

'99 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

급수관 파단사고 시 SMART의 열수력학적 특성
Thermal-hydraulic Characteristics of SMART at a Feedline Break Accident

정영종, 배규환, 황대현, 심석구

한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

요 약

SMART 안전해석을 위해 개념설계의 대표적 설계기준사고인 급수관 파단사고를 개발중인 MARS/SMR 코드를 이용하여 분석하였다. SMART 개념설계는 급수관 파단사고 시 계통의 압력 및 DNBR 측면에서 원자로의 안전성을 확보할 수 있었다. MARS/SMR 코드는 급수관 파단사고 시 나타나는 물리적 현상을 타당하게 예측할 수 있었으며, 보다 정확한 결론 도출을 위해서는 향후 SMART 기본설계 개발을 통한 원자로 보호계통 및 피동잔열제거 계통의 작동논리와 MARS/SMR 코드의 검증이 요구된다.

Abstract

Feedline break accident analysis for the SMART conceptual design was performed using a developmental version of MARS/SMR code for the SMART safety analysis. The result showed that the SMART conceptual design had sufficient safety margin with respect to the system pressure and DNBR during the feedline break accident. MARS/SMR reasonably predicted the thermal-hydraulic phenomena, such as pressure, temperature, and mass flow during the feedline break accident. Detailed design data of the reactor protection and passive residual heat removal systems as well as the validation of the MARS/SMR code for the SMART thermal-hydraulic models were required to improve the result of the feedline break accident.

1. 서론

일체형 원자로인 SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)는 원자력 에

너지를 다양한 용도로 사용할 수 있으면서 일차계통의 주요 부품들을 하나의 밀봉된 압력용기 안에 설치하므로써 대형 냉각재상실사고의 가능성을 근본적으로 제거한 설계개념을 채택하고 있다 [1]. 또한, 이차계통에 적용된 피동잔열제거계통은 이차계통의 열 제거 능력이 상실되거나 원자로 정지 시 운전원의 아무런 조작없이 자연순환에 의하여 노심에서 발생하는 잔열을 72 시간 동안 제거할 수 있는 능력을 가지고 있다. 이와 같이 SMART는 기존의 상용 원자로와는 다른 고유 안전개념 및 피동안전설계개념을 채택하고 있기 때문에 원자로 설계 시 체계적인 안전성 분석을 통하여 신뢰성 및 안전성의 확보가 요구된다. 이를 달성하기 위해서는 기존의 가압 경수로에서의 경험을 기초로 SMART에 특이하게 나타나는 안전 현안들에 대한 분석을 통하여 안전규제요건들이 개발되고, 이와 관련된 체계적인 안전해석 방법론과 코드개발이 요구된다. SMART의 안전해석을 위한 코드는 기존 상용로의 안전해석을 위한 열수력 모델뿐 아니라 피동형 기기들 및 SMART 고유 부품에 대한 모델이 필요하다. 본 연구에서는 SMART 안전해석을 위하여 피동 부품과 관련된 물리적 모델들이 개선된 MARS [2] 전산코드를 기초로 SMART 고유 특성의 모델을 추가한 MARS/SMR을 사용하여 급수관 파단사고에 대한 해석결과를 분석하여 본 사고 시 나타나는 SMART의 물리적 특성을 분석함과 동시에 MARS/SMR 코드의 적용 가능성 및 문제점을 분석하고자 한다. 본 연구에서는 반응도가, 파단위치 및 크기, 증기발생기 열전달 면적 등과 같이 조절 가능한 입력 변수들의 값과 초기 및 경계조건을 보수적으로 채택하여 최적 전산코드를 이용하여 분석하였다. 급수관이 파단되면 노심에서 발생한 열이 증기발생기를 통하여 이차측으로 전달되는 노심 열제거 능력이 현격히 감소하게 된다. 이것은 일차계통의 온도와 압력을 높이는 원인이 되며, 이때 원자로 보호계통이 작동하여 원자로 정지신호가 발생하고 터빈이 정지되면서 급수관과 증기관에 설치된 격리밸브들이 닫히고 피동잔열제거계통이 작동한다. 피동잔열제거계통의 자연순환에 의하여 노심에서 생성되는 잔열이 충분히 제거되면 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다.

