

## 영광 3,4호기 시뮬레이터 실시간 NSSS모델 개발 및 검증

이명수, 이증근, 이용관, 김동욱, 이창섭, 조성제, 전황용  
전력 연구원(KEPRI)  
대전 광역시 유성구 문지동 103-16

노희천\*, 서종태\*\*, 손승완\*\*\*

\*한국과학 기술원, \*\*한국전력 기술(주), \*\*\*삼성전자(주)

### 요 약

운전원 훈련용 시뮬레이터의 국산화 개발 계획에 따라 영광 원자력 3,4호기 발전소 운전원 훈련용 시뮬레이터가 국내 최초로 개발되었다. STK(space and time kinetics)와 RETACT ( Real Time Advanced Core and Thermohydraulics) 코드를 이용하여 영광 3,4호기 시뮬레이터의 실시간 NSSS 모델을 생성하였다. 생성된 모델의 검증(Verification & Validation)을 위해 정상상태(Steady State)에서의 주요인자들이 ANS3.5의 오차범위내임을 확인하였다. 과도상태(Transient)의 검증을 위해 터빈정지 과도상태와 주증기 관파열(Main Steam Line Rupture)사고를 실제 발전소 시험 데이터 및 성능해석 코드(NPA)를 이용하여 분석한 결과와 비교하였다. 비교 결과 기준발전소의 반응과 큰차이 없이 운전원 훈련용 시뮬레이터의 규격인 ANS 3.5를 잘 만족함을 확인 할 수 있었다.

### 1. 서 론

한국형 원자력 발전소 시뮬레이터의 효시라고도 할 수 있는 영광 3,4호기 시뮬레이터는 그 동안 외국의 주 기기 공급자나 전문제작회사로부터 Turn-Key 베이스로 공급되었던 기존의 시뮬레이터와는 달리 전력 연구원(KEPRI)의 주도하에 ‘발전소 운전원 훈련용 모의제어반 국산화 개발’계획(일명 3- PACK Project)에 따라 국내 민간업체인 삼성 전자와 현대 전자가 S/W와 H/W부문개발에 각각 참여하여 개발되었다.

영광 #3호기 시뮬레이터의 NSSS 모델에 사용된 코드는 미국의 시뮬레이터 전문제작업체인 GSE 사의 노심코드인 STK(Space and Time Kinetics)와 열수력코드인 RETACT(Real Time Advanced Core and Thermal-Hydraulics) 코드가 이용되었다. STK는 1.5군 3차원(1.5 group 3-D) 노심 코드로서 여러 상태의 연소도에서 정상운전 상태와 사고시의 과도상태를 시뮬레이션 한다. RETACT은 이상류(Two Phase Flow), 리플렉스 보일링(Reflux Boiling), 포화상태에서 액체-기체간의 열적 불평형(Thermal Non-Equilibrium)등

을 실시간으로 모의할 수 있다.

본 논문에서는 영광 3호기의 핵심 모델인 STK와 RETACT코드의 기본 방정식과 특징에 대한 간단한 소개 및 개발된 영광 3,4호기의 시뮬레이터 NSSS 모델의 검증(Verification & Validation)을 위해 터빈정지 과도상태 및 주증기 관파열(Main Steam Line Rupture)사고를 성능해석 코드(NPA)를 이용하여 분석한 결과와 비교하고자 한다.

## 2. NSSS 모델

### 2.1 STK

원자로심의 STK 모델은 1.5군, 공간-시간(space-time)의존 3차원 중성자 평형 방정식으로부터 도출되었다. 노심의 핵연료 부분은 노드로 분할되었으며 각 노드별로 평형 방정식이 적용되었다. 원자로의 핵연료의 연소는 고려하지 않고 수명기간동안 운전되는 것으로 가정하였으며 노심의 연소효과는 강사 조작반에서 초기조건을 선정 부여하도록 하였다. STK는 Shape function을 계산하는 모듈과 Amplitude function를 계산하는 두 개의 주요 제어모듈로 구성되어있으며, Shape function 모듈은 1cps, Amplitude function 모듈은 4cps로 계산되어진다. STK 노심 모델은 원자로심의 연료부분을 축방향으로 12분할하고 반경방향으로 핵연료 다발수와 같은 177개로 분할하여 X-Y-Z 방향으로 전체 2,124개의 노드로 분할하고 3차원으로 중성자속을 계산하며, 제어봉 기능 비정상효과를 고려할 수 있도록 동적으로 제어능을 계산한다. 노드의 수량이 많으므로 중성자속 및 출력 분포의 예측이 정밀하게 된다. 노심 계통에 인터페이스(interface)되는 시스템을 살펴보면 노심에서 발생된 열을 제거하여 수송하고 증기를 발생시키는 열수력(TH)계통, 노심의 중성자속을 감시하고 출력상태를 감시, 제어하는 중성자속 감시계통(NIS), 원자로 출력을 제어하기 위한 제어봉 구동계통(RD)등에 연결되어 그림 1과 같이 연결 되어져 계산된다.

