2000 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

# 고온관 파단 대형 냉각재 상실사고의 Post Blowdown에 대한 RELAP5 해석

RELAP5 Analysis on Post Blowdown of Hot Leg Break Large Break Loss of Coolant Accident

홍순준, 박군철

서울 대학교
서울특별시 관악구 신림동 산 56-1, 151-742

**요 약**

SNUF(Seoul National University Facility)의 고온관 파단 대형 냉각재 상실 사고의 Post Blowdown 실험을 RELAP5로써 모의 하였다. 실험과 같은 순서로 정상운전, Blowdown을 거쳐서 초기 조건을 계산/설정하여 Post Blown을 계산 하였다. 열원들을 충분히 모델링 하는 경우에 있어서 일차계통의 압력은 적절한 예측 능력을 보여 주었고, 이에 따른 원자로 측 및 증기발생기 측 파단 부위로부터의 방출량도 적절히 예측되었다. 특히 압력 거동이 단계에서의 압력 상승 현상이 부분적으로 나타났고, 증기발생기 측 파단 부위를 통한 방출 현상도 일 단계에서의 계통과 방출 경계 간의 과도한 압력차가 존재할 경우를 제외하면 매우 미미한 방출만 나타나서 실험과 대체로 일치하였다. 하지만 증기와 냉각재의 직접 접촉에 의한 응축으로 인한 불안정성은 Suction Leg의 수위에 상당한 불안정성을 초래하여 실험과 다소 상이한 현상을 나타내기도 하였다.

**Abstract**

SNUF experiment on hot leg break large break loss of coolant accident during post blowdwon was analyzed by RELAP5. As same with the procedure of SNUF experiment, normal operation and blowdown phase were simulated in order, and the initial condition was obtained and compared with the experimental initial condition. The analysis of post blowdown phase showed that the transient of primary pressure can be properly simulated by RELAP5 when sufficient heat source is modeled. Resultantly, the release from reactor side broken section and steam generator side broken section were properly predicted. In the second step of pressure transient was partially well predicted, where the pressure increases by the steam generation in core. The release from the steam generator side broken section was predicted to be little except when there exits large pressure difference between primary system and break boundary. However, unstable direct contact condensation in suction leg led to the unstable behavior of water level.

## 1. 서론

한국 표준형 원전의 근간이 되는 영광 3&4호기에 대하여 격납건물 최대 압력을 야기하는 사고가 PSAR(Preliminary Safety Analysis Report)에서는 DEDLSB(Double Ended Discharge Leg Slot Break)로 기술되었으나, 이후 FSAR(Final Safety Analysis Report)에서는 DEHLSB(Double Ended Hot Leg Slot Break)로 변경되어 제출되었다. 이러한 변경은 CE(Combustion Engineering)사의 설계 코드를 고온관 사고 분석에 적용시의 한계 때문이었다[1]. 이에 따라 한국원자력안전기술원에서는 격납건물로의 냉각재 방출량 해석에 대한 타당성 검토를 수행하였으며, 영광 3&4호기 고온관 파단사고에 대한 방출량 해석 시에 사용된 전산 코드의 상당한 보수성을 지적하였다[1]. 한국원자력연구소에서는 고온관 파단 사고시의 Post Blowdown에 적용할 수 있는 방출량 해석 코드를 개발 하였고, 이에 앞서 고온관 파단 대형 냉각재 상실사고에 대한 실제적인 현상을 이해하기 위하여 영광 3&4호기(혹은 울진 3&4 호기)에 대한 RELAP5/MOD3 해석을 수행하였다[2]. 또한 서울대학교에서는 영광 3&4호기를 축소한 SNUF(Seoul National University Facility)를 제작하여 Post Blowdown에서의 고온관 파단 대형 냉각재 상실사고를 모의하는 실험을 수행하여 그 현상적인 특징을 파악하였다[3].

기존의 대형 냉각재 상실사고에 대한 연구들은

저온관 사고에 대한 것으로 치중되어 있으며, RELAP5 해석 연구들 또한 저온관 사고에 대한 예측 능력의 검증이 다각적으로 수행되어 왔다. 또한 냉각재의 질량 및 에너지 방출량 해석에 초점을 둔 연구는 전무한 실정이다. 따라서, 본 연구에서는 서울대학교에서 수행된 고온관 파단 사고의 Post Blowdown 실험(이하 'SNUF 실험'으로 명명)을 RELAP5 를 이용하여 해석함으로써 RELAP5 의 고온관 파단 사고에 대한 해석 능력을 질량 및 에너지 방출량의 관점에서 논의하고자 한다.

RELAP5/MOD3 는 일 차원, Non-homogeneous, Non-Equilibrium 모델에 기반을 둔 Two-Fluid 모델과 여러 구성 방정식(Constitutive Equation)으로 구성된 이상 유동(Two-Phase Flow) 해석을 위한 최적 해석(Best Estimate) 전산 코드로서 세계적으로 널리 쓰이고 있고, 현재까지 개선되어 왔다[4]. 본 연구에서는 RELAP5/MOD3.2.2 Beta Version 이 사용되었다. 일반적으로 원자력 발전소 혹은 그 유사한 실험 장치에서의 해석은 정상상태를 계산한 후 과도 상태를 계산하게 된다. SNUF 실험은 Post Blowdown 기간에 대한 실험이므로 과도 상태에서 실험이 시작되며,본 연구는 그림 1 과 같은 계산 과정으로 수행되어 실험에서의 수행과정을 추적하면서 수행되었다.

## 2. SNUF 실험

SNUF 로 수행된 고온관 파단 대형 냉각재 상실사고의 Post Blowdown 에서의 방출량 실험이다. 이 실험 장치는 Ishii 의 Three Level Scaling Law 를 준용하여 영광 3&4 호기를 1/1140 의 체적비로 축소한 것이며, 대략적인 개형은 그림 2 와 같다. 실험에서 안전주입수는 먼저 저온관을 채우고 난 후 원자로를 채웠다. 원자로로 주입된 안전주입수가 증발함에 따라 원자로 압력이 상승하고 이 압력 상승은 저온관의 냉각재를 U 튜브 내부로 유입시켜 튜브 절반 높이까지 이르게 한다. 하지만 이 냉각재는 원자로 압력 감소로 곧 다시 빠져나가기 때문에 증발에 의한 SG 측 파단 부위로의 방출은 무시할 정도로 작다[3].

## 3. 입력 작성 및 정상 상태 계산

RELAP5 해석을 위한 SNUF 의 기본적인 Nodalization 은 그림 3 과 같으며 중요한 계통들을 상세히 모사하였다. 급격한 수위의 변동 등의 급격한 과도 현상이 예상되는 Downcomer, 노심 및 저온관의 Suction Leg 부분은 미세하게 격자를 나누었다. 노심에서는 전열기를 모의한 Heat Structure 를 모델링하였고, 일차계통과 이차계통 상호간의 열전달을 위한 U 튜브도 Heat Structure 를 모델링하였다.

계통의 중요 압력 강하에 대한 정확한 입력(Input Deck)을 위하여 표 1 과 같은 실험에서 측정한 차압을 반영하였다. 원자로와 증기발생기 입출구에서는 큰 압력 강하가 발생하므로 실험에서 측정한 유량 대비 압력강하를 반영하였고 나머지 부분에서는 차압이 크지 않으므로 Fluid Handbook 에서의 손실 계수(Minor Loss Coefficient, K)를 사용하였다. 표 1 의 차압 측정 결과만으로 손실 계수를 예측 할 수 없는 곳은 Fluid Handbook 을 참조하여 측정된 위치에서의 압력 강하와 RELAP5 로 계산된 압력강하가 일치하도록 입력을 작성하였다[5].

표 1 SNUF 차압 측정 실험 결과
(Press. : 0.101325M Pa, Temp . : 25 °C, Water)

Reactor In/Outlet(C33001~C36001)

| Flow rate [lpm] | Flow rate [kg/sec] | DP [Pa] |
|---|---|---|
| 115 | 1.9112 | 513.4 |
| 98.5 | 1.6370 | 409.55 |
| 76.6 | 1.2730 | 317 |

Steam Generator In/Outlet(C37401~C31001)

| Flow rate [lpm] | Flow rate [kg/sec] | DP [Pa] |
|---|---|---|
| 23.8 | 0.3955 | 256 |
| 31.5 | 0.5235 | 407 |
| 36.7 | 0.6099 | 528 |

실험에서의 정상운전(Normal Operation) 상태를 계산 하여 표 2 와 같은 정상상태 (Steady State) 결과를 얻었다. 일차계통은 0.8Mpa 에서 포화온도에서, 그리고 이차계통은 0.5MPa 포화온도에서, 60kW 의 출력으로 정상상태를 얻었다.

