2003 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

고압안전주입 완전상실을 동반한 증기발생기전열관파단사고시 PSA 성공기준

Success Criteria of Probabilistic Safety Assessment for Steam Generator Tube Rupture Accident with Total Loss of High Pressure Safety Injection

한석중, 양준언
한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

초 록

고압안전주입 (HPSI) 완전상실을 동반한 증기발생기전열관파단 (SGTR) 사고경위는 기존의 확률론적안전성평가(PSA) 보수적으로 평가되던 사고경위이다. 본 연구에서는 상세 열수력 분석 코드인 MARS2.1을 이용하여 동 사고경위에 대한 상세 열수력 분석을 수행하여 열수력 거동 및 현상에 대한 이해를 높이고, PSA 모델 개발에 필요한 현상학적 근거를 도출하고자 하였다. 분석은 표준원전(KSNP)의 하나인 울진 3,4호기를 대상으로 하였다. 사고경위는 전열관 1개 완전 파단으로 가정하였다. 분석 결과는 운전원의 개입이 없는 조건에서 1단계 PSA의 분석 요건인 24시간 동안 노심손상에 이르지 않았으며, 원자로냉각재계통(RCS)은 일정한 고압상태를 유지하고 있었다. 이는 원전이 안정상태에 이르기 위해서는 운전원의 개입 및 추가적인 조치가 필요하다는 것을 의미한다. 기존 PSA에서 일반적으로 적용되는 노심손상 사고경위로 평가하는 것은 매우 보수적인 판단인 것을 확인할 수 있다. 본 사고경위에 대한 최적의 PSA 평가를 위해서는 추가적인 열수력 분석 및 PSA 모델에 대한 개선 작업이 필요할 것으로 판단된다.

Abstract

In previous Probabilistic Safety Assessments (PSA), a Steam Generator Tube Rupture (SGTR) accident with total loss of High-Pressure Safety Injection (HPSI) is one of the conservatively estimated accident sequences. To enhance the understanding of related thermal hydraulic behavior and phenomena and to evaluate the realistic bases of a PSA model, the present study focuses on the thermal hydraulic analysis of the accident sequence using MARS2.1 code. The analysis was applied to Ulchin units 3&4 plants that adapted Korea Standard Nuclear Power plant (KSNP) designs. It was assumed that one tube guillotine break occurred at hotleg side. The result of the analysis was that core damage was not occurred and Reactor Coolant System (RCS) maintained a high-pressure state during 24 hours that is a generally accepted mission time for level 1 PSA. This result means that it is necessary to interrupt the plant behavior by operator and perform additional actions in order to achieve a stable plant state. Based on the result, it confirmed that in the previous PSAs the accident sequence that was estimated to core damage state was conservative. It is recommended that additional thermal hydraulic analyses and improvement of the PSA model based on it have to be performed to obtain the realistic estimation of PSA.

1. 개 요

최근 원전의 확률론적안전성평가 (PSA)는 위험도정보활용 (RIA)의 근간으로써 다양한 응용분야-가동중 검사, 기술지침서 개정, 배열 관리, 정비규정 등-에 적용되고 있다. PSA를 RIA 분야에 이용하기 위해서 기존의 PSA 모델보다 확장되고 상세화된 분석 모델을 필요로 한다. 상세 열수력 분석은 RIA를 위한 PSA 모델의 확장 및 개선에 필수적인 분야로 사고 경위에 대한 이해의

증진뿐만 아니라 계통의 성공 기준, 계통 및 운전원 임무시간의 설정을 위한 토대를 이룬다.

본 연구는 RIA에 적용할 수 있는 표준원전(KSNP) PSA 분석 모델 개발의 일환으로 고압안전주입(HPSI)의 완전 상실을 동반한 증기발생기전열관파단(SGTR)사고에 대한 열수력 분석을 수행하였다. 본 분석은 사고와 관련된 열수력 현상에 대한 이해 증진을 도모하고, PSA 분석의 근거가 되는 사고 경위의 이해, 관련 계통의 성공 기준을 작성하는 기초자료로 활용된다.

일반적으로 사고로 취급되는 SGTR은 원자로냉각계통(RCS)의 최대 충전용량을 넘어서는 파단 크기의 증기발생기 전열관 파단 사고를 지칭한다. KSNP의 경우 대략 최대 충전 유량인 132GPM (≈500LPM)을 넘어서는 전열관 파단 사고에 해당한다. 이는 대략 1개의 전열관의 완전파단에 해당한다. SGTR 사고에서 고려되는 위험도요인 (consequence)은 대략 두 가지로 하나는 사고진행시의 노심에 미치는 영향이고, 다른 하나는 격납건물 우회로 인한 격납건물 외부로 방출되는 방사능 누출에 의한 영향이다. 일반적으로 설계기준사고(DBA)분석에서의 주 관심 대상은 SGTR 사건시에 격납건물 우회로 인한 격납건물 외부로 방출되는 방사능 누출량이 허용기준치를 만족하는가를 분석하는 것이다[KEPCO, 1996]. 기존의 PSA 분석에서는 사고경위에 대한 성공기준을 평가하는 데 FSAR의 분석 결과를 일차적인 근거로 활용하여 왔다[KEPCO, 1998]. 그러나 1단계 PSA 분석에서는 노심손상을 제일의 위험도 척도 취급하고 있기 때문에 FSAR의 분석과 일정한 차이점을 내포하고 있다. 이러한 분석 관점의 차이는 FSAR 분석에 기초한 기존의 PSA 분석에서 SGTR 사고의 경우 보수적인 평가를 유도하였다. 본 논문의 대상인 HPSI 완전상실을 동반한 SGTR 사고는 기존 PSA에서 대부분 노심손상 사고경위로 인식되어 왔으며 일부에서는 이로 인한 추가적인 운전원 조치를 필요로 하는 사고경위로 다루어져 왔다[Watanabe, 1997; KEPCO 1998].

