

## SMART 증기발생기 내부 급수배관파단사고 해석

### Safety Analysis of the SMART Feed Pipe Rupture Inside Steam Generator

양수형, 배규환, 김희철

동력로기술개발팀  
한국원자력연구소  
대전시 유성구 덕진동 150

#### 요 약

TASS/SMR 코드 및 MATRA 코드를 이용하여 노심 출력, 일차 계통 압력, 일차 계통 유량 및 노심 입구 온도의 불확실성을 고려한 다양한 초기 조건하에서 PC-4 사건인 SMART 증기발생기 내부 급수배관파단사고에 대한 안전 해석을 수행하였다. 사고 해석 결과에 의하면 다양한 초기 조건들중 노심 저출력, 가압기 고압력, 노심 입구 고유량 및 노심 입구 고온도 조건이 DNBR 측면에서 가장 심각한 결과를 초래하는 것으로 분석되었으며, 최소 DNBR은 1.41 이하인 것으로 나타났다. 그러나 디지털 노심보호시스템의 저 DNBR 설정치에 의한 원자로 정지 신호를 고려하는 경우 최소 DNBR은 1.5 이상으로 유지되어, PC-2 허용 기준까지 만족하는 것으로 분석되었다.

#### Abstract

With TASS/SMR and MATRA codes, safety analyses have been performed for the feed pipe rupture inside steam generator, a PC-4 condition of the SMART safety related design basis event, under various initial conditions considering the uncertainties in core power, primary pressure, primary flow and core inlet temperature. According to the analyses results, the initial condition, composed of low core power, high primary pressure, high core inlet flow and high core inlet temperature, calculated the worst DNBR. In this case, MDNBR was below the safety criteria of PC-2 condition. However, considering the reactor trip by low DNBR of digital core protection system, MDNBR was maintained over 1.5 and even the safety criteria of PC-2 condition was satisfied.

## 1. 서론

증기발생기 내부 급수배관파단사고는 원자로용기 내부에서 일차 계통과 접촉하고 있는 이차 계통 배관인 급수 배관이 파단되는 사고이다. SMART(System-integrated Modular Advanced Reactor) 원자로 특성에 의하면 원자로용기를 관통하는 이차계통 배관은 주급수관 및 주증기관의 Subsection Pipe로 각각 12개의 관으로 구성되어 있으며, 이들 각 Subsection Pipe는 6개의 모듈을 가진다. 6개의 각 모듈들은 원자로용기 내부에서 직경 27 mm 급수 배관, 모듈 급수 헤더, 증기발생기 나선형 열교환기, 모듈 증기 헤더 및 직경 65 mm의 증기 배관 등으로 구성되어 있다[1]. 원자로용기 내부에 위치한 증기발생기 내부 급수 배관들은 이차 계통을 일차 계통으로부터 격리시키는 방벽으로 방사능 물질이 이차 계통으로 누출되는 것을 방지하는 중요한 역할을 한다. 따라서 증기발생기 내부 급수배관파단사고가 발생하는 경우 일차 계통과 이차 계통 사이에서 복잡한 열수력 현상이 발생할 뿐만 아니라 대기로의 방사능 누출도 발생할 수 있다.

본 논문에서는 SMART에서 발생 가능한 증기발생기 내부 급수배관파단사고에 대하여 다양한 초기 조건하에서 안전 해석을 수행하고, 증기발생기 내부 급수배관파단사고시 SMART가 계통 압력 및 핵연료의 건전성과 같은 안전 해석 허용 기준을 만족하는지 여부를 평가하고자 한다. 계통 분석을 위해서는 SMART 안전 해석을 위하여 개발된 TASS/SMR(Transient And Setpoint Simulation/Small and Medium Reactor) 코드[2, 3]를 이용하였고, 핵연료의 건전성을 파악하기 위해서는 MATRA(Multichannel Analyzer for steady states and Transients in Rod Arrays) 코드[4]를 사용하였다. 그리고 증기발생기 내부 급수배관파단사고시에는 대기로 방사능 물질이 방출될 수 있기 때문에 방사능 결말 분석이 수행되어야 하나, 방사능 물질 누출 분석은 제외하기로 한다.

## 2. 해석 방법

### 가. 사고 원인 및 개요

증기발생기 내부 급수 배관 파단 사고는 직경 27 mm의 급수 배관이 파단되어 발생하게 된다. 증기발생기 내부 급수 배관 파단 사고가 발생하게 되면 일차 계통 냉각재가 파단 부위를 통하여 이차 계통으로 방출되어 일차 계통의 압력은 감소하게 된다. 그리고 방출된 일차 계통의 냉각재는 이차 계통의 급수 유량과 합쳐져 일차 계통으로부터 증기발생기로 전달된 열량을 제거하게 되어 노심 입구로 유입되는 냉각재 온도는 감소하게 된다. 과도 초기에는 일차 계통의 압력 감소 효과가 냉각재 온도 감소 효과보다 크기 때문에 냉각재 밀도는 감소하게 되며, 감속재 밀도 감소로 인해 부(-)의 냉각재 반응도가 주입된다. 그리고 노심 입구로 유입되는 냉각재 온도가 감소하기 때문에 핵연료 온도는 감소하게 된다. 이로 인해 정(+)의 도플러 반응도가 주입되지만, 냉각재 밀도 반응도에 비하여 상대적으로 적기 때문에 과도 초기에는 노심 출력이 감소하게 된다. 이후 일차 계

통의 압력 감소 효과보다 냉각재 온도 감소 효과가 커지게 되어서 냉각재 밀도는 증가하게 되며, 냉각재 밀도의 증가로 인해 정(+)의 냉각재 반응도가 주입되면서 노심 출력은 증가하게 된다.

