

최적평가용 전산 코드를 이용한 원자력교육원 2호기 시뮬레이터 검증용 데이터 생산

The Data Generation for the V&V of KNPEC-2 Simulator with Best-estimated Codes

김요한, 이동혁, 이명수
한전 전력연구원 원자력연구실
대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

요 약

전력연구원에서 개량중인 한국원자력교육원 제 2호기 (KNPEC#2) 시뮬레이터의 검증을 위해 출력 연속변화 등 시나리오를 선정하여, 이에 대한 기준 데이터를 최적평가용 전산코드인 RETRAN과 MARS를 이용하여 생산하였다. 선정된 시나리오를 정확히 모사하기 위해 KNPEC#2 시뮬레이터의 대상호기인 영광 1,2호기 노심냉각계통 및 증기 계통을 상세 분할하였으며, 주요 기기 및 제어 계통을 모델링하였다. 모델링을 위해서 발전소 실제 운전자료를 활용하였으며, 필요시 설계자료와 유사호기인 고리 3,4호기 자료를 참고하였다. 끝으로 정상상태 및 비정상상태 운전조건과의 비교를 통해 모델링의 타당성을 확인한 후 각 시나리오에 따른 데이터를 생성하였다.

Abstract

The KEPRI has been upgrading the KNPEC(Korea Nuclear Power Education Center) #2 simulator, a replica of Yonggwang Unit 1 & 2, due to the outdated systems. The scenarios, such as the continuous load change, are selected to verify and validate the simulator, and the data required to V&V are generated with the best-estimated codes, RETRAN and MARS. The reactor coolant system and steam generator system are cut up into volumes and junctions for the accurate model of the scenarios, and other components and control systems are modeled. For the model the operation and design data of the plants is used and in some cases the data of Kori Unit 3 & 4 is used to fill up the lack of required data. The results of some selected analyses with the models are compared with the operating data of the plants to verify the models, and the analyses of the scenarios are carried out to generated the data for the V&V of the simulator.

1. 서론

전력연구원에서는 노후된 한국원자력교육원 제 2호기 (KNPEC#2) 시뮬레이터를 개선하는 연구를 수행하고 있다. 개선된 시뮬레이터의 성능을 평가하기 위해서는 많은 사건 시나리오를 선정하여 이에 대한 데이터를 생산하여 검증을 수행해야 한다. 검증용 데이터로는 실제 발전소의 정상 또는 과도 상태에서의 운전 데이터를 사용하는 것이 가장 합리적인 방법이다. 그러나 발전소 데이터는 그 사건의 종류와 양이 적기 때문에 검증에 필요한 데

이터를 별도로 생산해야 할 필요가 있다. 본 논문에서는 출력 연속변화 등 10개 시나리오를 선정하여, 최적평가용 전산코드로써 미국 EPRI에서 개발한 RETRAN과 한국원자력연구소의 MARS를 사용하여 이에 대한 기준 데이터를 생산하기 위해 수행된 연구와 그 결과물을 설명하고 있다.

2. 발전소 모델링

최적평가용 전산코드를 사용하여 KNPEC#2 시뮬레이터 검증에 필요한 데이터를 생산하기 위해 먼

저 참조 발전소인 영광 1,2호기를 모델링하였다. 이를 위해 발전소 실제 운전자료를 활용하였으며, 필요시 설계자료와 유사호기인 고리 3,4호기의 자료를 참고하였다.

RETRAN 모델링

선정된 10개 시나리오 중 대형냉각재상실 사고(LBLOCA) 시나리오를 제외한 대부분의 시나리오에 대해서는 RETRAN을 사용하여 분석을 수행하여 데이터를 생산하였다. RETRAN에 적합하도록 영광 1,2호기를 모델링하기 위해 발전소 주요 계통을 72개의 볼륨과 118개의 정선으로 모사하였으며(그림 1), 각종 설정치 제어를 위해 99개의 트립카드와 184개의 제어카드를 사용하였다. 펌프 특성곡선을 반영하여 주냉각재 펌프를 구성하였으며, 트립카드에 의해 기동 정지가 되도록 하였다. 증기발생기 1차측 전열관은 U자형 관다발을 수직부가 뚜렷하게 구분된다고 보아서 2×2, 4개의 수직 열전도체로 분할하였고, 2차 측은 5개의 볼륨으로 분할하여 정상 및 과도 상태에서 정확한 거동을 모사할 수 있도록 하였다. 핵연료 집합체는 축방향으로 3개의 열전도체가 쌓여 있는 것으로 모델링하였으며, 점운동모델(Point kinetics model)로 가정하여 출력을 반응도의 합에 의해 계산하도록 하였다. 또한 영광 1호기 12주기 핵설계 보고서(Nuclear Design Report)에 나타난 노심 특성을 반영하여 제어봉 비상정지(Scram), 도플러 효과, 감속재 온도 영향 등도 모델링하였다.

