관련 운전 절차서 개선, 발전소 운전원 교육 자료, 잔열제거기능 상실사고 후 회복절차 개발 등에 활용할 것이다.

#### 참고문헌

- [1] “정지/저출력시 PSA현황 및 부분충수 운전시 잔열제거기능상실사고 경위분석”, KAERI/TR-452/94, 한국원자력연구소, 1994.
- [2] “Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States”, NUREG-1449, 1993.
- [3] “Operational data analysis of shutdown and low power licensee event reports”, AEOD/S93-05, 1993.
- [4] “부분충수 운전중 잔열제거기능 상실에 관한 안전성 연구“, KINS/AR-207, 한국원자력 안전기술원, 1992.
- [5] “Loss of heat sink at shutdown synthesis report”, LHR/2 Rev.0, Framatome owners group, 1993.
- [6] N. Watnabe and M. Hirano, “Analysis of operating experience involving loss of decay heat removal during reactor shutdown in pressurized water reactors”, Journal of Nuclear Science and Technology, 29(12), 1212-1223, 1992.
- [7] “Loss of vital AC power and the residual heat removal system during mid-loop operations at Vogtle unit 1 on march 20, 1990” NUREG-1410, 1990.
- [8] D. Dumont, G. Lavielle, B. Noel and R. Deruaz, “Loss of residual heat removal during mid-loop operation: BETHSY Experiments”, Nuclear Engineering and Design, 149, 365-374, 1994.
- [9] H. Nakamura, Y. Anoda and Y. Kukita, “Loss of residual heat removal(RHR) during PWR mid-loop operation: experiments in ROSA-IV/LSTF”, International Topical Meeting on

Safety of Thermal Reactors of The ANS Nuclear Reactor Safety Division, July 21-25, Portland, 497-503. 1991.

- [10] C.H. Lee, T.J. Liu, Y.S. Way and D.Y. Hsia, "Investigation of mid-loop operation with loss of RHR at Iner Integral System Test(IIST) facility", Nuclear Engineering and Design, 163, 349-358, 1996.
- [11] "ISP-38 on BETHSY test 6.9c", NEA/CSNI/R(97)38/vol 1-2, 1998.
- [12] "부분충수 운전중 잔열제거기능 상실에 관한 안전성 연구", KINS/AR-207, 한국원자력 안전 기술원, 1992.
- [13] K.W. Seul, Y.S. Bang and H.J. Kim, "Plant behavior following a loss-of-residual-heat-removal event under a shutdown condition", Nuclear Technology, 126, 265-278, 1998.
- [14] "열수력 실증실험 기초연구(중간보고서)", TM97NJ25.M1999.453, 전력연구원, 1999.
- [15] A.N. Nahavandi, F.S. Castellana, and E.N. Moradkbanian, "Scaling laws for modeling nuclear reactor system," Nucl. Sci. Eng., 75, 1979.
- [16] M. Ishii, S.T. Revanka et al., "Scientific design of purdue university multi-dimensional integral test assembly(PUMA) for GE SBWR," NUREG/CR-6309, March 1996.

표 1. 여러 스케일링 법칙에 대한 스케일링 변수들의 비교

변수	선형 축소법[15]	체적 축소법[15]	Ishii'의 방법론[16]	종합반응 스케일링 방법론
axial length	$l_R$	1	$l_R$	$l_R$
flow area	$l_R^2$	$a_R$	$a_R$	$a_R$
pipe diameter(H)	$l_R$	$a_R^{2/5}$	$a_R^{1/2}$	$a_R^{2/5}$
channel diameter(V)	1	1	1	1
heated fuel length	$l_R$	1	$l_R$	$l_R$
SG tube length	$l_R$	1	$l_R$	1
break area	$l_R^2$	$a_R$	$a_R l_R^{1/2}$	$a_R$
injection area	$l_R^2$	$a_R$	$a_R l_R^{1/2}$	$a_R$
velocity(V)	1	1	$l_R^{1/2}$	1
velocity(H)	1	1	$a_R^{1/4}$	$a_R^{1/4}$
flow rate	$l_R^2$	$a_R$	$a_R l_R^{1/2}$	$a_R$
core power	$l_R^2$	$a_R$	$a_R l_R^{1/2}$	$a_R$
power/volume	$l_R^{-1}$	1	$l_R^{-1/2}$	$l_R^{-1}$
no. of heated tubes	-	$a_R$	$a_R l_R^{-1/2}$	$a_R$
time	$l_R$	1	$l_R^{1/2}$	$l_R$

