'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

TRAC-M/F77을 이용한 CE형 발전소 대형냉각재상실사고 해석

A Large Break Loss-of-Coolant Accident Analysis using TRAC-M/F77 for a CE-type Plant

이재훈, 정재훈, 이상종, 반창환, 조창석
한전원자력연료주식회사
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

비상노심냉각수가 저온관으로 주입되는 CE형 발전소에 대한 대형냉각재상실사고 해석을 수행함으로써 사고 시 나타나는 중요 현상에 대한 TRAC 코드의 예측 능력을 평가하였다. USNRC의 TRAC-M/F77 코드를 사용하여 원자로압력용기는 3차원으로, 루프와 증기발생기 등은 1차원으로 모델링하여 해석을 수행하였다. 안전주입계통은 영광 3,4호기에 근거하여 모델링하였으며, 특히 저압안전주입유량은 영광 3,4호기 값을 그대로 사용하였다. 해석 결과 대형냉각재상실사고 진행 단계 즉, blowdown, refill 그리고 reflood에서 나타나는 중요 현상을 전반적으로 잘 예측하고 있으나, reflood 기간 동안 steam binding을 약간 크게 예측하는 것으로 나타났다. 이의 적절성 여부는 앞으로 좀더 연구가 필요하다.

Abstract

The predicting capability of the TRAC code for the important phenomena during Large Break Loss-of-Coolant Accident(LBLOCA) is evaluated by analyzing a LBLOCA for a CE-type plant with cold leg injection. An analysis was performed by using USNRC's TRAC-M/F77. The reactor vessel is modeled using a 3-dimensional vessel component and loop, steam generator and other components are modeled using 1-dimensional components. The safety injection system is modeled using Yonggwang Units 3&4 data, especially the same Low Pressure Safety Injection flow rate is used. The analysis results show that the TRAC code predicts reasonably the important phenomena of blowdown, refill and reflood phases during LBLOCA, but slightly overpredicts steam binding during reflood. Further study is needed to investigate the correctness of the amount of steam binding during reflood.

1. 서 론

TRAC 전산코드는 원자로압력용기 3차원 모사가 가능하고 2D/3D[1,2] 실험과의 평가 계산

을 통하여 노심 및 하향유로에서 다차원 열수력 거동을 잘 예측하는 것으로 알려졌다[3]. 그러나 TRAC 전산코드를 이용한 웨스팅하우스형 발전소에 대한 대형냉각재상실사고 해석결과는 여러 차례 발표되었으나[2,3,6], 국내에 운전중이거나 계속 건설되고 있는 한국형 표준 발전소의 모델인 CE형 발전소에 대한 해석결과는 발표된 것이 거의 없다. 비상노심냉각수가 저온관으로 주입되는 CE형 발전소에 대한 대형냉각재상실사고 해석을 통해 대형냉각재상실사고 시 나타나는 중요 현상에 대한 TRAC 코드의 예측 능력을 평가하였다.

CE형 발전소의 계통을 살펴보면 WH형 발전소에 비해 크게 루프 구성, 원자로압력용기 노심하부공간 그리고 노심상부공간 구조 등에 차이가 있다. 루프 구성은 1개의 고온관에 각 2개의 저온관과 원자로 냉각재펌프로 배열된 CE형 발전소에 비해 WH형 발전소는 각각의 고온관에 1개씩의 저온관과 원자로 냉각재펌프로 배열되어 있다. CE형 발전소는 하향유로와 노심하부공간 사이에 원통형의 flow skirt가 있는 반면 WH형 발전소는 발전소마다 약간의 차이는 있지만 diffuser plate가 core support plate 아래에 위치한다. CE형 발전소의 경우 상대적으로 큰 부피를 차지하는 Upper Guide Structure(UGS)가 있어 노심상부공간의 체적이 WH형보다 작다. CE형 발전소의 Fuel Alignment Plate(FAP)에 해당하는 WH 발전소의 Upper Core Plate(UCP) 위치도 각각 Core Support Barrel(CSB) nozzle 하부와 핵연료집합체 바로 위에 위치하는 차이가 있다. 이러한 계통차이는 사고해석 결과에 영향을 줄 것으로 판단된다.

따라서 본 논문에서는 대표적인 CE형 발전소 계통을 모사 하여 대형냉각재상실사고 해석을 수행함으로써 TRAC 전산코드의 CE형 발전소에 대한 대형냉각재상실사고 시 나타나는 중요 현상에 대한 예측능력을 평가하였다. 평가 방법은 차세대원자로에 영광 3,4호기 안전주입계통을 근거로 저온관 주입계통을 모사 하여 기존의 저온관 주입발전소해석 결과와의 유사성을 검토하였다. 해석은 각각 2대의 고압 및 저압 안전주입 펌프를 갖는 저온관 주입과 Cd=1.0의 저온관 양단파단을 가정하여 수행하였다.