MARS 모델링

선정된 시나리오 중 LBLOCA는 MARS를 이용하여 분석하여 검증용 데이터를 생산하였다. 또한 소형 냉각재상실사고(SBLOCA)를 RETRAN과 병행하여 MARS로도 분석함으로써 분석 및 데이터 생산의 타당성을 상호 비교, 검토하였다.

영광 1,2호기의 LBLOCA 및 SBLOCA를 모의하기 위해 발전소 주요 계통을 307개 볼륨과 345개 정선으로 모델링하였고(그림 2), 각종 설정치 제어를 위해 69개의 트립카드와 각종 제어카드를 사용하였다. 비대칭적인 거동 해석이 가능하도록 3개 루프를 각각 모델링하였으며, 주냉각재 펌프는 코드에 내장되어 있는 WH형 펌프 모델을 사용하였

다. 연료봉은 축방향으로 8개, 반경방향으로 9개로 분할하여 모델링하였다.

3. 모델링 타당성 검토

개발된 모델의 타당성을 검토하기 위해 실제 발전소 정상 및 비정상 운전데이터와 비교하였다. 특히 '99. 6. 21. 발생한 영광 2호기 주증기관 압력계계열 오동작에 따른 안전주입 신호 발생에 의한 발전 정지를 개발된 모델로 모의함으로써 적용성을 확인하였다. 이 사건은 전출력 운전 상태에서 공학적 안전 설비계통 주증기관 압력계열의 정기 시험 중 연계된 다른 계열의 전자회로판 고장으로 주증기관(A루프) 저압력 신호에 의한 안전주입 신호가 발생하면서 원자로와 터빈-발전기가 정지된 것이다. 사건 시작을 시점으로 한 주요 진행 사항은 다음과 같다.

표 1. 사건 진행 사항

시간(초)	발생 신호
-	PB-476B 시험 시작
0.	PB-476B 증기발생기#1 증기관 저압(Ch. 4)
41.57	PB-474B 증기발생기#1 증기관 저압(Ch. 2) - 오동작, 2/3 충족
-	증기발생기#1 증기관 저압에 따른 SI 신호 발생
41.59	안전주입 계통 구동 - 펌프 기동
41.65	원자로 정지 계통 기동
41.72	터빈 정지 계통 기동
156.77	안전주입 계통 정지 - 수동, 펌프 정지

사건을 1000초까지 모사한 결과(그림 3~6) 1차 계통 가압기, 2차 계통 증기발생기에 있어 계산된 압력과 수위가 발전소 자료와 대체로 잘 일치함을 확인할 수 있었다.

4. 시나리오 분석 및 데이터 생산

개선중인 시뮬레이터의 검증을 위해 아래와 같이 10개 시나리오를 선정하여 각각에 대해 분석을 수행하여 데이터를 생산하였다.

- 최대 연속 출력 변환 : Ramp 및 Step
- 대형 냉각재상실 사고
- 주증기관 파열사고
- 가압기 안전밸브 고착 열림 사고
- 모든 교류전원(AC)상실 사고

- 소형 냉각재상실 사고
- 증기발생기 전열관 파열 사고
- 주급수상실을 수반한 원자로 정지불능 예상 과도(ATWS)
- TMI-2 사고 시나리오
- 터빈정지 (Turbine Trip)

본 논문에서는 이중 3가지 시나리오를 선정하여 논의하기로 한다.

