

## SMART에서 증기관 격리밸브 오작동이 계통에 미치는 영향 Thermal-hydraulic Characteristics of SMART at Main Steam Isolation Valve Closure

정영중, 김희철, 장문희

한국원자력연구소  
대전시 유성구 덕진동 150

### 요 약

열수력 전산코드인 TASS/SMR을 이용하여 SMART의 주증기 격리관 오작동이 계통에 미치는 영향을 분석하였다. SMART 설계는 주증기 격리관 오작동시 계통의 압력, 온도 및 DNBR 측면에서 원자로의 충분한 여유도를 가지고 있었다. 그리고 TASS/SMR 코드는 주증기 격리관 오작동시 계통에서 나타나는 물리적 현상을 타당하게 예측할 수 있었으며, 보다 정확한 결론 도출을 위해서는 원자로 보호계통 및 피동잔열제거계통의 작동논리에 대한 민감도 분석과 TASS/SMR 코드의 SMART관련 추가된 모델의 실험자료를 이용한 충분한 검증이 필요하다.

### Abstract

Analysis of main steam isolation valve closure for the SMART design was performed using a TASS/SMR code. The result showed that the SMART design had sufficient safety margins with respect to the system pressure, temperature and DNBR. TASS/SMR reasonably predicted the thermal-hydraulic phenomena, such as pressure, temperature, and mass flow during the main steam isolation valve closure event. Sensitivity study for the reactor protection and passive residual heat removal systems as well as the verification of the TASS/SMR code for the SMART thermal-hydraulic models are needed to improve the result of the analysis for the main steam isolation valve closure event.

### 1. 서론

일체형 원자로인 SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)는 원자력 에너지를 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 열제거 능력이 상

설되거나 원자로 정지시 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 설계시 체계적인 안전성 분석을 통하여 신뢰성 확보 및 안전성의 입증에 필수적이다. 이를 달성하기 위해서는 기존의 가압경수로에서의 경험을 기초로 SMART에 특이하게 나타나는 안전 현안들에 대한 분석을 통하여 안전규제요건들이 개발되고, 이와 관련된 체계적인 안전 해석 방법론과 코드개발이 요구된다. SMART의 안전해석을 위한 코드는 기존 상용로의 안전해석을 위한 열수력 모델뿐 아니라 피동형 기기들 및 SMART 고유 부품에 대한 모델이 내장되어 있어야 한다.

본 연구에서는 가압경수로의 안전 및 성능해석에 사용 가능한 TASS 전산코드 [2]를 기초로 SMART 고유 특성의 모델을 추가한 TASS/SMR을 이용하여 증기관 격리밸브의 오작동이 계통에 미치는 영향을 분석함과 동시에 TASS/SMR 코드의 적용 가능성을 분석하고자 한다. 증기관 격리밸브가 오작동하여 닫히게 되면 노심에서 발생한 열이 증기발생기를 통하여 이차측으로 전달되는 열제거 능력이 현격히 감소하게 된다. 이로 인하여 일차계통의 온도와 압력이 증가하여 원자로 보호계통이 작동하면 원자로 정지신호가 발생하고 터빈이 정지되면서 피동잔열제거계통이 작동한다. 피동잔열제거계통의 자연순환에 의하여 노심에서 생성되는 잔열이 충분히 제거되면 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다.

본 논문에서는 먼저, SMART 계통에 대해 간략하게 기술하고, 다음은 해석에 사용된 TASS/SMR 코드와 입력자료, 초기조건 및 주요 가정들에 대하여 기술하고, 끝으로 해석결과 분석을 통하여 사건시 계통의 물리적 특성을 분석하였다.