\* H: Horizontal pipe  
 V: Vertical channel

표 2. 실험 항목별 실험조건

실험 ID / 상태	PMO	SGIMO	SGOMO	HLDF	PMOSG2
원자로용기 Head Vent	단힘	단힘	단힘	단힘	단힘
가압기 작업자 출입구	열림	열림	열림	단힘	열림
가압기 안전 밸브	단힘	단힘	단힘	1개 제거	단힘
SG 입구 작업자 출입구	단힘	열림	단힘	단힘	단힘
SG 출구 작업자 출입구	단힘	단힘	열림	단힘	단힘
Nozzle Dam	설치 안됨	설치 안됨	설치 안됨	설치	설치 안됨
노심 출력	29.5kW	29.5kW	29.5kW	29.5kW	29.5kW
1차 계통 압력	1 bar	1 bar	1 bar	1 bar	1 bar
1차 계통 수위	고온관 중간	고온관 중간	고온관 중간	고온관 중간	고온관 중간
SG 2차측 압력	1 bar	1 bar	1 bar	1 bar	1 bar
SG 2차측 수위	0 m	0 m	0 m	0 m	2.26m (SG 2대)





그림 1. 정지운전중 안전성 종합효과 실증실험 장치

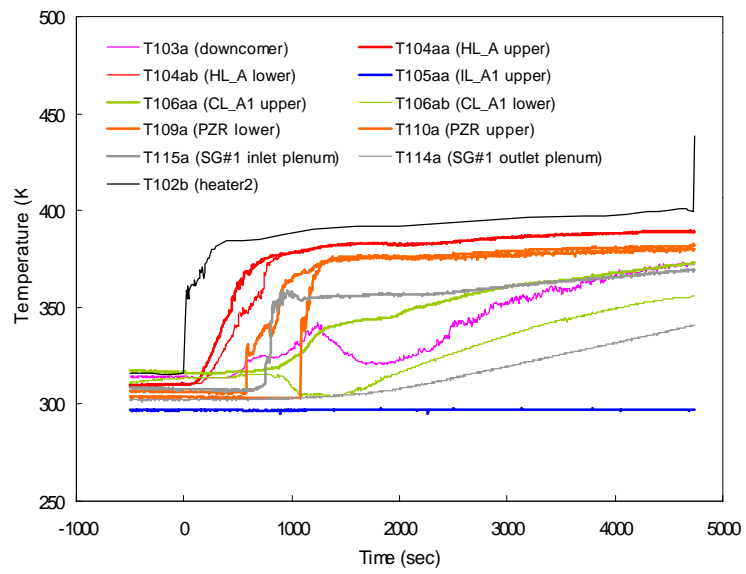


그림 2. 계통내 온도 변화(PMO)

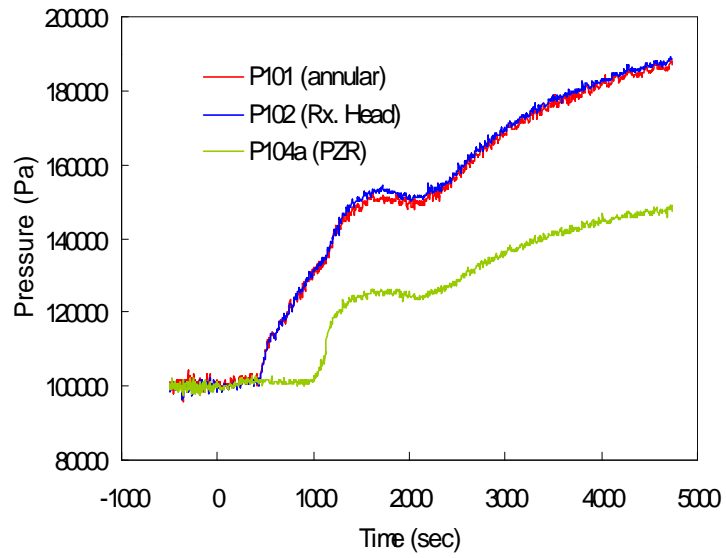


그림 3. 계통내 압력 변화 (PMO)

