2001 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

증기관 격리밸브 오작동시 초기조건의 변화가 계통에 미치는 영향

Initial Condition Effect for the Thermal-hydraulic Characteristics of SMART at Main Steam Isolation Valve Closure

정영종, 이규형, 배규환, 김희철

한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

요 약

SMART에서 주증기 격리밸브 오작동시 초기조건의 변화가 일차계통 최대 압력에 미치는 영향을 열수력 전산코드인 TASS/SMR을 이용하여 분석하였다. SMART는 증기관 격리밸브 오작동시 계통의 압력, 온도 및 DNBR 측면에서 충분한 여유도를 가지고 있었으며, 계통의 최대 압력은 초기 조건 변수들에 민감하지 않았으나, 높은 출력, 높은 압력 및 온도, 높은 유량과 Bottom peak인 축 방향 출력분포 조건에서 발생하였다. 그리고 TASS/SMR 코드는 이때 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 요구된다.

Abstract

Initial condition effect for the thermal-hydraulic characteristics of SMART at the main steam isolation valve closure event was performed using TASS/SMR code. The result showed that the SMART design had safety margins with respect to the system pressure, temperature and DNBR. The peak pressure occurred at the high power, high temperature, high pressure, high mass flow and bottom peak axial power shape but it was not sensitive for the change of the initial conditions. Also, TASS/SMR code 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 PRHRS as well as the verification of the TASS/SMR code for the specified SMART thermal-hydraulic models is needed to certify the result of the analysis.

1. 서론

일체형 원자로인 SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)는 원자력 에너지를 다양한 용도로 사용할 수 있으면서 일차계통의 주요 부품들을 하나의 밀봉된 압력용

기 안에 설치하므로써 대형 냉각재상실사고의 가능성을 근본적으로 제거한 설계개념을 채택하고 있다. 또한, 피동잔열제거계통을 채택하여 기존의 상용로 보다 사고 대처 능력을 더욱 향상시킨 원자로이다 [1]. 일체형 원자로의 안전설계는 사고 완화 설비로부터 신뢰성이 높은 사고 예방 설비를 강화하였다. 예를 들면, 단순하고 피동적인 잔열제거 기능과 원자로 정지 기능을 채택하여 원자로의 안전 기능을 향상시켰으며, 이차계통에 적용된 피동잔열제거계통은 이차계통의 열제거 능력이 상실되거나 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 안전성 입증이 필수적이다.

SMART의 안전해석을 위한 코드는 기존 상용로의 안전해석을 위한 열수력 모델뿐 아니라 피동형 기기들 및 SMART 고유 부품에 대한 모델이 내장되어 있어야 한다. 본 연구에서는 가압 경수로의 안전 및 성능해석에 사용 가능한 TASS 전산코드 [2]를 기초로 SMART 고유 특성의 모델을 추가한 TASS/SMR [3]을 이이용하여 증기관 격리밸브의 오작동이 계통에 미치는 영향을 분석함과 동시에 TASS/SMR 코드의 적용 가능성을 분석하고자 한다. 증기관 격리밸브가 오작동하여 닫히면 증기발생기로부터 터빈으로의 증기 통로가 폐쇄되어 정상 출력 운전인 경우에 비하여 원자로에서 생성되는 에너지를 충분히 제거할 수 없기 때문에 일차계통 냉각재의 온도와 압력이 증가하게 된다. 냉각재의 온도가 증가하면 음의 냉각재 온도계수를 가지는 냉각재 특성에 따라 노심 출력이 변하면서 일차계통과 이차계통의 압력이 증가한다. 이와 같은 상태는 가압기 고압 경보 및 정지 설정치에 의하여 탐지되거나, 과도상태가 허용 핵연료 설계 제한치 (SAFDL : Specified Acceptable Fuel Design Limit)에 접근할 경우는 노심보호연산기에 의하여 탐지된다. 일차계통의 압력이 증가하게 되면 원자로는 가압기 고압 또는 증기발생기 증기관의 고압 설정치에 의하여 자동으로 원자로 정지신호를 발생한다. 원자로 정지 신호에 의하여 증기발생기는 터빈과 격리되어 피동잔열제거계통에 연결되면 원자로의 냉각은 피동잔열제거계통 열교환기를 이용한 자연대류에 의하여 이루어지면서 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다. 이때 주냉각재 펌프는 외부 전원의 상실 유무에 따라 원자로 정지시 저속 운전모드로 운전되거나 정지하게 된다.

본 논문에서는 증기관 격리밸브 오작동과 관련된 SMART 계통에 대하여 기술한 후, 해석에 사용된 TASS/SMR 코드와 입력자료, 초기조건 및 주요 가정들에 대하여 기술하고, 끝으로 해석결과 분석을 통하여 초기조건의 변화가 계통의 압력에 미치는 영향과 계통의 물리적 특성을 분석하였다.

2. SMART 계통 설명

SMART의 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 [4]. 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 유로영역을 지나 주냉각재펌프를 통과하여 증기발생기 카세트로 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.

