

가상의 증기관 파단사고가 SMART의 계통에 미치는 영향
Thermal-hydraulic Characteristics of SMART at Postulated Steam Line
Break Accident

정영종, 이영진, 김희철, 장문희

한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

요 약

SMART에서 가상의 증기관 파단사고가 계통에 미치는 영향을 열수력 전산코드인 TASS/SMR을 이용하여 분석하였다. SMART는 가상의 주 증기관 파단시 계통의 압력, 온도 및 DNBR 측면에서 적절한 여유도를 가지고 있었다. 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 모델의 실험자료를 이용한 충분한 검증이 필요하다.

Abstract

Analysis of postulated steam line break accident for the SMART design 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. Also, TASS/SMR code reasonably predicted the thermal-hydraulic phenomena, such as pressure, temperature, and mass flow during the postulated steam line break accident. 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 is needed to certify the result of the analysis.

1. 서론

일체형 원자로인 SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)는

지역난방, 해수담수화 및 선박의 추진기관등과 같이 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, 무봉산 노심과 피동잔열제거계통을 채택하여 기존의 상용로 보다 사고 대처 능력을 더욱 향상시킨 원자로이다. 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 입증에 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 이용하여 가상의 증기관 파단사고가 계통에 미치는 영향을 분석함과 동시에 TASS/SMR 코드의 적용 가능성을 분석하고자 한다. 가상의 증기관이 파단되면 증기관 격리밸브가 닫히는데, 증기관 격리밸브가 닫히기 전까지는 증기가 파단면을 통하여 방출된다. 증기관 격리밸브가 닫힌 후에는 파단 위치에 따라 과도현상이 상이하게 되는데, 격리밸브 하단에서 파단이 발생하면 격리밸브가 닫히게 되면 파단면을 통한 이차계통의 증기방출은 종료될 것이나, 격리밸브 상단에서 발생할 경우는 격리밸브가 닫힌 후에도 보상탱크와 증기관 격리밸브의 상류에 있는 재고량이 고갈될 때까지는 계속하여 증기의 방출이 일어나고 이로 인하여 일차계통의 냉각이 이루어진다. 파단면을 통한 방출로 증기 유량이 증가하게 되면 정상 출력 운전시에 비하여 원자로 냉각재의 열을 과도하게 제거하게 되어 냉각재의 온도가 감소하게 된다. 냉각재의 온도가 감소하면 음의 냉각재 온도계수를 가지는 감속재 특성에 따라 노심 출력이 증가하고 일차계통과 이차계통의 압력은 감소한다. 이와 같은 상태는 가압기 저압, 증기발생기 저압 또는 원자로 고 출력 등에 의하여 탐지되거나, 과도상태가 허용핵연료설계제한치에 접근할 경우는 노심보호연산기에 의한 저핵비등이탈률에 의하여 탐지된다. 원자로 보호계통에 의한 원자로 정지 신호 발생과 동시에 증기발생기는 터빈과 격리되어 피동잔열제거계통에 연결되어 원자로의 냉각은 피동잔열제거계통 열교환기를 통한 자연대류에 의하여 이루어지면서 계통

은 안정한 상태를 유지하게 된다.

본 논문에서는 SMART 계통에 대하여 간략하게 기술한 후, 해석에 사용된 TASS/SMR 코드와 입력자료, 초기조건 및 주요 가정들에 대하여 기술하고, 끝으로 해석결과 분석을 통하여 사고시 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.

