

하나로 엔지니어링 시뮬레이터 개발 (II 차년도)

Development of HANARO Engineering Simulator (II)

KAERI

한국원자력연구소

제출문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 2001 년도 “하나로 엔지니어링 시뮬레이터 개발” 과제의 연구 보고서로 제출합니다.

2002.1.

연구팀: 하나로 운영팀

과제책임자 : 정환성

참 여 자 : 한기양

김민진

김영기

이기홍

박상준

김형규

박주훈

요 약 문

I. 제 목

하나로 엔지니어링 시뮬레이터 개발

II. 연구개발의 필요성

하나로는 열 출력 30MW 의 연구용 원자로로서 운전원의 교육이 주기적으로 이루어지고 있다. 시뮬레이터를 교육에 이용하면 실제로 조작하기 어렵거나, 발생되면 안 되는 다양한 형태의 현상이나 사건을 이해하거나, 경험할 수 있어 운전원의 자질 향상에 도움이 된다. 따라서 제어 알고리즘을 구현한 엔지니어링 시뮬레이터를 교육등에 사용하면 안전성 향상에도 기여 할 수 있을 것이다.

III. 연구개발의 목적

본 연구 과제는 운전원 교육, 제어기 시험, 프로그램 기술 향상을 위하여 하나로 시뮬레이터를 개발하는 것을 목적으로 한다. 시뮬레이터는 제어실 환경을 유사하게 모의하기 위하여 다수의 컴퓨터로 구현한다. 또한 프로그램은 실시간으로 수행되며 향후 유지 보수 및 확장성을 고려하여 개발한다. 하드웨어는 국내에서 생산되는 PC 를 이용하여 보수 및 대체성을 확보한다.

IV. 2 차년도 연구 개발 결과

하나로 엔지니어링 시뮬레이터를 개발하기 위하여 수학적 모델을 바탕으로 모사 프로그램을 구현하였다. 시뮬레이션 프로그램은 노심, 냉각계통, 반응도 제어 계통, 디지털 제어기등에 대하여 모사하며 PC 기반에서 실행된다. 여러 가지 초기 조건들을 설정할 수 있으며 하나로의 거동을 확인 및 제어할 수 있어 운전원 교육등에 사용이 가능하다. 그리고 향후 입출력 장치를 부가하여 제어기를 위한 동적 시험 장치로서 사용이 가능하다.

SUMMARY

I . Project Title

Development of HANARO Engineering Simulator

II . Importance of Project

HANARO is a research reactor that has capacity of 30 MW thermal power. The operators are trained periodically on the job environment. Any unrealizable events, accidents, or dangerous conditions can be simulated with the simulator. So various phenomena may be well understood by the operators using computer simulation without actual implementation. It is helpful for extending experiences and enhancing quality of operators. The simulator can be used as a verification tool also in design change before the design is implemented at the real plant by simulation of reactor and control algorithm. With the simulator the safety of HANARO will be increased.

III. Objectives of Project

The objective of project is development of HANARO engineering simulator to use it for operator training, design verification, dynamic testing of controllers. The program is highly modularized using object-oriented method to have expandability. The simulator is based on networked personal computers to have flexibility and maintainability.

IV. Result of Project

The numerical models for HANARO have been coded in simulation program. The program simulates the core kinetics, the cooling systems, the reactivity control systems, and the digital controllers at the personal computers. The various initial conditions can be set. It will be used as a tool for the operator training because the simulator can be controlled by the operator in accordance with the HANARO operating principles. And it can be upgraded to dynamic test bed for the control system development if the I/O features are extended.

목 차

제 1 장 서론.....	7
제 1 절 연구의 배경 및 필요성.....	7
제 2 절 연구 목표.....	7
제 2 장 시뮬레이터 설계.....	8
제 1 절 시뮬레이터 구분.....	8
제 2 절 시뮬레이터 요건.....	8
제 3 절 시뮬레이터 개발 환경.....	15
제 3 장 시뮬레이션 모델.....	16
제 1 절 노심 동특성.....	16
제 2 절 열전달 모델.....	18
제 3 절 수리학 모델.....	23
제 4 절 계측기 모델.....	27
제 5 절 반응도 모델.....	29
제 6 절 디지털 제어기 모델.....	30
제 7 절 원자로 보호계통.....	32
제 8 절 기타계통.....	32
제 4 장 시뮬레이터 구현.....	33
제 1 절 수치 계산.....	33
제 2 절 사용자 인터페이스.....	33
제 3 절 시뮬레이션 결과 및 검증.....	41
제 5 장 결과 및 향후 계획.....	44
제 1 절 연구 결과.....	44
제 2 절 향후 연구 계획.....	45
참고 문헌.....	46
첨부 1 기호 설명.....	47