표 2 정상운전 상태 계산

| 비교 항목 | SNUF | RELAP5 |
|---|---|---|
| Reactor Top Head Press. | 0.8 MPa | 0.826 |
| Temp. of Primary System | ~ Saturated | ~Saturated |
| Core Power | 60 kW | 60 kW |
| Press. of Secondary System | 0.5MPa(sat.) | 0.499(sat.) |

## 4. Blowdown 진행 및 초기조건 계산

실험에서 설정한 EOB (End of Blowdown)은 일차계통의 냉각재를 완전히 제거하여 원자로 하부 공동(Reactor Lower Plenum)에만 약간의 냉각재를 남기며, 이때의 압력은 0.35MPa 이었다. 일차계통의 냉각재를 제거하기 위하여 그림 4 와 같은 추가적인 모델링을 그림 3 의 기본적인 Nodalization 에 부착하였다. 냉각재는 그림 4 에서와 같이 원자로 하부, 각 저온관 하부에서 SNUF 실험 및 RELAP5 에서 제거되었다. 냉각재

는 원자로 수위 65 mm, Intact Loop 저온관 수위 21 mm, Broken Loop 저온관 수위 20 mm 에 이를 때까지 제거되었으며, 이 조건이 만족된 후에 수 십 초 동안 더 Dummy 계산을 수행하여 계통이 안정될 수 있도록 하였다. 여기서의 수위는 Collapsed Water Level 로서 다음과 같은 제어변수(Control Variable)를 정의하여 사용하였다.

$$L = \sum_i a_i \cdot H_i \qquad (1)$$

여기서 $L$ : Collapsed Water Level

$a$ : Void Fraction

$H$ : Height of Volume

그 결과로 얻어진 EOB 조건 즉 실험의 초기 조건은 다음 표 3 과 같다.

표 3 End of Blowdown 계산 결과

| 비교 항목 | SNUF | RELAP5 |
|---|---|---|
| Reactor Top Head Press.(MPa) | 0.35 | 0.36 |
| Press. of Secondary System(MPa) | 0.5 (sat.) | 0.499(sat.) |
| RxLower Plenum Temp.( ℃) | 142 | 140 |
| U Tube Entrance Temp. ( ℃) | 139 | 137 |
| Secondary System Temp. ( ℃) | 154 | 153 |

## 5. Post Blowdown 해석

### 5.1 Post Blowdown 모델링 및 계산

Post Blowdown 해석을 위하여 그림 3 의 Blowdown 을 위한 Nodalization 을 삭제하고 그림 4 및 5 와 같은 안전주입 및 파단 모델을 이용하였다. 안전주입의 모델링은 실험에서와 같이 안전주입 펌프로부터 주입되는데 한 개의 배관에서 나누어져서 Intact Loop 및 Broken Loop 으로 주입된다. 안전주입수의 온도는 60 ℃ 이며 Time Dependent Volume 을 이용하여 C900 으로 모델링 되었다. 유량은 실험에서와 같이 2.2kg/s 으로 설정하였으며 J901 을 Time Dependent Junction 으로 모델링하였다. 또, 파단의 모델링은 완전 절단 파단 모델링 방법을 사용하여 두 곳의 파단으로부터 냉각재가 방출되도록 하였으며, 경계 조건으로 C954 와 C964 를 Time Dependent Volume 으로 모델링하여, 포화의 수증기로 채워진 것으로 설정하였다. J411 의 밸브를 잠금으로써, 혹은 삭제함으로써 각 파단 유량이 혼동되어 방출되는 현상을 막았다. 실험 및 계산에 사용된 중요한 조건이 표 4 에 요약되어 있다.

표 4 Post Blowdown 에대한 중요 계산 조건

| 비교 항목 | SNUF | RELAP5 |
|---|---|---|
| Core Power(kW) | 60 | 60 |
| Total SI Flow Rate(kg/sec) | 2.2 | 2.2 |
| SI Temperature(℃) | 60 | 60 |

본 연구에서 고려된 계산 Case 는 표 5 와 같다. Run02 는 가장 단순한 모델링이며, Run01 은 일차계통의 모든 Heat Structure 를 모델링한 경우이고, Run03 은 실험의 초기에 파단 경계 조건이 가압되어 있는 경우를 가정한 것이다. 파단 경계 조건이 가압되는 경우의 계산은 EOB 의 정의에 보다 충실한 것으로서, 일반적으로 EOB 는 계통의 압력과 격납건물의 압력이 같아지는 시점을 일컫는다.

표 5 계산 Case

| | Description | |
|---|---|---|
| | 파단경계조건(C954,C964) | Heat Structure |
| Run01 | 대기압으로 일정<br>포화 수증기 | 일차 계통 모든 Structure 모델링 |
| Run02 | 대기압으로 일정<br>포화 수증기 | Heater 와 U Tube 만 모델링 |
| Run03 | 계통 압력과 더불어 가압<br>포화 수증기 | Heater 와 U Tube 만 모델링 |

### 5.2 Run01 계산 결과

(1) 계통의 압력 거동

그림 7 에 원자로 압력에 대하여 실험 결과와 RELAP5 의 계산 결과가 제시되어 있다. 원자로의 압력은 3 단계로 구분되어 진다[3]. 일 단계(First Step)에서는 파단 부위로 증기의 급격한 방출에 의한 압력의 빠른 감소로 특징지어진다. 이때의 RELAP5 계산 결과는 대체적으로 실험결과를 잘 예측 하고 있다. 압력의 감소율도 실험과 유사한 결과를 보여주며, 다만 압력이 최저에 이르는 시점이 실험에 비하여 수초 일찍 나타났다. 이 기간 동안의 압력 거동은 대체로 잘 예측하는 것으로 사료된다.

이 단계(Second Step)에서는 노심에서의 많은 증기의 발생으로 말미암아 원자로의 압력이 약간 증가하는 것으로 특징지어진다. 하지만, Run01 계산 결과는 이러한 현상을 완벽하게 예측하지는 못하였다. 60 초 경에 실험에서는 압력 상승의 최고점이 되는데, 이때에 RELAP5 도 압력 상승이 나타나는 것으로 예측하였다. 그 압력의 상승하는 양도 실험에 비하여 높게 예측되었다. 실험에서는 안전주입수가 노심으로 처음 유입되는 순간에 많은 증기가 발생하고, 노심을 완전히 채운 후에는 더 이상의 증기가 과도하게 발생하지 않은 연유로 압력의 상승이 부드럽게 나타났다. 반면 RELAP5 에서는 안전주입수가 노심으로 처음 유입될 때의 증기발생에 의한 압력상승은 나타나지 않았으나, 이후 노심의 수위(Mixture Level)가 증가하여 이상 유동 형태의 방출이 시작되는 순간부터, 원자로 출구를 지나면서 손실계수에 의하

여 압력의 상승이 유발되었다. 이상유동형태로의 방출시작 시점은 다음 절에서 논의되는 방출량 거동에서 원자로 측 파단 부위의 방출 재고량(Integrated Break Flow)이 갑자기 증가하는 시점이다.

삼 단계(Third Step)은 더 이상의 과도현상이 발생하지 않고 안정되는 시기이다. RELAP5 의 계산 결과는 간헐적인 압력의 급변이 있는데, 이는 원자로 상부에는 포화의 증기가 존재하고, 노심에는 과냉의 냉각재가 존재함으로 인하여 두 상간의 직접 접촉에 의한 응축이 갑작스럽게 발생하기 때문이다. 그림 8 에서 고온관 바로 위 체적인 C21001 의 기포율이 90 초 이후 응축에 의하여 감소함을 알 수 있고, 압력의 변동이 발생하는 105 초 경부터는 갑작스럽게 기포율이 감소함을 볼 수 있다.

(2) 방출량 거동

원자로 측 파단 부위와 증기발생기 측 파단 부위로부터의 방출 재고량이 그림 9 와 10 에 제시되어 있다. 원자로 측의 방출 재고량을 보면, 압력 거동 일 단계에서 오직 증기만이 방출되는데 실험에서는 이를 응축하여 측정하는 방법을 사용함으로써 잘 측정되지 아니 하였다. 하지만 RELAP5 계산에서는 10 초 이전에 압력이 급감할 때의 증기 방출이 존재하는 것으로 예측하였다. 하지만, 압력감소가 어느 정도 이루어진 15 초 이후에는 증기의 방출이 미미하였다.