SMART의 안전계통은 핵연료, 원자로 용기, 안전보호용기, 격납용기로 이루어진 다중 안전방벽설계 개념과 함께 사고시 핵연료 손상을 방지하고 가능한 한 방사능 누출로부터 공공과 환경을 보호하도록 설계되어 있다. SMART는 원자로 정지 제어봉 집합체에 의해 정지가 가능하다. 원자로 정지 제어봉 집합체는 중력에 의하여 노심으로 삽입되어 핵반응을 중지시킬 수 있으며, 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. 잔열제거계통은 이차계통의 열 제거 능력이 상실되거나 원자로 정지시 자연대류에 의해 일차측에서 받

생하는 잔열을 제거하여 노심을 냉각시키는 기능과 일차계통에서 이차계통으로 누출되는 방사능 물질을 격리 차단하는 기능을 수행한다. 이 계통은 설계기준사고시 운전원의 어떠한 조치 없이도 72 시간 동안 노심 잔열을 제거할 수 있는 능력을 가지며 계통은 기능이 동일한 4개의 독립적인 트레인으로 구성되어 있다. 비상노심 냉각계통 (ECCS)은 냉각재상실사고나 설계기준초과사고 시 외부 전원에 의존하지 않고 비상노심냉각탱크에 채워진 가스압에 의하여 피동적으로 작동하여 원자로에 물을 공급함으로써 노심을 보호하는 보호안전계통으로 운전원이 어떤 조치를 취하지 않아도 노심 손상을 방지할 수 있는 기능을 수행하며, 중수계통은 소형 냉각재 상실사고시 환형공동의 수위와 압력이 설정치 이하로 떨어질 때 원자로에 물을 공급하여 연료봉의 과열을 방지하는 원자로 보호 기능을 수행하며, 비상방산수주입계통은 제어봉이 노심 내로 삽입되지 않는 노심 보호계통 고장 시 액체 방산수를 주입하여 노심을 미 임계 상태로 만드는 원자로 정지 보조수단으로 사용된다. 이 외에도 방사능 물질을 제한된 공간 내에 격리시키기 위한 원자로보호용기와 격납건물이 있다.

3. 사용 전산코드 및 계통모델

가상의 증기관 파단사고가 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, 쉘 영역에는 Zukauskas 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 항목인데, DNBR을 계산하려면 임계열속의 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 가상의 증기관 파단사고를 해석하기 위한 기본적인 Nodalization은 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 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 0.3 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.

