2003 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

고압안전주입 완전상실을 동반한 소형파단 냉각재상실사고시 급속감압운전에 관한 열수력 분석

Thermal Hydraulic Analysis of Aggressive Secondary Cooldown in Small Break Loss of Coolant Accident with Total Loss of High Pressure Safety Injection

한석중, 임호곤, 양준언
한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

초 록

최근 원전의 확률론적 안전성 평가(PSA)는 위험도 정보 활용(RIA)의 기반 기술로서 다양한 분야에 적용되고 있다. 본 연구의 주요 관심 사항은 RIA에 적용할 수 있는 표준 원전(KSNP) PSA 모델 개발을 지원하기 위해서 주요 사고 경위 및 성공 기준에 대한 상세 열수력 분석을 제공하는 것이다. 본 연구의 주목적은 고압안전주입(HPSI) 완전상실을 동반한 소형파단 냉각재상실사고(SBLOCA)시 급속 감압(ASC)운전의 성공 기준을 도출하고 관련된 열수력 거동 및 현상에 대한 이해를 높이는 것이다. 사고 시나리오는 2인치 저온관 파단 냉각재상실사고로써 HPSI 계통이 완전 상실되고 1/2 LPSI 작동 조건에서 원자로 정지 후 15분에 55.6°C/hr (100°F/hr)의 제한된 냉각율로 급속 감압 운전을 수행하는 것으로 분석 결과는 1.5시간 동안의 ASC 운전후 노심 손상 제한치인 최고온도 연료봉의 PCT가 1204.4°C (2200°F)를 넘지 않고 저압안전주입에 성공하였다. 적절한 급속 감압 운전이 유지되는 가정하에서 표준 원전의 PSA에 적용된 급속 감압 운전시의 성공 기준보다 완화된 최적 성공 기준을 도출할 수 있었다. 그러나 급속 감압 운전의 열수력 거동에 미치는 영향으로 인해서 성공 기준에 대한 불확실성을 정성적/정량적으로 평가할 필요성이 있다.

Abstract

Recently, Probabilistic Safety Assessment (PSA) has being applied to various fields as a basic technique of risk-informed applications (RIA). To use RIA, the present study focuses on the detailed thermal hydraulic analyses for major accident sequences and success criteria to support a development of PSA model for Korea standard nuclear power plant (KSNP). The primary purpose of the present study is to evaluate the success criteria of aggressive secondary cooldown (ASC) in small break loss of coolant accident (SBLOCA) with total loss of high pressure safety injection (HPSI) and to enhance the understanding of related thermal hydraulic behavior and phenomena. The accident scenario was 2 inch coldleg break LOCA without HPSI, with 1/2 low pressure safety injection (LPSI), and performing ASC limited by 55.6°C/hr (100°F/hr) cooldown rate at 15 minute after reactor trip, which successively reaches the LPSI condition for about 1.5hr after starting ASC operation with the peak cladding temperature (PCT) of the hottest rod below the core damage criteria 1204.4°C (2200°F). In the present study, more relaxed success criteria than the previous PSA for KSNP could be generated under an assumption that operator should maintain the adequate ASC operation. However, it is necessary to evaluate uncertainties arisen from the related parameters of the ASC operation.

1. 개 요

최근 원전의 확률론적 안전성 평가(PSA)는 위험도 정보활용(RIA)의 근간으로써 다양한 응용

분야-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 분야로써 사고 경위에 대한 이해의 증진뿐만 아니라 계통의 성공 기준, 계통 및 운전원 임무시간의 설정을 위한 토대를 이룬다.

ASC 운전은 SBLOCA가 발생하였을 때 HPSI가 완전 상실되면 RCS의 냉각재 재고량을 유지하여 궁극적으로 노심 손상을 방지하고자-즉, RCS의 냉각재 재고량을 유지하고 잔열 제거를 수행하고자- RCS의 압력 및 온도를 SIT나 LPSI의 작동점까지 낮추기 위해서 증기발생기(SG)를 이용한 급속 감압 운전 방식의 한 유형이라 할 수 있다. 급속감압(ASC)운전은 PSA 모델링뿐만 아니라 사고 관리 전략의 수립에도 중요하게 고려되고 있다[한상훈, 1998; Liu, 2000]. SBLOCA 발생시 HPSI의 완전 상실을 가정하는 것은 이중상실의 개념이기 때문에 설계초과사고(Beyond DBA) 유형으로 간주된다. 그러함에도 불구하고 기존의 원전 운영 경험과 PSA 결과에 의하면 SBLOCA 발생시 HPSI의 완전 상실은 발생 가능성이 큰 사고 유형으로 간주되고 있다. 이러한 이유로 최근 10여년간 열수력 분석의 주요 이슈로서 제기되었으며 이에 대한 이해를 높이고 사고 관리 방안을 수립하고자 실험적 연구뿐만 아니라 해석적 연구도 수행되었다[Asaka, 1998; Clement, 1993; Kawanishi, 1991; Kumamaru, 1992; Larson, 1988; Liu, 1998; Liu, 2000; Nalezny, 1981; Noel, 1989; Streit, 1987; Watanabe, 1995; Wever, 1995; 최철진, 2002].

기존의 연구에 의하면 SBLOCA에 의한 가장 심각한 부적절한 노심 냉각은 HPSI의 완전 상실을 수반한 4 인치 이하의 파단 크기를 지닌 저온관 파단 사고였다. 이러한 상황에서 운전원 조치의 부재나 늦은 대응은 RCS가 SIT나 LPSI의 작동 압력까지 신속히 감압할 수 없게 한다. Liu, 2000 논문에 의하면 기존의 연구들은 이러한 상황에서 2차 계통 감압이 SIT의 작동 압력까지 RCS의 압력을 효과적으로 감압하는가의 여부를 조사하는 것과 핵연료의 일부가 이미 손상을 받은 상태에서 노심을 재충수 및 진화가 가능한가의 여부를 확인하는 것이 주요 관심사항이였다. 더욱이 SIT의 작동 후 RCS의 압력이 대규모의 노심 열상승이 발생하기 전에 LPSI 작동 압력에 이르는가를 조사하였다. SIT의 중지 후 RCS 압력이 LPSI 작동 압력에 도달하지 않으면 추가적인

표 1. 저온관 SBLOCA시 HPSI 완전 상실에 기인한 부적절 냉각 사고에 관한 세계 각국의 PWR 종합 계통 실험 장치의 회복 조치 행위 및 초기 조건

Reference	Facility	Break Size	Recovery Actions	Initiation Criteria
Kumamaru, 1992	LSTF		P[1]	Core start to heatup
Watanabe, 1995	LSTF		P	Core start to heatup
			S[2]	Core start to heatup
Streit, 1987	Semiscale MOD-2C	(0.5%->2 inch; 2.1%->4 inch)	S	1. Peak Cladding Temperature up to 811K
			R[3]	2. Peak Cladding Temperature up to 811K (1000°F)
			S	& Peak Cladding Temperature up to 950K (1250°F)
			S	3. PV water level drop to core top
Asaka, 1993	LSTF		PBF[4]	Core start to heatup
			PBF	Primary side full of water
Kawanishi, 1991	EOS		S	Core start to heatup before loop-seal clearing and system pressure remains unchanged
Clement, 1993	BETHSY	0.5%, 2%	S	Peak Cladding temperature up to 723K
Liu, 1998	IIST		S	PV water level drop to core top
			S	PV water level drop to 90% of core heated zone
Wever, 1995	PKL		S	System pressure remains unchanged within 30min
Noel, 1989	BETHSY		S	600s after HPSI signal
Asaka, 1998	LSTF		S	600s after the break
IAEA, 1994	PMK-2	7.4%	S	setpoint (9.21MPa) +150sec

1 P: Primary-side depressurization
2 S: Secondary-side depressurization
3 R: RCP restart
4 PBF: Primary-side Bleed and Feed

노심 열상승이 있고 추가적인 운전원 조치를 필요로 하기 때문이었다. 이러한 문제의 관점에서 회복 조치를 취할 수 있는 가용 시간이 충분하게 제공되는 조건하에서 이른 시기의 회복 조치는 모든 핵연료의 과열을 방지할 수 있는 잠재력을 지닌 것으로 평가되었다[Liu, 2000]. 주요한 실험 결과 및 적용된 회복 조치는 Liu, 2000 논문 표 1을 인용하여 표 1에 수록하였다.

