



저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:



저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.



비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.



변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 [이용허락규약\(Legal Code\)](#)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

[Disclaimer](#)

2014년 2월
석사학위논문

증기발생기튜브누설에 대한
원전시물레이터 및 검증코드 비교

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 성 현

증기발생기튜브누설에 대한
원전시뮬레이터 및 검증코드 비교

Comparison of a Nuclear Power Plant Simulator with
RELAP5/MOD3 Code about Steam Generator Tube Rupture

2014년 2월 25일

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 성 현

증기발생기튜브누설에 대한
원전시뮬레이터 및 검증코드 비교

지도교수 나 만 균

이 논문을 공학 석사학위신청 논문으로 제출함

2013년 10월

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 성 현

김성현의 석사학위논문을 인준함

위원장 조선대학교 교수 송 종 순(인)

위 원 조선대학교 교수 나 만 균(인)

위 원 조선대학교 교수 김 진 원(인)

2013년 11월

조선대학교 대학원

목 차

| | |
|--|-----|
| 표 목차 | ii |
| 그림 목차 | iii |
| ABSTRACT | iv |
| 제 1 장 서 론 | 1 |
| 제 2 장 원자력발전소 시뮬레이터 | 3 |
| 제 1 절 국내 원자력발전소 시뮬레이터 현황 | 3 |
| 제 2 절 시뮬레이터 관련 규정 | 6 |
| 제 3 절 영광3,4호기 시뮬레이터 모델 소프트웨어 | 9 |
| 제 3 장 규제 검증코드 분석 | 11 |
| 제 1 절 RELAP5/MOD3 코드 개요 | 11 |
| 제 2 절 해석모델 | 12 |
| 1. 사고해석 코드 | 12 |
| 2. 초기조건 및 가정 | 13 |
| 제 3 절 RELAP5/MOD3 코드 분석결과 | 16 |
| 1. 사고전개 | 16 |
| 2. 사고결과 | 18 |
| 제 4 장 원전 시뮬레이터 SGTR 모사결과 비교 | 23 |
| 제 1 절 SGTR 개요 | 23 |
| 1. SGTR 특징 | 25 |
| 2. SGTR 주요조치 | 26 |
| 제 2 절 시뮬레이터 SGTR 모사결과 | 28 |
| 제 3 절 시뮬레이터와 RELAP5/MOD3 코드결과 비교 | 31 |
| 제 5 장 결론 | 38 |
| 참고문헌 | 39 |

표 목 차

| | | |
|---------|----------------------------|----|
| 표 2.1.1 | 국내 원전 시뮬레이터 현황 | 4 |
| 표 2.1.2 | 국내 원전 시뮬레이터 적용 기술 현황 | 5 |
| 표 2.3.1 | 모델링 소프트웨어 | 9 |
| 표 3.2.1 | 증기발생기 튜브파열사고 초기조건 | 15 |
| 표 3.3.1 | 증기발생기 튜브파열사고 사고전개 | 16 |
| 표 4.3.1 | SGTR 초기조건 비교 | 31 |

그림 목차

| | | |
|----------|---------------------------------|----|
| 그림 3.2.1 | 울진 3,4호기 Nodalization | 13 |
| 그림 3.3.1 | 원자로냉각재계통 압력(RELAP5/MOD3) | 18 |
| 그림 3.3.2 | 손상된 증기발생기 압력(RELAP5/MOD3) | 19 |
| 그림 3.3.3 | 가압기 수위(RELAP5/MOD3) | 20 |
| 그림 3.3.4 | 손상된 증기발생기 수위(RELAP5/MOD3) | 21 |
| 그림 4.1.1 | 응력부식균열(SCC) 발생의 3요소 | 24 |
| 그림 4.1.2 | SGTR 발생원인 | 24 |
| 그림 4.2.1 | 원자로냉각재계통 압력(시뮬레이터) | 29 |
| 그림 4.2.2 | 가압기 수위(시뮬레이터) | 29 |
| 그림 4.2.3 | 증기발생기 압력(시뮬레이터) | 30 |
| 그림 4.2.4 | 증기발생기 수위(시뮬레이터) | 30 |
| 그림 4.3.1 | 가압기 압력거동 비교 | 33 |
| 그림 4.3.2 | 가압기 수위거동 비교 | 34 |
| 그림 4.3.3 | 증기발생기 압력거동 비교 | 35 |
| 그림 4.3.4 | 증기발생기 수위거동 비교 | 36 |

ABSTRACT

Comparison of a Nuclear Power Plant Simulator with RELAP5/MOD3 Code about Steam Generator Tube Rupture

Kim, Sung Hyun

Adviser : Prof. Na, Man Gyun

Department of Nuclear Engineering

Graduate School of Chosun University

A nuclear power plant simulator is a training device for operator license examination, requalification, and verification of emergency operating procedures under the circumstance similar to practical plants. Licensees in the U.S. are required to submit the results of the simulator performance test on the basis of the NRC (Nuclear Regulatory Commission) form 474 once every four years in accordance with 10CFR55.45 (b). In case of the Korea, licensee makes its own simulator performance tests on each training center, but independent verification of performance test results is not performed by any organization.

The pressurizer (PZR) pressure/level and steam generator (SG) pressure/level main parameters associated with the SGTR were replicated in simulator and computer code. The PZR pressure obtained with the simulator in the initial accident decreased relatively a little. The reason is that the PZR back-up heaters were turned on to maintain the pressure of the PZR by the pressurizer pressure control system (PPCS). It was estimated that the increasing SG level from RCS leakage could increase SG pressure with slow feedwater control system (FWCS) and turbine control system (TCS) response in the simulator. The broken SG pressure by RELAP5/MOD3 code decreases until reactor and turbine trip as the RELAP5/MOD3 code could not adopt the FWCS and TCS in detail. For that reason, the SG pressures between the simulator and RELAP5/MOD3 code show

different direction until reactor trip. After the reactor trip, the SG level of two methods is in direct opposition to each other. The opening period of the main steam safety valve (MSSV) in the simulator was relatively late, compared with that of RELAP5/MOD3 code. Because of this, the simulator SG inventory released to the atmosphere is smaller than the SG level increase by the ruptured tube. On the other hand, loss of feedwater flow and relatively long time to the MSADV stuck open could effect SG level decrease in the computer code.

By comparing the changes in pressure and inventory of the reactor coolant system and main steam system during the SGTR, it was confirmed that the main behaviors of SGTR which the simulator and RELAP5/MOD3 code showed are similar. However, the behaviors of the SG pressure and level that are important parameters to diagnose the accident were a little different. It was because RELAP5/MOD3 code did not reflect the major control systems in detail, such as FWCS, TCS and PPCS. The different behaviors of the SG level and pressure in this study need an additional review. As a result of the comparison, the major simulation parameters behavior by RELAP5/MOD3 code agreed well with the one by the simulator. Therefore, it is thought that RELAP5/MOD3 code is used as a tool for validation of NPP simulator in the near future.

제 1 장 서 론

원자력발전소 시뮬레이터는 운전원이 실제상황과 유사한 환경 하에서 실습할 수 있도록 해주는 모의 훈련 장치로써 운전원 면허시험, 초기교육 및 면허 보수교육, 비상 운전절차서 검증 및 확인 등에 사용된다. 이를 위하여 모의제어반은 참조발전소를 기준으로 제작되며 모의범위는 참조발전소의 절차서를 사용하여 참조발전소와 유사한 사건진개 및 거동을 나타내야 한다.

미국은 TMI 사고 이후 원전 시뮬레이터에 대한 규제방법을 검토하기 시작하였다. 사업자는 Reg Guide1.149의 규정에 따라 4년에 한 번씩 보고양식에 따라 자체적으로 수행한 시뮬레이터 성능시험결과를 NRC에 보고한다. NRC는 제출된 서류를 검토하여 시뮬레이터의 재사용을 승인하는 방식을 채택하고 있다.

하지만 국내의 경우 각 훈련센터 별로 시뮬레이터 성능시험을 사업자가 자체적으로 수행하고 있고 그 결과에 대한 독립적인 검증은 수행하지 않는다. 규제기관은 사업자의 안전성분석 결과를 독립적으로 확인하고 있다. 국내에서 원자력 사업자의 사고해석에 대한 규제차원에서의 검증계산에는 미국 원자력규제위원회(US Nuclear Regulatory Commission: USNRC)와의 협력을 통해 도입한 전산코드를 주로 활용해 왔다. 특히 설계기준 범주의 사고에 대해서는 USNRC가 주관하는 국제공동연구인 코드응용 및 유지관리 프로그램(Code Application and Maintenance Program: CAMP)을 통해 도입한 전산코드를 활용할 수 있도록 규제검증체계를 구축하고 개선해 왔다. KINS는 RELAP5 코드 중심의 경수로 사고해석 검증체계를 구축하였으며, 한국원자력연구원(KAERI)는 RELAP5 엔진을 기반으로 1997년부터 다차원 최적 해석코드인 MARS 코드를 개발하였다.^[1~3]

특히 비상운전은 예상운전과도 상태와 설계기준사고에 대응하는 절차이므로 실제 발전소 데이터가 충분치 않다. 그러므로 시뮬레이터의 검증과정은 시뮬레이터의 성능을 참고적인 사고해석결과와 비교함으로써 수행될 수 있다. 시뮬레이터에서 사용되는 알고리즘은 최적평가해석코드에 비해 간단하기 때문에 시뮬레이터가 발전소 반응을 합리적으로 정확한 수준까지 보여줄 수 있는가를 입증하기 위한 발전소 모의제어반 검증은 중요하다. 영광3,4호기 시뮬레이터 NSSS T/H은 RETACT코드를 사용하고 있다. 따라서 시뮬레이터를 통해 설계기준사고를 모사하고 그 결과를 RELAP5/MOD3 코드와 비교하는 것은 향후 시뮬레이터 성능검증에 중요한 의미를 가질 것이다. 이에

증기발생기튜브파열사고(SGTR)에 대한 시뮬레이터 실증시험을 하고 RELAP5/MOD3 코드를 이용한 결과와 비교 보았다. 증기발생기튜브파열(SGTR)은 여러 나라에서 경험한 사고로 발생 가능성이 크기 때문에 대표 설계기준사고로 정하였다. 미국의 Point Beach, Surry, Prairie, St. Luice, Ginna 발전소와 일본의 미하마 원전, 한국의 울진4호기에서 SGTR을 경험한 바 있다.

본 연구를 통해 국내 원전 시뮬레이터의 성능검증 체계를 구축하는데 필요한 자료로 활용되기를 기대해 본다.

제 2 장 원자력발전소 시뮬레이터

제 1 절 국내 원자력발전소 시뮬레이터 현황

원자력발전소는 TMI-II 사고와 체르노빌 사고 원인이 운전원의 운전 미숙으로 알려지며 시뮬레이터를 통해 운전원들을 교육함으로써 효과적인 사고 대처 능력을 배양시키는 것이 원자력 발전소의 안전성 확보를 위해 강조되는 대책 중의 하나로 고려되고 있다[5]. 원자력발전소 운전원 교육·훈련용 시뮬레이터는 실제 발전소의 주제어실(MCR)과 같은 기능을 갖도록 설계된 모의 장치로서 실제 발전소에서는 경험할 수 없는 각종 사고에 대한 훈련을 가능케 하는 설비이다. 따라서 시뮬레이터는 원자로조종감독자(SRO) 및 원자로조종사(RO) 면허시험과 사고 발생시 대응 운전절차인 비상운전절차서의 검증 및 확인 등에 사용되고 있다.

한국은 1970년대 말부터 80년대 중반까지 원전 공급자인 웨스팅하우스 및 프라마툼 등에 의해 시뮬레이터가 공급되다가 90년대 초부터 “발전소 모의제어반 국산화개발 계획”을 수립하여 고리2호기와 영광3호기 시뮬레이터를 개발하여 운영하기 시작했다. 초기 시뮬레이터 개발에는 한국전력 전력연구원이 주관 하에 삼성SDS에서 모델개발을 현대전자에서 하드웨어를 개발하였다. 고리2호기 시뮬레이터는 국내 최초의 원전 시뮬레이터이며 1998년 7월 삼성SDS에 의한 성능개선이 이루어져 정상운전 등 약 25종의 초기조건에 대한 시뮬레이션이 가능하며 141종의 상황부여가 가능하다. 이 후 시뮬레이터 국산화에 참여한 회사는 1년간 교육을 받으며 2000년대 들어 고리1호기, 울진3호기, 신고리1호기, 신월성1호기 등 국내 기술에 의해 시뮬레이터를 개발했다.

원전 시뮬레이터는 크게 소프트웨어와 하드웨어로 구분되며 구성은 다음과 같다.

