

SMART 연구로의 증기관 파단사고 분석

Steam Line Break Accident Analysis for SMART Design verification Program

정영중, 이규형, 김희경, 김희철, 지성균

한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

요약

SMART 연구로에서 증기관 파단사고는 핵연료 건전성관점에서 매우 중요한 사고중에 하나이다. 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 원자로냉각재통과 이차계통의 압력은 감소한다. 이차계통 저압에 의한 원자로 보호계통의 작동이 먼저 발생하나 보수적으로 계산하기 위하여 노심 고출력에 의한 원자로 정지신호 발생과 동시에 증기발생기는 터빈과 격리되어 피동잔열제거계통에 연결되어 원자로의 냉각은 피동잔열제거계통 열교환기를 통한 자연대류에 의하여 이루어지면서 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다. 증기관 파단사고시 원자로냉각재계통 압력은 설계 압력의 110 % 이내의 압력으로 제어가 가능하였으며, 최소 CHF는 1.3 이상을 유지하여 핵연료의 건전성을 확보할 수 있었다.

Abstract

A steam line break accident is one of the most important accidents in the SMART design verification program for a fuel integrity point of view. Increase in the steam energy release from the steam generators causes an increase in the heat extraction rate from the reactor coolant system, resulting in a reduction of the primary coolant temperature and pressure. With an actuation of the control rod or engineered safeguard systems, the core power inherently seeks a bounded level because the negative moderator temperature reactivity and Doppler fuel temperature reactivity are characteristics of the core design.

A break occurring in the main steam line is seen by the reactor coolant system as an increased steam load, which extracts an increased amount of heat from the primary system through the steam generator. In the presence of a strong negative moderator density reactivity, the core power increase from its initial level. The reactor would asymptotically approach a power level equal to the steam energy release rate unless it is terminated by a reactor trip from the reactor protection system. The results of the analyses show that the SMART design verification program systems function properly and thus secure the reactor to a safe condition with respect to the safety parameters such as the critical heat flux ratio (CHFR) and the pressure. The decay heat generated in the reactor core is well removed through the SGs by the PRHRS natural circulation flow. There is no possibility of the return-to criticality in the core after the reactor trips due to the strong negative moderator density reactivity of the boron free core and the small secondary inventory.

1. 서론

일체형 원자로인 SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)는 지역난방, 해수담수화 및 선박의 추진기관등과 같이 원자력 에너지를 다양한 용도로 사용할 수 있다. 또한, 대형 냉각재상실사고의 가능성을 근본적으로 제거한 설계개념과 피동잔열제거계통을 채택하여 기존의 상용로 보다 사고 대처 능력을 더욱 향상시킨 원자로이다. 일체형 원자로의 안전설계는 사고 완화 설비로부터 신뢰성이 높은 사고 예방 설비를 강화한 설계로 기본설계를 완료하였으며, 현재 SMART 원자로의 검증과 시험을 위한 SMART 연구로의 개발이 진행중에 있다 [1].

SMART 연구로의 증기관 파단 (steam line break accident; SLB)로 인한 핵연료 피복재의 손상 가능성과 원자로냉각재계통의 건전성을 해석하기 위해 사용되는 사고해석방법론을 개발하였다. 이 방법론은 증기관 파단시 질량 및 에너지 방출율과 증기발생기 및 피동잔열제거계통 열교환기에서의 열전달 거동에 대한 보수적인 모델을 가정하고 있으며, 이러한 가정과 함께 주요 운전변수에 대한 민감도 분석을 수행하여 가장 보수적인 초기 운전조건 및 경계조건을 결정한다. 본 해석방법은 가장 보수적인 운전 조건하에서 가능한 모든 파단 면적과 위치를 고려하고, 가장 보수적인 시간에서의 소내 및 소외전원 상실, 가장 심각한 단일 능동고장 및 원자로 정지신호 후 반응도가가 가장 큰 제어봉집합체의 삽입 실패 등을 고려한다.