증기관 격리밸브 오작동과 관련된 SMART의 안전계통은 원자로 정지계통과 피동잔열제거계통으로 SMART는 원자로 정지 제어봉 집합체에 의해 정지가 가능하다. 원자로 정지 제어봉 집합체는 중력에 의하여 노심으로 삽입되어 핵반응을 중지시킬 수 있으며, 원자로 정지 제어봉집합체는 반응도가가 제일 큰 제어봉 집합체가 고장에 의하여 삽입되지 않더라도 원자로를 100 % 출력에서 고온정지 상태로 보낼 수 있는 충분한 정지 여유도를 가지고 있다. 잔열제거계통은 이차계통의 열 제거 능력이 상실되거나 원자로 정지시 자연대류에 의해 일차측에서 발생하는 잔열을 제거하여 노심을 냉각시키는 기능과 일차계통에서 이차계통으로 누출되는 방사능 물질을 격리 차단하는 기능을 수행하며, 기능이 동일한 4개의 독립적인 트레인으로 구성되어 있다.

3. 사용 전산코드 및 계통모델

증기관 격리밸브 오작동 사건이 계통에 미치는 영향을 분석하기 위하여 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 있다. 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-tube형 전열관에서 사용하는 열전달 상관식과 상이하며, TASS/SMR은 난류영역의 단상 (Single phase)인 경우 튜브영역에는 Mori- Nakayama 관계식 [5]을 사용하고, 쉘영역에는 Zukaskaus 관계식을 사용하였다 [6]. 그리고 나선형 전열관의 임계열속은 건도 (Quality)가 0.8에서 발생한다. 잔열제거계통 열교환기의 튜브측은 수직관에 대한 응축 및 대류 열전달 모델을 사용하고 쉘측은 풀비등 (Pool boiling)이 가능한 자연대류에 의한 열전달이 가능하도록 모델하였다 [7]. 과도 기간중 핵연료가 건전성을 유지하는 것은 안전성 여부를 판단하는 중요 항목 중에 하나인데, DNBR을 계산하려면 임

계열속의 계산이 정확히 이루어져야 한다. 이를 위하여 본 연구에서는 TASS/SMR 코드가 계산한 평균 노심에 대한 열수력 자료를 입력자료로 사용하는 별도의 DNBR 계산코드를 이용하여 SMART의 DNBR을 계산하였다 [8].

TASS/SMR 코드를 이용하여 SMART의 증기관 격리밸브의 오작동을 해석하기 위한 기본적인 Nodalization을 그림 1에 나타내었다. 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 1 개의 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 0.3 이다. 증기발생기는 한 섹션당 축 방향으로 1차측은 5 개, 2차측은 10 개의 노드를 사용하였다. 가압기의 중앙공동에 존재하는 비응축성 기체의 분압이 고려되었으며, 공동들 간 연결되는 배관은 “Path”로 모델하였다. 가압기의 중간공동에 내장된 냉각기를 통한 열손실은 모델하지 않고 단열된 것으로 가정하였다. 잔열제거계통의 열교환기는 5 개의 노드로 모델하였으며, 탱크 내 유체온도는 313 K로 가정하였다. 급수유량은 급수 펌프모델을 사용하지 않고 경계조건으로 유량을 모델하고, 증기계통은 터빈제어 밸브까지만 모의하여 일정한 압력을 유지하는 “Node”로 증기가 방출되는 것으로 모델하였다.