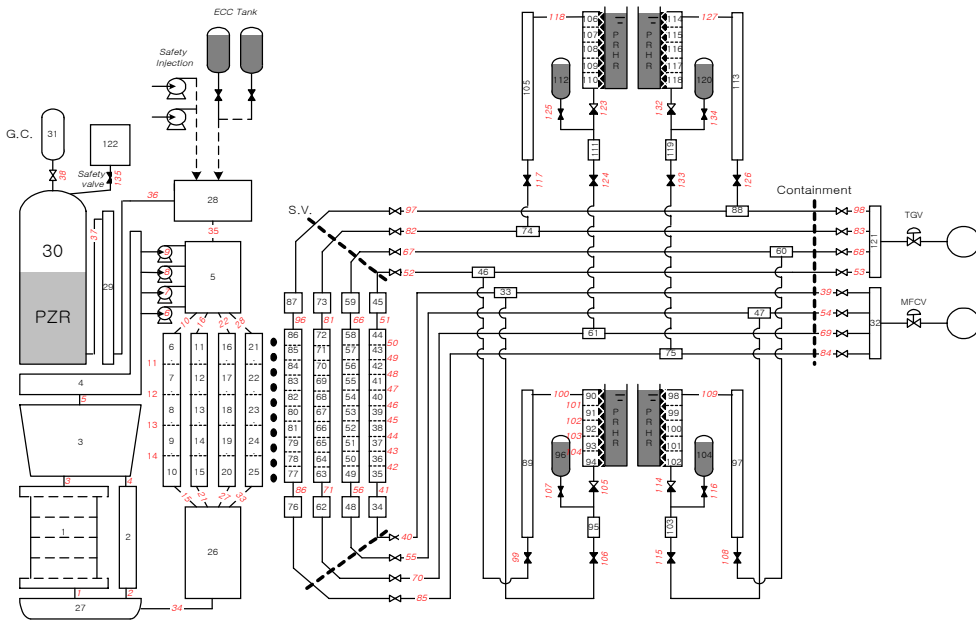


그림 1 TASS/SMR nodalization for SMART

4. 초기조건 및 해석시 사용된 가정

SMART에서 가상의 증기관 파단이 계통에 미치는 영향을 분석하기 위하여 사용된 주요 열수력 변수들의 초기조건을 표 1에 나타내었다. 초기 출력은 계기의 측정오차를 고려하여 정격출력의 102 %로 가정하였으며, 원자로가 정지되기 전의 과도기 진행동안 가능한 한 출력을 증가시키기 위하여 냉각재 밀도계수는 최대값을 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 피동간열계거계통중 1 대가 작동하지 않는 것으로 선정하였으며, 동시사건으로 원자로 정지신호와 동시에 외부전원의 상실을 고려하였다.

원자로 정지신호 발생시 센서의 응답시간과 신호지연시간의 합은 1.125 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. 원자로 정지시 노심의 잔열곡선은 ANS73 잔열곡선의 1.2 배를 사용하였다.

표 1 가상의 증기관 파단사고 분석시 사용된 초기조건

	초기조건	설계값 (100% 출력)
노심 출력 (-)	1.02	1.00
가압기 압력 (MPa)	15.3	15.0
일차계통 유량 (kg/s)	1596.5	1550.0
SG 입구 냉각재 온도 (K)	588.	583.
SG 출구 냉각재 온도 (K)	550.	543.
총 급수유량 (kg/sec)	155.7	152.7
급수온도 (K)	453.	453.
주증기 압력 (MPa)	3.3	3.3
주증기 온도 (K)	577.10	-

5. 계산결과 및 분석

증기관이 파단될 경우 원자로 정지신호가 발생하여 증기관 격리밸브가 닫히기 전까지는 이차계통에 의하여 과도한 열제거가 이루어지고, 닫힌 후에는 증기관을 통한 증기의 방출은 종료되지만 파단면을 통한 증기의 방출은 보상탱크와 증기관 격리밸브의 상류에 존재하는 재고량이 고갈될 때까지는 계속하여 증기의 방출이 일어나고 이로 인하여 일차계통의 냉각이 이루어진다. 파단면을 통한 방출로 증기 유량이 증가하게 되면 정상 출력 운전시에 비하여 원자로 냉각재의 열을 과도하게 제거하게 되어 냉각재의 온도가 감소하게 된다. 냉각재의 온도 감소는 음의 냉각재 온도계수를 가지는 감속재 특성에 따라 노심 출력이 증가하고 일차계통과 이차계통의 압력은 감소한다. 이차계통 저압에 의한 원자로 보호계통의 작동으로 원자로 정지신호 발생과 동시에 증기발생기는 터빈과 격리되어 피동잔열제거계통에 연결되어 원자로의 냉각은 피동잔열제거계통 열교환기를 통한 자연대류에 의하여 이루어지면서 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다. 이와 같은 시간 경과에 따른 사건 경위를 표 2에 요약하여 수록하였다.

노심 열제거: 원자로 열제거는 원자로가 정지되기 전까지는 이차계통에 의하여 정상적으로 열전달이 이루어지다가 원자로 정지와 동시에 급수관 및 증기관의 격리밸브들이 닫히고 피동잔열제거계통의 증기관과 급수관의 격리밸브들이 열리면서 자연대류에 의하여 노심에서 생성되는 잔열이 제거된다. 그림 2는 노심의 출력변화를 보여 준다. 노심 출력은 초기출력을 유지하다가 증기발생기 저압에 의한 원자로 보호계통이 작동하여 원자로가 정지되면 정지제어봉에 의한 반응도와 핵연료 및 냉각재의 반응도 특성에 따라 노심 출력이 변화하면서 잔열수준으로 감소한다. 출력이 잔열수준으로 감소하면 입력에 의하여 주어진 잔열곡선에 따라 일정량의 잔열을 지속적으로 생성한다.