가. 소프트웨어

- 원자력발전소 모델을 개발할 수 있도록 하는 시뮬레이션 환경 소프트웨어
- 기준호기 원전을 그대로 모의한 원전 모델
- 개발된 원전모델을 실시간으로 동작할 수 있도록 하는 시뮬레이션 소프트웨어

- 시뮬레이터를 제어할 수 있도록 하는 강사 조작반 소프트웨어
- 하드웨어 및 통신 등의 기타 소프트웨어

나. 하드웨어

- 원전 모델 등 소프트웨어를 실시간으로 시뮬레이션할 수 있도록 하는 시뮬레이션 컴퓨터 시스템
- 시뮬레이터를 제어하는 강사 조작반
- 기준호기 주제어실의 기기를 그대로 모사하여 제작한 하드웨어 패널
- 기타 장치

다음은 국내 원전 시뮬레이터 현황 표 1-1과 는 적용된 기술 현황 표 1-2를 나타내고 있다.^[4]

[표 2.1-1 국내 원전 시뮬레이터 현황]

| 종류 | 기준원전 | 활용원전 | 설치 및 성능개선 시기 | 소프트웨어 |
|--------|--------|----------------------|--------------|------------------------|
| WH형 | 고리1호기 | 고리1호기 | 2012년 | WSC 3KEYMASTER |
| | 고리2호기 | 고리2호기 | 1998년 | GSE SSP (JADE 이전버전) |
| | 고리3호기 | 고리3,4호기 | 1986/2008 | GSE SSP/WSC 3KEYMASTER |
| | 영광1호기 | 영광1,2호기 | 2006 | GSE SSP |
| CANDU형 | 월성2호기 | 월성1~4호기 | 1996/2008 | L-3 MAPPS |
| FRA형 | 울진1호기 | 울진1,2호기 | 1990 | CAE |
| CE형 | 영광3호기 | 영광3~6호기 | 1997/2010 | GSE SSP |
| | 울진3호기 | 울진3~6호기 | 2002 | GSE SSP |
| | 신고리1호기 | 신고리1,2호기 신월성1,2호기 | 2010 | WSC 3KEYMASTER |

[표 2.1-2 국내 원전 시뮬레이터 적용 기술 현황]

| 시뮬레이터 비교항목 | | 원자력교육원 #1 Sim | 원자력교육원 #2 Sim | 월성 Sim | 울진훈련센터 #1 Sim | 울진훈련센터 #2 Sim | 영광 3.4 Sim | 영광1,2 Sim | 신고리 3,4 Sim |
|-----------------------|--------------|---|--|--------------------------|--------------------------|--|-------------------------------------|--|--|
| 사용발전소 | | 고리2호기 (고리1호기) | 영광1,2호기 고리3,4호기 | 월성1,2,3,4 호기 | 울진1,2호기 | 울진3,4,5,6호기 | 영광3,4호기 | 영광1,2호기 | 신고리3,4호기 |
| 시뮬레이터 기술 | os | UNIX | NT | UNIX | NT | NT | UNIX | NT | NT |
| | RX. Kinetics | STK(GSE사) 3D-1.5Group | REMARK 3D- 2Group | COMET | REMARK 3D- 2Group | REMARK 3D- 2Group | STK(GSE사) 3D-1.5Group | REMARK 3D 2 Group | NNMK |
| | NSSS T/H | RETRACT | ARTS RETRAN 기반 | | RETRACT | ARTS RETRAN 기반 | RETRACT | ARTS | RELAP5-RT |
| | 중대사고모델 | N/A | N/A | N/A | N/A | RSAM MAAP4 기반 | N/A | N/A | N/A |
| | 강사조각실 | Text based Unix WS 사용 | GUI Based PC 사용(SEIS) | Text based Unix WS 사용 | GUI Based PC 사용(SEIS) | GUI Based PC 사용(SEIS) | Text based Unix WS 사용 | GUI Based PC 사용(SEIS) | GUI Based PC 사용(SEIS) |
| | 제작자 | KEPRI 삼성전자(S/W) 현대전자(H/W) (GSE 기술제공) | KEPRI 삼성 SDS KAERI (GSE 기술제공) | CAE KOPEC KAERI | 삼성 SDS GSE | KEPRI 삼성 SDS KOPEC (GSE 기술제공) | KEPRI 삼성전자 현대전자 (GSE 기술제공) | KEPRI 삼성 SDS KOPEC (GSE 기술제공) | KEPRI KHNP KOPEC (DS&S기술 제공) |
| Simulator on PC | PCATS | N/A | PCATS- I -ARTS 장착 - DBA 모의 | N/A | N/A | PCATS-II -ARTS 및 RSAM 장착 - DBA 및 중대사고 모의 | N/A | N/A | N/A |
| | 개발자 | N/A | KEPRI(KAERI) | N/A | N/A | KEPRI | N/A | N/A | N/A |

제 2 절 시뮬레이터 관련 규정

TMI 사고 이후 원자력발전소 시뮬레이터의 중요성이 강조되면서 운전원 훈련의 필수요건으로 추가 되었다. 미국 원자력규제위원회 (NRC)는 원자력발전소 운전원의 자격시험에 관한 규정 10CFR55를 기반으로 시뮬레이터 성능 요구조건 및 훈련에 관한 문서를 발행해 왔다. 시뮬레이터 성능에 관해서는 ANSI/ANS 3.5에 가장 자세히 나와 있으며 시뮬레이터의 인가를 받기 위해 필수적으로 만족해야 하는 표준규격이다. 국내의 경우 원자력안전법 및 시행령을 통해 시뮬레이터를 이용한 운전원 면허시험, 훈련 및 교육에 대한 요건을 명시하고 있다. 시뮬레이터 성능 검증에 대한 관련 국내 규제 지침으로 한국원자력안전기술원에서 제시한 KINS 규제지침 (17.8 : 원전종사자 훈련 및 면허시험용 모의제어반)이 있다.^[2,3]

가. 10CFR55

사업자에게 법으로써 요건을 부과하는 유일한 문서로 요건의 근간은 55.45(a)의 13개 영역의 운전시험이다. 운전원 면허시험에 사용되는 원전 시뮬레이터의 경우 NRC의 승인을 받도록 요구하고 있으며, 승인에 대한 방법, 일정 등에 대해서는 Reg. Guide 1.149를 통해 언급하고 있다. 시뮬레이터 성능검증에 대한 기술기준에 대해서는 ANSI/ANS 3.5에 상세히 나타나 있다.

나. Regulatory Guide 1.149 (RG 1.149)

10CFR55 규정을 따르기 위해 ANSI/ANS 3.5를 인증함으로 규제기관이 허용하는 방안을 제시한다. 세부적으로 살펴보면 교육, 면허실기 시험에 해당 호기용 시뮬레이터를 사용하지 않는 경우 시뮬레이터의 차이점이 유발하는 부정적 교육효과가 심각하지 않음을 보여주어야 한다. 또한 표준서에서 제시된 Malfunction 중 1년에 25% 정도를 시험에 사용해야 된다. 여기에는 발전소간의 차이점에 대한 다음의 사항에 대한 분석과 요약이 포함되어야 한다.

- 1) 주제어실 요원과 연관되는 설비의 설계사항 및 계통
- 2) 운영기술지침서

- 3) 운전절차서(주로 비정상 및 비상운전 절차서)
- 4) 주제어실 설계사항, 계측기/제어기 위치
- 5) 운전특성

다. ANSI/ANS 3.5

본 표준서는 시뮬레이터에 대한 상세한 요건 및 기준을 제시하고 있는 문서다. 특히 운전원 훈련 및 시험을 위한 원자력발전소 시뮬레이터의 기능적 요건의 모든 분야를 언급하고 있다. 표준서는 훈련에 초점이 맞춰서 개발된 것이지만 규제기관에서 인허가 시험에 적용할 수 있다. 표준서는 RG 1.149 및 10CFR55에서 변경된 문서로 규정의 용어나 내용이 재해석되었으나, 표준서에서 제공되는 요건 및 기준은 10CFR55에서 언급된 운전시험 13개 항목측면에서 평가해야 한다. 또한 ANSI/ANS 3.5는 다음 사항을 포함한 시뮬레이터의 차이점을 평가하도록 규정하고 있다.

- 1) 정상, 비정상, 비상 절차서에서 필요로 하는 인간-계통간 연계성
- 2) 시뮬레이터와 발전소 주제어실에서 직무를 수행할 때의 차이점
- 3) 운전원 인지 제공신호 (Operator cues), 운전원에게 제공되는 시청각 정보 그리고 운전원에게 요구되는 중요한 결정과 조치들에 있어서의 차이점
- 4) 설비의 기능, 발전소의 안전성 위해, 불시정지 또는 기기손상을 일으킬 가능성
- 5) 정상, 비정상, 비상 조치시 팀 대응의 차이점
- 6) 운전원 실수 가능성 또는 직무에 요구되는 기량의 강화 필요성의 확인을 위한 운전경험의 검토

라. NRC Form 474

시뮬레이터 인증에 사용되는 NRC의 형식으로 보조문서와 본 형식을 제출해야 시뮬레이터를 운전원 인허가 시험용으로 사용 가능한 필수 사항이다. 사업자는 다음과 같은 사항을 기록해야 한다.

- 1) 규정 예외 사항들
- 2) 인증을 받기 위한 성능검사
- 3) 다음 4년 동안 수행될 성능 검사 일정
- 4) 이전 인증 시 수행되었던 성능 검사에서의 변경 사항들
- 5) (필요시) 재인증을 위한 조치 사항들

마. NUREG-1262

NRC가 주체한 10CFR55에 관한 공청회에서 제기되었던 질의에 대한 답변서로서, 인증, 승인, 다수호기 인증, 예외 및 면제사항들, 검사 등에 대한 다양한 현안을 다루고 있어 규정에 대한 복잡하고 오해하기 쉬운 여러 분야에 대한 부가적인 정보를 제공해주고 있다.

바, NUREG-1258

10CFR55에 의해 인증된 시뮬레이터에 대한 검사 절차서에 대해 다루고 있으나 부가적인 요건은 없으며, 규정서, 규제지침서 및 표준서를 참조하고 있다. 검사는 시뮬레이터 설계 및 문서에 대한 검토와 성능검사를 포함한 검토로 이루어져 있으며, 불일치사항 도출 시 검사팀이 취해야 할 조치사항에 대한 지침을 제공한다. 불일치사항의 심각도에 따라 다음과 같은 4가지 기본적인 조치사항이 있다.

- 1) 정정 권고 (시험은 계속됨)
- 2) 정규 개정 일정에 따른 정정 요구 (시험은 계속됨)
- 3) 촉박한 정정 요구 (관련 절차서, 계통 혹은 사고에 대한 검사는 행하지 않음)
- 4) 인증 상실

사. ES-301, ES-302 (Examiner Standards)

시뮬레이터에 대한 규정이나 요건은 없지만 시뮬레이터에 간접적으로 영향을 미치는 시뮬레이터 성능검사 개발지침을 제공해주고 있다.

아. INPO 86-026

INPO 86-026은 요건은 아니지만, 훈련프로그램 승인요건을 제공함으로써 시뮬레이터 개발 및 유지보수 과정에 영향을 미친다.

제 3 절 영광3,4호기 시뮬레이터 모델 소프트웨어

발전소 계통 시뮬레이션 모델은 기존 발전소의 특성을 잘 나타내면서 모의 정밀도를 높이기 위해 간략화된 모델이나 실험적으로 부적절한 모델 대신에 자연법칙에 입각한 물리적이 모델이 사용되었다. 시뮬레이터의 일차냉각재 계통의 열수력계통 모의에 Non-Homogeneous, Non-Equilibrium 모델이 사용되었으며, 발전소 계통모델 개발 시 소프트웨어의 유지보수성 향상과 편의성 증진을 위해 Auto Code Generator가 포함되었고 모델링 소프트웨어는 표 2.3-1에 나타나 있다.^[5]

[표 2.3-1 모델링 소프트웨어]

| 소프트웨어 | 적용계통 | 특성 |
|-------------------|--------------------------|--|
| STK | NSSS-Neutronics | 1.5 Group 3D model |
| RETRACT | NSSS TH (2 phase) | 5 방정식 (2 mass+ 2 energy+ 1 mixture momentum) |
| PCNET | Containment | multi component 2 phase multi-node |
| TOPMERET | BOP TH (2 phase) | GUI 2 phase dynamic system model |
| EDNET | Electrical | Electrical distribution system model |
| FLOWnet | BOP TH (single phase) | TEXT mode single phase dynamic model tool generator |
| CLASC | logic | GUI logic model tool generator |
| Generic Component | Component | 각종 밸브, 펌프 등의 제어모델 생성 MACRO code |

원자로노심 모델은 STK(Space Time Kinetics) 모델 Tool이 사용되었으며 이 모델 틀은 3차원으로 노심모델링을 수행하고 여러 상태의 연소도에서 정상상태와 사고시의 과도상태를 시뮬레이션 한다. 노심모델의 STK 모델틀의 설계 기준식은 시간의존중성자 평형방정식으로부터 유도되었다. 유동적인 Nodalization Scheme에 의한 3차원 중성자속을 계산하고 보론, 제논, 사마리움, 연료온도, 감속재밀도, 기포, 연소도에 따른 방

응도 제환이 계산되었다. 원자로냉각재계통에 연계되는 시스템을 살펴보면 노심에서 발생된 열을 제거하여 수송하고 증기를 발생시키는 열유체 계통, 노심 중성자속 및 출력상태 감시, 원자로출력을 제어하기 위한 제어봉구동장치 등에 연결되어 있다.

NSSS 열수력 모델은 RETACT(Real Time Advances Core Thermohydraulics) 틀이 사용되었다. 원자력발전소의 실시간 모의를 위해 도입된 RETACT 코드는 질량보존 방정식, 운동량보존 방정식 등을 기본으로 단상류 및 액체와 기체가 공존하는 이상류에 적용하여 원자력발전소 1차계통의 열수력적 현상을 모의하였다. 열수력 모델에서 구현하는 물리적 현상은 단상류, 이상류, 열전달 등으로 구분되는데 단상류에서는 유체의 자연순환, 강제순환, 분열생성물의 방사능 등의 모의되며, 이상류에서는 증기를 생성하는 증기발생기 2차측과 가압기 등 액상과 가상이 존재하는 모든 지역에서의 유체흐름을 계산한다. 원자로냉각재 계통을 원자로, 증기발생기, 원자로냉각재펌프 및 가압기를 1차원 유로로 모의되었으며, 열전달은 원자로용기 및 핵연료의 온도분포를 계산한다. 열전달을 계산하기 위해 각각의 증기발생기는 8개의 열평판으로 나뉘었으며, 원자로용기는 18개로 총 34개의 열평판으로 나뉘어 5 Equation Model(2질량+2에너지+1Mixture Momentum) 기본 보존 방정식을 사용하여 계산되었다.

