



KR9900116

KAERI/TR-1232/99

Fluidic Device를 장치한 안전주입탱크가
대형 냉각재 상실사고의 열수력학적 거동에
미치는 영향에 관한 연구

A Study on the Effect of Fluidic Device Installed
in a Safety Injection Tank on Thermal-Hydraulic
Phenomena of Large Break Loss of Coolant Accident

한국원자력연구소

Korea Atomic Energy Research Institute

L
30 - 46

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

이 보고서를 1998 년도 “차세대원자로 기술개발” 과제 중 계통안전해석분야의
기술보고서로 제출합니다

1999년 3월

주저자 : 정영종
공동저자 : 배규환
송진호
심석구
박종균

요 약 문

본 보고서는 Fluidic device가 설치된 개량형 안전주입탱크가 대형 냉각재 상실사고시 계통의 거동 및 핵연료 피복재 온도에 미치는 영향을 RELAP5/MOD3.1_KREM 코드를 이용하여 분석하였다. 먼저, 기존의 안전주입탱크가 설치된 경우 주요 인자에 대한 민감도 분석을 수행하여 Peak Cladding Temperature (PCT) 관점에서 가장 보수적인 경우를 구하였다. 계산결과에 의하면 하향통로의 원주방향: 4 개로 분리, 파단면의 방출계수: $Cd=0.6$, 주냉각재 펌프: 원자로 정지신호와 동시에 정지, 파단위치: 가압기가 연결된 저온관에서 파단의 경우가 가장 보수적인 결과를 보여 주었다. 동일한 입력을 개량형 안전주입탱크의 경우에 적용하여 사고해석을 수행하였다. 계산결과 개량형 안전주입탱크가 PCT에 미치는 영향은 미미하였으나, PCT가 발생하는 시점에 하향통로의 수위를 저온관 높이까지 확보할 수 있었다. 그리고 비상 노심 냉각수 공급 위치를 기존의 하향통로 위쪽에서 저온관 위치로 내리면 PCT는 약 75 K 개선되다.

SUMMARY

The performance of the Safety Injection Tank (SIT) with fluidic device (advanced SIT) is analyzed for the large break loss of coolant accident (LBLOCA) using RELAP5/ MOD3.1_KREM. Firstly the base case is analyzed using the conventional SIT. Among various cases the case with 4-split downcomer, discharge coefficient $C_d=0.6$, MCP trip with reactor trip and break location of cold leg discharge side with the pressurizer is found to be the most limiting case. For the same condition, the advanced SIT results in the similar PCT, and the liquid level in the downcomer is adequately maintained. By changing the ECCS location from the current injection to the cold leg elevations, PCT is improved by 75 K.

CONTENTS

Summary	ii
Contents	iv
Table contents	vi
Figure contents	vii
1. Introduction	1
2. Preliminary analysis using CEFLASH-4A and COMPERC-II codes	4
3. RELAP5/SMR_KREM analysys	6
3.1 Input data for accident analysis	6
3.2 Steady state calculation	7
3.3 Large break loss of coolant analysis	7
3.3.1 Choice of base case	7
3.3.2 Results for the fluidic device installed in a SIT	12
4. Conclusion	18
5. Reference	20

차 례

요약	ii
차례	v
표목차	vI
그림목차	vII
1. 서론	1
2. CEFLASH-4A 및 COMPERC-II 코드를 이용한 예비해석	4
3. RELAP5/MOD3.1_KREM 해석	6
3.1 사고해석을 위한 입력자료	6
3.2 정상상태 계산	7
3.3. 대형 냉각재 상실사고 분석	7
3.3.1 기본경우 선정	7
3.3.2 안전주입탱크에 Fluidic Device를 설치한 경우	12
4. 결론	18
5. 참고문헌	20

표 목 차

- 표 1. 대형 냉각재 상실사고 해석을 위한 초기조건에 대한 계산결과
- 표 2. 매개변수 변화에 따른 피복재 최대 온도
- 표 3. 대형냉각재 상실사고 진행 상황 (기본경우)
- 표 4. 대형냉각재 상실사고 진행 상황 (Fluidic device가 설치 된 경우)

그림 목 차

- 그림 1. 유량제어기가 설치된 개량형 안전 주입탱크 개략도 및 RELAP5 model
- 그림 2. 예비분석에 의한 안전주입 유량
- 그림 3. 예비분석에 의한 하향통로 수위
- 그림 4. KNGR 대형냉각재 상실사고 해석을 위한 RELAP5/MOD3.1_KREM
Nodalization
- 그림 5. 노심출력 (정상상태)
- 그림 6. 가압기와 증기발생기의 상부압력 (정상상태)
- 그림 7. 고온관 온도 (정상상태)
- 그림 8. 저온관 온도 (정상상태)
- 그림 9. 유효노심에서 평균유량 (정상상태)
- 그림 10. 주 증기관에서 증기유량 (정상상태)
- 그림 11. 증기발생기 U-tube에서 열전달 (정상상태)
- 그림 12. 파단위치 변경에 따른 PCT
- 그림 13. 파단위치 변경에 하향통로 평균 압축수위
- 그림 14. 방출계수 변경에 따른 PCT
- 그림 15. 방출계수 변경에 따른 하향통로 평균 압축수위
- 그림 16. 방출계수 변경에 파단유량
- 그림 17. 주냉각재 펌프 정지신호 변경에 따른 PCT
- 그림 18. 주냉각재 펌프 정지신호 변경에 따른 하향통로 평균 압축수위
- 그림 19. 주냉각재 펌프 정지신호 변경에 따른 파단유량
- 그림 20. 하향통로 nodalization 변경에 따른 PCT
- 그림 21. 하향통로 nodalization 변경에 하향통로 평균 압축수위
- 그림 22. 하향통로 nodalization 변경에 파단유량
- 그림 23. 하향통로를 4개의 volume으로 모델할 경우 각 volume에서의 압축수위
- 그림 24. RELAP5/MOD3.1_KREM Nodalization을 위한 upper annulus 부분
단면도
- 그림 25. 가압기 상부 및 증기발생기-A 상부압력 (기본경우)

그림 목 차 (계속)

- 그림 26. 안전주입 냉각수 유량 (기본경우)
- 그림 27. 노심 및 하향통로의 압축수위 (기본경우)
- 그림 28. 파단유량 (기본경우)
- 그림 29. 확대된 유량범위에서 파단유량 (기본 경우)
- 그림 30. 적분된 안전주입유량과 총 방출유량 (기본경우)
- 그림 31. ECC bypass 유량 (기본 경우)
- 그림 32. Intact part에서 하향통로의 기포율 (기본 경우)
- 그림 33. Intact part에서 하향통로의 액체온도 (기본경우)
- 그림 34. Broken part에서 하향통로의 기포율 (기본경우)
- 그림 35. Broken part에서 하향통로의 액체온도 (기본경우)
- 그림 36. 핵연료 피복재 온도 (기본경우)
- 그림 37. 안전주입냉각수 유량 (Fluidic device 채택)
- 그림 38. 하향통로에서 평균 압축수위 (Fluidic device 채택)
- 그림 39. 핵연료 피복재 온도 (Fluidic device 채택)
- 그림 40 핵연료 피복재 온도 기본경우와 비교 (Fluidic device 채택)
- 그림 41 안전주입 냉각수 유량 (제어밸브 면적 변경)
- 그림 42 하향통로 평균수위 (제어밸브 면적 변경)
- 그림 43 핵연료 피복재 최대온도 (제어밸브 면적 변경)
- 그림 44 안전주입 냉각수 유량 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)
- 그림 45 하향통로 평균 압축 수위 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)
- 그림 46 핵연료 피복재 최대온도 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)
- 그림 47 핵연료 각 위치에서 피복재 온도 (Fluidic device 설치된 경우)
- 그림 48 파단유량 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)
- 그림 49 안전주입 냉각수 유량 (기타경우)
- 그림 50 하향통로에서 압축수위 (기타경우)
- 그림 51 노심입구에서 냉각재 액체온도 (기타 경우)
- 그림 52 핵연료 피복재 최대온도 (기타경우)

그림 53 하향통로 평균 압축수위 (Fluidic device 설치된 경우 Cd 변화)

그림 54 핵연료 피복재 최대온도 (Fluidic device 설치된 경우 Cd 변화)

1. 서 론

1980년대 이후 세계는 원자력 발전소의 경쟁력 제고와 안전성 증진을 위하여 차세대 원전을 개발하고 있다. 차세대 원전은 강화된 안전성 허용기준의 만족, 사용기간 연장, 경제성 제고측면에서 기존 발전소에 비하여 한 단계 더 발전된 노형으로 평가되고 있다 [1]. 안전성과 관련된 차세대 원자로의 특징 중 하나는 안전주입계통의 독립성 및 다중성의 강화를 위하여 피동형 부품의 채택이다. 이들 피동형 안전부품은 안전계통의 복잡성을 감소시킬 뿐 아니라 계통의 신뢰도를 향상시키므로써, 사고기간동안 발전소 안전에 영향을 줄 수 있는 인간오류와 전원공급의 의존성을 감소시킬 수 있다. 차세대 원전에서는 피동형 안전부품 중에 하나인 안전주입탱크의 유량을 제어하기 위한 와류 제어기(vortex damper)가 설치된 안전주입탱크 (safety injection tank)를 채택하고 있다. 하지만, 와류 제어기가 설치된 안전주입탱크를 채택할 경우 나타나는 냉각재 상실사고 (loss of coolant accident, LOCA)시 열수력 거동이나 안전성에 대한 체계적인 평가 뿐 아니라 실험이 미흡하기 때문에 본 보고서에서는 최적 열수력 코드를 이용하여 와류 제어기가 설치된 안전주입탱크 (이하 “개량형 안전주입 탱크”라 함)가 계통에 미치는 영향을 분석하여 개량형 안전주입 탱크의 특성을 파악하고자 한다.

기존의 가압 경수형 원자로에서는 대형 냉각재 상실사고시 재충수 (refill) 단계까지는 안전주입탱크에 의하여 충분한 비상 노심 냉각수가 공급되고, 재관수 (reflood) 기간에는 저압 안전주입 펌프 (low pressure safety injection pump)들에 의하여 냉각수가 공급되도록 설계되어 있다. 안전주입탱크의 냉각수는 대형 냉각재 상실사고시 재충수 및 초기 재관수 단계에서는 하향통로 (downcomer)의 수위를 원자로용기 입구노즐까지 신속하게 채우고 그 후에는 노심의 잔열, 핵연료 및 금속재의 잠열을 제거하기에 충분한 정도의 냉각수를 공급하는 역할을 하는데 기존의 원자로에서 안전주입탱크는 그 특성상 냉각수가 하향통로의 저온관 바닥 높이까지 채워진 후에도 노심의 재관수에 필요한 유량보다 많은 냉각수가 원자로 용기에 공급되어 상당 양의 냉각수가 격납건물로 누출된다. 개량형 안전주입 탱크는 기존의 안전주입탱크와 저압 안전주입 펌프의 기능을 하나의 안전주입 탱크에 의하여 감당하도록 설계되었다 [2]. 이 탱크의 장점 중에 하나는 탱

크 내 수위가 미리 설정된 기준 수위이하로 내려가면 능동적인 제어 (active control) 없이 유량을 대유량에서 소유량으로 전환할 수 있기 때문에 대형 냉각재 상실사고시 재충수 기간에는 상대적으로 많은 량의 비상 노심 냉각수를 공급하고 재관수 기간에는 하향통로에서 적절한 수위를 유지할 수 있을 정도의 유량을 공급할 수 있다는 것이다. 그림 1은 이와 같은 기능을 수행할 수 있는 개량형 안전주입탱크의 개략도를 나타낸다. 이것은 크게 두 부분으로 구성되는데 "A"로 표시된 부분은 많은 유량이 흐를 수 있는 주 유로 (main pipe)이고, "B" 부분은 안전주입탱크 내 수위가 "A" 부분의 끝 보다 아래로 내려갈 경우에 유로를 형성하여 재관수에 필요한 작은 량의 냉각수를 공급하는 유량제어기를 통과하는 유로이다. 즉, 수위가 충분히 높을 때는 유로 "A"와 "B"를 통하여 냉각수가 흐르지만, A의 유량이 지배적이고, 수위가 "A"의 끝 부분 이하로 내려가면 "A"부분으로는 유량이 흐르지 않고 "B"를 통해서 만 상대적으로 작은 량의 냉각수가 노심으로 공급된다. 이와 같은 유로를 채택할 경우 안전주입탱크 내부의 유체를 효과적으로 사용할 수 있으면서 안전계통 내에 배관, 밸브, 또는 운전원 (operator)의 조작 등을 줄일 수 있다.

본 보고서에서는 안전주입탱크 내부의 거동, 예를 들면 안전주입탱크 내부의 압력과 유량과의 관계, 유동에 의한 관의 진동, scale 효과, 와류 제어기 내부에서 유동현상, 과도초기 주 유량을 담당하는 주 관 내부에서의 수두 변화 등은 분석하지 않고, 개량형 안전주입탱크의 유량변화가 대형 냉각재 상실사고시 계통에 미치는 영향을 분석한다. 이를 위하여 주요 매개변수로 주 유량과 제어 유량의 분포, 안전주입 탱크내 액체 질량, 주입 위치 및 냉각수 온도 등을 채택하였다. 그리고 해석은 RELAP5/MOD3.1 KREM version [3]을 사용하여 수행하였다.

제 2 장에서는 영광 3/4 호기 대형 냉각재 상실사고해석에 사용된 CEFLASH-4A, COMPERC-II 전산코드를 이용하여 예비 분석한 결과를 기술하고, 제 3 장에서는 보수적인 입력조건에 의한 대형 냉각재 상실사고 해석을 위하여 개량형 안전주입탱크가 설치되지 않은 KNGR의 100 % 출력 정상상태 계산에서 사용된 RELAP5/MOD3_KREM 입력자료 중 수정된 부분에 대하여 기술한 후 수정된 입력을 사용하여 계산한 정상상태 결과와 개량형 안전주입탱크가 대

형 냉각재 상실사고시 계통 및 핵연료 피복재 온도에 미치는 영향에 대한 분석 결과를 기술한 후 제 4 장에서 결론을 도출하였다.

2. CEFLASH-4A 및 COMPERC-II 코드를 이용한

예비해석

대형 냉각재 상실사고의 Blowdown기간 동안에는 노심으로부터 저온관 파단 부위로 역류가 발생하고 이 기간 동안 안전주입탱크로부터의 주입수는 파단 부위로 우회유량을 형성하여 격납용기로 누출됨으로써 노심으로 유입되지 않게 된다. 하향통로에서의 유속이 노심방향으로 역전되는 시점 (TAD)부터 안전주입수가 노심으로 주입되어 재충수가 시작되는데 안전주입탱크로부터의 주입수가 노심 밑 바닥까지 채우게 되면 재관수 기간이 시작된다. 초기 재관수 기간 중에 충분한 안전주입탱크의 냉각수가 주입됨으로써 하향통로의 수위는 저온관 바닥 높이까지 신속하게 올라 가게 된다. 하향통로에 채워진 수두가 노심을 재관수시키는 구동력이 되므로 이 시간 이후의 안전주입유량은 이 수위를 충분히 유지할 수 있을 정도만 주입되면 되는데, 기존 원전에서의 안전주입탱크는 냉각수가 하향통로의 저온관 바닥 높이까지 채워진 후에도 노심의 재관수에 필요한 유량보다 많은 양이 원자로 용기로 공급되어 상당부분이 격납건물로 누출된다. 이렇게 누출된 냉각수는 핵연료 피복재 온도 (PCT)를 높이는 결과를 야기하여서 불리한 점이 있다. 따라서, 차세대 원자로에서는 Fluidic Device를 이용하여 안전주입탱크의 재고량 이용을 극대화하고, 안전계통의 용량요건을 완화하고자 한다.

영광 3/4 호기의 대형 냉각재 상실사고의 인허가 해석에 사용된 CEFLASH-4A 및 COMPERC-II 코드를 이용하여 fluidic device가 계통에 미치는 특성을 예비분석 하였다. CEFLASH-4A 코드는 대형 냉각재 상실사고의 Blowdown 기간동안 계통의 열수력학적 거동을 계산하는데 사용되고, COMPERC-II 코드는 재충수·재관수 기간 동안의 열수력학적 거동 및 전 사고 기간 동안의 격납용기 압력 거동을 계산하는데 사용된다. 이 코드들은 기존 상용로의 안전주입탱크 및 저온관 주입 방식을 기초로 개발된 코드로써 저온관 파단 사고시 파단 Loop에 연결된 안전주입탱크의 물은 격납용기로 직접 방출되는 것으로 가정하여 모델링되어 있다. Fluidic Device를 포함한 안전주입탱크 및 DVI 안전주입 형태를 채택하고 있는 차세대 원자로의 경우 안전주입탱크의 냉각수가

사고의 특정 시점에서 고 유량에서 저 유량으로 유량이 변환되어 주입되고 모든 안전주입탱크의 냉각수는 격납용기로의 직접 방출없이 계통으로 유입될 수 있는 설계 특성을 가지고 있으므로 코드의 여러 입력 변수들을 조정하여 근사적으로 대형 냉각재 상실사고를 해석하였다. 여기서 사용된 안전주입 유량관련 가정은 다음과 같다. 4 대의 안전주입탱크에서 나오는 유량과 단일고장 기준에서 제외된 2 대의 고압 안전주입 펌프의 유량이 저온관과 같은 높이에 위치한 하향통로로 주입되어 완전히 혼합되는 것으로 가정하였다. 이와 같은 가정과 CEFLASH-4A 및 COMPERC-II 코드를 사용하여 차세대 원자로의 저온관 양단 파단사고 (1.0 DEG/PD) 시 기존의 안전주입탱크와 Fluidic Device가 설치된 SIT의 성능 비교에 대한 예비분석 결과가 그림 2와 3에 나타나 있다. 이 그림들에서 보는 것처럼 하향통로의 수위가 저온관 바닥 높이까지 채워진 시간 이후에 안전주입탱크 유량을 약 20 % 까지 줄여도 하향통로의 수위는 노심의 재관수에 필요한 수위로 지속적으로 유지되고, 안전주입탱크의 고갈시간을 약 300초 까지 지연시킬 수 있어 안전주입수를 보다 효과적으로 사용할 수 있음을 알 수 있다. 그러나, ABB-CE의 대형냉각재상실사고 해석방법론인 CEFLASH-4A, COMPERC-II 계열의 전산프로그램은 코드 모델링의 특성상 고 유량에서 저 유량으로 변화하는 Fluidic Device가 설치된 SIT의 유량 주입 특성과 ECC 우회유량을 정확히 모의하기가 어렵다.

3. RELAP5/MOD3.1_KREM 해석

3.1 사고해석을 위한 입력자료

RELAP5를 이용하여 Fluidic Device를 설치한 안전주입탱크가 계통에 미치는 영향을 분석하기 위한 입력자료는 참고문헌 [4]로부터 출발하였다. 참고문헌 [4]는 차세대 원자로의 100 % 출력인 경우 정상상태 계산을 위하여 작성된 RELAP5 코드의 입력자료 마련에 관련된 보고서이다. 여기서는 기존의 입력자료에서 대형 냉각재 상실사고 해석을 위하여 수정된 부분에 관해서만 기술한다.

핵연료의 축방향 출력분포를 최대출력이 상부쪽으로 치우친 “top skewed cosine” 곡선에서 핵 연료봉의 중앙부에서 최대출력이 발생하는 cosine 곡선으로 수정하였으며, hottest 핵 연료봉의 최대 열 생성율(maximum heat generation rate)은 system 80⁺에서 사용한 13.7 kW/ft (=44.95 kW/m)를 사용하고 hot channel에서의 최대 열 생성율은 자료가 없어서 올진 3/4호기 최종안정성 분석보고서 작성시 사용한 hottest 핵 연료봉과 hot channel에 있는 핵 연료봉의 열 생성을 비와 동일하게 적용하였다. 이와 같은 방법으로 계산한 hot channel에서의 최대 열 생성율은 12.5 kW/ft이고 나머지는 average channel에서 열이 발생하는 것으로 하였다. Average channel의 최대 열 생성율은 8.63 kW/ft이다.

노 운동학 (reactor kinetics)은 보다 보수적인 잔열곡선을 사용하기 위하여 ANS73 잔열곡선에 2-시그마를 더한 값을 사용하였다. 추가적으로 영광 3/4호기 1-4 cycle을 위한 ANSI/ANS 5.1-1979 (0 sigma) 잔열곡선도 일반 테이블 형태로 입력하였으며, 노심 열 출력은 정격출력의 102 %인 3992 MWt을 사용하였다. 반응도 관련자료는 참고문헌 [5]의 표에서 구한 least negative reactivity를 사용하였으며, RELAP5의 입력에서 요구하는 density weighting factor는 정규화된 출력분포와 같은 형상을 가지는 것으로 가정하였다.