2. TRAC-M/F77 전산코드

TRAC-M/F77[3] 전산코드는 USNRC 후원으로 미국 Los Alamos National Lab.(LANL)에서 개발한 가압경수로 사고해석용 최적 전산코드이다. 공식적으로 발표된 TRAC 초기 버전은 1977년에 개발된 TRAC-P1으로 가압경수로 대형냉각재상실사고 해석을 주목적으로 하고 있다. TRAC-P1의 1차원 열수력 모델을 근간으로 하여 열전달 모델을 개선하여 1979년에 TRAC-P1A가 개발되었다. TRAC-P1A에 재관수 모델, 열전달 모델, 수치해법을 개선하여 TRAC-PD2가 발표되었으며, 대형냉각재상실사고 뿐만 아니라 소형냉각재상실사고 해석에도 적용되었다. TRAC-PD2의 소형냉각재상실사고 해석능력을 보완하고 1차원 열수력 모델에 Drift Flux 모델 대신 비균형 비균질 이상유동 모델을 사용하여 TRAC-PF1을 개발하게 되었다. 그 후 TRAC-PF1/MOD1과 TRAC-PF1/ MOD2를 거쳐 TRAC-M/F77이 현재 공식적으로 발표된 TRAC 코드의 최신 버젼이다.

RELAP5나 COBRA-TF 같은 최적 전산코드와 비교하여 TRAC의 특징은 원자로 압력용기 내에서의 복잡한 다차원 유동을 모사할 수 있도록 원통/직교 좌표계를 사용한 3차원 모델링을 할 수 있고, 원자력 발전소 부품의 특성에 따라 VESSEL, PIPE, TEE, PUMP, PRIZER등 부품 별로 모델할 수 있도록 모듈로 구성되어 있다는 점이다. 3차원 VESSEL 부품은 노심하부공간 및 노심상부공간을 포함한 원자로 압력용기를 모두 모델링할 수 있다.

원자력 발전소 및 실험장치의 열수력 모사를 위하여 TRAC-M/F77은 기상 및 액상에 대하여 각각 질량, 에너지, 운동량 보존 방정식을 적용하는 비균형 비균질 열수력 지배방정식을 사용하고, 수치해법은 Semi-Implicit Scheme[4]과 Stability Enhancing Two Step(SETS) Scheme[5]을 사용한다.

TRAC 코드가 모사할 수 있는 중요한 물리적 현상은 다음과 같다.

- ECC downcomer penetration and bypass, including the effects of countercurrent flow

and hot wall
- lower plenum refill with entrainment and phase separation effects
- bottom-reflood and falling-film quench fronts
- multidimensional flow patterns in the reactor core and plenum region
- pool formation and countercurrent flow at the upper core support plate region
- pool formation in the upper plenum
- steam binding
- average rod and hot rod cladding temperature histories
- alternate ECC injection systems, including hot leg and upper head injection
- direct injection of subcooled ECC water, without artificial mixing zones
- critical flow (choking)
- liquid carryover during reflood
- metal water reaction
- noncondensible gas effect on evaporation and condensation

3. CE형 발전소 TRAC 모델

CE형 원자로압력용기는 반경 방향으로 4개 ring, azimuthal 방향으로 6개 sector, 그리고 수직방향으로 16개 level로 모델링하였다[그림 1]. 반경방향으로 첫 번째 ring에서 세 번째 ring까지는 노심을 모델링하고 네 번째 ring은 하향유로를 모델한다. 첫 번째 ring은 각 cell에 1개씩 총 6개 핵연료집합체로 hot channel을 모델링하고 두 번째 ring과 세 번째 ring은 노심상부공간의 tie tube에 따라 각각 70개와 165개 핵연료 집합체로 average channel로 모델링하였다. 노심우회유로는 PIPE를 이용하여 노심하부공간에서 노심상부공간으로 연결하였고 tie tube를 통하여 FAP에서 UGS로 흐르는 우회 유로도 PIPE로 모델링하였다. Azimuthal 방향으로는 총 6개 sector로 4개의 저온관과 2개의 고온관이 하나씩 포함되도록 균일 각도로 모델링하고 수직방향은 아래와 같이 모델링하였다.