주급수상실을 수반한 원자로 정지불능 예상 과도

본 시나리오는 증기발생기 2차 측에 공급되는 주급수가 차단되는 주급수상실 사고를 가정하되, 주급수상실로 증기발생기 2차 측의 수위가 감소되어 저-저 수위에 의한 원자로 트립 신호가 발생되지만, 트립 신호가 발생해도 제어봉 낙하가 일어나지 않는 것으로 가정하는 사고이다. 따라서 1차 측 온도 및 압력이 크게 상승하여 가압기 PORV 및 안전밸브가 개방되며, 1차 측 출력은 온도 상승에 따른 반응도 피드백 효과에 의해 결정된다.

본 시나리오에 대한 모의 결과 사건 진행 시간은 아래와 같으며, 주요 결과는 그림 7~10에 나타난 바와 같다.

표 2. 사건 진행 사항

시간(초)	발생 신호
0.0	주급수 상실
21.8	증기발생기 저-저 수위에 의한 원자로 트립 신호 발생, 동시에 터빈트립 발생
23.3	가압기 PORV #1 개방 설정치 도달 (이후 개폐 반복)
26.9	증기발생기 안전밸브 개방 설정치 도달 (이후 개폐 반복)
81.8	보조급수 공급
87.5	가압기 PORV #2,3 개방설정치 도달
88.5	가압기 안전밸브 개방설정치 도달
101.4	주증기관 저압신호 발생
101.5	주증기관 저압에 의한 안전주입(SI)신호 발생
107.5	주증기관 차단
538.9	Ledtdown Isolation

TMI-2 사고 시나리오

본 시나리오는 노심 손상 사고의 대표적인 사례인 미국 Three Mile Island Unit 2(TMI-2) 사고를 모사하기 위한 것으로 사용되는 주요 가정은 다음과 같다.

- 사고는 주급수펌프 고장 및 터빈 정지로 시작
- PORV는 고압에 의해 개방된 후 3개중 1개가 고착됨.
- 안전주입(SI)은 기동 300초 후 정지됨.
- 보조급수는 SI시작 420초 후 기동됨.
- 1000초 후 모든 RCP는 정지됨.(Case I) 그러나, RCP가 순차적으로 정지할 경우 발생하는 현상을 보기 위해 RCP 3대가 각각 400, 700, 1000 초에 정지하는 경우도 모사함.(Case II)

분석결과 사고의 진행은 아래 표와 같으며, 그 주요 결과는 그림 11~14에 나타난 바와 같다

표 3. 사건 진행 사항

시간(초)	내 용
0.10	주급수 차단, 터빈 정지
6.29	증기발생기 안전밸브 개방
8.69	PORV #1 개방
8.72	PORV #2, 3 개방 및 PORV #2 고착
9.72	고압에 의해 원자로 정지
38.26	저압에 의해 안전 주입 시작
338.26	안전 주입 정지
400.00	(Case II - RCP #1 정지)
458.26	보조 급수 작동
700.00	(Case II - RCP #2 정지)
1000.00	RCP 모두 정지 (Case II - RCP #3 정지)

사고 시작과 함께 주급수상실로 1차 측에서 발생하는 열을 제거하지 못하여 압력 및 온도가 급격히 상승한다. 가압기 고압에 의해 PORV가 열린 후 고착되고, 열린 PORV를 통해 RCS 냉각수가 누출되고, 연이어 고압에 의한 원자로 정지로 압력이 감소하기 시작한다.(그림 11,12) 이 때 사고 전개는 지속적인 냉각재 누출로 SBLOCA와 매우 유사하다. 약 30초 후 저압에 의해 SI가 시작된다. SI는 가정에 따라 주입 300초 후 정지되고, PORV를 통해 계속되는 누출을 보상시킬 수 없어 RCS 내 냉각수 재고량이 감소하고, 떨어진 압력에 따라 700초 무렵부터 노심에서 증기가 생성되기 시작한다.(그림 13,14) 1000초로 가정된 RCP 정지부터는 2차 계통으로의 열전달이 급격히 감소하게되고, 노심에서의 증기 생성이 가속화되기 시작한다. 1800초까지 원자로 헤드의 건도는 20%를 넘고 있으며 시간에 흐르면 원자로 노심이 노출될 수도 있다. RCP 정지에 따른 자연 대류의 영향은 Case I과 II의 기포 생성 차이를 비교함으로써 확인할 수 있다.