일차 계통의 압력이 감소하여 가압기 저압력 정지 설정치에 도달하게 되면 자동으로 원자로 정지 신호가 발생한다. 원자로 정지 신호 발생과 동시에 주급수관 및 주증기관이 격리밸브에 의해 차단되고 피동잔열제거계통(Passive Residual Heat Removal System; PRHRS)에 연결되면 원자로의 냉각은 PRHRS의 열교환기를 통한 자연 대류에 의하여 이루어지면서 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다.

증기발생기 내부 급수 배관 파단이 발생한 경로에서의 이차 계통 유체는 방사능 물질을 포함한 일차측의 냉각재와 혼합되며, 방사능 물질을 포함한 유체는 터빈 정지 전까지는 계속하여 터빈으로 방출된다. 이후 가압기 저압력 정지 신호에 의해 원자로가 정지하면 주급수관 및 주증기관 격리 밸브가 작동하여 방사능 물질을 포함한 유체의 흐름은 PRHRS 내부로 제한된다.

#### 나. 단일 고장 및 동시 사건

원자로 정지시 가장 큰 반응도가를 가지는 정지 제어봉군의 고착과 소외전원상실을 동시 사고로 가정하였고, 사고 발생 후 4 Train의 PRHRS중 1 Train이 작동되지 않는 것을 단일 고장으로 가정하였다.

#### 다. 안전 제한치 및 허용 기준

증기발생기 내부 급수배관파단사고는 SMART 안전 관련 설계기준사고 중 PC(Plant Condition)-4인 사건으로 분류되었으나, 사고 발생시 가정되는 단일 고장과 동시 사건의 발생률에 따라 PC-5 사건으로도 분류될 수 있다. 그러나 단일 고장 및 동시 사건으로 고려된 조건의 확률이 파악되지 않았기 때문에, 증기발생기 내부 급수배관파단사고에 대한 허용 기준으로 PC-4의 허용 기준을 적용하기로 한다. 적용되는 허용 기준은 표 1에 나타내었다[5].

#### 라. 원자로 보호 계통 설정치 및 지연 시간

원자로 보호 계통 설정치와 보호 기능에 대한 응답 시간 및 밸브 개폐 시간은 표 2 및 3에 나타내었다[6, 7]. 주급수관/주증기관 격리 밸브 및 PRHRS 격리밸브와 같은 이차 계통의 밸브 개폐 시간은 현재 명확하게 설정되지 않았기 때문에, 표 3에 제시된 시간들을 가정하여 사고 해석에서 이용하였다.

#### 마. 해석 방법 및 해석 모델

- 수학적 모델: 증기발생기 내부 급수배관파단사고시 원자로의 열수력적 거동을 해석하기 위하여 TASS/SMR 코드를 사용하였으며, 사고 해석을 위하여 사용된 Nodalization을 그림 1에 나타내었다. 그리고 사고시 핵연료의 DNBR 거동은 TASS/SMR 코드의 계통 거동 해석 자료를 입력

으로 MATRA 부수로 해석 코드를 이용하였다.

- 초기 및 경계 조건: 증기발생기 내부 급수배관파단사고는 원자로의 출력과 압력 변화에 따른 핵 연료의 건전성 관점 및 방사능 영향 평가 관점에서 분석되어야 한다. 초기 및 경계 조건은 사고 시 가능한 한 최소 DNBR을 작게 하고, 소외 방사능 누출을 최대화하는 방향으로 설정함으로써 이들 두 가지 관점에 대하여 가장 심각한 결과를 초래할 수 있도록 열수력 변수들을 조절하여 사용하여야 한다. 그러나 본 논문에서는 최소 DNBR 관점에서만 가장 심각한 결과를 초래할 수 있도록 열수력 변수들을 조절하여 사용하였다. 초기 및 경계 조건으로 고려되어야 하는 열수력 변수들로는 노심 출력, 원자로 압력, 일차 계통 유량, 노심 입구 온도 및 반응도가 등이 있다.
- 해석 가정: 증기발생기 내부 급수배관파단사고 기간 동안 최소 DNBR을 가장 보수적으로 예측하기 위하여 다음과 같은 가정을 한다. 원자로 정지 신호는 최대한의 지연 시간을 가지며, 원자로 정지와 동시에 급수는 상실되기 시작한다. 원자로 정지 신호 발생과 동시에 소외 전원이 상실되는 것으로 가정하였고, MCP는 소외전원상실과 동시에 정지되는 것으로 가정하였다. 그리고 MCP의 관성 서행(Coastdown)은 그림 2에 보이는 것과 같이 40초 이내에 이루어지는 것으로 고려하였으며, PRHRS 격리 밸브의 개폐 시간 및 주급수관/주증기관 격리 밸브의 개폐 시간은 10초를 이용하였다. 그리고 SMART 이차 계통의 설계가 부분적으로 이루어져 있기 때문에, 증기발생기 증기압에 의한 원자로 정지 신호는 고려하지 않았다.