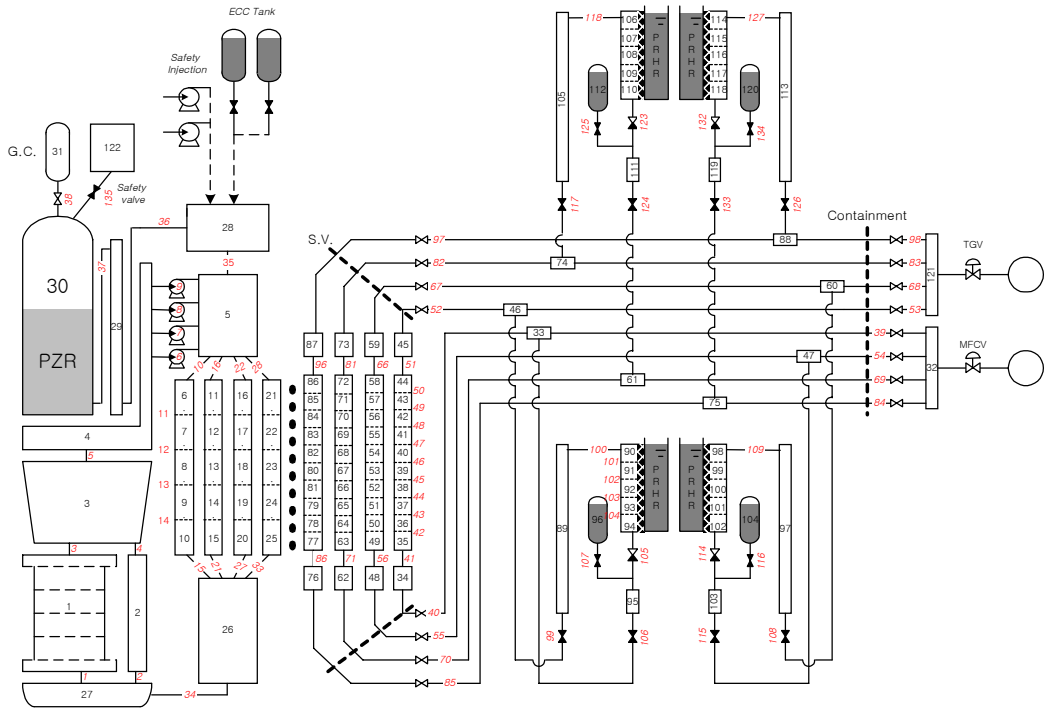

그림 1 TASS/SMR nodalization for SMART

4. 계산결과 및 분석

4.1 기본경우

SMART에서 주증기 격리밸브의 오작동시 초기조건들의 변화가 계통에 미치는 영향을 분석하기 위한 기본 경우를 계산하기 위하여 사용된 주요 열수력 변수들의 초기조건을 표 1에 나타내었다. 초기 출력은 SMART의 정격출력인 100 %로 하였으며, 원자로가 정지되기 전의 과도기 진행동안 가능한 한 출력을 증가시키기 위하여 냉각재 밀도계수는 최소값을 도플러 온도계수는 최대값을 사용하였다. 그리고 사건 발생시 조절제어봉은 기능을 상실한 것으로, 정지제어봉 그룹중 가장 큰 반응도가를 가지는 정지제어봉 그룹은 작동하지 않는 것으로 가정하였다. 원자로 정지시 노심의 잔열곡선은 ANS73 잔열곡선의 1.2 배를 사용하였다. 단일고장은 3 대의 가압기 안전밸브중 한 대가 작동하지 않는 것을 선정하였으며, 동시사건으로 원자로 정지신호와 동시에 외부전원의 상실을 고려하였다.

가압기 고압력에 의한 원자로 정지신호 발생시 센서의 응답시간과 신호지연시간의 합은 0.975 초를 사용하고, 신호에 의하여 제어봉이 기계적으로 작동하는데 필요한 시간은 0.5 초가 소요되는 것으로 하였다. 그리고 신호에 의하여 각종 격리밸브들이 개폐되는데 요구되는 시간은 10 초, 터빈 정지 밸브의 작동시간은 0.3 초를 사용하였으며, 이때 밸브동작에 의한 유량변화는 선형적으로 변화한다고 가정하였다.

주증기 격리밸브 패쇄사건은 다양한 외부 요인에 의해 증기관 격리밸브 폐쇄신호가 발생하여 모든 주증기 격리밸브가 차단됨으로써 발생한다. 모든 주증기 격리밸브가 차단되면 증기유량이 완전히 차단되어 증기발생기로부터 증기가 방출되지 않기 때문에 증기발생기의 온도와 압력이 높아지고, 이에 따라 원자로로부터의 열제거 능력이 상실됨에 따라 원자로의 온도와 압력이 증가하게 된다. 원자로의 압력이 가압기 고 압력에 의한 원자로 정지 설정치에 도달하면 원자로는 정지된다. 원자로 정지신호에 의하여 피동잔열제거계통이 운전되어 노심의 잔열을 충분히 제거가능한 상태가 되면 원자로는 안정된 상태로 유지한다. 이와 같은 시간 경과에 따른 전개과정은 표 2에 요약하였다.

오작동에 의하여 증기관 격리밸브가 닫히면서 노심에서 생성된 열이 이차측으로 전달되지 못하다가 원자로 정지 후 주 급수관 및 증기관의 격리밸브들이 닫히고 피동잔열제거계통의 증기관과 급수관 격리밸브들이 열리면 증기발생기를 통한 자연대류에 의하여 노심에서 생성되는 잔열은 제거된다. 그림 2는 노심의 출력변화를 보여 주는데 노심 출력은 초기출력을 유지하다가 가압기 고압에 의한 원자로 보호계통이 작동하여 원자로가 정지되면 정지제어봉에 의한 반응도와 핵연료 및 냉각재의 반응도 특성에 따라 노심 출력이 변화하면서 잔열수준으로 감소한다. 그림 3은 각종 반응도의 시간에 따른 변화를 보여 준다. 원자로 정지신호가 발생하기 전까지는 냉각재와 핵연료의 부 반응도 특성에 따라 원자로 출력이 제어되다가, 원자로 정지 신호가 발생하면 제어봉 집합체의 자유 낙하로 인한 반응도와 냉각재 밀도 및 핵연료 온도에 의한 반응도가 합해져서 삽입되기 시작한다. 그림 3에 의하면 최소한의 정지 제어봉 반응도만을 고려하더라도 원자로는 적절한 부 반응도의 정지 여유도를 확보할 수 있음을 볼 수 있다.

일차계통 압력은 주증기 격리밸브가 닫히면서 이차측으로 열전달이 이루어지지 않아 증가하다가 원자로 정지에 의해 출력이 감소하면서 이차계통에 연결된 피동잔열제거계통에 의하여 자연대류가 원활히 이루어지면 압력이 감소하는 것을 그림 4에서 볼 수 있다. 증기관 격리밸브의 폐쇄는 이차측에 의하여 열제거가 감소하는 사건이기 때문에 일차계통의 유체온도는 그림 5에서처럼 사건 초기에 증가한 후 계통이 안정화되어 피동잔열제거계통이 노심의 잔열을 제거할 수 있는 충분한 유량이 확보되면 서서히 감소하면서 안전한 상태를 유지한다. 사건 초기에 원자로의 출력과 유량은 급격히 변하지 않으면서 압력이 증가하기 때문에 노심의 DNBR은 서서히 증가하다가 원자로 정지 후 주냉각재펌프의 정지로 유량이 감소하면 최소 DNBR이 나타나는데 그림 6에서 보듯이 SMART는 충분한 여유도를 확보하였다.