BOP계통의 모델개발에는 자동코드 생성 프로그램인 FLOWnet 및 TOMERET를 이용하여 모델링 되었으며, 이는 발전소 2차계통(BOP) 모델개발을 위한 표준화 및 정형화된 자동코드 생성프로그램으로서 주증기 계통내 다수의 기기들에 대한 유체의 2상 비평형 상태를 구현하며, 평형상태를 가정하지 않고 기본 보존방정식(질량, 운동량, 에너지) 및 물성방정식 등을 사용하여 대상 시스템의 물리적, 동적특성을 정확하고 안정되게 모의해 주는 툴로서 TOPMERET이 사용되었다.

전력계통의 모델링은 자동코드 생성 프로그램인 EDnet(Electrical Distribution Network)이 사용되었으며 프로그램에 적용되는 방정식은 키르히호프의 전류, 전압 방정식이 사용되었다.

강사조작반 모델 소프트웨어는 사용자가 시뮬레이터의 모든 운전정보를 효과적으로 손쉽게 사용할 수 있도록 하기 위하여 Standard C-언어와 X-윈도우 환경을 사용하며 시뮬레이터 주제어실 제어반을 이물레이션하는 소프트 판넬을 개발하여 제어반 없이도 윈도우 그래픽 제어반을 통해 시뮬레이터를 운전할 수 있도록 구현되었다.

제 3 장 규제 검증코드 분석

제 1 절 RELAP5/MOD3 코드 개요

RELAP5/MOD3 코드는 미국 원자력규제위원회가 코드 응용 및 관리 국제공동연구 프로그램을 통해 개발하고 한국원자력안전기술원의 열수력 규제검증코드로 사용되고 있다. 이 코드는 가압 경수로에서 발생될 수 있는 다양한 종류의 과도 및 냉각재상실 사고를 해석할 수 있도록 원자로 노심 동특성, 밸브 및 펌프의 거동, 주요 부품에서의 열전달, 기타 제어 기능 등 중요한 기능 등을 가지고 있다. 본 코드는 증기-물 및 불응축성 가스 혼합물을 포함하는 원자로 계통 및 비원자로 계통의 다양한 열수력학적 과도 상태를 묘사할 수 있다.^[6]

RELAP5/MOD3코드는 2상 유동을 감안하여 각 상의 질량, 운동량 및 에너지 보존 등 총 6개의 방정식으로 구성되어 있으며 비균질, 비평형 현상을 묘사할 수 있으므로 사고시 발생하는 이상유동 현상을 이해하는데 적합하며, 일차원적 전산코드로서 원자로 계통을 Volume, Junction, Heat Slab 등으로 묘사하며 원자로냉각재펌프, 증기발생기 습분분리기, 각종 밸브등에 대한 구체적인 모델이 코드 내에 개발되어 있다. 또한 제어논리 및 트립논리를 모델할 수 있는 기능을 갖추고 있으므로 사고 발생후 여러계통의 작동 및 정지를 적절히 묘사할 수 있다. 수치해석 방법으로는 유한차분법에 근거한 staggered mesh 형태의 조절체적을 근거로 사용자의 선택에 따라 semi-implicit 또는 nearly-implicit 방법을 사용한다. 1차원적 유동모델로 묘사하기 어려운 choke flow, abrupt area change, branch, pump, accumulator, separator 및 valve 등은 특수한 모델로 묘사된다. 중성자 동특성 계산으로는 point-kinetics 모델이 사용되며 감속재 온도, 핵연료 온도 및 원자로정지에 의한 반응도 궤환, 삽입 등이 묘사 될 수 있다.

RELAP5/MOD3는 기존 영광 3,4호기 검증계산에서 사용되었던 RELAP5/MOD2로부터 개선 발전된 코드이다. 특히 기사용 되었던 MOD2로부터 개선된 내용들은 주로 대형냉각재상실사고 현상 예측시의 결함을 제거하고 LBLOCA 예측능력을 개선하는데 있었다. 주요 개선내용은 다음과 같다.

가. 이상역류유동 한계(Counter Current Flow Limitation, CCFL) 모델 능력의 신설

- 나. 금속-물 반응 모델의 신설
- 다. 다중복사경계를 고려한 복사열전달 모델의 추가
- 라. EPRI Interfacial Drag 모델 추가 개선
- 마. 파단부에서의 Vapor Pullthrough 및 Liquid Entrainment 모델 개선
- 바. Groeneveld CHF 모델 개선
- 사. 수평성층화 - 분산 유동간의 천이 발생기준 개선
- 아. Blowdown 및 재관수 열전달패키지의 통합 및 재관수 열전달 상관식 개선
- 자. 수직성층화 발생논리 개선을 위한 Water Packing의 과도 간섭 배제
- 차. Water Packing 발생논리의 수평관으로의 확장
- 카. 핵연료 변형 해석 모델의 단순소성변형 모델 추가
- 타. ECC Bypass 등의 묘사능력 개선을 위한 Junction 유동형상도 신설 및 Junction 유동형상에 의한 상간항력 결정
- 파. 수직성층화 모델 및 Water Packing 사용자 제어능력 개선
- 하. 코드의 이식성, 계산속도 개선 및 관련 서류의 편의성 증대

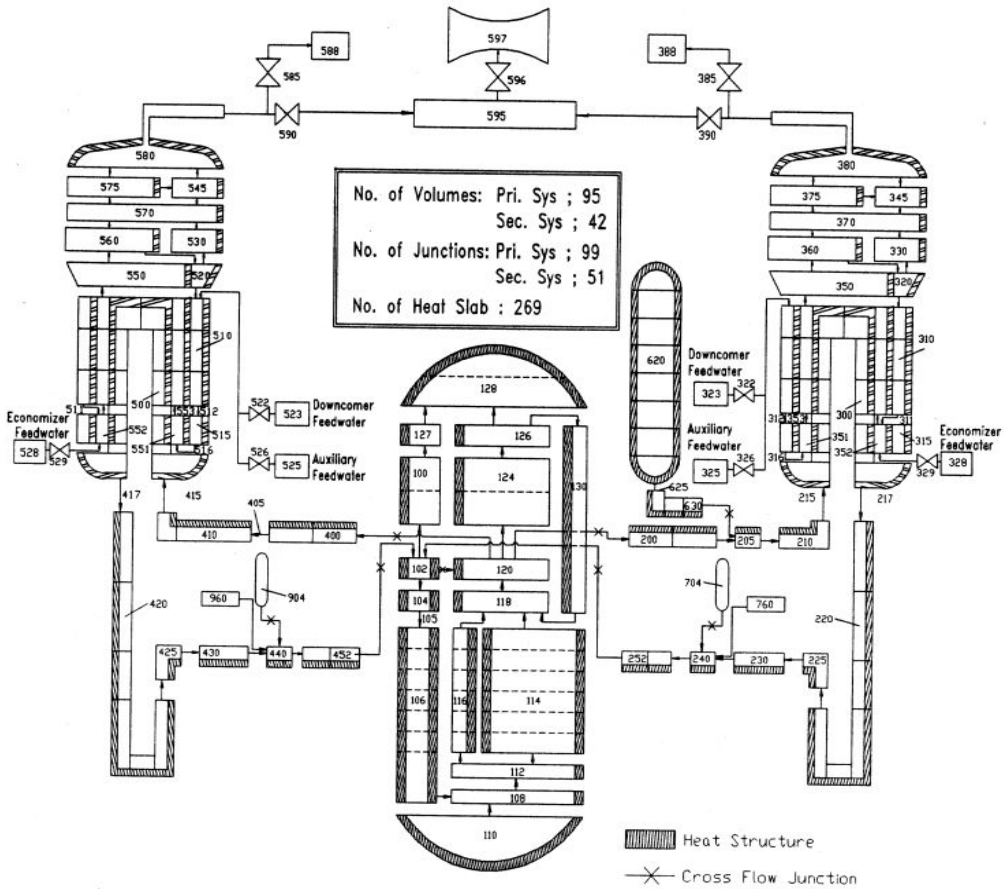
RELAP5 코드를 사용하여 증기발생기 튜브파열사고를 해석한 여러 발전소의 경우가 있으며, 특히 CE에서 공급한 CESSAR-80 및 GENERIC, ANO-2 등이 이에 포함된다.

제 2 절 해석 모델

1. 사고해석 코드

증기발생기 튜브파열사고 해석에는 최적계산코드인 RELAP5/MOD3가 사용되었다. 울진 3,4호기 증기발생기 튜브파열사고를 해석하기 위한 코드내의 사고해석 모델로서 원자로냉각재계통과 주증기계통을 분리하여 모사하였다. 원자로냉각재계통은 원자로 노심, 원자로 압력용기, 냉각재 루프, 원자로냉각재펌프, 증기발생기 튜브, 가압기, 고압 안전주입브, 충전주입부로 모사되어 있고 주증기계통은 주급수계통, 보조급수계통, 증기발생기 내부, 주증기관, 주증기격리밸브, 주증기 헤더, 터빈, 주증기안전밸브 및 대기 덤프밸브 등으로 모사되어 있으며 Nodalization은 그림 3.2.1에 제시되어 있다. 원자로

제어계통으로 가압기 수위제어논리, 가압기 압력제어 논리, 증기발생기 급수유량 조절 논리, 보조급수공급 논리, 원자로정지 및 터빈 정지 논리, 안전밸브 작동논리, 안전주입 유량 조절 논리 등이 모의되었으며 해석에 사용된 각 계통의 트립 설정치 및 작동논리는 울진 3,4호기 PSAR에 근거를 두고 있다.^[6,7]



[그림 3.2-1 울진 3,4호기 Nodalization]

2. 초기조건 및 가정

초기조건은 울진 3,4호기 PSAR에서 해석된 외부전원상실과 단일고장이 가정된 증기 발생기 튜브파열사고의 초기조건과 동일하게 설정하였다.

초기 원자로출력은 정상 전출력의 102%로 2871.3 MWt를 사용하였고 가압기 압력은

2325 psia, 노심입구온도는 570°F를 사용하였다. 가압기 압력이 정상운전 압력 2250 psia 보다 높고 노심입구온도가 정상운전 온도 564.5°F보다 높은 이유는 CPC Hot Leg Saturation Temperature에 의한 원자로 정지를 늦게 발생시켜 증기발생기 안전밸브를 통한 증기방출을 최대로 하기 위함이다. 본 분석에 입력된 초기조건들은 정상상태를 모의하여 취득한 결과로서 표 3.2-1과 같다. 따라서 표 3.2-1의 값들은 사고분석의 입력자료로 사용되며 사고 발생 시의 발전소 조건을 구성한다.

- 가. 터빈정지 후 3초후 전력계통 그리드 불안정에 의한 외부전원상실을 가정하였다. 외부전원 상실에 의해 주급수계통, 원자로냉각재펌프 및 증기우회계통 등이 상실되며 이러한 상실은 사고의 보수성을 증대시킨다.
- 나. 사고가 발생하여 원자로 정지가 일어나면 운전원은 관련 EOP에 의해 사고를 판단하고 사고완화의 목적으로 원자로냉각재계통을 550°F까지 냉각시키기 위하여 각 증기발생기의 대기덤프밸브를 개방한다. 대기덤프밸브는 자동 및 수동조작이 가능한 밸브로서, 운전원은 기술지침서에 명시된 최대 냉각률 100°F/hr로 원자로 냉각재계통을 냉각시키기 위하여 밸브유량 단면적을 조절해가며 대기덤프밸브를 개방한다. 이 운전원 조치가 수행되는 시점은 원자로 정지 후 사고 판단시간 및 운전원 조치시간을 포함하여 총 7분 후이다. 또한 이 운전원 조치는 보다 많은 외부로의 방사선 누출에 의한 단일고장의 일부로서 가정되었다.
- 다. 원자로냉각재계통의 온도가 550°F에 이르면 운전원은 대기덤프밸브를 닫는 조치를 수행하며, 손상된 증기발생기를 고립시키기 위해 보조급수패쇄 및 주증기관 차단밸브를 닫는다. 이 때 손상된 증기발생기 쪽의 대기덤프밸브는 개방 고착하는 것으로 가정하며 외부로 계속적인 방사선 누출을 유발하는 단일고장이다.
- 라. 운전원이 대기 덤프밸브의 개방고착을 인지한 후 밸브의 수동 잠금을 수행하는 과정은 주제어실에서 수동 잠금을 위하여 현장으로 출동하는 것으로 30분의 지연을 가정한다.

