

# SMART 연구로의 증기발생기 전열관 파열사고 민감도 분석

김희경<sup>†</sup> · 정영종 · 양수형 · 김희철 · 지성균

한국원자력연구소 신형원자로개발단

(2005. 4. 25. 접수 / 2005. 6. 13. 채택)

## A Sensitivity Study of a Steam Generator Tube Rupture for the SMART-P

Hee-Kyung Kim<sup>†</sup> · Young-Jong Chung · Soo-Hyung Yang · Hee-Cheol Kim · Sung Quun Zee

Advanced Reactor Technology Development, Korea Atomic Energy Research Institute

(Received April 25, 2005 / Accepted June 13, 2005)

**Abstract :** The purpose of this study is for the sensitivity study for a Steam Generator Tube Rupture (SGTR) of the System-integrated Modular Advanced Reactor for a Pilot (SMART-P) plant. The thermal hydraulic analysis of a SGTR for the Limiting Conditions for Operation (LCO) is performed using TASS/SMR code. The TASS/SMR code can calculate the core power, pressure, flow, temperature and other values of the primary and secondary system for the various initiating conditions. The major concern of this sensitivity study is not the minimum Critical Heat Flux Ratio (CHFR) but the maximum leakage amount from the primary to secondary sides at the steam generator. Therefore the break area causing the maximum accumulated break flow is researched for this reason. In the case of a SGTR for the SMART-P, the total integrated break flow is 11, 740 kg in the worst case scenario, the minimum CHFR is maintained at over 1.3 and the hottest fuel rod temperature is below 606°C during the transient. It means that the integrity of the fuel rod is guaranteed. The reactor coolant system and the secondary system pressures are maintained below 18.7 MPa, which is system design pressure.

**Key Words :** SGTR, SMART-P, TASS/SMR, integrated break flow

### 1. 서 론

본 연구는 SMART 연구로의 증기발생기 전열관 파열사고를 최대 냉각재 누출량 관점에서 해석한 민감도 분석에 대한 것이다. 이 해석 방법은 증기발생기 전열관 파열 사고시 질량 및 에너지 방출률과 증기발생기 및 피동잔열제거계통 열교환기의 열전달 거동에 대한 단순하고도 보수적인 모델을 가정하고 있다. 이러한 가정과 함께 주요 운전변수에 대한 민감도 분석을 수행하여 가장 보수적인 초기 운전조건 및 경계조건을 결정한다.

증기발생기 전열관 파열사고에 대한 민감도 분석은 초기 출력 준위, 초기 출력, 초기 압력, 초기 온도, 초기 유량, 파열 면적 및 위치에 대한 변수들

의 크기를 변화시켜 해석에 사용하였다.

해석 방법은 가장 보수적인 운전 조건하에서 가능한 모든 파열 크기와 위치를 고려하고, 소내 및 소외전원 상실, 가장 심각한 단일 능동고장 및 원자로 정지신호 후 반응도가가 가장 큰 제어봉집합체의 작동 실패 등을 고려하였다.

본 논문의 목적은 SMART 연구로의 증기발생기 전열관 파열사고 발생시 파도기의 결과를 가장 심각하게 초래하는 가정들과 초기 운전 조건들을 도출, 해석하여 그 해석 결과가 안전하고 보수적임을 보여 주는 것이다.

### 2. SMART 연구로 계통

SMART 연구로의 주요 계통은 노심에서 발생한 열을 2차계통으로 전달하는 역할을 하는 원자로냉각재계통, 터빈 발전기를 중심으로 한 2차계통, 원

<sup>†</sup>To whom correspondence should be addressed.  
hkkim@kaeri.re.kr

자로냉각재계통의 냉각재 상실시 원자로에 비상 냉각수를 공급하는 안전주입계통, 핵증기공급계통의 비상 정지시 피동적으로 노심을 냉각시키는 피동잔열제거계통 및 제어봉 구동장치, 주냉각재펌프, 가압기와 같은 핵증기공급계통의 주요 기기를 냉각시키는 기기냉각계통 등이 있다<sup>1)</sup>. 아래에 SMART 연구로의 원자로냉각재계통 및 2차계통에 대한 일반적인 사항, 2차계통에 연결된 피동잔열제거계통에 관하여 기술한다.