## 2. SMART 계통 설명

그림 1은 SMART의 개략적인 안전 계통도이다. 주요 계통으로 노심에서 발생한 열을 이차측으로 전달하는 일차계통, 일차측 냉각재 상실시 원자로에 물을 공급하는 충수계통 및 비상노심냉각계통, 원자로의 비상정지시 피동적으로 노심을 냉각시키는 피동잔열제거계통, 안전보호용기 등이 있다 [1]. 일차계통은 냉각재 및 주요 구성품들을 수용하는 원자로 용기 하단부에 위치하며, 에너지를 생성하는 노심 (Core), 노심 지지 원통 (Barrel), 원자로 용기 벽 사이의 환형 공간에 위치한 주냉각재펌프 (MCP)와 증기발생기 (Steam generator) 및 용기 내 상단부에 위치한 가압기 (Pressurizer) 등으로 구성된다. 노심 하부로 유입되는 저온의 냉각재는 핵연료 집합체를 지나면서 가열되어 노심 상부의 제어봉 안내관 및 환형 유로 영역을 지나 주냉각재펌프를 통과하여 증기발생기 카세트에 들어가서 이차계통으로 열을 전달한 후, 하향유로를 거쳐 노심으로 재 순환된다. 이차계통은 주급수가 원자로 압력용기 내에 설치된 나선형 증기발생기를 통과하면서 일차계통으로부터 에너지를 공급받아 과열증기로 변환되며, 이 증기가 터빈을 통과하면서 구동력을 발생한다. 이차계통은 원자로 용기 내에 놓인 증기발생기 카세트와 급수 및 증기 배관, 격리 밸브들로 구성되어 있다. SMART는

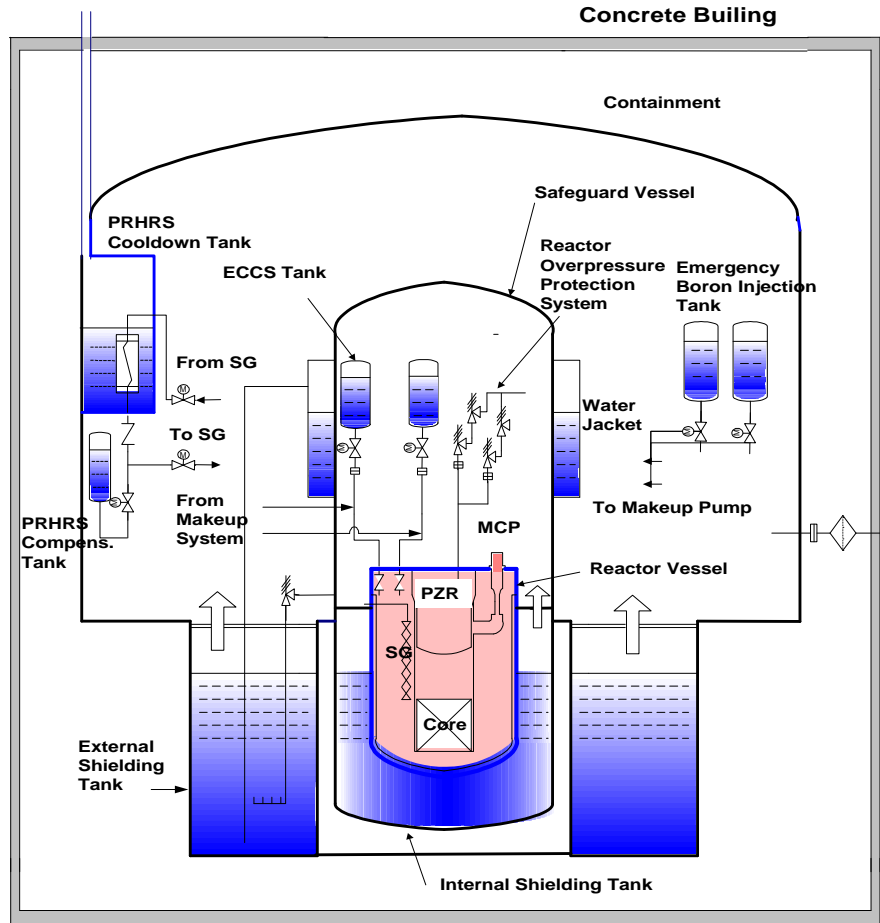


그림 1 SMART 안전계통

원자로 정지 제어봉 집합체에 의해 정지된다. 원자로 정지 제어봉 집합체는 중력에 의하여 노심으로 삽입되어 핵반응을 중지시킨다. 원자로 정지 제어봉 집합체는 반응도가가 제일 큰 제어봉 집합체가 고장에 의하여 삽입되지 않더라도 원자로를 100 % 출력에서 고온정지 상태로 보낼 수 있는 충분한 정지 여유도를 가지고 있다. 정지 제어봉 집합체가 고장에 의하여 작동하지 않을 때에는 비상봉산수 주입계통을 수동으로 작동시켜 원자로를 정지시킬 수 있다. 비상노심냉각계통 (ECCS)은 냉각재상실사고나 설계기준초과사고 시 외부 전원에 의존하지 않고 비상노심냉각탱크에 채워진 고압의 가스압에 의하여 피동적으로 작동하여 원자로에 물을 공급함으로써 노심을 보호하는 계통이며, 피동잔열제거계통은 이차계통과 유지냉각계통 (Maintenance cooldown system)과 같이 작동되어 원자로의 비상정지 시 자연대류에 의해 일차측에서 발생하는 잔열을 제거하여 모든 설계기준사고 발생 후 72 시간동안은 운전원이 어떤 조치를 취하지 않아도 노심 손상을 방지하는 기능을 수행한다.