본 논문은 동 사고경위에 대한 상세 열수력 분석을 통해서 사고 진행과정에 대한 이해를 높이는 것을 우선적인 목표로 하였다. 이는 동 사고경위가 설계초과사고유형으로 기존의 연구결과가 미약하여 이에 대한 적절한 PSA 근거를 제시하는데 한계가 있고, 또한 위에서 언급한 바와 같이 FSAR의 설계기준 분석 방법은 PSA에 필요한 사고경위에 대한 분석과 분석 관점의 차이를 보이고 있기 때문이다. 따라서 SGTR에 대한 성공기준을 도출하기 위한 분석에 앞서 동 사고경위에 대한 사고 이해를 높이기 위한 분석을 수행하였다.

최근의 PSA의 경향은 PSA 분석과 여기에 필요한 보조 분석으로서의 열수력 분석에 최적 분석방법을 이용할 것을 권고하고 있다[ASME, 2001][1]. 본 분석은 과도하게 보수적으로 평가되어 있는 SGTR 사고에 대한 보다 최적의 PSA 분석을 수행하기 위한 기반으로 이용될 수 있을 것이다.

본 분석에서는 상세 열수력 분석 코드로 RELAP을 기반으로 개발된 MARS2.1 코드를 이용하였다[이원재, 2002]. 분석은 표준 원전 중에서 울진 3,4호기를 대상 원전으로 하였고 1개의 전열관 완전 파단 사고를 대상으로 하였다.

2. 울진 3,4호기 MARS 입력 모델

2.1 발전소 개요

한국 표준 원전 중의 하나인 울진 3,4호기는 Combustion Engineering Co.의 System 80의 변종으로써 2817MWth의 출력을 지닌 2 Loop형 PWR 원전이다. 각 Loop는 두 대의 원자로 냉각재 펌프(RCP), 한 대의 증기발생기(SG), 내경 42 인치의 한 개의 고온관(Hotleg)과 내경 30 인치의 2개의 저온관(Coldleg)으로 구성되어 있다. 가압기(Pressurizer)는 1 개의 Loop 고온관에 설치되어 있으며, 안전주입관은 네 개의 저온관과 두 개의 고온관에 각각 연결되어 있다. 저온관에 연결된 안전주입관에는 고압안전주입(HPSI), 저압안전주입(LPSI), 및 안전주입탱크(SIT)가 연결되어 있다.

[1] 이는 모든 사고 경위를 다루어야 하는 PSA 분석에서 특정 사고 경위에 대한 과도한 보수성의 적용으로 인해 중요할 수도 있는 일부 사고경위들이 과도하게 보수적으로 평가된 특정 사고 경위에 가려져 실제적인 위험도를 평가하는데 장애요인으로 작용하기 때문이다.

2.2 입력 모델

울진 3,4호기에 대한 원자로냉각계통(RCS) 입력 모델은 원래 영광 3,4호기 RELAP5용 입력 모델을 기본으로 작성하였다. 울진 3,4호기는 한국 표준 원전으로 영광 3,4호기와의 열수력 분석 모델상의 차이는 거의 존재하지 않는다. 본 연구에서는 기존의 영광 3,4호기용 입력 모델을 울진 3,4호기에 맞도록 수정한 입력 모델을 사용하였다. 전체의 계통은 총 189개의 Volume, 203개의 Junction, 223개의 Heat Structure로 구성되어 있다. 주요 입력 변수 설정치 및 가정 사항은 각각 표 1 과 표 2에 제시하였다. 본 연구의 경우 가능한 보수적인 해석 경향을 배제하고 최적 해석을 수행할 수 있도록 기본 변수 및 초기 조건에 최적값을 사용하였다. 공학적안전설비의 경우 비상운전절차서(EOP)에 제시된 값을 사용하였다.

표 1. ASC 분석을 위한 울진 3,4 호기 주요 변수 설정치

Parameter	FSAR	The present analysis	Remark
Reactor Power (MWth)	2871 (102%)	2815 (100%)	*
RCS Pressure (MPa)	16.03	15.51	
Core Flow Rate (kg/s)		15104	
Core Bypass Flow Rate (%)		3.1%	
Cold-Leg Temp. (K)	573.2	568.63	
SG Pressure (MPa)	7.38	7.27	
SG Level (m)	11.87	11.87	
Rx Trip and SIAS Setpoint (MPa)**	12.89	12.15 (1762psia)	

* RCP의 열출력을 별도로 모델하지 않고 노심출력에 더하여 모델함.
** SIAS: Safety Injection Actuation Signal

표 2. SGTR 분석을 위한 울진 3,4호기 주요 가정 사항 (기본 사고 경위)

Parameter	Description	Remark
Break Location & Size	Steam Generator 1 tube guillotine break at hot-leg side in loop A	
Decay Heat Model	ANS79 Decay Heat Model	
Reactor Trip Signal Setpoint	Lo PZR Pr Trip Signal (12.15MPa) & CPC Aux. Trip Signal (Hotleg Saturation Temp. Trip)	
Turbine & MFW Trip	Linked with Reactor Trip Signal	
RCP Trip Setpoint	Linked with Reactor Trip Signal	
Availability of ECCS	No HPSI/ No SIT/LPSI(1/2)	
Availability of Secondary-Side	All SG (2)	
SG Control System	AFW(2)/MSSV(4)/ADV(4)/	

