

TRAC-M/F77 사용 고리 1호기 대형냉각재 상실사고 시 상부공동부 다차원 해석

Multi-dimensional Analysis of Kori Unit 1 Upper Plenum
during Large Break LOCA Using TRAC-M/F77

이재훈, 정재훈, 조창석

한전원자력연료주식회사
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

다차원 열수력 전산코드인 TRAC-M/F77을 이용하여 저압안전주입수가 상부공동부로 주입되는 고리 1호기에 대한 대형냉각재 상실사고 해석을 수행하여 상부 공동부에서의 저압안전주입수 거동을 고찰하였다. 해석결과 전반적인 대형냉각재 상실사고 열수력 거동을 잘 예측하는 것으로 나타났으며, 특히 UPI 발전소 대형냉각재 상실사고 시 중요한 열수력 현상인, 상부공동부로 주입된 저압안전주입수가 노심내 저출력 channel을 통해 하부공동부로 내려와 상부공동부와 노심 사이에 순환루프를 형성하는 현상을 적절히 묘사하는 것으로 나타났다.

Abstract

A study was performed on the behavior of low head safety injection water in the upper plenum during Large Break Loss of Coolant Accident for Kori Unit 1 using TRAC-M/F77, which is multi-dimensional best estimate thermal-hydraulic computer code. The results showed that TRAC-M/F77 well predicted overall LBLOCA transient, especially low head safety injection water penetration into the lower plenum through the low power channel and establishment of circulating flow path between upper plenum and core, which is the important thermal-hydraulic behavior during LBLOCA for the Upper Plenum Injection plant.

1. 서론

다차원 열수력 전산코드인 TRAC-M/F77을 이용하여 고리 1호기 대형냉각재 상실사고 시 상부 공동부에서 저압안전주입수의 거동을 고찰하였다. 고리 1호기는 축압기와 고압안전주입계통이 저온관에 연결되어 있고 저압안전주입수가 원자로 압력용기 상부공동부(Upper Plenum)로 주입되는 UPI(Upper Plenum Injection) 발전소로 안전주입수가 저온관으로 주입되는 국내 다른 웨스팅하우스형 또는 한국표준형 발전소의 안전주입 방식과는 차이가 있다.

저온관 주입방식 발전소의 경우 대형냉각재 상실사고 시 안전주입수는 저온관과 하향유로를 거쳐 노심 냉각후 상부공동부를 통하여 파단부위로 빠져나가는 유로를 형성한다. 참고문헌 8의

2D/3D 실험 보고서에 의하면 UPI 발전소의 경우 상부공동부로 주입된 저압안전주입수는 일부는 상부공동부에 쌓이고 일부는 UCP(Upper Core Plate)를 통하여 노심으로 주입된다. 상부공동부에 쌓인 액체는 노심으로부터 올라오는 증기를 응축시켜 reflood를 촉진하고 일부는 상승하는 증기에 끌려 고온관으로 흘러가 기화하면서 steam binding을 유발하여 reflood를 방해하는 요인으로 작용한다. 또한 UPI 방식은 하향유로(reactor vessel downcomer)를 통해 노심으로 흐르는 상향류와 상부공동부로 주입된 안전주입수가 출력이 낮은 노심 가장자리를 통하여 내려오는 하향류가 형성되어 상부공동부와 노심사이에 순환 루프를 형성하는 것으로 나타났다. 이와 같이 노심에서의 다차원 유동과 reflood 시 상부공동부에서 고온증기와 저온 저압안전주입수의 상호작용으로 노심과 상부공동부에서 복잡한 열수력 현상이 발생한다[1]. 따라서 UPI 발전소에 대한 대형냉각재 상실사고 해석을 하려면 노심에서의 다차원 열수력 현상과 상부공동부에서 고온증기와 저온 액체간의 복잡한 열수력 현상을 모사할 수 있는 전산코드가 필요하다.

1977년 이전까지 UPI 발전소에 대한 대형냉각재 상실사고 해석은 상부공동부로 주입되는 저압안전주입수가 노심 내부에서 아무런 상호작용을 하지 않고 곧바로 하부공동부로 내려가는 것으로 가정한 저온관 주입 발전소 평가 모델을 그대로 이용하여 왔다[1]. 1977년 미국핵규제위원회(USNRC : United State Nuclear Regulatory Commission)는 UPI 발전소에 대한 안전성 평가보고서를 발표하면서 기존의 UPI 발전소 평가 모델에 사용된 가정은 물리적으로 타당하지 못하며, UPI 발전소의 계속적인 운전을 위하여 별점을 부과하고 동시에 저압안전주입수의 노심에서의 영향을 충분히 고려할 수 있는 UPI 발전소 평가모델 개발을 요구하였다. 1979년부터 1983년 사이 미국 내 UPI 발전소에 연료를 공급하고 있던 웨스팅하우스사와 엑슨사는 USNRC에 새로운 평가 모델을 제출하였으나 노심에서의 저압안전주입수 다차원 영향을 충분히 고려하지 못하였다는 이유로 거절된 바 있다[1]. 1983년 USNRC는 SECY-83-472[2]를 발표하여 비상노심냉각계통 평가 모델에 최적평가방법론을 사용할 수 있는 길을 열었다. 이에 웨스팅하우스사는 SECY-83-472에 근거하여 다차원 열수력 전산코드인 COBRA/TRAC[3]을 이용한 SECY UPI WCOBRA/TRAC 최적평가 방법론을 개발하여 1988년 미국핵규제위원회로부터 인허가를 획득하여 UPI 발전소 대형냉각재 상실사고 해석에 적용하고 있다. 또한 웨스팅하우스사는 개정된 10CFR50.46[6]에 따라 최적 평가방법론을 개발하여 1999년 USNRC로부터 인허가를 받았다[9].