터빈과 주급수펌프는 원자로 정지와 더불어 정지하게 되는데 터빈정지밸브와 주급수 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 최대 10.2 MPa까지 상승하는 것을 그림 7에서 볼 수 있다. 시간이 경과하여 자연순환 유량이 충분히 확보되면 이차계통은 더 이상 압력이 상승하지 않고 안정화된다. 피동잔열제거계통의 4 train을 이용한 자연대류 유량만으로 원자로에서 생성되는 잔열을 충분히 제거하여 일차계통과 이차계통은 압력과 온도를 안정한 상태로 지속할 수 있다.

표 1 주증기 격리밸브 패쇄사건 분석시 사용된 초기조건

	초기조건	설계값 (100% 출력)
노심 출력 (-)	1.00	1.00
가압기 압력 (MPa)	15.0	15.0
일차계통 유량 (kg/s)	1550.1	1550.0
SG 입구 냉각재 온도 (K)	582.9.	583.
SG 출구 냉각재 온도 (K)	543.0	543.
총 급수유량 (kg/sec)	152.7	152.7
급수온도 (K)	453.	453.
주증기 압력 (MPa)	3.3	3.3
주증기 온도 (K)	552.7	-

표 2 주증기 격리밸브 폐쇄사건 경위

시간 (초)	사건 경위
0.0	증기관 격리밸브 폐쇄 시작
3.0	격리밸브 완전히 닫힘
12.65	가압기 압력 원자로 정지 설정치 도달
13.625	원자로 Trip Breaker 열림
	피동잔열제계통 격리밸브 열림
	급수관 격리밸브 닫힘
	MCP Coastdown 시작
14.125	정지제어봉군 삽입
14.6	가압기 안전밸브 열림
15.0	일차계통 최대 압력 도달
28.2	가압기 안전밸브 닫힘
200.0	계산 종료