2.4 사고 시나리오

적용된 사고 시나리오는 HPSI 완전 상실을 동반한 증기발생기 전열관 1개 완전파단이다(Case 0). 사고 진행과정을 이해하기 위해서 동 사고의 경우 운전원의 행위는 고려하지 않았다. SGTR시 적용되는 비상운전절차(EOP)의 일반적인 조치사항중의 하나인 파손 증기발생기에 대한 고립조치 및 냉각 조치 등을 고려하지 않았다. 다만 표준원전에서 운전원 조치 없이 자동적으로 이루어지는 조치만을 고려하였다. 이러한 자동 조치로는 원자로 정지, 안전계통의 기동, 보조급수 기동, 터빈 정지, 그리고 터빈 정지에 따른 증기발생기 압력 유지를 위한 우회계통 자동 기동 등이 있다. 이외에 SGTR 사고는 2차측으로의 원자로 냉각재의 누설로 인한 냉각재 보충하기 위한 조치 중에서 HPSI는 완전 상실로 가정하였기 때문에 이용할 수 없다. 충전 계통을 이용한 충전 유량은 보수적 가정을 이용할 경우 비안전 계통으로 고려되지 않지만 최적 해석을 위해서 최대 유량으로 충전하는 것으로 가정하였다. 충전 유량이 없는 경우는 민감도 분석의 하나로서 추가하였다 (Case

1). 분석 시간은 PSA에서 일반적으로 적용하는 24 시간을 적용하였다[ASME, 2001]. 그리고 보조급수가 기동되지 않는 경우를 보조 분석으로 추가하였다 (Case 2).

3. 해석 결과

3.1 기본 사고 (Case 0)

기본 사고 (Case 0)에 대한 분석 결과를 그림 1에서 그림 8에 나타내었다. 사고진행과정은 우선 전열관 파단이 발생후 가압기 수위가 급속히 감소하기 시작한다(그림 3). 95초후에 CPC 보조 원자로 정지 신호인 고온관 포화온도 신호에 의해서 원자로 정지가 발생한다(그림 1). 분석결과 가압기 저 수위, 가압기 저압력 신호에 의한 원자로 정지나 고온관 포화온도에 의한 원자로 정지 신호는 유사한 시점에서 발생하지만 본 연구에서는 고온관 포화온도가 먼저 발생하는 것으로 나타났다. 원자로 정지후 주급수 및 터빈 정지가 발생한 후 터빈 우회계통에 의해서 증기발생기의 압력은 대략 80 기압에서 안정화된다(그림 2). 이후 정상 증기발생기의 수위가 감소하고 증기발생기 저수위에 의한 보조급수 작동 신호가 발생하고 해당 증기발생기의 보조급수가 공급된다(그림 3). 이 시점에서 보조급수에 의한 20°C 찬물의 공급은 상당한 냉각효과를 유발하기 때문에 그림 2에서와 같이 해당 증기발생기의 압력이 일시적으로 감소하고 온도도 내려간다. 그러나 운전원에 의한 조치가 없기 때문에 자동 증기 우회 계통 설정치인 80 기압까지 압력 및 온도가 재 상승한다. 파손 증기 발생기의 경우 원자로 냉각재 누출량에 의해서 증기발생기 수위가 일정수준을 유지하므로 이때까지 해당 보조급수는 작동하지 않는다(그림 3). 냉각재 누출량은 그림 2에서와 같이 1차계통의 압력이 급격히 감소함에 따라 줄어든다(그림 4). 누출량의 감소로 파손 증기발생기의 수위는 감소하기 시작하여 대략 6시간이 경과한 후에는 증기발생기 저수위에 의한 해당 보조급수의 작동한다. 이때도 건전한 증기발생기에서 나타난 현상과 유사한 열수력적 거동을 보인다. 이때는 일시적인 일차계통의 압력 감소 및 누출량 감소로 충전유량에 의해서 가압기 수위가 일시적으로 회복된다(그림 3). 이후에는 특별한 변화가 발생하지 않고 누출유량 및 대부분의 열수력적 거동은 일시적인 안정상태에 도달하고 24시간까지 지속된다. 그림 5의 RCS 내의 주요지점의 유량을 보면 일정한 유량을 유지하는 것으로 보아 자연대류에 의한 원활한 흐름이 유지되고 있음을 확인할 수 있다. 그림 6의 누적 유출량은 24시간후 600 톤에 이르러 RCS 평가 재고량 220 톤의 3배에 이르지만 충전유량을 고려할 때 순 누출량은 대략 80~100 톤 정도 된다. 노심손상을 평가하는 Hottest Rod에서의 피복관 온도는 온도 상승은 발생하지 않고 노심손상기준 온도 1205 °C 보다 상당히 낮은 300 °C를 유지한다.