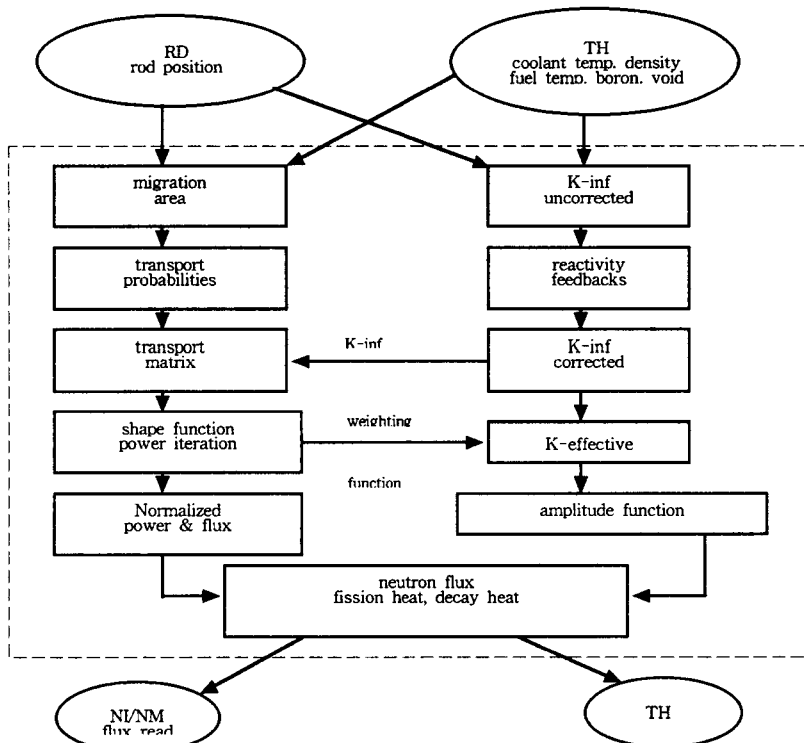


그림 1 STK 모델 계산 수행 및 Interface

## 2.2 RETACT

원자력 발전소의 실시간 모의를 위하여 도입된 RETACT 코드는 비평형, 1차원 열 수력 코드로 5개의 기본 보존방정식을 사용하고 있다. 즉, 2개의 질량, 2개의 에너지, 1개의 혼합 운동량방정식이다. 열수력 모델에서 구현하는 물리적 현상은 단상류, 이상류, 열전달(heat transfer)등으로 구분되는데 단상류에서는 유체의 자연순환(natural circulation), 강제순환(forced circulation), 분열 생성물의 방사능(fission product radioactivity), Zr, H<sub>2</sub>O 반응의 한 H<sub>2</sub> 생성등이 계산되며, 이상류(Two Phase Flow)에서는 Drift Flux Model을 사용하여 이상류 혼합으로 인한 펌프성능 저하등 증기를 생성하는 증기발생기 2차측과 가압기(pressurizer)등 액상과 기상이 존재하는 모든 지역에서의 유체의 거동을 계산한다.