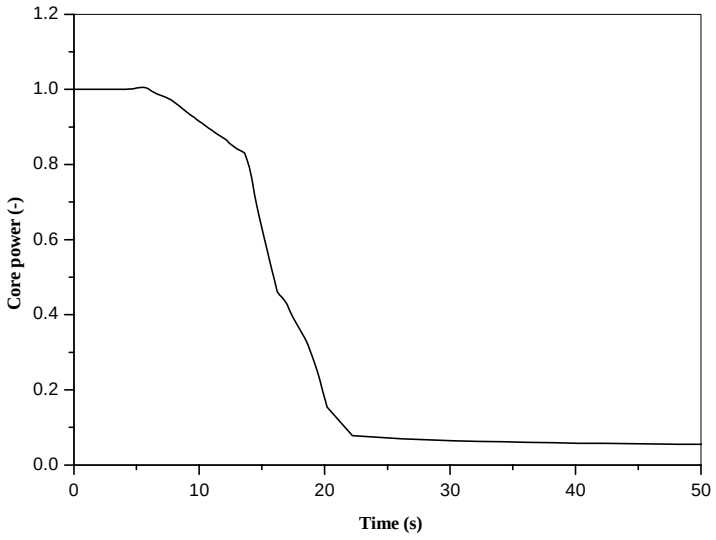

그림 2 노심 출력의 변화

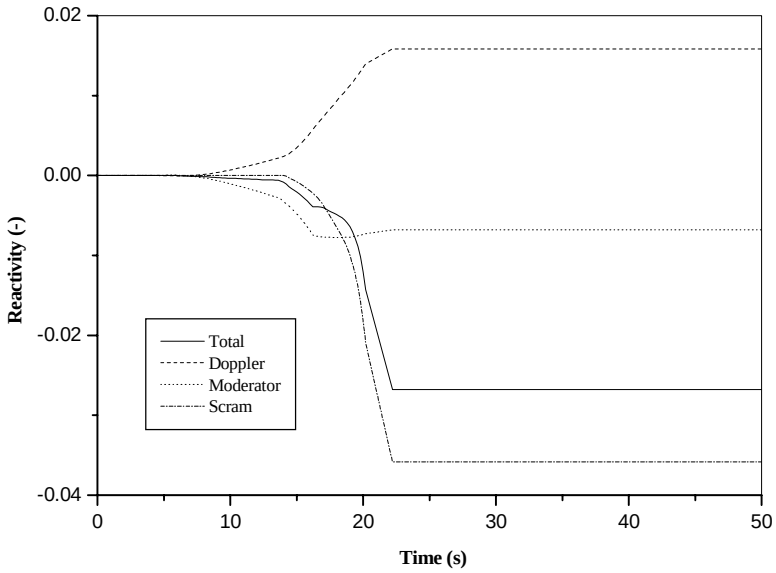

그림 3 각종 반응도 값들의 변화

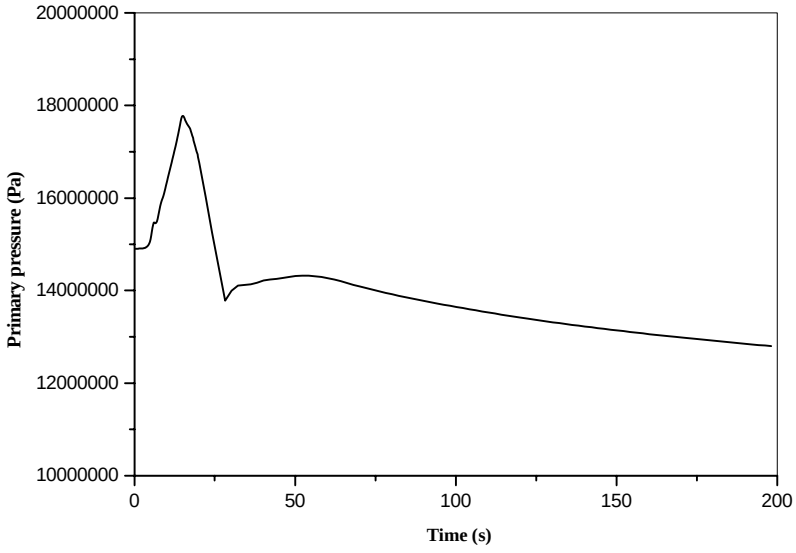

그림 4 일차계통 압력 변화

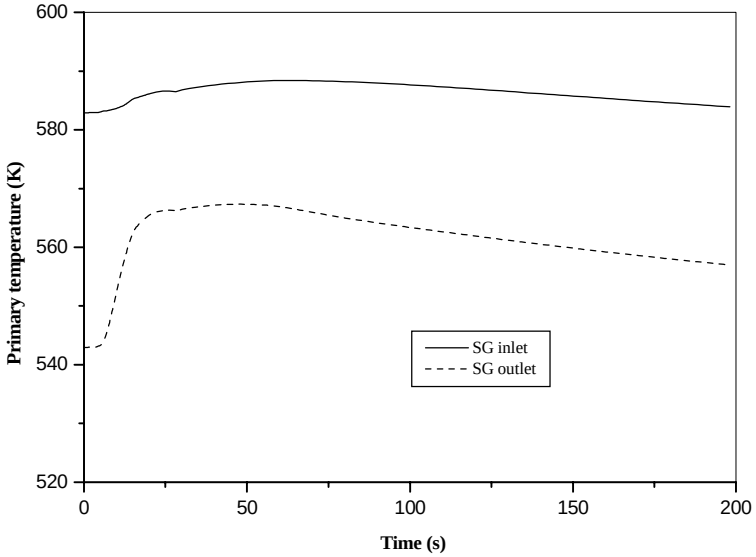

그림 5 일차계통 온도 변화

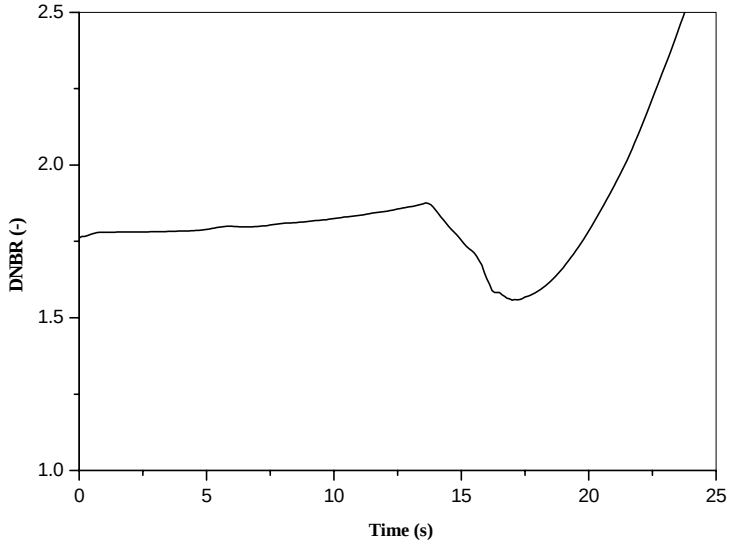

그림 6 핵연료의 DNBR 변화

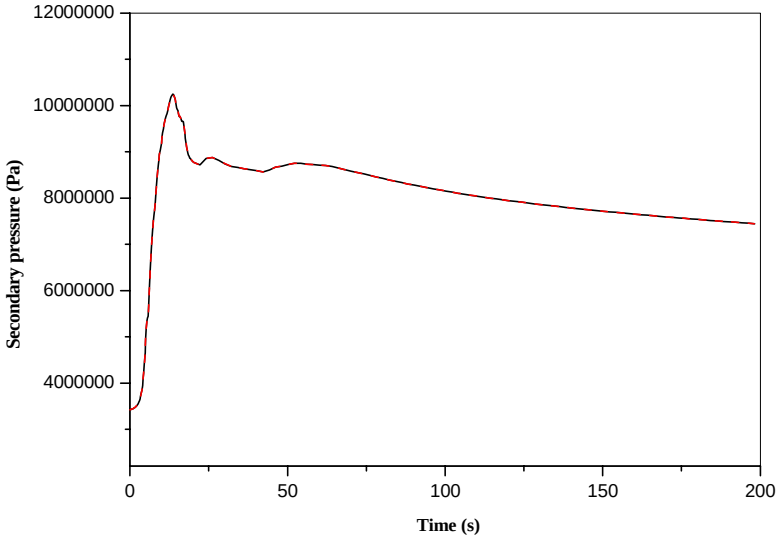

그림 7 이차계통 압력 변화

4.2 여러 변수들이 계통의 압력에 미치는 영향분석

증기관 격리밸브가 오작동하여 닫힐 때 앞 절의 기본 경우 결과에 의하면 계통의 최대 압력은 가압기 안전밸브가 개방되어 18.7 MPa 이하를 유지할 수 있었다. 본 절에서는 증기관 격리밸브 오작동 사건시 관심변수 중에 하나인 계통의 최대 압력이 초기조건이나 경계조건들의 변화에 따라 어떻게 변화하는지 분석하고자 한다. 여기서 초기조건으로 고려되는 변수들은 허용 운전영역에 계기의 측정오차를 고려한 범위로 출력은 ±2 %, 유량은 ±3 %, 온도는 ±5 K, 압력은 ±2.5 MPa이 고려되었으며, 잔열곡선, 원자로 정지시 주냉각재펌프의 정지 유무 등이 계통의 압력에 미치는 영향도 고려하였다. 