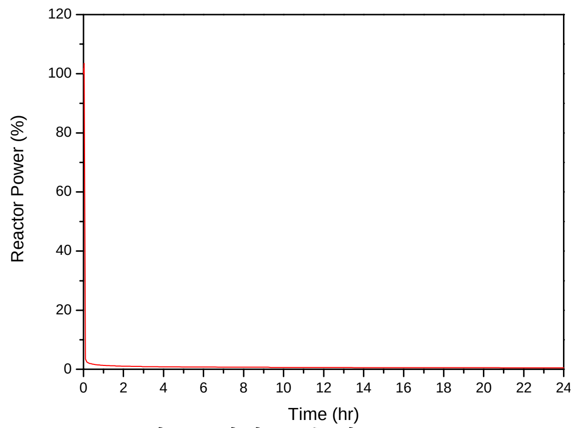

그림 1. 원자로 출력 (Case 0)

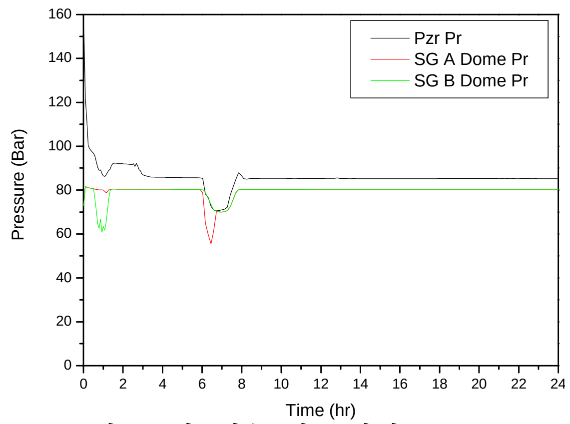

그림 2. 1차/2차측 계통 압력 (Case 0)

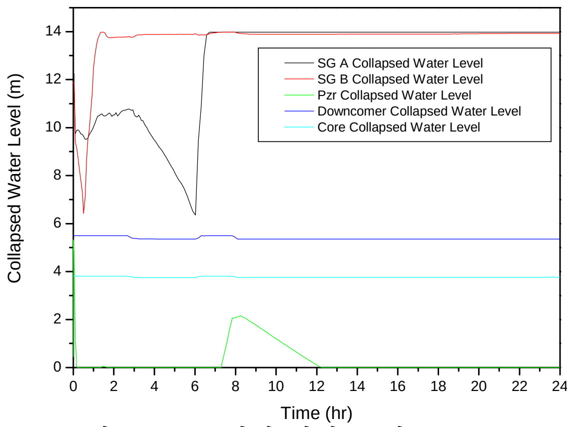

그림 3. 주요 지점 환산 수위 (Case 0)

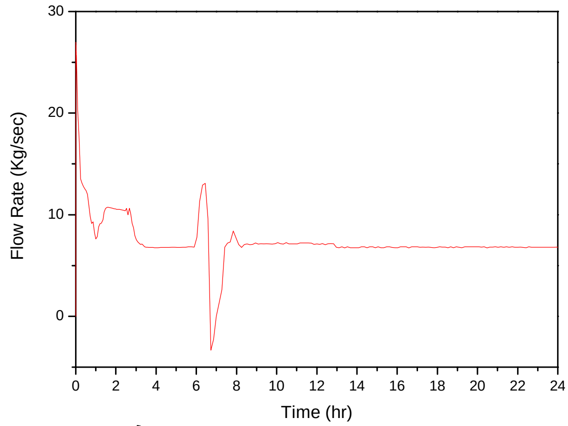

그림 4. Break Flow Rate (Case 0)

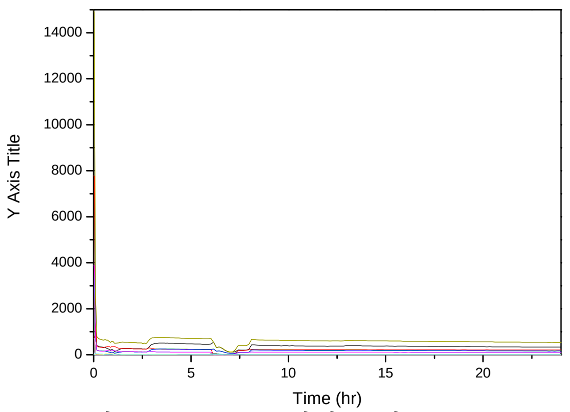

그림 5. RCS 주요 지점 유량 (Case 0)

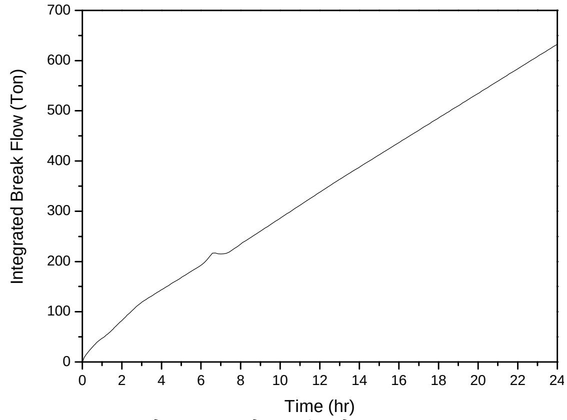

그림 6. 누적 누출량 (Case 0)

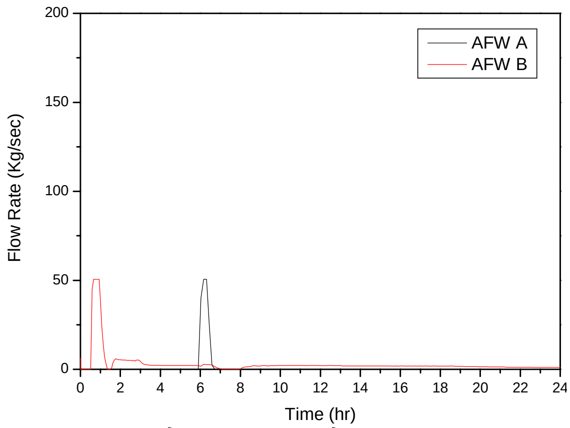

그림 7. AFW 유량 (Case 0)