2. MARS/SMR 입력모델 및 초기/경계 조건

그림 1과 2는 각각 SMART의 개략도와 안전해석을 위한 MARS/SMR의 SMART Nodalization을 보여 준다. 주요 계통으로 노심과 증기발생기를 포함하는 일차계통, 증기를 터빈으로 공급하는 이차계통, 원자로 보호를 위한 비상노심냉각계통 및 피동잔열제거계통 등이 있다. 노심은 57 개의 핵연료 집합체로 구성되어 있으며, 56개의 핵연료 집합체를 묶은 평균채널 (Volume-200)과 한 개의 고온채널 (Volume-210)로 모델하였고, 핵연료의 축방향은 10 개의 노드로 모델하였다. 4 대의 주냉각재펌프는 부분 펌프 고장을 고려하기 위하여 각각 모델하였다. 12 개의 증기발생기 카세트는 사고 시 4 Section의 피동잔열제거계통에서 발생할 수 있는 비대칭 특성을 고려하기 위하여 4 개의 그룹으로 모델하였다. 가압기는 기존 상용로의 모델링 경험을 바탕으로 모델하였는데 Volume-300은 외곽공동, Volume-

310은 중간공동, Volume-320과 330은 중앙공동을 모델한 것이며, 이들을 연결하여 주는 연결배관이 있다. 비응축성가스가 있는 중앙공동 (End cavity)은 8 개의 세부 노드로 하여 수직 성층류 (Stratification)를 고려할 수 있도록 하였다. 이차계통 및 피동잔열제거계통은 대칭을 이루는 4 개의 그룹으로 모델하여 이들 중 하나가 작동불능인 경우 및 비대칭 열제거 현상을 고려할 수 있게 하였다. 증기발생기의 나선형 세관은 17 개의 세부 노드로 하여 긴 나선형 세관에서 형성되는 과냉, 비등 및 과열영역에서의 열수력 과도현상을 예측할 수 있게 하였다.

원자로의 초기 출력은 측정 오차 등을 고려한 103 %로 가정하고, 잔열곡선은 ANS73 곡선에 계수 1.2를 곱하여 보수적인 값을 사용하였다. 원자로 노심에서 발생한 잔열 제거 능력 관점에서 잔열제거계통 한 Section이 단일고장에 의해 작동되지 않는 것으로 가정하였다. 나선형 전열관에서 열전달 상관식은 u-tube에서 사용하는 열전달 상관식과 상이하기 때문에 MARS/SMR에는 나선형 전열관에서 열전달을 난류영역의 단상 (Single phase)인 경우 튜브영역은 Mori-Nakayama 관계식을 사용하고, 쉘영역은 Zukauskas 관계식을 사용하여 모델링하였다 [3]. 이들 모델링을 열구조물의 세관측은 입력 경계조건 "135"로 정의하여 사용하였으며, 쉘측은 "114"의 대류경계조건을 사용하였다. 또한, 피동잔열제거계통 열교환기의 튜브는 수직관다발 형태이므로 수직관에 대한 열전달 모델을 사용하였다. 이와 같은 모델링과 초기/경계조건을 사용하여 구한 SMART의 초기값들을 표 1에서 설계값과 비교하여 요약하였다.

3. 해석결과

증기발생기에 급수를 공급하는 급수관 중 급수관 격리밸브와 Section 헤드사이의 Section 급수관이 파단되었기 때문에 급수유량이 정상유량의 10 % 이하로 감소하면 발생하는 저 급수유량에 의하여 원자로가 정지되지 않는다. 또한, 단일고장에 의하여 Section-d의 피동잔열제거계통이 작동하지 않기 때문에 파단 Loop를 제외한 Section-b, c 만 이용하여 일차측에서 생성된 노심 잔열을 제거하게 된다. 그림 3은 가압기 상단에 위치한 안전밸브의 개수와 계통 최대압력과 관계를 보여준다. 이 그림은 계통의 최대 압력이 설계 허용 기준값인 설계값의 110 %를 초과하지 않기 위해서는 직경이 20 mm인 안전밸브가 최소한 2 개가 필요함을 알 수 있다. 여기서 직경 20 mm는 원자로 용기를 관통하는 일차계통 관들 중 가장 큰 직경이다. 본 해석 시 가압기 외곽공동과 중간공동을 연결하여 주는 밀림관과 중간공동과 중앙공동을 연결하여 밀림관의 크기를 충분히 크게 하여 유속 저항에 의한 가압기 중앙공동과 외곽공동 사이의 압력차이를 감소시켰다. 그림 4는 이 경우의 일차계통의 압력 변화로 과도기가 시작되어 파단면을 통하여 많은 량의 이차측 냉각재가 대기 중으로 방출되면 증기발생기 이차측에서 열전달 능력이 급격히 감소되어 일차계통의 압력이 증가하는 것을 보여 주고 있다. 그림 5는 파단면을 통한 방출유량으로 과도기가 시작되면서 압력차이에