- Level 1 : from bottom of vessel to bottom of flow skirt
- Level 2 : from bottom of flow skirt to top of flow skirt
- Level 3 : from top of flow skirt to bottom of active core
- Level 4 - Level 8 : active core
- Level 9 : from top of active core to top of hold down plate
- Level 10 : from top of hold down plate to top of FAP
- Level 11 : from top of FAP to bottom of UGS
- Level 12 - 15 : UGS region
- Level 16 : from UGS top plate to top of vessel

원자로 압력용기와 루프 모델은 대형냉각재상실사고 해석에 필요한 고온관, 증기발생기 1, 2차 측, 흡입관, 펌프, 저온관, 가압기, 안전주입계통 등 가능한 모든 계통을 모델하였으며 자세한 noding은 그림 1에 나타내었다. 고온관은 4개의 노드로 구성하고, 건전루프는 가압기 surge line 모델을 위하여 TEE로, 파단루프는 PIPE로 모델링하였다. 증기발생기 1차측은 총 16개 노드, 2차 측은 9개 노드의 TEE로 모델하고, ROD heat structure를 이용하여 u-tube를 모사하여 열전달을 고려하였다. 원자로냉각재펌프는 single phase 및 two phase 에 대한 head 와 torque homologous curve로 transient 펌프 특성을 고려하도록 모델링하였고, 흡입관과 파단루프 저온관은 각각 4개의 노드를 이용하여 PIPE로, 건전루프 저온관은 안전주입계통을 모델하기 위하여 TEE로 모델링하였다. 안전주입계통은 영광 3,4호기에 근거하여 저온관에 주입되는 것으로 모델하고 저압안전주입 유량은 영광 3, 4호기 값을 그대로 사용하였다.

4. 해석 결과

대형냉각재상실사고 진행은 파단 발생 후 blowdown, refill 그리고 reflood로 그 현상을 구별할 수 있다. Blowdown은 파단 발생으로 인해 원자로 압력용기로부터 파단부위를 통하여 격납건물로 냉각수가 배출되기 시작하여 계통압력과 격납건물 압력이 균형을 이루어 파단 유량이 방출되지 않을 때까지 계속된다. Refill은 blowdown 이후 주입된 안전주입수에 의하여 원자로 압력용기 노심하부공간과 하향유로 일부를 채우고 노심 밑부분까지 수위가 상승하여 노심 냉각이 시작되기 전까지이며, 이 기간동안 노심은 급격한 이루어진다. Reflood는 refill 후 수위가 노심위로 상승하여 노심 냉각이 이루어지는 전 기간을 나타낸다.

해석에 사용된 주요가정과 초기조건은 표 1에 나타내었으며, 해석 수행 전 TRAC이 초기화한 값이 가정한 초기조건에 수렴하는지 여부를 확인하기 위하여 500초 간 정상상태 계산을 수행하였다. 정상상태 계산 결과 전반적으로 정상상태 요구조건을 잘 만족하는 것으로 확인되었다. 사고는 저온관 양단파단 발생으로 시작되며, 사고 진행에 따른 주요현상은 표 2에 나타내었다.

4.1 Blowdown

저온관 양단 파단이 일어나면서 원자로압력용기로부터 파단부위를 통하여 격납건물로 냉각수가 배출되고 급격한 감압이 이루어진다. 그림 2에 계통압력변화를 나타내었다. 그림 3은 원자로 압력용기측과 펌프측 파단부의 유량을 나타내고 있으며 약 0.5초에서 최대유량에 도달한 후 노심비등으로 유량이 급격히 감소하는 경향을 보이고 있다. 사고초기 급격한 파단유량 증가로 노심내 역류가 발생하고 이로 인한 일시적인 노심 냉각재 고갈로 약 2초에 노심노출이 일어나 연료봉 피복재온도 상승의 원인이 된다. 약 2초 후 가압기와 upper head로부터 냉각수가 공급되면서 부분 재충수 후 계속적인 감압과 이로 인한 파단유량으로 약 19초에 다시 노심 노출이 발생한다. Blowdown은 약 13.5초에 하향유로 에서 유동방향이 바뀔 때까지 계속된다.

Blowdown 기간에 발생하는 주요현상(표 2)은 약 6.5초에 blowdown 최대 피복재 온도가 발생하고 약 12초에 SIT 주입이 이루어지면서 약 20초에 blowdown이 끝난다.

4.2 Refill

초기 refill은 저온관으로 주입된 SIT에 의해서 시작되나, SIT 주입수는 초기에는 상당부분 우회하여 격납용기로 유실되고 일부만 주입되기 시작하여 blowdown이 끝나기 바로 전인 약 20초부터 본격적인 refill이 시작된다. Refill은 SIT 주입수가 노심하부공간을 채우고 노심 냉각이 시작되는 약 30초까지 계속된다. 약 20초에 계통압력이 거의 격납건물 압력에 도달함으로써 안전주입수가 원자로 압력용기측 파단부로 배출되지 않고, 하향유로를 통하여 노심하부공간으로 본격적으로 주입된다.