계통의 주요 열수력 현상은 TASS/SMR 코드 [2]를 이용하여 분석하였으며, 핵연료의 건전성 기준으로 사용되는 임계열속비율은 SSF-1[3] 상관식을 사용하여 계산하였다. 본 연구의 주 목적은 증기관 파단사고가 발생 가능한 초기 운전조건들과 과도기의 결과를 가장 심각하게 할 수 있는 보수적인 해석 방법절차를 개발하여, 이 경우에도 SMART 연구로가 안전함을 보여 주는 것이다.

2. 사용 전산코드 및 계통모델

가상의 증기관 파단사고를 분석하기 위하여 사용된 전산코드는 TASS/SMR이다. TASS/SMR은 2 유체에 대하여 5 개의 방정식을 이용하는 1 차원 열수력 코드로써 일체형원자로 고유 모델 및 피동형 부품들의 물리적 특성과 관련된 모델들을 내장하고 있다. SMART 연구로의 가장 큰 특징 중에 하나는 증기발생기가 기존 상용 경수로에서 사용하는 u-tube 전열관 대신에 나선형 전열관 (Helical tube)을 사용하는 것이다. 나선형 전열관에서 열전달 상관식으로 TASS/SMR은 난류영역의 단상 (Single phase)인 경우 튜브영역에는 Mori- Nakayama 관계식을 사용하고, 쉘영역에는 Zukaskaus 관계식을 사용하였다. 피동잔열제거계통 열교환기의 튜브측은 수직관에 대한 응축 및 대류 열전달 모델을 사용하고 쉘측은 풀비등 (Pool boiling)이 가능한 자연대류에 의한 열전달이 가능하도록 모델하였다.