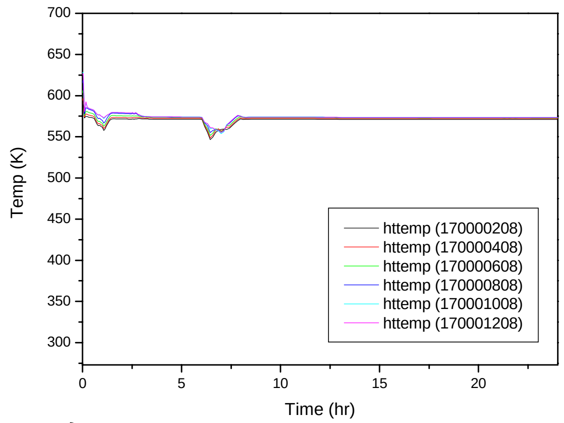

그림 8. Hottest Rod Cladding Temp. (Case 0)

3.2 충전 유량을 고려하지 않은 경우 (Case 1)

충전 유량을 고려하지 않은 경우에 대한 결과는 그림 9에서 그림 16에 수록하였다. 이 경우는 대략 기본 사고 경위(Case 0)와 유사하게 나타났다. 그러나 몇 가지 점에서 차이가 발생하는데 다음과 같이 이유에서 발생하는 차이로 생각된다. 첫째 코드 분석상에서 충전수의 조건(190 기압, 295 °C)을 고정하고 분석을 수행하였다. 이로 인해서 기본 사고 경위(Case 0) 분석에서는 파손 증기발생기의 보조급수가 공급된 이후에도 RCS 압력을 일정하기 유지하는 역할과 노심잔열외의 추가적인 열원을 공급하는 것으로 생각할 수 있다. 그러나 충전 유량을 공급하지 않는 본 경우(Case 1)의 경우 이러한 효과가 작용하지 않기 때문에 파손 증기 발생기의 보조급수 공급후 대략 5 시간 이후에는 RCS계통의 추가 압력상승이 발생하지 않는 것으로 생각된다(그림 10). 그림 14에서와 같이 터빈 우회 계통의 유량이 이후로는 형성되지 않는 것도 이러한 현상을 뒷받침한다. 그러나 그림 12 및 그림 14의 누출유량과 누적 누출량에서 확인할 수 있듯이 RCS 계통의 압력이 복원되지 않음으로 인해서 2차측에서 RCS 계통으로의 역 유량이 형성되는 것을 확인할 수 있다. 따라서 이 이후의 결과는 타당성이 낮다고 할 수 있다. 그림 13의 RCS 계통의 주요 지점에서의 냉각재 흐름에서도 이러한 점이 발견된다. 그럼에도 불구하고 RCS 재고량이 충분하기 때문에 노심 노출과 노심에서의 온도 상승은 발생하지 않는다(그림 15).

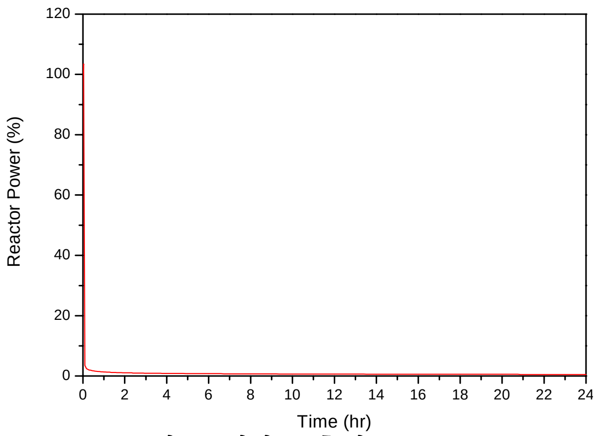

그림 9. 원자로 출력 (Case 1)

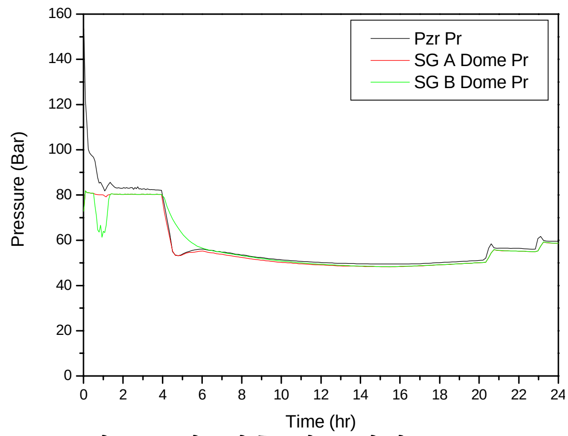

그림 10. 1차/2차측 계통 압력 (Case 1)

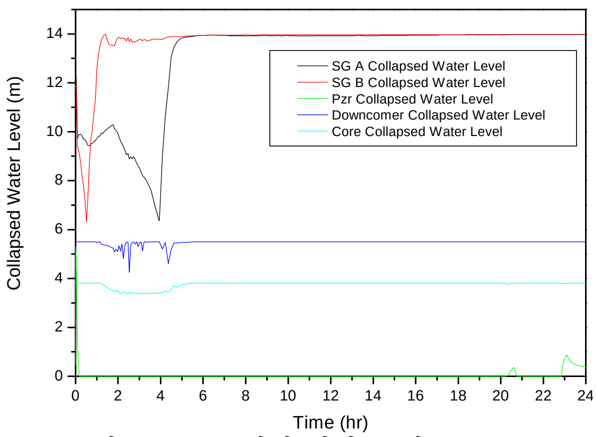

그림 11. 주요 지점 환산 수위 (Case 1)