고압 안전주입 유량은 최적 정상상태 입력에서 사용한 최소 및 최대 유량의 평균값 대신에 최소 유량을 사용하였으며, 고압 안전주입 펌프가 기계적으로는 4대가 모두 독립적이나 전기적으로 2 개의 회로로 구성되어 있으므로 4 대의 안전주입 펌프 중 파단이 발생하지 않은 loop에 연결된 2 대는 작동되지 않는 것을

단일고장으로 고려하였다. 4 대의 안전주입탱크에 있는 액체 체적은 최소 체적을 채택하였고, 용기내 초기압력은 최소압력을 사용하였다.

3.2 정상상태 계산

정격출력의 102 %에서 정상상태를 계산하기 위하여 주 급수유량은 102 % 출력에 해당하는 급수량 즉, 정격출력시 주 급수량의 102 %로 하였다. 그리고 일차계통의 압력을 쉽게 안정화시키기 위하여 가압기 위쪽에 가상의 "time dependent volume"을 설치하였다. 그림 4은 KNGR의 대형 냉각재 상실사고 해석을 위한 RELAP5/MOD3.1_KREM의 입력 nodalization을 보여 주고, 표 1과 그림 5~11은 정상상태 계산결과를 보여 준다. 그림에서 100~300 초는 100 % 출력에서의 계산결과이고, 300~600 초는 제 2 절에서 기술한 보수적 가정을 적용한 경우의 계산결과를 보여 준다. 보수적 가정을 사용한 노심 출력이 정격출력의 102 %임을 그림 5에서 잘 보여 주고 있으며, 일차계통과 이차계통의 압력은 일정한 값을 유지하고 있다 (그림 6). 이로 인하여 노심 출구에서의 온도는 100 % 출력인 경우보다 약간 더 상승하게 되고 (그림 7), 증가된 열 출력만큼 2 차 축으로 전달된 에너지가 증가하게 되어 증기 방출량도 102 %로 해당하는 증기 유량으로 증가한다 (그림 10).

이들 계산결과에 의하면 대부분의 주요 변수들은 정상조건에 도달하였으나 증기방출유량은 주 급수량 또는 일차축에서 전달된 에너지 양과 완전히 일치하지 않으나 오차범위가 0.1 % 이내로써 만족할 만한 수준이므로 더 이상 정상상태 계산을 진행하지 않았다.

3.3 대형 냉각재 상실사고 분석

KNGR의 비상노심냉각계통은 고압 안전주입 펌프 (HPSI) 4 대와 안전주입 탱크 4 개로 구성되며 이들은 원자로 하향통로의 윗부분에 대칭으로 연결되어 있다. 고압 안전주입 펌프는 기계적으로는 4 대가 독립적으로 작동하나 전기적으로는 2 개의 전원공급 장치에 의하여 공급되므로 단일고장은 파단 loop의 좌우에

위치한 2 대의 고압 안전주입 펌프 (volume: 385, 485)가 작동되지 않는 것으로 하였다. 격납용기의 압력변화는 KNGR 대형 냉각재 상실사고의 예비분석을 위하여 사용된 참고문헌 [6]에서 계산된 압력을 표로 입력하여 사용하였다.

냉각재 상실사고가 발생하면 고온, 고압의 일차계통 냉각수가 격납용기로 방출되어 격납용기의 온도와 압력은 상승하게 되고, 이때 격납용기의 건전성을 유지하기 위하여 살수계통과 냉각기 Fan이 작동한다. 또한, 매우 짧은 기간에 노심이 완전히 비게 되어 중성자 가속능력이 현저히 저하되기 때문에 큰 부 반응도 (negative reactivity)의 주입효과가 나타나서 원자로는 정지된다. 이 현상이 일반적으로 원자로 정지신호보다 먼저 일어나기 때문에 냉각재 밀도에 의한 부 반응도 값이 과도기 초기의 출력을 결정하는데 중요한 역할을 한다. 대형 냉각재 상실사고가 발생하면 원자로 정지신호에 의하여 정지봉 (shutdown rods)이 작동하기 전에 이미 원자로의 출력은 잔열수준으로 떨어 질 뿐 아니라 정지봉 삽입을 보장할 수 없기 때문에 정지봉 삽입은 고려하지 않았다. 그리고 붕괴열은 보수적으로 알려진 ANS-73 붕괴열 모델을 사용하였으며 노심의 우회유량은 총 노심 입구 유량의 2 % 이하이다. 대형 냉각재 상실사고에 사용된 주요 설정치 (setpoint)와 기기작동 지연시간 (delay time)은 다음과 같다.

- 원자로 정지 : 가압기 압력-12.58 MPa 이하
지연시간 - 1.15 초
- 안전주입 탱크 : 4.03 MPa 이하
- 고압 안전펌프 : 가압기 압력 - 12.58 MPa 이하
지연시간-40 초
- 보조 급수계통 : 작동하지 않음
- 주 증기계통 : 원자로 정지신호
지연시간-1.0
- 주 냉각재 펌프 : 원자로 정지신호
지연시간-0.0초

3.3.1 기본경우 선정

개량형 안전주입 탱크 채택의 잇점을 파악하기 위한 기본경우는 다음과 같은 방법으로 결정하였다. 기존의 안전주입탱크가 설치되어 있는 경우 핵연료 피복재 온도를 가장 높게 하는 입력 변수를 결정하기 위하여 파단 위치, 방출계수, nodalization 등에 대한 민감도 분석을 수행한 결과를 토대로 가장 보수적인 경우를 기본경우로 선택한 후 이에 대하여 대형 냉각재 상실사고시 나타나는 여러 물리적 현상을 분석하여 3.3.2 절의 개량형 안전주입탱크의 채택시 계산결과와 비교, 분석한다.

먼저 다른 변수들을 고정시키고 파단 위치 변화가 대형 냉각재 상실사고시 가장 중요한 변수 중에 하나인 핵연료 피복재 최대 온도 (PCT)와 하향통로의 수위에 미치는 영향을 분석하였다. 그림 12와 13은 각각 냉각재 상실사고시 파단위치의 변화에 따른 PCT와 하향통로 압축수위의 변화를 보여준다. 모든 경우가 안전주입탱크의 재고량이 고갈되면 하향통로의 수위는 원활한 재관수를 위하여 필요한 저온관 높이까지의 수두를 확보할 수 없었으며 PCT는 가압기가 연결되지 않은 loop의 저온관이 파단되었을 경우가 가장 높게 나타났다.

다음은 파단위치를 가압기가 연결된 저온관으로 고정시키고 RELAP5의 입력 변수 중에 하나인 파단면의 방출계수 (Cd) 변화에 따른 거동을 분석하였다. 이때 방출계수는 1.0에서 0.5까지 감소시켰으며 그림 14~16은 각각 PCT, 하향통로에서 평균 압축수위 및 파단유량 나타낸다. 파단위치 변경의 경우와 유사하게 이 경우도 안전주입탱크가 고갈되면 하향통로의 수위는 저온관보다 아래쪽에 위치하였으며 (그림 15), 방출계수 Cd=0.6일 경우에 PCT는 최대값을 가졌다 (그림 14). 이들 방출계수의 변화가 PCT에 미치는 영향은 표 2에 요약하여 나타내었다. 임계유속 조건에서 방출유량은 방출계수의 변화에 선형적으로 변화하기 때문에 방출계수에 비례하다가 원자로와 격납용기 사이의 압력차이가 임계조건에서 벗어나게 되면 이들 사이의 압력차에 의하여 유량이 결정된다 (그림 16).

그림 17~19는 파단위치는 가압기가 연결되지 않은 저온관으로 하고 파단면의 방출계수를 0.6으로 고정하고 주 냉각재 펌프 정지신호가 원자로 정지신호에서 저온관 파단과 동시에 정지되는 경우로 변경한 경우로 사고 초기에 파단과 동시에 주 냉각재 펌프가 정지하는 경우가 파단유량을 더 적게 예측하므로써 PCT는 더 낮게 예측하였다.

그림 20~23은 파단면의 방출계수를 0.6으로 고정하고, 파단위치는 가압기가 연결되지 않은 저온관이고 주 냉각재 펌프가 원자로 정지신호와 동시에 정지될 경우 하향통로의 원주방향을 기존의 2 개에서 4 개로 세분하여 각 volume 마다 하나의 저온관이 위치하도록 하고, 하향통로 사이의 cross-flow junction에서 형상계수 (form loss)를 $K=50$ 과 $K=0$ 을 채택한 경우의 계산결과이다. 과도기간 중 빠져 나간 총 파단유량은 세 경우 모두 비슷하였으나, 하향통로 모델방법의 차이로 인하여 하향통로에서 유량 분포 즉, 우회유량 (bypass flow)은 서로 상이하였다. $K=50$ 인 경우가 cross-flow의 저항이 $K=0$ 인 경우보다 ECC 우회유로가 증가하여 PCT를 약 24 K 상승시켰다 (그림 20). 그리고 동일한 형상계수 (K)를 사용할 경우 하향통로의 원주방향을 4 개로 분리하여 모델한 것이 2 개로 모델한 것보다 PCT를 약 50 K 더 높게 예측하였다. 비상노심 냉각수의 유로를 보다 현실적으로 모의 할 수 있으면서 보수적인 하향통로의 원주방향을 4 개로 나누고 cross-flow junction에서 저항값 $K=50$ 을 사용한 모델을 기본경우로 채택하였다.

이상의 결과를 종합하여 개량형 안전주입탱크의 영향을 비교, 분석하기 위한 기본경우로 하향통로의 원주방향을 4개로 분리하여 모델하고 cross-flow junction에서 형상계수는 $K=50$, 방출계수는 $C_d=0.6$, 주냉각재 펌프는 원자로 정지신호와 동시에 정지되는 경우를 선택하였다. 기본경우 계산에 사용된 ECC 관련 조건을 요약하면, 독립된 4-train으로 설계된 안전주입계통의 각 train을 upper annulus volume (참조: 그림 24; volume number 130-02, 140-02, 142-02, 144-02)에 연결하고 단일고장기준은 1-diesel generator 고장을 가정하여 전기적 train에 연결된 고압 안전주입 펌프만으로 최소 유량이 공급된다. 이때 고압 안전주입 펌프가 공급되는 위치는 파단 loop이 연결된 volume (144-02)와 그 반대편인 volume (142-02) 이다. 그림 24는 하향통로와 upper annulus 부분의 nodalization 단면도를 나타내고, 표 3은 기본경우에 대하여 시간경과에 따른 사고진행 상황을 요약한 것이다. 이 경우에 대하여 과도기간동안 일어나는 물리적 현상을 보다 상세히 분석하면 다음과 같다.

사고가 발생하면 계통과 격납용기 사이의 큰 압력차이로 인하여 급격한 과도가 시작되는데 그림 25는 가압기 상부와 증기 발생기 상부에서 압력변화를 보여준다. 일차계통의 감압은 과도가 시작부터 계통의 압력이 포화압력에 도달할

때까지 가장 크고 포화압력에 도달한 이 후부터는 완만해 진다. 즉, 일차계통의 압력이 포화압력으로 감압되는 기간의 감압률이 가장 크고 포화압력에 도달한 다음부터는 노심에서 증기의 생성으로 인하여 감압률이 감소하게 된다. 압력이 급격히 감소하는 blowdown 기간동안 냉각재는 파단부위를 통하여 임계유속으로 방출되고, 일차계통압력은 안전주입탱크 작동압력인 4.03 MPa 이하로 떨어지게 된다. 일차계통의 압력은 26.6 초에 이미 포화상태에 도달하여 약 5.8 MPa의 일정한 압력을 과도 전 기간동안 유지하는데 이 압력은 50 초 이후의 일차계통 압력보다 높은 압력이다. 일차계통 압력감소에 따라 4 대의 안전주입탱크로부터 안전주입수가 24.9 초에 공급되어 (그림 26) 재충수가 시작되고, 44 초경이 되면 하향통로의 수위는 저온관 위치까지 상승하면서 재관수가 시작된다 (그림 27). 원자로 정지 후 40 초가 경과하면 고압 안전주입 펌프를 통하여 안전주입이 시작되어 보다 많은 양의 안전주입수가 공급되다가 (그림 26), 92 초경에 안전주입탱크 내부의 재고량이 고갈되면 노심 냉각은 고압안전주입수에 의해서만 이루어지는데 고압안전주입 유량이 충분히 크지 않기 때문에 이때부터 하향통로의 수위는 감소하기 시작한다 (그림 27). 그림 28은 파단유량을 나타내고 그림 29는 재관수 기간동안의 파단유량을 상세히 분석하기 위하여 파단유량의 범위를 확대하였다. 사고 초기에 파단유량이 많이 방출되는데 이것은 파관의 액체유량이 빠져나간 결과이며, 펌프, 증기발생기, 배관 등의 저항으로 인하여 펌프쪽에서 방출되는 유량이 노심쪽에서 역류되는 유량보다 적다. 고온관과 증기발생기 U-튜브가 증기로 차 있는 재관수 기간에는 노심쪽에서 방출되는 유량에 의하여 방출유량이 좌우된다 (그림 29). 계통과 격납용기 압력차이에 영향을 받는 방출유량은 요동이 심하기 때문에 안전주입유량과 비교하는데 어려움이 있다. 그림 30은 적분된 안전주입유량과 총 방출유량과의 관계를 보여 준다. 그림에 의하면 200 초경부터는 방출유량이 고압 안전주입 유량 보다 더 크게 되어 하향통로에서 수위는 감소한다. 이 경우 하향통로의 수위는 재관수에 필요한 충분한 수위를 확보하지 못하고 있으며 이로 인하여 노심의 압축수위도 안전주입탱크의 냉각재가 고갈된 후에는 더 이상 증가하지 못하고 있다 (그림 27). 그림 31은 개략적인 ECC bypass 유량을 나타내는데 이 값은 총 안전주입유량에서 노심으로 유입된 유량을 뺀 (total ECC flow-core inlet flow) 것이다. 이 그림에 의하면 재관수 기간

에 ECC 유량 중 상당한 양이 노심으로 유입되지 못하고 파단면을 통하여 방출되고 있음을 알 수 있다. 안전주입 냉각수가 효과적으로 노심으로 유입되지 못하여 노심의 재관수 속도가 감소하고 재관수 속도의 감소는 노심 내부 기포율을 증가시켜 노심압력을 상승시키게 된다. 이들이 복합적으로 작용하여 재관수는 더욱 서서히 진행되고 있다. 그림 32~35는 각각 intact loop과 broken loop의 하향통로에서 기포율과 냉각수의 온도분포를 나타낸다. 이들 그림에 의하면 안전주입 탱크의 재고량이 고갈되고, 고압안전주입 유량에 의해서만 노심이 냉각되는 약 100 초 이후에는 하향통로의 수위가 충분하지 못하여 하향통로 모든 volume의 중간 높이 (volume number: 182, 180, 184, 170-03)에서 상당량의 기포가 존재하고 있다. 즉, 과도기가 진행될수록 하향통로의 수위는 더 낮아지는 것을 보여주고 있는데 이것은 그림 33과 35에서 보는 바와 같이 ECC 냉각수가 하향통로 중간정도 높이까지 내려오면 하향통로 주변의 열 구조물 및 증기발생기를 거치면서 가열되어 파단되지 않은 저온관에서 노심으로 들어오는 유체와 작용하여 포화상태에 도달한다. 포화상태의 냉각수가 노심으로 유입되기 때문에 노심은 증기 발생율이 증가하고 이로 인하여 노심에서 압력은 노심 입구가 과냉각 상태(sub-cooled state)인 경우 보다 더 높게 된다. 노심의 압력이 상대적으로 높으면서 하향통로의 수위가 낮기 때문에 핵연료의 quenching은 매우 느리게 나타나 과도기간 500 초 경과시 유효노심의 약 1.3 m까지는 quenching이 일어났으나 그 이상에서는 quenching 없이 열전달에 의하여 핵연료 피복재 온도가 최대값에 도달 후 서서히 감소하고 있다. 하지만 400초 이후가 되면 앞의 그림 27 와 32에서 예측된 바와 같이 다시 핵연료 피복재 온도가 증가하고 있으나 (그림 36), 과도기가 100 초 이상이 되면 다시 서서히 감소하기 시작한다 (그림 46 참조).

이상의 결과를 종합하면 현 계통에서 사용되고 있는 고압 안전주입 펌프의 안전주입유량은 재관수 전 기간동안 하향통로의 수위를 저온관 높이까지 물로 채우기에는 충분하지 못하며, 재관수율도 매우 느린 속도로 진행되고 있다. 이를 개선하기 위해서는 재관수 기간 중 보다 많은 안전주입유량을 공급하거나 하향통로 바닥부근까지 과냉각된 냉각수가 공급될 수 있는 방안이 요구된다.

3.3.2 안전주입탱크에 fluidic device를 설치한 경우

앞 절에서는 fluidic device가 설치되지 않은 안전주입탱크를 채택한 경우에 대한 대형 냉각재 상실사고의 사고해석 결과를 분석하였다. 이 경우 문제점 해결 방안의 하나로 fluidic device가 설치된 개량형 안전주입탱크를 채택할 경우의 대형 냉각재 상실사고시 계통의 거동을 본 절에서 분석한다. RELAP5 코드에서 개량형 안전주입탱크의 모델은 그림 1에서 나타낸 바와 같이 안전주입탱크와 DVI 관 사이에 가상의 관을 설치하여 이 관을 연결하는 주 유로와 제어 유로를 Junction의 단면적으로 모델하고 이들 Junction은 “Trip valve”를 사용하여 주어진 조건에 도달하면 밸브들이 개폐되도록 하였다.

분석방법은 다음과 같은 순서로 한다. 저온관의 압력 조건에 의하여 안전주입탱크가 작동하여 안전주입탱크내 유체가 노심으로 유입되어 재충수와 재관수가 진행되는데, 앞 절에서 수행한 기본 경우에서 안전주입수가 하향통로의 저온관 높이에 해당하는 수위까지 하향통로를 채우게 되는 안전주입탱크내 안전주입수의 용량을 결정한다. 이 량이 그림 1의 주 파이프 (main pipe) 위쪽에 해당하는 체적으로 본 계산에서는 약 28 m^3 이다. 그리고 유량제어기 (control pipe)를 통하여 방출되는 유량은 기본경우의 재관수 초기 10 초 동안 노심으로 유입되는 유량의 평균이 되도록 정한 후 유량제어기로 유입되는 유량을 감소시키면서 핵연료 봉 PCT에 영향을 미치지 않는 최소 유량을 결정한다.

다음의 그림들은 주 파이프 위쪽 안전주입수량을 28 m^3 로 하고 유량제어기인 제어밸브를 통한 유량을 약 250 kg/s 로 방출한 경우의 과도기이다. 이때 안전주입탱크 1 개 당 유체의 부피는 기존의 KNGR과 동일한 45.3 m^3 이다. 그림 37는 안전주입탱크와 고압안전주입 펌프에 의하여 공급되는 총 ECC 유량을 나타낸다. 안전주입탱크에서 공급되는 유량은 60 초에 작은 유량으로 전환되어 기본 경우보다 62 초 정도 지연된 154 초경에 완전히 고갈되었다. 기본경우와 마찬가지로 이 경우도 안전주입탱크가 고갈된 후에는 하향통로의 수위가 저온관 위치까지 유지하지 못하고 기본경우와 같은 수준으로 내려가고 있다 (그림 38). 그림 39는 각 node에서 핵연료 피복재 온도를 나타내고, 그림 40은 최대 피복재 온도를 기본경우와 비교한 것이다. 그림에서 핵 연료봉의 각 노드간 간격은 0.19 m 이고 첫 번째 노드는 핵연료 바닥으로부터 0.095 m 의 위치이다. 이들 그림에 의하

면 개량형 안전주입탱크가 기본경우보다 PCT 온도를 약 37 K 정도 더 낮게 예측하였으며 PCT가 발생하는 시간이 기본경우는 안전주입탱크가 고갈된 직후인데 비하여 개량형 안전주입탱크의 경우는 안전주입탱크에서 냉각수가 공급되고 있는 기간 동안에 발생하였다. 즉, 기본경우는 고압 안전주입 유량이 작아서 안전주입탱크내 냉각재가 고갈된 후에 PCT가 나타나고, fluidic device가 작동하는 경우는 154 초까지 안전주입탱크의 제어유량이 존재하는 재관수 기간에 PCT가 발생하였다. 하지만 이 경우도 기본경우와 마찬가지로 노심의 핵연료가 모든 위치에서 quenching이 일어나지 않은 상태에서 안전주입탱크가 고갈되므로써 약 155 초 이후는 ECC 유량이 파단유량 보다 작게 되어 시간이 경과할수록 하향통로 수위는 저온관 위치까지 유지할 수 없었으며, 핵연료 온도는 감소하다가 다시 상승하는 경향을 보여준다 (그림 40).