### 3. 사용 전산코드 및 계통모델

본 연구에 사용된 전산코드는 TASS/SMR이다. TASS/SMR은 2 유체에 대하여 5 개의 방정식을 이용하는 1 차원 열수력 코드로써 SMART 고유 모델 및 피동형 부품들의 물리적 특성과 관련된 모델들을 내장하고 있으며, 주요 모델들은 다음과 같다. SMART의 가장 큰 특징 중에 하나는 증기발생기가 기존 상용 경수로에서 사용하는 u-tube 전열관 대신에 나선형 전열관 (Helical tube)을 사용하는 것이다. 나선형 전열관에서 열전달 상관식은 u-tube에서 사용하는 열전달 상관식과 상이하며, 난류영역의 단상 (Single phase)인 경우 튜브영역은 Mori-Nakayama 관계식 [3]을 사용하고, 셸영역은 Zukauskas 관계식을 사용하였다 [4]. 그리고 임계열속은 건도 (Quality)가 0.8에서 발생한다. 핵연료 봉의 건전성을 유지하는 것은 안전성 여부를 판단하는 중요 항목 중에 하나이다. DNBR을 계산하려면 임계열속의 계산이 정확히 이루어져야 하는데 이를 위하여 DNBR의 계산은 TASS/SMR 코드가 계산한 열수력 자료를 입력자료로 하는 별도의 전산코드를 이용하여 계산한다 [5].

TASS/SMR 코드를 이용하여 SMART의 증기관 격리밸브의 오작동을 해석하기 위한 기본적인 Nodalization은 그림 2와 같다. 이와 같은 Nodalization과 표 1의 초기조건을 사용하여 해석을 수행하였다. TASS/SMR의 Nodalization은 SMART에서 예측되는 물리적 현상을 타당하게 예측하기 위하여 총 122 개의 Node와 135 개의 Path로 모델되었다. 노심은 17x17의 연료봉 배열을 갖는 57 개의 핵연료 집합체로 구성된 핵연료를 1개의 Average channel와 1 개의 Core bypass 영역으로 모델하였다. 연료봉의 축 방향 노드는 12 개, 반경방향 노드는 총 5개로, 핵연료 영역이 3 개, 핵연료와 피복관 사이의 간극부분이 1 개, 그리고 피복재 영역을 1 개로 모델하였으며, 축방향 출력분포는 노심의 상부에서 최대 값을 가지는 "Top skewed axial power shape"을 사용하고, Axial offset은 0.4 이다. 증기발생기는 한 섹션당 축 방향으로 1차측은 5 개, 2차측은 10 개의 노드를 사용하였다. 가압기의 중앙공동에 존재하는 비응축성 기체의 증기 분압이 고려되었으며, 공동들 간 연결되는 배관은 "Path"로 모델하였다. 가압기의 중간공동에 내장된 냉각기를 통한 열손실은 무시하였다. 피동잔열제거계통의 열교환기는 5 개의 노드로 모델하여 증기가 흐르는 튜브와 셸 사이의 열전달 현상을 모의하고, 탱크의 유체온도는 303 K로 가정하였으며, 열교환기의 튜브측은 수직관에 대한 열전달 모델을 사용하고 셸측은 풀비등 (Pool boiling)이 가능한 자연대류에 의한 열전달이 가능하도록 모델하였다 [6]. 급수유량은 급수 펌프모델을 사용하지 않고 경계조건으로 유량을 모델하고, 증기계통은 터빈제어 밸브까지만 모의하여 일정한 압력을 유지하는 "Node"로 증기가 방출되는 것으로 모델하였다.