의하여 많은 량의 냉각재가 파단면 양단에서 방출되기 시작하여 증기발생기쪽 방출유량은 원자로 정지에 의하여 격리밸브들이 잠기기 전에 이미 거의 대부분이 방출되고, 급수제어밸브쪽의 유량은 파단이 일어나지 않은 나머지 증기발생기에서 역류하여 많은 량이 방출되다가 격리밸브가 잠기면서 방출유량도 감소하는 것을 볼 수 있다. 일차계통의 압력증가는 냉각재의 밀도를 증가시켜 냉각재 밀도에 의한 양의 반응도가가 발생하여 이 값이 핵연료 봉 온도 증가에 의한 음의 반응도가 보다 상대적으로 더 크기 때문에 노심 출력이 증가하면서 가속된다. 그림 6은 시간 경과에 따른 각 반응도가를 보여 주는데 과도 초기에 총 반응도가의 값이 양의 값을 가지는데 이 값이 정지 제어봉의 반응도 값 보다 상당히 작지만 이 영향이 그림 7의 노심 출력에 영향을 준다. 노심출력은 원자로가 정지하기 전까지 양의 반응도가가 작용하여 103 %에서 112 %까지 증가하는 것을 볼 수 있다. 반응도가의 증가로 인한 출력증가와 이차측 냉각재 고갈에 의한 일차계통에서 이차계통으로의 열전달 감소는 일차계통 압력을 더욱 증가시켜 가압기 안전밸브가 열리면서 계통의 압력은 더 이상 상승하지 않는다. 이때 가압기 안전밸브를 통한 방출 유량은 약 25 kg/s의 유량으로 약 14초 동안 작동한다. 이 기간 동안 안전밸브를 통하여 액체는 방출되지 않고 초기에는 질소가스가 나중에는 질소가스와 증기의 혼합물이 방출되며 안전밸브가 닫히는 시간에 가압기 상부의 기체 부피는 초기의 약 5.0 m³에서 3.1 m³으로 감소하였으며, 수위는 가압기 상단으로부터 약 1.91 m의 여유가 있었다. 안전밸브가 닫히게 되면 감소하던 일차계통 압력은 다시 약간 상승하였다가 단일고장을 고려하여 작동되지 않는 SG-d의 열교환기를 제외한 나머지 2 트레인의 피동간열제거계통에서 유도가 정상적으로 확보되면 서서히 감소한다. 그림 8은 증기발생기 상부의 증기관에서 압력으로 과도기 시작과 함께 대기압으로 냉각재 방출로 인하여 급격히 감소하다가 원자로 정지 후 급수관과 증기관의 격리밸브가 잠기면 이차계통은 각 Section마다 하나의 밀폐된 회로를 형성하게 된다. 피동간열제거계통 작동 후의 이차측 압력은 일차측의 잔열과 이차측 피동간열제거계통의 열교환기 성능에 의하여 좌우된다. 피동간열제거계통이 작동하여 일차측의 잔열을 제거하는 SG-b와 c의 압력은 유사한 압력변화를 보여주고 급수관이 파단된 SG-a의 압력은 과도초기에 바로 대기압으로 떨어진다. 그림 9는 급수관 파단사고의 해석에 있어서 중요한 변수 중에 하나인 DNBR 변화를 부수로 해석(Subchannel analysis) 코드인 MATRA [4]로 해석한 결과이다. 과도기가 시작되면서 반응도가의 증가로 노심에서 열출력이 증가하여 원자로 정지신호가 발생하는 시간에는 출력이 112 %까지 증가하였으며 이로 인하여 노심에서 열속이 증가하여 최소 DNBR은 1.44로 예측되었다. 그리고 핵연료 봉의 최대 열속은 그림 10에서 보는 바와 같이 선출력 36.14 kW/m에 해당하는 1211 kW/m²로 나타났다.