개량형 안전주입탱크인 경우도 안전주입탱크의 냉각수가 고갈되면 고압 안전주입 유량만으로는 하향통로에서 충분한 수위를 확보할 수 없기 때문에 안전주입탱크의 높이는 기존의 경우와 동일하게 유지하면서 임의로 직경을 더 크게 하여 안전주입탱크의 전체 체적을 136 m^3 , 유체체적을 90 m^3 으로 하여 충분한 냉각수를 확보한 후 앞에서 사용한 경우의 PCT와 유사한 수준을 유지하면서 재관수 기간동안 하향통로에서 충분한 수위를 확보할 수 있는 제어밸브를 통한 최적 유량을 계산하였다. 그림 41은 총 ECC 유량변화이고, 그림 42는 제어밸브를 통한 유량변화에 따른 하향통로의 압축수위를 나타내고, 그림 43은 이 경우의 PCT를 보여준다. 이들 그림에 의하면 검토된 제어밸브 면적에서 PCT는 유사한 시간 (150 ± 50 초)에서 나타났으며, 크기는 $1340 \pm 30 \text{ K}$ 의 값을 가진다. 그리고 재관수 기간 동안 적절한 재관수 속도를 유지하기 위하여 하향통로의 수위가 저온관 위치까지 확보되는 것이 요구되는데 본 계산의 경우는 제어밸브의 단면적이 0.00265 m^2 이상에서 압축수위가 저온관 위치까지 가능하였으며 혼합수위로 가정하면 이 보다 더 낮아도 가능할 것이다. 보수적으로 가정하여 제어밸브 단면적이 0.00265 m^2 인 경우 주 파이프 위쪽 부피는 28 m^3 이고, 주 파이프를 통한 평균 유량은 평균 972 kg/s ($1.33 \text{ m}^3/\text{s}$)이고, 제어밸브를 통한 유량은 약 170 kg/s ($0.237 \text{ m}^3/\text{s}$)로 turn-down ratio는 약 5.7이고, 안전주입탱크 작동 약 33 초 후에 제어유량으로 전환되었다. 하지만 위에서 수행한 모든 경우가 핵 연료봉의

quenching이 원활히 이루어지지 않았는데 그 원인은 3.3.1의 기본경우에서 설명한 바와 같이 DVI injection에 의하여 공급된 ECC 냉각수가 하향통로 하단부에 도달하게 되면 거의 포화상태가 되기 때문에 노심을 효과적으로 냉각시키지 못했기 때문이다. 이들 계산결과에 의하면 안전주입탱크내에 냉각수량을 증가시켜 ECC 냉각수량이 제어밸브로 공급되는 기간을 연장하여도 PCT에는 영향을 미치지 않았다. 이것은 fluidic device의 문제가 아니라 DVI injection의 특성인 것으로 예측되며 이에 관한 보다 상세한 분석과 해석이 요구된다. 하지만 fluidic device가 PCT 발생 이후의 핵 연료봉 온도거동에는 영향을 주었다.

앞의 분석에 의하면 제어밸브를 통한 유량공급 시간이 일정기간 이상이 되면 PCT에 영향을 미치지 않기 때문에 하향통로에 수위가 저온관 위치까지 유지되는 제어밸브 면적을 0.00265 m^2 으로 고정시키고, 안전주입탱크내 ECC 냉각수량을 PCT가 발생하는 150 ± 50 에서 최대시간인 약 200 초까지 공급할 수 있는 기존의 안전주입탱크 용량을 사용했을 경우 (즉, 안전주입탱크 총 체적= 63.1 m^3 , 액체의 부피= 45.3 m^3 , 주 파이프 위쪽 액체 부피= 28 m^3)를 fluidic device가 설치된 안전주입탱크의 기본경우로 채택하였다. 이 경우에 대하여 안전주입탱크 작동기간 중 유량 변화가 없는 기존 안전주입탱크와의 계산결과를 그림 44~48에서 비교하였다. 기본경우는 92 초경에 안전주입탱크 유량이 고갈되는데 비하여 개량형 안전주입탱크는 유량 주입기간이 212 초까지로 약 120초 정도 더 연장할 수 있었다 (그림 44). 이로 인하여 하향통로의 수위를 개량형 안전주입탱크는 PCT가 발생하는 120 초경 이후인 212 초까지 저온관 높이까지 유지하다가 안전주입탱크 내 재고량이 고갈되면 감소한다 (그림 45). 하지만 이 경우는 700 초경부터 수위가 다시 서서히 회복되고 있음을 볼 수 있다. 이들 두 경우 PCT 차이는 10 K 이내로 유사한 크기를 가졌으나, PCT 발생시간이 기본경우는 안전주입탱크가 완전히 비게 된 후 고압 안전주입 펌프 유량만 공급되는 기간에 발생하는데 비하여 개량형 안전주입탱크인 경우는 유량 제어밸브를 통한 안전주입탱크의 제어유량이 공급되는 기간에 나타났다 (그림 44와 46). 그림 46에 의하면 약 212 초에 안전주입탱크로부터 유량이 중단되었음에도 불구하고 핵연료 온도는 약 300 초까지 계속하여 감소하고 있다. 이것은 안전주입탱크로부터 많은 량의 차가운 안전주입수 중단되면서 노심압력이 상승하여 포화온도가 상승하였기 때문이다. 계

통압력의 상승은 과냉각도 (sub-cooled margin)를 증가시켜 노심에서 일시적으로 열전달이 증가하여 핵연료 온도가 감소하다가 시간이 지남에 따라 과냉각도가 감소하여 300 초경에 유체가 포화상태가 되므로 썬 (그림 51 참조), 그 이후는 핵연료 온도가 서서히 증가한다. 과도기가 계속하여 진행되면 quenching이 일어나면서 핵연료 온도는 안전한 상태로 유지된다. 이와 같은 현상은 기존의 안전주입탱크의 경우에도 동일하게 나타난다. 그림 47는 개량형 안전주입탱크의 경우 핵연료 각 노드에서 피복재 온도를 보여 준다. 이 경우 핵연료 바닥에서 약 2.4 m 되는 지점 (핵연료 총 유효높이: 3.8 m)에서 PCT가 발생하였으며 안전주입탱크가 비게 되면서 다시 상승한 핵연료 피복재 온도는 시간이 경과함에 따라 서서히 감소하기 시작하여 1240 초 이상이 되어야 핵연료 중앙까지 quenching이 일어났다.

PCT를 가능한 한 낮게 하면서 핵연료 피복재의 quenching을 향상시키기 위한 방안으로 DVI injection line 위치 변경과 ECC 냉각수 온도변경에 관한 민감도 분석을 수행하였다. 민감도 분석의 첫 번째 경우는 DVI line 연결 위치를 보다 아래쪽으로의 이동시키는 것이 노심 입구에서 과냉각도를 어느 정도 확보할 수 있는지 확인하기 위함이며, 두 번째 경우는 DVI line을 저온관 위치까지 내린 후 ECC에 사용되는 냉각수의 온도를 322 K에서 312 K로 10 K 내릴 경우 노심 입구에서 과냉각 정도를 확인하기 위함이다. 이들 민감도 분석의 결과에 의하면 ECC 냉각수 공급위치를 기존의 위치에서 저온관 중심까지로 약 3.5 m 내릴 경우 PCT는 약 75 K 정도 낮아 졌으며, ECC 냉각수의 온도를 기본 경우 보다 10 K 더 내린 경우는 비슷한 PCT 값을 보여 주었다 (그림 52). ECC 냉각수의 온도를 10 K 내릴 경우 재관수 초기 (50~100 초 사이)에 노심 입구로 유입되는 냉각수의 온도가 약 8 K 정도 더 감소하였으나 (그림 51), 이와 동시에 우회유량 증가로 하향통로의 수위가 감소하여 (그림 50) 노심으로 유입되는 냉각수량이 감소하였다. 노심 입구에서 냉각수 온도 감소와 유량감소가 서로 보완작용을 하여 ECC 냉각수 온도를 내릴 경우 PCT 개선효과는 나타나지 않았다.

끝으로 계통에 개량형 안전주입탱크를 설치한 경우에 대하여 파단면의 방출 계수가 미치는 영향을 분석하였다. 그림 53과 54는 각각 하향통로에서 평균 압축 수위와 핵연료 피복재 최대 온도를 나타낸다. Fluidic device가 설치되지 않은

기존의 경우는 $C_d=1.0$ 인 경우가 0.6 인 경우보다 약 88 K 낮은데 비하여 개량형 안전주입탱크의 경우는 약 145 K 더 낮았다. 그리고 $C_d=0.6$ 에서는 잘 나타나지 않던 blowdown PCT가 $C_d=1.0$ 에서는 약 1109 K 로 명확하게 나타났다.

4. 결 론

Fldidic device를 설치한 개량형 안전주입탱크가 대형 냉각재 상실사고시 계통에 미치는 영향을 주 유량과 제어 유량의 분포, 안전주입 탱크 내 액체량, ECC 주입 위치와 유체온도 등을 변화시키면서 분석하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

1) 기존의 안전주입탱크와 유량 제어장치가 설치된 개량형 안전주입탱크가 핵연료봉의 최대 온도에 미치는 영향은 10 K 이내로 비슷하였으나, PCT 발생 시점은 기존 안전주입탱크인 경우는 고압 안전주입 유량 만 공급되는 시간인데 비하여 개량형 안전주입탱크인 경우는 제어밸브를 통하여 안전주입탱크가 작동하는 기간 중이다. 이로 인하여 개량형 안전주입탱크의 경우는 PCT가 발생하는 시간에 하향통로에서 수위를 저온관 높이까지 확보할 수 있었다. 이것은 본 보고서에서 고려하지 못한 보다 심각한 경우에 대하여도 개량형 안전주입탱크는 보다 효과적으로 PCT를 제어할 수 있을 것이다.

2) 결정론적 안전해석 관점에서는 PCT가 주로 안전주입탱크 작동 초기의 유량에 의하여 좌우되기 때문에 기존경우보다 개선되지 않고 유사한 정도를 보여 주지만, 확률론적 안전해석에서는 능동계통인 저압 안전주입 펌프가 제거되고 고압 안전주입 펌프와 안전주입탱크만으로 계통을 냉각시키기 때문에 충분한 잇점이 있을 것으로 예측된다.

3) 민감도 분석결과에 의하면 ECC 냉각수 공급 위치를 기존의 위치에서 저온관 위치로 약 3.5 m 내릴 경우 PCT는 과도 초기 노심 입구에서 과냉각도가 증가하면서 75 K 정도 개선되었으나, ECC 냉각수 온도를 10 K 더 내릴 경우는 과냉각도 증가와 더불어 우회유량 증가로 인하여 하향통로의 수위가 감소하여 ECC 냉각수 온도를 내리지 않은 경우와 비슷한 크기를 가졌으며 파단면의 방출 계수 변화에 대한 PCT 변화는 기존의 안전주입탱크가 설치된 경우와 같은 경향을 보여 주었다.

끝으로, 대형냉각재 상실사고시 핵연료 봉의 quenching이 신속히 이루어지지 않는 것은 ECC 냉각수의 DVI 주입 특성과 관련된 것으로 예측되며, 재관수 기간 동안 보다 효과적인 노심 냉각을 위해서는 DVI 주입 특성에 대한 심도있는

분석이 요구된다

5. 참 고 문 헌

- [1] EPRI, "Utility requirement document-ALWR program policy and summary of top-tier requirement", vol. I (1990).
- [2] T. Shiraishi, H. Watanabe, N. Nakamori, K. Tabuchi, Y. Takayama and T. Sugizaki, "Characteristics of the flow-controlled accumulator", Nuclear technology, Vol. 108, pp. 181-194(1994)
- [3] 장원표 외, "원전의 냉각재 상실사고 해석코드 개발, PART II", KAERI/RR-1478/98, 과학기술처, 1995
- [4] H. S. Lim, C. H. Ban, K. H. Bae and B. D. Chung, "KNGR RELAP5/MOD3 input calculation", KNGR-SS-CA-017, 1997.
- [5] ABB-CE, "Design data for the plant safety, performance, containment and severe accident analysis for the system 80⁺ Standard design", FS-93-033, 1993.
- [6] K. H. Bae, "Containment input parameters sensitivity analysis on KNGR LBLOCA using COMPERC-II", KNGR-SS-CA-012, 1996.

표 1. 대형냉각재 상실사고 해석을 위한 초기조건에 대한 계산결과

변수	설계값	100 % 출력	102% 출력
노심 출력 (MWt)	3194	3194	3992
가압기 압력 (MPa)	15.5	15.5	15.5
저온관 온도 (K)	564	564.4	564.2
고온관 온도 (K)	597	596.8	597.7
Loop 유량 (kg/s)	10445	10564	10548
우회유량 (kg/s)			
하향통로입구에서 상부헤드	81.9	79	79
하향통로 입구에서 상부공동	230	233	232.8
하부공동에서 노심 shroud	67.3	69.5	69.5
하부공동에서 안내관	123.9	123.3	123.2
증기발생기 헤드 압력 (MPa)	6.89	6.89	6.89
주급수 유량 (kg/s)	1111.6	1111.6	1133.8
주증기 유량 (kg/s)	1111.6	1110.7	1131.7

표 2. 매개변수 변화에 따른 피복재 최대 온도

변 수	PCT (K)	비 고
(1) 파단위치 : (a) 가압기가 있는 저온관 펌프 토출쪽	1224	
(b) 가압기가 없는 저온관 펌프 토출쪽	1200	
(c) 가압기와 원자로 사이터 고온관	845	
(2) 방출계수 : (a) Cd=1.0	1223	(1)-a 사용
(b) Cd=0.8	1224	
(c) Cd=0.7	1270	
(d) Cd=0.6	1312	
(e) Cd=0.5	1244	
(3) MCP 정지신호 : (a) 원자로 정지신호	1312	(1)-a, (2)-d 사용
(b) 저온관 파단시간	1252	
(4) 하향통로 모델 : (a) 개수=2, 형상계수=50	1312	(1)-a, (2)-d, (3)-a 사용
(b) 개수=4, 형상계수=50	1372	
(c) 개수=4, 형상계수=0	1348	
(5) Fluidic device 설치시 (제어 파이프 면적 = 0.0044 m ²)	1335	(1)-a, (2)-d, (3)-a (4)-b 사용

표 3. 대형냉각재 상실사고 진행 상황 (기본경우)

시간	상황
0.0	저온관 양단 파단
5.9	노심 하단부 포화 상태 도달
9.0	저압에 의한 원자로 정지신호 발생
10.2	원자로 정지
11.2	터빈정지
	주 급수관 격리 밸브 작동
24.9	안전주입탱크 작동
24.9	재충수 시작
26.6	증기발생기 이차측 포화상태 도달
44.2	하향통로 수위 저온관 위치 도달
44.8	재관수 시작
49.0	HPSI 펌프작동
92.0	안전주입탱크 고갈
144.0	PCT 도달 (1372 K) (1283 K/49.4 초)

표 4. 대형냉각재 상실사고 진행 상황 (Fluidic device 경우)

시간	상황
0.0	저온관 양단 파단
5.9	노심 하단부 포화 상태 도달
9.0	저압에 의한 원자로 정지신호 발생
10.2	원자로 정지
11.2	터빈정지
	주 급수관 격리 밸브 작동
24.9	안전주입탱크 작동
24.9	재충수 시작
26.6	증기발생기 이차측 포화상태 도달
44.2	하향통로 수위 저온관 위치 도달
44.8	재관수 시작
49.0	HPSI 펌프작동
212.0	안전주입탱크 고갈
104.0	PCT 도달 (1365 K)