반응도제어: 원자로는 정지 신호가 발생하기 전까지는 냉각재와 핵연료의 부 반응도 특성에 따라 제어되다가, 증기발생기 저 압력 신호에 의하여 정지 신호가 발생하면 제어봉 집합체의 자유 낙하로 인한 반응도와 냉각재 밀도 및 핵연료 온도에 의한 반응도가 합쳐져서 삽입되기 시작한다. 그림 3은 각종 반응도의 시간에 따른 변화를 보여 준다. 최소한의 정지 제어봉 반응도만을 고려하더라도 원자로는 적절한 부 반응도의 정지 여유도를 확보할 수 있어 어떠한 경우라도 원자로가 다시 임계에 도달하여 “Return to power”가 되는 현상이 SMART에서는 일어나지 않는다. 노심 출력은 이들 부 반응도가와 이차계통을 통한 열전달에 의하여 과도기

간동안 안전한 상태를 유지하였다.

일차계통 건전성: 그림 4는 일차계통의 유량변화를 나타낸다. 주냉각재 펌프의 관성력이 작기 때문에 일차계통유량은 속도의 시간 함수로 주어진 coastdown 곡선과 유사한 형태로 감소하여 약 130 kg/s의 자연대류 유량으로 운전되고 있음을 볼 수 있으며, 이차계통은 원자로 정지신호에 의하여 피동잔열제거계통이 작동하여 약 80 초 후에는 안정화된 자연순환 모드를 유지할 수 있기 때문에 그림 5에서 보여진 바와 같이 노심에서 생성된 잔열을 충분히 제거할 수 있음을 볼 수 있다. 원자로의 압력은 주증기 격리밸브가 닫히면서 증가하다가, 원자로 정지에 의해 출력이 감소하면서 이차계통에 연결된 피동잔열제거계통에 의하여 자연대류가 원활히 이루어지면 압력이 감소하는 것을 그림 6에서 볼 수 있다. 증기관 파단에 의하여 과도한 열제거가 일어나기 때문에 일차계통의 유체온도는 그림 7에서처럼 안전한 상태를 유지한다. 과도기 초기에 높은 노심 출력조건에서 원자로 정지신호에 의하여 출력이 잔열 수준으로 감소하면서 동시에 주냉각재펌프의 Coastdown에 의하여 일차계통 유량이 급격히 감소하기 때문에 핵연료의 최소 DNBR은 펌프의 Coastdown 초기에 나타난다. 그림 8은 DNBR 변화를 보여 준다. DNBR은 펌프의 정지와 동시에 감소하기 시작하여 상대적으로 높은 출력과 저 유량이 교차하는 약 5초경에 최소 DNBR이 나타나는데 핵연료는 건전한 상태를 유지할 수 있다. 증기관 파단시 DNBR의 여유도를 증대시키기 위하여 원자로가 정지된 후에도 주냉각재펌프가 계속하여 고속 운전모드로 작동하는 경우는 원자로가 정지된 후에도 DNBR이 감소하지 않았다.

이차계통 건전성: 터빈과 주급수펌프는 원자로 정지와 더불어 정지하게 된다. 터빈정지밸브와 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 최대 6.5 MPa까지 상승하는 것을 그림 9에서 볼 수 있다. 시간이 경과하여 자연순환 유량이 충분히 확보되면 이차계통은 더 이상 압력이 상승하지 않고 안정화된다. 단일 고장 가정과 증기관이 파단된 Section에서는 자연대류 회로가 형성되지 않기 때문에 2 train을 이용한 자연대류 유량만으로 원자로에서 생성되는 잔열을 충분히 제거하여 일차계통과 이차계통은 압력과 온도를 안정한 상태로 지속할 수 있다.