[표 3.2-1 증기발생기 튜브파열사고 초기조건]

| Parameters | Ulchin 3 & 4 | RELAP5/MOD3 |
|--|--------------|-------------|
| <u>Reactor</u> | | |
| Core thermal power [MWt] | 2871.3 | 2871.3 |
| Average Core Pressure [psia] | - | 2365.3 |
| RCS Inlet Temp. [°F] | 570.0 | 570.9 |
| RCS Outlet Temp. [°F][ft ³ , %] | 630.0 | 630.3 |
| Total Coolant Flowrate, [10E6 lbm/hr] | 114.6 | 114.6 |
| Loop Coolant Flowrate, [10E6 lbm/hr] | 57.3 | 57.3 |
| CEA Worth on Trip, % $\Delta\rho$ | -9.0 | -10.0 |
| Moderator Temperature Coefficient | 0.0 | 0.0 |
| Doppler Coefficient Multiplier | 1.0 | - |
| <u>Pressurizer</u> | | |
| Pressure, [psia] | 2325.0 | 2325.0 |
| Temperature, [°F] | - | 657.46 |
| PZR Level, [%] | 56.7 | 56.9 |
| PZR Water Inventory, [ft ³] | 1038 | 1041.78 |
| <u>Secondary Side</u> | | |
| Main Feedwater Flow, [10E6 lbm/hr] | 13.0 | 12.99 |
| Main Feedwater Temp. [°F] | 450.0 | 450.0 |
| Steam Flowrate, [10E6 lbm/hr] | 13.0 | 12.99 |
| Steam Pressure [psia] | 1148.0 | 1148.0 |
| Steam Temp. [°F] | - | 561.6 |
| Exit Steam Quality | 0.997 | 0.999 |
| SG Water Level, [%] | 93 | 92.46 |
| SG Mass Inventory, [lbm] | 184000 | 182190 |

제 3 절 RELAP5/MOD3 분석 결과

1. 사고전개

본 분석의 사고전개와 울진 3,4호기 FSAR의 사고전개를 시간별로 비교한 내용이 표 3.3-1에 나타나 있다.^[6,7]

[표 3.3-1 증기발생기 튜브파열사고 사고전개]

| Event | Time(sec) | | Set point |
|--|--------------|-------------|-----------|
| | Ulchin 3 & 4 | RELAP5/MOD3 | |
| • Turbine Trip | 0.0 | 0.0 | |
| • CPC hot leg saturation trip signal | 941.25 | 545.74 | |
| • Trip breakers open | 941.35 | 545.85 | |
| • Turbine-generator trip | 941.35 | 545.86 | |
| • Main steam safety valves open | 944.00 | 555.00 | 1277 psia |
| • Loss of offsite power | 944.35 | 548.86 | |
| • Max. S/G pressure | 945.30 | 580.00 | 1318 psia |
| • Main steam safety valves closed | 996.00 | 785.00 | 1213 psia |
| • Pressurizer empties | 1081.0 | 1065.0 | |
| • Operator initiates plant cooldown by opening one ADV on each S/G | 1360.0 | 965.00 | 100 °F/hr |
| • PZR pressure reaches SIAS | 1990.0 | 569.61 | 1555 psia |
| • SI flow initiation | 2021.0 | 599.68 | |
| • Operator attempts to isolate the affected S/G | 3385.0 | 1808.75 | 550 °F |
| • Operator closes the ADV block valve | 5185.0 | 3608.75 | |

- 1) 증기발생기 내의 세관 중 한 개가 맨 윗부분에서 완전 절단된다.
- 2) 가압기내의 수위와 압력이 감소되면서 가압기 보조 전열기가 가압기 압력을 유지하기 위해 동작되고 대기중인 충전펌프가 작동하여 누설에 의해 감소되는 원자로 냉각재 재고량을 보충한다.
- 3) 전 출력 상태에서 출력이 일정하게 유지되므로 원자로냉각재계통의 온도는 거의 변화가 없으나 계속적인 압력강화로 고온관에서의 압력이 포화압력에 가까워진다. 가장 심각한 사고결과를 위해 초기조건 증기발생기 수위가 매우 높아 증기발생기 고수위로 원자로가 정지된다.
- 4) 원자로 정지에 의해 원자로냉각재계통의 압력 및 온도가 급강하하며 가압기 수위 또한 급강하한다. 그러나 노심의 잔열은 지속적으로 생성된다.
- 5) 외부전원상실이 터빈 정지후 3초의 시간지연을 가지고 발생한다. 터빈정지 후 외부전원상실로 원자로냉각재펌프가 정지되어 원자로냉각재유량이 감소하며 주급수 펌프 및 충전펌프의 작동이 중단된다. 또한 복수기의 기능이 중단되어 증기우회 제어계통의 기능의 상실되며 증기발생기 내의 압력을 급증시킨다. 따라서 파열된 튜브를 통한 누설물은 양단의 압력차이의 감소로 급강하한다. 터빈정지 후 외부전원상실로 비상디젤발전기의 기동이 시작된다.
- 6) 주급수펌프가 정지되어 증기발생기 재고량은 감소하나 증기발생기 내의 증기를 흡수하는 기능이 중단되었기 때문에 증기발생기 내의 압력은 계속 상승한다. 증기발생기의 압력이 주증기 안전밸브 설정치에 이르면 안전밸브가 개방되고 증기발생기의 압력 및 재고량이 감소한다. 증기발생기 압력감소로 주증기 안전밸브가 닫히면 파열된 튜브를 통한 원자로냉각재 누설에 의해 증기발생기 압력이 재상승하고 주증기 안전밸브가 다시 개방하는 과정을 되풀이 한다. 그러나 증기발생기 재고량은 계속적으로 감소한다. 증기발생기 압력의 증감에 따라 누설물이 변동한다.
- 7) 원자로냉각재 계통의 압력이 계속 감소함에 따라 가압기 저압에 의한 안전주입 신호가 발생하고 일정시간이 지난 후에 안전주입이 시작된다.
- 8) 원자로정지 후 운전원은 관련 비상운전절차서에 의해 증기발생기의 대기덤프밸브를 개방하여 냉각을 시도한다. 사고를 파악하고 필요한 조치를 인식하는데 걸리는 시간은 ANSI STD N660에 근거를 두어 5분이 소요되는 것으로 가정되었으며 실제 조치하는데 걸리는 시간은 2분이 소요되어 총 7분이 소요되는 것으로 가정 되었다.
- 9) 건전한 증기발생기의 수위가 감소함에 딸 보조급수가 주입되기 시작한다.

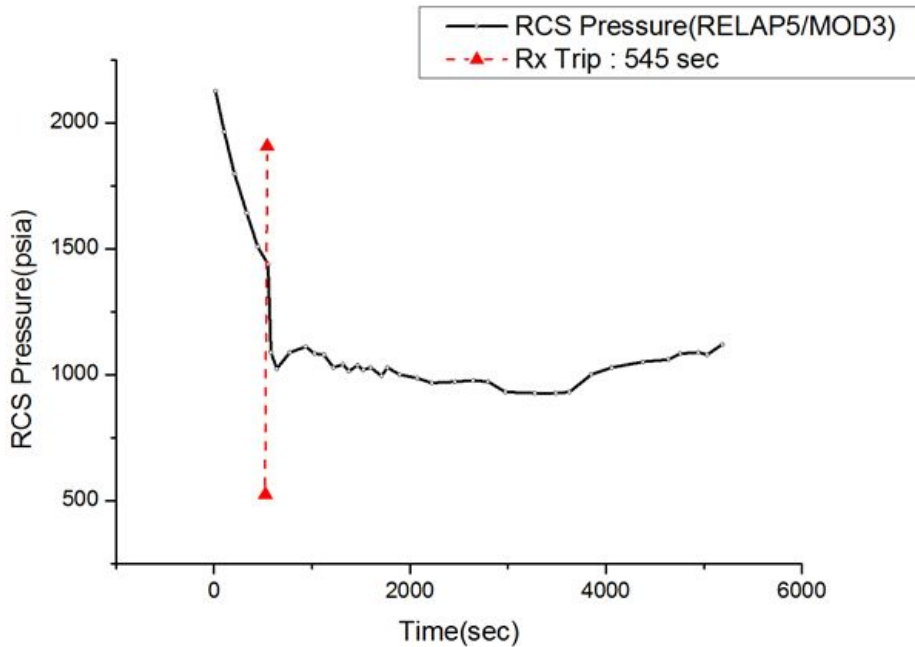
- 10) 원자로냉각재계통의 온도가 550°F에 이르면 운전원이 절차서에 따라 안전한 냉각을 시도하기 위해 개방된 대기덤프밸브를 닫는다. 이 때 고장난 증기발생기 대기덤프밸브는 개방고착된 것으로 단일고장으로써 가정된다.
- 11) 개방 고착된 대기덤프밸브를 운전원이 인지한 후 현장에서 밸브를 닫기 위한 조치를 취하는 시간은 총 30분이 소요되는 것으로 가정한다.

2. 사고결과

1) 노심출력

초기에 정격 원자로출력 2815 MWt의 102%인 2871 MWt로 출력을 유지하고 있는 상태에서 계속적인 원자로냉각재 압력 감소로 인해 계통의 온도가 포화온도에 이르게 되면 CPC의 보조 원자로 정지 기능인 고온관 포화 온도에 의해 원자로가 정지되어 사고후 545.85초에 출력은 잔열수준으로 급감한다.

2) 원자로냉각재압력

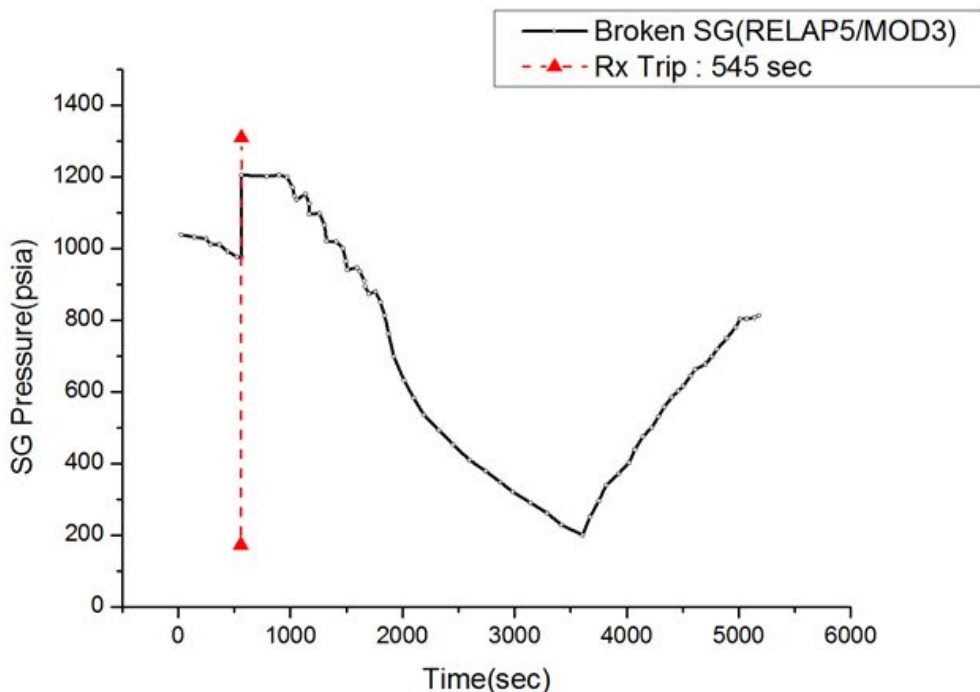


[그림 3.3-1 원자로냉각재계통 압력(RELAP5/MOD3)]

사고가 발생하면 파열된 튜브를 통하여 증기발생기내로 빠져 나가는 누설량은 충전

펌프에서 공급하는 냉각수량보다 많다. 따라서 가압기 압력 및 수위는 점차적으로 감소하며 가압기 초기 압력 2325 psia 이상으로 원자로냉각재 압력이 증가되지 않는다. 가압기 수위가 계속 감소하여 정상상태의 수위보다 100인치 이하로 떨어지면 대기 중인 세 번째 충전펌프가 기동하여 부족한 냉각수를 보충하기 시작하며 가압기 압력이 2275 psia 이하에서 가압기 보조전열기가 켜져 가압기 수위가 전열기를 노출시키는 위치인 23%에 도달하면 꺼진다. 사고초기에 가압기 압력은 많은 누설률로 인해 급격히 감소한다. 또한 원자로정지가 발생하면 599.68초에 안전주입신호가 발생한다. 원자로냉각재계통내로 안전주입이 되면 파손된 증기발생기 튜브를 통해 누출되는 냉각재량과 거의 평형을 이루게 되어 가압기 압력은 더 이상 감소하지 않는다.

3) 증기발생기 압력



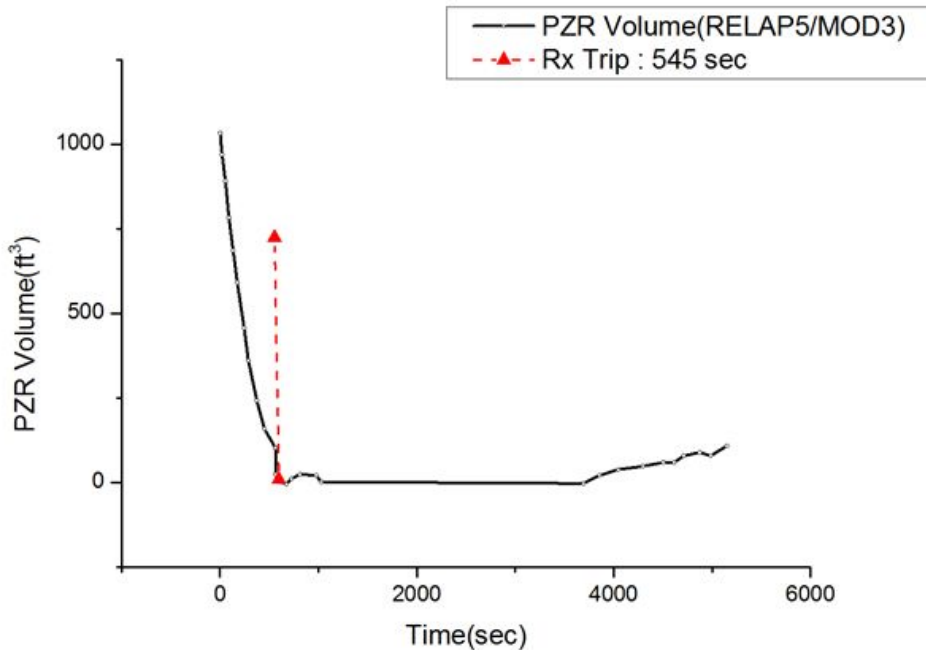
[그림 3.3-2 손상된 증기발생기 압력(RELAP5/MOD3)]

원자로냉각재의 유입으로 증가하는 수위를 조절하기 위해 급수계통이 자동으로 조절되며 공급되는 급수량이 준다. 더불어 원자로냉각재계통의 온도가 감소함에 따라 증기

발생기 압력도 감소한다. 원자로 및 터빈 정지 후 외부전원상실로 증기우회제어계통의 기능이 상실되며 이에 따라 증기발생기 압력이 상승하고 약 555초경에 주증기안전밸브가 개방되어 증기발생기 압력이 상승하는 것을 방지한다. 증기발생기 최대압력은 580초에 1272 psia로 증기발생기 건전성은 충분히 유지된다. 운전원이 원자로냉각재계통을 100°F/h로 냉각하기 위해 대기덤프밸브를 개방하면 증기발생기 압력이 일정하게 감소하기 시작하고 건전한 증기발생기측의 대기덤프밸브가 닫혔을 때부터 두 증기발생기 압력의 거동은 서로 다르게 나타난다.