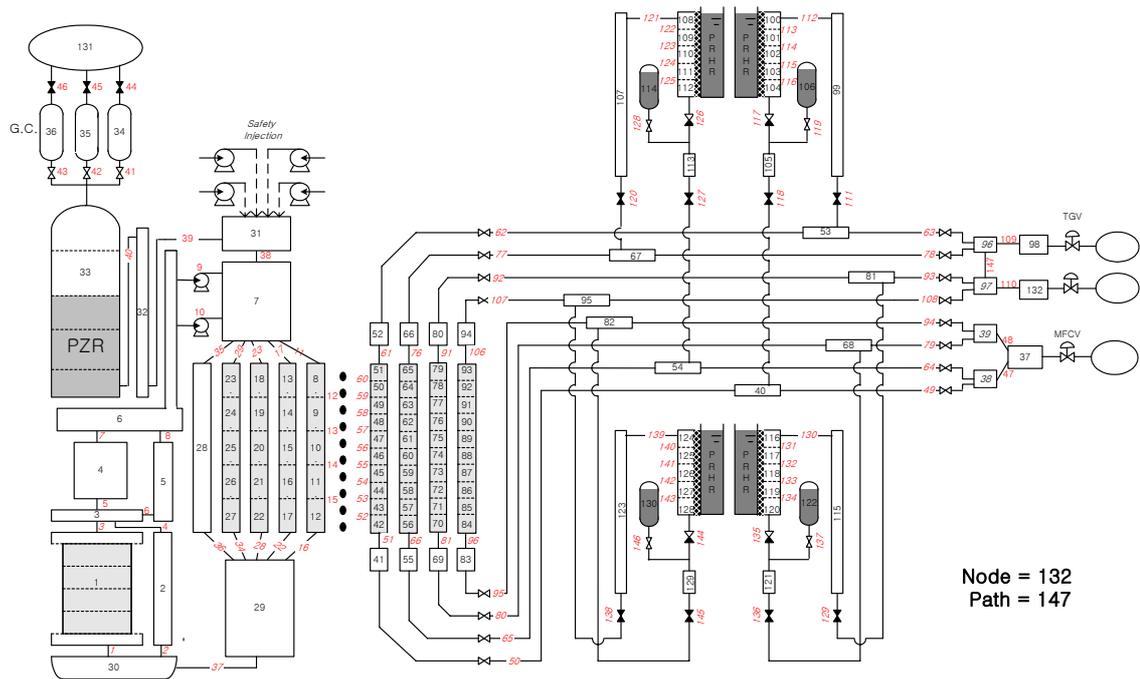


그림 TASS/SMR nodalization for SMART

TASS/SMR 코드를 이용하여 SMART 연구로의 가상 증기관 파단사고를 해석하기 위한 기본적인 Nodalization을 그림 1에 나타내었다. TASS/SMR의 Nodalization은 SMART에서 예측되는 물리적 현상을 타당하게 예측하기 위하여 총 132 개의 Node와 147 개의 Path로 모델되었다. 노심은 평균 핵연료 채널과 노심 우회영역으로 모델하였다. 연료봉의 축 방향 노드는 12 개, 반경방향 노드는 원통형 등가의 총 5개로 모델하였으며, 축방향 출력분포는 노심의 상부에서 최대 값을 가지는 "Top skewed axial power shape"을 사용하고, Axial offset은 0.2 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. 피동잔열제거시스템의 열교환기는 5 개의 노드로 모델하였으며, 탱크 내 유체온도는 303 K로 가정하였다. 급수유량은 급수 펌프모델을 사용하지 않고 경계조건으로 유량을 모델하고, 증기계통은 터빈제어 밸브까지만 모의하여 일정한 압력을 유지하는 "Node"로 증기가 방출되는 것으로 모델하였다.

3. 초기조건 및 해석시 사용된 가정

증기관 파단이 계통에 미치는 영향을 분석하기 위하여 사용된 주요 열수력 변수들의 초기조건을 표 1에 나타내었다. 초기 출력은 계기의 측정오차를 고려하여 정격출력의 103 %로 가정하였으며, 원자로가 정지되기 전의 과도기 진행동안 가능한 한 출력을 증가시키기 위하여 냉각재 밀도계수는 최대값을 도플러 온도계수는 최소값을 사용하였다. 그리고 사고 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 선정하였으며, 동시사건으로 외부전원상실은 원자로 정지신호 발생 3초 후에 발생하는 것으로 한다.

노심 고출력에 의한 원자로 정지신호 발생시 센서의 응답시간과 신호지연시간의 합은 0.425 초를 사용하고, 신호에 의하여 제어봉이 기계적으로 작동하는데 필요한 시간은 0.5 초가 소요되는 것으로 하였다. 그리고 신호에 의하여 각종 격리밸브들이 개폐되는데 요구되는 시간은 5 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.

SMART 연구로의 노심은 폐쇄채널이기 때문에 노심 입구에서의 유동 및 온도분포가 핵연료의 건전성을 판단하는데 중요하다. 증기관이 파단되면 파단이 발생한 증기발생기의 일차측 냉각재는 건전한 증기발생기의 일차측 냉각재보다 과냉이 일어나게 되는데, 이들 유체가 원자로의 하부공동에서 혼합 정도가 핵연료의 건전성을 좌우하는 중요 인자 중에 하나이다. TASS/SMR에서는 기본적으로 완전히 혼합되는 것을 기본으로 채택하고 있으나 본 해석에서는 완전히 혼합되지 않는다고 가정하였다.

	초기조건	설계값 (100% 출력)
노심 출력 (-)	1.03	1.00
가압기 압력 (MPa)	15.5	14.7
원자로냉각재계통 유량 (kg/s)	339.5	350.
SG 입구 냉각재 온도 (K)	588.	583.
SG 출구 냉각재 온도 (K)	553.	548.
총 급수유량 (kg/sec)	24.74	24.02
급수온도 (K)	323.	323.
주증기 압력 (MPa)	3.45	3.45
주증기 온도 (K)	574.0	-

4. 계산결과 및 분석

본 연구에서는 핵연료의 건전성관점에서 가장 보수적인 초기조건과 가정들을 사용하였으며 다음과 같다. 파단면은 섹션 증기관의 132mm 파단으로, 양단 파단인 경우의 임계유량은 증기 배관 중 최소 단면적인 원자로 용기 내부에 있는 증기 모듈관의 단면적에 의하여 결정된다. 초기출력은 정격출력의 103%, 원자로냉각재계통의 유량은 최소 유량, 압력과 온도는 최대 온도이고, 축방향 출력분포는 위쪽으로 기울어진 형태를 사용한다. 노심의 출력분포는 one stuck rod를 고려한 출력분포이다. 사고시 제어계통은 작동하지 않으며, 터빈정지밸브는 원자로 정지신호 발생 0.5초 후에 순간적으로 닫힌다고 가정한다. 급수유량은 정격유량의 103%이고, 그 외의 이차계통은 최적의 초기조건을 사용한다. 반응도의 경우 냉각재 밀도계수는 최대(Most)