4. 결 론

SMART는 기존의 가압 경수형 원자로와는 상이한 설계 개념을 채택하고 있기 때문에 SMART 원자로에 특이하게 나타나는 안전 현안들은 고려하여 안전규제요건이 개발되고,

체계적인 안전 해석 방법론 및 코드 개발을 통하여 안전성 분석이 수행되어야 한다. 이와 관련하여 본 연구에서는 SMART 개념설계의 대표적 설계기준사고중 하나인 급수관 파단사고에 대하여 SMART 안전해석을 위하여 개발중인 MARS/SMR 코드를 사용하여 분석한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 가압기 중앙공동 상부에 직경 20 mm의 안전밸브를 2 개 설치하고, 밀림관의 크기를 충분히 크게 하여 유속 저항에 의한 가압기 중앙공동과 외곽공동 사이의 압력차이를 감소시키면 계통의 최대 압력이 18.3 MPa로 설계압력의 110 %인 허용기준을 만족하였다.
- 과도기가 시작되면서 반응도가의 증가로 노심에서 열속이 증가하여 최소 DNBR은 1.44로 안전 제한치인 1.30 보다 커서 핵연료 파손은 일어나지 않았다.
- MARS/SMR 코드는 급수관 파단사고 시 나타나는 계통의 압력, 온도, 유량 및 열속 변화와 같은 물리적 현상을 타당하게 예측할 수 있었으며, 보다 정확한 결론 도출을 위해서는 비상냉각계통의 작동논리와 향후 기본설계 개발 시 확보될 설계자료와 더불어 MARS/SMR 코드의 검증이 요구된다.

향후 이루어질 기본설계 단계에서의 안전해석은 보다 정확한 결론을 도출하기 위하여 일차계통 과압사고를 완화시키기 위한 가압기 안전밸브관련 제원 결정과 가압기 밀림관의 크기에 대한 충분한 검토가 이루어진 후 수행되어야 할 것이다. 또한, 안전규제요건에 따른 해석 방법론 및 가정들을 명확히 설정한 후 핵연료 피복재 온도 및 산화도, DNBR에 대한 상세 분석을 수행함으로써 SMART의 안전성 확보를 입증해야 할 것이다

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행된 것이다.

5. 참고문헌

- [1] 김환열, "SMART 계통 설명서", SMART-FS-SD210 Rev. 00, 한국원자력연구소, 1998.
- [2] 이원재, "Development of a multi-dimensional realistic thermal-hydraulic system analysis code, MARS 1.3 and its verification", KAERI/TR-1108/98, KAERI, 1998.
- [3] M. Young and K. Bell, "Review of two phase flow and heat transfer phenomena in helically coiled tubes", 8th Symposium on Space Nuclear Power System, Albuquerque, New Mexico, January, 1991.
- [4] Y. J. Oyo and D. H. Hwang, "Development of a subchannel analysis code MATRA (version alpha)", KAERI/TR-1033/98, KAERI, 1988.

Table 1 MARS/SMR initial conditions for feedline break accident

Parameter	design value (100%)	calculated value (100%)	calculated value (103%)
Core thermal power, MWt	330,0*	330,0*	339,9*
<u>Primary system</u>			
Mass flow at SG inlet, kg/s	1540	1552	1544
Mass flow at core, kg/s	1550	1556	1547,9
Total bypass flow, kg/s	45	43	41,9
Pressurizer pressure, MPa	15,0	15,0	15,0
Pressurizer gas temperature, K	348,0	347,0	347,0
Pressurizer gas volume, m ³	5,0	5,0	5,0
Liquid temperature at SG inlet, K	583,0	583,0	585,6
Liquid temperature at SG outlet, K	543,0	544,0	545,2
<u>Secondary system</u>			
Feedwater mass flow, kg/s	152,5*	152,5*	157,07*
Feedwater liquid temperature, K	453	430	430
Steam pressure, MPa	3,0	3,0	3,0
Steam temperature, K	547,0	552,1	552,1