그림 8은 이들 변수들 변경시 최대 압력의 분포를 나타낸다. 최대값의 분포는 17.82-17.74 MPa에 존재하였다. 이들 값들을 초기 온도, 노심 출력, 일차계통 압력, 일차계통 유량 및 축방향 출력 분포의 변화에 대한 압력으로 분류하면 각각 그림 9에서 13과 같다. 그림들에 의하면 증기관 오작동시 계통의 최대압력은 가압기의 안전밸브의 작동으로 제어되기 때문에 초기조건들의 변화에 민감하지 않았으나, 초기 출력, 온도 및 압력이 클수록 높게 나타났으며 상대적으로 초기 유량의 영향은 적었다.

끝으로, 그림 14는 경계조건의 변화가 계통 압력에 미치는 영향을 보여 준다. 여기서 고려된 변수는 다음과 같다. 첫째는 원자로 정지신호를 가압기 고 압력에서 증기발생기 고 압력으로 변경한 경우이고, 둘째는 냉각재 밀도계수에 의한 반응도를 최대값을 사용하고 도플러 온도계수에 의한 반응도값은 최소값을 사용한 경우이고, 셋째는 원자로 정지시 외부 전

원이 유효한 경우이고, 넷째는 원자로 정지시 잔열곡선을 ans79 곡선을 사용한 경우이다. 그림에 의하면 기본 경우가 계통의 최대 압력이 가장 높게 나타났으며, 반응도 계수의 변화와 외부 전원이 유효한 경우는 가압기 안전밸브의 개방없이 일차계통의 압력을 안정화시킬 수 있었다.