값을 사용하고, 핵연료 온도계수는 최소(Least) 값을 사용한다. 원자로 정지시 잔열곡선은 20%의 보수성을 고려한 ANS-73 곡선을 사용하고, 외부 교류전원은 원자로 정지 3초 후에 상실된다.

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, 파단이 일어나지 않은 증기발생기를 통하여 원자로냉각재계통의 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 원자로냉각재계통과 이차계통의 압력은 감소한다. 이차계통 저압에 의한 원자로 보호계통의 작동이 먼저 발생하나 보수적으로 계산하기 위하여 노심 고출력에 의한 원자로 정지신호 발생과 동시에 증기발생기는 터빈과 격리되어 피동잔열제거계통에 연결되어 원자로의 냉각은 피동잔열제거계통 열교환기를 통한 자연대류에 의하여 이루어지면서 계통은 안정한 상태를 유지하게 된다.

노심 열제거: 원자로 열제거는 원자로가 정지되기 전까지는 이차계통에 의하여 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 초기출력에서 증가하다가 노심 고출력에 의한 원자로 보호계통이 작동하여 원자로가 정지되면 정지제어봉에 의한 반응도와 핵연료 및 냉각재의 반응도 특성에 따라 노심 출력이 변화하면서 잔열수준으로 급격히 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, 원자로 정지 신호가 발생하면 제어봉 집합체의 자유 낙하로 인한 반응도와 냉각재 밀도 및 핵연료 온도에 의한 반응도가 합해져서 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 SMART 연구로에서는 일어나지 않는다. 노심 출력은 이들 부 반응도가와 이차계통을 통한 열전달에 의하여 과도 기간동안 안전한 상태를 유지하였다.

원자로냉각재계통 건전성: 그림 4는 원자로냉각재계통의 유량변화를 나타낸다. 주냉각재 펌프의 관성력이 작기 때문에 원자로냉각재계통유량은 외부전원 상실과 동시에 급격히 감소하여 약 30 kg/s의 자연대류 유량으로 운전되고 있음을 볼 수 있으며, 이차계통은 원자로 정지신호에 의하여 피동잔열제거계통이 작동하여 약 70 초 후에는 안정화된 자연순환모드를 유지할 수 있기 때문에 그림 5에서 보여진 바와 같이 노심에서 생성된 잔열을 충분히 제거할 수 있음을 볼 수 있다. 원자로냉각재계통 압력은 사고 초기부터 지속적으로 rkatjh하는 것을 그림 6에서 이는 SLB 사고가 이차계통에 의하여 열제거가 증가하여 원자로냉각재계통이 과냉되는 사고이기 때문이다. 볼 수 있다. 증기관 파단에 의하여 과도한 열제거가 일어나기 때문에 원자로냉각재계통의 유체온도는 그림 7에서와 같이 사고 전 기간동안 안전한 상태를 유지한다.

과도기 초기에 높은 노심 출력조건에서 원자로 정지신호에 의하여 출력이 잔열 수준으로 감소하면서 주냉각재펌프는 3초 후부터 Coastdown에 의하여 원자로냉각재계통 유량이 급격히

감소한다. SMART 연구로의 경우 핵연료의 최소 CHF는 펌프가 Coastdown 시작하기 직전에 나타난다. 그림 8은 CHF 변화를 보여 준다. CHF는 펌프의 정지와 동시에 감소하기 시작하여 상대적으로 높은 출력과 저 유량이 교차하는 시점에 최소 CHF가 나타나는데 SMART 연구로의 CHF는 충분한 여유도를 가지고 있어 핵연료는 건전한 상태를 유지할 수 있다.