4) 가압기 수위

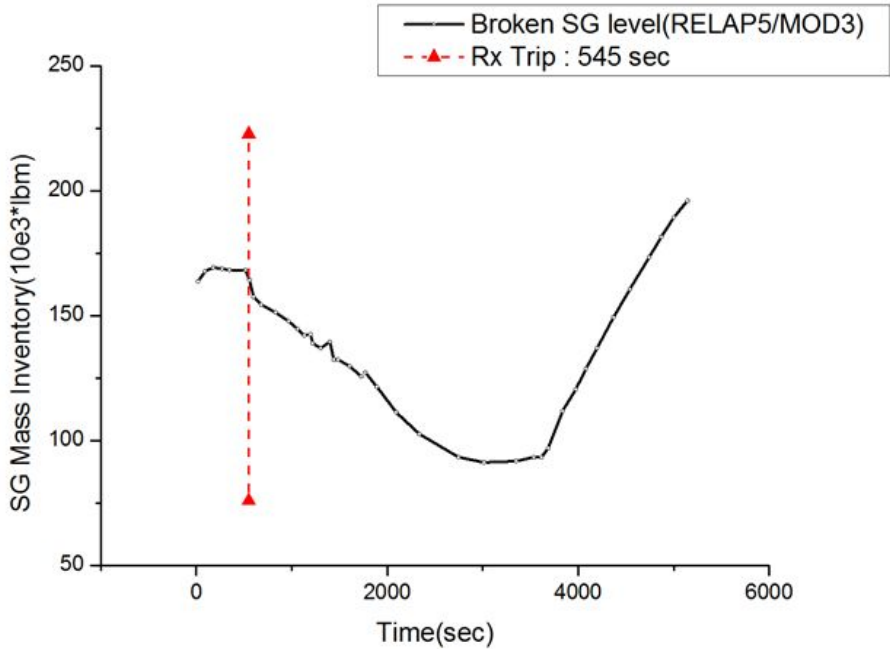
가압기는 약 650초경에 완전히 고갈되나 원자로냉각재온도가 증가함에 따라 가압기 수위가 약간 증가한다. 대기덤프밸브 개방과 함께 냉각재온도가 감소하게 되면 가압기는 텅 비게 된다. 냉각재 온도가 다시 증가하고 안전주입이 냉각재를 보충하는 3700초경부터 가압기 수위는 회복되기 시작한다.



[그림 3.3-3 가압기 수위(RELAP5/MOD3)]

5) 증기발생기 수위

주급수 및 보조급수계통은 자동운전 모드로 동작하며 주증기관을 통해 배출되는 증기량에 맞추어 급수를 공급한다. 외부전원이 상실되면 주급수펌프로 공급되는 전원이 차단되어 주급수의 공급이 중단되며 이때부터 증기발생기 수위 및 재고량이 감소한다. 증기발생기 수위가 약 23.4%에 도달하면 보조급수가 공급된다.



[그림 3.3-4 손상된 증기발생기 수위(RELAP5/MOD3)]

6) 원자로냉각재온도

사고발생 후 원자로냉각재계통의 압력이 감소함에 따라 원자로냉각재계통의 온도도 감소한다. 원자로냉각재계통 온도는 원자로 정지와 함께 급속히 감소하다가 외부전원 상실에 의한 원자로냉각재펌프가 정지됨에 따라 노심유량이 감소한다. 또한 증기발생기 압력이 상승하면서 주증기계통의 엔탈피가 높아지면서 양 계통간의 열전달량이 적어지면서 원자로냉각재계통 온도는 증가한다. 즉 노심 내에 냉각재가 머무는 시간이 증가되어 노심으로부터 단위 질량당 많은 열을 제공받고 열손실이 줄어들기 때문에 원자로용기 출구 냉각재 온도가 높게 나타난다. 그러나 운전원이 대기덤프밸브를 개방함에 따라 원자로냉각재계통의 온도가 냉각률 100°F/h로 감소된다. 대기덤프밸브가 닫힌

후에는 노심의 잔열이 계속 열을 공급하기 때문에 온도가 다시 상승하는 현상을 보이
나, 노심의 입·출구 온도차가 일정하게 유지되는 것으로 자연대류에 의한 노심냉각능
력이 유지됨을 확인할 수 있다.

7) 누설률

원자로냉각재계통에서 증기발생기로 유출되는 누설율은 두 계통간의 압력 차이에 따
라 달라진다. 사고초기 큰 압력 차이에 의해 임계유량으로 누출되던 누설율이 원자로
정지와 함께 원자로냉각재계통의 압력이 강하되면서 누설율도 감소된다. 그 후 증기발
생기 압력증가로 주증기안전밸브가 개방되면서 증기발생기 압력이 감소되면 누설율이
증가되어 누설율은 주증기안전밸브 개폐에 따라 변동한다. 원자로냉각재계통 압력이
더욱 감소되어 안전주입이 시작되면 원자로냉각재계통의 압력이 재상승하면서 누설율
은 다시 증가한다.

8) 증기방출량

원자로 및 터빈정지가 일어나면 증기발생기 압력이 증가하여 주증기안전밸브를 통해
증기가 방출된다. 주증기안전밸브를 통한 증기방출은 대기덤프밸브가 개방되어 증기발
생기압력이 감소될 때까지 계속된다. 원자로정지 후 7분 후에 운전원 조치로서 대기덤프
밸브가 개방되어 외부로 증기를 방출시킨다.

제 4 장 원전 시뮬레이터 SGTR 모사결과 비교 및 분석

제 1 절 증기발생기 튜브누설사고(SGTR) 개요

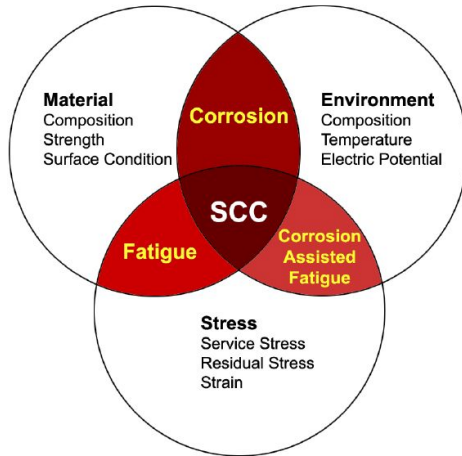
증기발생기 튜브누설사고(SGTR)는 증기발생기내의 전열관이 파손되어 원자로냉각재계통과 주증기계통 사이의 방호벽이 손상되는 사고이다. 이 방호벽의 건전성 유지는 방사성물질 누출의 저지 측면에서 매우 중요하다. 파손된 전열관을 통해 2차측으로 누설되는 냉각재는 증기발생기 2차측의 냉각수와 혼합된다. 2차측 냉각수에 포함된 방사능은 터빈정지 이전에는 터빈을 거쳐 복수기로 보내졌다가 비응축성 기체를 외부로 배출시키는 복수기진공펌프에 의해 대기로 방출된다. 원자로정지 및 터빈정지 이후 증기우회제어계통이 수동모드에 놓여 있을 경우에는 주증기안전밸브가 열려서 주증기계통의 압력을 조절하게 된다. 운전원은 원자로정지 이후 터빈우회밸브를 사용하여 고온관 온도가 주증기안전밸브의 개방설정치에 해당하는 포화온도까지 냉각을 시작하고 적절한 시점에 파단측 증기발생기를 격리 또는 격리된 것을 확인한 후 건전한 측 증기발생기를 이용하여 정지냉각 진입조건까지 핵증기공급계통을 냉각시킨다.^[7,8]

증기발생기 튜브누설사고(SGTR)는 방사선감시기에 의해 판단이 가능하다. 이것은 경보를 발생시켜 운전원에게 방사능준위가 비정상적인 상태임을 알리고 적절한 운전조치를 촉구한다. 이러한 방사선감시기들은 복수기진공펌프의 출구와 증기발생기취출관, 주증기관에 설치되어 있다. 이와 더불어 전열관 파열을 통한 냉각재 유출시의 원자로냉각재계통 압력 및 가압기 수위의 거동 그리고 파단측 증기발생기의 수위 변화의 정보로부터 사고를 판단할 수도 있다. 증기발생기 운전경험에 의하면 인코넬 재질의 수직 U자 관이 완전히 절단될 가능성은 매우 낮다. 실제로 발생가능한 보편적 파손형태는 계통의 압력방벽에 생기는 상당히 작은 침투공으로서, U자 관의 부식에 의한 구멍이나 작은 균열 또는 U자 관과 튜브시트 사이의 용접부위에서의 균열 등이다. 그러나 가장 심각한 증기발생기 전열관파열사고는 전출력 상태에서 하나의 U자 관이 양단 파단되어 누출유량이 생기는 경우이다.

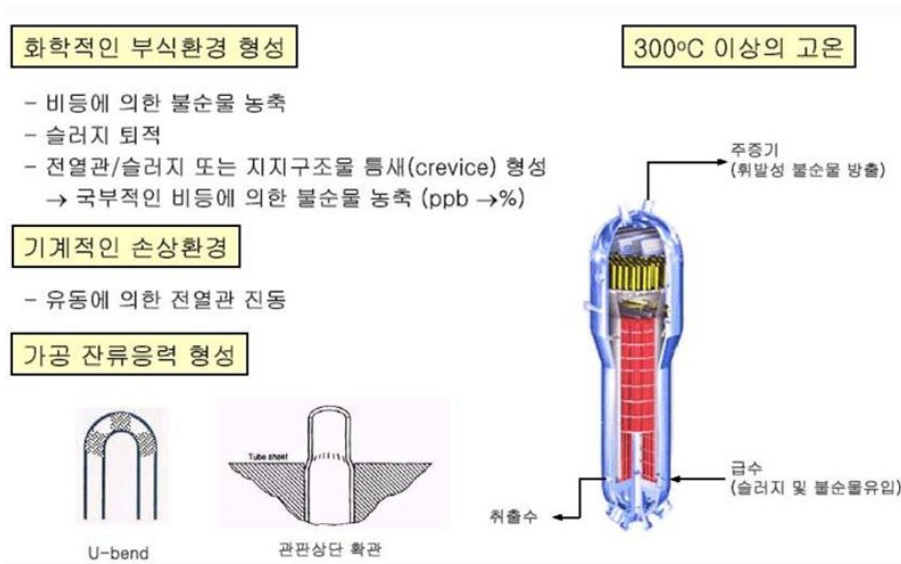
그림 4.1-2은 SGTR의 원인을 간략히 설명해 준다. 응력부식균열(SCC: Stress Corrosion Cracking)은 "응력"의 작용아래서 "부식환경"하에 있는 재료가 탄성한계 내의 낮은 응력수준에서도 "균열"을 일으키는 현상을 말한다. 즉 대상이 되는 재료 중에 잔류하

고 있던 기계적 응력과 환경물질의 부식작용이 상승하여 균열의 발생과 진전을 촉진한다고 생각된다. "응력부식균열"이 생기기 위해서는 다음의 조건이 동시에 존재하고 있을 필요가 있다.

- 재료표면에 "인장응력"이 작용하고 있을 것.
- 부식성 환경일 것.
- 대상이 되는 재료가 주어진 응력 및 부식환경에서 응력부식균열을 일으키는 조건이 되어 있을 것(응력부식균열이 일어나는 정도는 재질에 따라 다르다).



[그림 4.1-1 응력부식균열(SCC) 발생의 3요소-Material, Environment, Stress]



[그림 4.1-2 SGTR 발생원인]

1. SGTR 특징

증기발생기 전열관파열 사고는 원자로냉각재계통과 주증기계통 사이의 방벽(U-튜브)이 상실되는 것이다. 증기발생기 전열관파열은 전열관 표면의 홈(etch pit), 전열관의 작은 균열, 전열관과 전열관 시트 용접 부위의 손상에서부터 증기발생기 1대의 단일 전열관 양단 파열, 다중 파열 또는 증기발생기 2대의 동시 파열까지 있을 수 있다. 증기발생기 전열관파열 사고시, 파열 유량을 억제하는 배압이 원자로건물 압력 대신 증기발생기 압력이라는 점에서 냉각재상실사고와는 다르다.