본 연구의 목적은 RIA에 적용할 수 있는 표준 원전 PSA 분석 모델 개발의 일환으로 열수력 분석 대상의 하나인 HPSI의 완전 상실을 수반한 SBLOCA시 ASC 운전에 대한 열수력 분석을 수행하는 것이다. 이를 통해서 관련된 열수력 현상에 대한 이해 증진을 도모하고, PSA 분석의 근거가 되는 사고 경위의 이해, 관련 계통의 성공 기준 작성, 급속 감압 운전의 적정 임무 개시 시간에 대한 평가를 수행하는 것이다[1].

표준 원전의 비상운전절차(EOP)에서는 SBLOCA시 HPSI의 완전 상실은 고려되고 있지 않다. 다만 RCS 재고량 및 압력 제어 단계에서 부적절한 노심 냉각 상태에 있으면 SG를 이용한 증기 배출 및 급수 조절을 지시하고 있다. 보다 일반적인 규정으로는 가압열충격(PTS)의 제한을 위해서 적용되는 LOCA 사고시의 급속 냉각 (Rapid Cooldown)의 규정으로 55.6°C/hr (100°F/hr)을 냉각율 제한치를 명시하고 있다. 따라서 표준 원전에 대한 분석 대상으로써 ASC는 이 규정에 따라 냉각하는 경우만으로 고려하였다. 본 분석에서는 상세 열수력 분석 코드로써 RELAP을 기반으로 개발된 MARS2.1 코드를 이용하여 급속감압운전에 대한 상세 열수력 분석을 수행하였다[이원재, 2002]. 분석은 표준 원전 중에서 울진 3,4호기를 대상 원전으로 선정하였다. SLOCA/ASC의 사고 전개 과정의 이해, 중요한 열수력 현상 및 변수의 이해를 도모하기 위해서 기본 시나리오를 선정하고 이에 대한 분석을 수행하였다.

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 HPSI, LPSI, 및 SIT가 연결되어 있다.

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 사항[2]은 각각 표 2 과 표 3에 제시하였다. 본 연구의 경우 가능한 보수적인 해석 경향을 배제하고 최적 해석을 수행할 수 있도록 기본 변수 및 초기 조건에 최적값을 사용하였다[3]. 붕괴열의 경우만 예외적으로

---

[1] PSA 분석에서 이용되는 LOCA 사고 군에 대한 분류는 일반적인 열수력 분석에서 적용되는 것과 다르게 일반적으로 2인치에서 6인치까지는 중형 LOCA 사고 군으로 분류하며, 2인치 이하를 소형 LOCA 사고 군으로 분류한다[KEPCO, 1997]. 이는 LOCA 사고시 사고 진행 과정의 유사성에 따라 분류한 것에 기인한다. 본 연구에서는 이러한 표준 원전 PSA 분류에 기초하여 2인치 이하의 LOCA 사고에 대한 급속 감압 운전을 대상으로 하였다.

[2] 기본 사고 시나리오 기준

[3] PSA 분석의 새로운 경향은 보수적인 해석을 지향하고 가능한 최적의 해석을 수행할 것을 요구하고 있다 [ASME, 2001]. 이러한 경향은 기본적으로 보수적인 방법을 적용할 경우 실제적으로 중요할지 모르는 사건의

1973년 ANS의 붕괴열 모델을 사용하였다. 공학적안전설비의 경우 EOP에 제시된 값을 사용하였다. 파단 부위의 누출에 대한 경계 조건인 격납건물의 압력은 2인치 이하의 SBLOCA로 가정하였으므로 누출 유량에 의한 격납건물 압력 상승이 크지 않으므로 고정 대기압으로 설정하였다.

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

Parameter	Description	Remark
Break Location & Size	2’’ Coldleg Break	
Decay Heat Model	ANS73 Decay Heat Model	
Reactor Trip Signal Setpoint	Lo PZR Pr Trip Signal (12.15MPa)	
Turbine & MFW Trip	Linked with Reactor Trip Signal	
RCP Trip Setpoint	Linked with Reactor Trip Signal	
Containment Boundary Condition	Fixed Atmosphere	
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)	
ASC Operation Initiation Time	Starting at 15min after Rx Trip	
ASC Operating Procedure	Cooldown Rate 55.6°C/hr	

2.3 ADV 제어 논리 모델

ASC 운전을 모델하기 위해서 원자로 정지 후 임의 시점에서 ADV를 이용한 증기 방출 운전을 시작할 수 있도록 모델하였다. 울진 3,4호기의 EOP에 의하면 증기 방출 운전인 급속냉각(Rapid Cooldown) 운전은 ADV, 터빈우회밸브(TBV)를 이용할 수 있다. 그러나 SBLOCA 시에는 격납건물 압력 상승으로 인한 주증기 차단 밸브(MSIV)가 작동하므로 주증기 배관의 MSIV 후단인 Common Header 뒤쪽에 위치한 TBV는 실제적으로 사용할 수 없다. 따라서 ASC 운전은 ADV만 가능한 것으로 가정하였다. ADV에 대한 제어 부분은 SBLOCA의 ASC를 모델하기 위한 핵심적인 모델로써 두가지 중요한 고려사항이 있다. 하나는 ADV 제어에 참고해야 하는 냉각율 제한 조건에 대한 것이고 다른 하나는 ADV 제어 방법에 대한 것이다.

2.3.1 ADV 제어 변수 선정: 냉각재 평균 온도 T_{AVG}

제한된 냉각율을 유지하기 위해서는 냉각율을 지시하는 계측 설비에 대한 모델이 필요하다. 냉각율의 점검은 주제어실(MCR)에 있는 노심온도 계측설비를 이용하여 점검한다. 냉각율 제어를

조합들이 보수적으로 평가된 특정 사건의 조합에 가려져 확인되지 않는 것을 방지하고, 실제적으로 주요한 영향을 주는 사건의 조합을 찾고자 하는 이유로 강조되고 있다.

위한 감시설비는 냉각재 평균 온도 T_{AVG}를 이용하여 수행한다. 신호 범위는 250°C ~ 350°C이다. 냉각재 평균 온도 T_{AVG}는 고온관 온도 T_H (TI-111X/121X)와 저온관 온도 T_C (TI-111Y/121Y)를 평균하여 지시한다. 즉,

$$T_{AVG1} = 1/2(T_{H1} + T_{C1}) \quad \textbf{(1.a)}$$

$$T_{AVG2} = 1/2(T_{H2} + T_{C2}) \quad \textbf{(2.b)}$$

$$T_{AVG} = 1/2(T_{AVG1} + T_{AVG2}) \quad \textbf{(3.c)}$$

로 계산된 T_{AVG}, T_{AVG1}, T_{AVG2} 중에서 평상시에는 T_{AVG}를 사용하다가 두 계측기 상의 편차가 발생하면 검사 후 이상 있는 쪽을 절체하여 건전한 쪽의 값을 사용할 수 있도록 전환이 가능하다. 본 연구에서는 양쪽 Loop의 평균 냉각재 평균 온도 T_{AVG}를 이용하는 것으로 가정하였다.