### 3. 결과

#### 가. 해석 결과

증기발생기 내부 급수배관파단사고시 가장 보수적인 결과를 유발할 수 있는 초기 조건은 노심 저출력, 가압기 고압력, 노심 입구 고유량 및 노심 입구 고온도인 경우의 조합으로 나타났는데, 이러한 조건하에서 과도 초기 주요 열수력 변수들을 표 4에 나타내었다. 반응도가와 관련해서는 급수배관파단사고의 보수적인 해석을 위하여 냉각재밀도계수와 핵연료온도계수는 Least Negative 값을 이용하였다. 증기발생기 내부 급수배관파단사고시 사고 진행 상황을 표 5에 요약하였으며, 주요 결과를 그림 3에서 9에 나타내었다.

시간에 따른 노심 출력 변화는 그림 3에 나타나있다. 과도 초기 증기발생기 내부 급수 배관 파단 부위를 통하여 유출되는 일차 계통의 냉각재가 이차측에서 유입되는 급수 유량과 합쳐져서 일차측 증기발생기로 전달되는 열량을 제거하기 때문에 일차 계통의 냉각재 온도는 감소하게 되며, 증기발생기 급수 배관의 파단으로 인해 일차 계통의 압력 또한 감소하게 된다. 과도 초기에는 일차 계통의 냉각재 온도 감소 효과보다 압력 감소 효과가 더 크기 때문에 냉각재 밀도는 감소하게 된다. 그리고 과도 초기 노심 입구 냉각재 온도가 0초에 비하여 감소하였기 때문에 핵연료 온도 또한 감소하게 된다. 핵연료 온도의 감소에 따라 정(+)의 도플러 반응도가 주입되고 냉각재 밀도

의 감소에 따라 부(-)의 냉각재 밀도 반응도가 주입되는데, 냉각재 밀도 반응도가 도플러 반응도에 비하여 크기 때문에 과도 초기에 노심 출력은 감소하게 된다. 이후 일차 계통의 압력 감소율이 줄어들어 냉각재 밀도가 증가하게 되는데, 부(-)의 냉각재 밀도 반응도가 정(+)의 도플러 반응도에 비하여 적어짐에 따라서 노심 출력은 서서히 증가하게 된다. 그리고 노심 출력이 증가함에 따라서 핵연료 온도가 증가하게 되어 부(-)의 도플러 반응도가 주입되고 냉각재 밀도의 증가에 따라서 정(+)의 반응도가 주입되는데, 도플러 반응도에 비하여 냉각재 밀도 반응도가 크기 때문에 노심 출력은 증가하게 된다. 이후 가압기 압력이 가압기 저압력 정지 설정치인 12.0 MPa에 도달하게 되면 원자로 정지 신호가 발생하고 원자로는 정지된다. 이러한 시간에 따른 반응도의 변화를 그림 4에 나타내었다.

그림 5는 노심에서의 압력과 증기발생기 급수 배관 파단이 발생한 증기발생기 입구 경로에서의 유량 거동을 보여주고 있다. 증기발생기 내부 급수 배관 파단이 발생하게 되면 파단 부위를 통하여 냉각재가 유출되면서 일차 계통의 압력은 감소하게 되며, 파단이 발생한 이차측 증기발생기 경로의 입구 압력은 증가하게 된다. 가압기 압력이 원자로 저압력 정지 설정치에 도달하게 되면 주급수관 및 주증기관 격리밸브가 폐쇄되고 PRHRS 격리밸브들은 개방되는데, PRHRS 격리밸브가 개방되면서 이차 계통의 압력은 감소하게 된다. 그러나 파단이 발생한 경로의 급수관 압력이 PRHRS의 초기 압력인 4.5 MPa에 비하여 크기 때문에 배관 파단이 발생한 경로의 급수관으로부터 PRHRS로 냉각수가 순간적으로 유출된다. 이후 밸브가 개방되는 과도 기간을 지나면서 PRHRS를 통한 순환 유량은 서서히 안정화되고, 증기발생기 세관 파단이 발생한 이차측 입구 경로에서의 압력은 증가하여 일차 계통과 압력 평형을 이루게 된다.