표 1 주증기 격리밸브 폐쇄사건 분석시 사용된 초기조건

	초기조건	설계값 (100% 출력)
노심 출력 (-)	1.03	1.00
가압기 압력 (MPa)	15.37	15.0
일차계통 유량 (kg/s)	1550.0	1550.0
노심 입구 냉각재 온도 (K)	585.04	583.15
노심 출구 냉각재 온도 (K)	543.83	543.15
총 급수유량 (kg/sec)	157.3	152.7
급수온도 (K)	453.15	453.15
주증기 압력 (MPa)	3.3	3.3
주증기 온도 (K)	577.10	-
증기 과열도 (K)	44.8	40 이상
DNBR (-)	2.6	1.3 이상

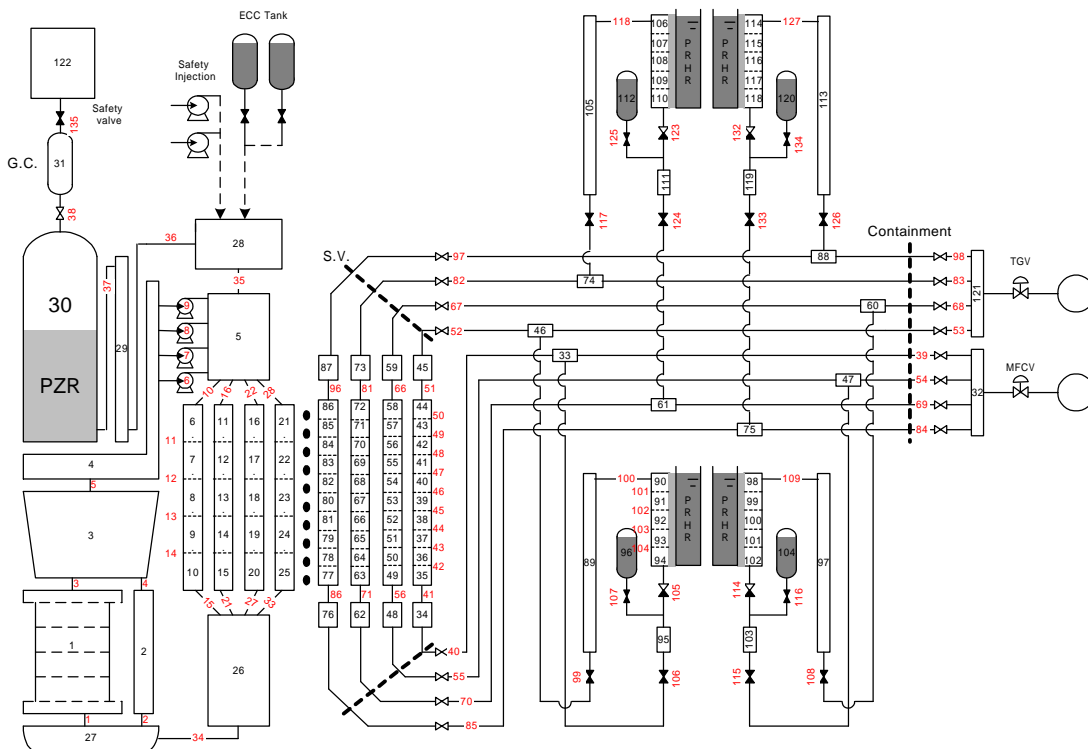


그림 2 TASS/SMR nodalization for SMART

#### 4. 초기조건 및 해석시 사용된 가정

주증기 격리밸브의 오작동이 계통에 미치는 영향을 분석하기 위하여 사용된 주요 변수들의 초기조건을 표 1에 나타내었다. 원자로가 정지되기 전의 과도기 진행동안 가능한 한 출력을 억제시키기 위하여 냉각재 밀도계수와 도플러 온도계수는 최소값을 사용하였다. 그리고 사건 발생시 조절제어봉은 기능을 상실한 것으로, 정지제어봉 그룹중 가장 큰 반응도가를 가지는 정지제어봉 그룹은 작동하지 않는 것으로 가정하였다. 단일고장은 4 대의 피동잔열제거계통중 1 대가 작동하지 않는 것으로 선정하였다.

그리고 원자로가 정지할 경우 외부전원은 유효한 것으로 가정하여 원자로 출력이 정격출력의 36 % 이하가 되면 주냉각재펌프는 고속운전에서 저속운전 모드로 전환된다. 초기 출력은 계기의 측정오차를 고려하여 정격출력의 103 %로 가정하였으며, 원자로 정지신호 발생시 센서의 응답시간과 신호지연시간의 합은 0.975 초를 사용하고, 신호에 의하여 제어봉이 기계적으로 작동하는데 필요한 시간은 0.5 초로 가정하였다. 그리고 신호에 의하여 각종 밸브들이 개폐되는데 요구되는 시간은 3 초를 사용하였으며, 이때 밸브동작에 의한 유량변화는 선형적으로 변화한다고 가정하였다. 원자로 정지시 노심의 잔열곡선은 ANS79 잔열곡선을 사용하였다.