ASC 운전은 기본적으로 냉각재 평균 온도 T_{AVG}를 기준으로 냉각율을 맞추도록 모델하였다. 여기서 우선적으로 고려해야 하는 냉각재 평균 온도 T_{AVG} 계산 모델은 기본적으로 고온관과 저온관 Volume 모델에서 온도 변수를 추출하는 것이다. MARS2.1의 울진 3,4호기 입력 모델에서 동일 지점에 대한 온도 변수는 (가) Liquid Temperature (Tempf), (나) Gas Temperature (Tempg), (다) Heat Structure Temperature (Httemp) 세 가지로 구성되어 있다. 각각의 온도 변수는 ASC 운전 참조값으로 이용할 때 다음과 같은 특징이 있다. 여기서는 간략한 고찰 결과 (Insight)에 대해서만 요약하였다.

(가) Liquid Temperature (Tempf)는 이상 유동 모델에서 액체상의 온도를 나타내며 본 분석과 같이 LOCA의 경우 재고량 감소로 해당 Volume이 기체 상태인 Voidg 변수가 거의 1에 가깝게 되면 Tempf는 그 압력에서의 포화 온도를 표시한다. 따라서 기체 상태에 이르면 Tempf는 Volume의 정확한 온도를 예측하지 못하는 결점을 보인다.

(나) Gas Temperature (Tempg)는 이상 유동 모델에서 기체상의 온도를 나타내며 해당 Volume이 과냉각 (Subcooled) 상태에서는 그 압력에 대한 포화 온도를 나타내기 때문에 과냉각 상태에서 Volume 정상적인 온도 상태를 나타내지 못한다. 그러나 본 분석의 경우 사고 시작 후 짧은 기간 내에 냉각재가 포화상태에 이르므로 초반에는 큰 무리 없이 사용하는 것이 가능하다. 그러나 사고 진행 후반부, 열수력 현상이 Reflux Condensation으로 전이된 후에는 대부분의 고온관에 유동 정체와 증기 상태로 변화된다. 이때 Reflux Condensation에 의해서 SG에서 냉각된 유동의 고온관 유입과 증기 유동의 일시적 증가 등의 현상에 따라서 Tempg의 급격한 변동 (Fluctuation)이 발생한다. Tempg는 실제 계측 설비가 아니라 모델상의 값으로 이러한 현상들이 급격한 변동으로 인해서 제어 자체가 어려워지는 결과를 초래한다. 따라서 Tempg는 후반부에 적용하는 데는 한계를 지니고 있다.

(다) Heat Structure Temperature (Httemp) 일반적으로 Httemp는 Volume과 연결과 Heat Structure를 표현하는 부속 모델이다. 구조물의 온도를 표현하는 관계로 유동의 상태에 따라 민감하게 반응하는 Tempf나 Tempg보다 Volume의 평균적인 상태를 나타내는 데 적합하다. 따라서 본 분석에서는 Httemp를 ASC 운전에 대한 제어 변수로 사용하였다.

이상과 같은 이유로 본 분석에서는 ASC 운전을 참조 값으로 냉각재 평균 온도 T_{AVG} 를 해당 Volume의 Httemp를 이용하여 산출하였다.

2.3.2 ADV 제어 논리 모델

ASC 운전시 냉각율 제한치인 55.6°C/hr (100°F/hr)의 냉각율을 유지하기 위해서는 ADV의 운전시 감시 변수인 냉각재 평균 온도 T_{AVG}를 참조하여 운전원이 조작을 수행하여야 한다. 이는 자동화된 설비가 아니기 때문에 분석 모델을 선정할 때 ADV 제어의 민감성을 고려하여 주의하여 모델하여야 한다. 본 연구에서는 이러한 운전원 행위를 감안하여 운전 모델을 선정하였다. 기본적으로 MARS 코드에서는 본 연구에서 모델한 것보다 간단한 방법으로 Time Dependent Junction을 이용하여 시간적인 변화를 고려할 수 있지만, 운전원의 제어 행위의 적합성을 검증할 목적으로 보다 실제적인 운전 방식을 고려하여 모델하였다.

기본적으로 냉각율에 제한받는 ADV 제어 방식으로써 3가지 유형을 고려하였다. 기본적인 잔여 온도차는 ADV의 개방 면적과 비례한다는 가정을 적용하였다. 운전 제어 방식은 (가) 최적 제어(Best-Fitting Control), (나) 비례적분제어(Proportional-Integral Control), (다) 보수적 제어(Conservative Control) 등을 고려하였다.

(가) 최적 제어 방식은 ADV 개방 면적 변화가 온도 변화에 따른 제한 냉각율에 비례하도록 제어하는 방식을 취하였다. 즉, n+1 스텝에서의 ADV의 개방 면적 A^{n+1} 은 n 스텝과 n-1 스텝에서의 온도차에 비례하도록 하였다. 이를 수식으로 표현하면 다음과 같다.

$$\begin{aligned} A^{n+1} &= A^n + \frac{\partial A}{\partial T}(a \cdot \Delta T^n - \Delta T^{n-1}) \\ &= A^n + 10^{-1}(\Delta T^n - \Delta T^{n-1}) + 10^{-5} \cdot \Delta T^n \end{aligned} \quad \textbf{(2)}$$

여기서 온도차 $\Delta T = T_{avg} - T_{ref}$ 이고, 냉각재 평균 온도 $T_{avg} = 1/2(T_{Hotleg} + T_{Coldleg})$ 이고, 참조 온도 T_{ref} 는 제한 냉각율 55.6°C/hr (100°F/hr)을 의미한다. $\partial A / \partial T$ 는 제어율로써 온도차에 대한 개방 면적비로 10%/°C를 적용하였다. a 는 민감도 조절 변수로 1/100000을 적용하였다.

(나) 비례적분제어 방식은 일반적인 제어 방식으로 ADV 개방 면적의 제어를 총 온도 변화에 비례하도록 제어하는 방식이다. 이를 수식으로 표현하면 다음과 같다.

$$A^{n+1} = A^n + 10^{-3}\Delta T^n + \int_0^t \Delta T dt \quad \textbf{(3)}$$

여기서 각 변수의 의미는 (가)와 같다.

(다) 보수적 제어 방식은 발전소의 운영 매뉴얼에 나와있는 일반적인 ADV의 제어 방식에 대한 설명을 기초로 작성하였다. 운영 매뉴얼에 의하면 ADV의 개방/폐쇄 속도는 1/20 NA/sec보다 크도록 되어 있다. 또한 온도차가 4°C 이상일 때는 완전 개방하도록 되어 있다. 즉, dA/dT = 1/4 NA/°C이다. 이상을 근거로 제어 방식을 구성하였는데, 우선 냉각재 평균 온도가 설정치보다 크면 개방하고 설정치보다 작으면 폐쇄하는 것으로 하였으며, 운전원의 인지 및 행동 시간을 고려하여 냉각율 제한치를 만족하기 위해서 2 분에 한번씩 조작하는 것으로 가정하였다. 이를 수식으로 표현하면 다음과 같다.