* : input value

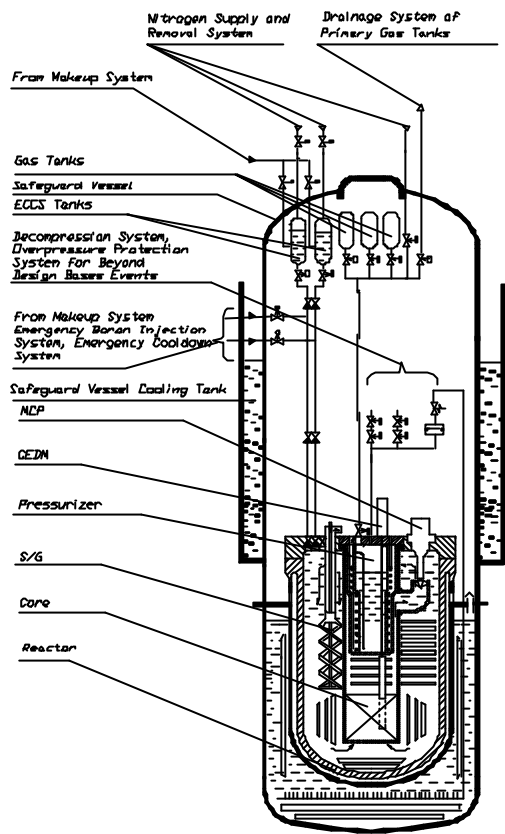


Fig. 1 Schematic diagram for the SMART

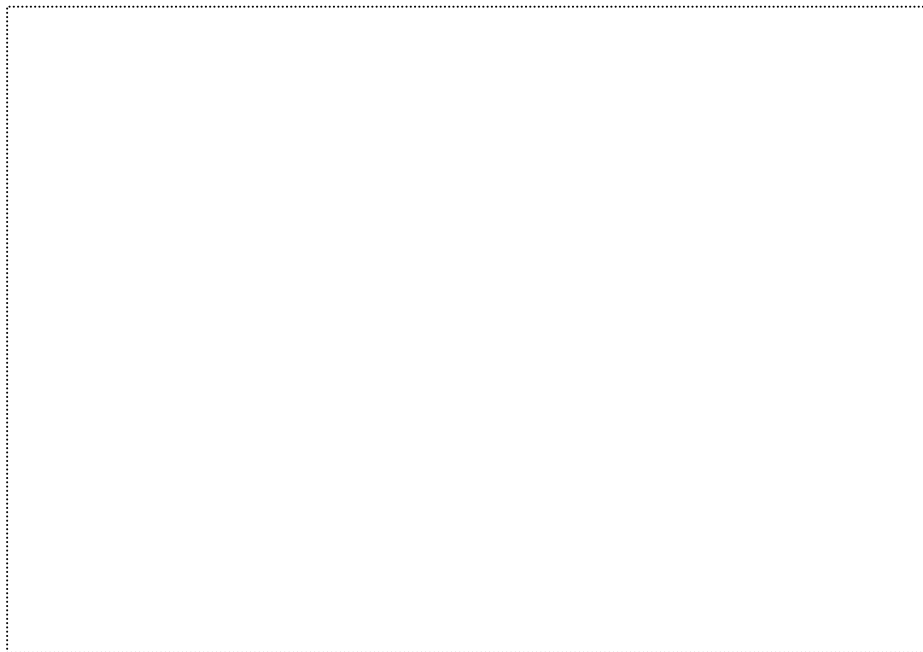


Fig. 2 MARS/SMR nodalization for the SMART