증기발생기 급수 배관 파단 부위를 통하여 방출되는 유량은 그림 6에 나타나있다. 과도 초기 파단 부위를 통하여 임계 유량으로 냉각재가 일차 계통으로부터 이차 계통으로 방출되며, 일차 계통과 배관 파단이 발생한 증기발생기 이차 계통 사이의 압력 차가 감소함에 따라서 방출 유량은 줄어들게 된다. 가압기의 압력이 원자로 정지 설정치에 도달하는 23초경 이차 계통의 압력이 순간적으로 감소하게 되어 일차 계통과 배관 파단이 발생한 증기발생기 경로 사이의 압력 차이가 커져 파단 부위를 통하여 유출되는 유량은 증가하게 되지만, 이차 계통의 압력이 증가함에 따라서 일차계통으로부터 냉각재 유량의 방출은 시간에 따라서 감소하게 된다. 이후 일차 계통과 이차 계통 사이에 압력 평형이 이루어지면서 파단 부위를 통하여 방출되는 유량은 줄어들게 된다.

증기발생기 이차 계통 입구에서의 압력 변화는 그림 7에 나타내었다. 증기발생기 내부 급수 배관 파단이 발생한 경로(노드 34)에서의 압력은 과도 초기 일차 계통으로부터 유입되는 냉각재로 인해 과도 초기 약 11.0 MPa까지 증가하며, 다른 경로에서의 압력 또한 파단이 발생한 경로에서의 압력 증가로 인해 과도 초기 증가하게 된다. 그리고 원자로 정지 신호가 발생함에 동시에 주급수관 및 주증기관 격리밸브의 작동으로 인하여 증기발생기 이차 계통의 각 경로는 폐회로를 형성하게 되는데, 각 경로에서의 압력은 감소하게 된다. 이후 배관 파단이 발생한 경로에서의 이차 계통 압력은 일차 계통으로부터 냉각재의 유입으로 일차 계통 압력과 평형을 이루게 된다. 이에 반하여

배관 파단이 발생하지 않은 경로에서의 압력은 PRHRS의 작동 여부에 따라서 다른 압력 거동을 보이게 되는데, PRHRS가 작동되는 경로에서는 열교환기의 작동으로 인하여 비교적 저압에서 유지되는 반면에 PRHRS가 작동되지 않는 경로에서는 열제거원이 없기 때문에 경로에서의 압력은 증가하게 된다.

시간에 따른 DNBR의 변화는 그림 8에 나타내었는데, 노심 입구 유량은 원자로 정지 이전까지 시간에 따라 큰 변화는 없지만, 반응도 궤환의 효과로 노심 출력은 서서히 증가하기 때문에 DNBR은 감소하게 된다. 그리고 원자로 정지 신호가 발생한 이후 최소 DNBR이 나타나게 되는데, 이는 노심 출력의 감소보다 노심 입구 유량의 감소가 더 빠르기 때문에 발생하게 된다(그림 8의  $G_N/P_N$ ). 해석에 의하면 최소 DNBR은 26.3초에 발생하는 것으로 분석되었으며, PC-2 허용 기준인 1.41 이하인 것으로 나타났다. 그러나 디지털 노심보호계통의 저 DNBR 설정치에 의한 원자로 정지 신호를 고려하는 경우에는 최소 DNBR은 1.5 이상으로 유지되어, PC-2 허용 기준 또한 만족하게 된다(그림 9).

#### 나. 민감도 분석

증기발생기 내부 급수배관파단사건시 초기 조건 및 반응도 계수가 계통에 미치는 영향을 파악하기 위하여 민감도 분석을 수행하였으며, 분석 결과를 그림 10 및 11에 나타내었다. 민감도 분석에서는 저 DNBR에 의한 원자로 정지를 고려하지 않았다. 그림에서 알 수 있듯이 고려된 17가지의 초기 조건들중 노심 저출력, 가압기 고압력, 노심 입구 고유량 및 노심 입구 고온도 조건에서의 MDNBR이 가장 낮은 것으로 분석되었으며, 핵연료온도계수 및 냉각재밀도계수로 Least Negative 값을 이용하는 경우 DNBR 측면에서 가장 심각한 결과를 초래하는 것을 알 수 있다.

이와 더불어 증기발생기 내부 급수 배관 파단 부위를 통하여 방출되는 유량에 따른 민감도 분석 또한 수행되었는데, 방출 유량의 변화는 배관 파단 부위에서의 저항 계수를 조절하면서 수행되었다. 저항 계수에 따른 방출 유량의 변화는 그림 12에 나타내었으며, 각 경우에 대한 DNBR의 경향은 그림 13에 나타내었다. 그림 13에서 알 수 있듯이 기본 경우에 비하여 저항 계수를 6.25배 까지 증가시킨 경우 DNBR은 다소 낮아지지만 큰 차이는 없는 것으로 나타났으며, 저항 계수가 커짐에 따라서 최소 DNBR은 점차적으로 커지는 것으로 분석되었다. 그리고 저항 계수를 기본 경우에 비하여 6.25배 증가시킨 경우 저 DNBR에 의한 원자로 정지를 고려하게 되면 기본 경우에 비하여 DNBR은 다소 낮아지지만 PC-2 허용 기준에 비하여 높게 유지되는 것으로 나타났(그림 14).