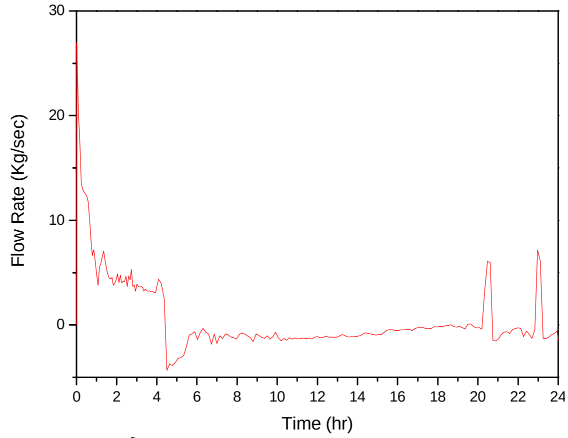

그림 12. Break Flow Rate (Case 1)

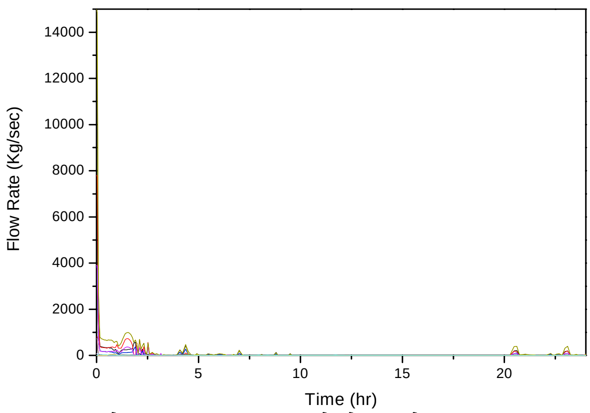

그림 13. RCS 주요 지점 유량 (Case 1)

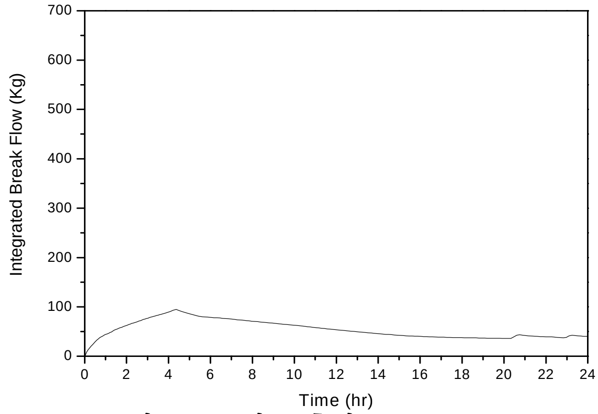

그림 14. 누적 누출량 (Case 1)

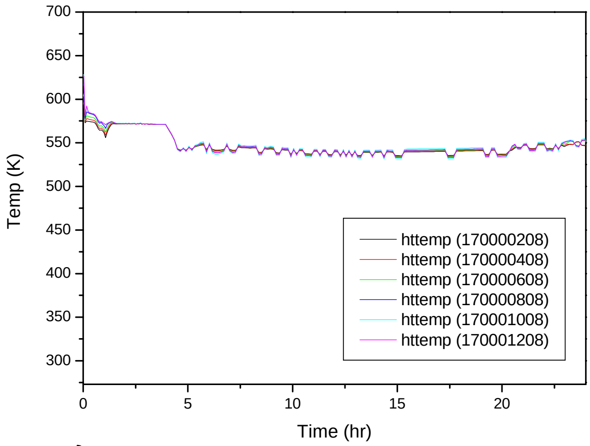

그림 15. Hottest Rod Cladding Temp. (Case 1)

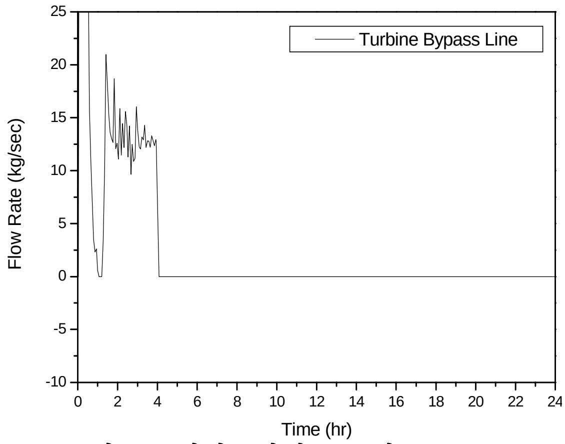

그림 16. 터빈우회계통 유량 (Case 1)

3.3. 보조급수계통 실패를 고려한 경우 (Case 2)

HPSI 완전 상실을 동반한 SGTR 사고시 보조급수계통의 실패는 노심잔열에 대한 열제거원을 상실한 경우로 PSA에서는 노심손상으로 간주되는 사고 경위이다. 본 연구에서는 열제거원이 있는 경우와 없는 경우의 차이점을 보이기 위해서 동 사고 경위를 보조 분석으로 추가 하였다. 보조급수계통 실패를 고려한 경우(Case 2)의 분석 결과를 그림 17에서 그림 24에 수록하였다. 그림24에서 확인 할 수 있듯이 보조급수가 공급되지 않는 경우는 증기발생기의 고갈(그림 19)로 인해서 추가적인 열제거원을 확보 실패로 RCS 압력이 급격하게 상승하고(그림 18) 이로 인한 노심노출(그림 19)이 발생하고 Hottest Rod의 피복재 온도가 노심손상기준이상으로 상승한다[2].