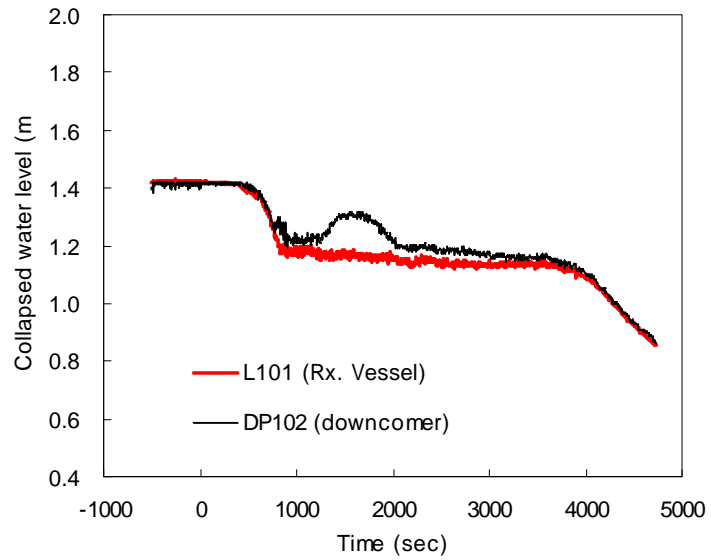


그림 4. 원자로 용기 및 downcomer의 응축 수위(PMO)

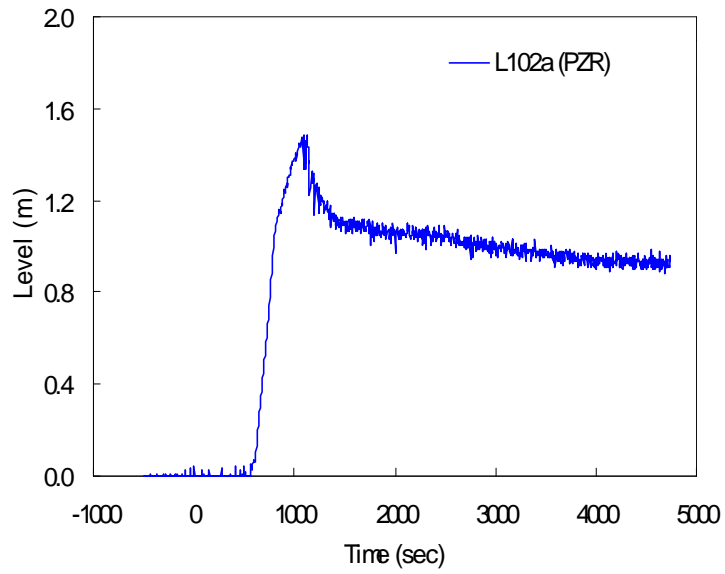


그림 5. 가압기내 응축 수위(PMO)