4.3 Reflood

노심하부공간이 refill된 후 하향유로로 유입된 안전주입수로 인한 수위 상승으로 하향유로와 노심간 압력 차이를 일으켜 노심으로 냉각수 주입이 시작된다. 노심에 주입된 냉각수는 고온의 핵연료 봉으로부터 열전달로 기화한 후 가속되어 주위의 액체를 끌고 상승하면서 노심하부뿐만 아니라 노심 전 영역에서 냉각이 이루어지게 하고(그림4,7), 노심내 증기를 응축시켜 압력강하를 유발하여 냉각수 유입을 촉진한다. 이 과정에서 끌려 올라간 액체 중 일부는 노심상부공간과 고온관을 거쳐 증기발생기로 흘러와(그림 7) 증기발생기 2차 측으로부터 가열되어 기화되면서 압력을 상승시키는 steam binding을 일으킨다. 노심에서 발생한 증기와 steam binding은 노심과 노심상부공간 압력 상승을 일으켜 노심으로의 냉각수 유입을 방해한다. 노심으로 냉각수 유입이 줄어들면 증기발생 량과 끌려 올라가는 액체가 줄어들어 노심상부공간 압력이 감소하여 다시 냉각수 유입을 촉진하게 된다. 이러한 현상은 reflood 전 기간에 반복

적으로 일어난다.

위에서 언급한 열수력 현상으로 고온연료봉에서의 최대 피복재온도는 reflood 기간에 냉각과 가열이 반복되면서 약 130초에 5.33m에서 최대피복재 온도인 1136 K(1585°F)에 도달하고 약 298초에 quenching 된다. 그림 4는 고온연료봉의 높이에 따른 최대피복재 온도를 나타내고 있는데, 노심 하부에서 먼저 quenching 이 일어나고 상부로 갈수록 늦게 quenching 되는 것으로 나타나 전반적으로 저온관주입 시 bottom up reflood를 잘 모사 하는 것으로 보인다. 그러나 노심 상부에서(5.54 m) 피복재 온도 거동을 보면 약 220초 이후 냉각이 잘 되지 않고 quenching 시간도 늦어지는 것을 알 수 있다. 이는 TRAC 전산코드가 reflood 기간에 고온관으로 많은 액체를 방출하는 것으로 계산하고, 이로 인해 steam binding을 크게 예측하는 것이 중요한 원인 중의 하나인 것으로 보인다.

그림 7은 노심상부공간과 고온관에서 void fraction을 나타내고 있는데 전형적인 US/Japanese 발전소[6] 해석 결과에 비해 많은 양의 액체가 고온관으로 나가는 것을 알 수 있다. 이에 따라 계통압력도(그림 2)도 가압과 감압을 반복하고 있다. 그림 6은 원자로 압력용기내 총 질량을 나타내고 있는데 계통압력 변화에 따라 증가와 감소를 반복하고 있다. 이 결과들을 종합하면 많은 liquid carryover 때문에 steam binding이 발생하고, 이 현상이 reflood를 방해하여 quenching이 늦어지게 하는 한 요인인 것으로 판단된다.

5. 결론 및 토론

CE형 원자로 저온관주입에 대한 대형냉각재상실사고 해석을 통해 TRAC 코드의 대형냉각재상실사고 시 나타나는 중요 현상에 대한 예측 능력을 평가하였다. 해석 결과 대형냉각재상실 사고 진행과정에서 나타나는 중요 현상인 blowdown, refill 그리고 reflood 현상을 비교적 적절하게 예측하는 것으로 나타났다. 특히 대형냉각재상실사고 해석에서 reflood 기간동안 노심에서 반복적으로 발생하는 증기응축과 이로 인한 감압, 냉각수 유입촉진, 노심냉각에의한 증기생성으로 인한 가압, 냉각수 유입방해 등의 열수력 현상을 비교적 잘 예측하는 것으로 나타났다.

그러나 TRAC 전산코드가 CE형 발전소 저온관 주입해석에서 reflood 기간에 고온관으로 많은 액체를 방출하는 것으로 계산하고, 이로 인해 steam binding을 크게 예측하여 reflood를 방해하여 quenching이 늦어지는 한 요인인 것으로 판단된다. 이의 적절성 여부는 앞으로 좀 더 연구가 필요하다.

참고 문헌

1. P. S. Damerall and J. W. Simons, "2D/3D Program Work Summary Report", NUREG/IA-0126, US NRC, June, 1993.

2. P. S. Damerall and J. W. Simons, "Reactor Safety Issues resolved by the 2D/3D Program", NUREG/IA-0127, US NRC, July, 1993.