본 연구에서는 웨스팅하우스사의 WCOBRA/TRAC가 국내에 도입되어 있지 않기 때문에 대신 TRAC[5]으로 대형냉각재 상실사고 시 상부공동부에서 일어나는 다차원 열수력 현상에 대한 평가 계산을 수행하였다. TRAC은 다양한 개별효과실험(Separate Effect Test) 및 종합효과실험(Integral Effect Test)과의 평가 계산에서 대형냉각재 상실사고 해석의 중요한 현상을 잘 예측하는 것으로 나타났으며 그 적용성도 입증되었다고 볼 수 있다. 또한 USNRC는 최적방법론 사용을 가능케 하는 10CFR50.46 개정을 위하여 CSAU(Code Scale, Applicability and Uncertainty)[7] 방법론을 개발하여 TRAC을 이용하여 그 적용성을 평가한 바 있으며, 대형냉각재 상실사고 시 원자로 압력용기 내 다차원 열수력 현상을 규명하기 위한 2D/3D[8] 실험에 대한 TRAC의 평가 계산 결과 노심 및 하향유로에서 다차원 열수력 현상을 잘 예측하는 것으로 알려졌다.

2. TRAC-M/F77 전산코드

TRAC은 미국핵규제위원회의 지원하에 LANL(Los Alamos National Laboratory)에서 개발한 가압경수로 사고해석용 최적전산코드로서 원자로압력용기를 포함한 다차원 열수력 해석이 필요한 기기에 대해 3차원 모사가 가능하고, 이상유동에 대해 비평형/비균질 열수력 방정식과 일반화된 열전달모델, 기계적 reflood 모델 등 최신 기술을 채택하고 있다.

TRAC-M/F77 전산코드의 특징으로는 다차원 열수력 계산, 비평형 비균질 지배방정식, 유동형태에 따른 상간 상관관계식, 열전달모델, 그리고 기기별 모듈화라고 할 수 있다. 다차원 열수력 계산은 원자로 압력용기, 증기발생기, 또는 다차원 열수력 계산이 필요한 기기에 3차원 직교좌표계(x,y,z) 또는 원통좌표계(r,θ,z)로 모델이 가능하다. 이는 LOCA의 blowdown, refill, 그리고 reflood 기간에 하향유로에서의 비상노심냉각수 주입 계산에 아주 중요하며, 노심 및 상부공동부에서 다차원 열수력 거동을 직접 모델할 수 있게 한다. TRAC 열전달모델은 vessel과 loop에서 자세한 열전달 현상을 모델할 수 있다. 2D(r,z) SLAB 또는 ROD heat structure 모델이 가능하고, fine mesh rezoning scheme을 이용하여 bottom reflood와 falling film quench front 계산이 가능하다. TRAC은 기기별로 모듈화하여 계통을 구성함으로써 기기모듈의 개선, 수정, 또는 새로운 기기의 추가 시 나머지 코드에 주는 영향을 최소화할 수 있기 때문에 다양한 형태의 계통이나 실험장치에 적용할 수 있다.

TRAC의 기기모듈은 BREAK, FILL, HTSTR, SLAB, ROD, PIPE, PLENUM, PRIZER, PUMP, SEPD, TEE, TURB, VALV, 그리고 VESSEL 등으로 구성되어 있다. TRAC-M/F77 코드가 모사할 수 있는 LB, SB-LOCA 해석에서 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
- water hammer pack and stretch effects
- wall friction losses
- horizontally stratified flow, including reflux cooling
- gas or liquid separator modeling
- spacer grids in fuel rod assembly
- noncondensable gas effect on evaporation and condensation
- dissolved solute tracking in liquid flow
- reactivity feedback effects on reactor core power kinetics
- two-phase bottom, side, and top offtake flow of a tee side channel
- reversible and irreversible form loss flow effects on the pressure distribution

3. 고리 1호기 TRAC-M/F77모델

3.1 Vessel 모델

고리 1호기 Vessel 모델은 반경방향으로 5개 ring, azimuthal 방향으로 2개 sector, 그리고 수직방향으로 17개 level로 모델 하였다[그림 1]. 반경방향 r1에서 r4는 core support barrel 내의 노심을 모델하고 r5는 원자로압력용기 내경으로 하향유로를 모델한다. r1은 hot assembly channel, r2는 global average power channel, r3는 guide tube channel 그리고 r4는 노심 가장자리에 있는 저출력 channel로 모델 하였다. Guide tube channel은 upper head에서 upper core support plate로 내려오는 guide tube 내의 유로를 모델하기 위하여 guide tube가 있는 assembly를 모델 한다. 저출력 channel은 노심가장자리에 있는 24개의 핵연료 집합체를 모델 하여 상부공동부로 주입된 저압안전주입수가 하부공동부로 내려오는 유로를 형성하도록 하였다. 출력은 고리 1호기 최종안전성분석보고서와 같이 노심평균출력의 65%로 가정하였다. Azimuthal 방향으로 2개 sector로 각각 파단측과 건전측으로 모델하였다.