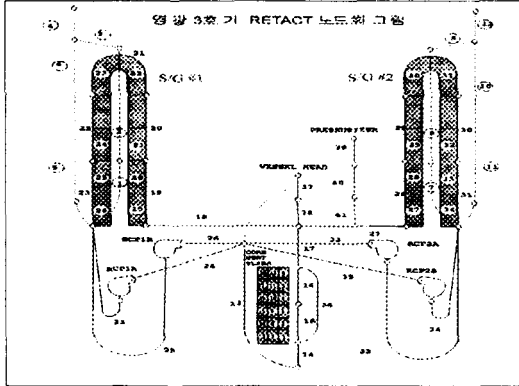


그림 2 영광 3,4호기 RETACT 노드

원자로 냉각재 계통을 원자로(reactor), 원자로 냉각재 펌프(reactor coolant pump) 및 가압기(pressurizer)를 29개 노드로, 각각의 증기 발생기(steam generator) 2차측 영역을 6개씩의 1차원 유로로 모의하였으며, 열전달은 노심 연료 부분을 축방향으로 18등분하여 총 34개의 열평판(Heat Slab)으로 나누어 핵연료(nuclear fuel)의 온도분포를 계산하였고, 각각의 증기발생기는 8개의 열평판(heat slab)으로 나누어 1,2차측의 열전달을 계산하였다. 그림 2는 그 노드화 그림이다.

## 3. 검증(V&V)

최초로 국산화 개발된 시뮬레이터 성능을 확보하고 품질을 유지하고 성능확인 및 검증(Verification and Validation)을 위해 개발수행 조직과 별도로 V&V Task Force 팀을 구성하여 정상운전시와 과도상태에 대해 검증작업을 수행하였다. 정상운전 상태(Steady State)에서 ANS3.5에 표시된 주요변수 오차가 범위이내(중요한 9개의 변수는  $\pm 1\%$ 오차이내, 11개의 변수  $\pm 2\%$ 오차이내, 기타 일반변수  $\pm 10\%$  오차이내)인가 표1과 같이 조사되어졌으며, 과도상태의 경우 기준발전소의 운전자료가 없을 경우 최적 해석코드(RELAP5)와 설계 성능 해석에 사용되는 NPA 코드를 이용하여 총 17가지 과도상태(Transients)의 경우에 대해 사고해석이 수행되어 비교중에 있다. 본 논문에서는 터빈 정지 과도 상태와 주증기관 파열사고에 대해 보고하였다.

### 3.1 정상 안정운전 상태(Steady State)

정상 안정운전 상태의 열출력(Heat Balance) 시험은 시뮬레이터의 출력별 운전 값이 기준발전소의 운전값과 같도록 하여 보다 정밀한 모델이 되도록 하기위해 100%,75%,50%,25% 시 마다 주요 변수들의 ANS3.5 오차범위(일반변수  $\pm 10\%$ , 9개의  $\pm 1\%$ 변수, 11개의변수  $\pm 2\%$ )확인하였다. 표 1은 100% 정상운전 상태의 각변수 값이 오차범위 이내임을 보여주고 있다. 또한 연속운전 안전성 시험을 위해 10시간 운전 후 각 변수들의 값이 2% 오차이내를

유지하는지, 시험하여 만족함을 확인 할 수 있었다.