표 2 가상의 주증기관 파단사고 경위

시간 (초)	사고 경위
0.0	증기관 파단
0.5	증기관 압력 원자로 정지 설정치 도달
1.625	원자로 Trip breaker 열림 MCP coastdown 시작 피동잔열제계통 격리밸브 열림 증기관 및 급수관 격리밸브 닫힘
2.125	정지제어봉군 삽입
5.2	최소 DNBR 값 도달
10.9	원자로 최대 압력 도달
13.1	노심 입구온도 최대 온도 도달
100.0	계산 종료

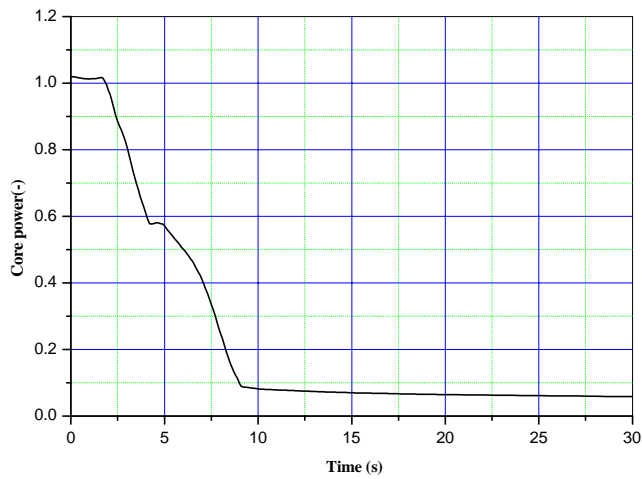


그림 2 노심 출력 변화

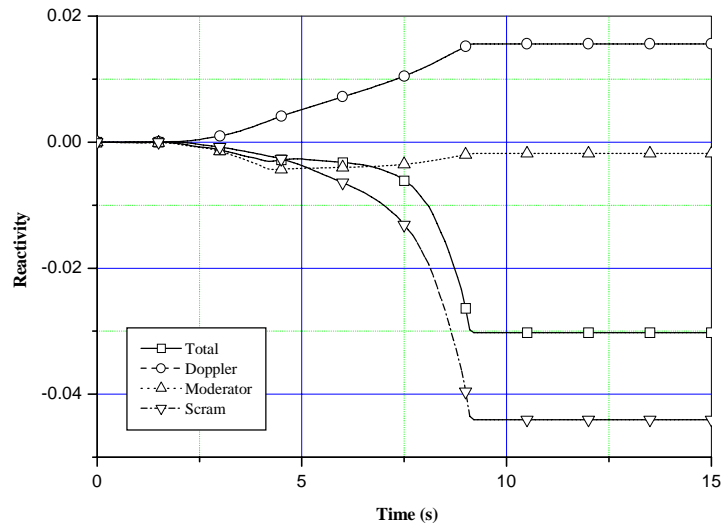


그림 3 각종 반응도의 변화

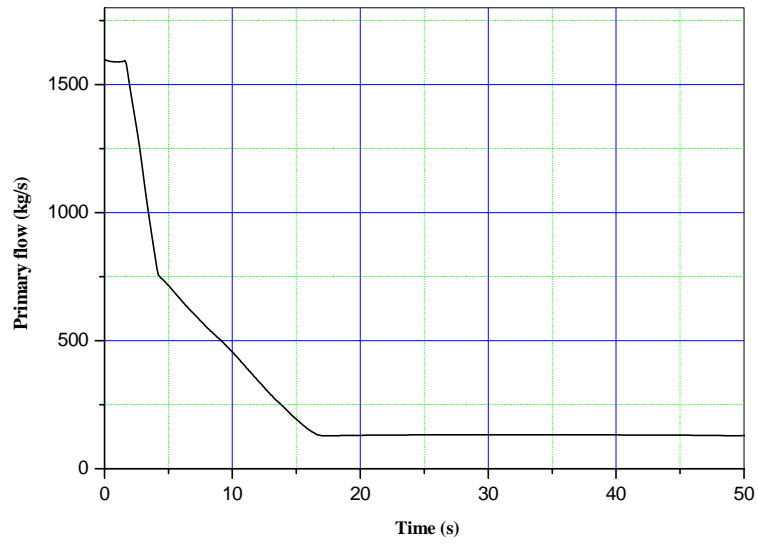


그림 4 일차계통 유량 변화

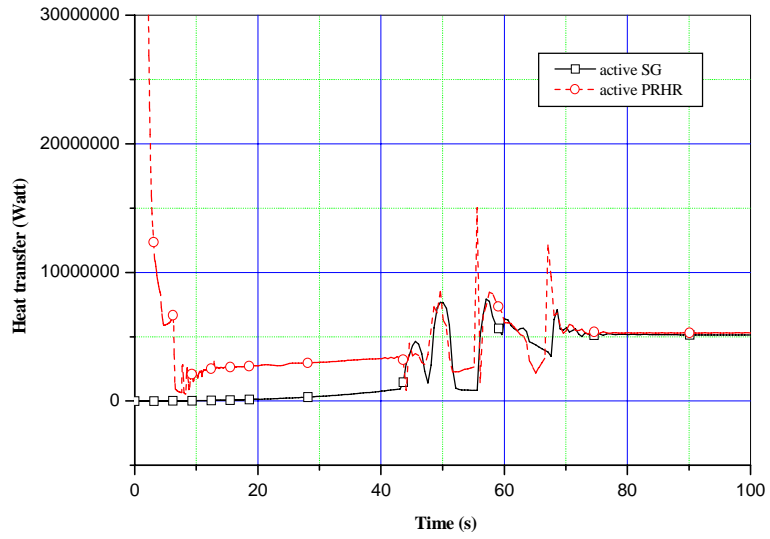