소형 냉각재상실 사고

SBLOCA 모의를 위해 가압기가 연결된 루프 저온관에 0.02 ft²의 파단이 발생하여 냉각재가 상실되는 경우를 다루었으며, RETRAN과 MARS를 병행, 사용하여 상호 비교하였다. 초기 환경은 정상 운전 상태라 가정하여 모든 기기 및 제어계측 계통이 대부분 정상 작동하도록 설정하였다. 단, 비상운전 절차에 따른 RCP정지 동작을 설정하기 위해 1차 계통이 압력 일정 수준 이하로 내려가면 RCP정지 경보가 발생하고, 약 5분 후 운전자 조치에 따라 정지하는 것으로 설정하였다. 사고 시작 이후 시간에 따른 주요 사건은 다음 표와 같으며, 주요 변수의 동향은 그림 15~18에 나타나 있다.

표 4. 사건 진행 사항

시간 (초)		사 건
RETRAN	MARS	
34.60	30.94	저압(1960 psia)에 의한 원자로 정지
34.80	31.14	원자로정지에 따른 터빈 정지
48.90	47.10	저압(1678.36 psia)에 의한 주냉각재펌프 정지 신호 발생
53.49	47.87	원자로 정지 및 저 T _{avg} (564 °F)에 의한 급수계통 격리
54.61	52.87	저압(1815 psia)에 의한 안전주입
69.15	55.37	증기발생기 저수위(17 %NR)에 따른 보조급수 주입
348.90	347.10	주냉각재펌프 정지

파단으로 1차 계통 압력의 급격한 감소로 원자로 및 터빈이 정지한다. 계속된 감압으로 RCP정지 경보가 발생하며, 5분 후 수동 정지된다. RCP 정지로 1차 계통내 유동은 강제대류에서 자연대류로 전환된다.(그림 15) 파단부위를 통한 냉각재상실과 SI로 다소의 구동력이 제공되기는 하지만 대체로 이 때의 유동장은 정체상태이다. 양 코드의 결과를 비교하면, 표 4와 같이 초기 사고 진행 추이는 RETRAN이 다소 느린 것으로 나타났으며, 상실 유량(그림 16,17)과 압력 변화(그림 18)에 있어서도 다소 차이점을 보이고 있다. 이를 검토해보면 차이점을 유발하는 원인은 첫 번째로 정상 상태 설정시 사용된 1,2차 계통 유량의 차이를 들 수 있다. RETRAN의 경우 1,2차 계통 유량이 각각 9805와 1138.9 lbm/s이고, MARS의 경우 10600와 1131.6 lbm/s로 서로 다르다. 두 번째로 들 수 있는 것이 그림 16과 17에서 볼 수 있듯이 상실 유량의 차이이다. 대체로 MARS의 상실 유량이

RETRAN에 비해 다소 크며 그 경향에 있어서도 차이가 있다. 이는 파단 부위를 통한 상실을 계산하는 상관식에 있어 차이가 있기 때문인 것으로 보인다. 이상의 차이에도 불구하고 결과 비교를 통해 전반적인 경향은 유사함을 확인할 수 있었다.

5. 결론

이상에서 언급한 3개 시나리오를 비롯한 10개의 경우에 대한 분석을 수행하였고, 시뮬레이터 검증용 데이터를 생산하였다. 아직 보조급수 계통 등 일부 계통에 있어 계산된 결과가 실제 발전소 거동과 다소 차이가 있는 것으로 확인되었으나, 전반적으로 모의 결과가 충분한 타당성을 가지고 있어 개선된 시뮬레이터의 검증에 기본 데이터로 활용할 계획이다. 또한, 시나리오 분석을 위해 개발된 방법론은 발전소 성능분석에 있어 매우 유용한 것으로 향후 이를 보완하여 발전소 지원업무에도 활용할 계획이다.