이차계통 건전성: 터빈과 주급수펌프는 원자로 정지와 더불어 정지하게 된다. 터빈정지밸브와 주급수 및 주증기 격리밸브가 닫히고 피동잔열제거시스템의 격리밸브들이 열리면 이차계통은 자연순환이 이루어지는데 사건초기의 자연순환 구동력은 보상탱크의 유체 용량과 압력에 의하여 결정된다. 피동잔열제거시스템 작동초기에는 열교환기를 통한 열제거가 원활히 이루어지지 않아 이차계통 건전한 증기발생기의 압력은 약 5 MPa까지 상승하는 것을 그림 9에서 볼 수 있다. 시간이 경과하여 자연순환 유량이 충분히 확보되면 이차계통은 더 이상 압력이 상승하지 않고 안정화된다. 단일고장 가정과 증기관이 파단된 Section에서는 자연대류 회로가 형성되지 않기 때문에 2 train을 이용한 자연대류 유량만으로 원자로에서 생성되는 잔열을 충분히 제거하여 원자로냉각재계통과 이차계통은 압력과 온도를 안정한 상태로 지속할 수 있다.

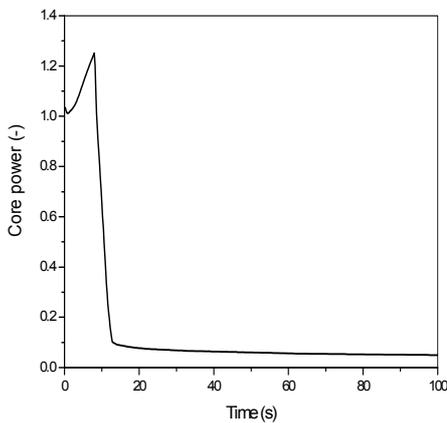


그림 2 노심출력변화

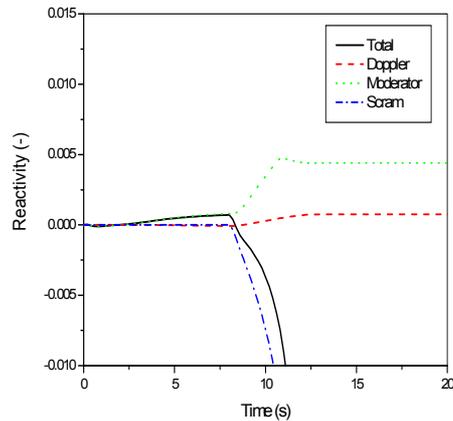


그림 3 각종 반응도 변화

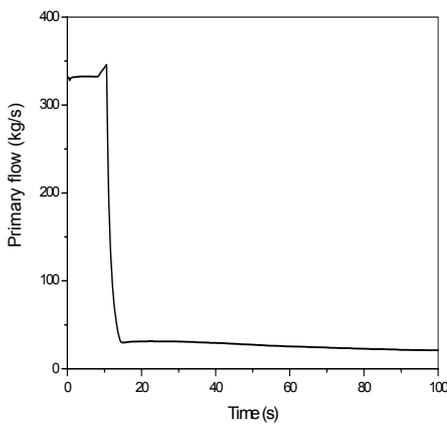


그림 4 원자로냉각재계통 유량변화

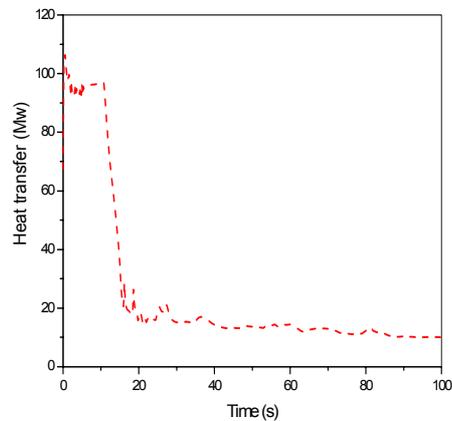


그림 5 증기발생기를 통한 열전달 량

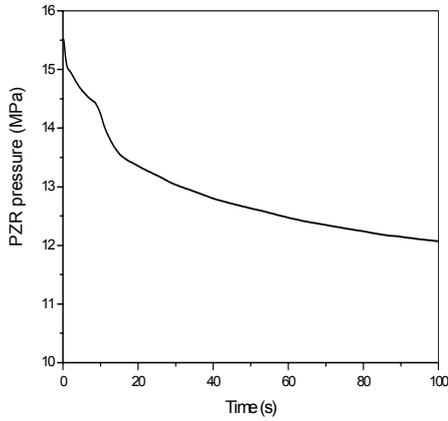


그림 6 가압기 압력변화

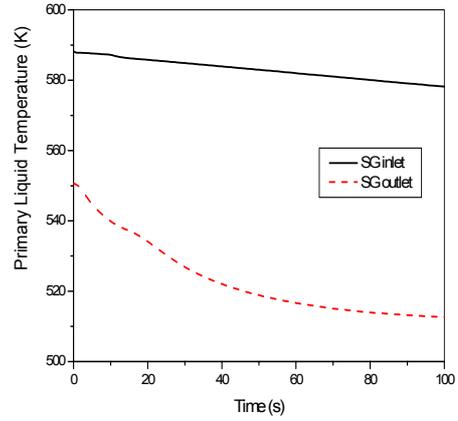


그림 7 원자로냉각재계통 유체온도 변화

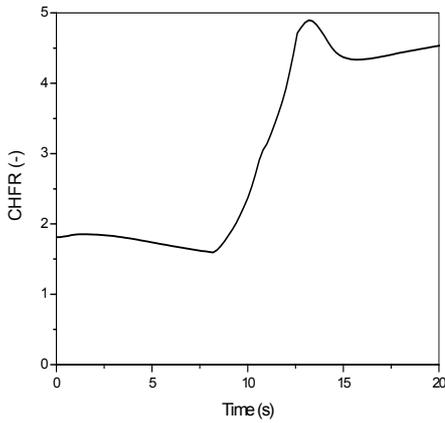


그림 8 핵연료의 CHF 변화