## 4. 결론

TASS/SMR 코드 및 MATRA 코드를 이용하여 증기발생기 내부 급수배관파단사고에 대한 사고 해석을 수행하였으며, 주요 결과를 요약하면 다음과 같다.

- 노심 출력, 원자로 압력, 노심 입구 유량 및 노심 입구 온도를 고려한 다양한 초기 조건들을

이용하여 사고 해석을 수행하였는데, 해석 결과에 의하면 노심 저출력, 가압기 고압력, 노심 입구 고유량 및 노심 입구 고온도 조건하에서 DNBR이 가장 낮은 것으로 나타났으며, 최소 DNBR은 PC-2 허용 기준인 1.41 이하였다.

- 그러나 노심보호계통의 저 DNBR 설정치에 의한 원자로 정지 신호를 고려하는 경우 최소 DNBR은 1.5 이상으로 유지되어, PC-2 허용 기준 또한 만족하게 된다.

### 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 증장기 개발 계획의 일환으로 수행된 것이다.

### 참고 문헌

1. SMART-CD-CA610-05, Rev. 01, 증기발생기 안전해석입력자료 계산서, 한국원자력 연구소, 2000.
2. KAERI/TR-845/97, TASS 코드 특정 기술 보고서, 한국원자력연구소, 1996.
3. KAERI/TR-1835/2001, TASS/SMR 열수력 모델 기술서, 한국원자력연구소, 2001.
4. SMART-CA-CA120-11, Rev. 00, SMART 안전 해석을 위한 MATRA 코드 입력 자료 생산, 한국원자력연구소, 2000.
5. KAERI/TR-1835/2001, SMART 안전해석 방법론, 한국원자력연구소, 2002.
6. SMART-FS-DD012, Rev. 01, SMART 과도기 및 제한사고 해석을 위한 유체계통설 계자료, 한국원자력연구소, 2000.
7. SMART-MM-DD200-00, Rev. 01, SMART 안전해석을 위한 MMIS 설계자료, 한국원 자력연구소, 2000.
8. Proposed ANS Standard, "Decay Energy Release Rate Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors", October 1971.

표 1. SMART 안전 해석 허용 기준

발전소 조건	변수	허용 값
PC-2	연료 상태 계통 압력 허용 방사선 량	최소 DNBR 1.41 이상 18.7 MPa 이하 허용하지 않음
PC-3	연료 상태 계통 압력 허용 방사선 량	최소 DNBR 1.41 이상 18.7 MPa 이하 전신 2.5 rem 갑상선 30 rem 이하
PC-4	연료 상태 계통 압력 허용 방사선 량	냉각 가능한 형태 유지 18.7 MPa 이하 전신 6.2 rem 갑상선 75 rem 이하
PC-5	연료 상태 계통 압력 허용 방사선 량	냉각 가능한 형태 유지 20.4 MPa 이하 전신 25 rem 갑상선 300 rem 이하

표 2. 원자로 보호 계통 설정치

계측 및 제어 변수	정지 설정치	운전 모드	BTU Unit
출력증배계수, 초	↓ 15	핵적기동운전	↓ 15
노심열출력, %	↑ 40	자연순환운전	↑ 40
	↑ 40	가열운전(5%N <sub>nom</sub> )	↑ 40
	↑ 1.0	기동운전(0.1%N <sub>nom</sub> )	↑ 1.0
	↑ 45.0	원자로기동운전(20%N <sub>nom</sub> )	↑ 50.0
	↑ 115.0	출력운전(20%~100%)	↑ 115.0
최소 DNBR, -	↓ 1.66		
증기발생기 입구 온도, K	↑ 608	출력운전	↑ 635 (°F)
일차 계통 압력, MPa	↓ 12.0	출력운전	↓ 1740.45 (psi)
	↑ 17.0	출력운전	↑ 2465.64 (psi)
MCP 회전속도, %	2 MCP ↓ 80	출력운전(20%~100%)	
	2 MCP ↓ 20	기동운전(MCP 저속)	
증기발생기 증기압, MPa	↑ 4.0	출력운전	↑ 580.15 (psi)
	↓ 2.0	출력운전	↓ 290.08 (psi)
복수기 압력, MPa	↑ 0.1	출력운전	
급수유량, %	↓ 10	출력운전	↓ 10