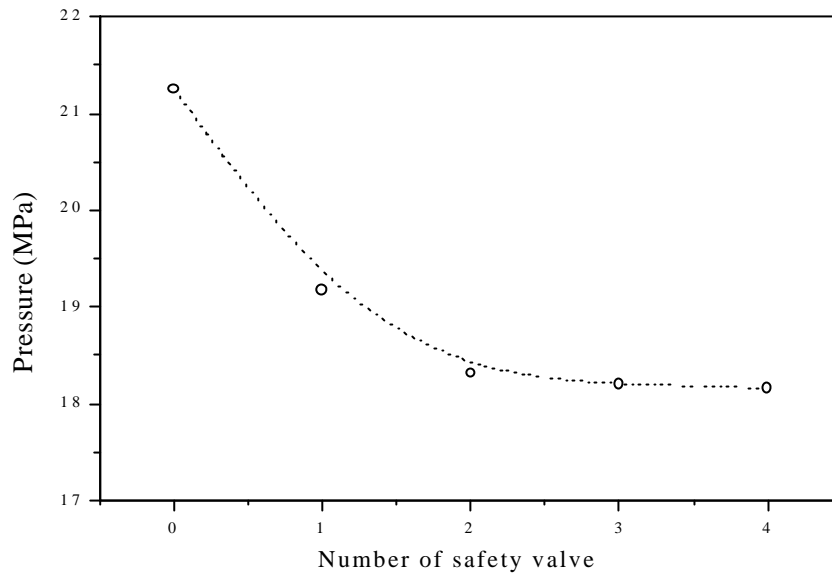


Fig. 3 Pressurizer pressure with no. of PSV

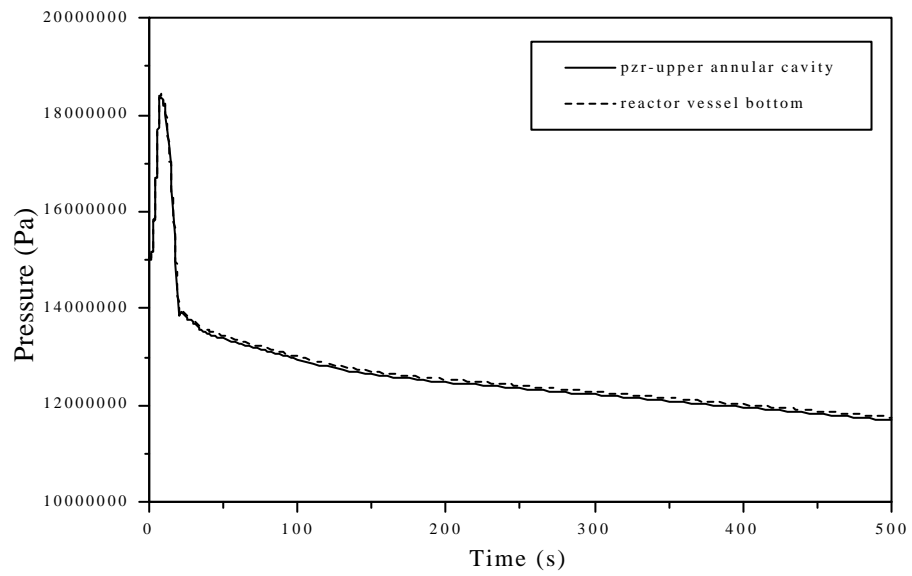


Fig. 4 Primary pressure

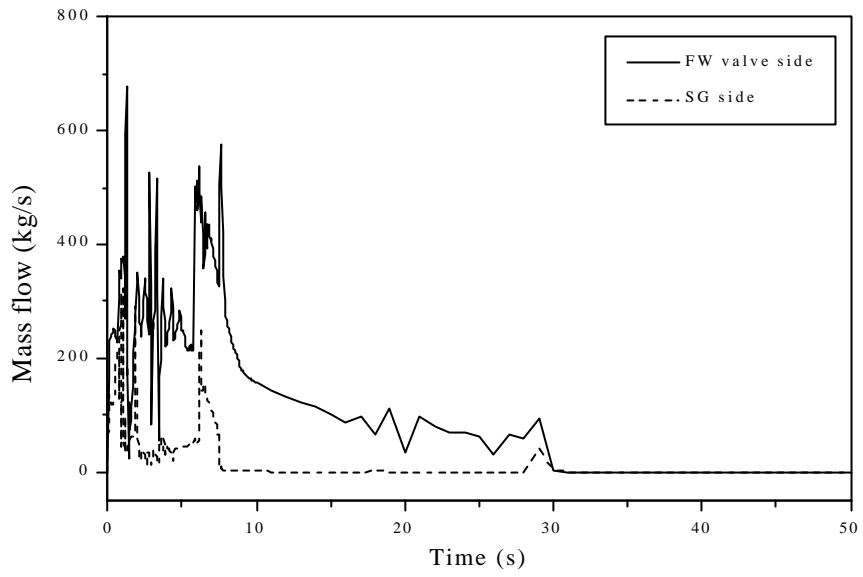