---

[2] 본 분석에서는 코드입력의 제한으로 대략 4.5시간후 코드 실행이 중단되었다.

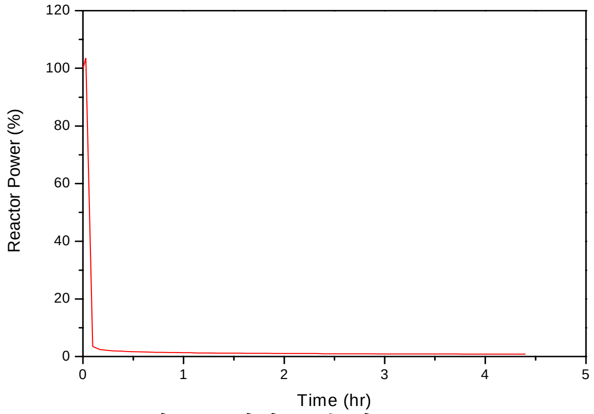

그림 17. 원자로 출력 (Case 2)

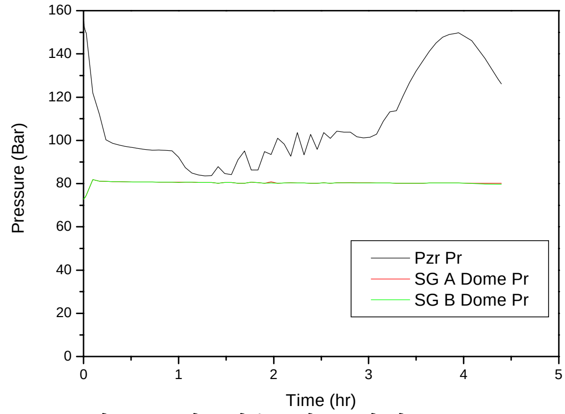

그림 18. 1차/2차측 계통 압력 (Case 2)

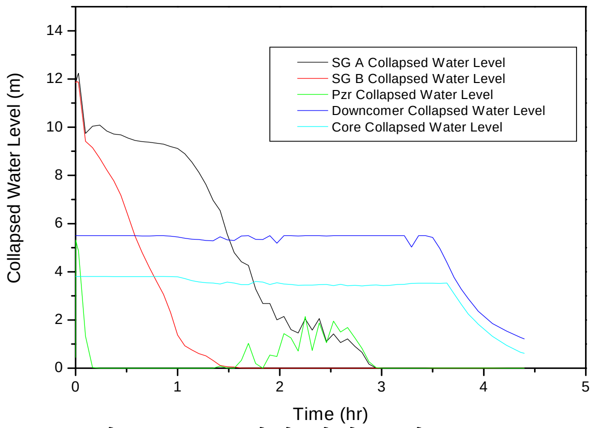

그림 19. 주요 지점 환산 수위 (Case 2)

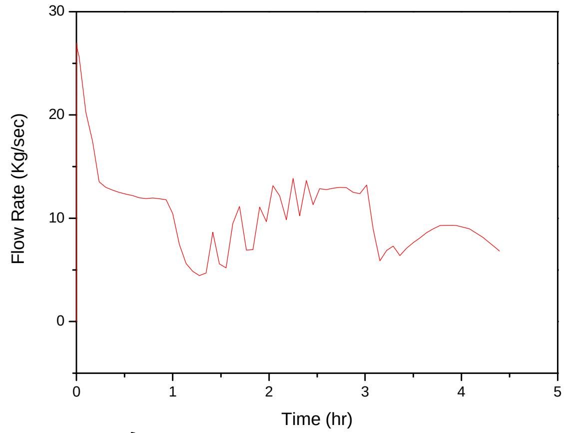

그림 20. Break Flow Rate (Case 2)

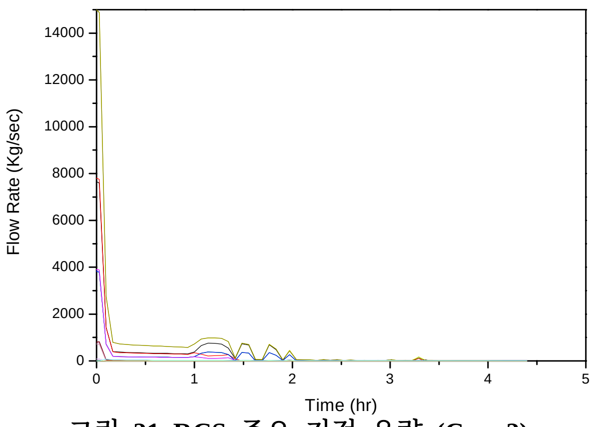

그림 21. RCS 주요 지점 유량 (Case 2)

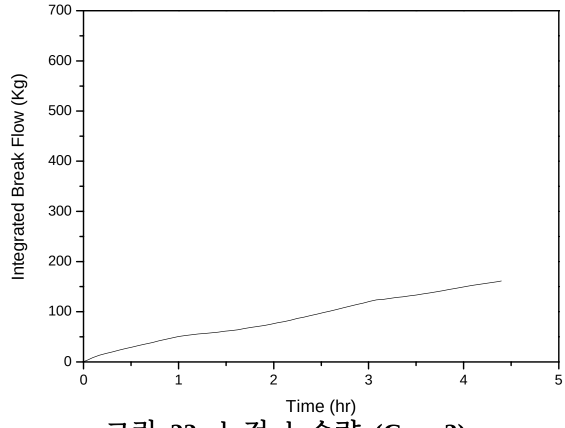

그림 22. 누적 누수량 (Case 2)