### 2.1. 원자로냉각재계통

원자로냉각재계통은 냉각재의 강제순환 또는 자연순환에 의해 노심에서 생성된 열을 증기발생기를 통해 2차계통으로 전달하는 기능을 한다. 원자로냉각재계통은 냉각재 유동 및 열전달과 관련이 있는 주요 기기들로 구성되며, 노심, 노심 지지 원통 (Barrel)과 원자로 용기 벽 사이의 환형 공간에 위치한 주냉각재펌프 및 증기발생기, 그리고 원자로 용기내 상부에 위치한 가압기 등으로 구성된다. Fig. 1은 SMART 연구로의 개략적인 원자로냉각재계통을 보여준다. 노심 하부로 유입되는 저온의 냉각재는 295개의 핵연료 집합체를 지나면서 가열된다. 가열된 고온의 냉각재는 노심 상부의 제어봉 안내관 및 환형 유로 영역을 지나 2대의 주냉각재

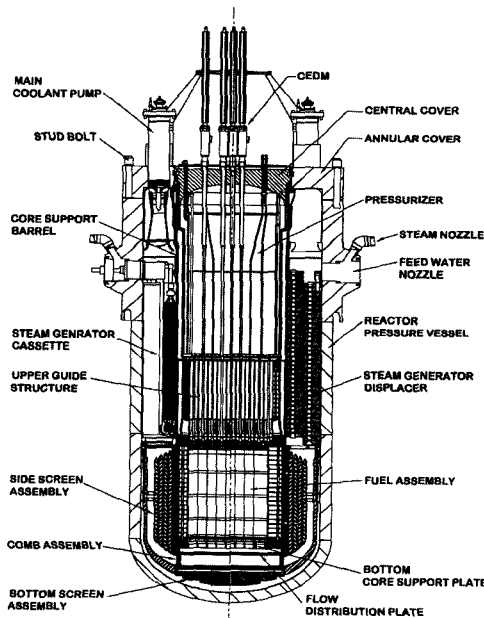


Fig. 1. SMART-P schematic diagram of Reactor Coolant System

펌프 흡입구로 유입된다. 펌프를 통과한 냉각재는 균일하게 분포되어 있는 12개의 관류식 증기발생기 카세트에 들어가서 2차계통으로 열을 전달한 후, 하향유로를 거쳐 노심으로 재순환된다. 그리고 가압기는 펌프 출구와 증기발생기 입구 사이의 영역에서 연결되는 가압기 환형공동, 열교환기가 설치된 중간공동, 상부가 비응축 질소 가스로 차 있는 중앙공동 및 각 공동을 연결시켜 주는 배관 등으로 구성 된다.

### 2.2. 2차계통

2차계통은 원자로 압력용기와 노심 지지원통 사이에 설치된 12개의 증기발생기 카세트, 터빈, 복수기, 복수펌프, 급수펌프, 급수 및 증기 배관과 격리 밸브들로 구성되어 있다. 2대의 급수펌프를 지난 급수는 4섹션으로 나누어지고, 각 섹션은 3개의 인접한 증기발생기 카세트에 연결된다. 증기발생기 카세트 내에는 각각 6개의 급수 및 증기 모듈이 있다. 급수는 관류형 증기발생기 튜브를 통과하면서 쉘측으로 흐르는 원자로냉각재계통 냉각수로부터 에너지를 공급받아 과열증기로 변환되며, 이 증기가 터빈을 통과하면서 구동력을 발생한다. 또한, 증기발생기는 핵증기공급계통 계획정지 또는 비상 정지시 피동잔열제거계통에 연결되어 자연순환에 의하여 노심의 잔열을 제거하는 안전보호계통의 역할과 원자로냉각재계통에서 2차계통으로 누출되는 방사능 물질을 격리 차단하는 기능을 수행한다.

### 2.3. 피동잔열제거계통

피동잔열제거계통은 2차계통의 열 제거 능력이 상실될 경우 원자로냉각재계통에서 발생하는 잔열을 제거하여 노심을 냉각시키는 안전보호계통의 기능과 원자로냉각재계통에서 2차계통으로 누출되는 방사능 물질을 격리 차단하는 격리안전계통의 기능을 수행한다. 이 계통은 설계기준사고시 운전원의 조치가 없어도 일정 기간 (최소 36시간) 동안 노심 잔열을 제거할 수 있는 능력을 가지도록 설계되어 있다. 계통은 기능이 동일한 4개의 독립적인 계열로 구성되어 있으며, 각 계열은 핵연료재장전 수탱크에 위치한 응축열교환기, 4.5MPa 압력으로 압축된 질소를 담은 보상탱크, 배관, 격리밸브, 체크밸브 등으로 구성되어 있다. 핵연료재장전수탱크는 증기발생기 카세트보다 높은 곳에 위치하여 2차계통이 열제거 능력을 상실하여도 자연순환에 의