3.2 Loop 모델

대형냉각재 상실사고 해석에 필요한 고온관, 증기발생기 1,2 차측, crossover leg, 펌프, 저온관, 가압기, 비상노심냉각계통 등 가능한 모든 기기를 모델하였으며 자세한 noding은 그림 2에 나타내었다. 고온관은 4개의 노드로 구성하고, 건전측 루프는 가압기 밀림관 모델을 위하여 TEE로, 파단측 루프는 PIPE로 모델 하였다. 증기발생기 1차측은 총 16개 노드, 2차측은 9개 노드의 PIPE로 모델하고, ROD heat structure를 이용하여 U-tube를 모사하여 열전달을 고려하였다. 주급수관은 속도, 온도, 그리고 압력 경계조건을 FILL로, 주증기관은 압력, 기포율 경계조건을 BREAK로 모델하였다. 원자로냉각재펌프는 단상 및 이상(two phase)에 대한 head 와 torque homologous curve로 transient 펌프 특성을 고려하여 PUMP로 모델하였다. Crossover leg과 파단측 저온관은 각각 4개의 노드를 이용하여 PIPE로, 건전측 저온관은 축압기와 고압안전주입수를 모사하기 위하여 TEE로 모델 하였다. 축압기는 표 1에 표시한대로 고리 1호기 최종안전성분석보고서의 nominal case와 같은 초기조건을 사용하였으며, check valve를 이용하여 저온관 압력 설정치에 도달하면 주입되도록 모델하였다. 고압 및 저압 안전주입펌프는 FILL을 이용하여 압력 대 주입유량으로 모델하여 계통 압력에 따라 유량이 결정되도록 하였다.

4. 해석 결과

본 해석에 사용된 초기 및 경계조건을 표 1에 나타내었다. 주요 가정은 100% 노심 정격 출력, ANS-79 Decay Heat, 최저 안전주입펌프유량, 15% 증기관막음율, nominal 안전주입온도 등이다. 사고는 저온관 양단파단 발생으로 냉각수가 원자로냉각재 계통으로부터 격납용기로 유출되는 것으로 가정하였다. TRAC이 계산한 값이 주요 초기조건 및 경계조건에 수렴하는 지 확인하기 위하여 300초간 정상상태 계산을 수행하였으며 그 결과는 표 2에 나타내었다.

대형냉각재 상실사고 진행은 파단 발생 후 blowdown, refill 그리고 reflood로 그 현상을 구별할 수 있다. Blowdown은 파단 발생으로 원자로 압력용기로부터 파단부위를 통하여 격납용기로 냉각수가 배출되기 시작하여 원자로계통압력과 격납용기 압력이 균형을 이루어 파단 유량이 정지할 때까지 계속된다. Refill은 blowdown 이후 주입된 안전주입수에 의하여 원자로 압력용기 하부공동부와 하향유로 일부를 채우고 노심 아래까지 수위가 상승하여 노심 냉각이 시작되기 전까지로 급격한 노심 가열이 이루어진다. Reflood는 refill 후 본격적으로 노심 냉각이 이루어지는 전기간을 나타낸다. 사고시작과 더불어 진행되는 blowdown, refill 그리고 reflood 기간에 발생하는 중요현상을 아래에 서술하였다.

4.1 Blowdown

저온관 양단 파단이 일어나면서 원자로압력용기로부터 파단부위를 통하여 격납용기로 냉각수가 배출되고 급격한 감압이 이루어진다. 그림 3은 가압기와 상부공동부 압력을 나타내었으며 사고발생과 더불어 급격한 감압이 일어나는 것을 알 수 있다. 그림 4는 원자로압력용기 및 펌프측 파단부의 유량을 나타내고 있으며 약 0.3 초에 최대유량에 도달한 후 노심비등으로 유량이 급격히 감소하는 경향을 보이고 있다. 그림 5는 노심내 liquid fraction으로 약 1.8초에 노심 노출이 일어나고 upper head와 가압기로부터 내려오는 냉각수로 부분충수 되었다가 다시 노심 노출이 발생한다. 사고초기 급격한 파단유량 증가는 노심내 역류가 발생하고 이로 인한 일시적인 노심냉각재 고갈로 노심노출(그림 5)이 일어나 연료봉 피복재 온도 상승(그림 6)의 원인이 된다.