#### 5. 계산결과 및 분석

주증기 격리밸브 폐쇄사건은 여러 가지 외부적인 요인에 의해 가상의 폐쇄신호가 발생하여 모든 주증기 격리밸브가 차단됨으로써 발생한다. 모든 주증기 격리밸브가 차단되면 증기 유량이 완전히 차단되어 증기발생기로부터 증기가 방출되지 않기 때문에 증기발생기의 온도와 압력이 높아지고, 이에 따라 원자로로부터의 열제거 능력이 상실됨에 따라 원자로 압력이 증가하게 된다. 따라서 원자로의 압력이 가압기 고 압력 정지조건에 도달하고, 이로 인해 원자로가 정지되며 이 무렵에 가압기와 연결된 가스 실린더에 부착되어 있는 안전밸브가 개방되어 원자로의 압력을 설계 제한치 이하로 낮추어 준다. 그 이후에는 피동잔열제거계통이 운전되어 노심의 잔열을 제거하여 원자로를 안정된 상태로 유지한다. 증기관 격리밸브 폐쇄사건의 시간 경과에 따른 전개과정은 표 2에 요약하였다.

**노심 열제거:** 원자로 열제거는 주냉각재펌프의 저속운전과 증기발생기에 의하여 이루어진다. 원자로 정지와 동시에 피동잔열제거계통의 증기관과 급수관의 격리밸브들이 열리면 증기발생기를 통한 자연대류에 의하여 노심에서 생성되는 잔열은 제거된다. 그림 3은 일차계통의 유량변화를 나타내고, 그림 4는 피동잔열제거계통의 1 section에서 유량변화이다. 이들 그림에 의하면 일차계통은 원자로 정지 후 주냉각재펌프가 저속운전모드로 전환되어 약 380 kg/s의 유량으로 운전되고 있음을 볼 수 있으며, 이차계통은 원자로 정지신호에 의하여 피동잔열제거계통이 작동하여 약 150 초 후에는 안정화된 자연순환 모드를 유지할 수 있

음을 볼 수 있다.

**반응도제어:** 원자로 정지가 가압기 고압력 신호에 의하여 발생하여 제어봉 집합체의 자유 낙하로 반응도가 삽입되기 시작한다. 최소한의 정지 제어봉 반응도가와 냉각재 밀도 및 핵연료 온도 케환효과 만을 고려하더라도 원자로는 적절한 부 반응도의 정지여유도를 확보할 수 있다. 그림 5는 노심의 열 출력을 나타내는데, 노심 출력은 이들 부 반응도가에 의하여 과도기간동안 안전한 상태를 유지하였다.

**이차계통 건전성:** 원자로의 압력은 주증기 격리밸브가 닫힘과 동시에 증가하다가 가압기 안전밸브가 열리면서 잠시 약 17 MPa 압력을 유지하다가, 원자로 정지에 의해 출력이 감소하면 가압기의 압력이 감소되는 것을 그림 6에서 볼 수 있다. 가압기의 가스실린더 상단에 위치한 안전밸브를 통하여 가스가 방출되며, 원자로가 정지되고 주냉각재펌프가 저속운전 모드로 전환되어 안정화되면 가압기 수위도 안정된다. 그림 3, 5 및 6에서 보는 것처럼, 과도기 초기에 원자로의 출력과 유량은 급격히 변하지 않으면서 압력이 증가하기 때문에 노심의 DNBR은 과도기 시작 시간에 최소 DNBR이 나타나는데, 그림 7은 초기 과도기간에서 DNBR 변화를 보여 준다.

**이차계통 건전성:** 터빈과 주급수펌프는 원자로 정지와 더불어 정지하게 된다. 터빈정지 밸브와 주급수 및 주증기 격리밸브가 닫히고 피동잔열제거계통의 격리밸브들이 열리면 이차계통은 자연순환이 이루어지는데 사건초기의 자연순환 구동력은 보상탱크의 유체 용량과 압력에 의하여 결정된다. 피동잔열제거계통 작동초기에는 열교환기를 통한 열제거가 원활히 이루어지지 않아 이차계통의 압력이 약 9.5 MPa까지 상승하는 것을 그림 8에서 볼 수 있다. 시간이 경과하여 자연순환 유량이 충분히 확보되면 이차계통은 더 이상 압력이 상승하지 않고 안정화된다.