3. NUREG/CR-5673V1&2,"TRAC-PF1/Mod2 :An Advanced Best-Estimate Computer Program for Pressurized Water Reactor Analysis", Los Alamos National Laboratory, July, 1992.

4. D. R. Liles and W. H. Reed, "A Semi-Implicit Method for Two-Phase Fluid Dynamics," J. of Comp. Physics 26, 390-407, 1978.

5. J. H. Mahaffy, "A Stability-Enhancing Two-Step Method for Fluid Flow Calculation,"

J. of Comp. Physics 46, 329-341, 1982.

6. G Everett Gruen and James E. Fisher,"TRAC-PF1/MOD1 US/Japanese PWR Conservative LOCA Prediction", NUREC/CR-4965, EG&G Idaho, Inc., Nov., 1987.

표 1. CE형 발전소 LBLOCA 해석 주요가정 및 초기조건

Parameters	Desired Values	Calculated Values
Core Power, 102%(MWT)	4062.7	4062.7
System Pressure(MPa)	15.513	15.516
Primary System Fluid Temperature		
T_{hot} (K)	596.9	598.5
T_{cold} (K)	564.0	564.8
Peak Linear Power(kw/m)	45.932	46.463
Loop Flow Rate/Pump(kg/sec)	5222.6	5252.8
Steam Generator Tube Plugging(%)	10.0	10.0
Steam Generator Secondary Pressure(MPa)	6.9	6.8
Accumulator Conditions		
Nitrogen Pressure(MPa)	4.3068	4.3068
Water Temperature(K)	305.2	305.2
Safety Injection Conditions		
Water Temperature(K)	305.2	305.2
Delay Time(sec)	50.	50.

표 2. CE형 발전소 LBLOCA Sequence of Events

Events	Time
Cold Leg 200% Break Initiation(Cd = 1.0)	0.0
Reactor Trip	0.0
Blowdown PCT	6.5
SIT Injection	12.3
Pressurizer Empty	~21
Beginning of Reflood	33.
Pumped SI Injection	60.5
SIT Empty	~120.
Reflood PCT	130.
Hot Rod Quenched	298.
End of Calculation	300.