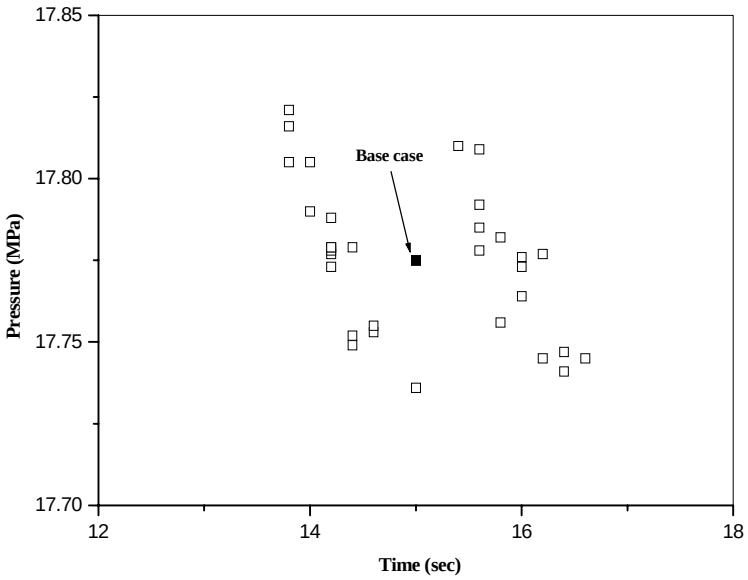

그림 8 초기조건 변화에 대한 계통의 최대압력 분포

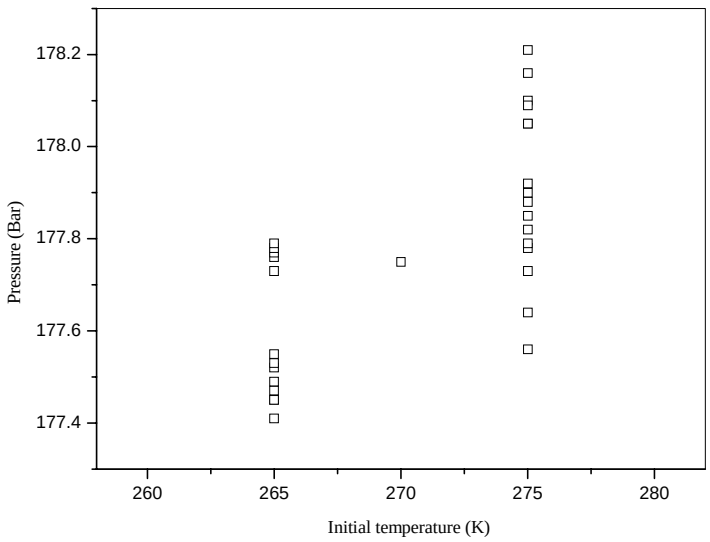

그림 9 초기 온도와 최대 압력의 관계

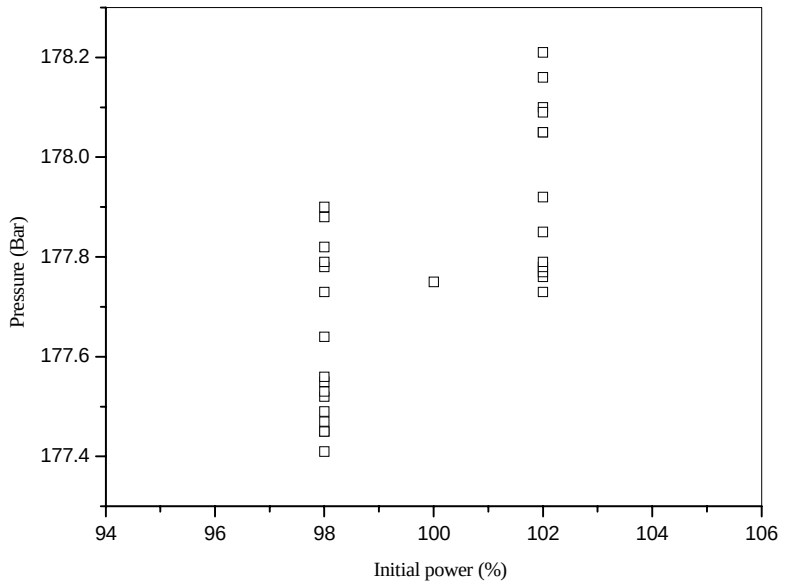

그림 10 초기 출력과 최대 압력의 관계

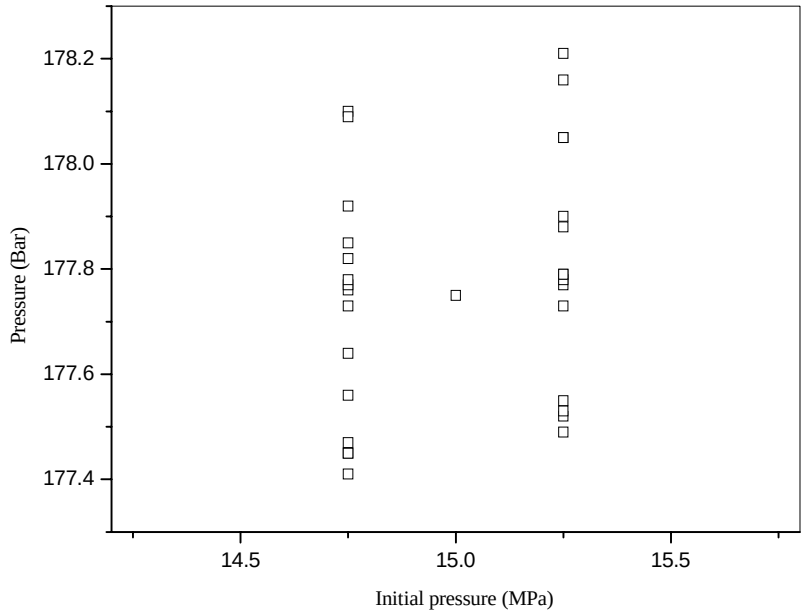

그림 11 초기 압력과 최대 압력의 관계

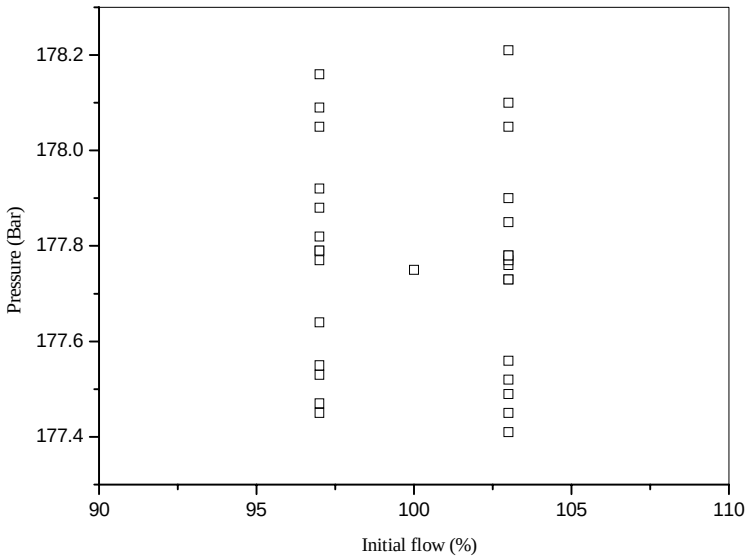

그림 12 초기 유량과 최대 압력의 관계

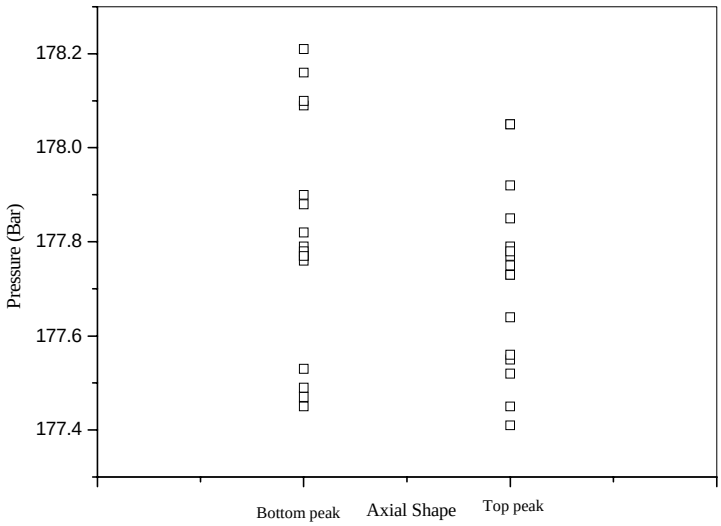

그림 13 축방향 출력분포와 최대 압력의 관계

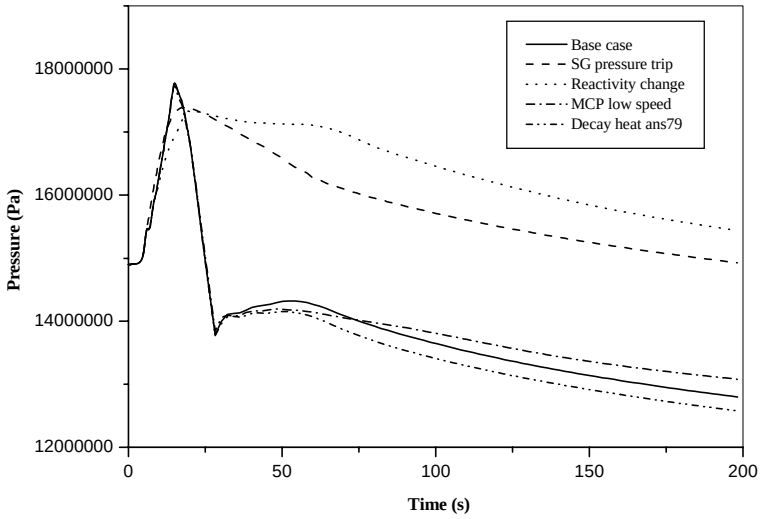

그림 14 경계조건의 변화에 따른 계통압력변화

5. 결론

SMART는 기존의 상용로와는 상이한 설계 개념을 채택하고 있기 때문에 과도기 진행시 SMART에 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 현상과 초기조건 및 경계조건의 변화가 계통의 최대압력에 미치는 영향을 분석한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 일차계통 압력은 안전밸브의 작동으로 설계 압력의 110 % 이내의 압력으로 제어가 가능하다.
- 최소 DNBR은 원자로 출력이 잔열 수준으로 감소면서 주냉각재 펌프가 Coastdown을 시작하는 초기에 나타나며 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.