실험에서는 60 초경부터 측정할 수 있을 정도의 많은 방출이 있었는데 이는 이상유동의 방출이 이미 시작되었음을 의미한다. 즉 낮은 건도(Quality)의 방출이 시작되었음을 나타낸다. 그림 9 는 60 초 조금 이전에 조금의 방출량이 증가함을 나타내고, 60 초 조금 후부터의 본격적인 방출이 있음은 나타내고 있다. 이는 RELAP5 에서는 60 초 조금 이전부터 이상유동의 방출이 존재함을 나타낸다. 이러한 이상유통의 방출이 시작되면 원자로 출구에서 압력강하가 크게 발생하여 원자로의 압력이 상승하게 된다.

60 초 이후의 방출에 대해서는 실험에서는 안정적인 방출을 보이는데 반하여 RELAP5 는 불안정한 경향을 보인다. 이는 그림 8 에서 볼 수 있듯이 원자로 상부에서 응축이 진행되면서 생긴 불안정성에 기인한다. 그림 11 에 노심에서의 기포율 거동이 제시되어 있는데 고온관과 연결되어 있는 C20001 에서의 기포율은 다른 체적과는 달리 응축으로 인하여 불안정한 경향이 큼을 알 수 있다.

그림 10 의 증기발생기 측 파단부위로의 방출량은 실험에서는 거의 없는 것으로 나타났음에 반해 RELAP5 에서는 초기 15 초경에서와 65 초경에 방출이 순간적으로 존재함을 나타내는데 이는 계통의 수위와 관련되므로 수위 거동에서 논의한다.

(3) 계통의 수위 거동

주입된 안전주입수는 저온관을 먼저 채우며, 원자로 압력 거동 이 단계에서는 노심에서의 증기 발생에 의하여 압력이 상승하여, 이 압력의 상승이 이미 저온관에 채워져 있는 냉각재를 U 튜브 내부로 밀어 올린다[3]. 그림 12 에 U 튜브 내부의 냉각재 수위(Collapsed Water Level)가 제시되어 있다. 초기 20 초 근처에서 수위가 높고, 60 초에서 한 번 더 높은 수우기 예측되었다. SNUF 실험에서는 수위가 직접적으로 측정되지 않고 U 튜브 가운데 높이에 열전대를 설치하여 저온의 냉각재가 도달하면 온도가 감소한다는 사실로 이 위치까지 냉각재가 유입되는 여부만을 판단할 수 있었다[3]. 초기 20 초 경의 수위 상승은 원자로와 방출 경계조건의 압력차가 커서 안전주입수가 저온관을 채우고 이를 지나서 U 튜브 내부로 유입된 것이다. 따라서 이렇게 수위가 높아져서 일부의 냉각재는 U 튜브를 넘어서 증기발생기 측 파단 부위로 방출되는데 이로 인하여 그림 10 의 초기 방출량이 나타났다. 이러한 현상은 파단 경계조건의 압력에의하여 영향을 받게 되는데 이는 Run03 계산 결과 논의에서 한번 더 언급될 것이다.

60 초 경에는 원자로 압력이 약간 상승하였는데(그림 7), 이 압력의 상승이 냉각재를 밀어냄으로써 U 튜브의 수위가 상승하게 된다. 이러한 수위의 상승으로 말미암아 그림 10 에 60 초경의 증기발생기 측 파단 부위로 미량의 냉각재가 방출되었다. 하지만 이 시점을 제외하면 증기발생기 측 파단 부위를 통한 더 이상의 방출은 존재하지 않았다.

그림 13 은 RELAP5 계산에 의한 저온관 Suction Leg 의 수위를 보여준다. SNUF 실험에서는 시창을 통한 관찰 및 촬영을 통하여 Suction Leg 의 수위를 확인 하였는데, 안전주입수가 가장 먼저 채워지며 채워질 때의 약간의 불안정성이 존재하지만 일단 채워진 후에는 안정적으로 채워져 있었다. 하지만 그림 13 은 지속적으로 불안정한 경향을 보인다. 이는 그림 14 및 15 에서 볼 수 있는 바와 같이 Suction Leg 에서의 응축의 불안정성에 기인한다.

(4) 계통의 온도 거동

그림 16에 원자로 하부에서의 냉각재 온도가 실험과 RELAP5 계산이 비교되어 있다. 실험에서 온도는 열전대를 이용하여 고정된 위치에서 측정되므로 그 열전대가 위치한 곳에 물이 존재하면 물의 온도를 나타내고 증기가 존재하면 증기를 나타낸다. 또 실험에서의 온도 측정은 국부적인 위치에 대하여 측정한 값이고, 실험에서 데이터를 얻을 때 일정시간 동안 데이터를 받은 다음 평균해서 제시한 값이므로 시간 평균된 값이다. 결국 실험에서 측정한 온도는 국부 시간 평균 온도(Local Time Averaged Temperature)이다. 한편, RELAP5에서 사용되는 온도는 체적 및 시간 평균 온도(Volume Averaged and Time Averaged Temperature)이다. 따라서, 주어진 체적 내에서 열 혼합(Thermal Mixing)이 적절히 이루어지지 않으면 실험치와 차이가 날 수 있다. 그리고 RELAP5에서는 증기의 온도와 물의 온도를 별도로 제시해주므로 그림 16에서는 물의 온도만을 표시하였다. 그림 16에서 실험에서 측정한 위치 부근의 체적들에 대한 온도들이 나타나 있다. C13205는 실험과 비교적 유사한 값을 나타내는 반면 C16001과 C14205는 약간 높은 온도를 나타낸다.

C14205가 높은 온도를 나타내는 것은 그림 17의 안전주입수의 주입 상태에 기인한다. 총 안전주입수는 2.2kg/s으로 일정하지만, 그림 18에서와 같이 안전주입 배관 크기의 차이로 말미암아 Intact Loop으로 조금 더 많이 주입된다. 더 많은 안전주입수가 주입되는 Intact Loop에서는 응축이 보다 많이 일어나서 압력이 낮아지게 되고, 이로 말미암아 Downcomer에서는 Broken Loop측의 안전주입수가 벽을 따라서 Intact Loop 측으로 흐르게 된다. 결국 원자로 하부로의 안전주입수의 주입은 그림 17에서처럼 Intact Loop 측의 Downcomer (J16001)를 통해서만 대부분 주입된다. 이로 인하여 Broken Loop 측의 Downcomer에서는 안전주입수는 비교적 작게 흐르게 되고, 따라서 C14205의 온도는 높게 나타나게 된다.

C16001에서는 초기조건에서 미량의 포화 냉각수가 존재하였는데, 과도 현상이 진행되면서 이 포화수는 Swelling 되어서 노심으로 유입되어 더 많은 열을 받게 된다. 이러한 Swelling 현상은 그림 19의 원자로 하부에서의 기포율 변화로부터 알 수 있다. C16001에서의 기포율이 처음에 낮은 상태로 존재하다가 높아진 후 다시 감소한다. 이에 따라서 실험보다 더 높은 온도가 예측된다.

### 5.3 Run02 계산 결과

그림 20에 Run02의 계산 결과와 실험 결과가 비교되어 있다. 계산 결과는 압력 거동 일 단계에서의 보다 빠른 압력 감소를 보여주고 있고, 이 단계에서의 압력 상승 현상이 예측되지 못함을 알 수 있다. YGN 3&4의 FSAR에서도 방출에너지의 비율에서 금속 구조물의 역할을 중요하게 평가하고 있다[6]. 따라서 방출량 해석에 있어서는 Heat Structure의 모델링이 매우 중요함을 알 수 있다.

### 5.4 Run03 계산 결과

Run03에서는 그림 21과 같은 방출 경계 조건의 압력을 입력으로 사용하였다. 그 결과는 그림 22와 같다. 방출 경계 조건의 압력이 높아짐으로 인하여 일 단계에서의 압력 감소율이 보다 작아져서 실험과 유사한 압력 감소 경향을 보인다. 초기에 계통과 방출 경계의 압력차가 크지 않으므로 초기에 증기발생기 측 파단 부위로의 방출량도 작았다. 그 이외의 결과는 다른 계산들과 큰 차이를 보이지 않았다.