참고문헌

1. RETRAN-3D - A Program for Transition Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow, NP-7450(Rev.3), EPRI, 1996
2. 다차원 최적 열수력 계통분석 코드 MARS 1.3 개발 및 검증, TR-1108/98, 한국원자력연구소, 1998
3. Setpoint Study Korea Electric Company Units 5&6, WCAP-10348, Westinghouse Electric Corporation, 1983
4. KNPEC#2 시뮬레이터 검증용 정상상태 RETRAN 모델링, TM.98NJ09.P1999.600, 전력연구원, 1999
5. 영광 1/2 호기 주급수상실 + ATWS 분석 보고서, TC.98NJ09.P2000.119, 전력연구원, 2000
6. KNPEC#2 시뮬레이터 검증용 TMI 사고 시나리오 분석, TC.98NJ09.R2000.113, 전력연구원, 2000
7. KNPEC#2 시뮬레이터 검증용 LOCA 및 SLB 분석, TM.98NJ09.R2000.98, 전력연구원, 2000

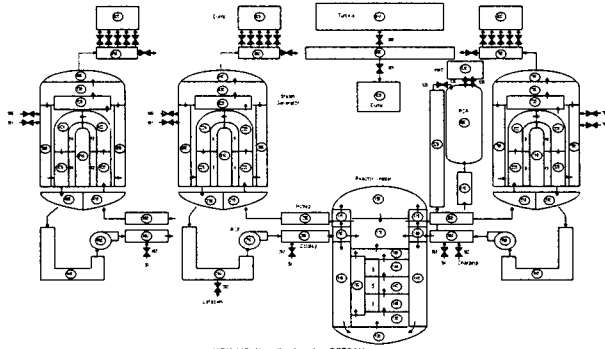


그림 1. RETRAN-3D용 영광1,2호기 분할도

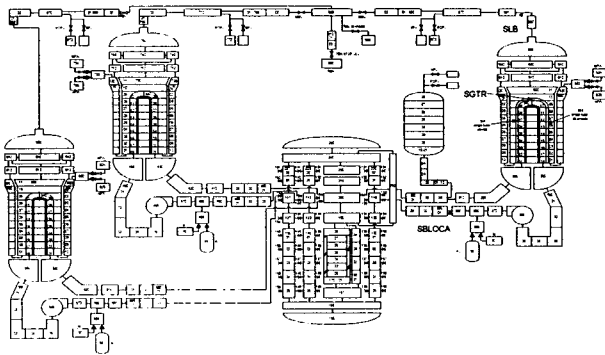


그림 2. MARS용 영광1,2호기 분할도

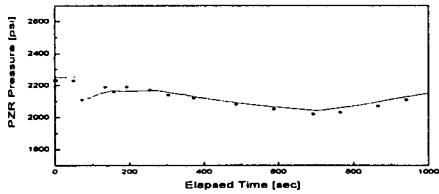


그림 3. 가압기 압력 비교

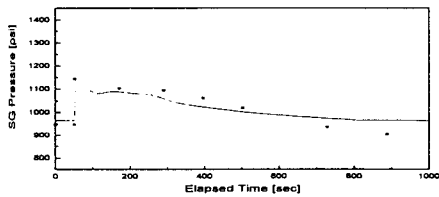


그림 4. 증기발생기 압력 비교

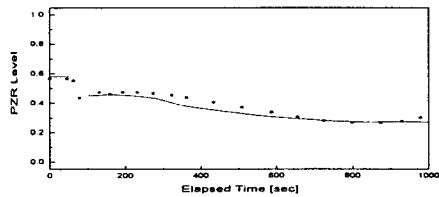