표 3. 안전 해석을 위한 보호 기능에 대한 응답 시간 및 밸브 개폐 시간

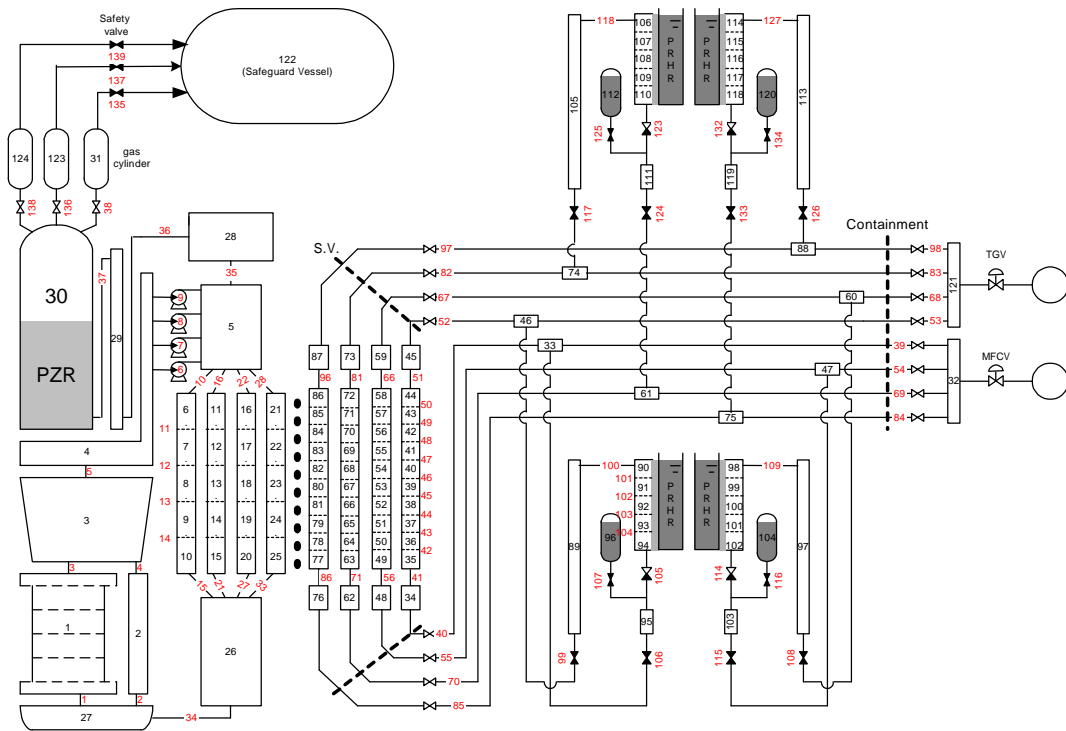
변수	센서 반응 시간 (초)	신호 지연 시간 (초)	총 지연 시간 (초)	비고
출력증배계수	0.0	0.425	0.425	Logarthmic
코아 출력	0.0	0.425	0.425	Logarthmic
	0.0	0.425	0.425	Linear
증기발생기 입구 온도	6.0	2.325	8.325	협역 채널
가압기 고 압력	0.6	0.375	1.125	협역 채널
가압기 저 압력	0.6	0.525	1.125	광역 채널
MCP 저 회전 속도	-	-	0.3	
증기발생기 고 압력	0.6	0.525	1.125	
저 급수 유량	-	-	1.2	
Holding Coil 반응 시간	-	-	<u>0.5</u>	
(가정) 급수관/증기관 격리밸브 : 10 초 PRHR 격리밸브 : 10 초 터빈정지밸브 : 0.3 초				

표 4. 증기발생기 내부 급수 배관 파단사고 해석에 사용된 값

변수	값
초기 노심 출력, 정격치의 %	98.0
초기 급수 유량, 정격치의 %	98.0
초기 일차측 냉각재 유량, 정격치의 %	103.0
원자로 정지 지연 시간, 초	1.125(가압기 저압력 정지지연시간)
CEDM 지지코일 감쇠 시간, 초	0.5
감속재 밀도 반응도가	Least Negative
연료 온도 반응도가	Least Negative
축방향 출력분포 편차	+0.40
최대 축방향 침투 계수	1.8898
최대 반경방향 침투 계수	1.7047
제어봉반응도가, % $\Delta\rho$ (최대 반응도 제어봉 고착)	10%
제어봉 낙하시간, 초	8.0
초기 가압기 압력, MPa	15.25
가압기 개스 실린더	Open
단일 고장	PRHRS 1 Train Failure
MFIV/MSIV 닫힘 시간, 초	10.0
PRHR 급수/증기 차단 밸브 개방 시간, 초	10.0

표 5. 증기발생기 내부 급수 배관 파단 사고 진행 상황

시간, 초	과도 전개 사항	설정치 및 값
0	증기발생기 내부 급수 배관 파단 발생 초기 DNBR 초기 연료 평균 온도 가압기 압력	- 1.82 776.8 K 15.25 MPa
22.4215	가압기 저압력 정지 설정치에 도달	12.0 MPa
23.5465	주증기격리밸브 닫힘 PRHR 급수/격리 밸브 열림 MCP 관성 서행 시작	10초 Stroking Time 10초 Stroking Time 40초 Coastdown Time
23.0	최대 노심 출력에 도달	114.7%
24.0465	제어봉 삽입 시작	-
26.3	최소 DNBR에 도달	< 1.41
63.5465	MCP 정지	-
100.0	해석 종결	