## 6. 결론

SNUF 실험을 RELAP5로 모의 함으로서 고온관 파단 대형 냉각재 상실 사고의 Post Blowdown이 방출량의 관점에서 해석되었다. 열원들을 충분히 모델링 하는 경우에는 일차계통의 압력은 적절히 예측됨을 보여 주었고, 이에 따른 각 파단 부위로부터의 방출량도 적절히 예측되었다. 특히 압력 거동 이 단계에서의 압력 상승 현상이 부분적으로 나타났고, 증기발생기 측 파단 부위를 통한 방출 현상도 일 단계에서의 계통과 방출 경계 간의 과도한 압력차가 존재할 경우를 제외하면 매우 미미한 방출만 나타나서 실험과 대체로 일치하였다. 더욱이, Post Blowdown은 계통의 압력과 격납건물의 압력이 같아지는 시점 이후라는 사실을 상기하면 본 계산의 일 단계를 고려하지 않을 수 있으므로, Post Blowdown에서의 증기발생기 측 파단 부위로의 방출 현상은 잘 예측되는 것으로 사료된다.

하지만 증기와 냉각재의 직접 접촉에 의한 응축으로 인한 불안정성은 Suction Leg의 수위에 상당한 불안정성을 초래하여 실험과 다소 상이한 현상을 나타내기도 하였다.

## 참고문헌


1. 박군철 외, "격납건물로의 원자로 냉각재 방출량 해석 타당성 검토", 한국원자력안전기술원, 1994.4., KINS/HR-093
2. 송진호 외, "고온관 파단 사고에 대한 질량 및 에너지 방출량 해석 방법론", 한국원자력연구소, 1996.7., KAERI/TR-746/96

3. S.J. Hong, J.H. Kim and G.C. Park, "An Experimental Study on the Mass and Energy Release for a Hot Leg Break LBLOCA during Post Blowdown", Journal of the Korean Nuclear Society Vol. 32, pp108-127, 2000,
4. RELAP5 Code Manual Vol. 1-5, NUREG/CR-5535, INEL-95/0174, 1995
5. Robert D. Blevins, "Applied Fluid Dynamics Handbook", Van Nostrand Reinhold Company, 1984
6. KEPCO, "YGN3&4 FSAR", Chap. 6

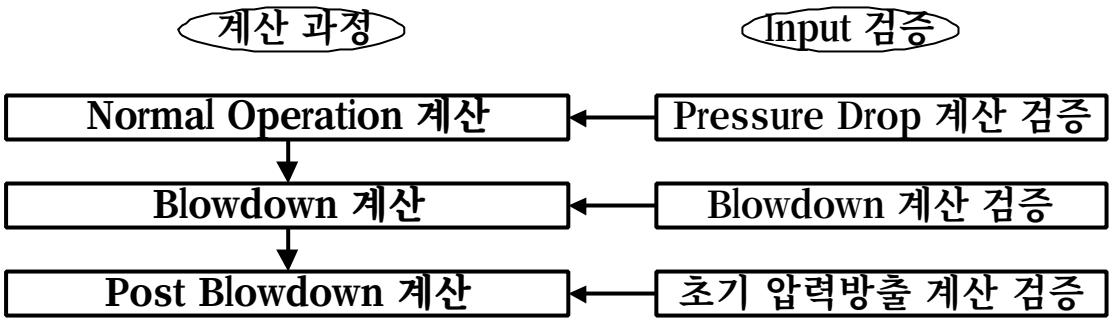
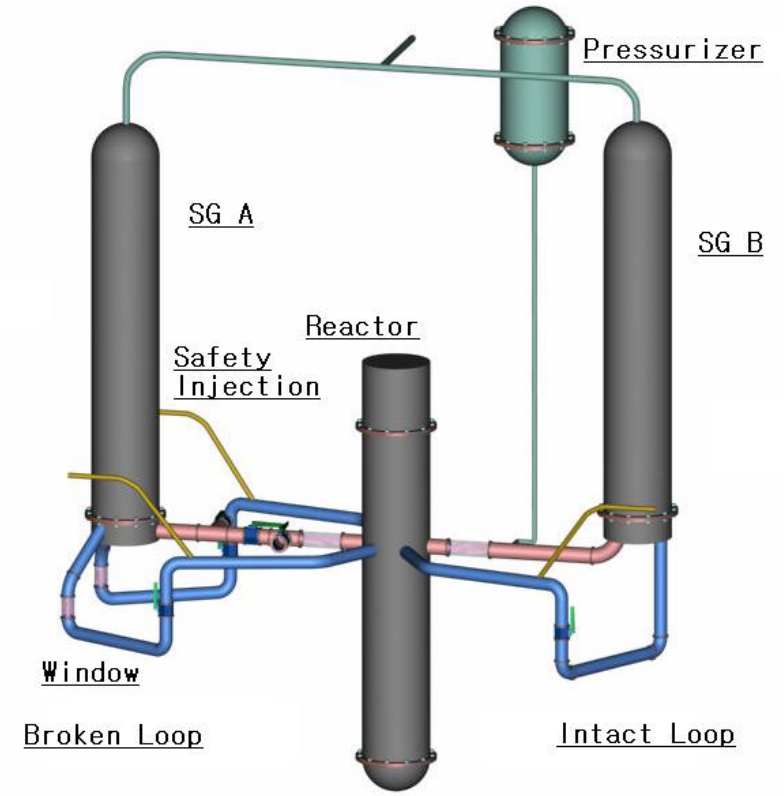