*제어 파이프 면적 = 0.00265 m²

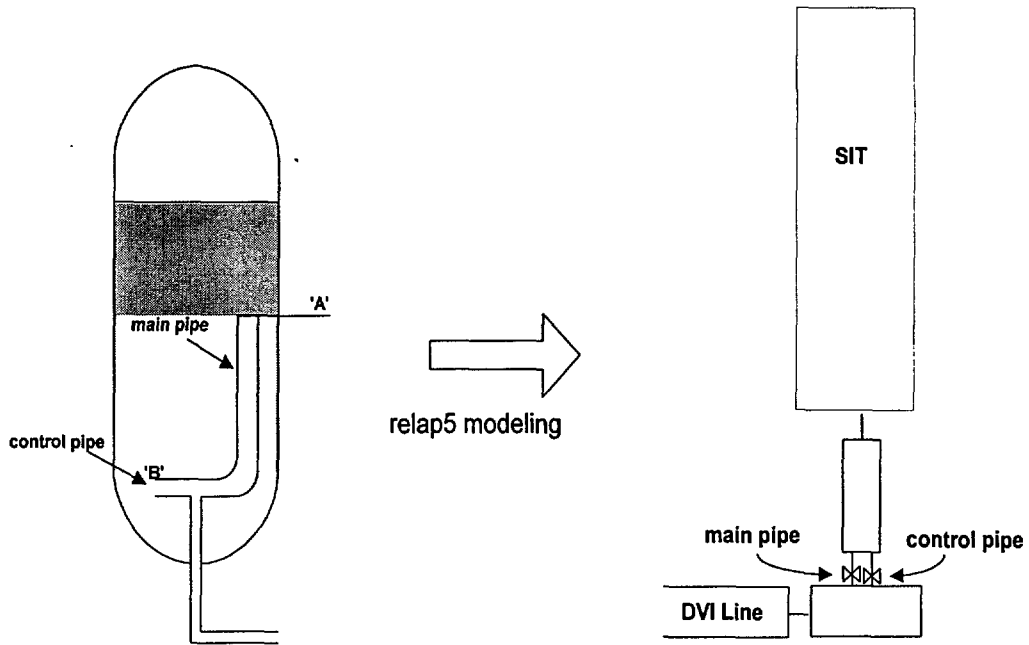


그림 1. 유량제어기가 설치된 개량형 안전 주입탱크의 개략도 및 RELAP5 model

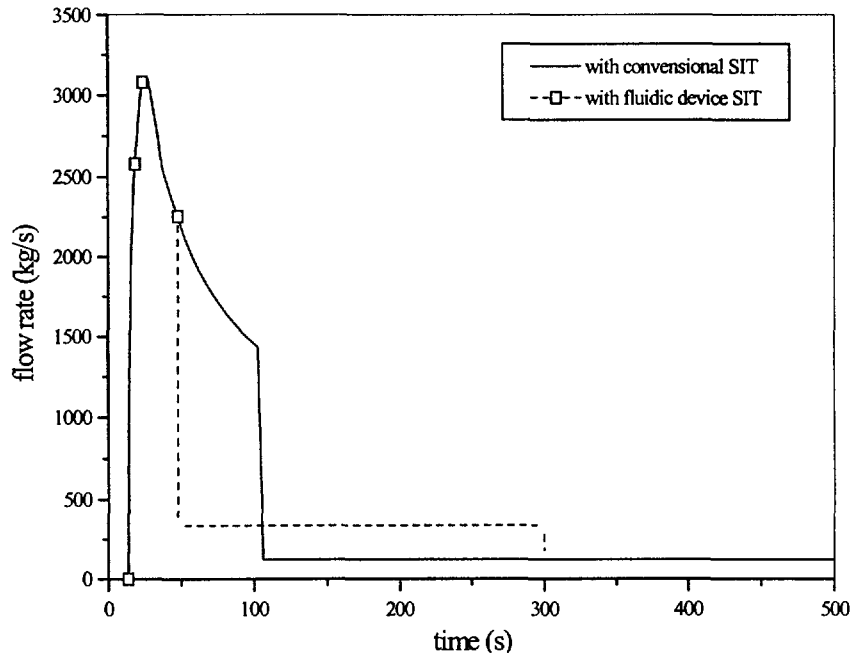


그림 2. 예비분석에 의한 안전주입 유량

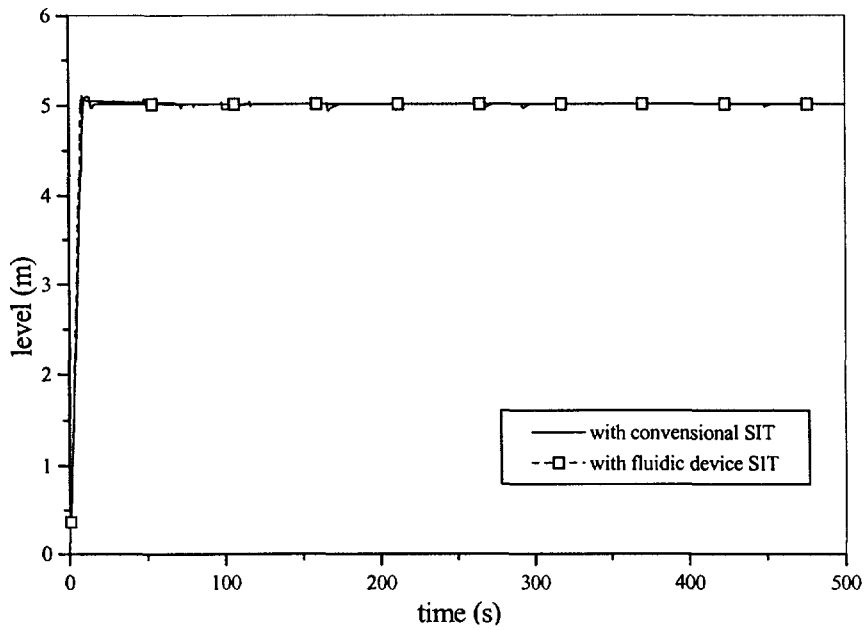


그림 3. 예비분석에 의한 하향통로 수위

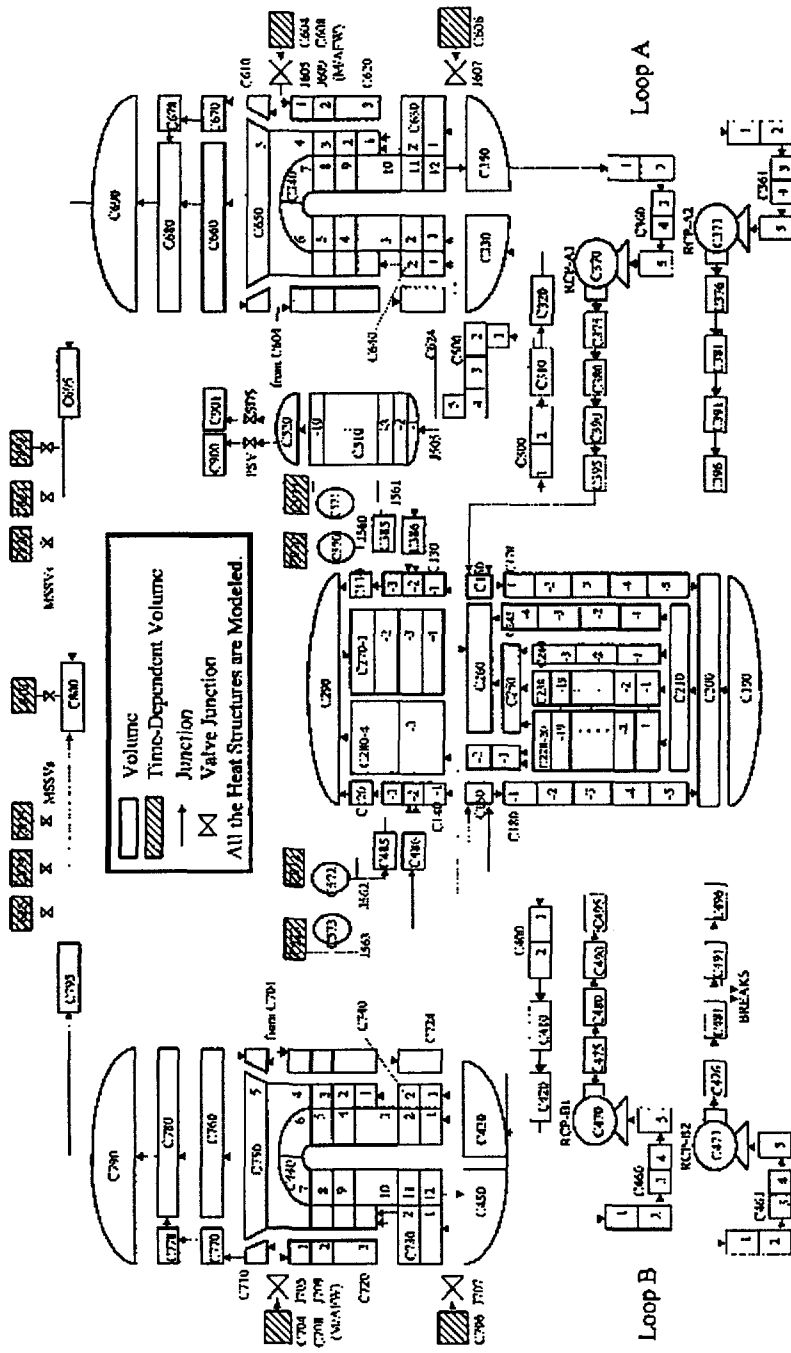


그림 4. KNGR 대형냉각재 상실사고 해석을 위한 RELAP5/
MOD3.1_KREM Nodalization

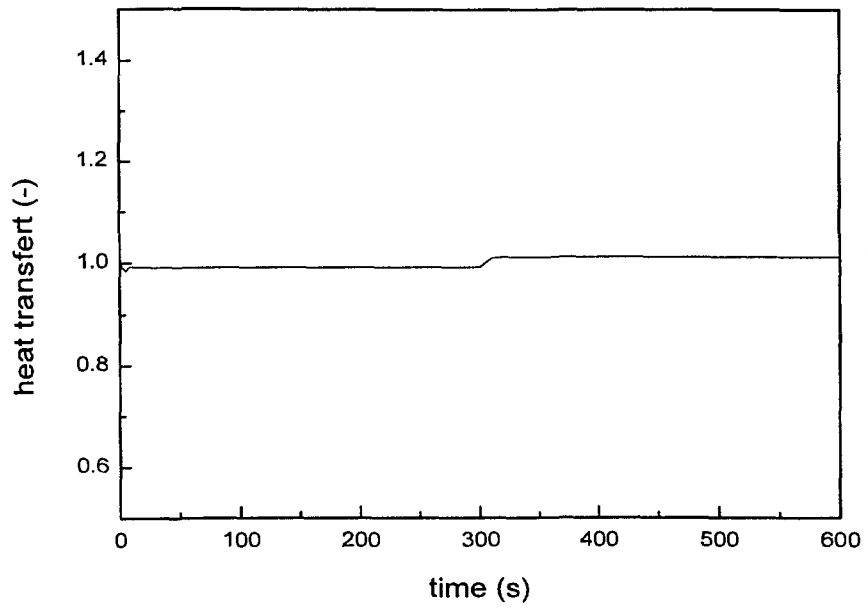


그림 5. 노심출력 (정상상태)

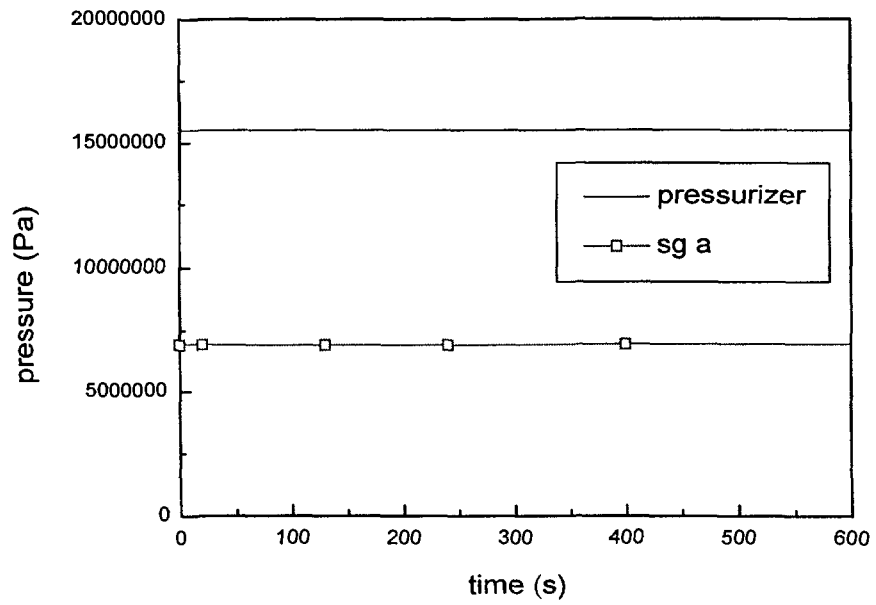


그림 6 가압기와 증기발생기의 상부압력 (정상상태)

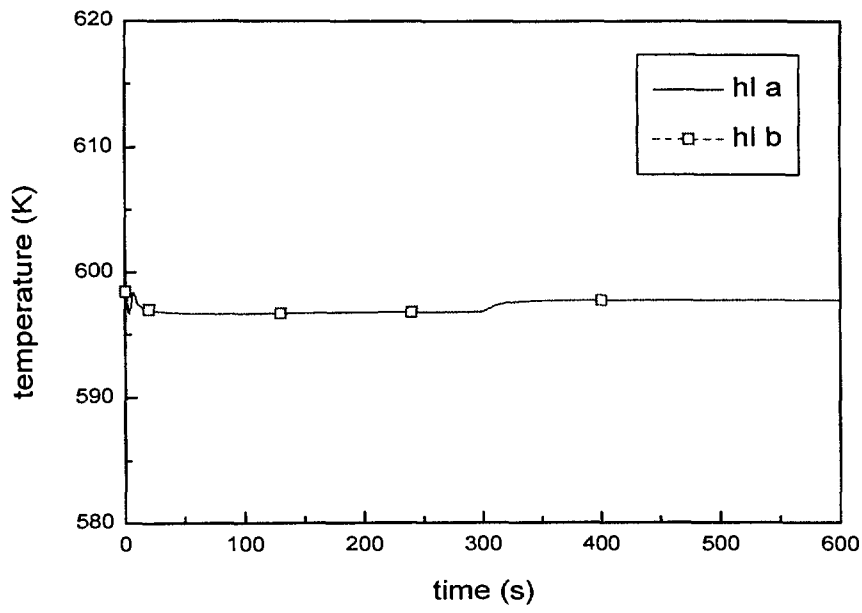


그림 7. 고온관 온도 (정상상태)

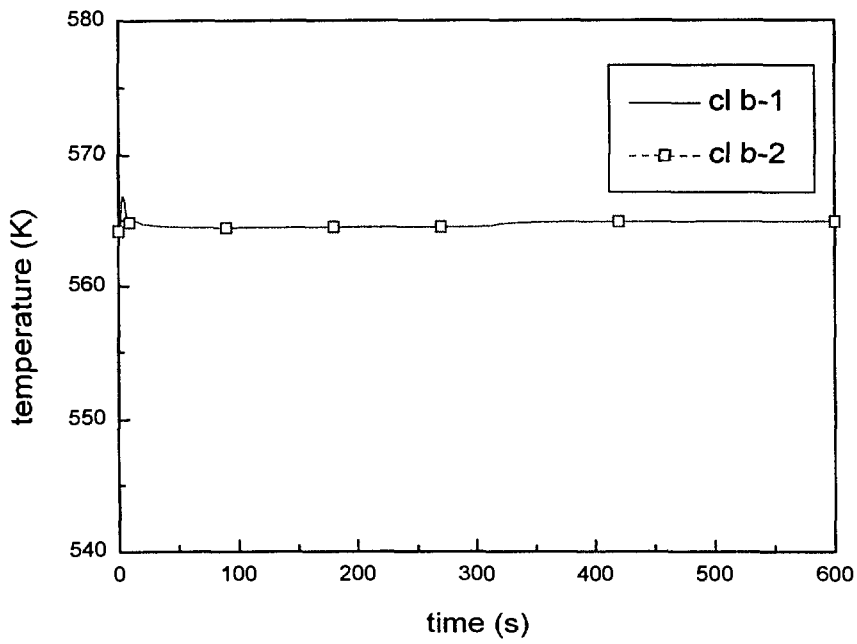


그림 8. 저온관 온도 (정상상태)

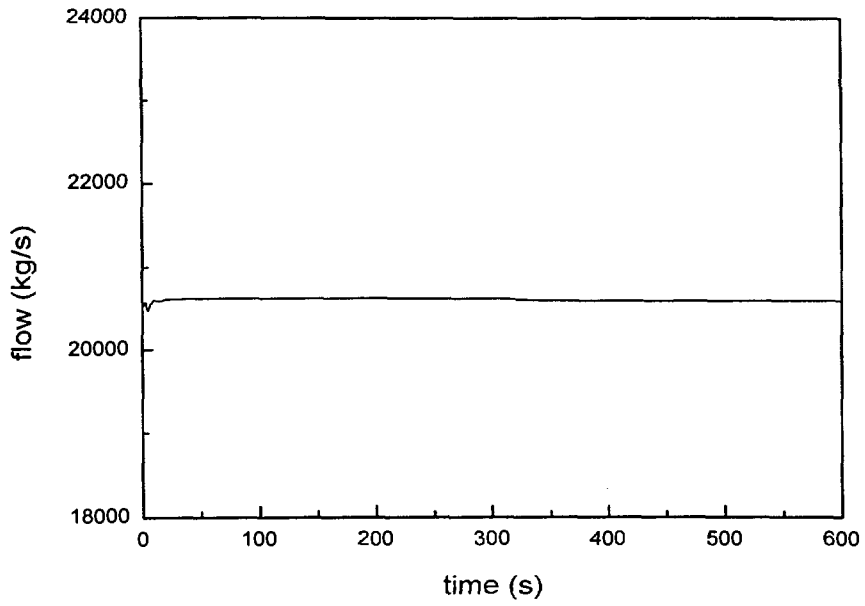


그림 9 유효노심에서 평균유량 (정상상태)

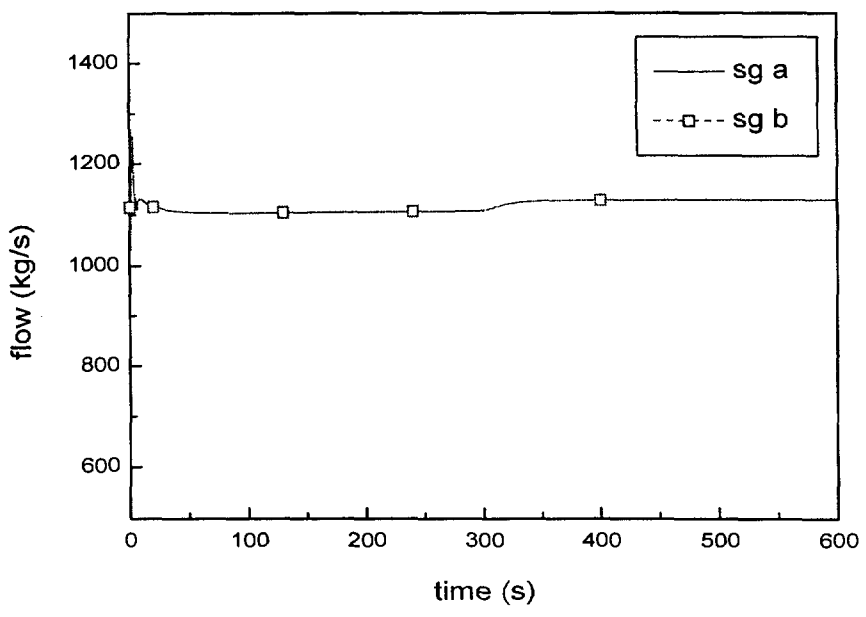


그림 10. 주 증기관에서 증기유량 (정상상태)

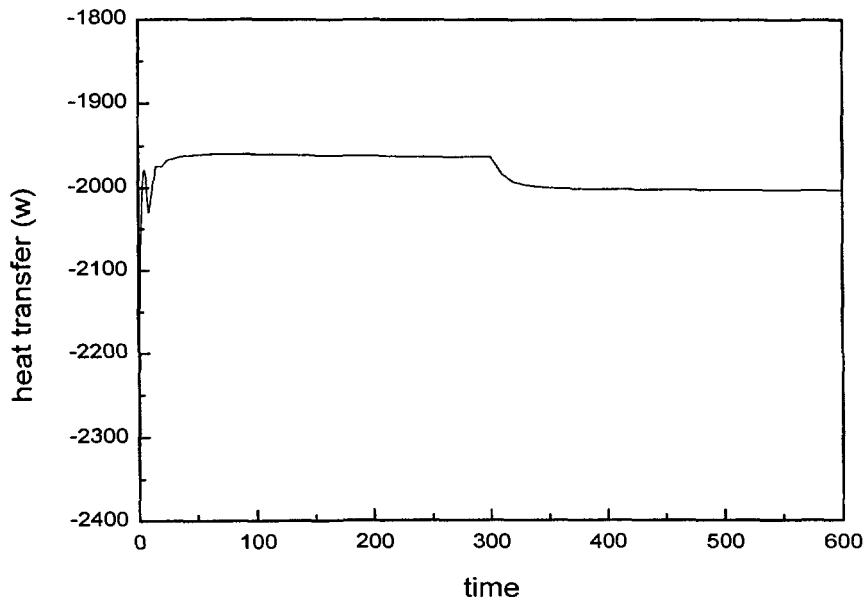


그림 11 증기발생기 U-tube에서 열전달 (정상상태)