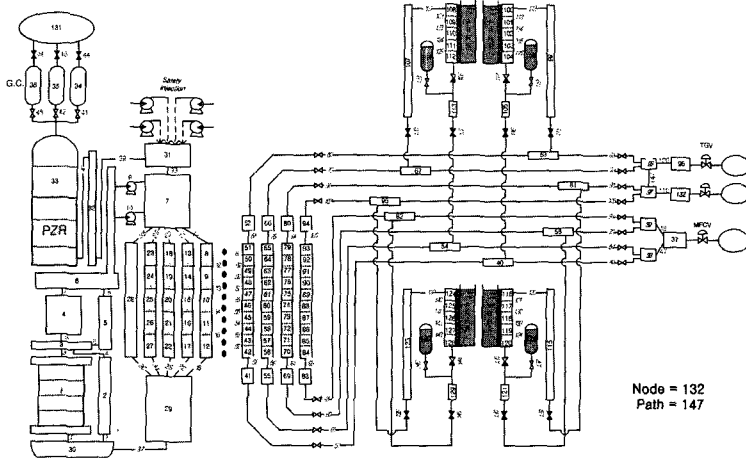


Fig. 2. SMART-P nodalization for the TASS/SMR code

해 노심에서 생성되는 붕괴열을 제거할 수 있다. 피동간열제거계통은 어떤 출력 운전 하에서도 4개의 계열 중 2개만 사용하여 붕괴열을 제거하기에 충분하도록 설계되어 있다. 피동간열제거계통은 계측제어계통의 지시에 의하여 자동으로 작동되거나, 운전원의 조작에 의하여 수동으로 작동할 수 있다.

### 3. 해석코드 및 해석가정

SMART 연구로의 증기발생기 전열관 파열사고 해석을 위한 계통분석 코드로 TASS/SMR (Transient And Setpoint Simulation/Small and Medium Reactor) 코드를 사용하였다. 이 코드는 노심의 동특성, 원자로 제어 및 보호계통, 핵연료 및 증기발생기의 열전달, 급수 및 증기관에서의 유량들을 모의한다. TASS/SMR 코드는 Drift-Flux 모델, 비응축성 기체 모델, SMART 연구로의 열수력 특수 현상 모델들을 도입하고 원자로냉각재계통과 2차계통의 지배방정식을 통합하여 해를 구하는 계산 알고리즘으로 구성되어 있다<sup>2)</sup>.

증기발생기 전열관 파열사고를 해석하기 위한 SMART 연구로 계통 모델을 위한 TASS/SMR 코드의 기본 Nodalization을 Fig. 2에 나타내었다. TASS/SMR의 Nodalization은 SMART 연구로에서 예측되는 물리적 현상을 타당하게 예측하기 위하여 총 132개의 Node와 147개의 Path로 모델링 하였다. 계산 결과의 보수성을 확보하기 위하여 작동 설정치, 허용 오차 범위, 펌프 및 밸브 작동 속도, 각종 신호들의 지연시간 등을 보수적으로 고려하였다.

증기발생기 전열관 파열사고의 경우에 원자로 정지신호는 운전원의 수동정지 신호에 의해 발생한다고 가정한다. 만약 증기발생기 전열관 파열사고 발생할 경우 이차측 고준위 방사능 신호에 의한 원자로 정지신호가 가압기 저 압력에 의한 원자로 정지 신호보다 먼저 발생할 수도 있지만 보수적으로 계산하기 위하여 이차측 고준위 방사능 신호에 의한 원자로 정지신호는 무시한다.

사고가 진행되는 동안 조절제어봉은 작동하지 않으며 정지 제어봉가는 최소값을 사용하였다. 원자로 정지신호 발생시 모든 제어봉(정지 제어봉 및 조절 제어봉)은 정상적으로 작동 가능하며, 가장 큰 반응도가를 가지는 제어봉 집합체의 고착을 가정하였다. 피동간열제거계통은 4계열이 모두 작동하며 노심에서 축방향 출력 분포는 Top Skewed Axial Power Shape의 경우를 고려하였으며, 소외전원은 유효하도록 설정하였다. 해석에 사용된 초기값을 Table 1에 기술하였다.