그림 1 SNUF 실험의 RELAP5 해석 순서도

그림 2 SNUF 개형



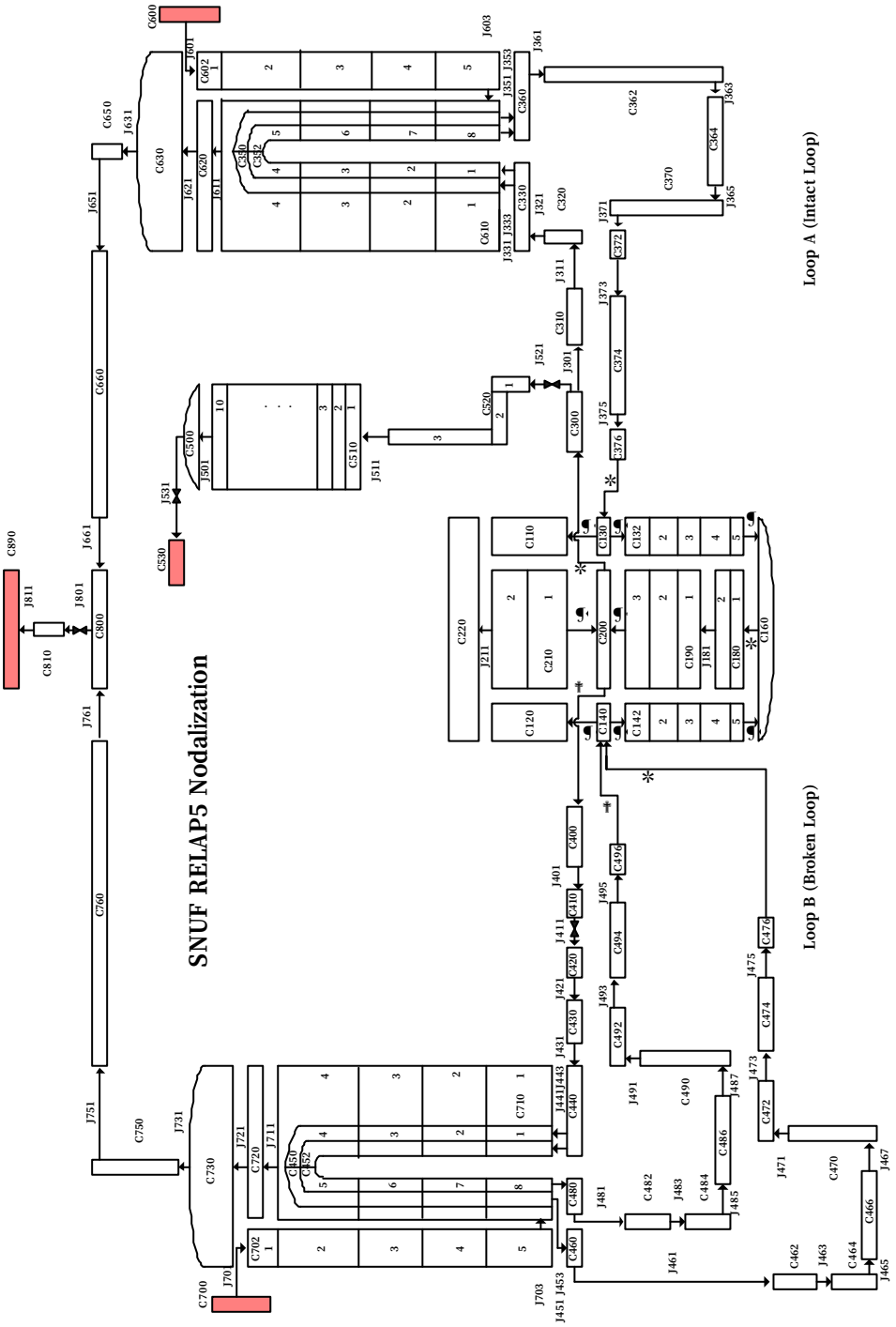



그림 3 RELAP5 해석을 위한 SNUF의 기본 Nodalization

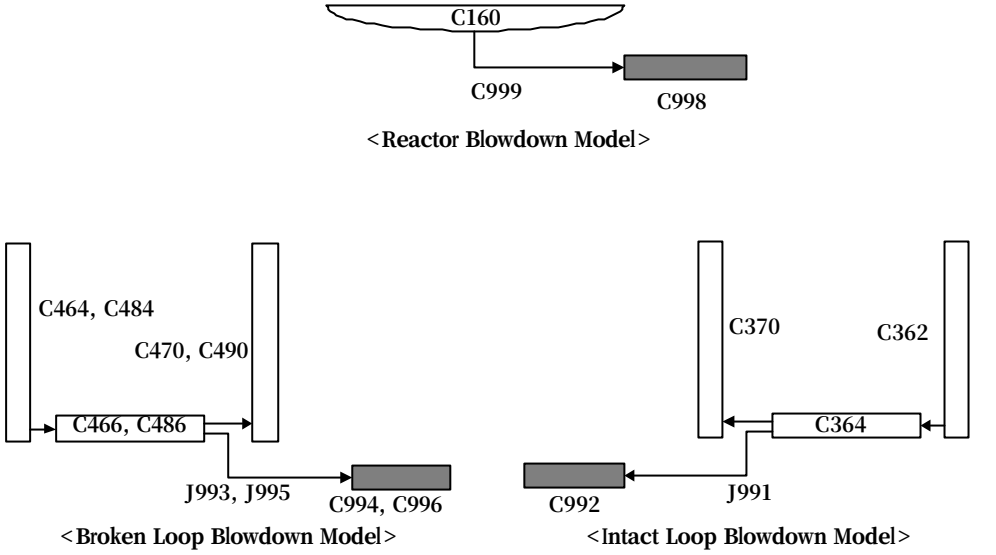



그림 4 Blowdown Nodalization

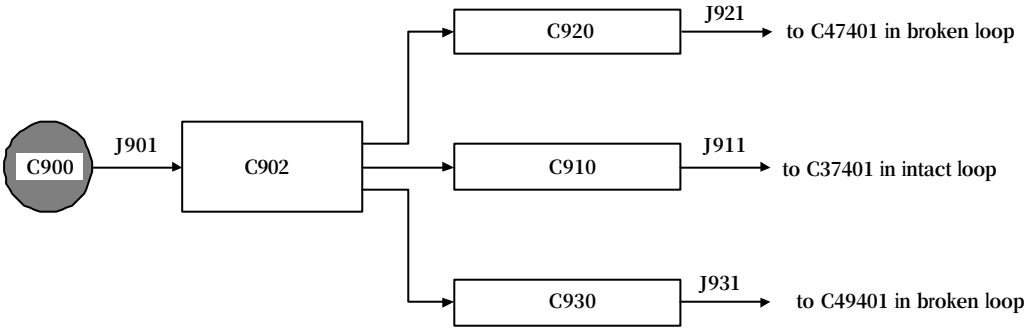



그림 5 안전주입 배관 Nodalization

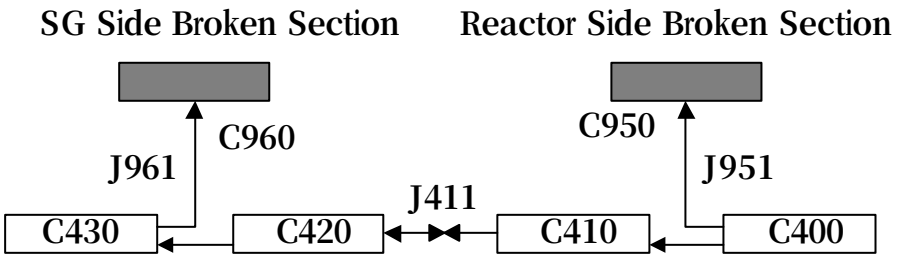



그림 6 고온관 파단 모델링

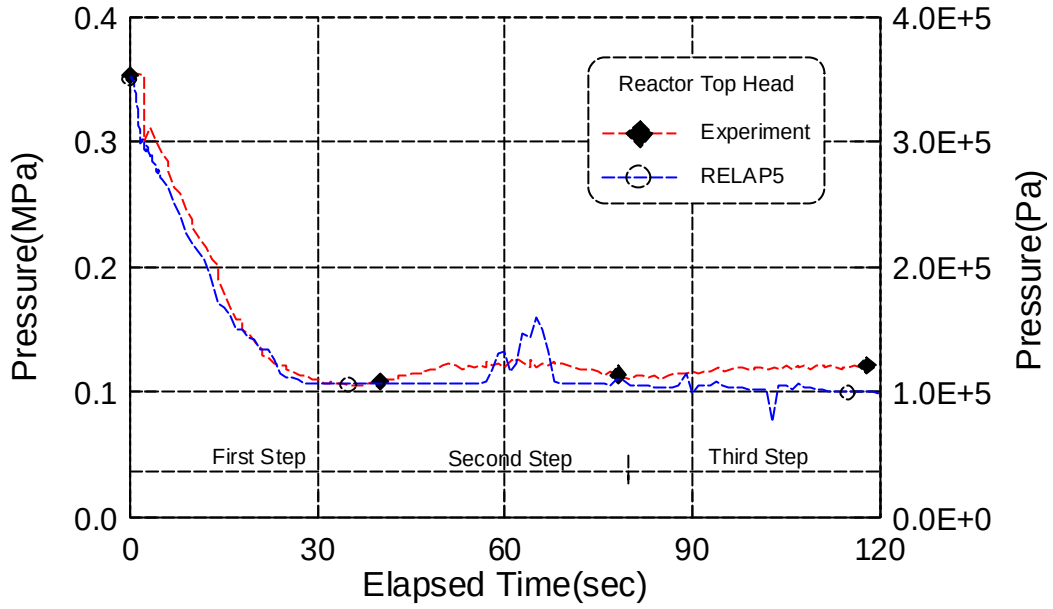



그림 7 Run01 원자로 압력