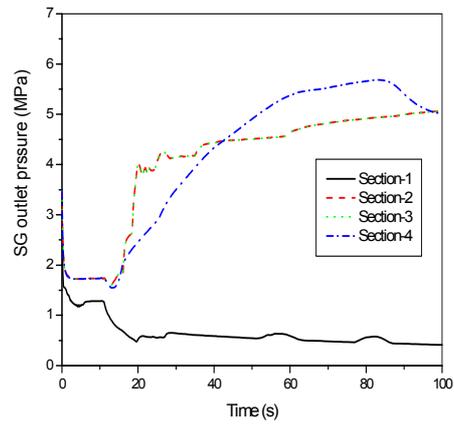


그림 9 이차계통 압력변화

5. 결론

SMART 연구로는 기존의 상용로와는 상이한 설계 개념을 채택하고 있기 때문에 사고발생시 SMART 연구로에 특이하게 나타나는 물리적 현상들을 이해하고, 이들을 적절히 모사할 수 있는 코드 개발이 이루어 져야 한다. 본 연구에서는 SMART 연구로의 주증기관이 양단 과단될 경우 계통에 나타나는 열수력 현상과 계통과 핵연료의 건전성을 TASS/SMR 코드를 이용하여 분석한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 원자로냉각재계통 압력은 설계 압력의 110 % 이내의 압력으로 제어가 가능하다.
- 최소 CHF는 원자로 출력이 잔열 수준으로 감소면서 주냉각재 펌프가 Coastdown을 시작하는 초기에 나타나며 핵연료의 건전성을 확보할 수 있었다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행된 것이다.

참고문헌

1. S. H. Kim, et. al., "Design verification program of SMART," Proc. Of GENES4/ANP2003, Kyoto, Japan, Sept. 15-19, (2003).
2. H. Y. Yoon, et al., "Thermal hydraulic model description of TASS/SMR", Korea Atomic Energy research Institute, KAERI/TR-1835/2001, (2001).
3. D. H. Hwang, "Development of CHF correlation for SMART-P"KAERI Technical report, to be published, (2004).