Blowdown 기간에 발생하는 주요현상은 표 3에 나타내었으며, 약 3.5 초에 blowdown 최대피복재 온도에 도달하고 3.61 초에 가압기 저압신호에 의해 노심과 펌프 trip이 발생한다. 약 5 초에 축압기 주입이 일어나고 13.5 초에 blowdown이 끝난다.

4.2 Refill

초기 refill은 저온관으로 주입된 축압기 에 의해서 시작되나, 초기에 주입된 축압기 주입수(그림 7)는 상당 부분이 우회하여 격납용기로 유실되기 때문에 정확히 refill이 시작되는 시점을 정의하는 데는 어려움이 있으나, blowdown이 끝나기 전부터 안전주입수가 주입되기 시작하여 하부공동부를 채우고 노심냉각이 시작되는(그림 5) 약 21초까지 계속된다. 약 14초에 계통압력이 거의 격납용기 압력에 도달함으로써 축압기와 고압안전주입수가 원자로 압력용기측 파단부로 배출되지 않고(그림 4) 하향유로를 통하여 하부공동부로 본격적으로 주입된다. 하부공동부 refill 후 고압안전주입수와 축압기 주입수가 하향유로로 유입되면서 하향유로를 채운다. 이에 따라 그림 8의 원자로 압력용기내 냉각수 총 질량도 급격히 증가하고 있다.

4.3 Reflood

하부공동부 refill 후 하향유로로 유입된 안전주입수로 인한 하향유로 수위 상승으로 노심으로 냉각수 주입이 시작된다. 이에 따라 노심 liquid fraction(그림 5)이 증가하고 연료봉 피복재 온도는 감소하기 시작한다.

약 13초에 상부공동부로 주입되기 시작한 저압안전주입수의 일부는 노심 가장자리에 위치한 저출력($r=4$) channel UCP에 축적되고 일부는 UCP를 통해 노심으로 주입되는 것으로 나타났다. 그림 9와 10은 저출력 channel UCP 상하에서 void fraction을 나타내고 있는데 UCP 상부에 더 많은 액체가 쌓여 있는 것을 알 수 있고, 저압안전주입수가 주입되는 건전측에($r=4, t=1, z=11$) 더 많이 쌓이는 것으로 나타났다. 그림 11은 저출력 channel UCP에서의 액체 질량유량을 나타내고 있는데 파단측($r=4, t=2, z=10$) 보다 건전측($r=4, t=1, z=10$)으로 더 많이 노심으로 주입되고 있다. 약 120초 이후 건전측으로 많은 유량이 주입되고 파단측으로는 오히려 상승하는 것으로 나타나 실험[8]에서 알려진 대로 상부공동부와 노심사이에 순환 루프가 형성되는 것을 알 수 있다. 그림 12는 저출력 channel 건전측 및 파단측 노심 출구 질량 유량으로 초기에는 노심으로 내려오지 못하다가 약 50초 이후에 건전측 저출력 channel을 통해 하부공동부로 내려오고 파단측으로는 일부 액체가 상승하는 것으로 나타났다. 이는 reflood 초기에 저출력 channel 연료봉 냉각으로 발생하는 증기가 상승하면서 하향유로 형성을 방해하기 때문이다. 그림 13은 건전측 저출력 channel 노심출구에서의 증기와 액체 속도로 서로 방향이 반대로 대향류를 형성하고 있다. 그림 14와 15는 건전측과 파단측 저출력 channel의 피복재 온도로 각각 50초와 60초 이후에 완전 quenching되는 것으로 나타나 가열된 연료봉이 냉각되면서 상승하는 증기가(그림 13) reflood 초기에 노심으로의

냉각수 유입을 방해하는 것을 알 수 있다. 저출력 channel 연료봉이 quenching 된 이후 80초에서 120초 사이 건전측 및 파단측 저출력 channel로 각각 하향류와 상향류가 안정적으로 형성되지 않는 것은 고온관으로 끌려 올라간 액체에 의한 steam binding으로 보이며, 이 기간에 노심수위(그림 5)가 되밀리고 있는 것을 알 수 있다. 그림 16은 건전측 및 파단측 고온관 void fraction으로 전 reflood 기간에 상부공동부로부터 고온관으로 액체가 흘러들어 가고 있다. 특히 저압안전주입수가 주입되는 쪽인 있는 건전측 고온관에 더 많은 액체가 흘러가는 것으로 나타났다. 약 120초 이후 그림 11과 같이 상부공동부와 노심사이에 순환 루프가 안정적으로 형성되고 있다.

5. 결론

해석결과 TRAC 전산코드가 전반적인 대형냉각재 상실사고 열수력 거동을 잘 예측하는 것으로 나타났다. 또한 UPI 발전소 대형냉각재 상실사고시 중요한 열수력 현상인 상부공동부로 주입된 저압안전주입수가 노심내 저출력 channel을 통해 하부공동부로 내려와 상부공동부와 노심간의 순환루프를 형성하는 현상을 적절히 모사 하는 것으로 나타났다. 그러나 UCP 상부에서의 냉각수 축적과 노심 주입 그리고 노심 출력 분포가 상부공동부로 주입된 저압안전주입수 거동에 중요한 역할을 하는 것으로 나타나 이에 대한 연구가 필요하다.