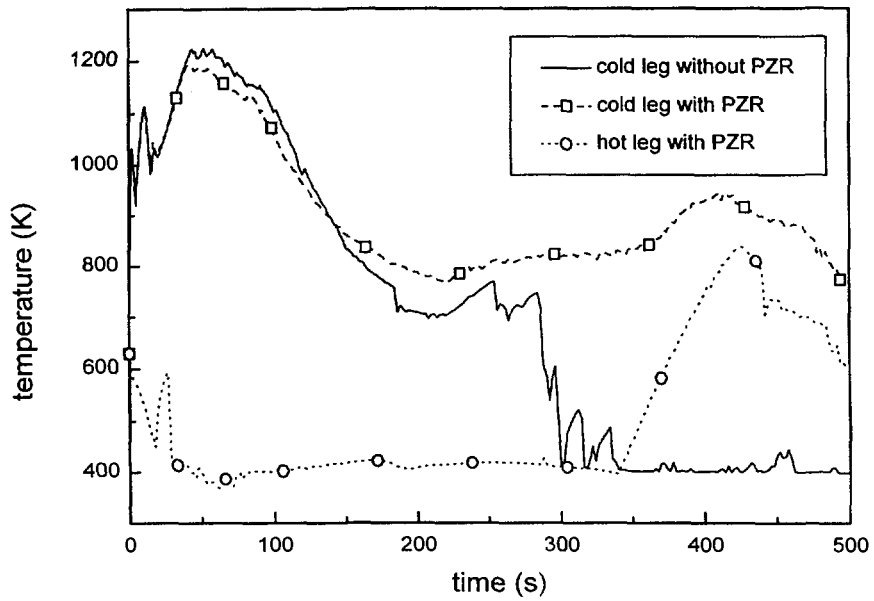


그림 12. 파단위치 변경에 따른 PCT

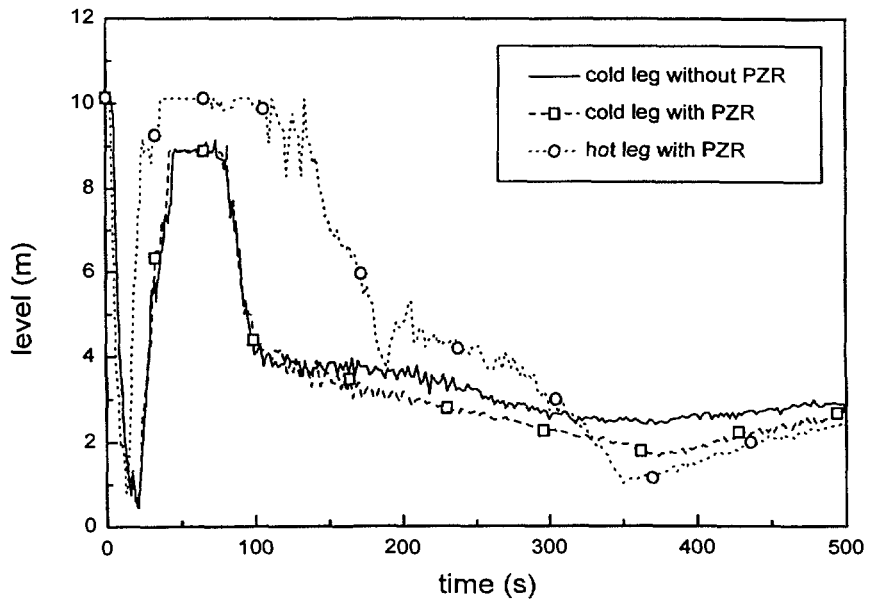


그림 13. 파단위치 변경에 하향통로 평균 압축수위

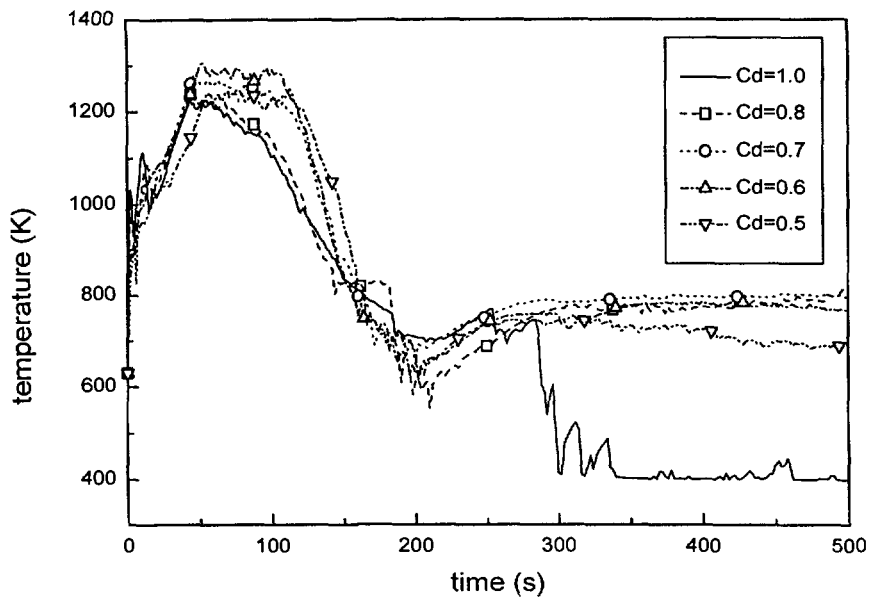


그림 14. 방출계수 변경에 따른 PCT

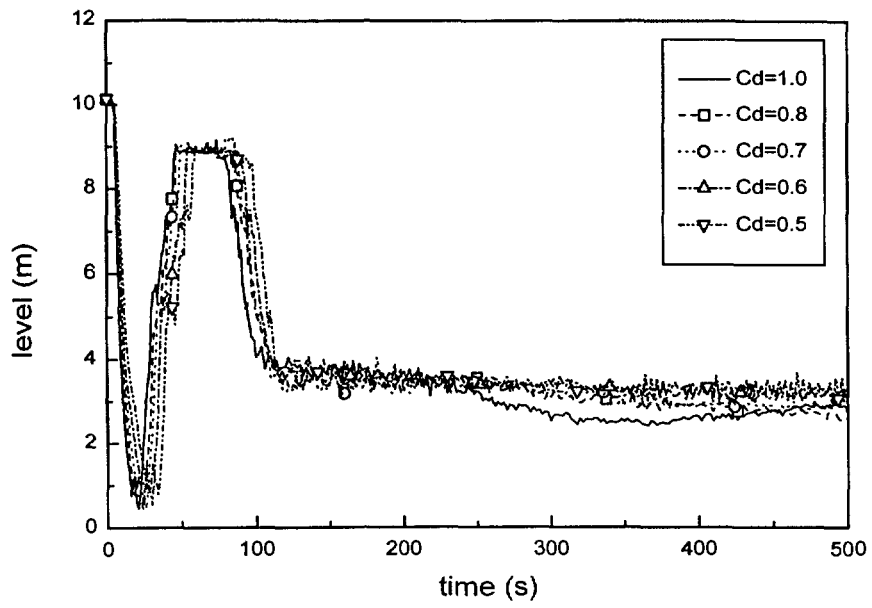


그림 15. 방출계수 변경에 따른 하향통로 평균 압축수위

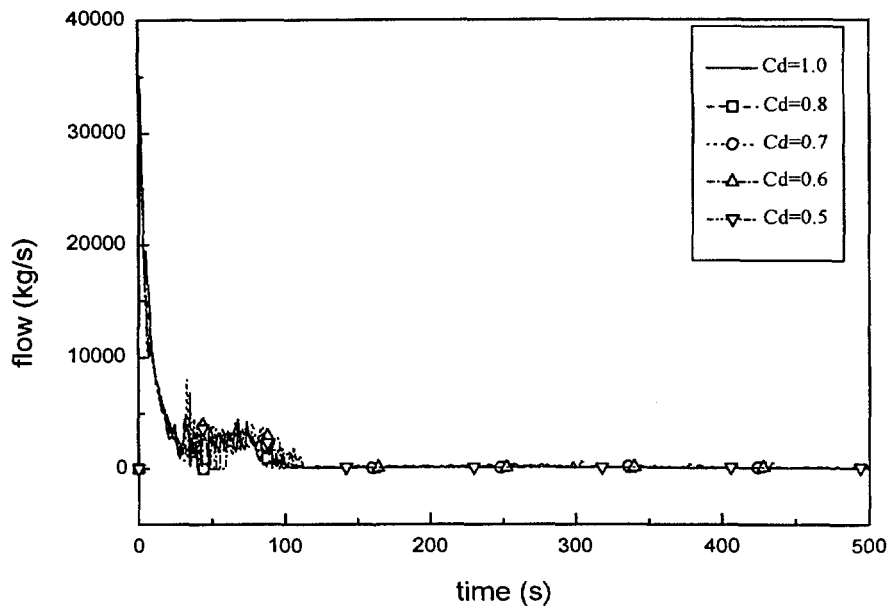


그림 16. 방출계수 변경에 파단 유량

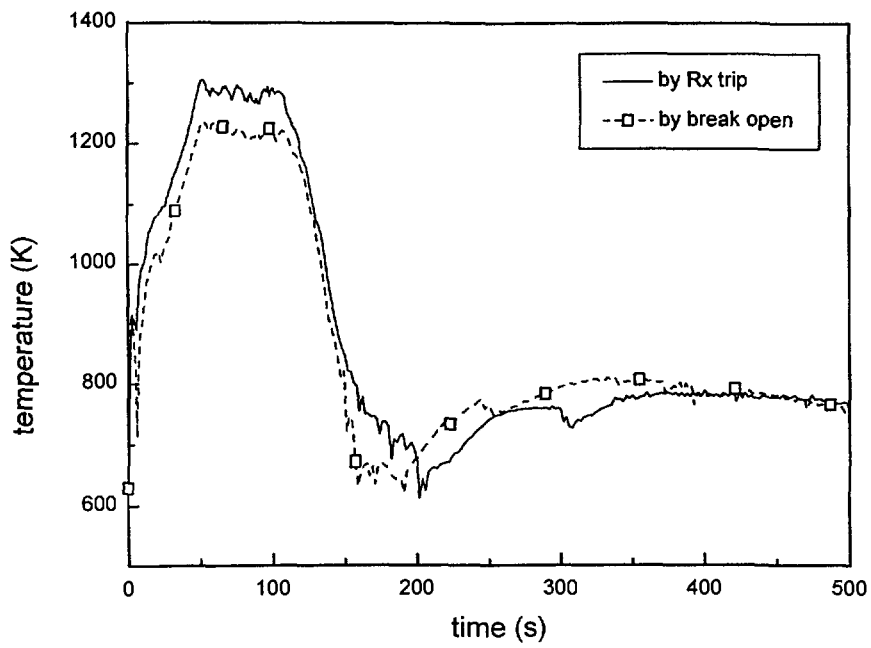


그림 17. 주 냉각재 펌프 정지신호 변경에 따른 PCT

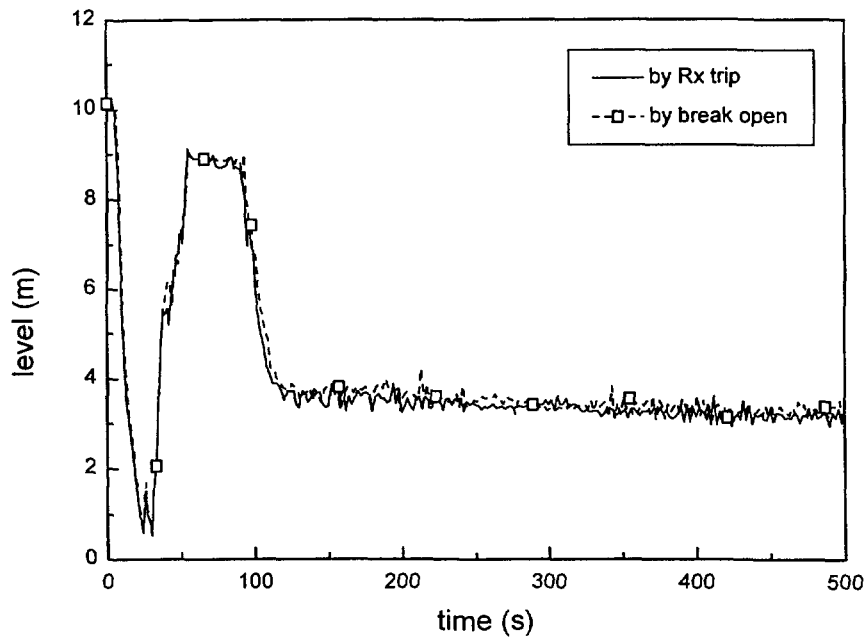


그림 18. 주 냉각재 펌프 정지신호 변경에 따른 하향통로 평균 수위

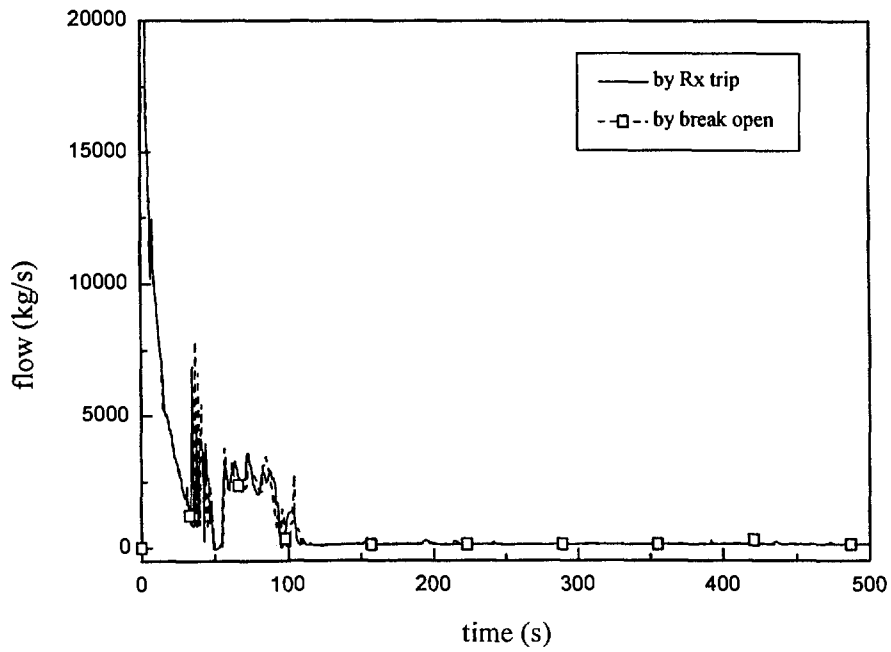


그림 19. 주 냉각재 펌프 정지신호 변경에 따른 파단유량

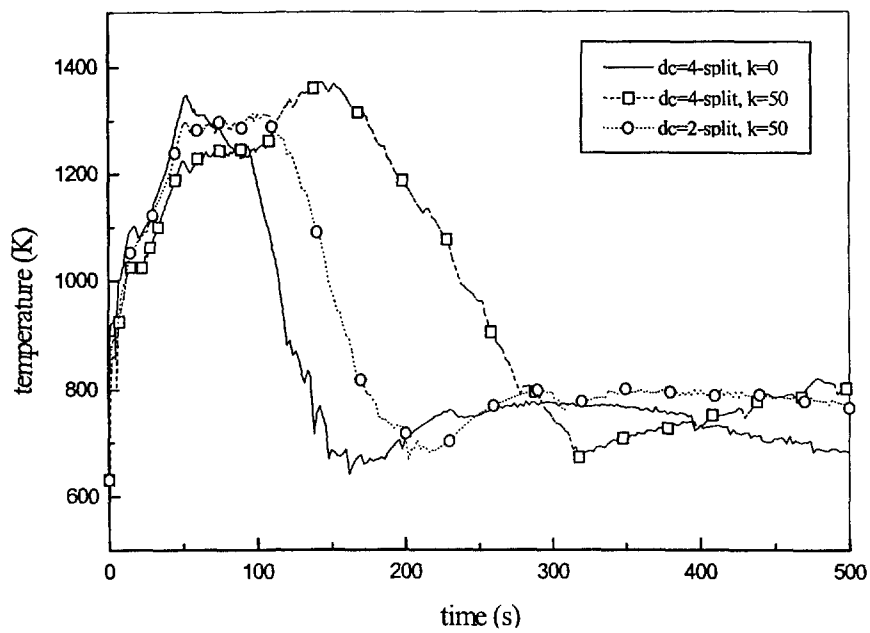


그림 20. 하향통로 nodalization 변경에 따른 PCT

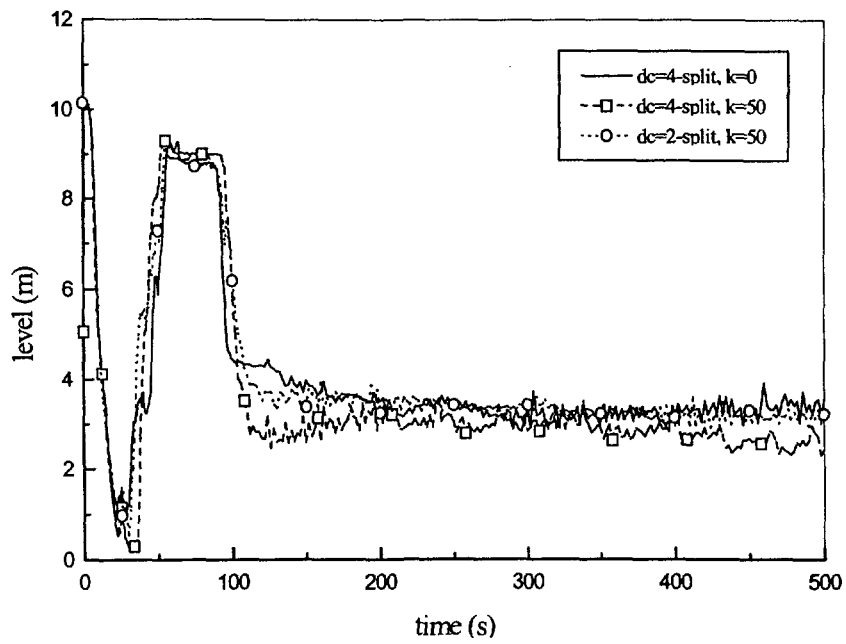


그림 21. 하향통로 nodalization 변경에 하향통로 평균 압축수위

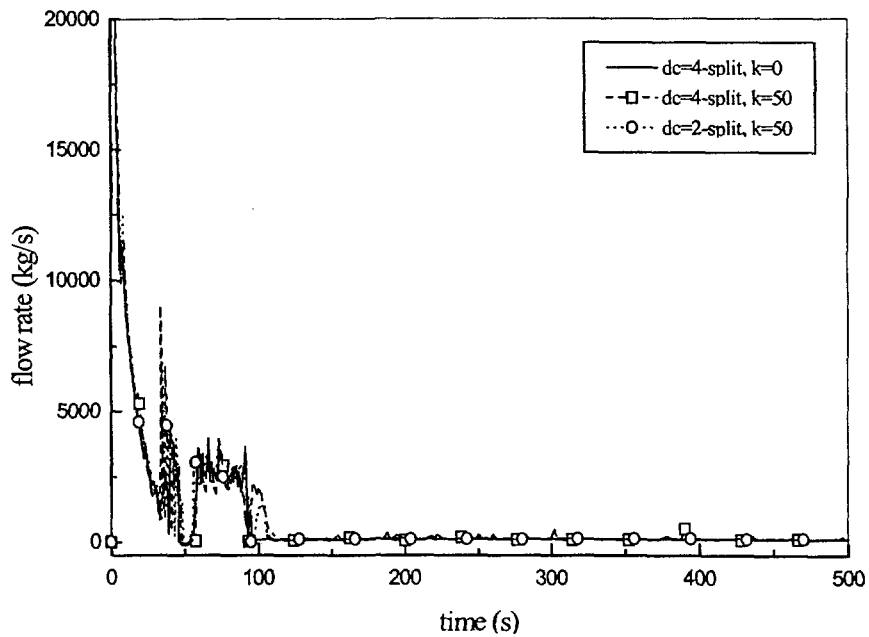


그림 22. 하향통로 nodalization 변경에 파단유량

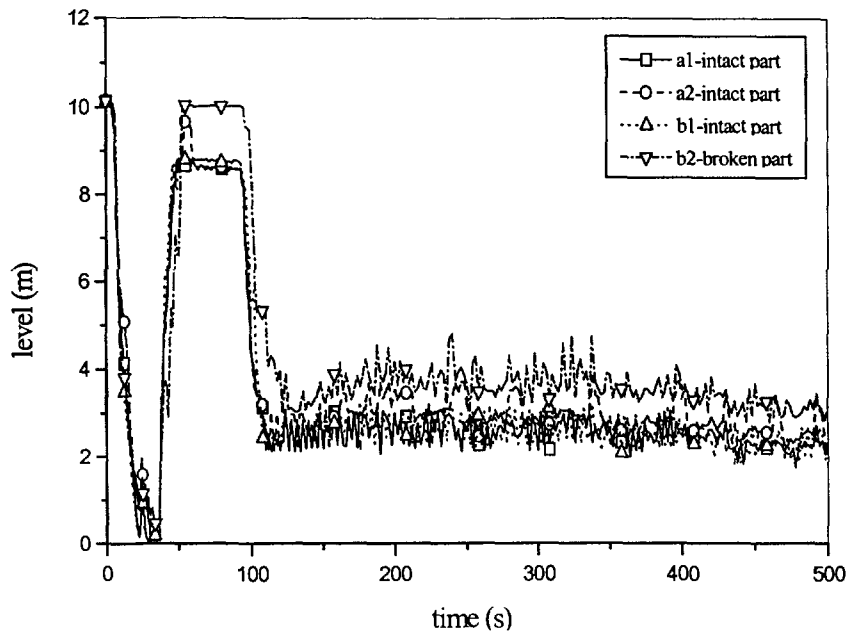


그림 23. 하향통로 원주방향을 4개의 volume으로 모델할 경우 각 volume에서의 압축수위

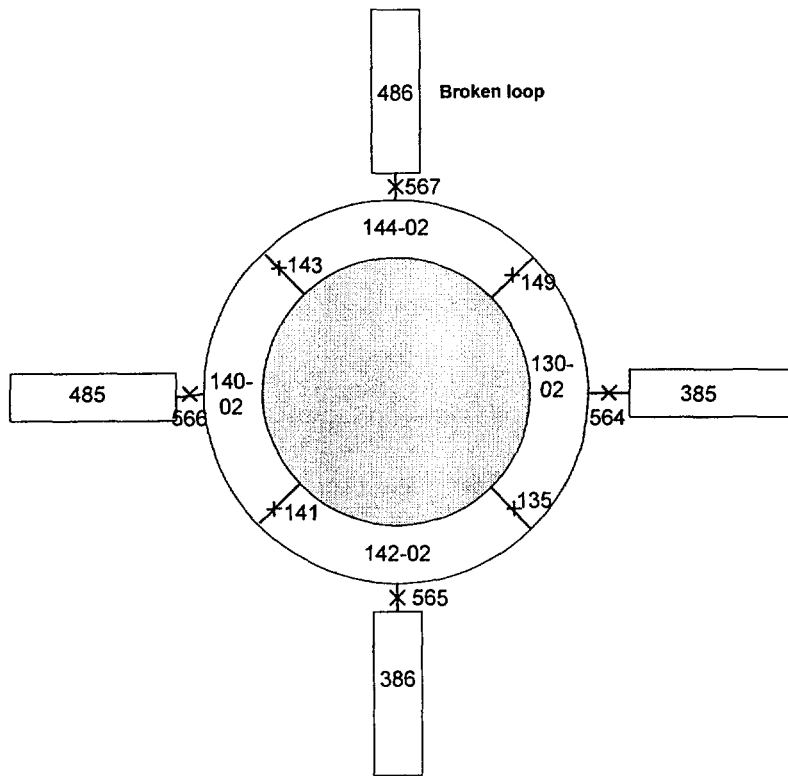


그림 24. RELAP5/MOD3.1 Nodalization을 위한 upper annulus 부분 단면도

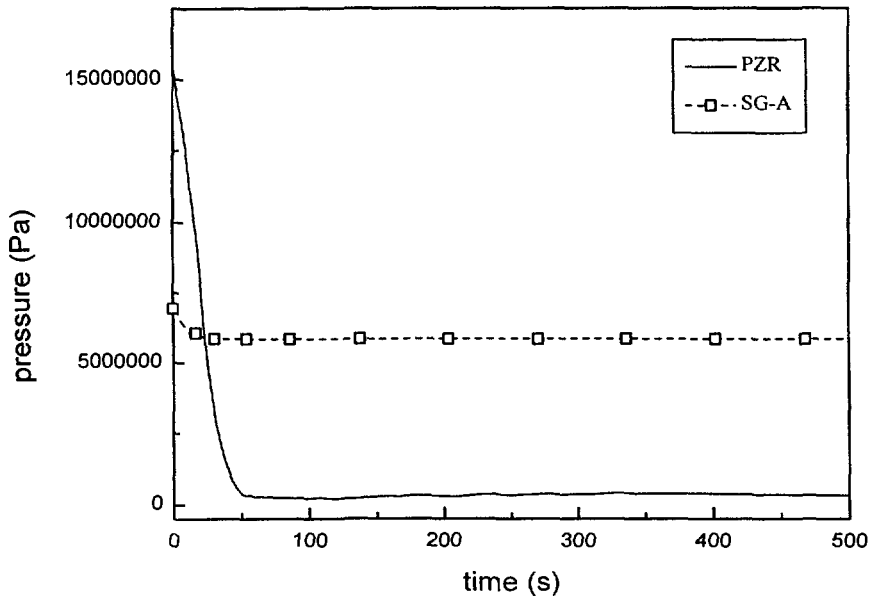


그림 25. 가압기 상부 및 증기발생기-A 상부압력 (기본경우)