운전원 조치가 없다면 1개의 전열관 양단 파열 발생 후 약 20분 이내에 원자로가 정지된다. 다중 전열관 손상은 원자로가 더 빨리 정지될 것이다. 충전펌프의 용량이 감당할 수 있는 파열이라면 가압기수위제어계통의 자동 운전으로 가압기 수위를 유지할 수 있으므로 가압기 수위와 압력은 지속적으로 감소하지는 않는다. 증기발생기 전열관파열 사고로 원자로가 자동으로 정지되지 않았다면 적절한 발전소 운전절차서를 수행하여 원자로 출력 감발 후 수동으로 정지한다.^[7,8]

주제어실에 지시하는 다음의 변수는 증기발생기 전열관파열 사고임을 나타낸다.

- a. 2차 계통 방사선 준위의 증가
 - 복수기 진공 배기
 - 주증기 배관
 - 증기발생기 취출수 배관
 - 터빈 또는 보조 건물 배기 감시기
 - 배기구 감시기
 - 증기발생기 액체 시료
- b. 화학 및 체적 제어계통의 체적제어탱크의 수위 감소
- c. 원인 불명의 충전유량 증가 또는 유출유량 감소
- d. 원자로 정지 또는 운전원 조치가 수행되기 전에 원자로냉각재계통 온도와 출력은 상대적으로 일정
- e. 증기발생기 수위가 상대적으로 일정하게 유지(소량 파열시) 또는 1차 계통에서 2차 계통으로의 누설로 인해 서서히 증가(다량 파열시)

f. 원자로건물 압력과 온도는 불변

g. 가압기 압력과 수위 감소

증기발생기 전열관파열을 방사선감시기의 지시치 또는 경보만으로 진단해서는 안 된다. 2차 계통 방사능 지시치가 증가하거나 경보가 발생했다면 증기발생기 전열관파열이 발생했음을 확신하여 증기발생기 전열관파열을 고려한다. 2차 계통 방사능이 증가하지 않거나 경보의 발생이 없어도 증기발생기 전열관파열이 발생할 수 있다. N-16 계측기는 전열관파열이 발생한 증기발생기를 구분하는데 사용될 수 있지만 원자로가 정지후에는 신뢰할 수 없다. 원자로 정지후에는 N-16의 짧은 반감기로 인해 급격히 붕괴된다. 그러므로 증기발생기 전열관파열을 다른 사고와 구분하기 위해 증기발생기 수위 반응, 증기발생기 시료 방사능, 급수 유량 불일치 그리고 급수 제어밸브의 개도 등을 고려해야 한다. 주증기 격리밸브가 닫히기 이전의 방사능 지시치도 고려해야 한다.

2. SGTR 주요조치

증기발생기 전열관파열 사고가 운전모드 1 또는 2에서 발생했다면 증기발생기 전열관파열 지침서의 조치를 수행하기 전에 원자로 트립후 조치와 사고진단을 수행하며, 운전모드 3 또는 4에서 발생했다면 사고진단을 수행한다. 증기발생기 전열관파열 지침서의 첫 번째 단계는 원자로 트립후 조치와 사고진단을 수행했음을 확인하고, 안전기능 상태점검을 수행하여 발전소가 복구중임을 확인한다. 이후의 단계는 발전소를 정지냉각계통 진입조건까지 감압 및 냉각하는 4가지 주요조치로 나뉘어져 있다.

첫 번째 주요조치는 원자로냉각재계통의 고온관온도가 주증기안전밸브 개방방지 고온관 온도 미만으로 유지될 때까지 증기발생기를 이용하여 원자로냉각재계통을 냉각하는 것이다. 초기 냉각은 손상된 증기발생기를 격리하기 전에 수행한다. 원자로냉각재계통을 주증기안전밸브 개방방지 고온관온도 미만으로 냉각하는 조치는 손상된 증기발생기 격리 후 주증기안전밸브의 개방 가능성을 감소시킨다.

두 번째 주요조치는 손상된 증기발생기 확인 및 격리이다. 손상된 증기발생기의 확인 및 격리는 손상된 증기발생기로부터 제어되지 않은 방사성 물질의 누출을 방지한다.

세 번째 주요조치는 원자로냉각재계통 압력을 감압하여 격리된 증기발생기 압력과 $\pm 3.5 \text{ kg/cm}^2 (\pm 50 \text{ psi})$ 이내로 유지하는 것이다. 이 조치는 원자로냉각재계통에서 손상된 증기발생기로 누설되는 유량을 제어할 수 있도록 한다.

네 번째 주요조치는 강제순환 또는 자연순환 냉각을 이용하여 발전소를 정지냉각계통 진입조건까지 냉각한다. 건전한 증기발생기로 냉각을 수행하며, 격리된 증기발생기는 원자로냉각재계통과 함께 냉각 및 감압이 된다.

제 2 절 시뮬레이터 SGTR 모사결과

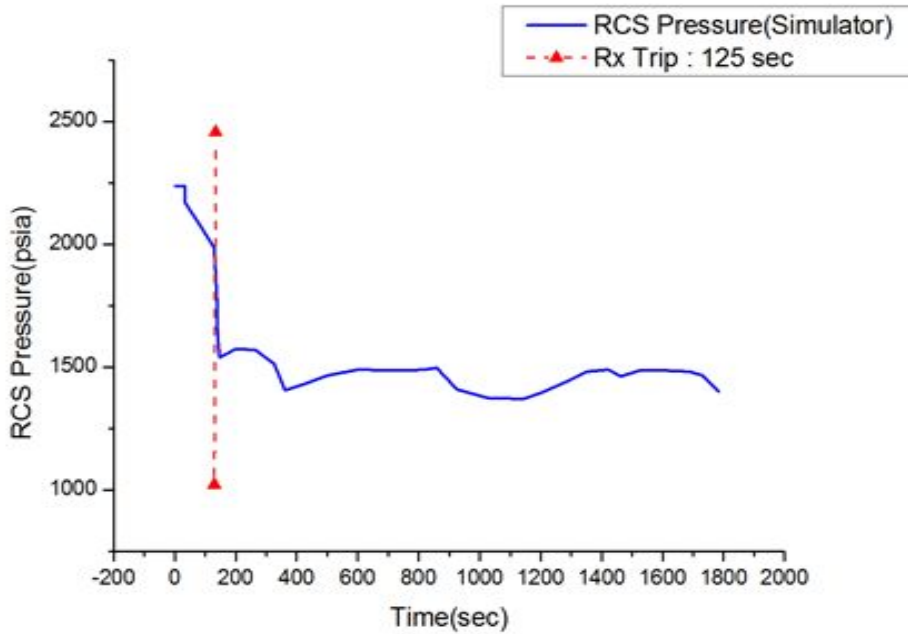
그림 4.2-1부터 4.2-4은 소외전원상실을 수반한 증기발생기 전열관파열사고에 대한 발전소 주요변수 거동을 보여준다. 시뮬레이터에서 모사한 SGTR의 초기조건은 정상운전을 기준으로 가정했기 때문에 가압기 압력/수위, 증기발생기 압력/수위 등의 주요변수들이 정상운전범위를 유지한다. 시뮬레이터에서 SGTR 발생 후 가압기 압력감소로 인해 고온관포화 CPC Trip인자에 의해 SGTR 발생후 125초 후에 원자로가 정지된다.

원자로냉각재계통 온도는 원자로가 정지 될 때까지 비교적 일정하게 유지된다. 터빈 정지 후 3초 후에 소외전원이 상실되기 때문에 모든 원자로냉각재펌프가 정지되어 자연순환이 형성되어 유로의 고온관 온도는 영출력 온도로 안정된다.

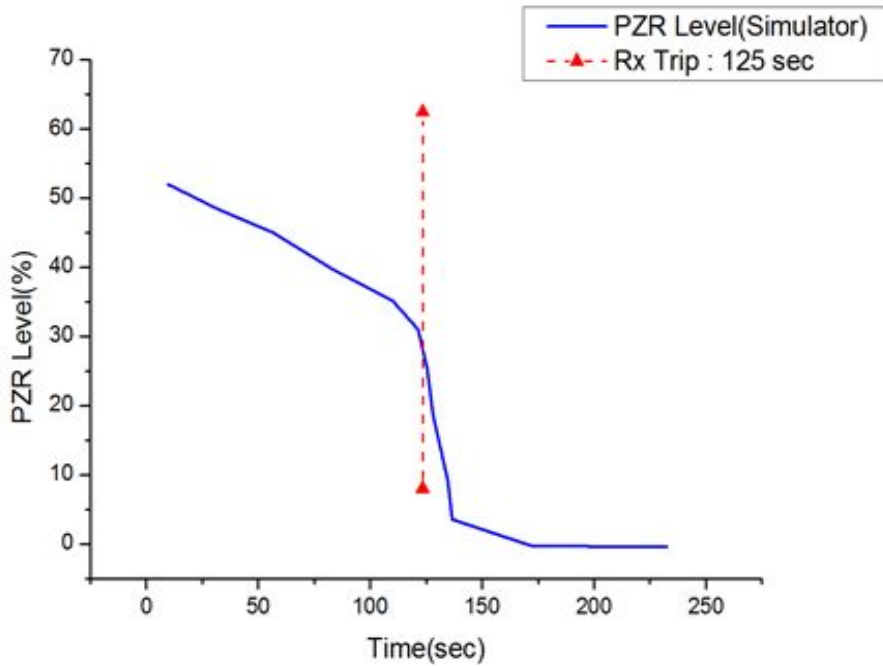
그림 4.2-1에 나타난 것과 같이 원자로냉각재계통 압력은 1차측 냉각재가 2차측으로 누설됨에 따라 급격히 감소하고 가압기 압력제어시스템의 제어범위를 벗어나면서 가압기 저압력에 이른다. 가압기 저압력 125.1 kg/cm²에 도달하면 안전주입이 발생하여 원자로 냉각재 재고량 및 압력을 회복하지만 충전량보다 과단되는 누설량이 많아 원자로냉각재 압력 및 가압기 수위가 감소한다. 가압기 수위 또한 가압기수위제어시스템의 운전범위를 벗어난 누설량으로 인해 수위 감소량이 급격히 증가하고 원자로가 정지되면서 원자로냉각재 온도감소로 가압기 수위 및 압력이 감소된다.

그림 4.2-3에 나타난 사고 증기발생기 압력은 초기에 증가된다. SGTR에 의해 사고 증기발생기의 수위가 증가함에 따라 증기발생기 압력이 증가되었다. 주급수제어시스템의 제어범위를 벗어나지 않으면 증기발생기 수위는 일정하게 유지되고 압력도 일정하게 유지된다. 하지만 시뮬레이터의 주급수제어시스템의 응답성이 느리게 나타났다. 원자로 및 터빈 정지 됨에 따라 터빈정지밸브가 닫히면서 증기 유량 흐름이 차단된다. 이는 증기발생기 압력을 급격히 증가시킨다. 이 후 주증기안전밸브가 열려 압력이 급감한다. 증기발생기 수위는 증기발생기 하향유로 수위를 측정한다. 전 출력 운전 중 증기발생기의 재순환율(건조기 및 습분분리기로부터 하향유로로 재순환되는 유량과 하향유로 및 이코노마이저로 공급되는 급수유량과의 비율)은 약 4:1이다. 재순환 유량은 하향유로로 재순환되고 증기발생기 하향유로 수위 유지에 많은 부분을 차지한다. 터빈 정지에 의해 증기유량이 차단되면 재순환 유량도 감소한다. 하향유로를 순환하는 재순환 유량의 감소로 하향유로를 통과하고 증기발생기 상향유로로 상승하는 유로저항을 감소

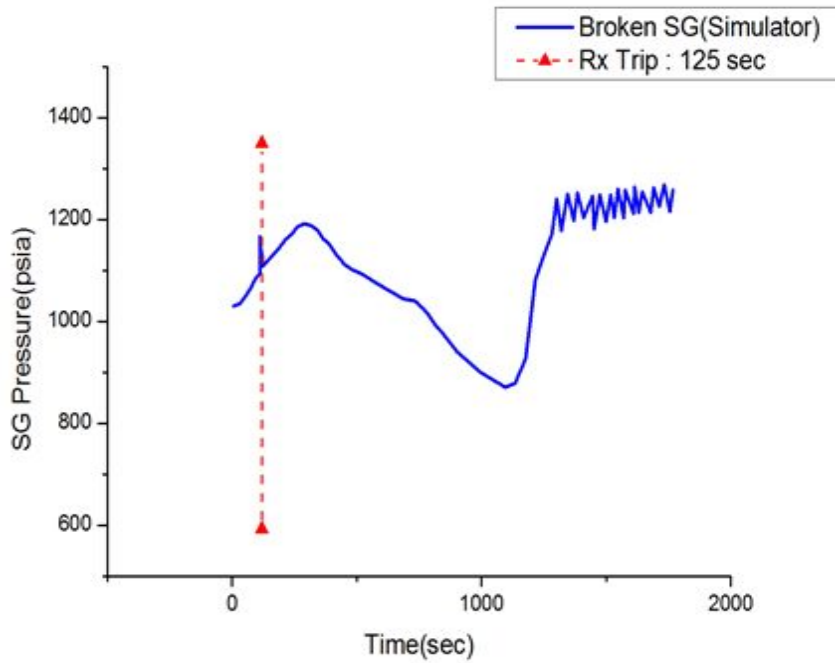
시킨다. 유로저항의 감소로 하향유로 수위와 증기발생기 수위 지시 모두 감소한다.