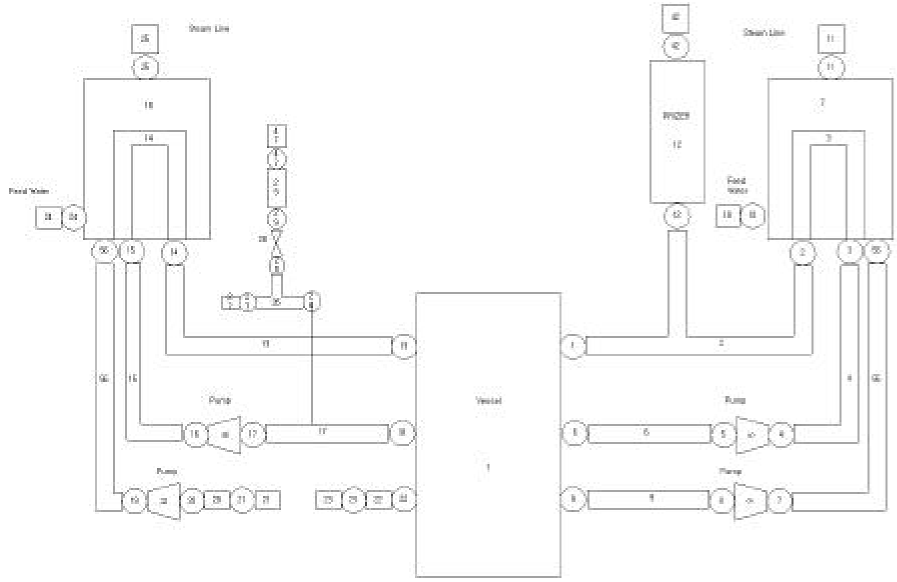

그림 1. CE**형 발전소** Vessel and Loop Noding

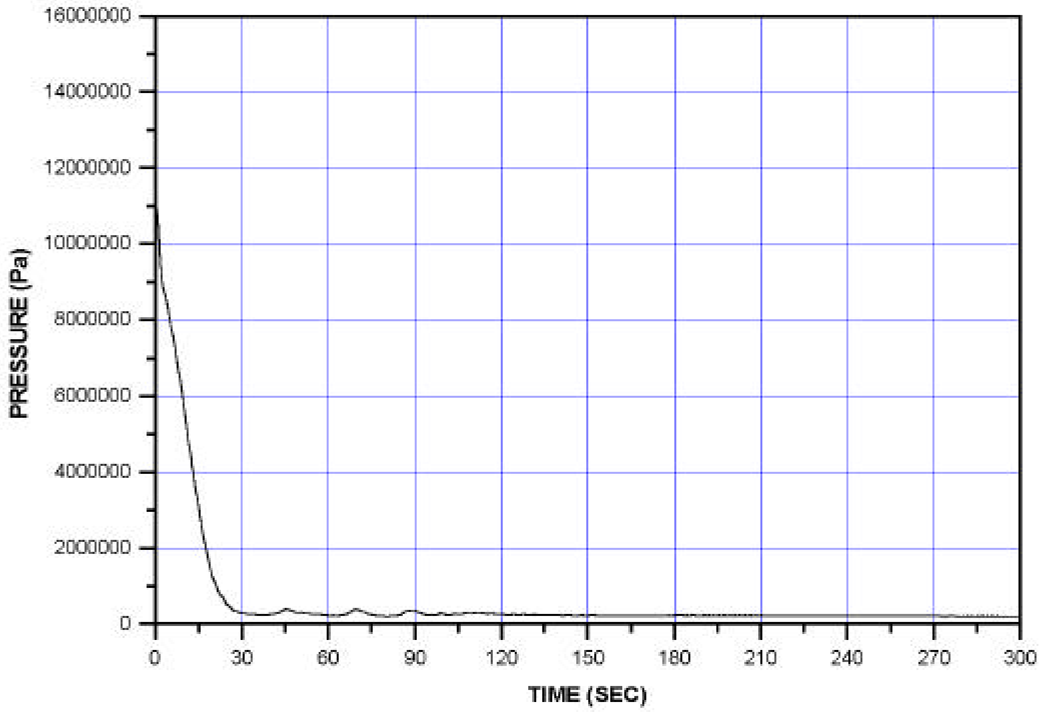

그림 2.. **계통압력**

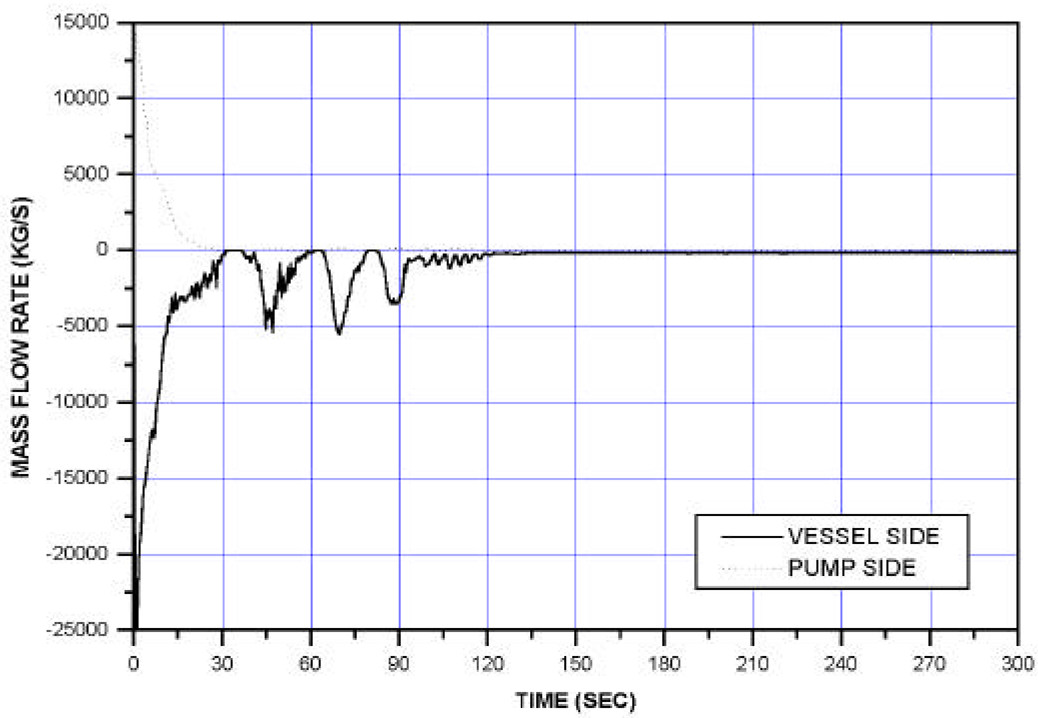