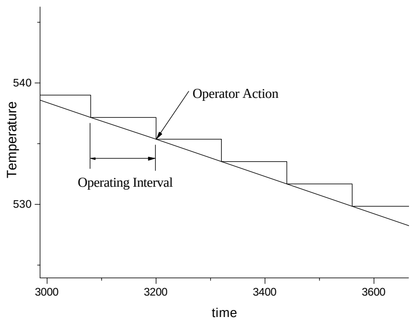

그림 1. 보수적 제어 방식에 대한 개념도

$$A^{n+1} = A^n + \frac{\partial A}{\partial T}\Delta T^n = A^n + \frac{1}{4}\Delta T^n \quad \textbf{(4.a)}$$

$$-\frac{1}{20}\Delta t \le \frac{1}{4}\Delta T \le \frac{1}{20}\Delta t \quad \textbf{(4.b)}$$

여기서 $\partial A / \partial T$ 는 위의 가정에 의해서 1/4가 된다. 위의 조작 방식을 간략하게 설명하면 그림 1와 같이 묘사할 수 있다.

기본 사고 시나리오의 경우는 이중에서 최적 제어 방식에 기초하여 해석을 수행하였다. 각 제어 방식에 대한 민감도 분석 결과를 추가하였다.

2.4 사고 시나리오

표준 원전의 HPSI 완전 상실을 동반한 SBLOCA 시 ASC 운전에 관한 열수력 분석 사고 시나리오는 기본적으로 입력 모델에서 언급한 기본 변수 및 가정 사항을 기초로 작성하였다. 기본 경우(Case 0)는 2인치 저온관 파단 LOCA로 가정하였다. ESF는 분석 시나리오의 가정에 따라 HPSI는 작동 불능 상태로 하였다. SIT 작동 여부는 민감도 분석에서 수행할 수 있으므로 불능 상태로 하였다. LPSI는 최소 작동으로 50% 가동인 (1/2) 작동 상태로 가정하였다. 2차 계통은 SG

두 계통이 모두 정상 운전 가능한 것으로 가정하였다. ASC 운전에 대한 모델은 원자로 정지후 15분에 ADV를 이용한 증기 방출 운전을 개시하는 것으로 가정하였다. SG의 보조 급수는 SG 수위에 따라 자동 조절되는 것으로 가정하였다. RCP 는 원자로 정지후 5분(300초) 경과 후 정지하는 것으로 가정하였다. EOP 냉각재상실사고 절차에 의하면 냉각재상실사고 확인 후 과냉각도가 유지되지 않으면 4 대의 RCP를 정지하는 것으로 규정되어 있으므로 이를 따랐다. 운전원의 확인 절차를 감안하여 5분의 여유 시간을 두고 설정하였다.

사고의 진행은 임의 시점에서 파단 발생으로 시작한다. 이후 냉각재 유출로 인한 RCS의 압력 감소로 가압기의 압력이 12.15 MPa (1762 Psia)에 도달하면 원자로 정지 신호 및 안전주입개시신호(SIAS)가 발생한다. 이 작동 압력은 정상적인 값으로 DBA 해석에서 사용하는 보수적인 값을 사용하지 않았다. 원자로 정지 신호 발생 후 3.1초 후에 실제적인 원자로 정지가 발생하도록 하였다. 원자로 정지후 약 1초 후에 터빈 및 주급수가 정지된다. 또한 주급수격리밸브(MFIV) 및 주증기격리밸브(MSIV)의 차단은 주증기격리신호(MSIS)에 의해 발생하는데 MSIS는 격납건물고압력에 의해서 발생한다. 본 모델에서는 격납건물고압력은 모델하지 않은 관계로 SIAS의 발생으로 MSIS가 발생하는 것으로 가정하였다. SIAS 발생 후 안전주입계통의 배열 조작 시간을 고려하여 약 21초 후 실제 안전주입이 시작되는 것으로 가정하였다. 그러나 HPSI는 작동 불능으로 가정하였으므로 실제 작동되지는 않는다. 보조급수는 안전주입개시신호로 작동을 시작하는 것으로 가정하였다. 작동 개시 후 실제 가동 시간을 고려하여 45초의 지연 시간(delay time)을 두었다. 사고 발생 후 SG 수위 조절을 위한 조치를 취해야 한다. SG 수위 조절은 증기 배출 및 보조 급수의 조절로 수행한다. 본 사고 시나리오에서는 ADV에 의한 급속 감압을 고려하였으므로 따로 증기 배출 운전은 고려하지 않았다. SG 수위 조절은 보조 급수 유량의 조절만을 고려하였다. ASC 운전의 시작은 원자로 정지후 15분(900초)에 시작되는 것으로 가정하였다. ASC 운전은 55.6°C/hr (100°F/hr)의 제한 냉각율을 유지할 수 있도록 모델하였다.

3. 해석 결과

3.1 기본 사고 경우

기본 사고 시나리오(Case 0)에 대한 결과를 일반적인 계통의 거동, 냉각재 재고량, 사고 진행 과정 동안의 주요 열수력 현상을 중심으로 기술하였다. 주요 열수력 현상 및 변수는 누출량과 안전주입계통의 주입 유량, ASC 운전과 관계된 변수 등이 있다. 주요 변수의 열수력 거동은 그림 2 ~ 그림 9에 나타내었다.

HPSI의 완전 상실을 가정한 SBLOCA에 대한 계통의 거동은 기본적으로 1차/2차 계통의 결합과 누출에 기인하는 초기 감압 단계와 이후 ECCS를 이용한 냉각수 충수를 위해서 취해지는 회복 조치에 의해 제어되는 후기 감압 단계로 구분된다. 그림 2은 파단 발생후 원자로 정지 시점을 보여주고 있다. 약 24초 후 원자로가 정지되고 이후는 붕괴열 곡선을 따라 출력이 자연 감소한다. 그림 3은 1차측과 2차측 계통 압력 변화를 보여주고 있다. 관련된 원자로 노심 (Core), 다운코머(Downcommer), SG의 환산 수위(Collapsed Water Level)의 변화는 그림 4에서 확인할 수 있다. 그림 5에서는 Hottest Rod에서의 PCT 변화를 확인할 수 있다. 그림 6은 ASC 운전이 55.6°C/hr의 냉각율을 유지하는지를 보여주고 있다. 그림 7은 ASC 운전에 따른 ADV의 개구율 (Valve Open Ratio)을 나타내었다. 그림 8, 그림 9은 ECCS의 유량-각각 HPSI, SIT, LPSI-을 표시하고 있다.

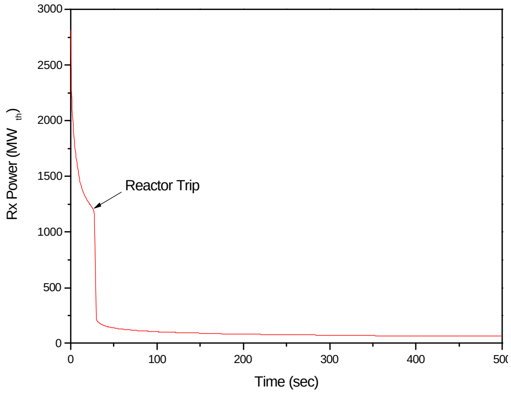

그림 2. 원자로 출력 (Case 0)

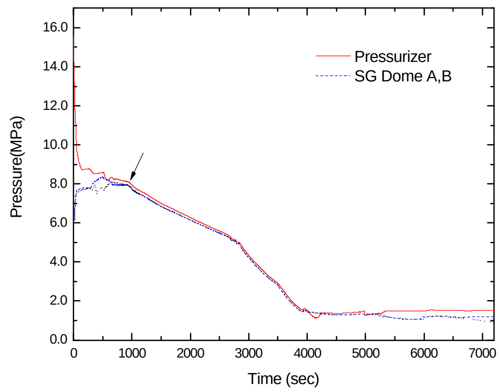

그림 3. 1차/2차측 계통 압력 (Case 0)

그림 3에서 사고 발생 초기에 RCS의 압력은 냉각재 누출과 2차측으로의 열전달에 의해서 급격하게 감소한다. 압력이 포화 압력에 이르면 압력 감소율이 일시적으로 줄어든다. 또한 2차 계통의 압력은 계통의 격리에 의해서 상승하다가 일차 계통과 비슷한 압력에서 멈춤으로써 평형 상태를 이룬다. 이후 ASC 운전이 개시되면 냉각율에 의해서 1차/2차측 압력이 감소하기 시작한다. 냉각수의 누출이 계속되면 RCS의 수위가 지속적으로 감소하여 RCS은 Reflux Condensation 이 시작되고 이때 고온관은 거의 증기로 채워진 상태가 지속된다.