그림 5 증기발생기와 PRHR 열교환기를 통한 열전달 량

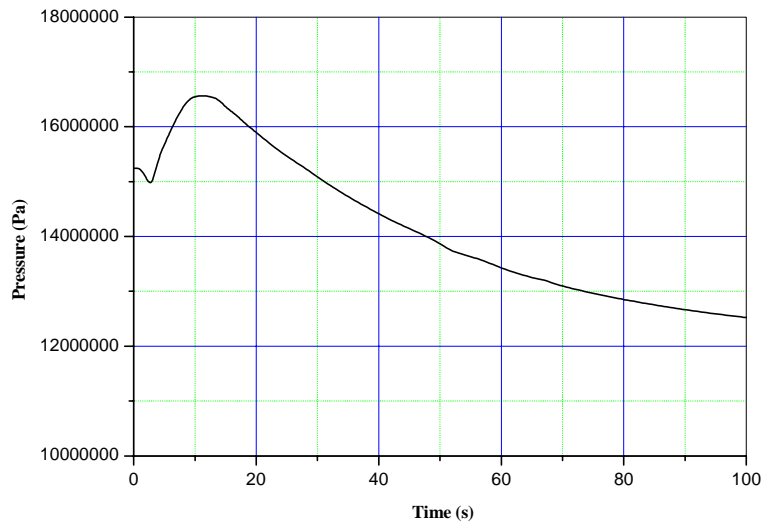


그림 6 일차계통 압력 변화

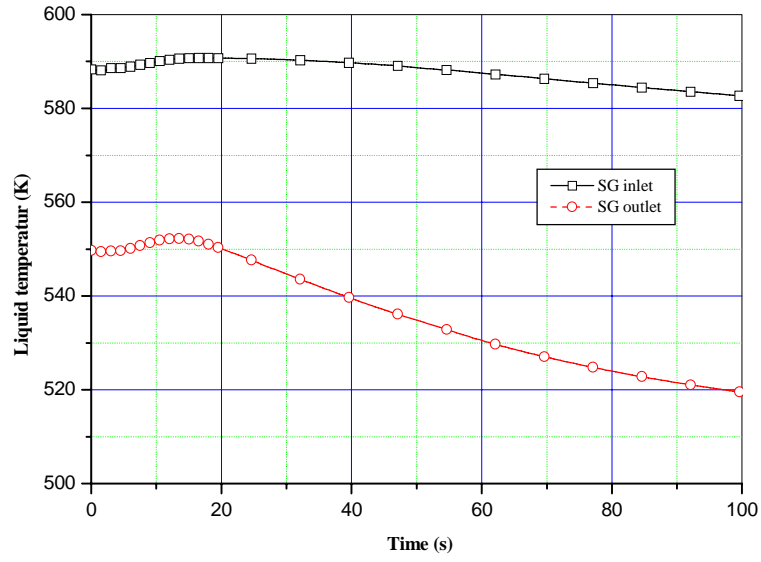


그림 7 일차계통 온도 변화

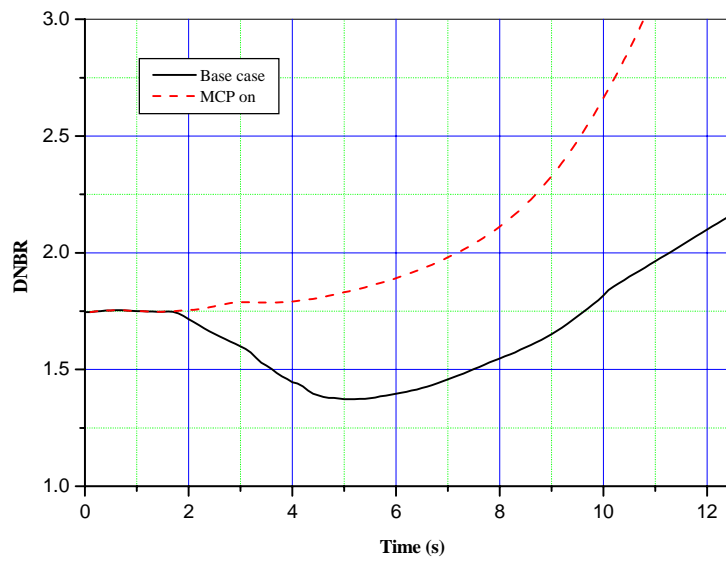


그림 8 핵연료의 DNBR 변화

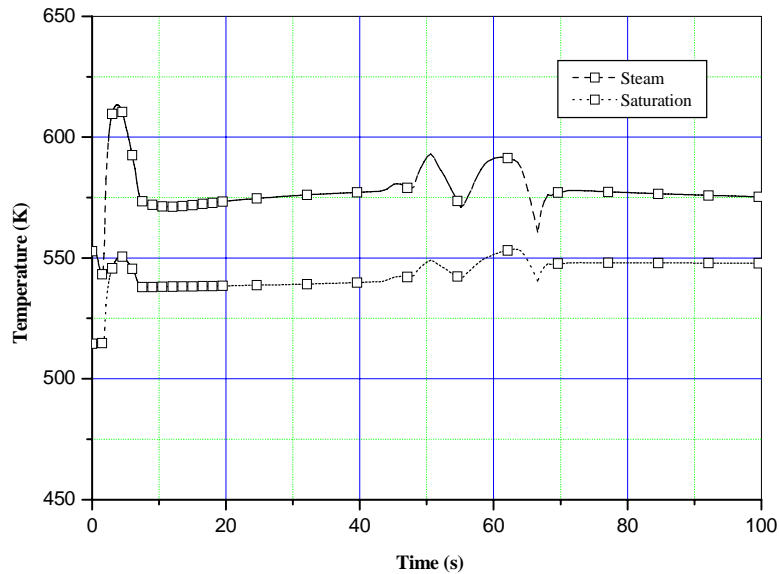


그림 9 이차계통 압력 변화

6. 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 이루어져야 한다. 이와 관련하여 본 연구에서는 SMART에 주증기관이 양단 파단될 경우 계통에 나타나는 열수력 현상을 SMART 안전해석을 위하여 개발중인 TASS/SMR 코드를 이용하여 분석한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 일차계통 압력은 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 가상의 주증기관 파단사고시 나타나는 계통의 압력, 온도, 유량 등과 같은 주요 변수의 물리적 현상을 타당하게 예측할 수 있었다.

주 증기관 파단사고가 SMART의 계통에 미치는 영향을 보다 정확히 그리고 가장 제한적인 경우의 열수력 현상들을 분석하기 위해서는 각종 측정계기들의 측정 오차 및 신호들의 지연시간, 초기조건에 관련된 변수들이 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.

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] 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.