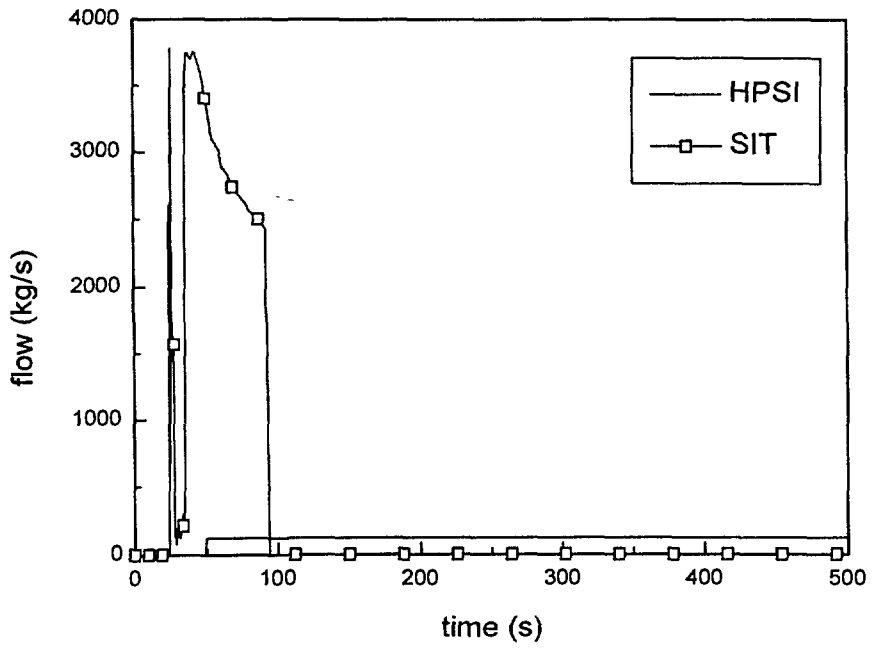


그림 26. 안전주입 냉각수 유량 (기본경우)

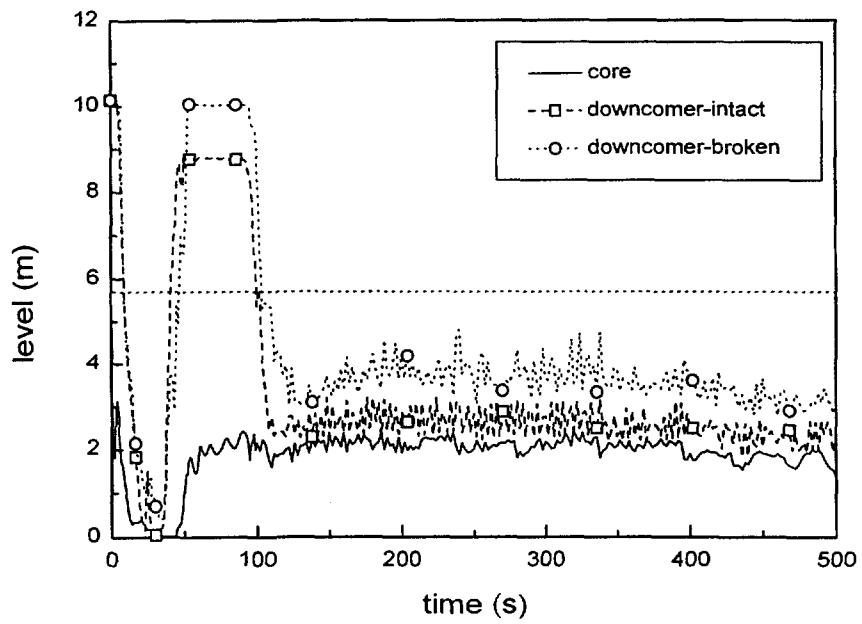


그림 27. 노심 및 하향통로의 압축수위 (기본경우)

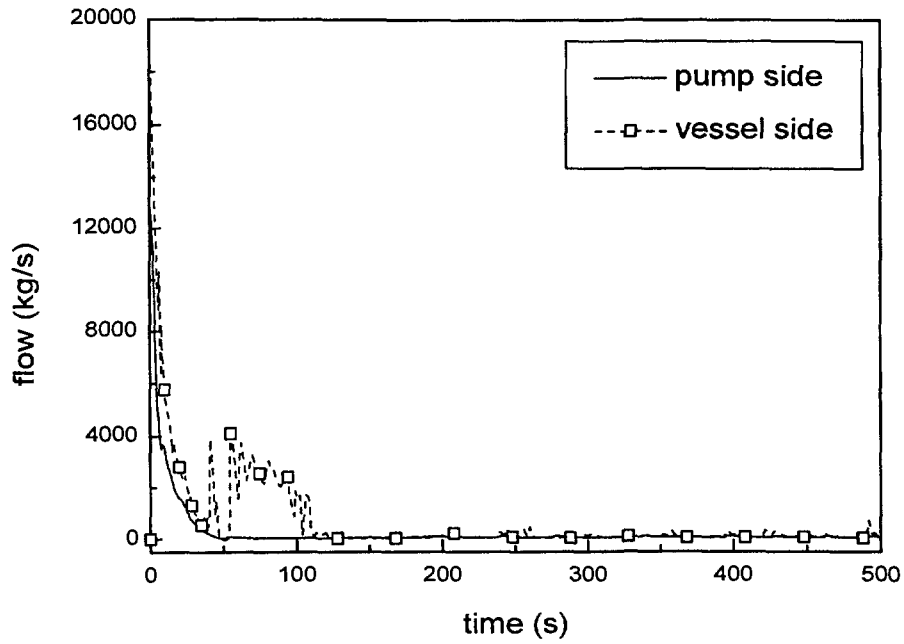


그림 28. 파단유량 (기본경우)

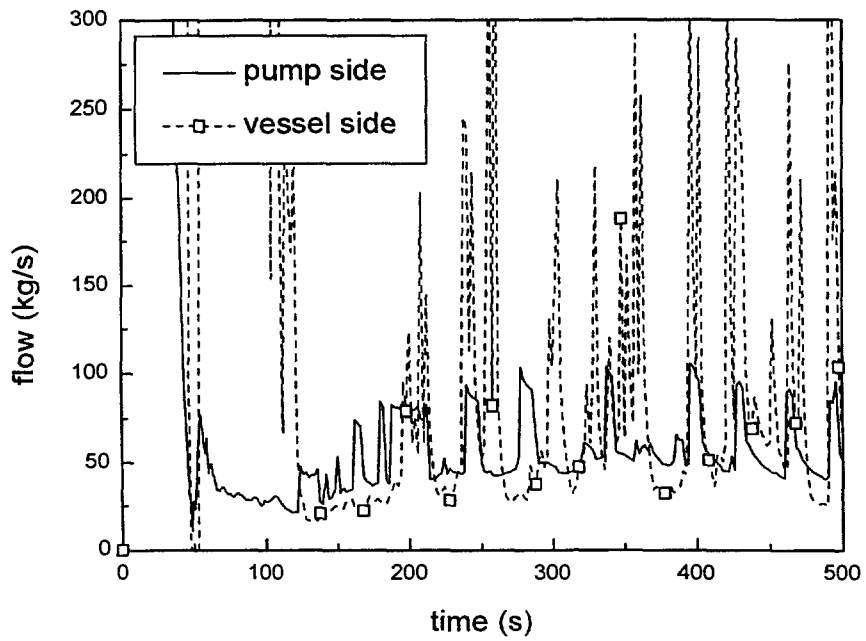


그림 29. 확대된 유량범위에서 파단유량 (기본경우)

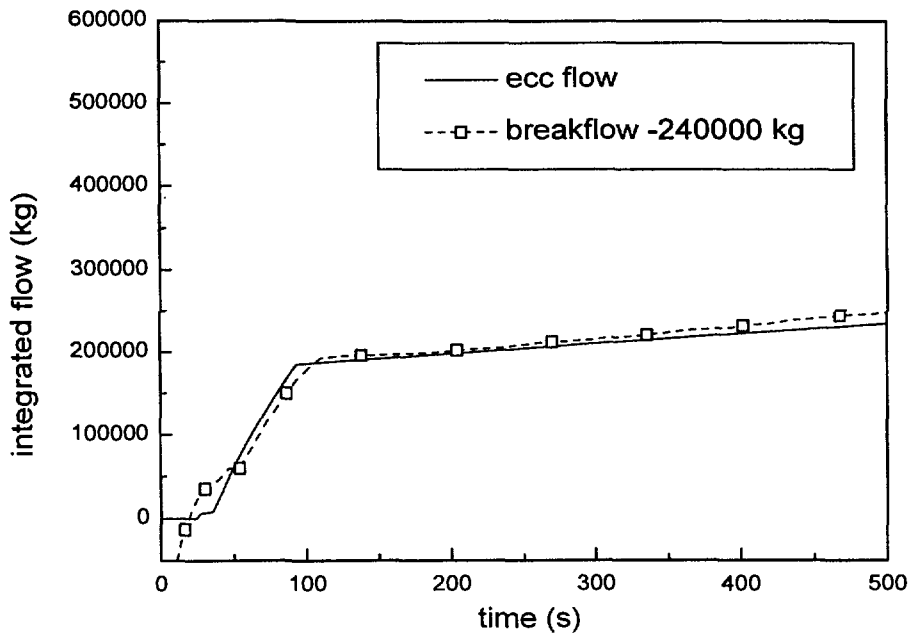


그림 30. 적분된 안전주입유량과 총 방출유량 (기본경우)

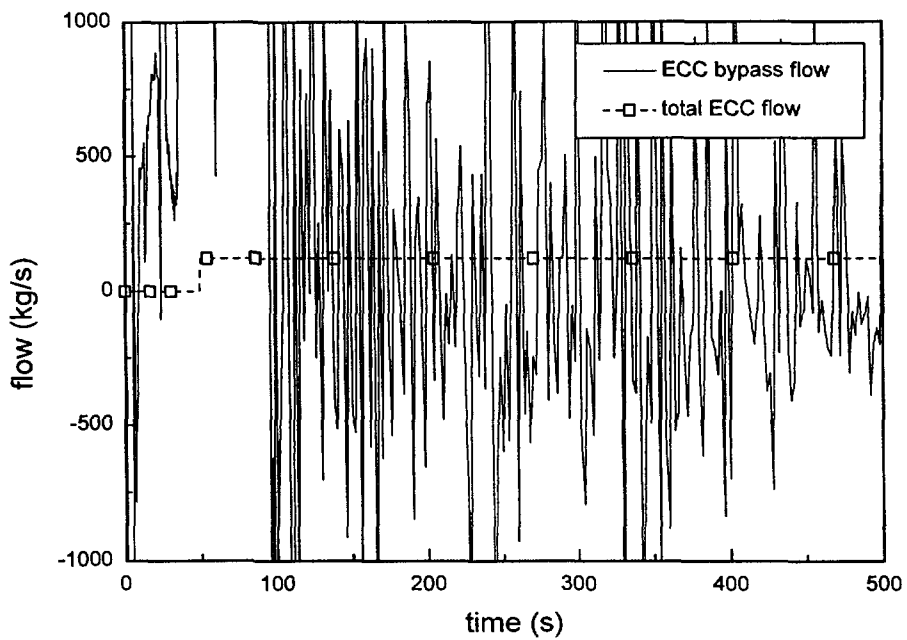


그림 31. ECC bypass 유량 (기본경우)

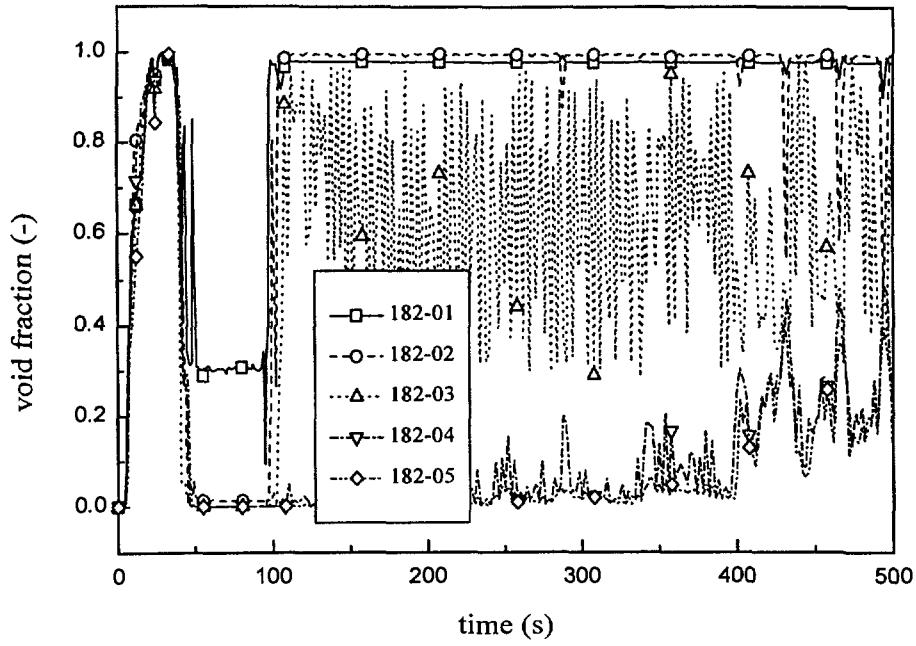


그림 32. Intact part에서 하향통로의 기포율 (기본경우)

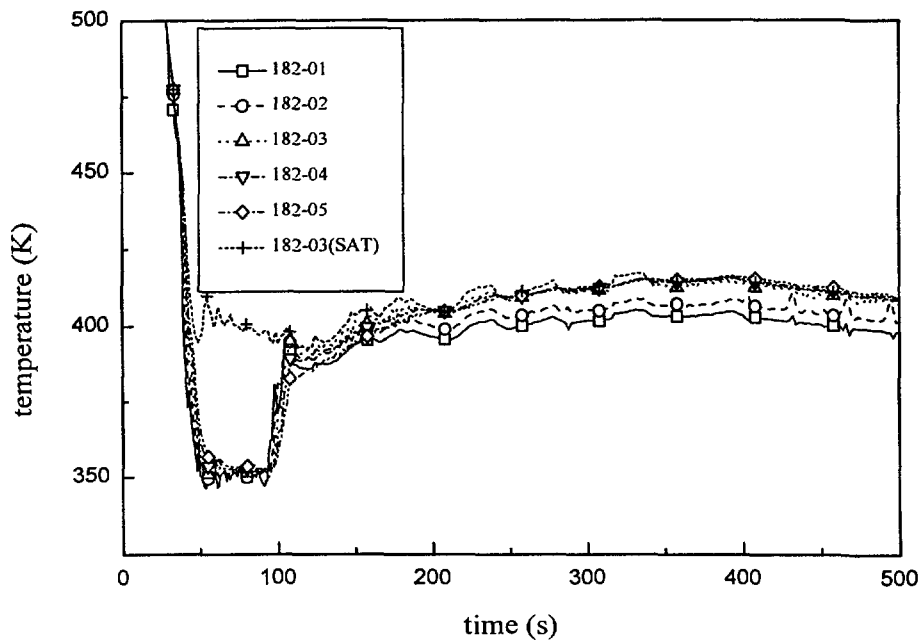


그림 33. Intact part에서 하향통로의 액체온도 (기본경우)

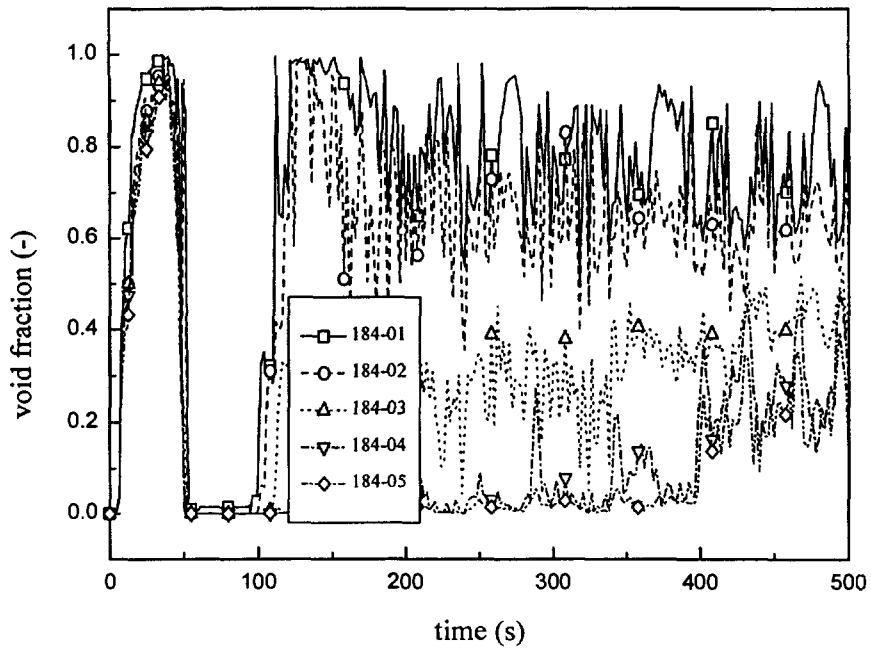


그림 34. Broken part에서 하향통로의 기포율 (기본경우)

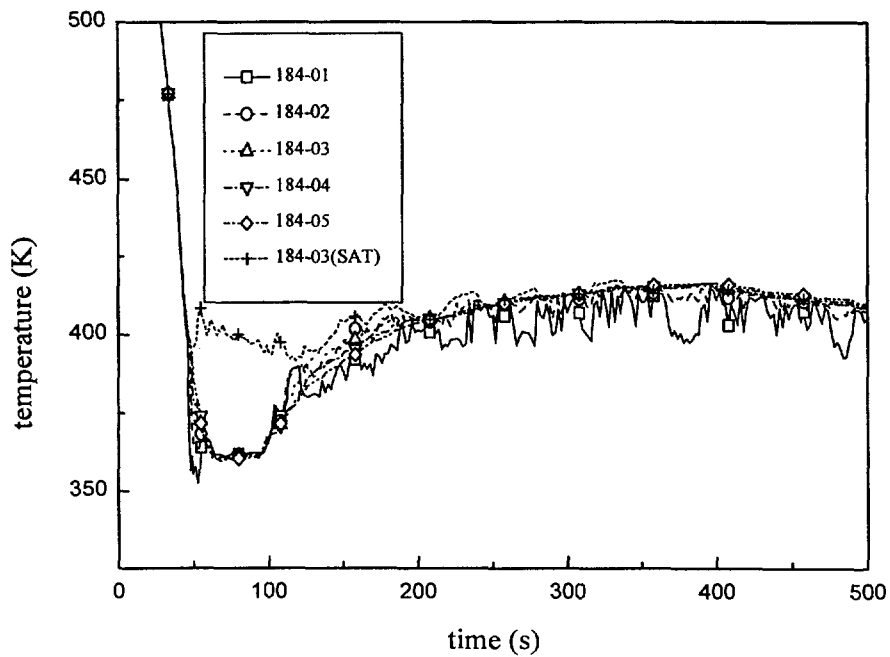


그림 35. Broken part에서 하향통로의 액체온도 (기본경우)