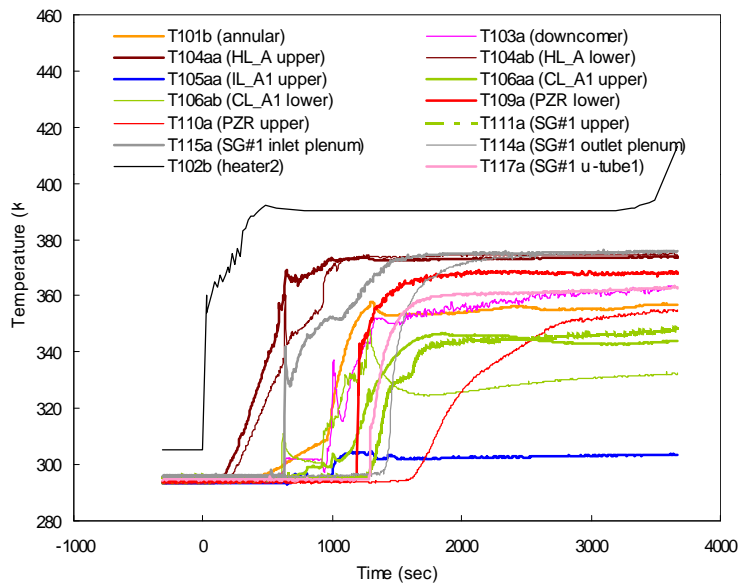


그림 6. 계통내 온도 변화(SGOMO)

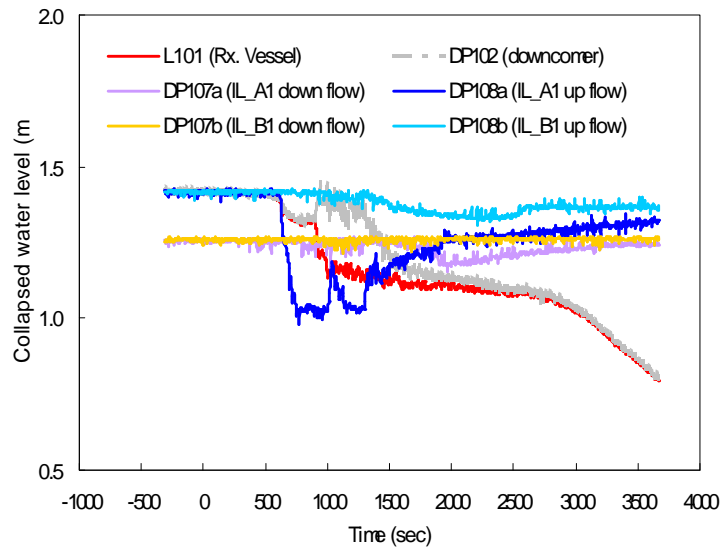


그림 7. 원자로 용기 및 downcomer의 응축 수위(SGOMO)

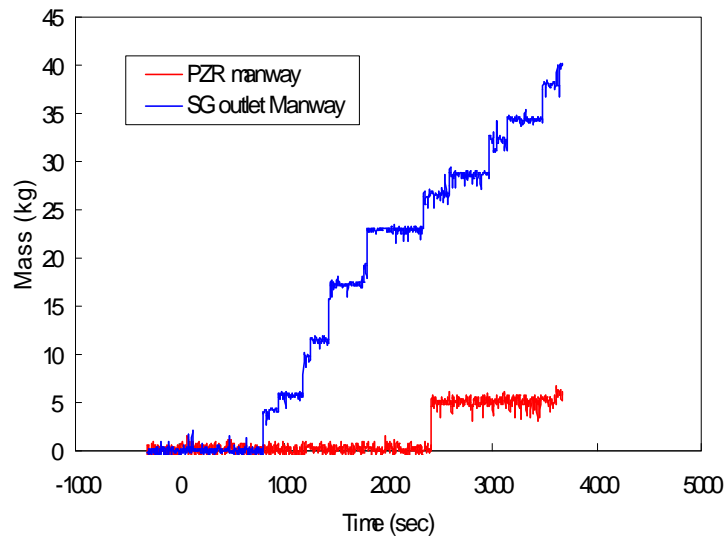


그림 8. 가압기 및 증기발생기 작업자출입구를 통한 누적방출량(SGOMO)