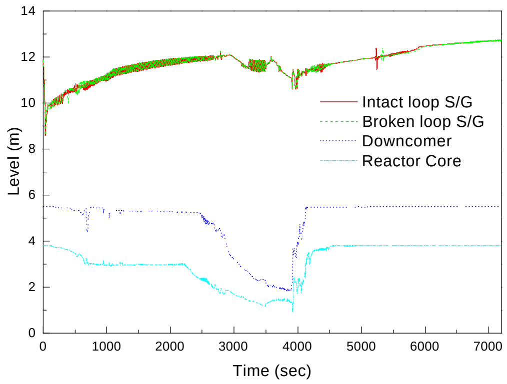

그림 4. 주요 지점 환산 수위 (Case 0)

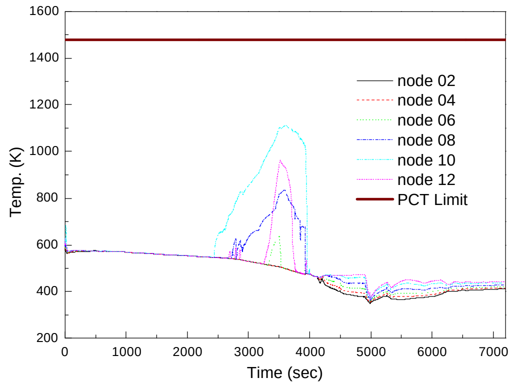

그림 5. Hottest Rod의 PCT (Case 0)

노심에서의 수위가 감소하기 시작하면서 노심 윗부분부터 열상승(Heatup)이 발생하고 급격한 온도상승이 일어난다. 그러나 1차계통의 압력이 LPSI의 작동시점인 1.59MPa (230psia)까지 감소하면 LPSI에 의한 안전주입이 시작된다. 안전주입이 시작되면 노심이 LPSI에 의해서 공급되는 20°C 찬물의 영향으로 급격하게 온도가 내려가고 노심 열상승이 멈춘다. LPSI 주입 이후는 찬물의 영향으로 T_{AVG}의 급격한 변동이 생기고 ASC 운전 제어 모델의 한계로 의미있는 결과를 나타내지는 않지만 대략 이후에는 냉각수 재고량이 복구되고 정지냉각진입조건까지 적절한 조치가 가능하다.

그림 6에서와 같이 55.6°C/hr의 냉각율은 노심의 열상승이 발생한 이후 LPSI의 작동이 이루어지기까지 무난하게 유지되는 것으로 확인할 수 있다. LPSI의 작동 이후에는 찬 냉각수의 주입으로 인하여 RCS의 급격한 냉각이 이루어짐으로 ADV를 폐쇄됨에도 불구하고 냉각율이 이탈하는 것으로 확인할 수 있다. 그림 7에서 사고 진행 과정 동안 Hottest Rod의 PCT의 상승은 일반적으로 노심손상으로 간주하는 제한 온도인 2200°F (1477K)보다 낮은 값을 나타내는 것을

확인할 수 있다.

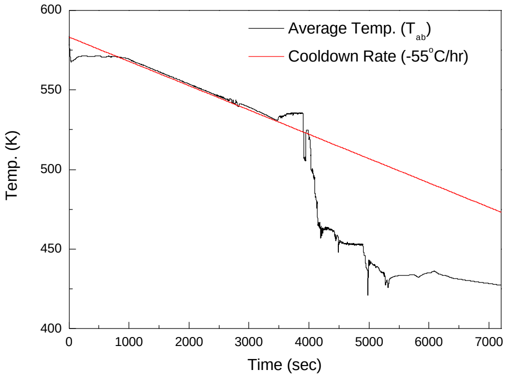

그림 6. 냉각율 (Case 0)

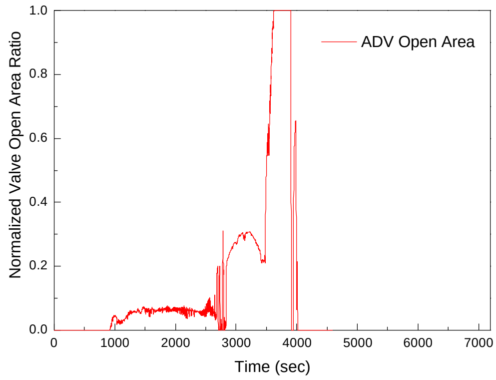

그림 7. ADV 개구율 (Case 0)

따라서 이 경우에 LPSI**의 작동만으로 노심 손상은 발생하지 않는 것으로 판단할 수 있다. 한가지 특이한 현상은** LPSI**가 작동하기 전에 노심 열상승이 일정 부분 정체되는 구간이 발생한다. 이는** ADV **개구율에서 최대가 되어 증기 방출 최대한으로 늘어남에 따라** SG**의 냉각이 증가하고** SG **일차측 관내의 증기들이 냉각에 의해서 급속히 감소함에 따라 노심에서 고온관으로 이어지는 부분에서의 증기 배출이 일시적으로 증가하고 이에 따라 노심에서의 냉각율이 증가하기 때문이다. 이에 대한 설명은** Liu, 2000**의 실험적 연구에서도 관찰된 사실로 코드가** 2**차측 증기 배출에 따른** SG **냉각 효과를 반영하고 있음을 반증한다. 따라서** ASC**에 의한 냉각이** LPSI**에 의한 냉각재 충수 이전에도 노심 열상승을 완화하는 효과를 나타낸다는 점을 확인할 수 있다.**

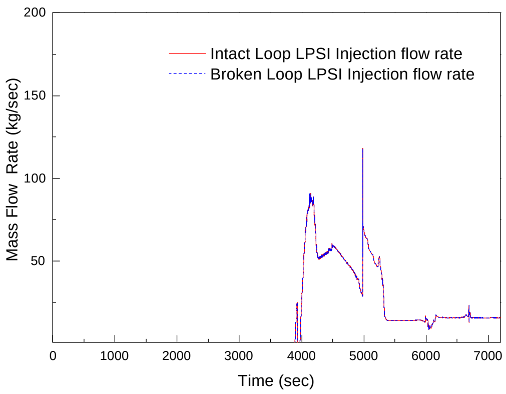

그림 8. LPSI 유량 (Case 0)

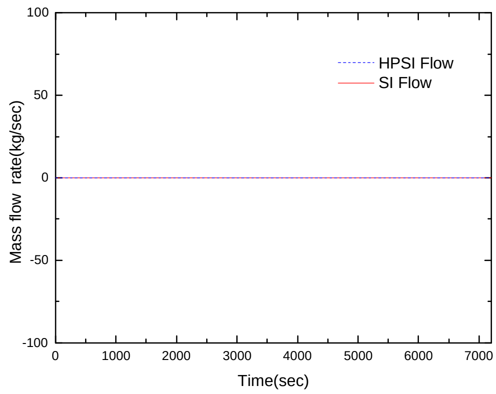

그림 9. HPSI & SIT 유량 (Case 0)