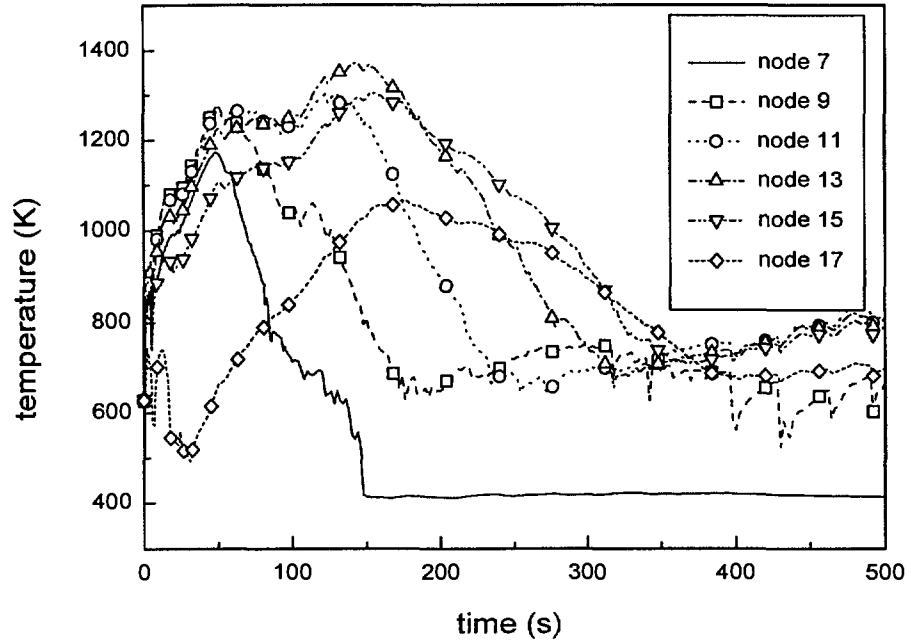


그림 36. 핵연료 피복재 온도 (기본경우)

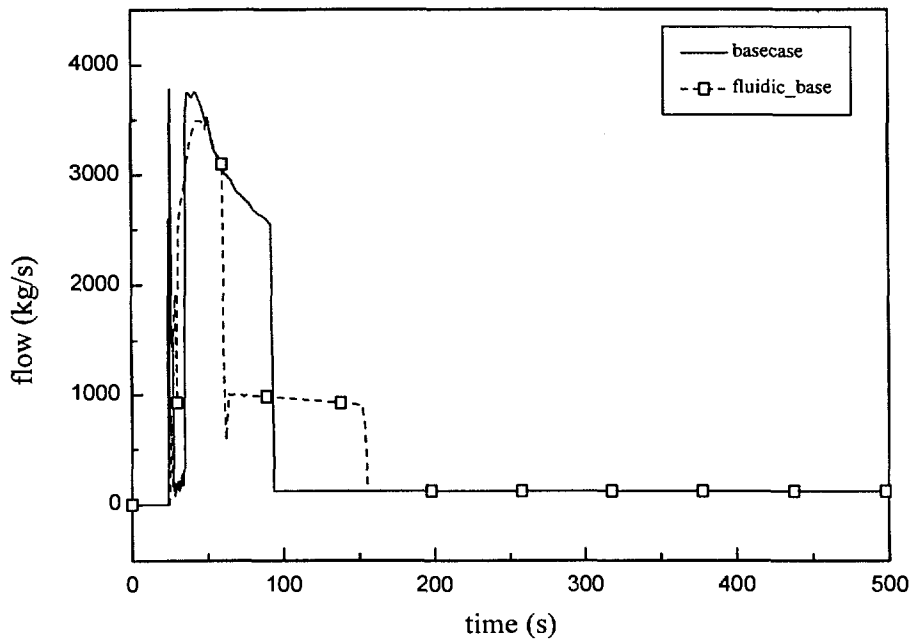


그림 37. 안전주입냉각수 유량 (Fluidic device 채택)

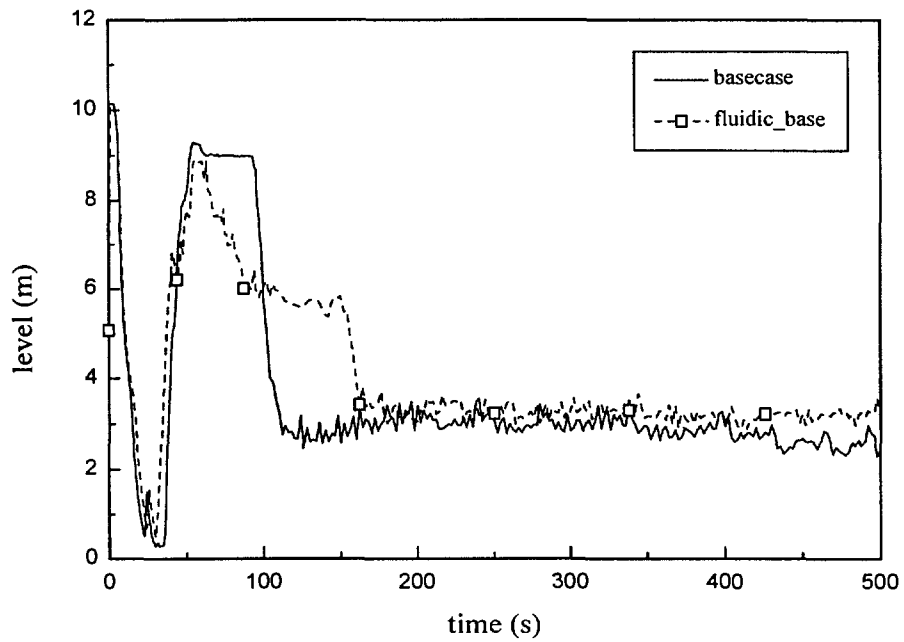


그림 38. 하향통로에서 평균 압축수위 (Fluidic device 채택)

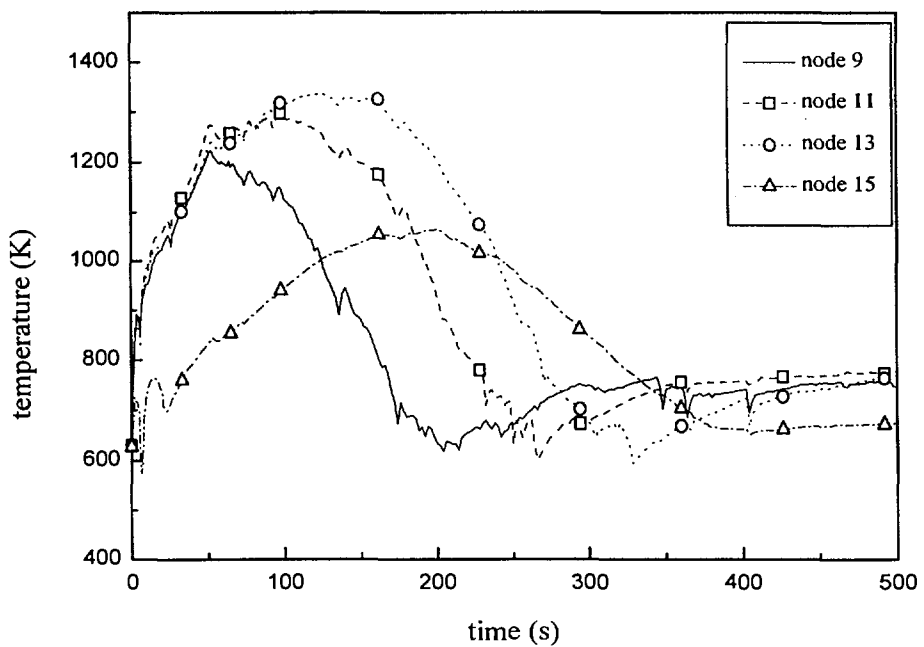


그림 39. 핵연료 피복재 온도 (Fluidic device 채택)

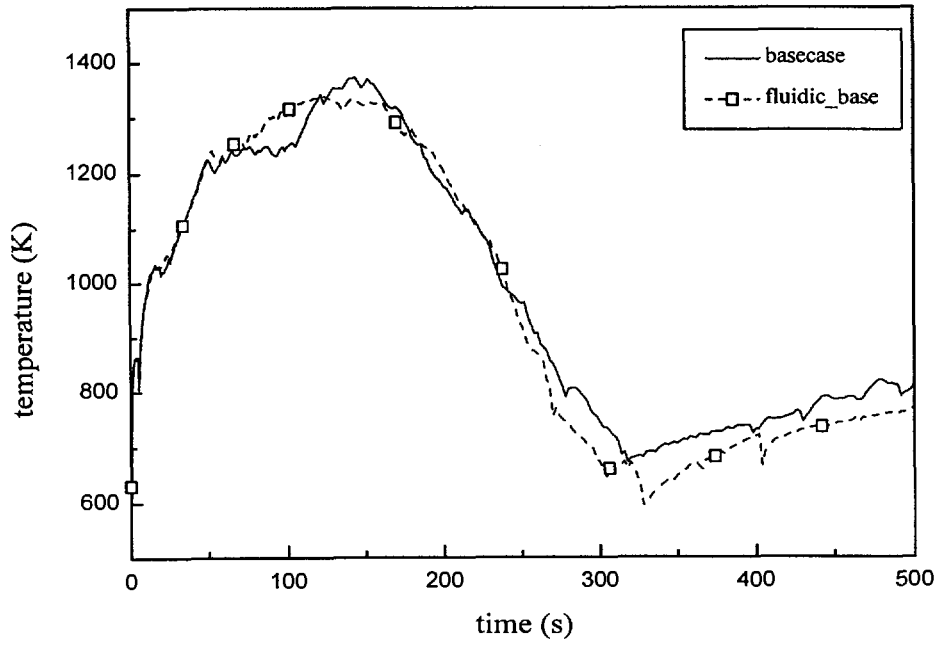


그림 40. 핵연료 피복재 온도 기본경우와 비교 (Fluidic device 채택)

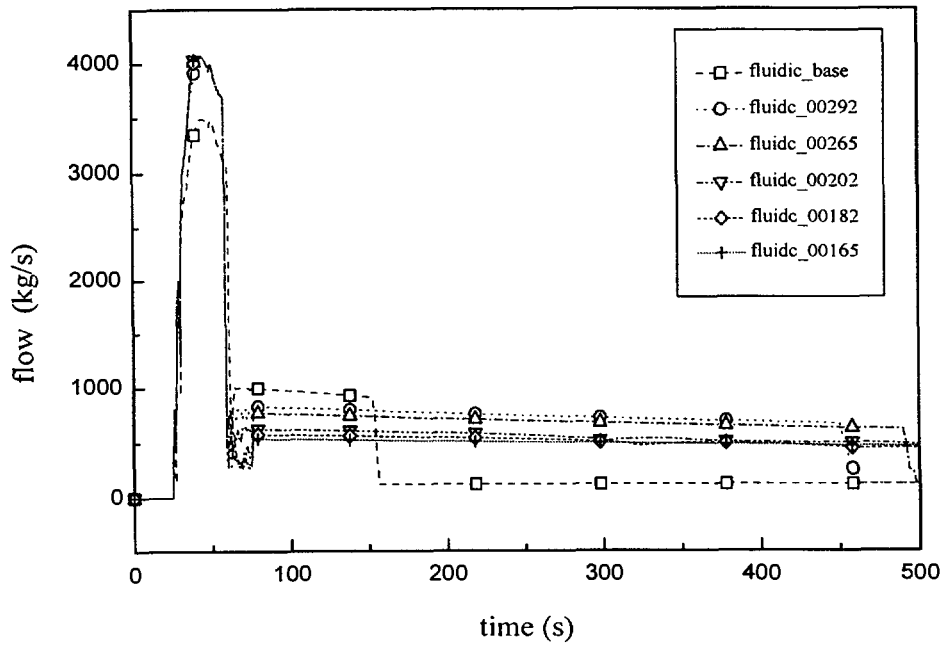


그림 41. 안전주입 냉각수 유량 (제어밸브 면적 변경)

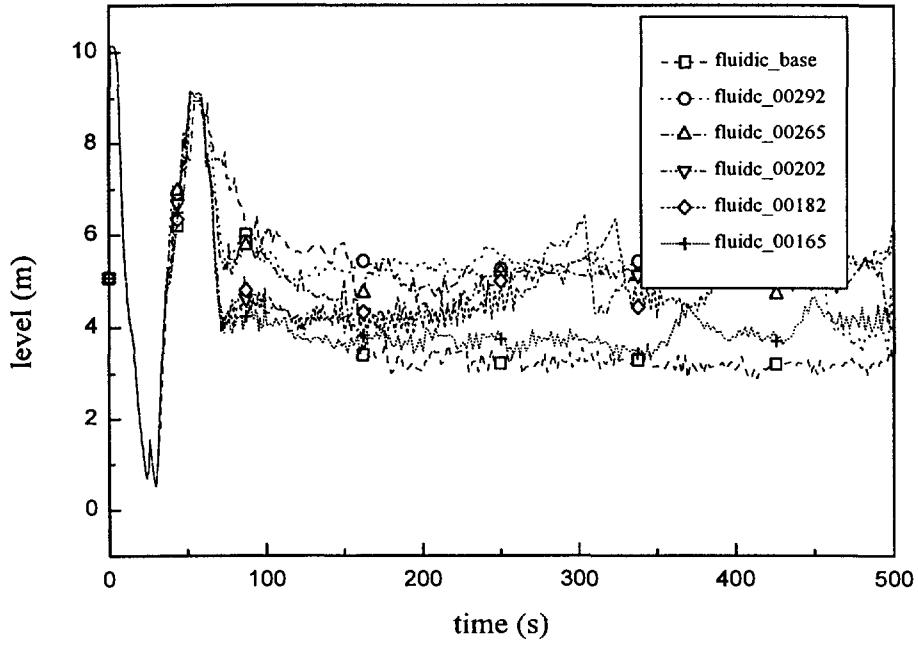


그림 42. 하향통로 평균수위 (제어밸브 면적 변경)

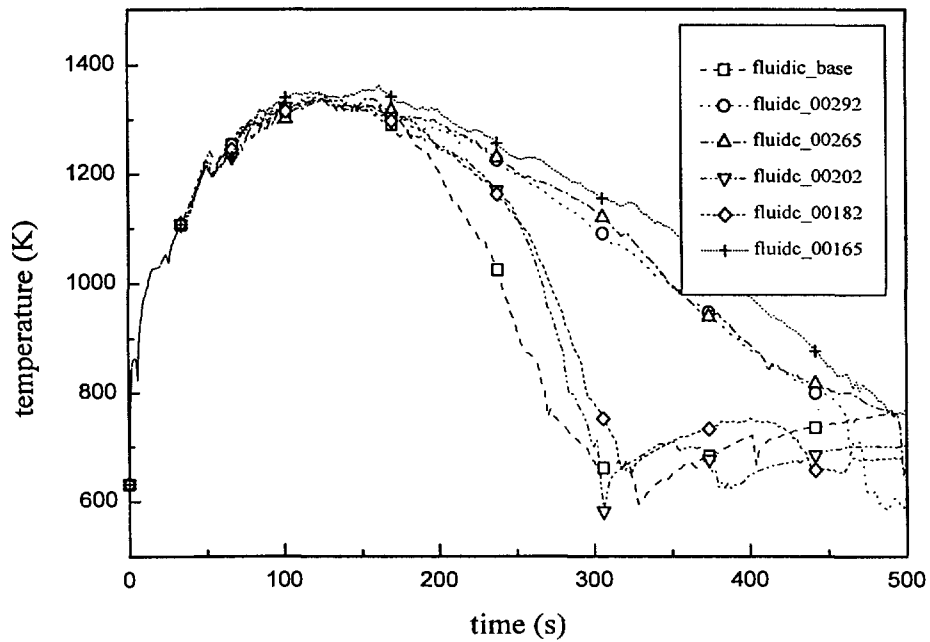


그림 43. 핵연료 피복재 최대온도 (제어밸브 면적 변경)

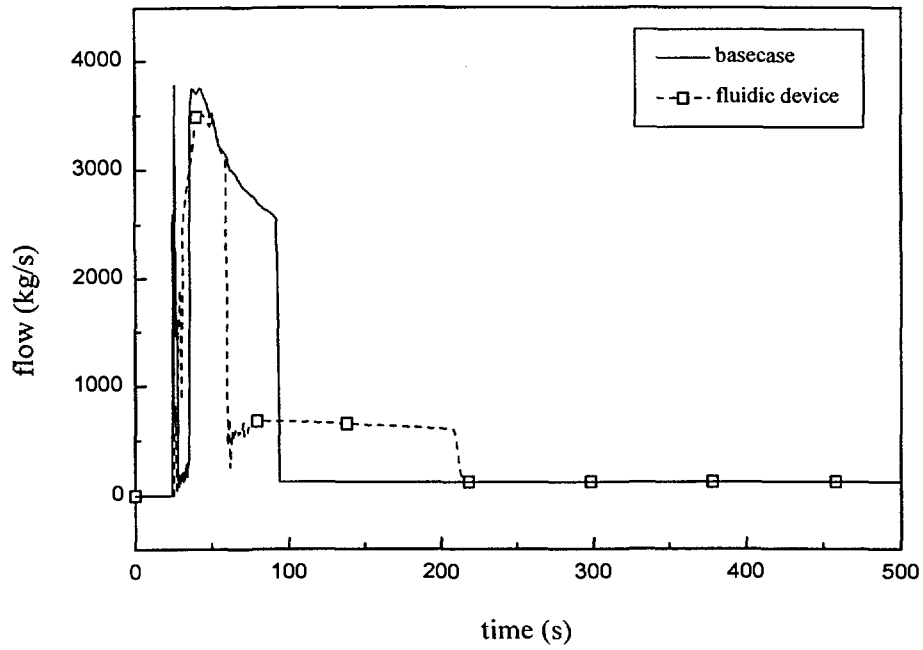


그림 44. 안전주입 냉각수 유량 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)

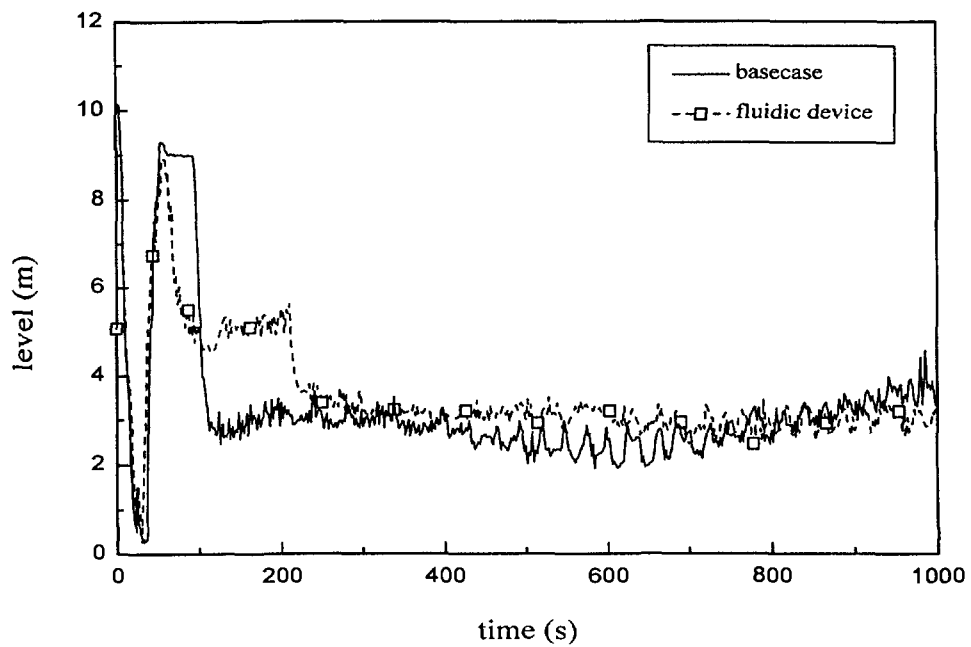


그림 45. 하향통로 평균 압축 수위 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)

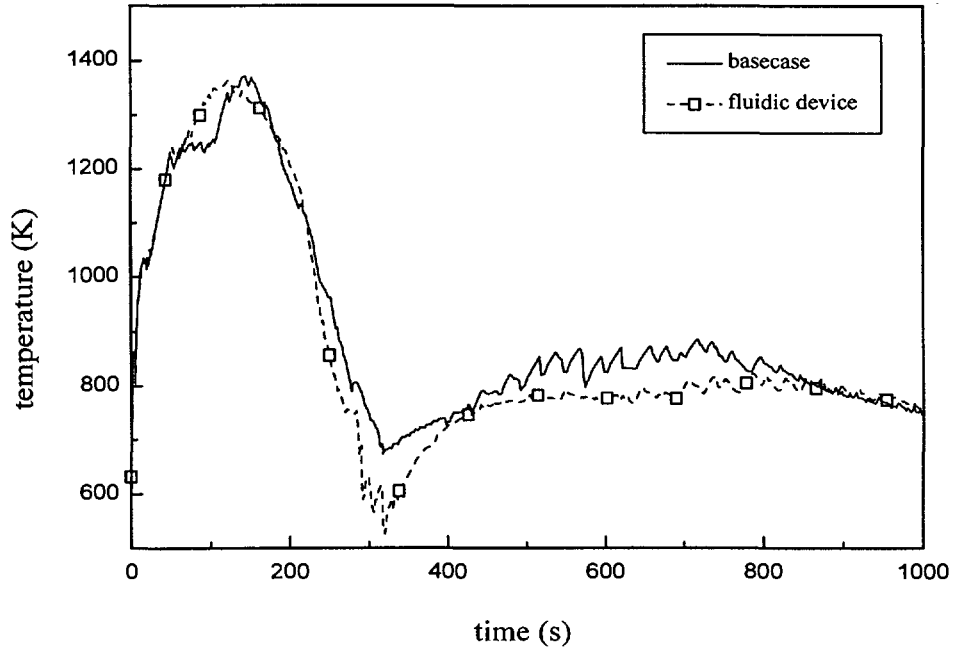


그림 46. 핵연료 피복재 최대온도 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)