그림 3. Vessel**과** Pump**측** Break Flow Rate

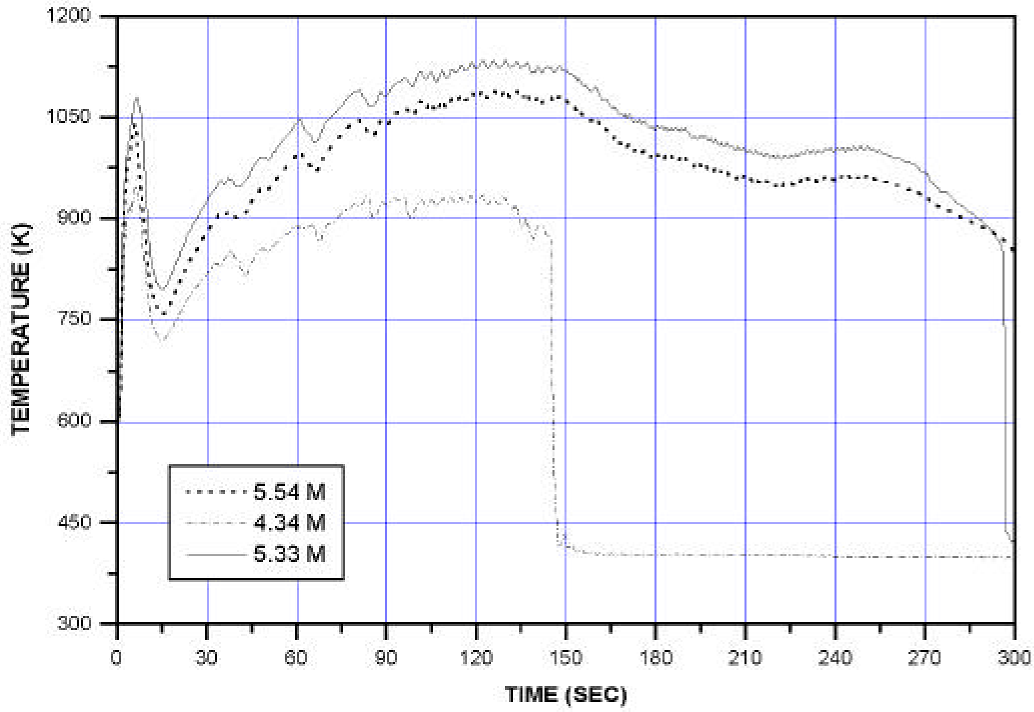

그림 4.**연료봉 높이에 따른** Hot Rod PCT

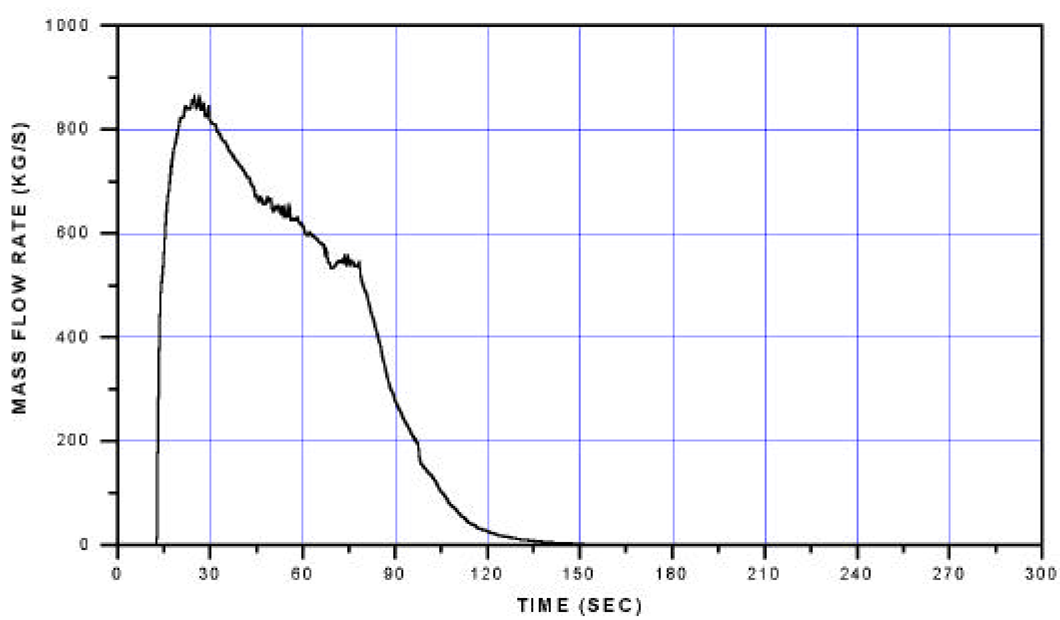