이상과 같이 기본 사고 시나리오에서 얻어진 결과는 PSA**에서 다루는** ASC **운전에 대한 사고 경위 및 성공 기준 분석을 수행하였으며, 기본 사고 경위에 대한 성공 기준으로는** 15**분내** ASC **운전을 수행할 수 있는 경우** 1/2 LPSI**의 작동만으로도** ASC**의 운전원 조치가 성공할 수 있음을 보였다. 이는 울진** 3,4**호기** PSA**시 적용하였던 한상훈,** 1998**의 보고서에서** MAAP **코드로 분석한 결과인** 15**분** ASC **운전을 개시할 경우** 2/4 SIT**와** 1/2 LPSI**의 성공 기준보다 완화된 결과이다.**

3.2 민감도 분석

3.2.1 냉각재 평균 온도 T_{AVG}

T_{AVG} 변수로써 코드에서 활용 가능한 온도 변수인 고온관/저온관의 기체온도(tempg), 액체온도(tempf), 열구조 온도(httemp)로 각각 설정하고 민감도 분석을 수행하였다. 기본 사고 시나리오(case 0)의 경우는 분석 결과를 바탕으로 구조물 온도(httemp)로 설정하였다. 다음은 액체온도(tempf)와 기체온도(tempg)를 이용한 민감도 분석 결과이다.

3.2.1.1 액체온도를 이용한 T_{AVG}

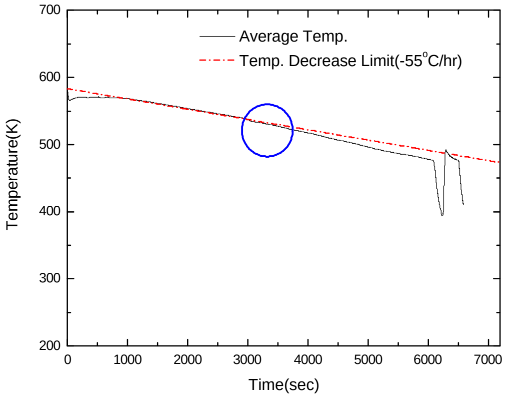

그림 10. 냉각율 변화 (TS01)

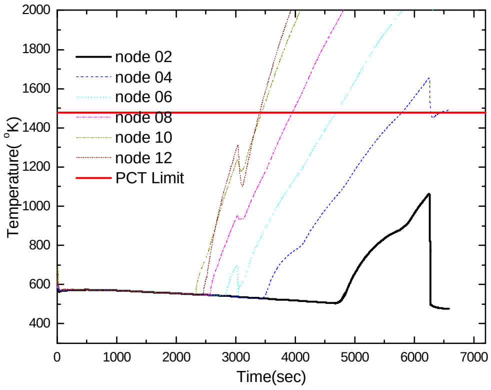

그림 11. Hottest Rod의 PCT (TS01)

Tempf 변수를 이용한 경우(TS01)에 대한 분석 결과는 주요 변수별로 그림 10과 그림 11에 나타내었다. T_{AVG}를 액체온도인 tempf 로 설정할 경우 고온관의 온도는 냉각재 재고량의 감소로 액체 상태가 없는 경우로 이행하여 tempf는 압력만 관계되는 포화 온도만을 나타내게 되므로 실제 고온관에서의 온도인 기체온도 (tempg)와 차이가 발생한다. 이에 따라 실제 상황하고는 다르게 중반부 이후에 T_{AVG}가 실제보다 감소함으로 ADV 제어에 의해서 개구율이 감소하여 필요한 냉각을 수행할 수 없게 되어 노심에서는 온도는 더욱 더 상승하여 노심 손상 기준치보다 PCT가 높아지게 된다(그림 11). 그림 10의 냉각율 변화에서 확인할 수 있듯이 원안에 나타나는 시점부터 실제 냉각율이 감소하게 된다. 결국 그림 11처럼 Hottest Rod에서의 PCT가 급격히 상승하여 노심손상 제한치를 넘는 결과를 보였다. 이러한 잘못된 제어에 따라 노심 노출이 지속되는 것을 확인할 수 있다.

3.2.1.2 기체온도를 이용한 T_{AVG}

Tempg 변수를 이용한 경우(TS02)에 대한 분석 결과는 주요 변수별로 그림 12와 그림 13에 나타내었다. T_{AVG}를 기체 온도인 tempg로 설정할 경우 고온관은 초기에는 과냉각도를 적절하게 나타내지 못하고 포화 온도로 나타난다. 그러나 본 사고 시나리오의 경우 RCS가 초기에 이후 급격하게 포화상태에 근접하므로 ASC 운전 개시 시간 이후에는 실제 온도를 적절하게 표현한다. 그러나 노심에서 열상승이 발생하여 고온 기체가 발생하고 reflux condensation 현상이 나타나고 고온관에서의 유동의 급격한 변화가 자주 발생하게 된다. 이때 증기 온도는 냉각 효과에 따라

변화가 급격하게 나타나고 ADV 제어의 불안정하게 되어 그림 12 냉각율은 원형에서와 같이 노심 열상승에 따라 급격한 변동을 초래하였다. 이에 대한 영향으로 그림 13 노심 Hottest Rod의 PCT가 잠시 동안이지만 노심 손상 제한치를 넘게 되는 것을 확인할 수 있다.

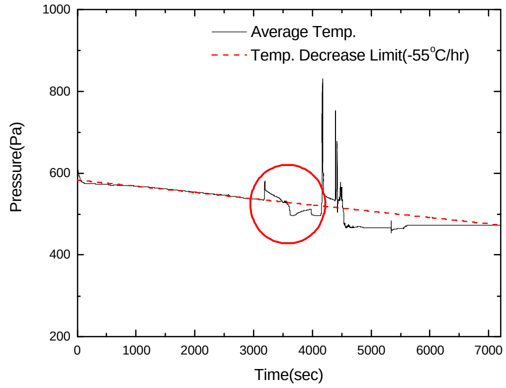

그림 12. 냉각율 변화 (TS02)

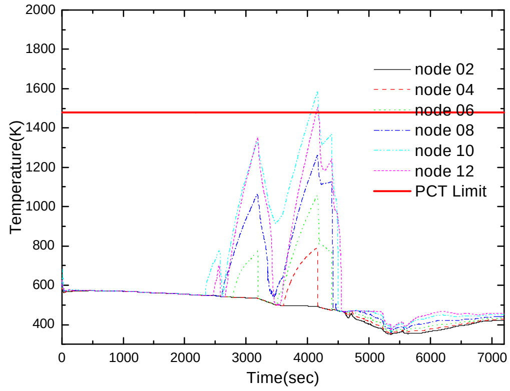

그림 13. Hottest Rod PCT (TS02)

3.2.2 ADV 제어 방식

ADV 제어 방식에 따라 노심 손상에 미치는 영향이 민감하다는 것을 확인할 수 있다. ADV 제어 방식에 대한 민감도 분석은 기본 사고 시나리오(Case 0)에서 적용한 최적 제어 방식 외에 두가지 방식을 수록하였다. 첫째는 비례 적분 제어 방식이고, 두 번째는 보수적인 제어 방식이다.

3.2.2.1 비례 적분 (PI) 제어 모델

비례적분 제어 방식을 ADV 제어 방식에 적용하였을 경우(CS01)의 주요 결과를 그림 14과 그림 15에 수록하였다. 우선 그림 14에서와 같이 제어 방식에 따른 냉각율은 약간의 요동이 있지만 전반부에 큰 문제없이 유지되는 것을 확인할 수 있다. 그러나 ADV 개방 특성이 단시간에서는 냉각율이 상승 감소를 반복하면서 압력 변화에도 급격한 변동이 나타남을 확인할 수 있다. 이때의 노심 열상승에 의한 Hottest Rod의 PCT는 후반부에 급격한 ADV 개방에 따라 열상승이 둔화되는 현상을 보이고 있다(그림 15). 따라서 이상에 결과는 ADV의 제어 방식에 따른 불확실성이 크다는 것을 반증하는 것이다. 따라서 정확한 성공 기준의 도출을 위해서는 이러한 문제를 고려하여 판단하는 것이 필요하다고 할 수 있다.