그림 5. 가압기 수위 비교

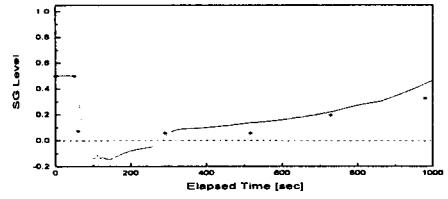


그림 6. 증기발생기 수위 비교

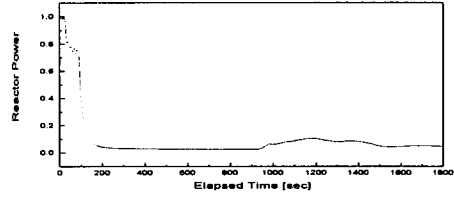


그림 7. 노심 출력 변화

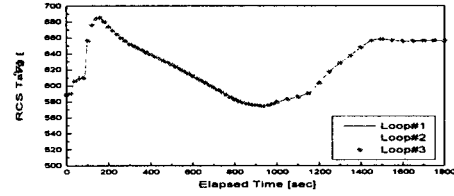


그림 8. RCS 평균 온도 변화

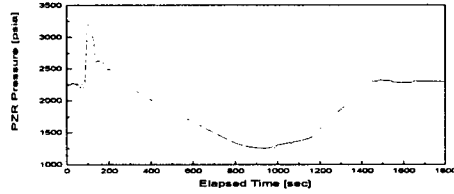


그림 9. 가압기 압력 변화

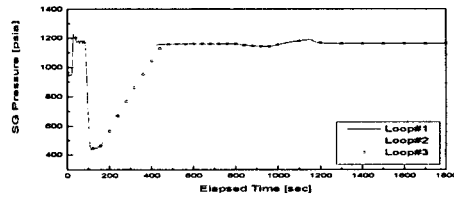


그림 10. 증기발생기 압력 변화

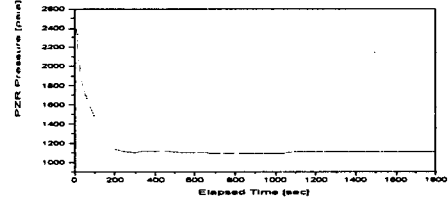


그림 11. 가압기 압력 변화

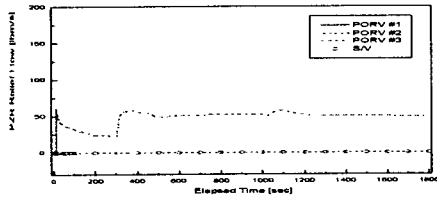


그림 12. 가압기 PORV, SV 유량 변화

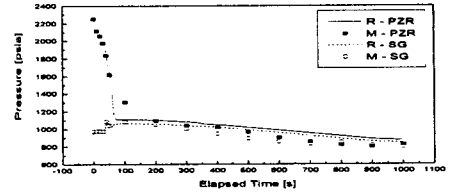


그림 18. 가압기/증기발생기 압력 변화

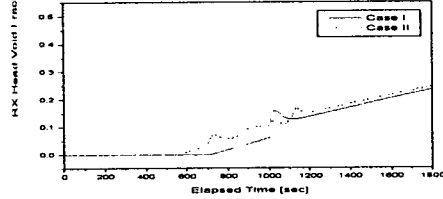


그림 13. 원자로 헤드 기포생성 변화

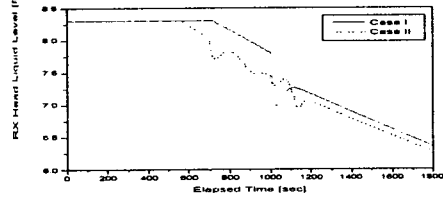


그림 14. 원자로 헤드 수위 변화

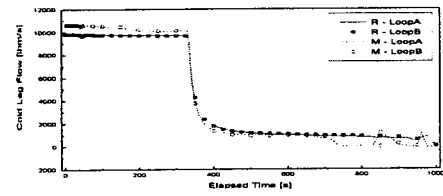


그림 15. 저온관의 유량 변화

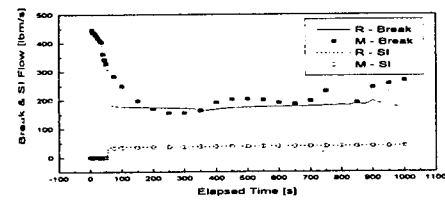


그림 16. 상실 및 안전주입 유량

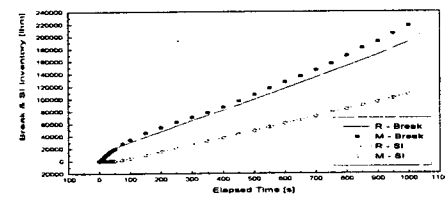


그림 17. 상실 및 안전주입 누적 질량