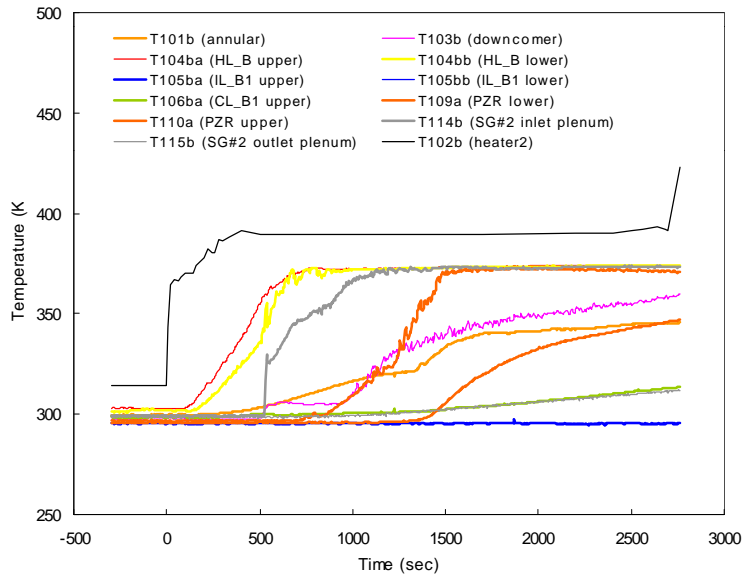


그림 9. 계통내 온도 변화(SGIMO)

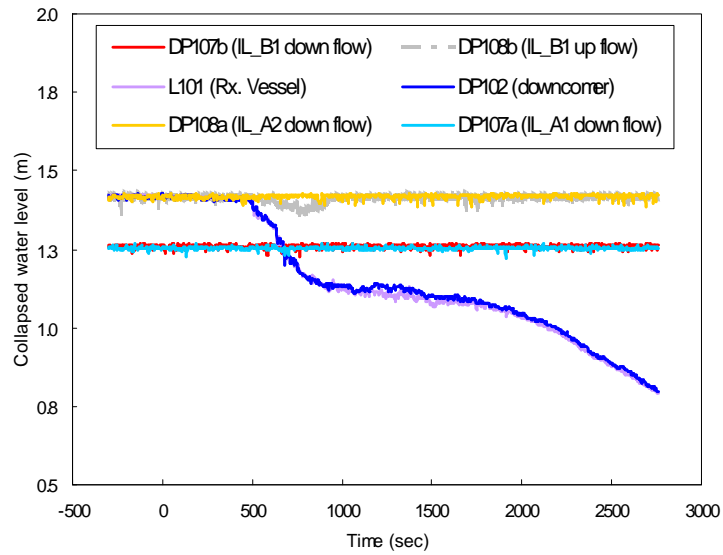


그림 10. 원자로 용기 및 downcomer의 응축 수위(SGIMO)

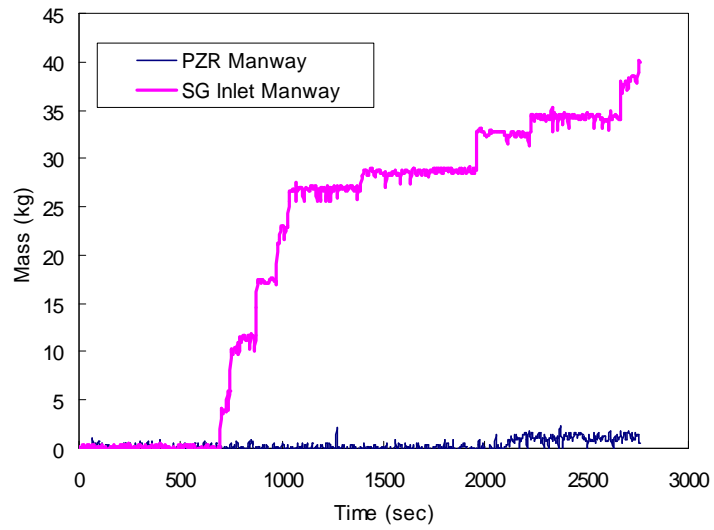


그림 11. 가압기 및 증기발생기 작업자출입구를 통한 누적방출량(SGIMO)