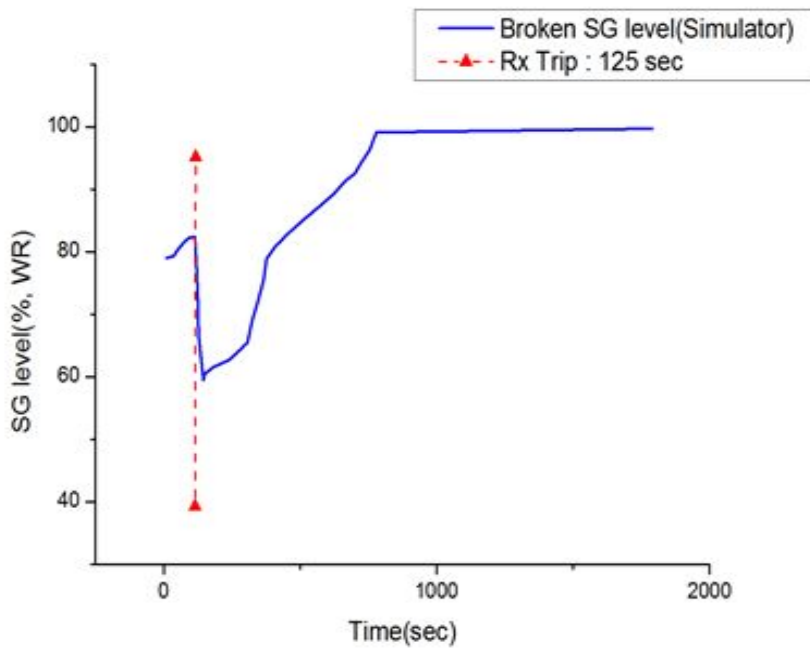
[그림 4.2-1 원자로냉각재계통 압력_시뮬레이터]



[그림 4.2-2 가압기 수위_시뮬레이터]



[그림 4.2-3 증기발생기 압력_시뮬레이터]



[그림 4.2-4 증기발생기 수위_시뮬레이터]

제 3 절 시뮬레이터와 RELAP5/MOD3 코드결과 비교

표 4.3-1은 증기발생기 튜브파열 사고에 대한 초기조건을 비교해 놓은 것이다. FSAR의 사고해석과 RELAP5/MOD3 코드는 가장 보수적인 사고결과의 초기조건을 조합하기 위해 다르게 나타난다.

| Major Parameters | OPR-1000 | RELAP5/MOD3 | Simulator |
|--|----------|-------------|-------------|
| Core thermal power [MWt] | 2871.3 | 2871.3 | 2815 |
| Core inlet temperature [°F] | 570 | 570.9 | 564.5 |
| PZR pressure [psia] | 2325 | 2325 | 2250 |
| PZR water volume/level [ft ³ , %] | 1038 | 1041.9 | 52.6 (%) |
| SG pressure [psia] | 1148 | 1148 | 1070 |
| SG water volume/level [lbm, %] | 184000 | 182190 | 79 (% , WR) |

[표 4.3-1 SGTR 초기조건 비교]

초기 노심입구 온도가 감소할수록 냉각재의 밀도가 증가하므로 파단부를 통해 1차측에서 2차측으로 누설되는 냉각재 질량유량이 증가하고 누설유량의 누적치도 증가하게 된다. 반면, 초기 노심입구 온도가 증가하게 되면 원자로냉각재의 엔탈피가 증가하여 증기발생기내의 누설 냉각재의 순간 기화율을 증가시키므로 주증기안전밸브를 통한 방사능 누출은 증가하게 된다. 이는 순간 기화된 증기가 주증기안전밸브를 통하여 외부로 누출될 때 증기 속에 함유된 방사능도 여과없이 외부로 유출된다고 가정하여 사고로 인한 방사능영향을 최대화시키기 때문이다.

초기 원자로냉각재 유량의 감소는 증기발생기로 누설되는 냉각재의 엔탈피를 증가시켜서 방사능 누출을 증대시킨다. 따라서 방사능 누출을 최대화 시키는 초기조건은 냉각재의 누설유량과 순간 기화율의 조합에 의해서 결정되며 민감도 분석에 의하여 다음과 같이 구해졌다. 즉, 최대 허용 원자로냉각재계통 압력, 최대 초기 가압기 냉각재 체적, 최대 초기 증기발생기 수위, 최대 초기 노심출력, 최소 원자

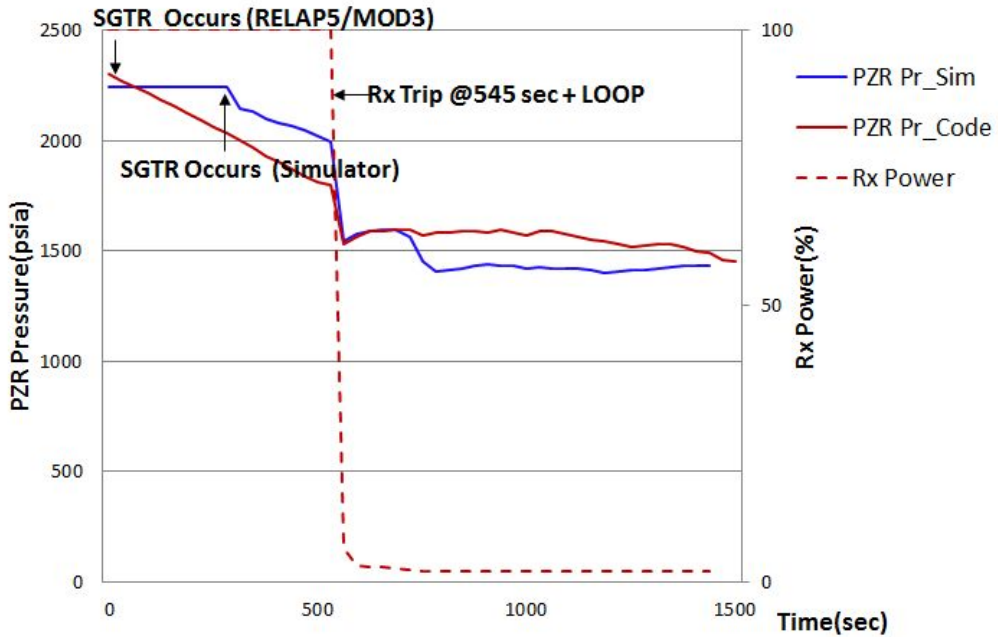
로냉각재 유량, 최소 고압 안전주입펌프 유량 및 최대 노심입구 냉각재 온도이다.

또한 시뮬레이터와 RELAP5/MOD3 코드에서 비교한 4가지 변수(가압기 압력/수위, 증기발생기 압력/수위)는 사고진단 과정에서 SGTR을 판별하는데 필요한 주요 변수로 사고 진행시 거동을 비교하여 시뮬레이터 충실도를 판단할 수 있다.

1. 가압기 압력

그림 4.3-1은 가압기 압력에 대한 거동을 보여준다. 원자로 정지 전까지 증기발생기 튜브파열로 인하여 원자로냉각재가 증기발생기로 2차측으로 누출되면서 가압기 압력은 감소한다. 시뮬레이터에서 모사한 가압기 초기압력은 정상운전 압력인 2250 psia로 검증코드의 초기압력 2325 psia보다 낮다. 이는 사고결과가 가장 보수적으로 나타나게 하는 사고해석의 초기조건으로 관련되는 입력변수는 노심 입구온도, 노심 출력준위, 원자로냉각재계통 압력, 원자로냉각재 유량, 가압기 수위, 증기발생기 수위이다.

초기 원자로냉각재계통 압력의 증가는 냉각재 누설유량을 증가시키고 방사능 누출의 증가를 초래한다. 즉 최대 허용 원자로냉각재계통 압력이 검증코드 및 FSAR 사고해석의 초기조건으로 나타난다. 증기발생기 전열관 양단파열이 발생한 이후부터 원자로 정지 전까지의 두 방법의 가압기 압력 거동은 유사하다. 다만 시뮬레이터에서 원자로정지는 CPC보조정지인 고온관 포화온도에 의해 일어나고 검증코드에서는 증기발생기 고수위로 원자로가 정지된다.

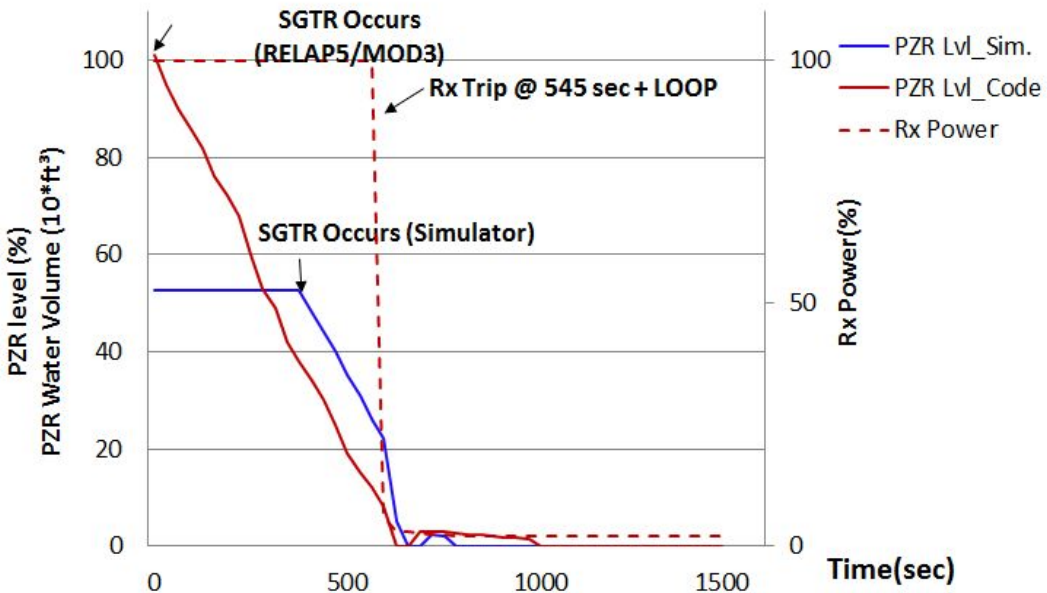


[그림 4.3-1 가압기 압력거동 비교]

또한 사고초기에 시뮬레이터 가압기 압력이 상대적으로 적게 감소되는 이유는 가압기 압력제어계통에 의한 보조전열기가 작동되어 일시적으로 가압기 압력을 유지하기 때문이다. 원자로 정지 및 터빈 정지 3초 후에 소의전원이 상실되면서 원자로냉각재계통의 냉각은 자연순환에 의해 노심에서의 대류 열전달이 가능하다. 동시에 가압기 저압력에 의한 SIAS 신호가 발생하여 냉각재 재고량을 회복하면서 가압기 압력이 일시적으로 상승한다. 시뮬레이터와 검증코드의 가압기 압력 거동은 전반적으로 비슷한 트렌드를 보여주었다.

2. 가압기 수위

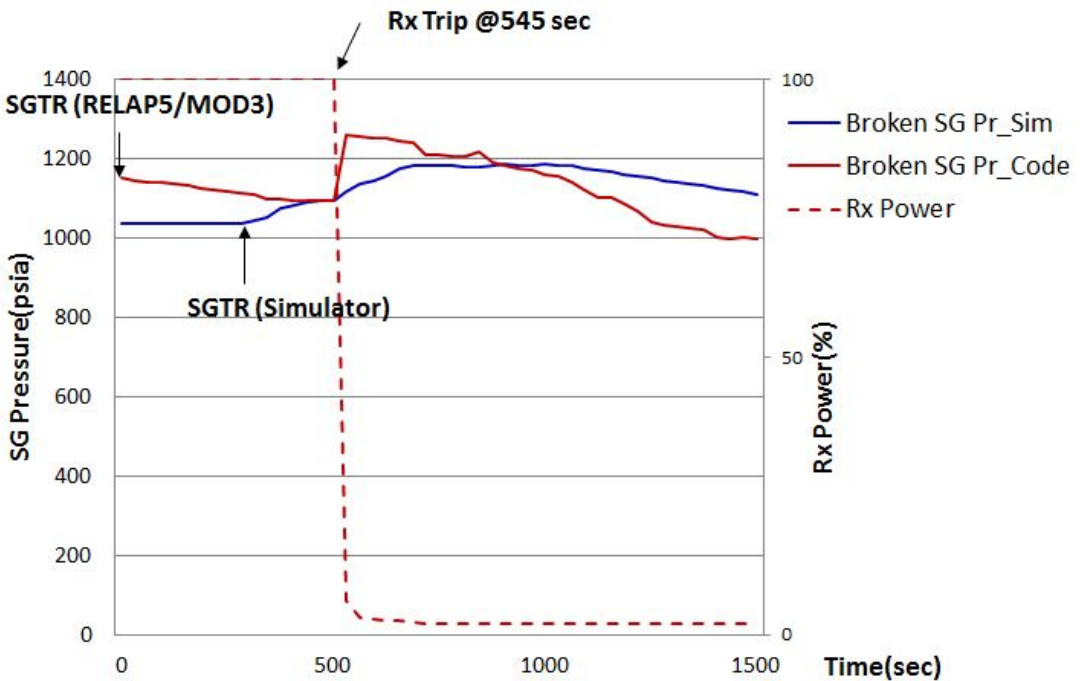
그림 4.3-2는 가압기 수위에 대한 거동을 보여준다. 증기발생기 튜브 양단과열이 일어나면 파단부를 통한 누설유량이 충전유량 보다 많으므로 가압기 수위는 감소한다. 원자로가 정지 이 후 원자로냉각재 온도가 감소되면서 가압기 수위는 급감한다. 결국 가압기 수위는 고갈되고 안전주입이 발생하면서 약간 회복하다가 다시 감소한다. 가압기 수위 거동에 대한 모사결과는 시뮬레이터와 유사하게 나타났다.