표 1 정상운전시 주요 인자 시험결과

TAG	DESCRIPTION	DESIGN	PLANT	허용범위		단위	TEST결과
THPOWRFR	THERMAL POWER FRACTION	1.000					1.000
RC-TR-100(1)	RCS TREF	311.6	311.3	310.60	~ 312.60	℃	311.50
RC-TR-100(2)	RCS TAVG	311.6	311.15	310.60	~ 312.60	℃	311.40
RC-TI-111X	RCS THOT LOOP 1	327.3	324.6	326.30	~ 328.30	℃	326.90
RC-TI-121X	RCS THOT LOOP 2	327.3	324.6	326.30	~ 328.30	℃	326.90
RC-TI-111Y	RCS TCOLD LOOP 1	295.6	294.8	294.60	~ 296.60	℃	295.90
RC-TI-121Y	RCS TCOLD LOOP 2	295.6	294.8	294.60	~ 296.60	℃	295.90
MP-JI-107	GENERATOR MW	1049.0	1047.5	1028.0	~ 1070.0	mW	1068.0
NR-JI-007	EXCORE CHI CONTROL PWR	100.00	100.69	99.00	~ 101.00	%	99.87
RC-PI-190A	RCS PRESS	158.2	158.7	157.7	~ 158.8	kg/cm <sup>2</sup>	157.90
CV-FI-202A	LETDOWN FLOW	272.5	283.9	265.0	~ 280.0	ℓ /min	272.00
CV-FI-212A	CHARGING FLOW	333.0	337.1	327.0	~ 339.0	ℓ /min	332.90
RC-LI-110XA	PRZ LEVEL	52.6	49.8	51.6	~ 53.6	%	52.50
RC-TI-101	PRZ TEMP	347.5	344.9	343.5	~ 351.5	℃	344.30
MS-PR-1013A	SG 1 PRESS	74.76	76.70	73.69	~ 75.83	kg/cm <sup>2</sup>	74.80
MS-PR-1023A	SG 2 PRESS	74.76	76.00	73.69	~ 75.83	kg/cm <sup>2</sup>	74.80
MS-PI-1024	STEAM LINE PRESS	72.90	72.80	71.83	~ 73.98	kg/cm <sup>2</sup>	73.27
FW-LR-1111	SG 1 LEVEL(NR)	44	44.07	43.00	~ 45.00	%	44.14
FW-LR-1121	SG 2 LEVEL(NR)	44	43.54	43.00	~ 45.00	%	44.35
FW-LR-1113A	SG 1 LEVEL(WR)	79	74.27	78.00	~ 80.00	%	79.05
FW-LR-1123A	SG 2 LEVEL(WR)	79	74.44	78.00	~ 80.00	%	79.13
MS-FR-1014X	SG 1 STEAM FLOW	2.85	3.172	2.815	~ 2.885	e6kg/Hr	2.883
MS-FR-1024X	SG 2 STEAM FLOW	2.85	2.918	2.815	~ 2.885	e6kg/Hr	2.883
FW-FR-1112X	SG 1 FW TOTAL FLOW	2.85	2.950	2.815	~ 2.885	e6kg/Hr	2.907
FW-FR-1122X	SG 2 FW TOTAL FLOW	2.85	2.917	2.815	~ 2.885	e6kg/Hr	2.904

### 3.2 과도상태(Transient)

100% 초기운전조건에서 17가지 과도상태(Transients)의 경우에 대해 사고해석이 수행되어 비교중에 있다. 본 논문에서는 터빈정지 과도상태를 실제 발전소 자료와 비교하고 주증기 관파열(Main Steam Line Rupture)사고를 성능해석 코드(NPA)를 이용하여 분석한 결과와 비교하였다.

#### 3.2.1 터빈 정지 시험

시뮬레이터의 시험 결과를 발전소에서 수행(95.3.30)한 시운전 시험자료 데이터와 비교 검토하였으며, 정상 출력운전 상태에서 터빈을 정지시켰을 때, 그림 3과 같이 원자로 출력은 원자로 출력 급감발 계통에 의해 선택된 제어봉 그룹의 낙하에 의해 약 60%까지 감소되었다가 감속재 온도계수에 의해 65%까지 증가후 제어봉의 삽입에 의해 55%까지 빠른 속도로 감소되었고 출력 감소에 의한 제논의 증가로 원자로 출력이 서서히 감소되는 현상이 발전소 성능시험 결과와 비교하여 유사함을 확인하였다. 그림 4의 가압기 압력은 터빈 트립후 즉시 증가되어 약 2,300 psig 까지 증가후 냉각재 온도 감소에 의해 약 2,280 psig까지 다시 감소되었으며 가압기 전열기의 가압으로 서서히 증가되어 터빈 정지 후 약 400초후에 정상 압력

으로 상승되어 유지되었다. 그림 5의 가압기 수위는 터빈 정지 후 약간 상승되었다가 냉각재 온도 감소에 의한 체적 감소에 의해 서서히 감소되고 있으며, 발전소의 가압기 수위보다 약 2% 정도 높게 나타나고 있는 이유는 가압기 수위가 냉각재 온도에 따라서 프로그램되어 있으며 발전소의 초기조건에서 냉각재 평균온도가 낮게 운전되므로서 발생하는 현상이다. 그림 6의 증기발생기 압력은 터빈 트립 후 압력이 약 1,230 psig까지 급속히 증가되어 주증기 우회밸브(SBCS)를 즉시 개방하므로써 감소된 후 주증기 우회밸브 설정압력에서 유지되면서 원자로 냉각재 계통을 안정하게 유지하였다. 본 시험에서 원자로의 트립이 발생되지 않았고, 공학적 안전설비(ESFAS)가 동작이 없었으며, 원자로 냉각재 계통의 안전밸브(PSV)와 증기발생기의 안전밸브(MSSV) 및 대기 방출밸브(ADV)가 열리지 않아 만족한 시험결과를 얻었다.