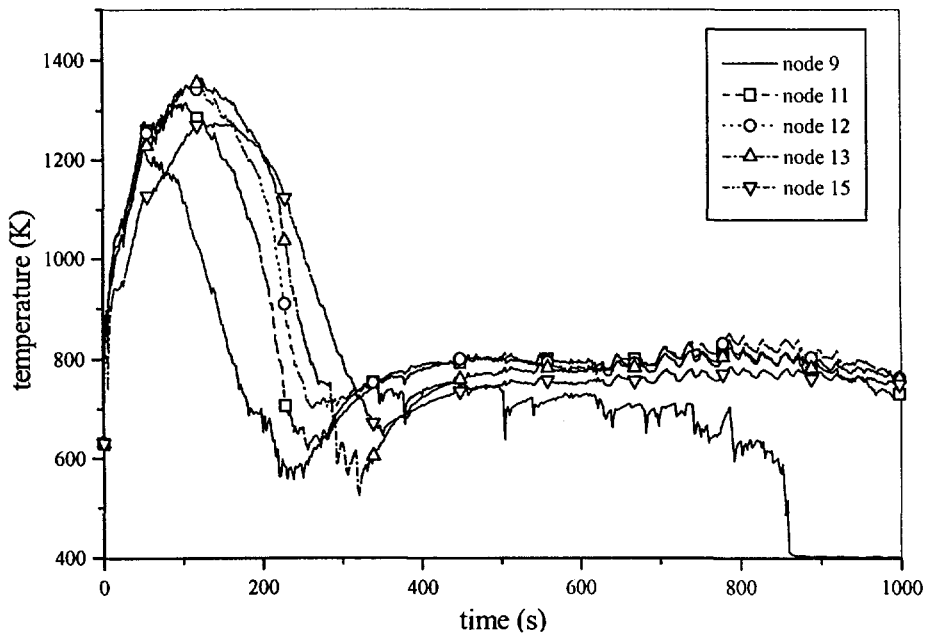


그림 47. 핵연료 각 위치에서 피복재 온도 (Fluidic device 설치된 경우)

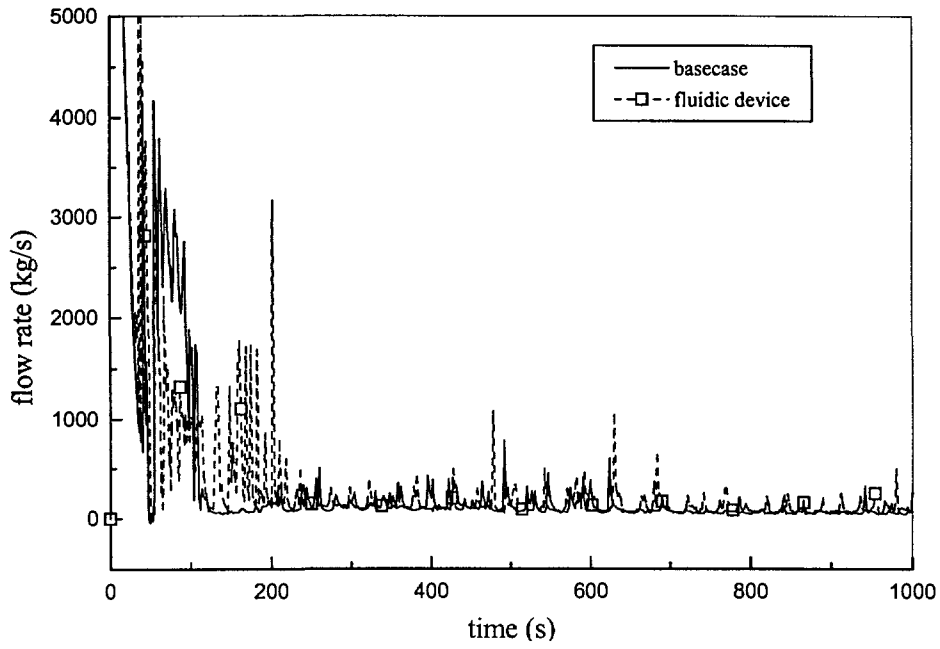


그림 48. 파단유량 (기본경우와 Fluidic device 설치 경우 비교)

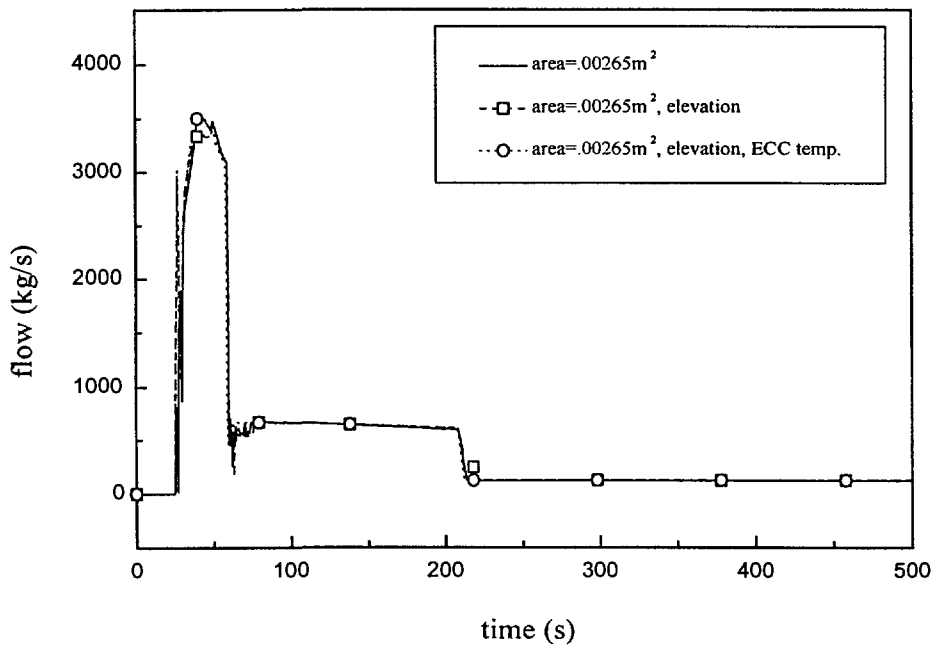


그림 49. 안전주입 냉각수 유량 (기타경우)

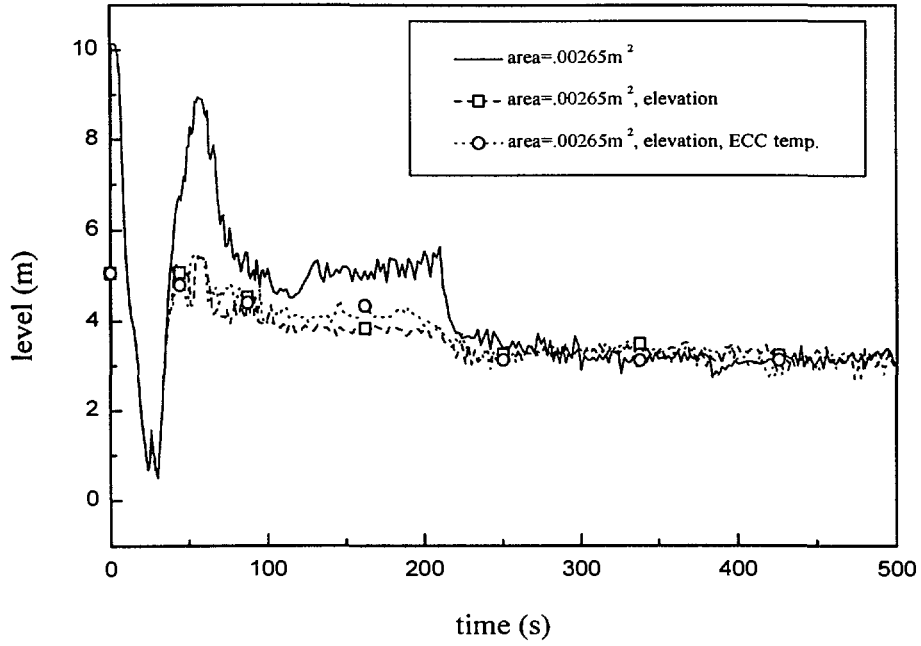


그림 50. 하향통로에서 평균 압축수위 (기타경우)

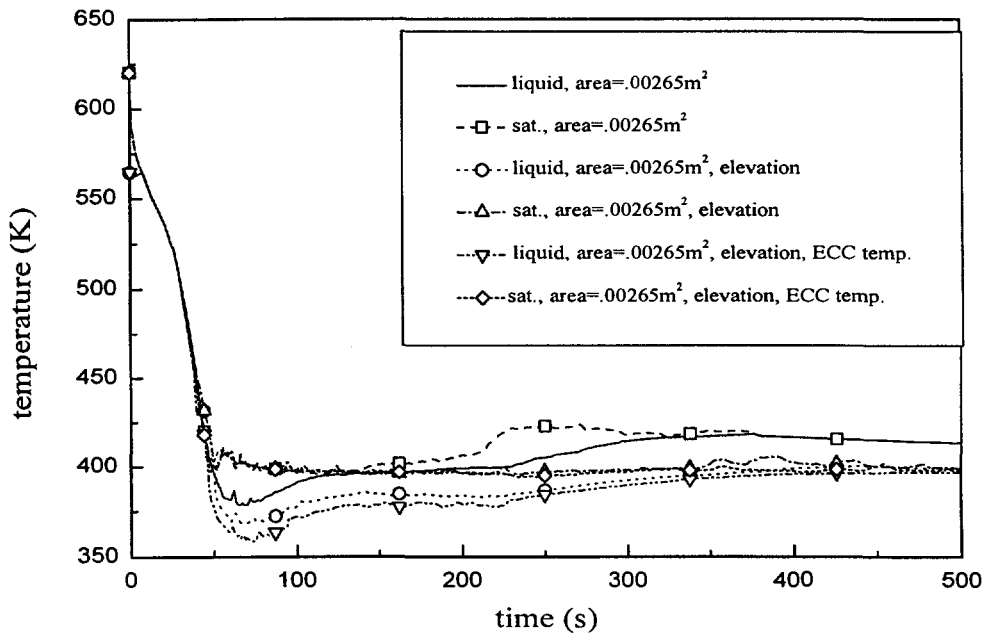


그림 51. 노심입구에서 냉각재 액체온도 (기타경우)

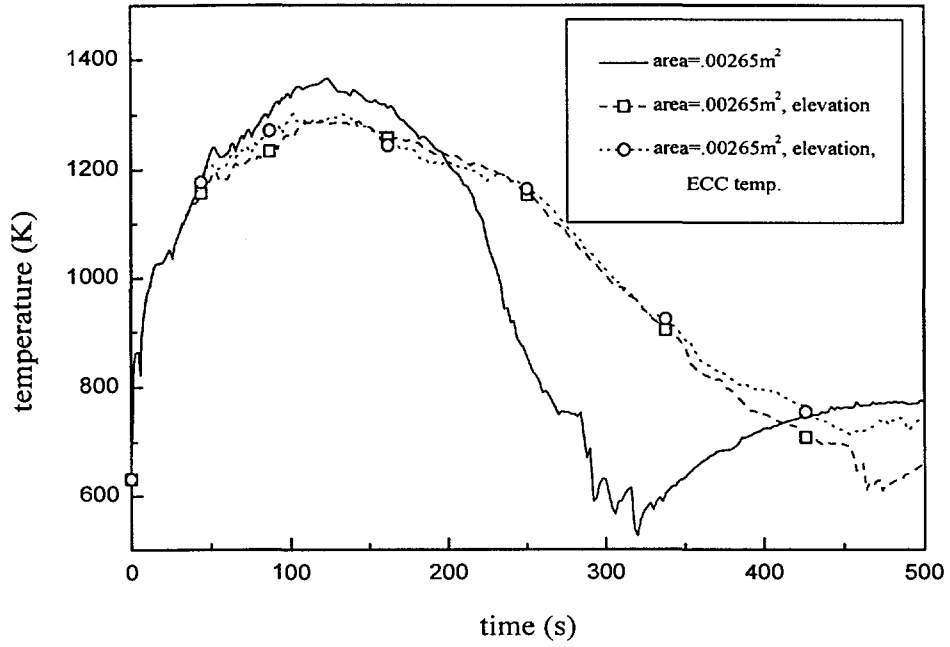


그림 52. 핵연료 피복재 최대온도 (기타경우)

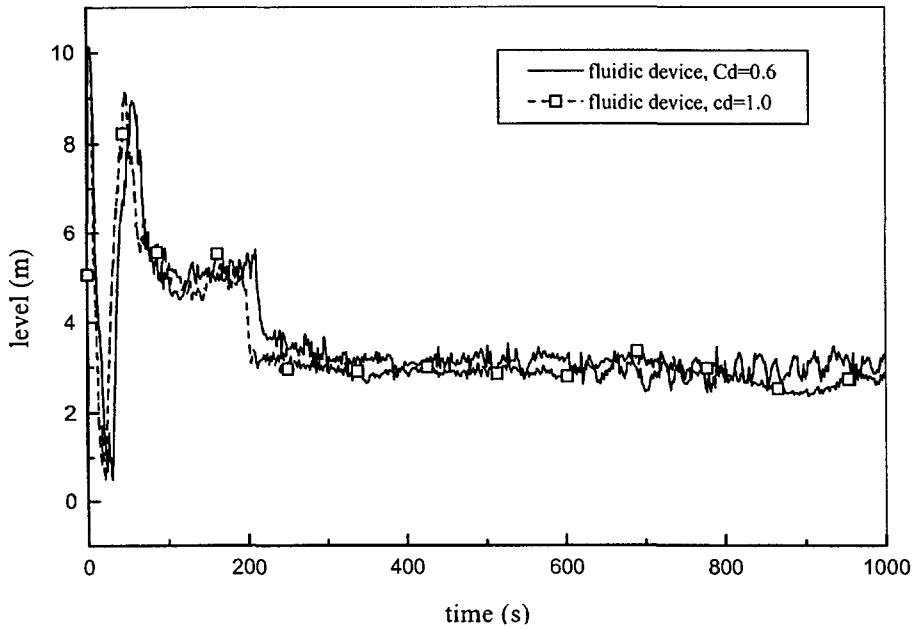


그림 53. 하향통로 평균 압축수위 (Fluidic device 설치된 경우 Cd 변화)

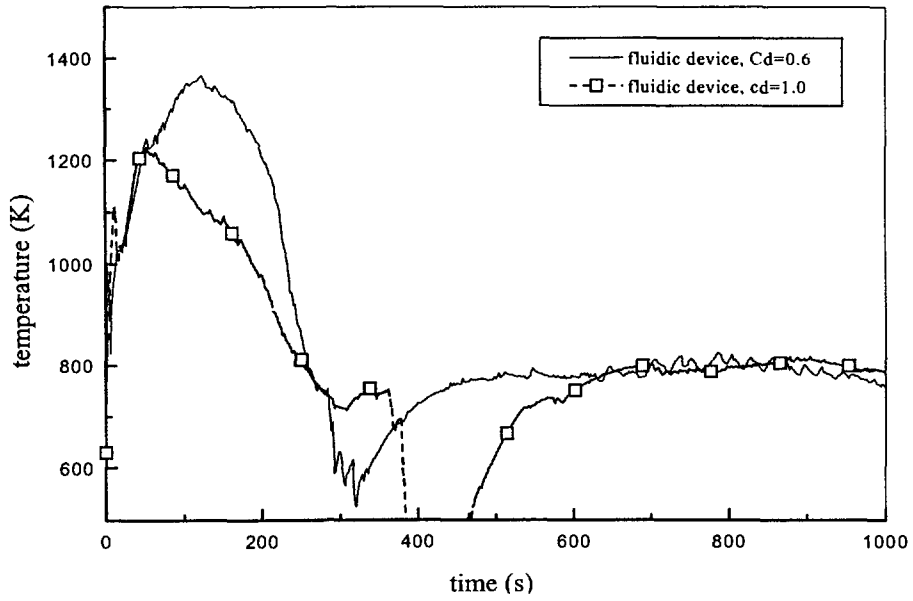


그림 54. 핵연료 피복재 최대온도 (Fluidic device 설치된 경우 Cd 변화)

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드
KAERI/TR-1232/99			
제목/부제	Fluidic Device를 장치한 안전주입탱크가 대형 냉각재 상실사고의 열수력학적 거동에 미치는 영향에 관한 연구		
연구책임자 및 부서명 (TR, AR인 경우 주저자)	정영중 (열수력안전연구팀)		
연구자 및 부서명	배규환, 송진호, 심석구 (열수력안전연구팀) 박종균 (동력로기술개발팀)		
출판지	대전	발행기관	원자력연구소
페이지	53 p.	도표	있음(v), 없음()
참고사항			
비밀여부	공개(v), 대외비(), __ 급비밀	보고서종류	기술보고서
연구위탁기관	한국전력공사/전력연구원	계약 번호	제 97 - 11 호
초록 (15-20줄내외)	<p>Fluidic device가 설치된 개량형 안전주입탱크가 대형 냉각재 상실사고시 계통의 거동 및 핵연료 피복재 온도에 미치는 영향을 RELAP5/MOD3.1_KREM 코드를 이용하여 분석하였다. 먼저, 기존의 안전주입탱크가 설치된 경우 주요 인자에 대한 민감도 분석을 수행하여 Peak Cladding Temperature (PCT) 관점에서 가장 보수적인 경우를 구하였다. 계산결과에 의하면 하향통로의 원주방향: 4 개로 분리, 파단면의 방출계수: Cd=0.6, 주냉각재 펌프: 원자로 정지신호와 동시에 정지, 파단위치: 가압기가 연결된 저온관에서 파단의 경우가 가장 보수적인 결과를 보여 주었다. 동일한 입력을 개량형 안전주입탱크의 경우에 적용하여 사고해석을 수행하였다. 계산결과 개량형 안전주입탱크가 PCT에 미치는 영향은 미미하였으나, PCT가 발생하는 시점에 하향통로의 수위를 저온관 높이까지 확보할 수 있었다. 그리고 비상 노심 냉각수 공급 위치를 기존의 하향통로 위쪽에서 저온관 위치로 내리면 PCT는 약 75 K 개선되다.</p>		
주제명키워드 (10단어내외)	Fluidic Device, 대형냉각재상실사고, DVI 안전주입, 안전주입탱크, RELAP5/SMR		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.	Sponsoring Org. Report No.	Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/TR-1232/99			
Title/ Subtitle	A Study on the Effect of Fluidic Device Installed in a Safety Injection Tank on Thermal-Hydraulic Phenomena of Large Break Loss of Coolant Accident		
Project Manager and Department	Young-Jong Chung (Thermo-Hydraulic safety research team)		
Researcher and Department	Kyoo-Hwan Bae, Jin-Ho Song, Suk-Ku Sim (Thermo-Hydraulic safety research team) Jong-Kyun Park (Power Reactor Technology Development team)		
Publication Place	Taejon	Publisher	KAERI
			Publication Date
			1999. 3.
Page	53 p.	Figure & Table	Yes(v), No ()
			Size
			21x29 Cm.
Note			
Classified	Open(v), Restricted(), __ Class Document	Report Type	Technical Report
Sponsoring Org.	KEPCO/KEPRI	Contract No.	97 - 11
Abstract (15-20 Lines)	<p>The performance of the Safety Injection Tank (SIT) with fluidic device (advanced SIT) is analyzed for the large break loss of coolant accident (LBLOCA) using RELAP5/MOD3.1_KREM. Firstly the basecase is analyzed using the conventional SIT. Among various cases the case with 4-split downcomer, discharge coefficient Cd=0.6, MCP trip with reactor trip and break location of cold leg discharge side with the pressurizer is found to be the most limiting case. For the same condition, the advanced SIT results the similar PCT, however it can maintain adequately the liquid level in the downcomer. By changing the ECCS location from the current injection to the cold leg elevations, PCT is improved by 75 K.</p>		
Subject Keywords (About 10 words)	Fluidic Device, LBLOCA, DVI injection, Safety Injection Tank RELAP5/SMR		