표 2 주증기 격리밸브 폐쇄사건 경위

시간	사고 경위
0.0	증기관 격리밸브 폐쇄 시작
3.0	격리밸브 완전히 닫힘
9.0	가압기 압력 원자로 정지 설정치 도달 (17.0 MPa)
9.975	원자로 정지신호 발생 피동잔열제거계통 격리밸브 열림
10.3	가압기 안전밸브 열림
10.4	가압기 최대 압력 도달(17.5 MPa)
10.475	정지제어봉군 삽입
14.4	MCP 저속운전 모드로 전환
14.6	가압기 안전밸브 닫힘
50.2	증기발생기 최대 압력 도달(9.5 MPa)
500.0	계산 종료

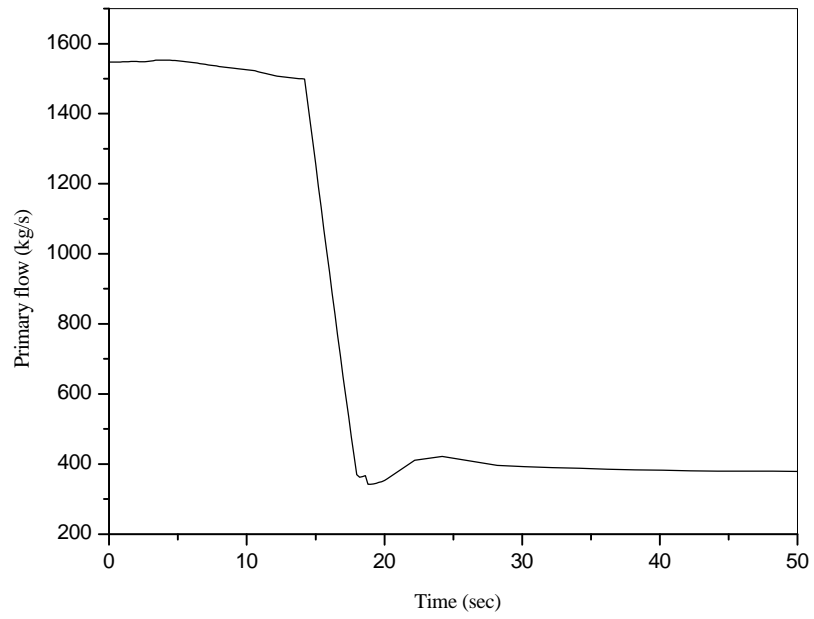


그림 3 일차계통 유량

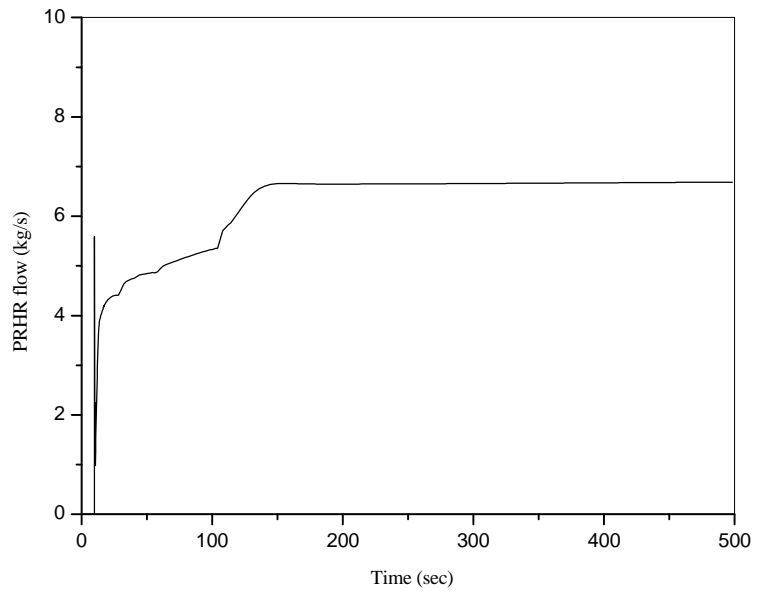


그림 4 1 section PRHR 유량



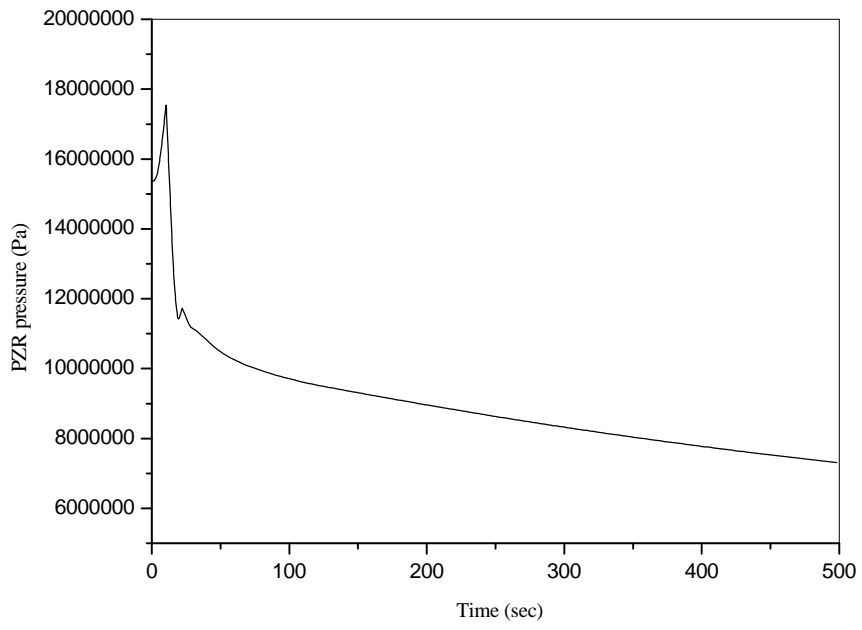


그림 5 가압기 압력

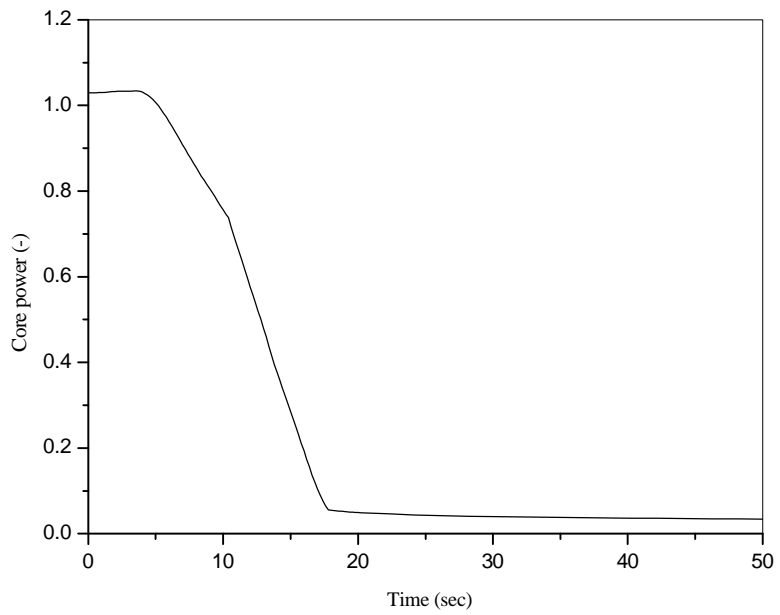


그림 6 노심 출력

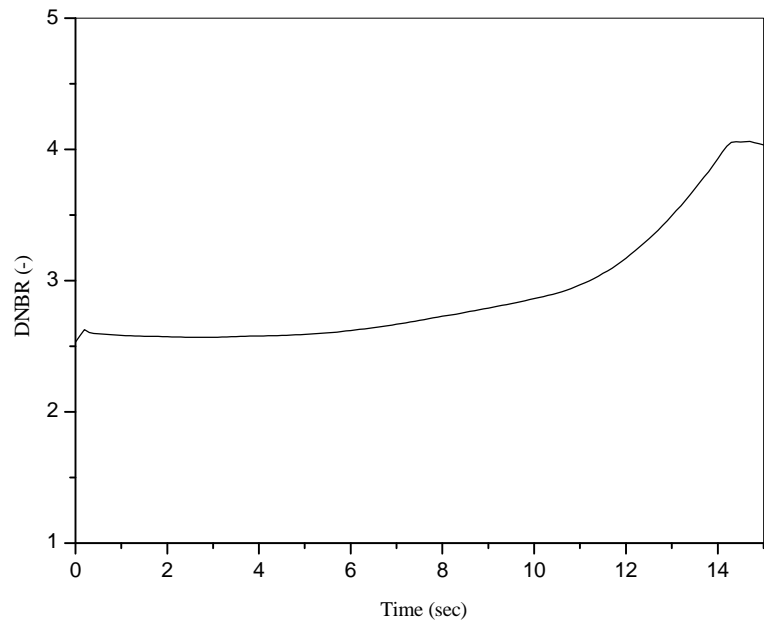


그림 7 최소 DNBR

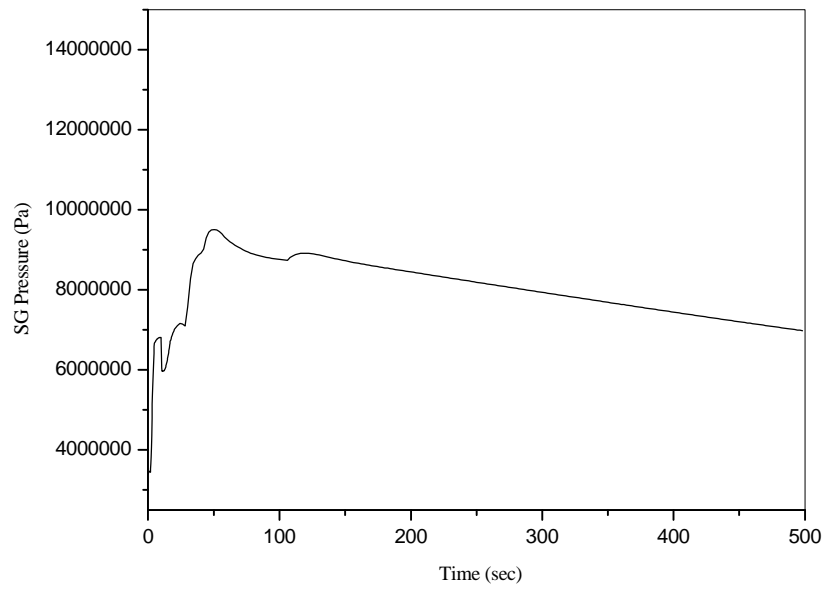


그림 8 증기발생기 압력