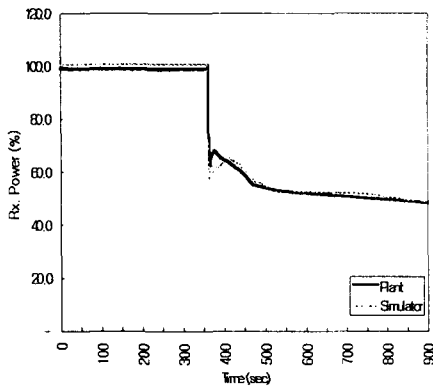


그림 3 터빈정지시 원자로 출력

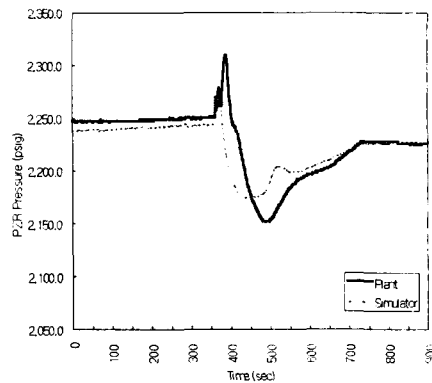


그림 4 터빈정지시 가압기 압력

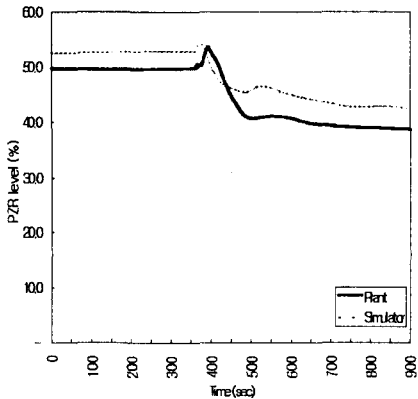


그림 5 터빈정지시 가압기수위

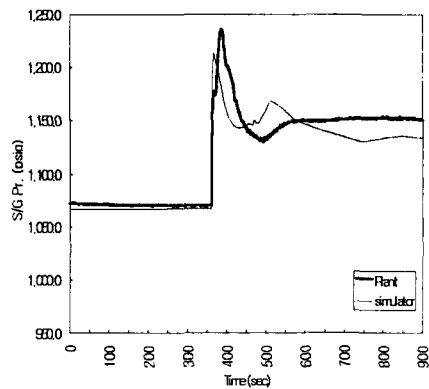


그림 6 터빈정지시 S/G 압력

### 3.2.2 주증기 관파열 시험

주 증기관 파열 운전시험은 100%출력 모든 제어계통 자동운전 상태에서 증기발생기-B의 주 증기관이 적납용기 내부에서 완전 파열 되었을 경우를 가정하여 시험하였으며, 발전