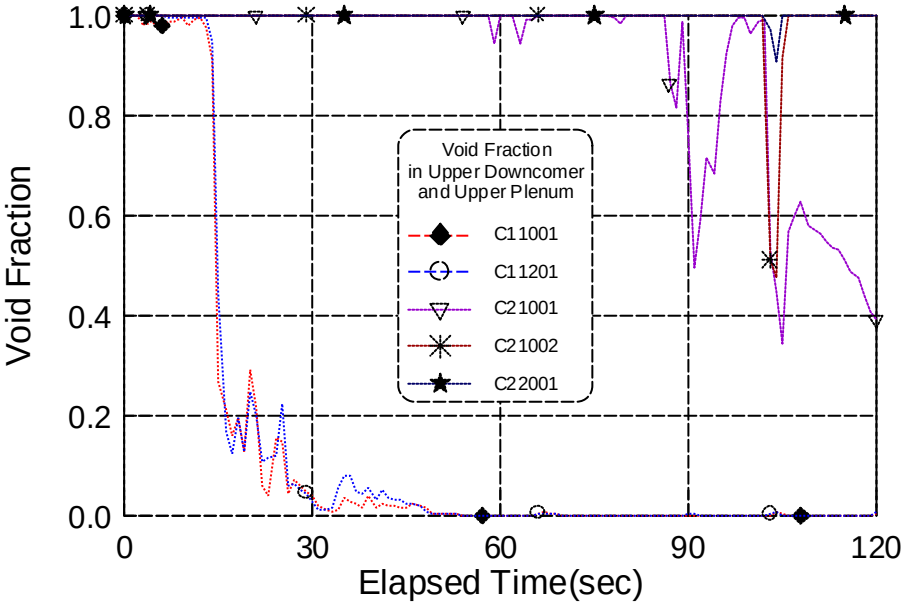



그림 8 원자로 상부 및 Downcomer 상부에서의 기포율

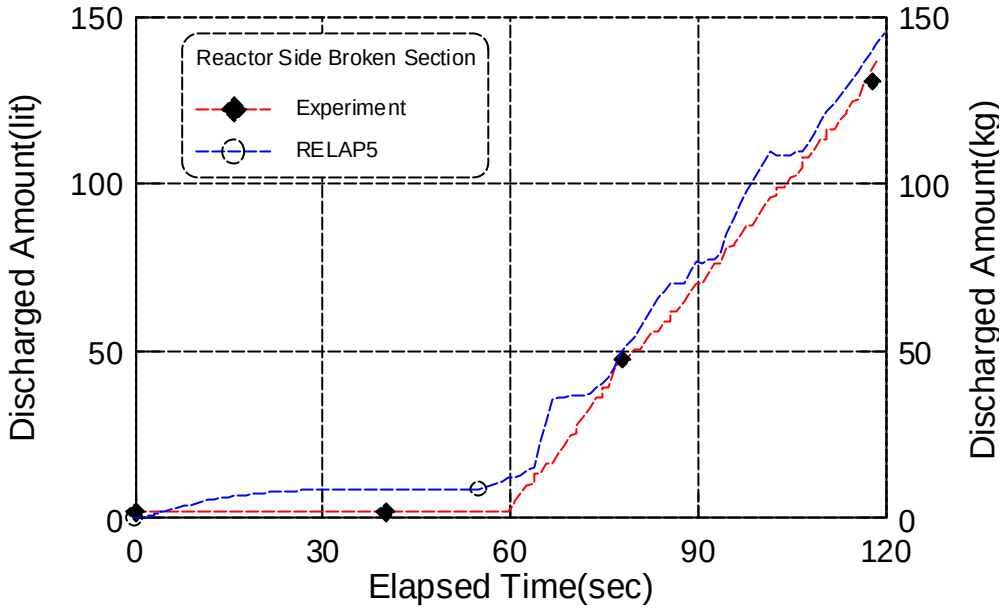



그림 9 원자로 측 파단 부위의 방출 재고량(Integrated Break Flow)

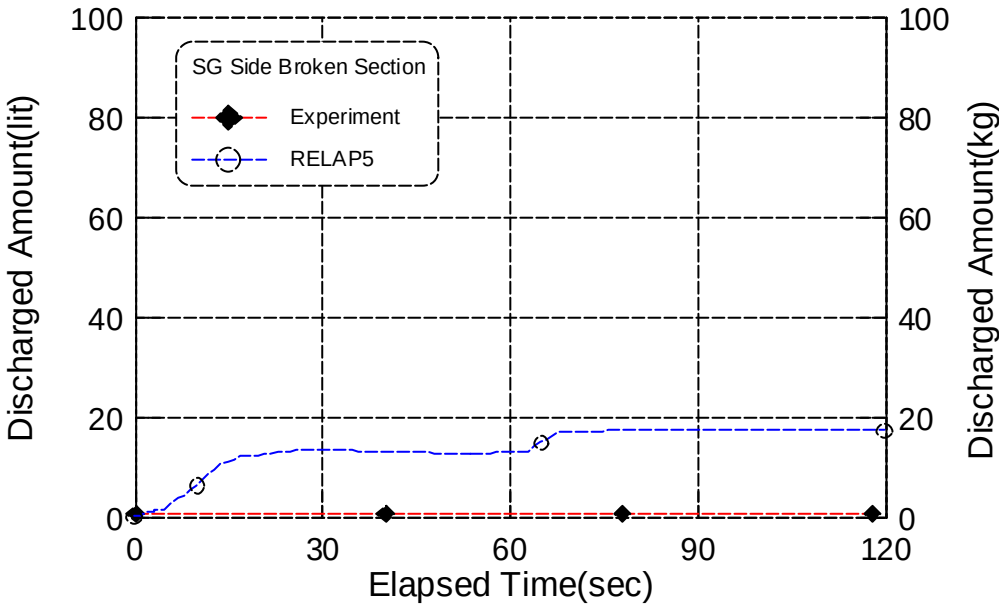



그림 10 증기발생기 측 파단 부위의 방출 재고량(Integrated Break Flow)

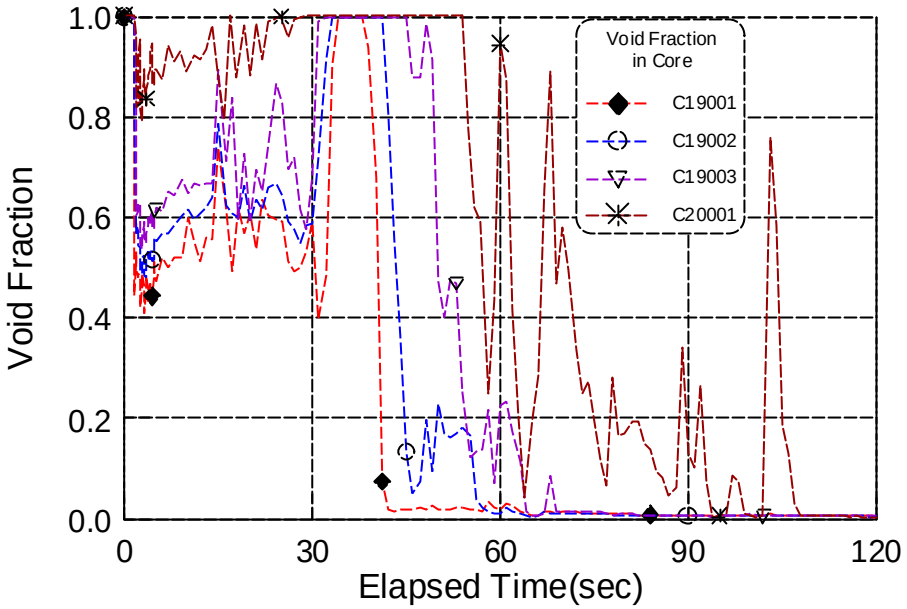



그림 11 원자로 노심에서의 기포율

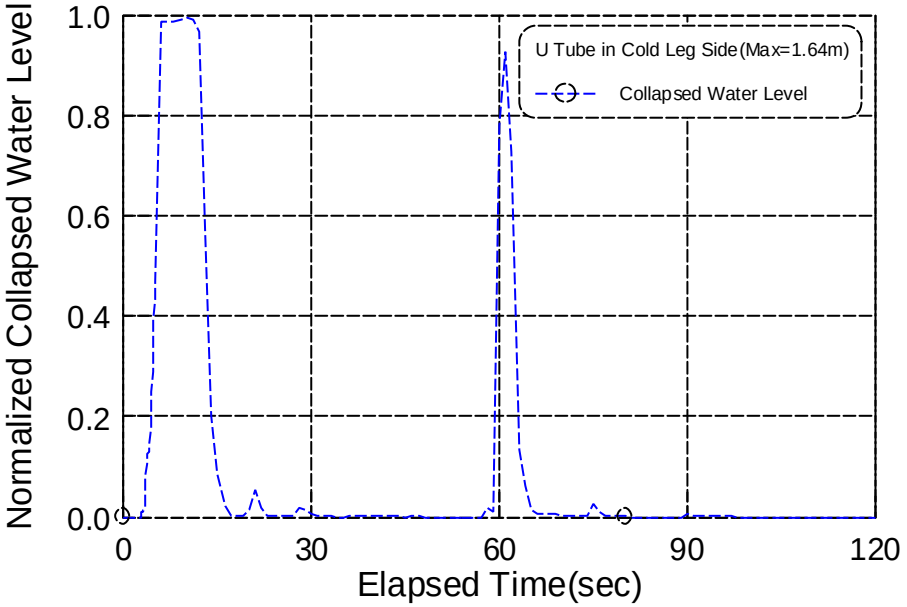



그림 12 U 튜브 내의 냉각재 수위(RELAP5 계산 결과)