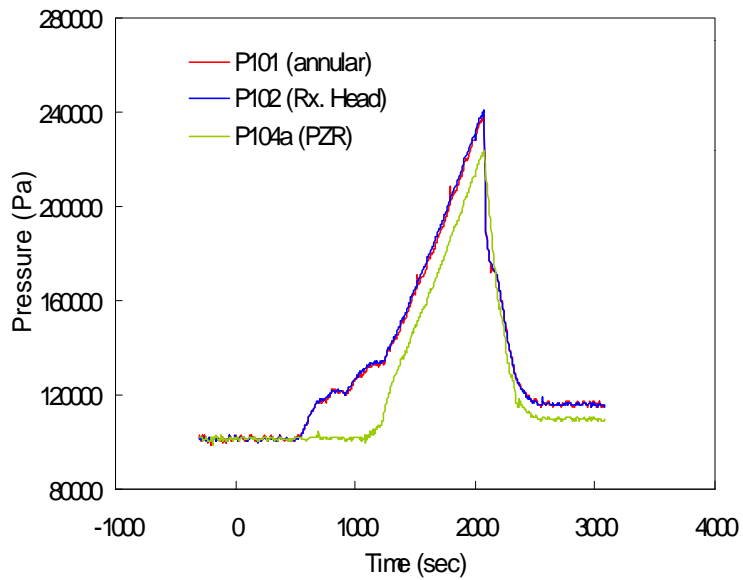


그림 12. 계통내 압력 변화 (HLDF)

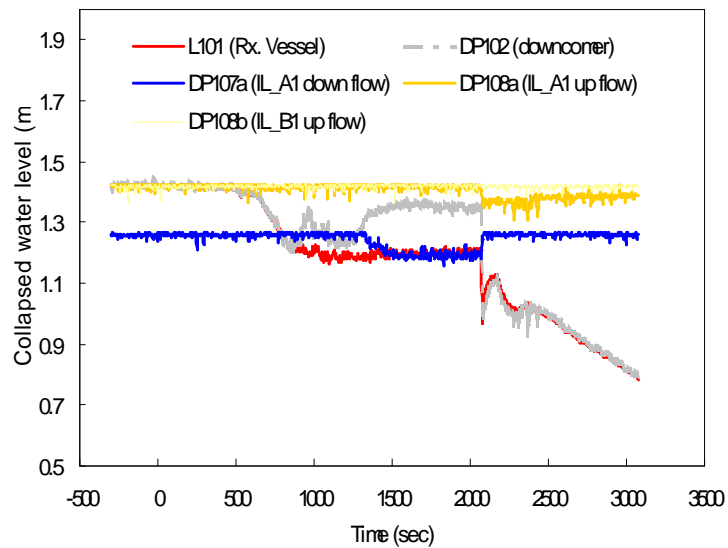


그림 13. 원자로 용기 및 downcomer의 응축수위(HLDF)

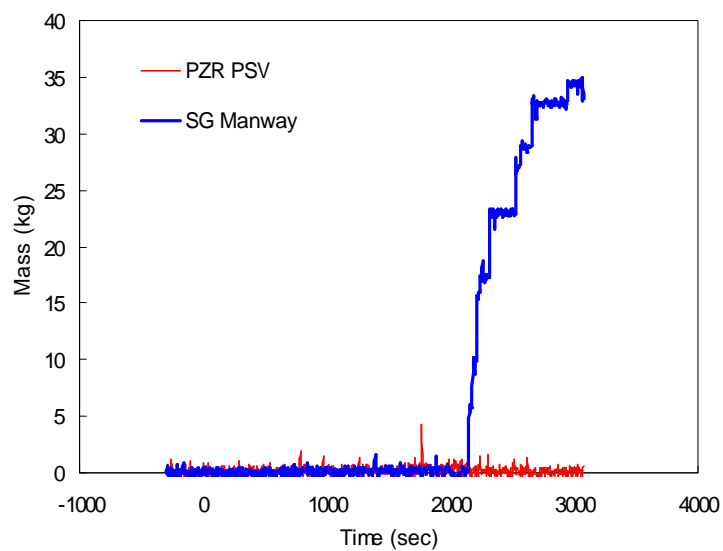


그림 14. 가압기 안전밸브 및 증기발생기 작업자출입구를 통한 누적방출량(HLDF)