소의 시험 데이터가 없으므로 성능해석코드(NPA ; nuclear plant analyzer)로 발전소 계통을 모의하고 동일한 시험을 수행한 데이터 결과와 시뮬레이터의 시험 결과를 비교 검토하였다. 정상운전 상태에서 증기발생기 B의 주증기관을 파열시켰을 때 원자로 및 터빈 정지가 발생되었으며 공학적 안전설비(ESFAS)가 동작되어 안전주입이 발생되었으며 격납용기의 압력이 상승되어 격납용기 살수계통이 자동동작되어 격납용기의 압력상승을 억제시키는 동작이 발생되었다. 그림 7은 주 증기관 파열사고시의 원자로 출력으로 주증기관 파열후 원자로가 자동 트립되어 출력이 급속히 감소되었다. 그림 8은 격납용기 압력으로 격납용기 내부에서 주 증기관이 파열되는 사고에 따라 압력이 급속히 증가되기 시작하였으며 약 70초 후 격납용기 살수계통이 자동 동작되어 압력 상승을 억제하였으며 약 250초부터 서서히 압력이 감소되어 약 18 psia에서 유지되었다. 그림 9A과 그림 9B는 각각 NPA 및 시뮬레이터의 주 증기관 파열 사고시의 증기 발생기 압력을 보여주고 있으며, 파열사고가 발생되면서 증기발생기 압력이 증기 발생기 A,B 모두 감소되다가 약 5초 후 원자로가 트립되고 증기 발생기 압력의 감소에 의해 주증기 차단밸브가 자동으로 차단되었으며 건전한 증기발생기의 압력은 약 1,200 psig 까지 상승되었다가 서서히 고장난 증기 발생기의 제어 불가능한 냉각으로 압력이 서서히 감소되었고, 약 100초후 고장난 증기발생기의 완전 고갈(Dry Out)로 압력이 서서히 증가되기 시작하였다. 고장난 증기 발생기의 압력은 급속히 감소되었으며, 특히 증기 발생기 고갈 후 압력 감소율이 급속히 증가되어 약 200초 후에 증기 발생기 압력이 격납용기 압력까지 감소되었다. NPA 모의 결과와 사고증기발생기 압력이 차이가 발생하는 이유는 NPA가 격납용기를 모의하지 않고 하나의 노드로 처리하는 과정에서 발생한 것으로 추측된다. 그림 10A와 그림 10B는 NPA 및 시뮬레이터의 주 증기관 파열사고시 증기 발생기 광역 수위를 보여주고 있으며, 증기 발생기 압력은 주 증기관 파열과 동시 압력 감소에 의한 팽창현상(Swelling Effect)으로 약간 증가되었다가 주 증기 차단이 발생되면서 건전한 증기 발생기는 압력 증가에 의한 수축현상(Shrink Effect)으로 수위가 급속히 감소되어 약 40%에서 유지되었으며, 고장난 증기발생기는 보다 작은 파열부위로 계속적으로 유량이 발생되므로 보다 작은 수축현상이 발생되었고 약 100초 후에 증기발생기가 완전 고갈(Dry Out)되었다.

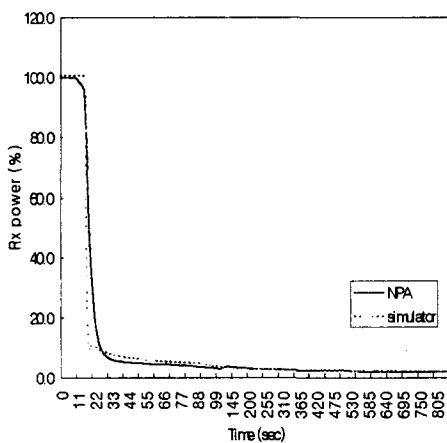


그림 7 주증기관 원자로 출력

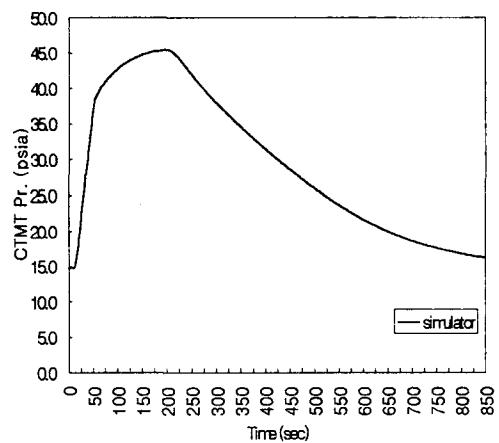


그림 8 주증기관 파열시 CV압력 (시뮬레이터)

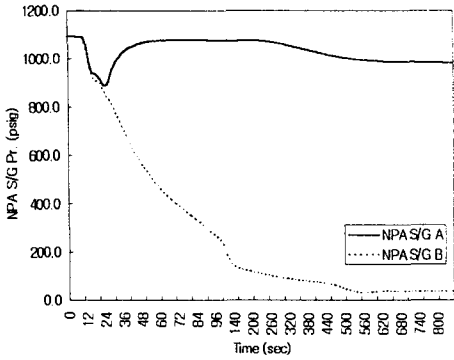


그림 9A 주증기관 파열시 S/G압력 (NPA)

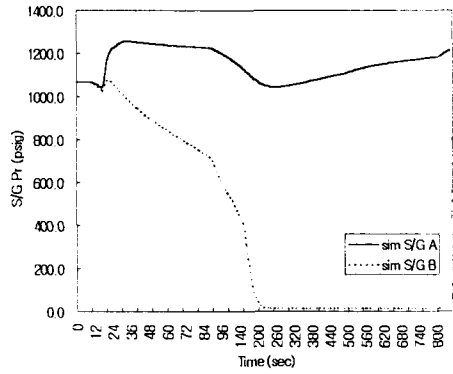


그림 9B 주증기관 파열시 S/G압력 (시뮬레이터)