Table 1. Initial and boundary conditions for SGTR

Core power (%)	103.0
Core inlet liquid temperature (°C)	282.22
Pressurizer pressure, MPa	15.51
Core inlet flow, kg/sec	367.49
Feedwater flow, kg/sec	24.75
Minimum CHFR	1.90
Doppler reactivity coefficient	Most Negative
Moderator temperature coefficient	Least Negative
Shutdown rod worth(%Δρ)	9.6
Break size (%)	14.2

#### 4. 증기발생기 전열관 파열사고 민감도 분석

증기발생기 전열관 파열사고 민감도 분석을 하는 주 목적은 사고 발생으로 인하여 플랜트 과도기에 가장 심각한 영향을 미치는 인자가 무엇인지 결정하는 것이다. 본 절에서는 가능한 한 모든 운전 변수 및 모델들에 대하여 과도기를 가장 심각한 방향으로 진행시키기 위한 민감도 분석을 수행한다. 각 매개변수의 변화에 따른 과도기의 민감도 분석은 증기발생기 전열관 파열사고시 누적증기유량 관점에서 비교 분석하였다.

##### 4.1. 초기 출력 준위

증기발생기 전열관 파열사고에 대해서 정격 출력의 100%·고속운전, 75%·고속운전, 36%·고속운전, 36%·저속운전, 20%·저속운전의 초기 출력 수준에 대하여 해석을 수행하였다. 초기 출력의 감소는 누적증기유량에 선형적으로 비례하여 줄어드는 것을 확인하였다. 계산 결과에 의하면 Fig. 3과 같이 각 출력 준위에 대한 누적증기유량은 각각 11,740kg, 6,366kg, 4,663kg, 3,492kg, 1,955kg로 계산되었다. 따라서 누적증기유량 관점에서 가장 제한적인 경우의 초기 출력은 100%·고속운전인 경우이다.

##### 4.2. 초기 출력

출력 운전 중 측정 불확실도를 고려한 노심의 초기 출력 변화는  $\pm 3\%$ 이다. 누적증기유량 및 계통의 최대압력에 대한 초기 출력의 영향은 크지 않았다. 초기 출력이 큰 경우에 누적증기유량이 약 6% 증가하였으며 계통의 최대압력 변화는 거의 없었다.

##### 4.3. 초기 압력

원자로냉각재계통의 압력 변동 폭은  $\pm 0.8\text{MPa}$ 이

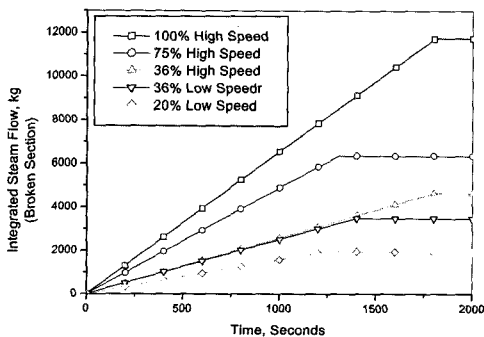


Fig. 3. The integrated steam flow: Initial power level change

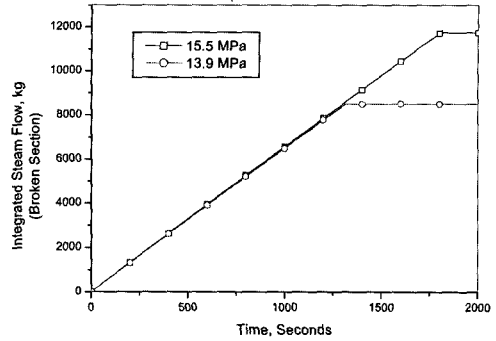


Fig. 4. The integrated steam flow: Initial pressure change

다. 각 경우에 대하여 분석한 결과 Fig. 4와 같이 이들이 누적증기유량에 미치는 영향은 초기 압력이 클 경우에 누적증기유량도 증가하였다. 계통의 최대압력의 경우를 보면 증기발생기 전열관 파열 사고는 사고 이후 압력이 계속 감소하므로 최대 원자로냉각재 계통의 압력은 모두 초기값이다.

##### 4.4. 초기 온도

원자로냉각재계통 냉각재의 온도의 변화는  $\pm 5\text{K}$ 이다. Fig. 5의 초기 온도를 변화시킨 결과에서 초기 온도가 높은 경우에 누적증기유량이 증가함을 확인하였으며 계통의 최대압력은 유사함을 확인하였다.