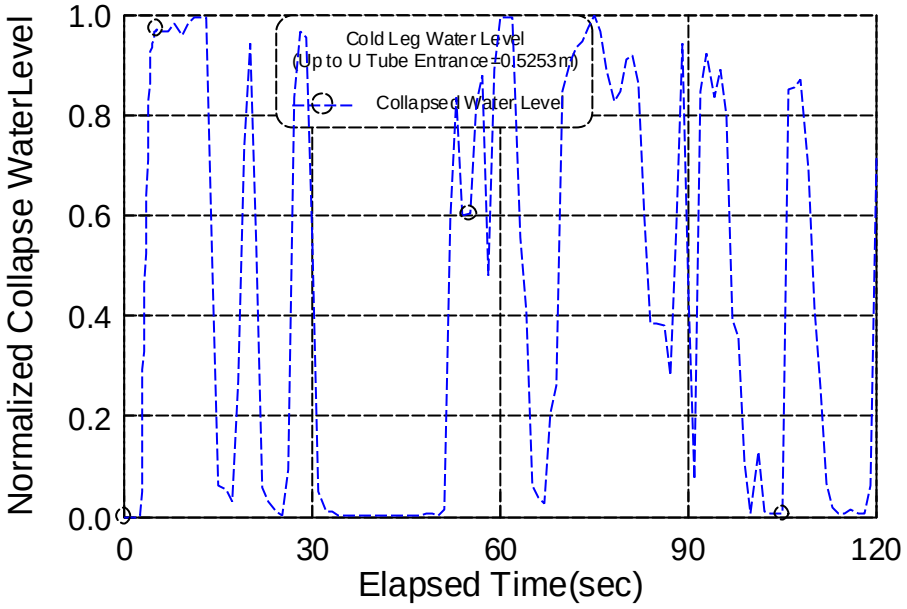
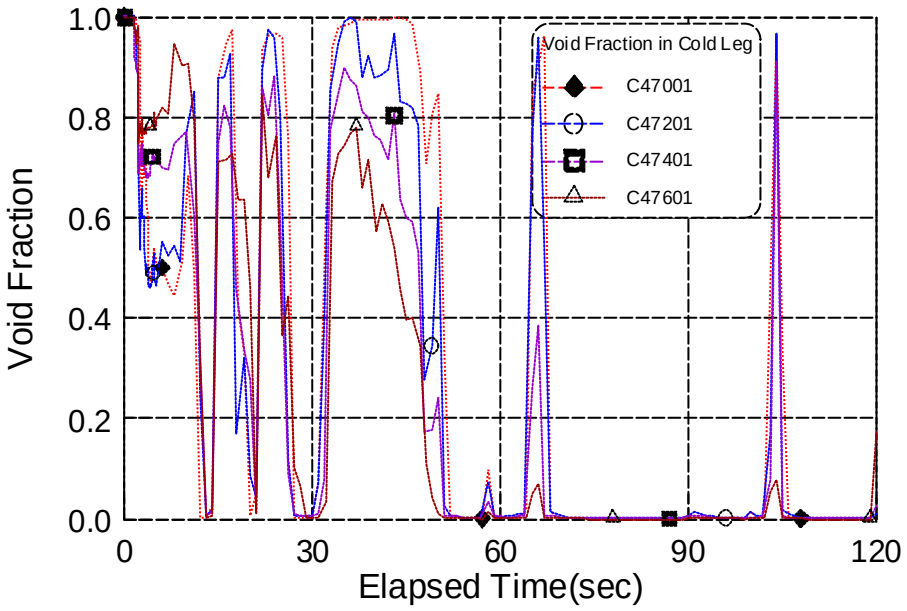



그림 13 저온관 Suction Leg 에서의 수위 변동(RELAP5 계산 결과)

그림 14 Broken Loop 저온관에서의 기포율(RELAP5 거동)



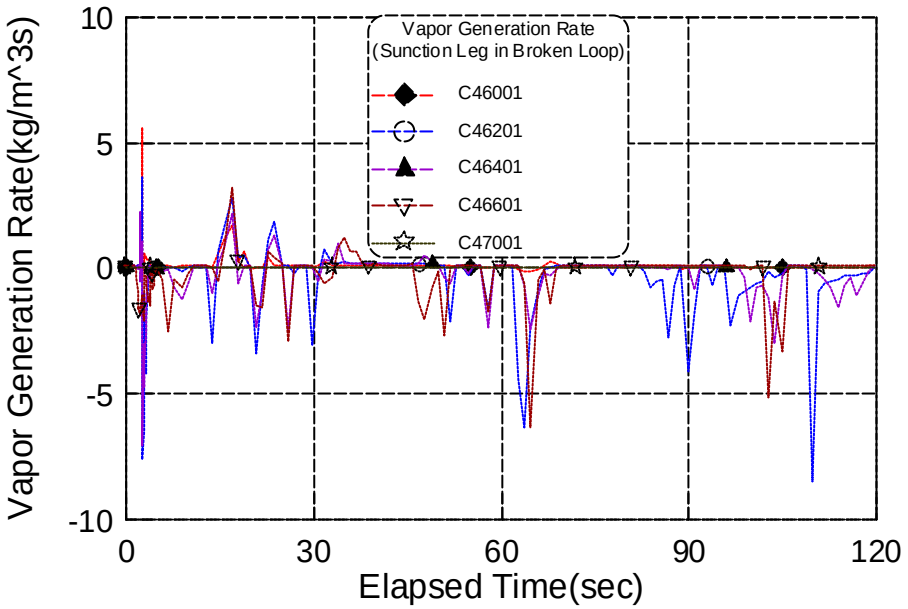



그림 15 Broken Loop Suction Leg 에서의 증기발생율(RELAP5 계산)

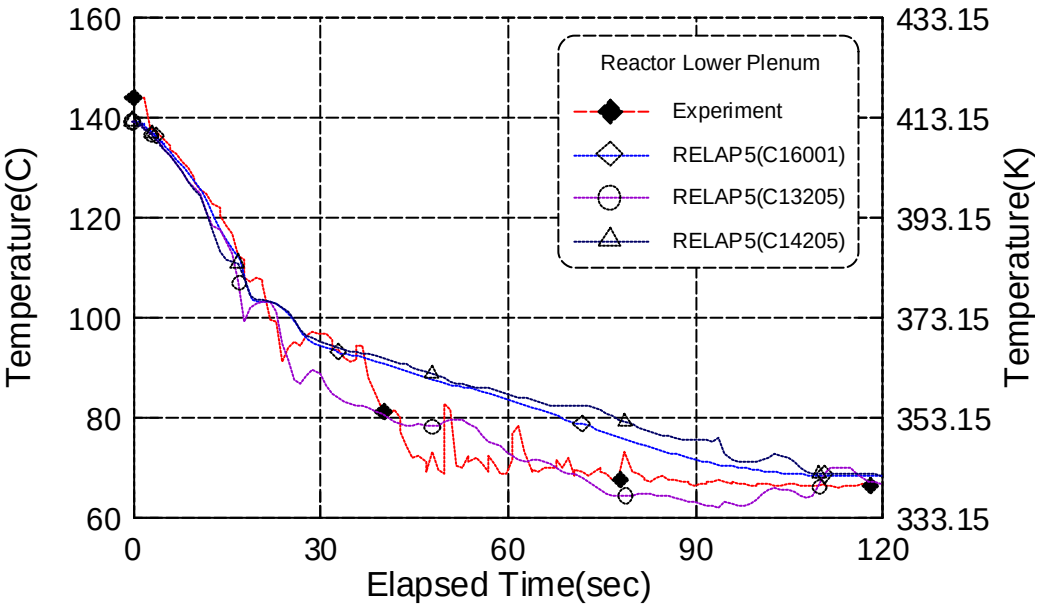



그림 16 원자로 하부에서의 온도

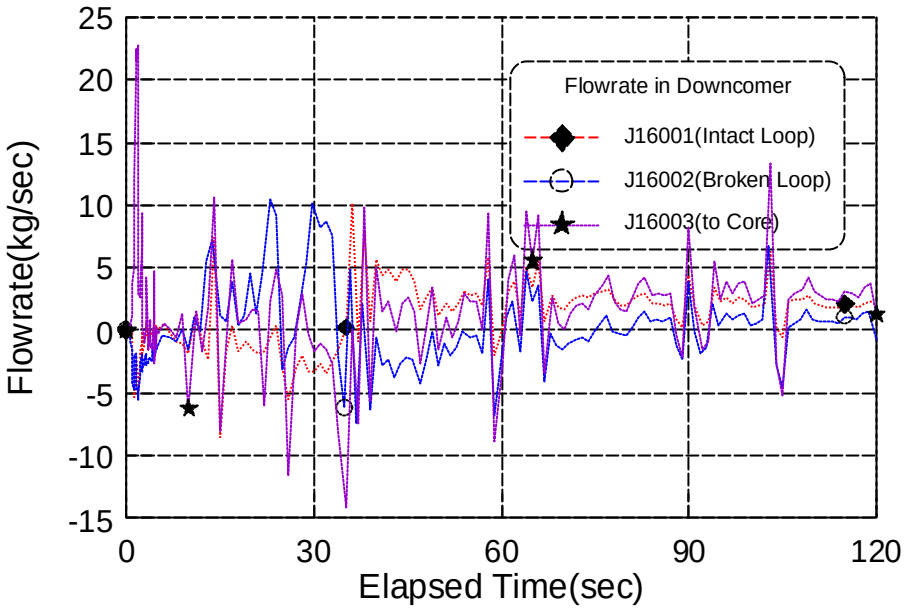



그림 17 Donwcomer 하부에서의 안전주입수 주입 경향 (RELAP5 계산)