Fig. 5 Break flow

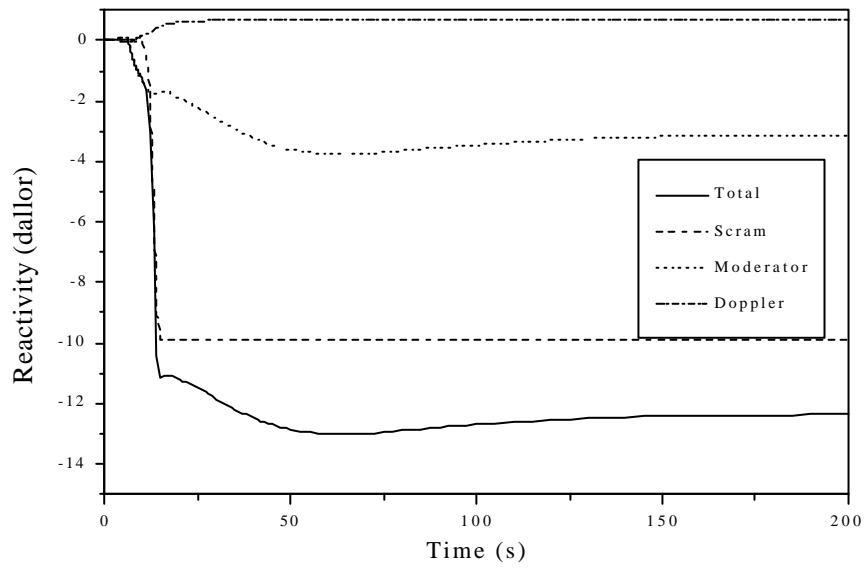


Fig. 6 Various reactivity values

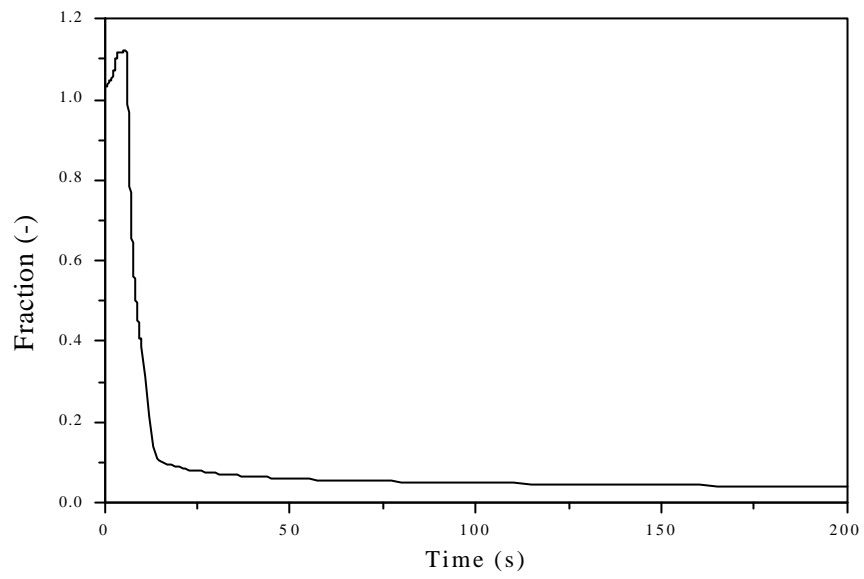


Fig. 7 Core power

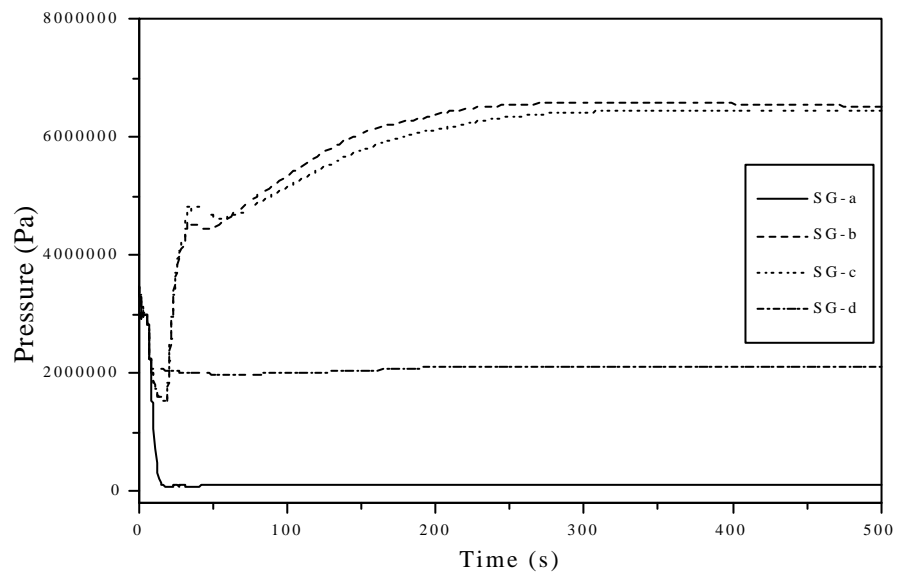