6. 참고 문헌

1. Hochreiter, L. E., Schwarz, W. R., Takeuchi, K., Tsai, C. K., and Young, M. Y., "Westinghouse Large-Break LOCA Best-Estimate Methodology, Volume 1: Model Description and Validation," WCAP-10924-P-A, Vol. 1, Rev. 1, and Addenda, Dec. 1988.
2. USNRC SECY-83-472, "Emergency Core Cooling System Analysis Methods," USNRC, November 1983.
3. Thurwood, M. J., Kelly, J. M., Guidotti, T. E., Kohrt, R. J., Crowell, K. R., "COBRA/TRAC - A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessel and Primary coolant Systems: Equations and Constitutive Models," NUREG/CR-3046, PNL-4385 Vol. 1, R4, March 1983.
4. Reload Transition Safety Report for Kori Unit 1, May, 1995.
5. NUREG/CR-5673 V1&2, "TRAC-PF1/Mod2 :An Advanced Best-Estimate Computer Program for Pressurized Water Reactor Analysis", Los Alamos National Laboratory
6. 10 CFR 50.46 and Appendix K of 10 CFR, Part 50, "Acceptance Criteria for ECCS for Light Water Cooled Nuclear Power Reactors," Federal Register, Volume 39, Number 3, January 1974, as amended in Federal Register, Volume 53, September 1988.
7. NUREG/CR-5249, "Quantifying Reactor Safety Margins: Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large Break Loss of

Coolant Accident," EG&G Idaho, Inc., Technical Program Group, December 1989.

8. NUREG/IA-0127, "Reactor Safety Issues Resolved by the 2D/3D Program International Agreement Report", MPR Associates, Inc., July, 1993.
9. TAC No. M94035, "Acceptance for Referencing of the Topical Report WCAP-14449(P)-Application of Best Estimate Large Break LOCA Methodology to Westinghouse PWRs with Upper Plenum Injection", USNRC, May 1999.

1. Kori Unit 1 LBLOCA Analysis Initial Conditions

<u>Parameters</u>	<u>Analysis Desired Values</u>
Core Power, 100%(MWT)	1723.5
System Pressure(MPa)	15.8579
Primary System Fluid Temperature	
T_{hot} (K)	595.
T_{cold} (K)	555.
$T_{upper\ head}$ (K)	585.18
Peak Linear Power (kw/m)	47.1260
Loop Flow Rate (kg/sec)	4137.2
Steam Generator Tube Plugging(%)	15.0
Steam Generator Secondary Pressure(MPa)	5.3917
Accumulators in Operation	2 (one inject into intact loop, one spills to containment)
Accumulator Conditions per Accumulator	
Water Volume(m^3)	35.3960
Nitrogen Pressure(MPa)	4.8263
Water Temperature(K)	305.2
Safety Injection Conditions	
Water Temperature(K)	305.2
Delay Time(sec)	10.

☒ 2. Kori Unit 1 Steady State Results

<u>Parameters</u>	<u>Desired</u>	<u>Calculated</u>
Core Power, MWT(100%)	1723.5	1723.5
System Pressure(MPa)	15.858	15.858
Core Inlet Temperature(K)	555.	555.
Core Outlet Temperature(K)	595.	593.1
Secondary Pressure(MPa)	5.3917	5.3986
Loop Flow Rate(kg/sec)	4137.2	4140.3

☒ 3. Kori Unit 1 LBLOCA Analysis Results and Time Sequence of Events

<u>Events</u>	<u>Time(seconds)</u>
Start	0.0
Reactor Trip Signal	3.61
Blowdown PCT Occurs	3.50
Accumulator Injection Begins	5.0
End of Blowdown	13.5
LHSI Begins	13.61
Bottom of Core Recovery	21.0
Reflood PCT Occurs	28.0
Accumulator Empty	36.
Final Hot Rod Quenching Occurs	120.