##### 4.5. 초기 유량

증기발생기 전열관 파열사고에서 원자로냉각재 계통의 초기 유량에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 초기유량의 변동 폭을 원자로냉각재계통의 유량의  $\pm 5\%$ 에 대하여 분석하였다. 각 경우에 대하여 분석한 결과 이들이 누적증기유량과 계통의 압력에 미치는 영향은 무시할 정도이다.

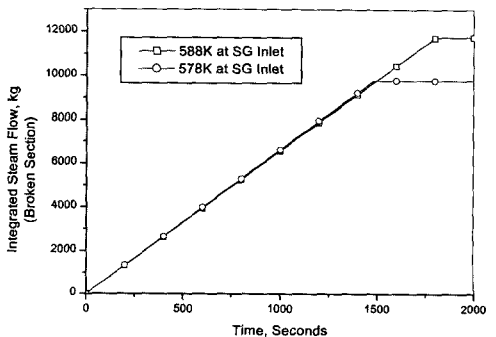


Fig. 5. The integrated steam flow: Initial temperature change

#### 4.6. 파열 면적 및 위치

증기발생기 전열관 파열사고의 파열 면적에 대한 민감도 분석은 전 출력 운전조건에서 양단 파열부터 3% 파열까지 줄여가면서 모두 15가지로 변화시켜서 수행하였다. 양단 파열과 같이 파열 면적이 클 경우에는 과도 초기에 많은 유량이 방출되나 원자로냉각재계통의 압력이 급격히 떨어지게 되어 가압기 저압력 원자로 정지 신호가 상대적으로 일찍 발생하게 된다. 이런 경우에는 사고가 발생한 후부터 원자로가 정지할 때까지 걸리는 시간이 짧아지게 되어 누적증기유량이 적어지게 된다. 누적증기유량관점에서 분석하면 파열 면적이 증기발생기 전열관 단면적의 14.2%가 되는 경우는 사고 발생 30분 후에 운전원이 수동 정지시킨 경우로 누적증기유량이 최대가 되었다. 파열 면적 변화에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화를 Fig. 6에 실었다.

증기발생기 전열관 파열사고의 파열 위치에 따른 민감도 분석은 증기발생기 높이에 따라 위쪽과 아래쪽 그리고 중간 부분을 선정하여 해석하였으며 누적파열유량이 가장 큰 경우는 증기발생기 아래쪽의 전열관이 파열된 경우이다.

#### 4.7. 노심 동특성

노심의 출력에 영향을 미치는 동특성과 관련된 변수들의 민감도 분석을 수행하였다. 여기서 분석한 변수들은 냉각재 온도계수, 도플러 온도계수이다. 냉각재 온도 계수를 최대값으로 사용했을 경우에 누적증기유량은 다소 감소하였으며 최대 원자로냉각재 계통의 압력은 모두 초기값으로 변화가 없었다. 도플러 온도계수를 최대값으로 사용했을 경우에 누적증기유량이 최대가 됨을 확인하였다.

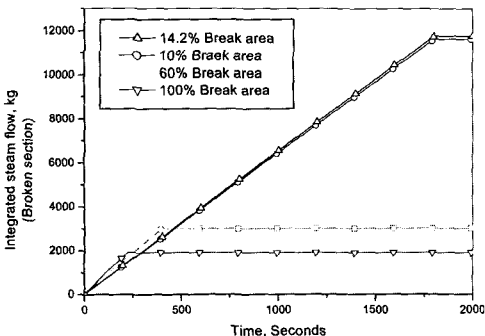


Fig. 6. The integrated steam flow: Initial break area change

#### 4.8. 소외전원 상실 여부

10CFR Part 50<sup>3)</sup>의 기준 35에 의하면 소외 전원이 유효하지 않을 경우 소내 전원계통에 대하여 단일고장을 고려하여 안전기능을 수행할 수 있도록 적절한 다중성을 확보할 것을 요구하고 있다. 본 해석에서는 소외 전원의 상실이 계통에 미치는 영향을 분석하였다. 소외전원은 증기발생기 전열관 파열사고시 터빈정지 신호와 동시에 상실되며, 운전원의 수동정지 신호에 의하여 원자로 정지신호 발생 3초 후에 터빈 정지신호가 발생하는 것으로 가정하였다. 소외전원이 상실된 경우의 누적증기유량은 소외전원이 유효한 경우와 거의 같은 양을 보여서 소외전원상실이 누적증기유량에 미치는 영향은 미미하다.