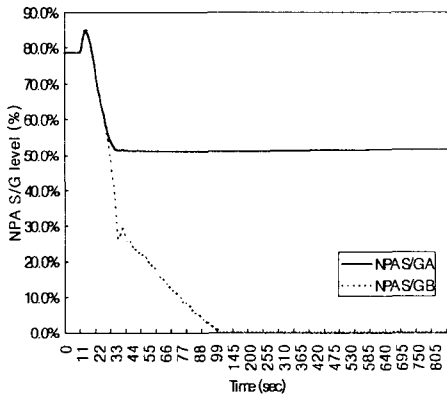


그림 10A 주증기관 파열시 S/G수위 (NPA)

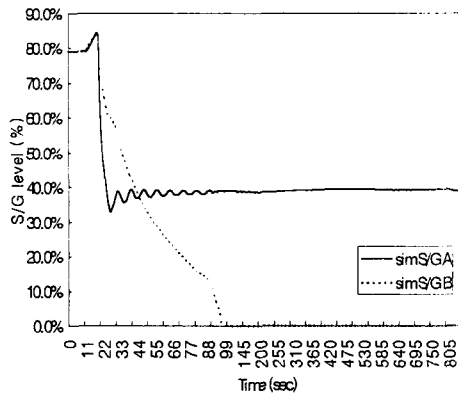


그림 10B 주증기관 파열시 S/G수위 (시뮬레이터)

#### 4. 결론

국내 최초로 국산화 개발된 영광 원자력 3,4호기 시뮬레이터의 NSSS 모델링을 위해 STK와 RETACT 코드가 사용되어졌다. 개발된 모델의 성능 검증용 위해 정상상태와 과도상태의 시뮬레이터 반응을 기준발전소 운전 자료 및 성능 해석코드 결과와 비교하였다. 그 결과 정상 상태의 주요운전변수 점검 결과 ANSI/ANS3.5의 오차 범위 이내임을 확인 할 수 있었으며, 과도상태의 시뮬레이터 반응비교 결과 터빈 정지시의 경우 원자로의 정지가 발생되지 않았고, 공학적 안전설비(ESFAS)가 동작이 없었으며, 원자로 냉각재 계통의 안전밸브(PSV)와 증기발생기의 안전밸브(MSSV) 및 대기 방출밸브(ADV)가 열리지 않아 만족한 시험결과를 얻었다. 주증기관 파열사고의 경우 증기 발생기 압력은 주 증기관 파열과 동시에 압력 감소에 의한 팽창현상(Swelling Effect)으로 약간 증가되었다가 격납용기 고압력에 의한

MSIV차단이 발생되면서 건전한 증기 발생기는 압력 증가에 의한 수축현상(Shrink Effect)과 고장난 증기발생기 고갈로 인한 압력증가가 잘 나타났다. 영광 3,4호기 시뮬레이터에 대한 터빈 정지 및 주증기관 파열사고의 검증(V&V)결과 영광 3,4 호기 발전소의 시운전 데이터 및 성능해석 코드 NPA 결과와 유사한 반응을 나타내어 운전원 훈련용 시뮬레이터의 목적에 지장없음을 확인 하였다.

#### <참고문헌>

- [1] ANSI/ANS3.5 1993, "Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training"
- [2] Lee, Yong-kwan etc, "KEPCO's 3 PACK Simulator Development Plan", Simulators International XII Proceeding, pp 53 - 57, SCS, 1995
- [3] L. Vanhoenacker etc, "Validation of the Tihange 2 Multifunctional Optimized Scope Simulator Thermal-Hydraulic Models", Simulators International XII Proceeding, pp 172 - 178, SCS, 1995
- [4] S3T Users Manual 「STK, RETACT, TOPMERET, FLOWnet, Generator, EDnet, Instructor Station, US3」, 1993
- [5] 이 철언외, "발전소 운전원 훈련용 모의제어반 국산화 개발 적용", 전력연구원, 「KRC-91I- J03 제 2차중간 보고서」, 1995
- [6] Analytical Simulator Qualification Methodology, EPRI NP-3873 Interim Report, 1985
- [7] 한국전력공사, "영광 #3,4호기Start-up Evaluation Report", 1995