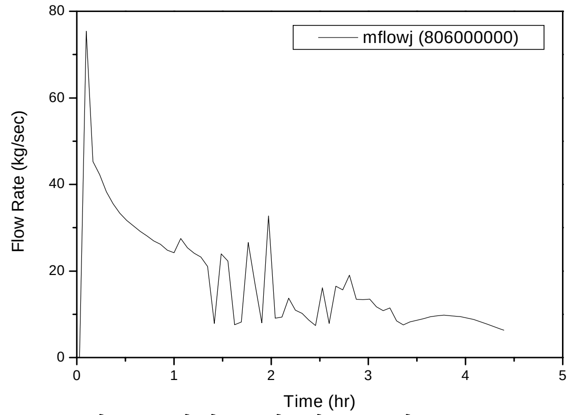

그림 23. 터빈 우회 계통 유량 (Case 2)

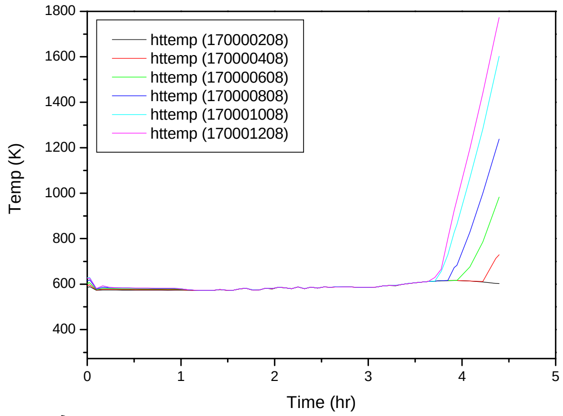

그림 24. Hottest Rod Cladding Temp. (Case 2)

4. 결론 및 논의 사항

기존 PSA 평가에서 보수적으로 평가된 대표적인 사고경위중의 하나인 HPSI 완전 상실을 동반한 SGTR 사고에 대한 최적 PSA 모델을 개발하기 위한 일환으로 상세 열수력 분석을 수행하였다. 분석 결과는 운전원의 개입이 없는 조건에서 1 단계 PSA 분석 요건인 24시간 동안 노심손상에 이르지 않고 일정한 고압상태를 유지하는 것을 확인할 수 있었다. 기존 PSA에서 평가에서 동 사고경위에 대해서 노심손상 사고경위로 평가한 것은 본 결과를 근거로 하였을 때 보수적으로 평가되었음 확인할 수 있다. 또한 이러한 분석결과는 동 사고경위에 대해서 원전의 안정상태로 이르기 위해서는 운전원의 개입 및 추가적인 조치가 필요하다는 것을 의미한다.

충전 계통은 비안전계통으로 일반적으로 열수력 분석시 보수적인 입장에서 고려되지 않지만 최적 평가를 위해서는 이에 대한 고려가 필요하다. 충전유량을 고려하였을 경우와 고려하지 않았을 경우에 차이가 발생하였지만 장시간 분석에서는 후반기에 대한 결과의 신뢰성이 크지 않음에도 불구하고 두 경우 모두 노심에 주는 영향이 미미함을 확인할 수 있었다.

보조급수계통이 작동하지 않는 경우는 사고 발생시 열제거원의 완전상실을 의미하는 사고 거위로 노심손상이 발생하는 것을 확인할 수 있었다. 이 사고 경위는 동 사고 경위와 다르게 PSA 모델에서 취급되어야 함을 보여주고 있다.

본 분석에서 기존 PSA에서 일반적으로 채용되고 있는 SGTR에 대한 분석은 보수적으로 평가되었으며 상세 열수력 분석을 통해서 최적 분석이 수행될 수 있음을 보여주고 있다. 그러나 이러한 잠정적인 결과는 실제 PSA 모델에 있어서 비상운전절차에 따른 운전원의 조치들이 고려되지 않고 있기 때문에 이에 대한 추가적인 분석이 필요할 것으로 판단된다. 즉 본 사고 경위에 대한 최적의 PSA 를 수행하기 위해서는 추가적인 열수력 분석을 통해서 SGTR 사고에 대한 열수력 거동에 대한 이해증진이 선행되어야 하며, 여기에 따른 운전원 조치의 적합성에 대한 평가, SGTR 사건 수목의 개선 및 성공기준의 재 분석, 운전원 행위에 대한 인간신뢰도 평가 등에 대한 개선 작업이 수행되어야 할 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부에서 지원하는 원자력 중장기 연구 개발 계획의 일환으로 수행되었다.

참고문헌

[이원재, 2002] 이원재 외 24인, “최적열수력계통분석코드개발,” 원자력 열수력 실증실험 및 평가기술 개발, KAERI/RR-2235/2001, 한국원자력연구소, 과학기술부, 2002

[KEPCO, 1996] *울진 3,4호기 최종안전성분석보고서*, 한국전력공사, 1996

[KEPCO, 1998] *울진 3,4호기 확률론적 안전성 평가*, 한국전력공사, 1998

[KHNP, 1997] *울진 3,4호기 비상운전절차서*, 한국수력원자력㈜, 울진 2 발전소, 1997

[ASME, 2001] “Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” Draft, The American Society of Mechanical Engineers, 2001

[Watanabe, 1997] Watanabe, Norio, “Accident sequence precursor analyses for steam generator tube rupture events that actually occurred,” Reliability Engineering and System Safety, Vol. 57, pp. 281-297, 1997