- 계통의 최대압력은 가압기 안전밸브의 작동에 의하여 제어되었으며, 초기조건들의 변화에는 민감하지 않았다. 하지만, 최대 압력은 초기 조건이 높은 출력, 높은 압력 및 온도, 높은 유량과 축방향 출력분포가 Bottom peak인 조건에서 상대적으로 높은 압력을 발생하였다.

가장 제한적인 경우의 열수력 현상들을 분석하기 위해서는 각종 측정계기들의 측정오차 및 신호들의 지연시간들이 계통의 열수력 현상에 미치는 영향에 대한 민감도 분석과 TASS/SMR 코드에 내장된 모델들의 SMART 특유의 열수력 현상 실험에 대한 검증이 필요하다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행된 것이다.

6. 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] 윤한영 외, “TASS/SMR 열수력 모델 기술서,” KAERI/TR-1835/2001, 한국원자력연구소, 2001.

[4] 김환열, “SMART 계통 설명서”, SMART-FS-SD210, Rev. 00, 한국원자력연구소, 1998.

[5] 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.

[6] A. Zukauskas, "Heat transfer from tubes in crossflow," in Advanced heat transfer, Academic Pres., Vol. 8, pp. 93-160, 1972.

[7] 양수형, “TASS/SMR PRHRS 열교환기 모델 개발,” SMART-SA-CA520-00, KAERI, 2000.

[8] Y. J. Yoo, D. H. Hwang and D. D. Shon, "Development of a sub-channel analysis code MATRA applicable to PWRs and ALWRs", J. Korean Nucl. Soc. Vol. 31, No. 3, 314-327, 1999.