Nodalization of TASS/SMR for SMART

그림 1. 안전 해석을 위한 SMART Nodalization

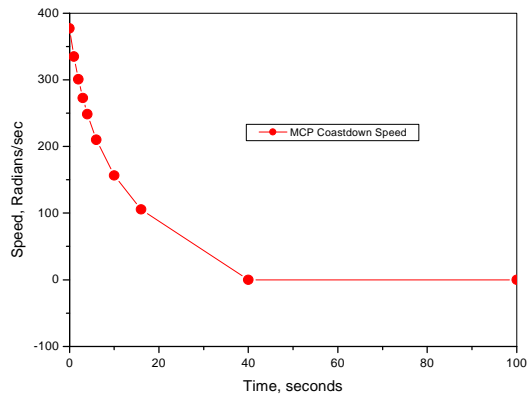


그림 2. MCP Cooldown Curve

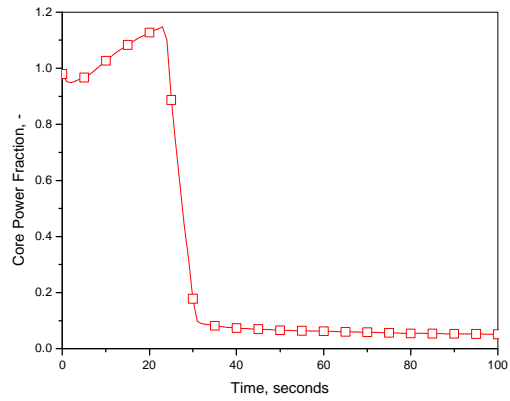


그림 3. 노심 출력의 변화

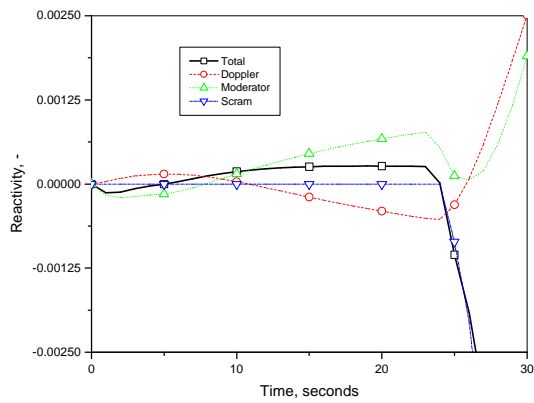


그림 4. 반응도의 변화

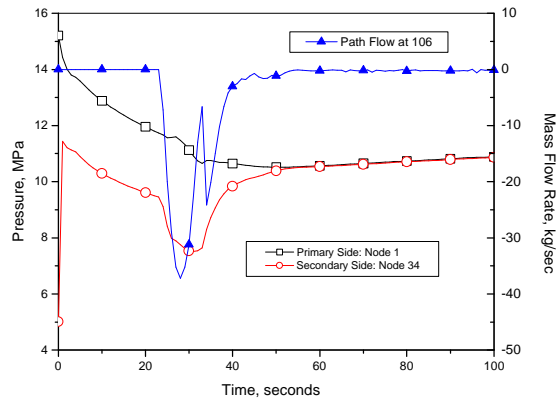


그림 5. 계통 압력 및 PRHRS로부터 급수관으로 유입되는 질량 유량의 변화

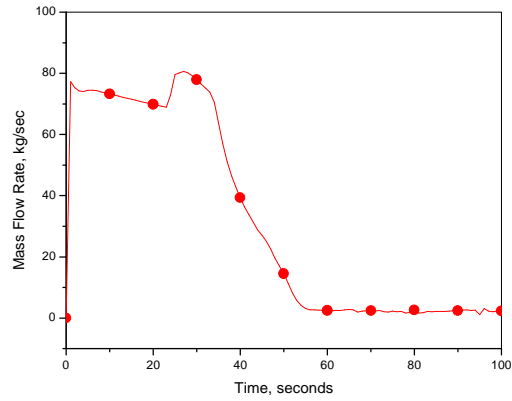


그림 6. 증기발생기 급수 배관 파단 방출 유량

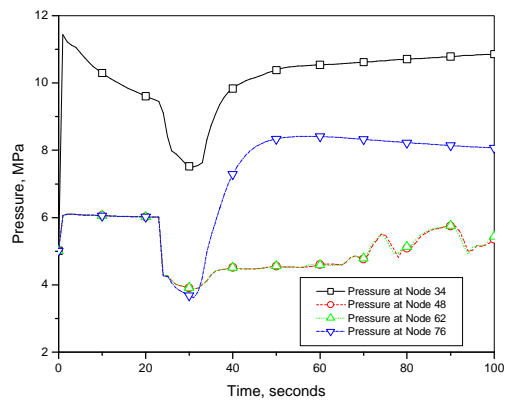


그림 7. 증기발생기 이차 계통 입구에서의 압력