그림 5. SIT Mass Flow Rate

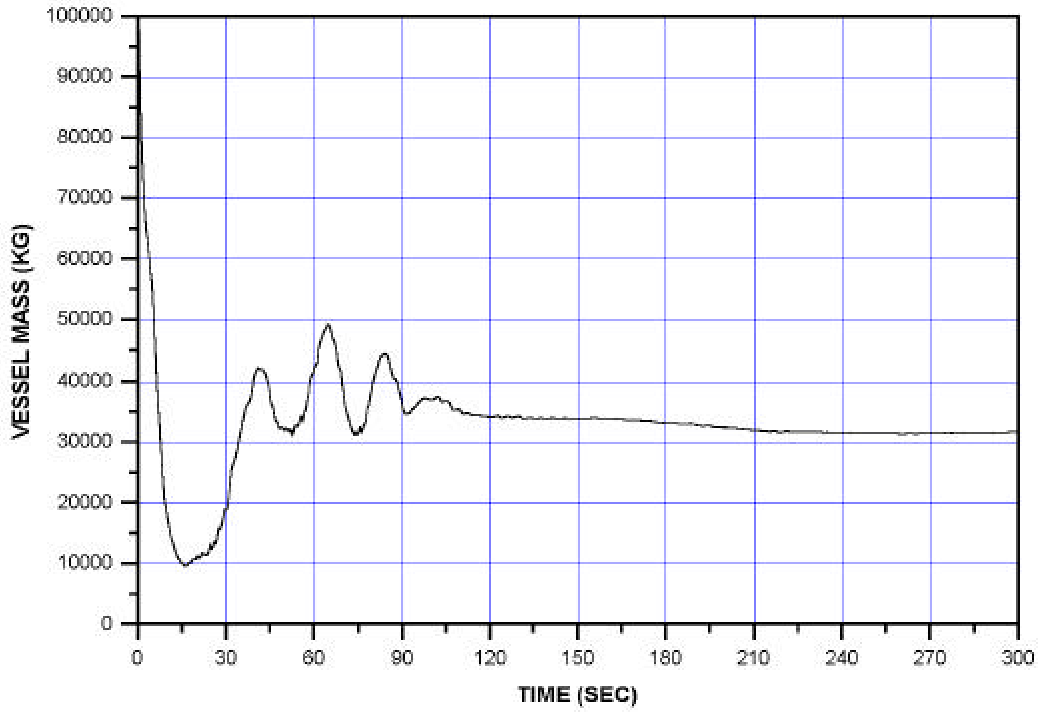

그림 6. **원자로압력용기내 총질량**

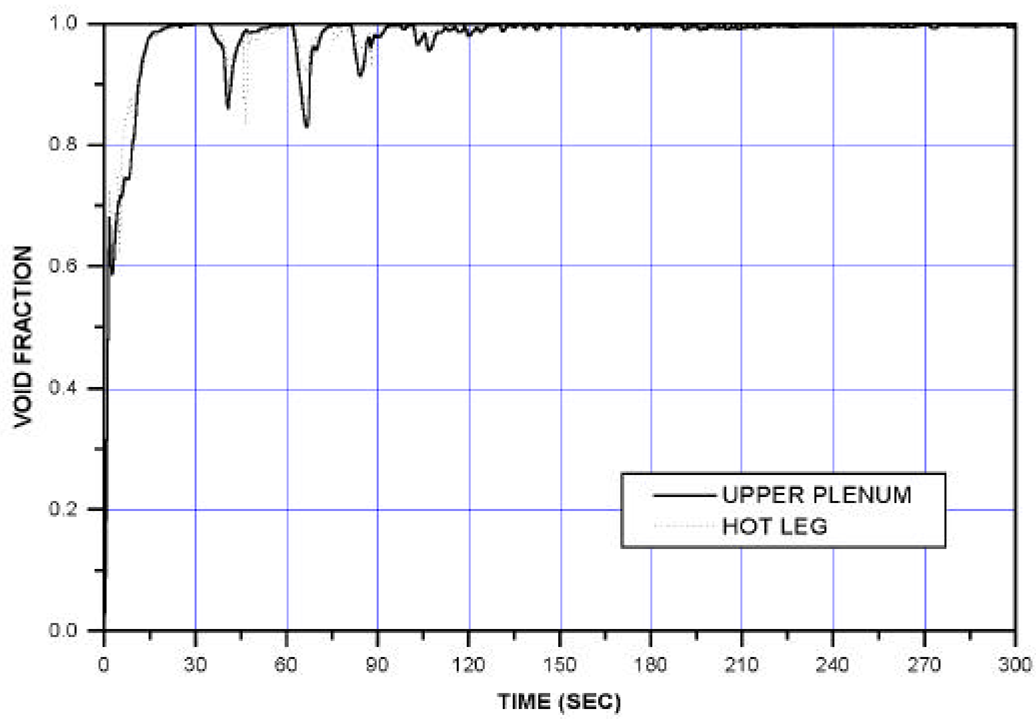

그림 7. Upper plenum **및 고온관** Void Fraction