Fig. 8 Secondary pressure

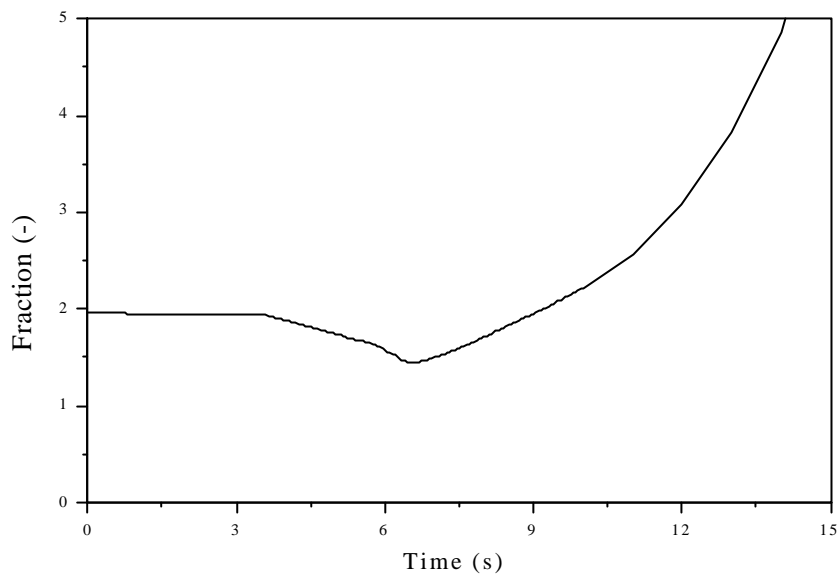


Fig. 9 DNBR

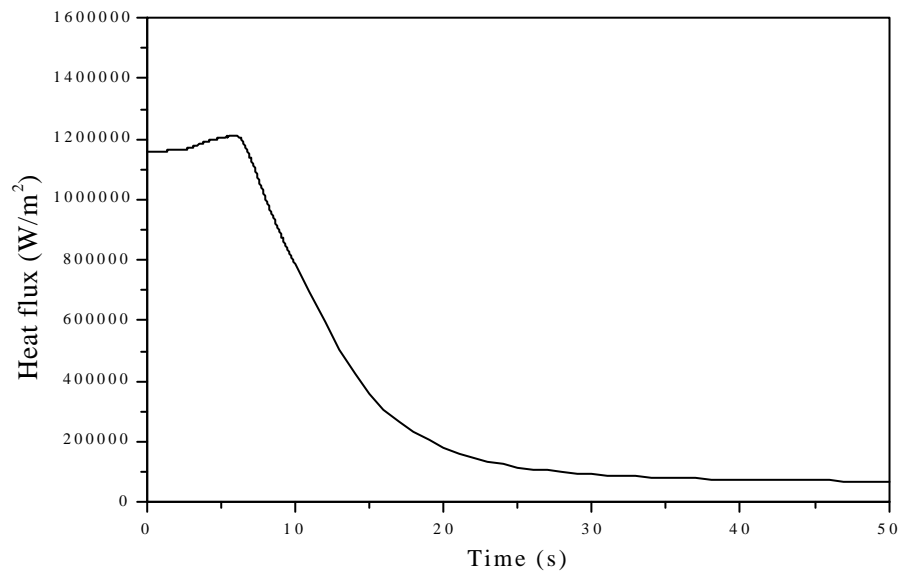


Fig. 10 Maximum heat flux at the hottest rod