### 5. 분석 결과

SMART 연구로의 증기발생기 전열관 파열사고시 각 운전 변수에 대한 민감도 분석을 수행하여 가장 보수적인 변수 값들을 도출하였으며 가장 보수적인 초기조건과 경계조건을 사용한 경우는 다음과 같다.

증기발생기 전열관 파열사고의 경우에 사고 해석시 누적증기유량에 영향을 주는 단일 고장은 없으며 원자로 정지시 가장 큰 반응도가를 가지는 하나의 제어봉집합체의 고착을 동시사건을 설정하였으며 누적증기유량의 증가를 위해 소외전원은 유효하도록 설정하였다. 증기발생기 전열관 파열사고시 원자로냉각재계통의 압력은 원자로냉각재계통의 냉각재가 2차계통으로 유출됨에 따라 지속적으로 감소하여 과도 초기 압력 15.52MPa이 최대 압력이 된다. 소외전원상실을 수반하지 않은 증기발생기 전열관 파열사고에서 노심출력은 과도 초기에 최대 노심출력인 103.4%에 도달한다. 1,800초 이내에서 최대의 누적증기유량을 보이는 파열 면적은 양단 파단 면적의 14.2%일 경우이다.

과도시 파열이 발생한 부위에서 2차계통의 압력이 증가하지만 증기 발생기 전열관 파열 면적이 작기 때문에 파열 부위를 가지는 증기발생기 2차계통 경로 입구에서 급수 유량은 원자로가 정지할 때까지 거의 변하지 않으며 노심 출력은 미미하게 감소하는 경향을 보인다. 이후 증기발생기 2차계통을 통한 열제거량이 노심의 열생성량보다 크기 때문

에 냉각재 온도는 감소하게 된다. 시간이 지남에 따라서 원자로냉각재계통의 압력이 감소하게 되고 파열 부위를 통한 냉각수 유출은 줄어든다.

원자로냉각재계통의 지속적인 압력 감소 혹은 기타 경보를 통해서 사고를 인지한 운전원은 1,800초 경에 원자로를 수동 정지신호를 발생시킨다. 1,800초에 제어봉 집합체가 낙하되며 1,805초에 최대누적 파열 유량인 11,740kg에 도달하게 되고 피동잔열제거계통 격리밸브는 완전히 개방되고 주증기 및 급수 격리밸브는 완전히 폐쇄된다.

소외전원이 유효하므로 주냉각재펌프는 원자로 정지와 관계없이 지속적으로 구동된다. 원자로 정지 신호 발생과 동시에 급수관 및 증기관이 격리밸브에 의해 차단되고 증기발생기가 피동잔열제거계통에 연결되면 원자로의 냉각은 증기발생기에 연결되어 있는 피동잔열제거계통을 통한 자연 대류에 의하여 이루어지면서 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다.

## 6. 결론

TASS/SMR 코드를 이용하여 SMART 연구로의 증기발생기 전열관 파열사고를 분석하였다. 여러 운전변수에 대한 민감도 분석 결과를 통하여 가장 보수적인 초기조건과 가정들을 결정하고, 이들을 이용하여 증기발생기 전열관 파열사고에 대한 민감도 분석 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

SMART 연구로는 가상의 어떠한 증기발생기 전열관 파열사고가 발생하더라도 원자로보호계통에 의하여 사고를 완화시켜 계통을 안전한 상태로 안정화시킬 수 있다. 사고 기간동안 최고온 핵연료의 온도는 606 °C 이하를 유지하여 어떤 핵연료의 손상도 일어나지 않았다. 비록 방사선량 계산이 본 논문의 범위를 벗어난다 할지라도 본 계산 결과에 의하면 핵연료의 손상이 일어나지 않았기 때문에 10CFR100의 허용 선량한도를 만족할 것으로 판단된다 [4]. 모든 출력범위와 파열크기에 대하여 원자로냉각재계통과 2차계통의 최대 압력은 허용기준인 18.7 MPa 보다 낮은 값을 유지하였다.

## 참고문헌

- 1) Young-Jong Chung et al., "A Conservative Analysis Methodology for a Steamline Break Accident of the SMART-P Plant", Nuclear Technology, will be published.
- 2) 윤한영 외, "TASS/SMR 열수력 모델 기술서", KAERI/TR-1835/2001
- 3) 10CFR50, "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities", Title 10, Code of Federal Regulations, Part 50, Appendix A, "General Design Criteria for Nuclear Power Plant", April, 1993.
- 4) 10CFR100, "Reactor Site Criteria", Part 100, April, 1962.