## 6. 결론

SMART는 기존의 가압 경수형 원자로와는 상이한 설계 개념을 채택하고 있기 때문에 과도기 진행시 SMART 원자로에 특이하게 나타나는 물리적 현상들을 이해하고, 이들을 적절히 모사할 수 있는 코드 개발이 이루어 져야 한다. 이와 관련하여 본 연구에서는 SMART의 주증기관 격리밸브 폐쇄시 계통에 나타나는 물리적 현상을 SMART 안전해석을 위하여 개발중인 TASS/SMR 코드를 이용하여 분석한 결과는 다음과 같다.

- 일차계통 압력은 안전밸브의 작동으로 설계 압력의 100 % 이내의 압력으로 제어가 가능하다.
- 최소 DNBR은 과도 초기에 나타나는데 약 2.6으로 핵연료의 건전성을 확보할 수 있었다.
- TASS/SMR 코드는 주증기관 격리밸브 폐쇄시 나타나는 계통의 압력, 온도, 유량 등과 주요 변수의 물리적 현상을 타당하게 예측할 수 있었다.

주증기관 격리밸브의 오작동이 SMART 계통에 미치는 영향을 보다 정확히 분석하기 위해서는 각종 측정계기들의 측정오차 및 신호들의 지연시간, 초기조건에 관련된 변수들이 계통의 열수력 현상에 미치는 영향에 대한 민감도 분석과 TASS/SMR 코드의 SMART 특유의 열수력 현상 실험에 대한 검증이 필요하다.

## 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행된 것이다.

## 7. 참고문헌

- [1] K. H. Bae, et. al. "Assessment of SMART Advanced Passive Safety Design", NTHAS'98, 1998.
- [2] 심석구 외, "TASS 코드 특정 기술보고서", KAERI/TR-845-1/97, KAERI, 1997.
- [3] Y. Mori and W. Nakayama, "Study on forced convective heat transfer in curved pipes (2nd report, turbulent region)," Int. J. Heat and Mass Transfer, Vol. 10, pp. 37-59, 1967.
- [4] A. Zukauskas, "Heat transfer from tubes in crossflow," in Advanced heat transfer, Academic Pres., Vol. 8, pp. 93-160, 1972.
- [5] Y. J. Oyo and D. H. Hwang, "Development of a sub-channel analysis code MATRA (version alpha)", KAERI/TR-1033/98, KAERI, 1988.
- [6] 양수형, "TASS/SMR PRHRS 열교환기 모델 개발," SMART-SA-CA520-00, KAERI, 2000.