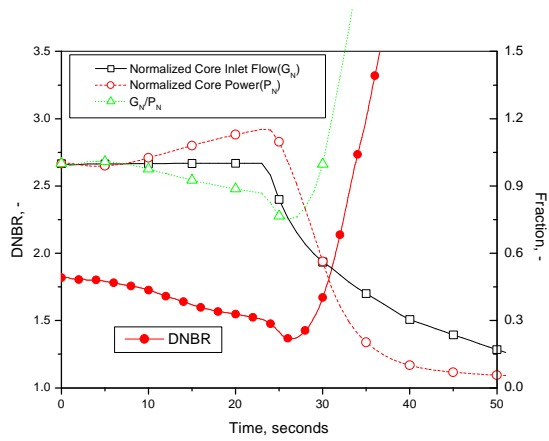


그림 8. DNBR의 변화

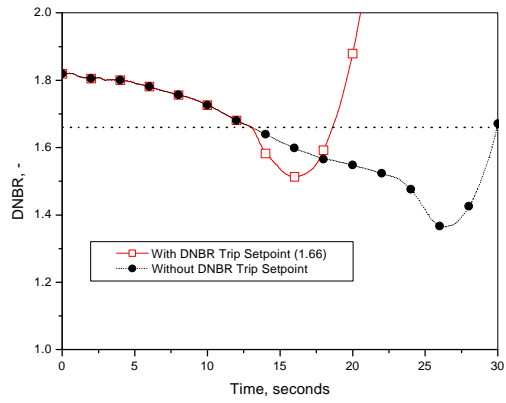


그림 9. 저 DNBR Trip 사용 여부에 따른 DNBR의 변화

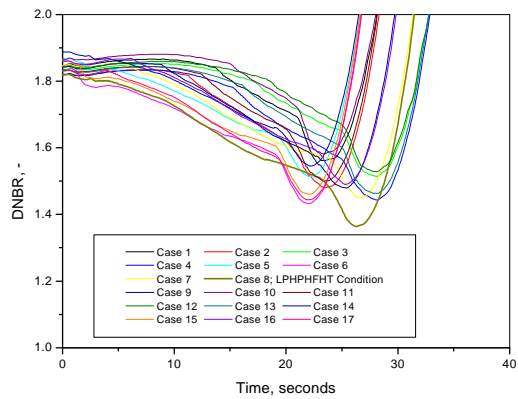


그림 10. 초기 조건에 따른 DNBR의 변화

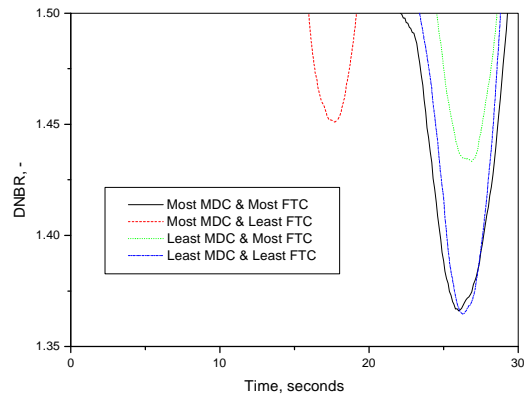


그림 11. 반응도에 따른 DNBR의 변화

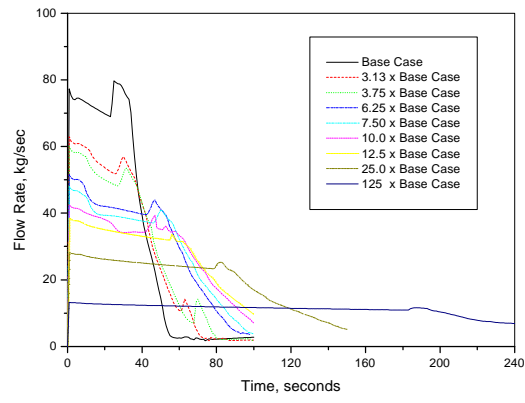


그림 12. 저항 계수에 따른 방출 유량의 변화

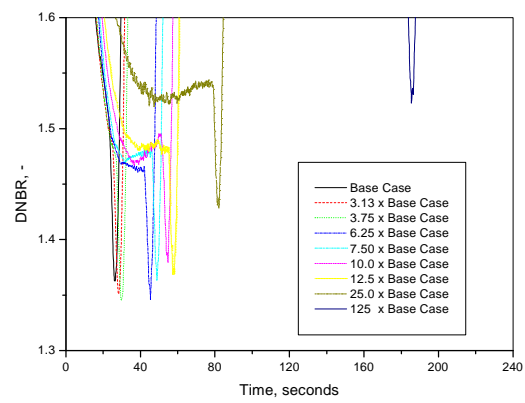


그림 13. 저항 계수에 따른 DNBR의 변화

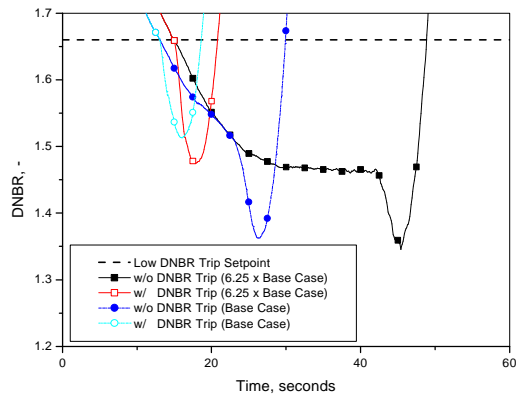


그림 14. 저항 계수 및 저 DNBR Trip 사용 여부에 따른 DNBR의 변화