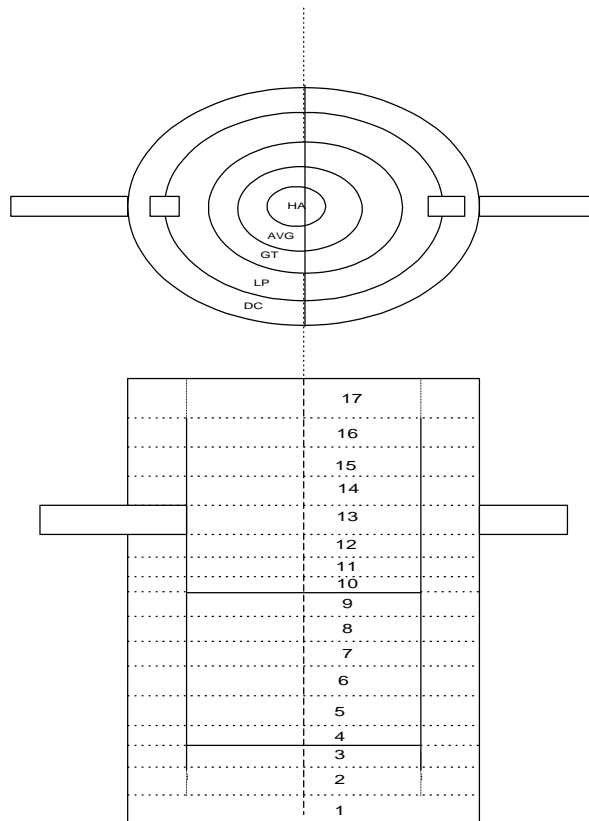


그림 1. 고리 1호기 Vessel noding

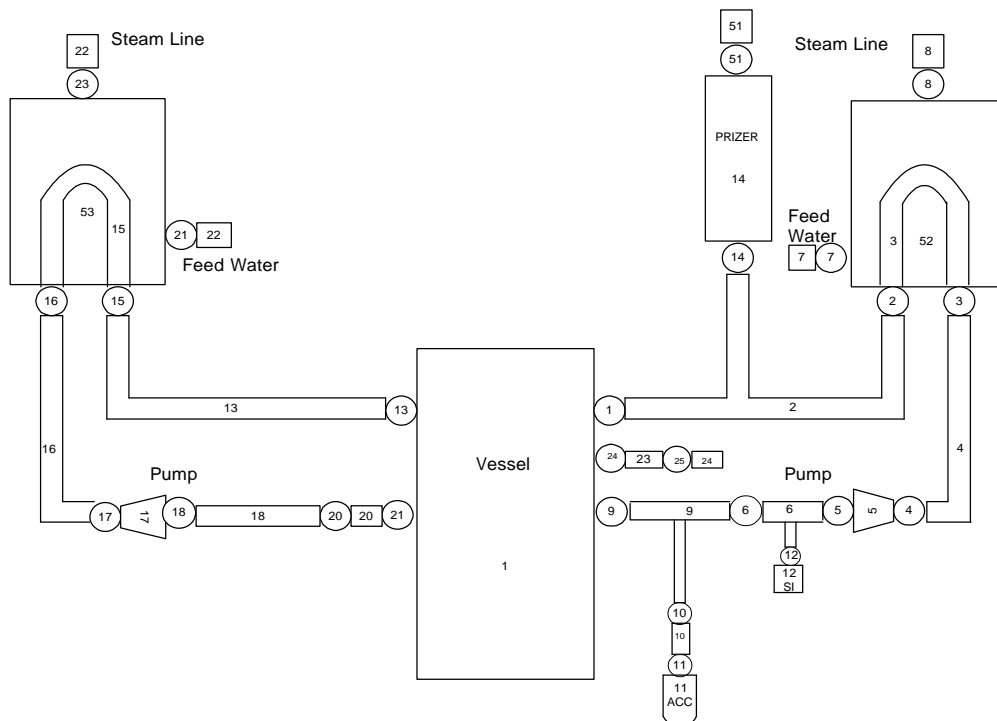


그림 2. 고리 1호기 Loop Noding

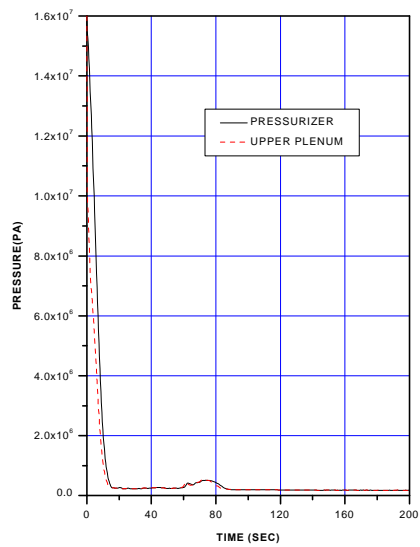


그림 3. 가압기 및 Upper Plenum 압력

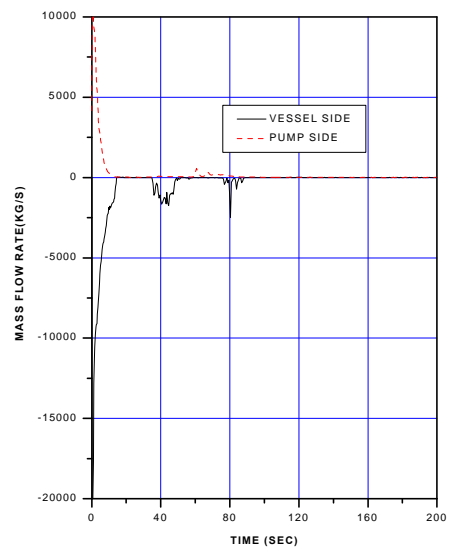


그림 4. 펌프 및 원자로 압력용기측 파단 유량

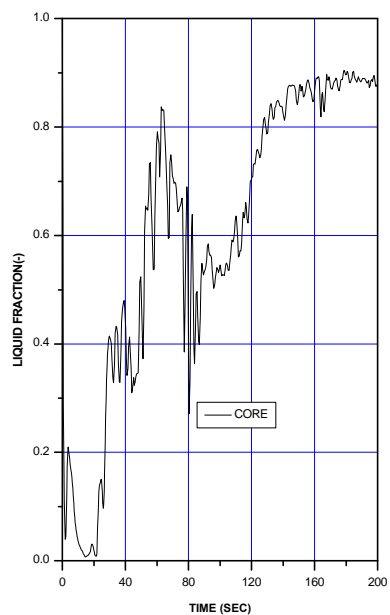


그림 5. Core Liquid Fraction

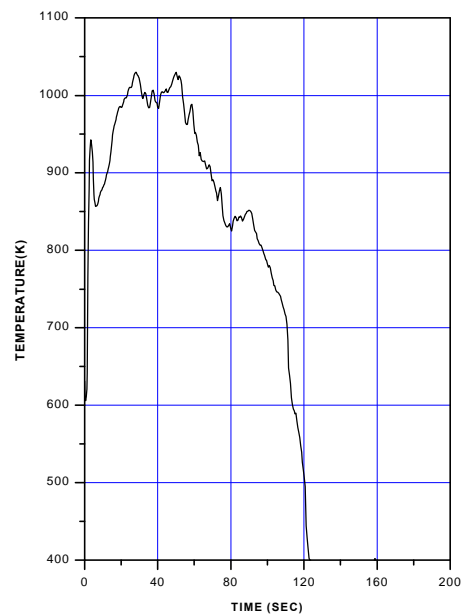


그림 6. 최대피복재 온도