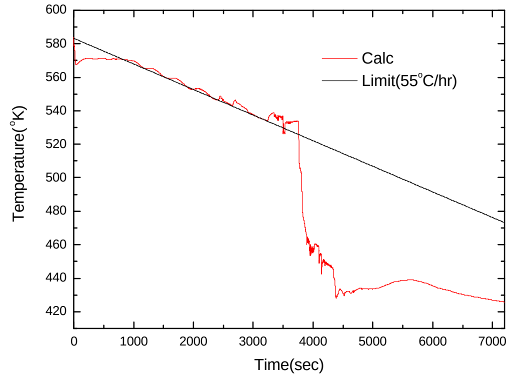

그림 14. 냉각율 (CS01)

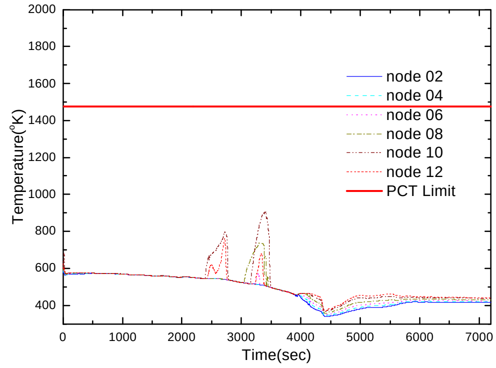

그림 15. Hottest Rod PCT (CS01)

3.2.2.2 보수적 제어 방식

보수적 제어 방식을 ADV 제어 방식에 적용하였을 경우 (CS02)의 주요 결과를 그림 16과 그림 17에 수록하였다. 우선 그림 16에서와 같이 제어 방식에 따라 전체적인 냉각율은 따르고 있지만 후반부로 갈수록 요동이 커지는 것을 확인할 수 있다. 그림 17에서와 같이 노심 열상승에 의한 Hottest Rod의 PCT는 급격한 ADV 개방마다 열상승이 둔화되는 현상을 보이고 있다. 이 제어 방식에 의한 결과도 역시 ADV의 제어 방식에 따른 불확실성이 크다는 것을 반증하고 있다.

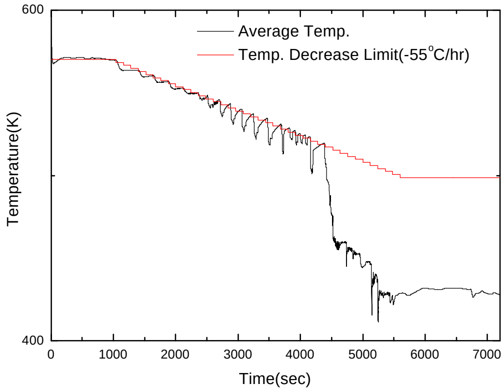

그림 16. 냉각율 (CS02)

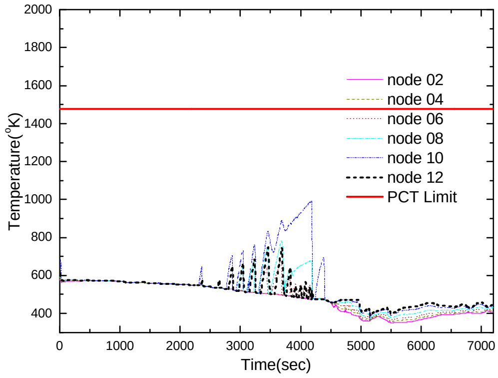

그림 17. Hottest Rod PCT (CS02)

3.3. 결과 요약

이상의 분석에서 얻은 고찰 결과를 요약하면 다음과 같다.

가) RCS 냉각재 재고량과 누출량 등이 노심손상을 예측하는 PCT를 기준으로 보았을 때 주요한 변수임이 확인되었다. 1차 계통의 총 냉각재 재고량은 사고 전개 후반부에 노심 노출로 인한 열상승에 결정적인 영향을 주는 것이 확인되었다. 냉각재 재고량의 유지는 파단 부위의 누출량에 의해서 결정되며, 이는 누출량을 예측하는 열수력적 모델에 따라 달라진다. 파단 크기는 전체 냉각재 누출량에 영향을 주고 누출량이 적은 경우 손실량이 작아서 노심 수위에 영향을 적게 줌으로 노심 노출 및 노심 열상승이 발생하지 않는다. 또한 RCP의 동작 여부는 누출량의 변화에 영향을 주며, 후반부의 노심 노출시에 RCP의 동작은 RCS의 유량 흐름을 원활하게 하여 노심노출에도 불구하고 열상승이 완화된다. 이러한 현상은 Liu, 1999의 논문에서도 확인되는 사실로써 회복조치의 하나로써 RCP의 재가동을 고려했던 연구도 포함되어 있다.

나) SG에서의 냉각 관련 변수인 보조급수의 동작 특성과 SG 수위 또한 주요 영향 변수이다. 2차 계통에서의 냉각 정도는 사고 진행 과정에 매우 중요하게 작용하고 있다. 특히 초기 이후 노심 내 수위 고갈 시에는 냉각재의 loop 순환이 제한적으로 변하고 대신에 증기발생기와 고온관, 노심으로 이어지는 부분에서 이상유동이 발생하여 reflux condensation이라는 열수력 현상과 유동 정체에 의한 급격한 노심 열상승이 관측된다. 그러나 이 현상은 증기 방출에 의한 2차 측 냉각시에는 SG 관내의 증기응축에 의해서 노심 증기 유량을 증가시켜 노심 열상승을 완화하는 작용을 하기도 한다. 따라서 2차 계통에 의한 냉각에 중요한 영향을 준다.

다) T_{AVG} 설정 변수 (tempf, tempg, httemp)에 의한 영향이 확인되었다. 실제 운전에는

주제어실의 고온관 및 저온관 온도 평균값인 T_{AVG}를 이용하여 냉각율을 유지하게 되어 있다. 코드에서는 각 측정 위치에서의 온도는 기체, 액체, 구조물 온도로 구성되어 있고 코드에서 계산에 이용되는 위의 세가지 온도 중에서 실제 운전시에 가장 적합한 온도로 맞춰야 한다. 본 연구에서는 최종적인 변수로 httemp인 heat structure 온도로 설정하였다.

라) ADV 제어 방식에 의한 영향이 확인되었다. ADV은 고유한 제어 방식과 EOP에 의하면 운전원이 필요한 경우 수동으로 조절하게 되어 있다. 이를 고려하여 코드상의 ADV 제어방식을 설정하였으나 앞에서 언급한 주요 민감 변수인 2차 계통의 냉각 능력에 지대한 영향을 주므로 결과적으로 ADV 제어 방식에 따라 결과가 민감하게 변화함을 확인하였다. 이는 운전원에 의한 제어 방식에 따라 노심 손상에 영향을 미칠 수 있음을 뜻한다.