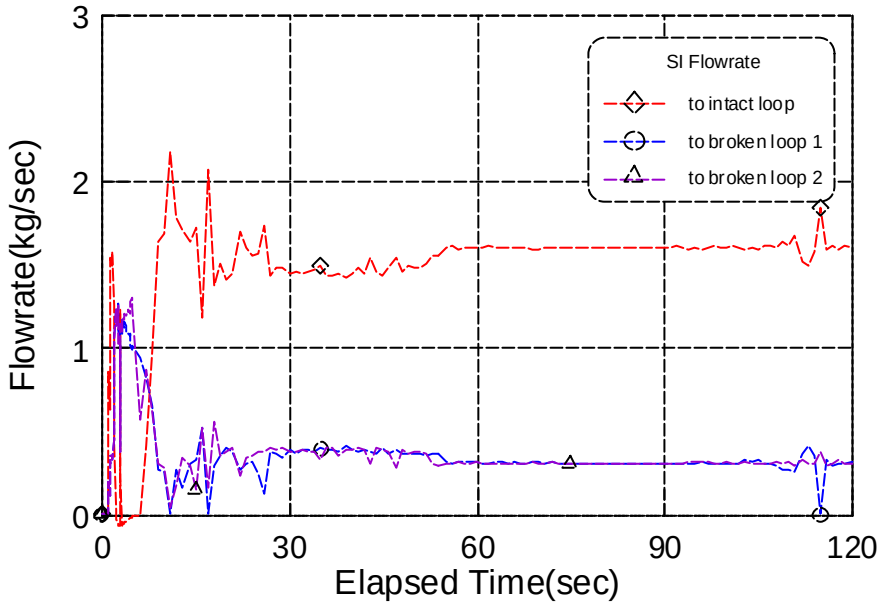



그림 18 각 Loop 별 안전주입수 주입 경향 (RELAP5 계산)

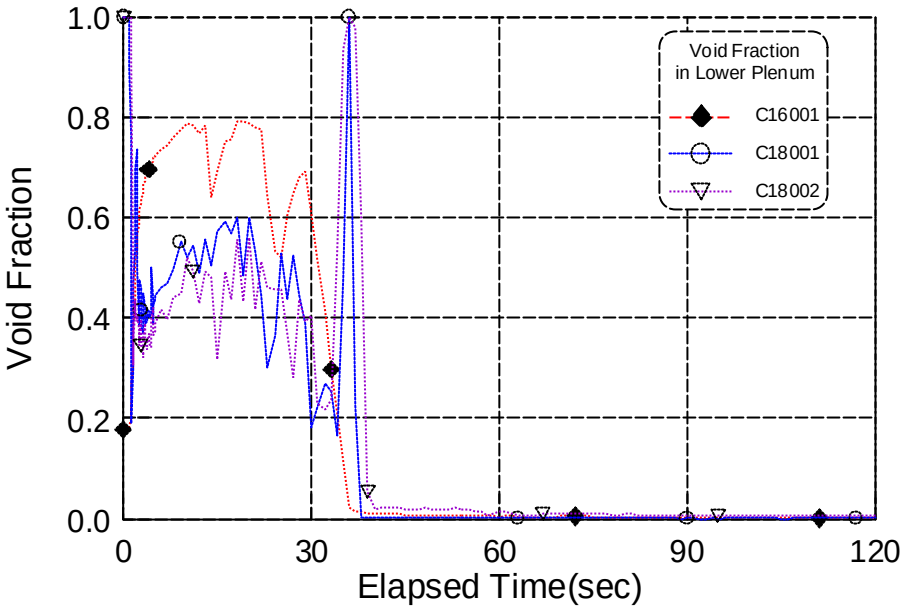



그림 19 원자로 하부에서의 기포율 (RELAP5 계산)

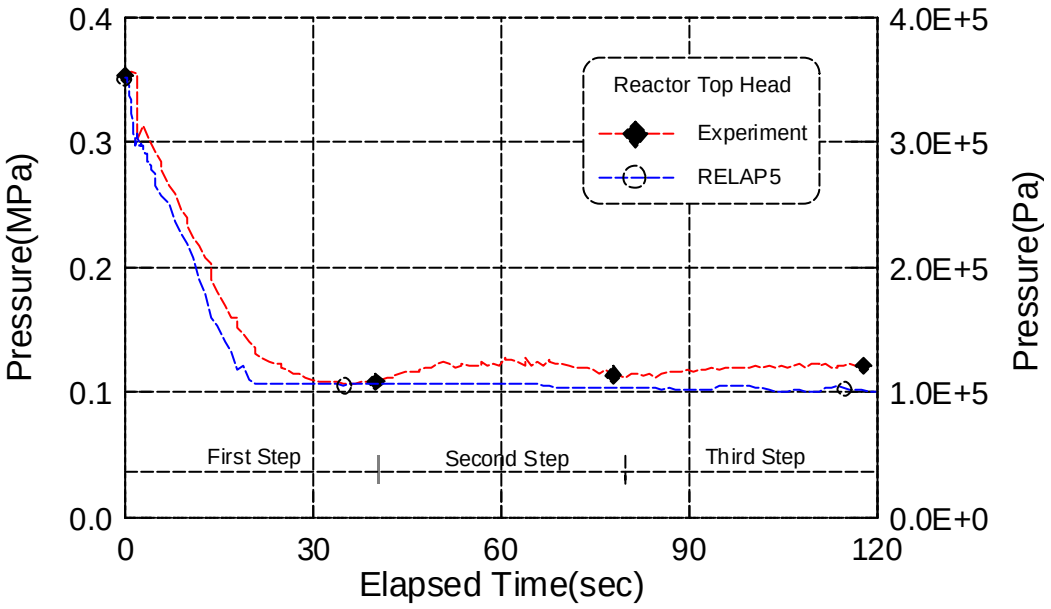



그림 20 Run02 의 원자로 압력

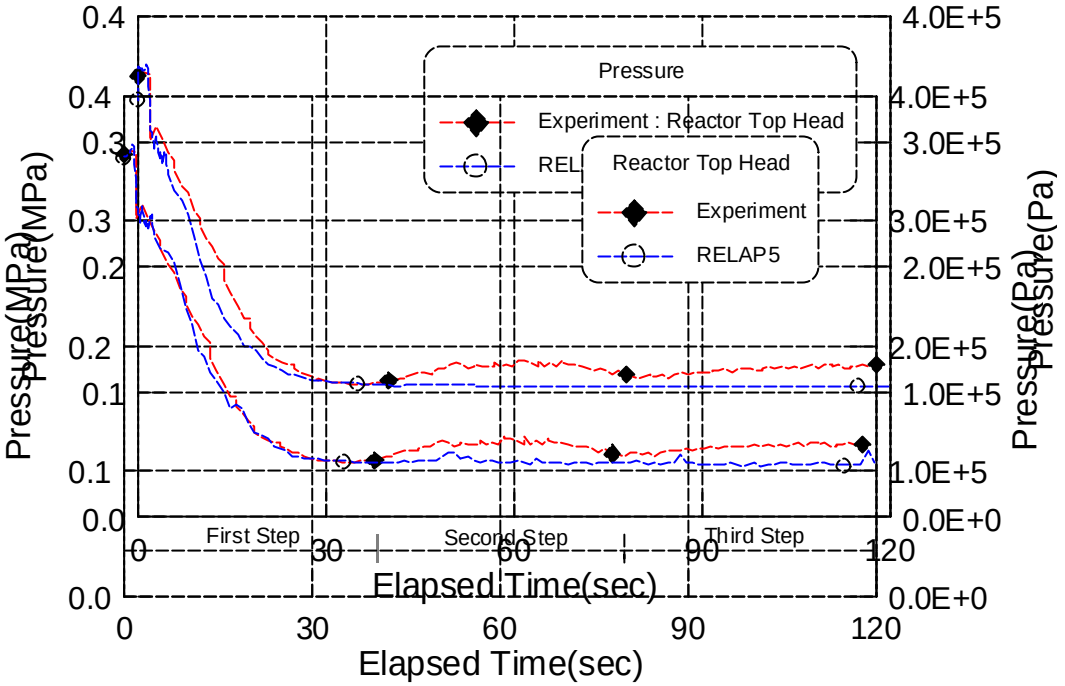



그림 21 Run03 의 방출 경계 압력 조건

그림 22 Run03 의 원자로 압력 거동