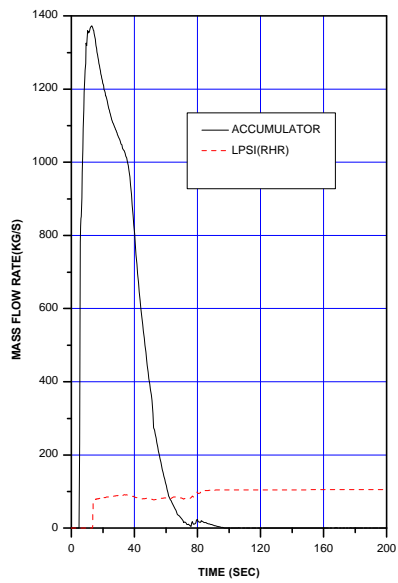


그림 7. 안전주입 유량

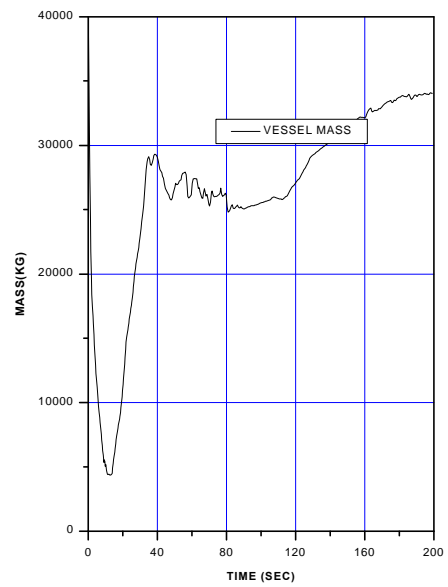


그림 8. Vessel 냉각수 총 질량

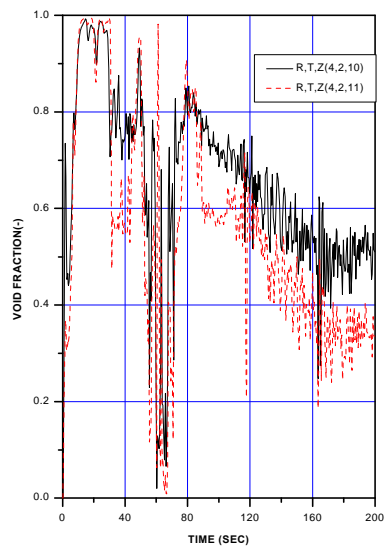


그림 9. 파단측 저출력 channel upper core plate 상하에서 void fraction

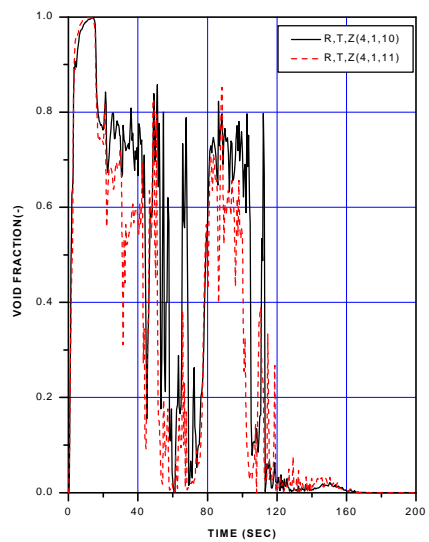


그림 10. 건전측 저출력 channel upper core plate 상하에서 void fraction

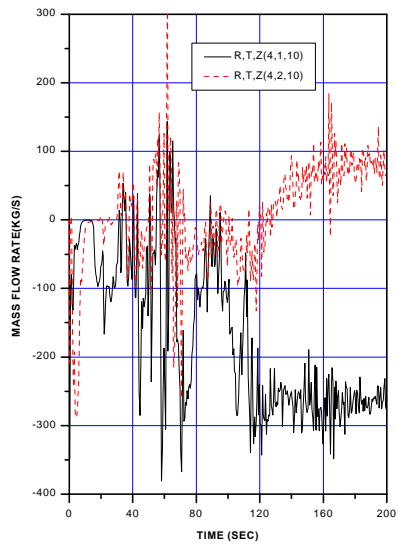


그림 11. 저출력 channel upper core plate에서 액체 질량유량