4. 결론 및 논의 사항

표준 원전에 대한 HPSI 완전 상실을 동반한 SBLOCA시에 대한 회복 조치로써 ASC 운전을 고려한 열수력 상세 분석을 수행하였다. 본 연구는 성공 기준을 도출하고 관련된 열수력 거동 및 현상에 대한 이해를 높이는 것이다. 이 사고 시나리오에 대해서 노심 손상 방지를 위한 계통 성공 기준을 파악하고 운전원의 회복 조치와 관련된 임무 시간을 평가하였다. 분석 대상인 표준 원전 사고 시나리오는 2인치 저온관 파단 냉각재상실사고로써 HPSI 계통이 완전 상실되고 1/2 LPSI 작동 조건에서 원자로 정지 후 15분에 55.6°C/hr (100°F/hr)의 제한된 냉각율로 급속 감압 운전을 수행하였다. 분석 결과는 노심 손상 제한치 1204.4°C (2200°F)를 넘지 않고 저압안전주입에 성공하였다. 각 변수에 대한 영향은 다음과 같다.

가) 냉각재 누출량 및 재고량은 열수력 거동을 특징짓는 기본적인 변수로써 전형적인 소형파단 냉각재상실사고와 같이 누출량이 커질수록 노심 손상 시간이 빨라지는 것을 확인할 수 있었다.

나) 1차측 수위의 감소와 RCS Loop의 유동 정체에 따라 RCS의 주요한 열제거 현상은 SG-고온관-노심 간의 Reflux Condensation이 된다. 이 단계에서 SG의 증기 배출은 Reflux Condensation 현상에 의한 RCS 계통의 이상유동 특성에 급격한 변동(Fluctuation)을 초래하여 노심 열상승에 영향을 준다.

다) ASC 운전에서 제한된 냉각율을 유지하기 위해서는 운전원이 RCS의 냉각재 평균 온도 T_{AVG}를 관찰해야 한다. 냉각재 평균 온도 T_{AVG}를 생성하기 위해서 코드에서 제공하고 있는 세가지 온도 변수-액체온도 (tempf), 기체온도 (tempg), 열구조온도 (httemp)를 각각 적용하여 분석하였다. 각 온도 변수 중에서 열구조 온도가 가장 최적의 결과를 보여주었다. ASC 운전에서 3가지의 ADV 제어 방식- 최적 제어, 비례적분 제어, 보수적 제어 방식을 각각 적용하였다. 각 제어 방식은 열제거의 직접적인 영향에 따라 노심 노출 및 열상승에 영향을 주었다.

본 분석을 통해서 SBLOCA시 HPSI의 완전상실시에 국내 원전에 적용되는 제한된 냉각율의 ASC에 대해서 PSA 모델개발에 필요한 성공기준 및 임무시간 평가를 수행하였다. 본 분석 결과는 기존의 표준원전 PSA에 적용된 ASC보다 완화된 성공기준을 도출할 수 있었다. 그러나 ASC의 열수력 거동에 미치는 영향으로 인해서 성공기준에 대한 불확실성을 정성적/정량적으로 평가할 필요가 있다.

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

[최철진, 2002] 최철진 외, "위험도 정보를 이용한 미래 원전용 계통 설계방법론 개발," 3장 3절 및 첨부 1&3, 한국전력기술㈜ & 한국원자력연구소, 과학기술부, 2002

[한상훈, 1998] 한상훈, 박수용, 정원대, "울진 3,4호기 1 단계 PSA 별도 보고서," 한국원자력연구소, 1998

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

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

[Asaka, 1998] H. Asaka, Y. Anoda, Y. Kukita and I. Ohtsu, "Secondary-Side Depressurization During PWR Col-Leg Small Break LOCAs Based on ROSA-V/LSTF Experiments and Analyses," J. Nuclear Science and Technology, Vol.35, p.905, 1998

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

[Burchill, 1982] Burchill, William E., "Physical Phenomena of a Small-Break Loss-of-Coolant Accident in a PWR," Nuclear Safety, Vol. 23, No. 5, pp. 525-536, 1982

[CE, 1996] "Emergency Procedure Guidelines," CEN-152, Revision 4, Combustion Engineering Co., 1996

[Clement, 1993] P. Clement, T. Chataing, and r. Deruaz, "PWR Accident Management Related Tests: Some th Int. Topl. Mtg. Nucl. Reactor Thermal Hydraulics, Grenoble, France, October 5-8, 1993, pp. 1377, French Section of the American Nuclear Society, 1993

[Hong, 2002] Soon-Joon Hong, Jae-Hak Kim, Yong-Soo Kim, and Goon-Cherl Park, "Thermal-Hydraulic Analyses of Steam Generator Tube Rupture Accident for the KORI Nuclear Unit 1 Pressurized Thermal Shock Study," Nuclear Technology, Vol. 138, p.273, 2002

[Kawanishi, 1991] K. Kawanishi, A. Tsuge, M. Fujiware, T. Kohriyama, and H. Nagumo, "Experimental Study on Heat Removal During Cold Leg Small Break LOCAs in PWRs," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 28. pp.555, 1991

[Kumamaru, 1992] H. Kumamaru and Y. Kukita, "PWR Cold-Leg Small-Break LOCA with Total HPI failure-Effect of Break Area on Core Dryout and Intentional Depressurization for Prevention of Excess Core Dryout," J. Nucl. Sci. Technol., Vol 29, pp. 1162, 1992

[Larson, 1988] T.K. Larson and G.G. Loomis, "Semiscale Program: A Review of Mod-2 Results," Nucl. Safety, Vol.29, pp.150, 1988

[Liu,1998] T. J. Liu, C.H. Lee, and C.Y. Chang, "Experimental Investigation of Early Initiated Secondary Bleed-and-Feed on PWR Inadequate Core Cooling Accident Performed at the IIST Facility," Proc. 6th Int. Conf. Nuclear Engineering (ICONE-6), San Diego, California, May 10-15, 1998, ICONE-6017, American Society of Mechanical Engineers/Japan Society of Mechanical Engineers, 1998

[Liu, 2000] Liu, Tay-Jian, Chan, Yea-Kuang, Ferng, Yuh-Ming, and Chang, Chien-Yeh, "Experimental Investigation of Early Initiation of Primary Cooldown by Secondary-Side Depressurization in a PWR Inadequate Core-Cooling Accident," Nuclear Technology, American Nuclear Society, Vol. 129, No. 2, p.187, 2000

[Nalezny, 1981] C.L. Nalezny, "Summary of Nuclear Regulatory Commission' s LOFT Program Experiments," NUREG/CR-3214, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1981

[Noel, 1989] R. Noel and R. Deruaz, "2' Cold Leg Break at BETHSY Facility," Proc. European Nuclear

Society/American Nuclear Society Int. Conf. Thermal Reactor Safety, p. 441, 1989

[Streit, 1987] E. Streit, "Results of Semiscale Mod-2C Small-Break Loss-of-Coolant Accident without HPI (S-NH) Experiment Series," NUREG/CR-4793, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1987

[USNRC, 1987] "Format and Content of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactor," Regulatory Guide 1.154, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1987

[Watanabe, 1995] N. Watanabe, T. Tamakoshi, H. Takahashi, H. Kumamaru, and M. Hirano, "Analytical Study on Effect of Reactor Depressurization Measures During LOCA Sequences Followed by Loss of HPI in PWRs," Proc. 3rd Int. Conf. Nucl. Engineering (ICONE-3), Kyoto, Japan, April 23-27, 1995, p. 1303, American Society of Mechanical Engineers/Japan Society of Mechanical Engineers, 1995

[Wever, 1995] P. Wever, K.J. Umminger, and B. Schoen, "PWR-related Integral Safety Experiments in the PKL III Test Facility SBLOCA Under Beyond-Design-Basis Accident Conditions," Proc. 7th Int. Topl. Mtg. Nucl. Reactor Thermal Hydraulics, Saratoga Springs, New York, September 10-15, 1995, p.2856, 1995