[그림 4.3-2 가압기 수위거동 비교]

3. 증기발생기 압력

그림 4.3-3는 증기발생기 압력에 대한 거동을 보여준다. 원자로정지 전까지 두 모사 결과에 대한 증기발생기 압력은 다르게 나타난다. SGTR 발생 이 후 시뮬레이터의 증기발생기 수위 증가량은 검증코드보다 상대적으로 많고 이에 해당하는 주급수제어계통(FWCS) 제어와 증기우회제어계통(SBCS)의 응답이 느려 증기발생기 압력이 증가한 것으로 판단된다. 반면 RELAP5/MOD3 코드 의 경우 주급수제어계통(FWCS) 및 증기우회제어계통(SBCS)의 제어요소가 상세하게 반영되지 않아 증기발생기 압력이 감소된 것으로 판단된다. 그리고 RELAP5/MOD3는 NSSS T/H 코드로 1차측 온도 및 압력 변화에 대한 거동에 민감하다. 즉 SGTR 발생으로 원자로냉각재계통의 온도가 감소함에 따라 증기발생기 압력도 감소하는 것으로 판단된다.



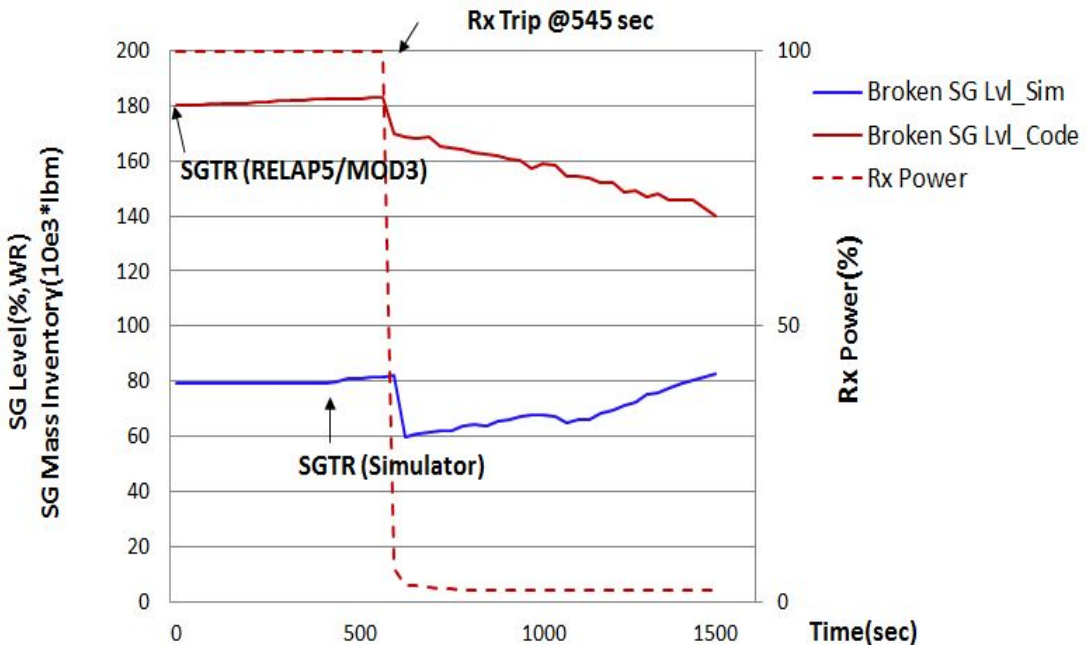
[그림 4.3-3 증기발생기 압력거동 비교]

터빈정지에 따른 증기유량의 감소로 원자로 정지 후에 증기발생기 압력이 증가한다. 또한 터빈정지와 동시에 발생하는 소외전원상실은 주급수 펌프를 정지시켜 증기발생기

의 급수 공급이 보조급수 개시 전까지 불가능하다. 또한 복수기의 진공이 상실되면서 증기발생기 압력을 정상적으로 유지 시킬 수는 없다. 그렇기 때문에 증기발생기 안전 밸브(MSSV)가 열리기 전까지 시뮬레이터와 RELAP5/MOD3 모두 증가한다. 따라서 원자로 정지 이전의 증기발생기 거동은 다르지만 원자로 정지 이후 시뮬레이터와 검증 코드의 증기발생기 압력 거동은 전반적으로 비슷한 트렌드를 보여주었다.

4. 증기발생기 수위

그림 4.3-4는 증기발생기 수위에 대한 거동을 보여준다. 시뮬레이터에서 실험한 고장난 증기발생기 수위는 사고가 발생한 후 원자로가 정지되기 전까지 79%에서 82.5%로 증가되었다. 이는 증기발생기 튜브파열로 1차측 RCS가 증기발생기 광역수위 3.5%에 해당하는 누설이 발생하였다. 누설량을 질량으로 환산하면 약 17,854 lbm (286 ft³을 질량으로 환산)이다. RELAP5/MOD3 코드로 실험한 증기발생기 수위 증가량은 약 3000 lbm으로 시뮬레이터에서 수행한 증기발생기 수위 증가량보다 1/5이상 적다.



[그림 4.3-4 증기발생기 수위거동 비교]

또한 증기발생기 튜브의 대형파열이기에 손상된 증기발생기 수위는 원자로가 정지되기 전까지 모두 증가하는 것으로 나타난다. 하지만 원자로 정지 이후 증기발생기 수위 거동은 다르게 나타난다. 즉 시뮬레이터에서 증기발생기 수위가 계속 증가되는 것은 상대적으로 MSSV 열림 시간이 짧아 외부로 방출되는 재고량보다 파열을 통해 증가되는 재고량이 더욱 크기에 나타난 결과라 판단된다. RELAP5/MOD3 코드의 경우 증기발생기 고수위에 의한 MSIS가 발생하여 주증기관의 차단과 급수상실이 된 상태에서 MSSV 열림 시간 및 MSADV 개방 고착된 시간이 상대적으로 길어 파열로 인해 증가된 증기발생기 재고량이 외부로 방출되면서 증기발생기 수위가 감소되는 것으로 판단된다.

제 5 장 결 론

원자력발전소 시뮬레이터는 운전원 면허시험, 비상운전절차서에 대한 검증 및 확인과 교육훈련에 직접 사용되며, 안전관련 설계 및 절차서 변경 등에도 동 설비가 이용되기 때문에 참조발전소와 성능 및 발전소 반응 일치성을 확인하는 것은 필수적이다.

미국의 경우 모의제어반은 U.S NRC의 인증을 받도록 규정하고 있으며 4년에 한번씩 인증서를 갱신하도록 10CFR55.46에 규정하고 있다. 국내의 경우 시뮬레이터 성능 검증 제도가 미비하다. 아직까지 시뮬레이터와 관련된 국내 규제요건은 없다.

따라서 국내 원전 시뮬레이터의 성능이 참조발전소와 일치성을 확인해 보기 위해 규제검증 코드인 RELAP5/MOD3와 OPR-1000 시뮬레이터에 대해 SGTR을 모사하여 그 결과를 비교해 보았다.

SGTR을 판별하는데 필요한 주요 변수인 가압기 압력/수위, 증기발생기 압력/수위에 대하여 모사를 하고 비교한 결과, RELAP5/MOD3와 OPR-1000 시뮬레이터는 전반적으로 유사한 거동을 보여 주었다.

이는 RELAP5/MOD3 코드가 향후 시뮬레이터 성능을 검증하는데 의미 있는 도구로 활용할 수 있다는 확신을 주었다. 하지만 증기발생기 압력과 수위의 거동은 약간 다르게 나타났다. RELAP5/MOD3는 NSSS T/H 코드로 일차측 거동은 세밀하게 나타내지만 주요 제어계통인 가압기압력제어계통(PPCS), 주급수제어계통(FWCS)과 터빈제어계통(TCS)을 상세하게 반영하지 못하기 때문에 약간 다른 결과를 나타낸 것으로 판단된다.

향후 개선해야 할 점으로는 검증코드의 제어계통 프로그램 최적화와 시뮬레이터 응답성을 향상시켜 거동이 다르게 나타난 두 변수(증기발생기 압력/수위)에 대한 상세원인을 파악할 필요가 있다. 또한 원자로냉각재상실사고, 증기과잉방출 사고와 같은 다른 설계기준사고에 대해서도 검증코드와 시뮬레이터를 비교할 필요가 있다.

참고문헌

- [1] ANS, Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination, ANSI/ANS-3.5-1998, 1998
- [2] U.S. NRC, Nuclear Power Plant Simulation Facilities for Use in Operator Training, License Examinations, and Applicant Experience Requirements, Reg Guide 1.149, 2011
- [3] K.S Doh, Development of Certification Requirements for the Simulation Facilities in NPPs, KINS/AR-742, Korea Institute of Nuclear Safety, 2000
- [4] 한국원자력안전기술원, 안전규제 교육·검증용 시뮬레이터 구축 타당성 분석 및 핵심엔진 프로토타입 개발, 2012
- [5] 한국시뮬레이션학회, 가압경수로 원자력발전소의 전범위 복제형 시뮬레이터 개발, 1997
- [6] J.I. Lee, J.S. Park, Safety Assessment of Ulchin 3&4 by Audit Calculations in the Area of Safety Analysis, KINS/AR-224, Korea Institute of Nuclear Safety, 1993
- [7] 한국수력원자력(주), 울진3,4호기 최종안전성분석보고서, 1998
- [8] 한국수력원자력(주), 신고리1,2호기 비상운전지침서, 2008

감사의 글

조선대학교 대학원에 2009년에 등록한 후 4년이 지난 시점에서 석사과정을 마무리하려고 합니다. 한국수력원자력(주) 한빛본부에서 발전팀 운전원으로 근무하면서 대학원 강의를 수강했습니다. 당시 대학원 진학을 통해 스스로 부족한 원자력공학에 대한 지식을 배울 수 있었고 더욱 성장할 수 있는 계기가 되었습니다.

직장 생활을 하면서 학업을 병행하는 것이 어려웠지만 발전소 근무하는 동안 가졌던 호기심을 해결할 수 있었고 교수님들이 수업을 통해 제시했던 여러 주제들은 앞으로 원자력분야에 근무하면서 계속 생각해야 할 화두로 다가왔습니다.

특히 부족한 저를 항상 격려해주시고 정성으로 지도해 주신 나만균 교수님께 감사드립니다. 직장생활을 핑계로 논문작성을 미뤘었는데 교수님의 지속적인 관심과 자극으로 이제야 논문을 작성합니다. 또한 늘 제가 새롭게 다짐하고 도전할 수 있게 한 가르침을 주신 한국원자력안전기술원의 문찬기 박사님께도 감사를 드립니다. 2009년 한빛원자력본부에서 광주와 영광을 오가며 대학원과정을 강의해 주신 송종순 교수님, 정운관 교수님, 김승평 교수님, 이경진 교수님, 김진원 교수님께도 깊은 감사를 드립니다.

대학원 과정을 수강하면서 회사에서 느끼지 못한 재미와 추억을 만들어 주신 곽영중, 김한점, 박복열, 박종화, 이동우, 조영보 학우들과 학업을 끝까지 마치는데 큰 힘이 되어주신 박순호 학우님께도 진심으로 감사함을 전합니다.

마지막으로 학업으로 가사에 소홀할 때에도 묵묵히 내조하고 격려해준 와이프에게 미안함과 감사함을 바칩니다. 그리고 자주 놀아주지 못해 미안한 마음을 감출 수 없는 형주와 보민에게 자상한 아버지가 될 것을 약속하며 감사의 글을 마칩니다.

2013년 10월

김 성 현

저작물 이용 허락서

| | | | | | |
|------|--|-----|----------|-----|----|
| 학 과 | 원자력공학과 | 학 번 | 20097283 | 과 정 | 석사 |
| 성 명 | 한글 : 김 성 현 한문 : 金 性 賢 영문 : KIM SUNG HYUN | | | | |
| 주 소 | 대전시 서구 월평동 진달래아파트 110동 401호 | | | | |
| 연락처 | E-mail : shkim@kins.re.kr | | | | |
| 논문제목 | 증기발생기튜브누설에 대한 원전시뮬레이터 및 검증코드 비교 | | | | |
| | Comparison of a Nuclear Power Plant Simulator with RELAP5/MOD3 Code about Steam Generator Tube Rupture | | | | |

본인이 저작한 위의 저작물에 대하여 다음과 같은 조건 아래 조선대학교가 저작물을 이용할 수 있도록 허락하고 동의합니다.

- 다 음 -

1. 저작물의 DB구축 및 인터넷을 포함한 정보통신망에의 공개를 위한 저작물의 복제, 기억장치에의 저장, 전송 등을 허락함.
2. 위의 목적을 위하여 필요한 범위 내에서의 편집과 형식상의 변경을 허락함. 다만, 저작물의 내용변경은 금지함.
3. 배포·전송된 저작물의 영리적 목적을 위한 복제, 저장, 전송 등은 금지함.
4. 저작물에 대한 이용기간은 5년으로 하고, 기간종료 3개월 이내에 별도의 의사 표시가 없을 경우에는 저작물의 이용기간을 계속 연장함.
5. 해당 저작물의 저작권을 타인에게 양도하거나 출판을 허락을 하였을 경우에는 1개월 이내에 대학에 이를 통보함.
6. 조선대학교는 저작물 이용의 허락 이후 해당 저작물로 인하여 발생하는 타인에 의한 권리 침해에 대하여 일체의 법적 책임을 지지 않음.
7. 소속 대학의 협정기관에 저작물의 제공 및 인터넷 등 정보통신망을 이용한 저작물의 전송·출력을 허락함.

동의여부 : 동의(0) 반대()

2013년 10월

저작자: 김 성 현 (인)

조선대학교 총장 귀하