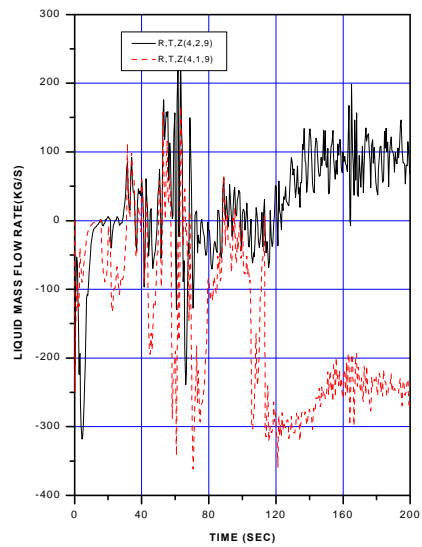


그림 12. 저출력 channel 노심 출구 액체 질량유량

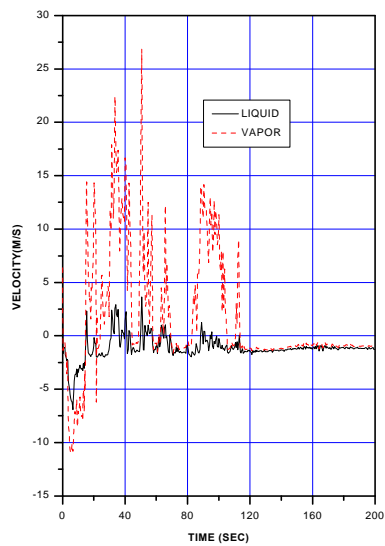


그림 13. 건전측 저출력 channel 출구에서의 기체 및 액체 속도

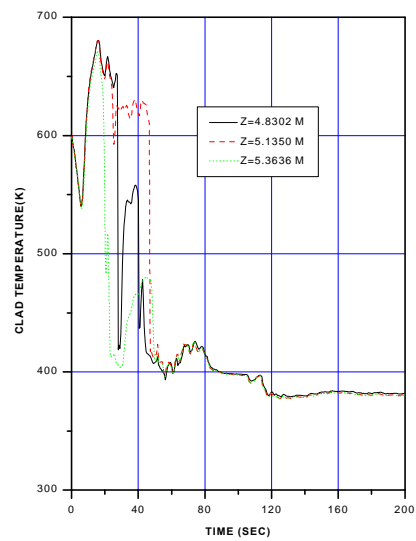


그림 14. 건전측 저출력 channel 축방향 clad 온도 분포

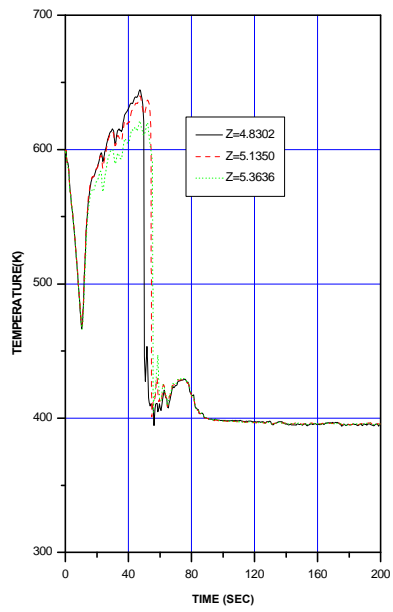


그림 15. 파단측 저출력 channel 축방향 clad 온도 분포

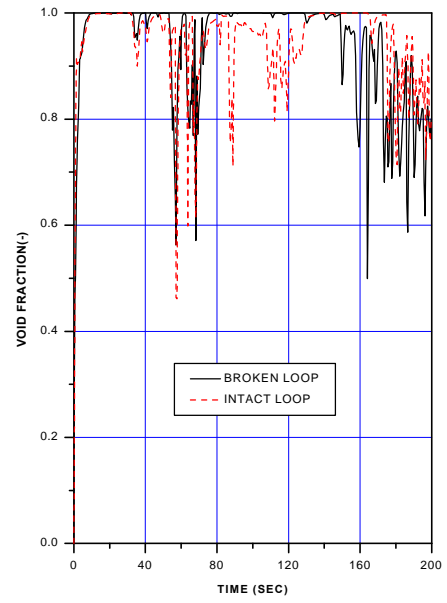


그림 16. 건전측 및 파단측 고온관 void fraction