CONTENTS

Chapter 1 Introduction	7
1 Backgrounds and Importances.....	7
2 Objectives	7
Chapter 2 Design.....	8
1 Classification of Simulators.....	8
2 Design Requirements.....	8
3 Simulator Development Environments	15
Chapter 3 Simulation Models.....	16
1 Core Kinetics	16
2 Heat Transfer	18
3 Hydraulics.....	23
4 Instruments	27
5 Reactivity.....	29
6 Digital Controller.....	30
7 Reactor Protection	32
7 Auxiliary Systems	32
Chapter 4 Simulation Implementation	
1 Numerical Method.....	33
2 User Interface	33
3 Results and Verification.....	41
Chapter 5 Summary and Future Plan	44
1 Summary.....	44
2 Future Plan	45
References	46
Appendix 1 Nomenclature	47

제 1 장 서론

제 1 절 연구의 배경 및 필요성

하나로는 디지털 제어기로 제어한다. 제어기는 원자로 제어에 필요한 신호를 아날로그 신호처리장치를 통하여 입력 받아 디지털 신호로 변환하고, 컴퓨터에서 제어 알고리즘으로 처리하여 외부로 제어신호를 내보낸다. 만약 제어 알고리즘을 변경하려면 사전에 이를 실제 제어기에서 반영하여 시험하여야 하나 원자로 운전일정이나 안전상의 이유로 쉽지가 않다. 따라서 제어 알고리즘을 구현한 시뮬레이터를 사용하면 사전에 설계 변경의 효과를 시험할 수 있어 안전성 향상에도 기여 할 수 있을 것이다.

하나로 제어기와 운전원의 하드웨어는 노후화 되어 부품은 물론 내용품도 구하기 어려운 실정이다. 따라서 장기 계획으로 제어기와 운전원 워크스테이션을 일반적인 하드웨어를 사용하는 PC 기반 시스템으로 개발하려고 하고 있다. 그 일환으로 우선적으로 운전원 워크스테이션을 PC 기반으로 교체할 것이다. 시뮬레이터는 이러한 설계 개선시에 시험 도구로 사용될 수 있을 것이고, 본 과제를 통하여 확보한 기술을 이용하여 PC 기반 제어기를 개발하는데 이용할 수 있을 것이다.

하나로의 성공적 건설로 각 국에서 기술 협력체의가 들어오고 있다. 그리고 최근에는 연구로도 발전로와 같이 시뮬레이터를 갖추려고 하고 있다. 따라서 하나로 시뮬레이터가 개발되고, 하나로 기술 수출시에 시뮬레이터가 포함되면 부가가치가 상승될 수 있을 것이다.

제 2 절 연구 목표

본 연구 과제는 운전원 교육, 제어기 시험, 프로그램 기술, PC 기반 제어 기술 개발을 위하여 하나로 엔지니어링 시뮬레이터를 개발하는 것을 목적으로 한다. 시뮬레이터는 제어실 환경을 유사하게 모의하기 위하여 다수의 하드웨어로 구현한다. 또한 프로그램은 실시간 수행 성능을 보여야 하며 향후 유지 보수 및 확장성을 고려하여 개발한다. 하드웨어는 국내에서 생산되는 PC 를 이용하여 보수 및 대체성을 확보한다.

제 2 장 시뮬레이터 설계

제 1 절 시뮬레이터 구분

통상 원자력 발전소의 운전원 훈련용 시뮬레이터는 전 범위 대형 시뮬레이터로서 제어실과 동일한 환경을 갖추고 발전소의 거의 모든 계통에 대한 거동을 모사하고 제어실과 동일한 인터페이스를 가지고 제어를 할 수 있다. 따라서 운전원의 면허 시험용등으로 사용하여 안전성 향상에 기여하고 있다[1].

본 과제에서 개발하는 시뮬레이터는 발전소와 같은 전범위 대형 시뮬레이터가 아니고, 하나로 중요 계통을 포함하여 원자로의 원리와 운전 특성을 모사하는 소형 엔지니어링 시뮬레이터이다.

이 시뮬레이터를 이용하여 사용자는 원자로 이론, 제어 원리 및 효과, 사고나 비정상상태의 결과등을 이해하고, 대처하는 능력을 향상시킬 수 있다.

제 2 절 시뮬레이터 요건

운전원 훈련과 면허 시험용 원자력발전소 시뮬레이터에 대하여는 기술기준이 마련되어 있으나 [2] 그 외의 시뮬레이터에 대해서는 기준이 정해져 있는 것이 없다. 따라서 본 과제에서 개발하는 시뮬레이터는 발전소에 대한 기준[3]을 참조하여 도출한 다음과 같은 요건을 적용하였다.

1 일반 요건

1.1 시뮬레이터 능력

운전원 작동, 비운전원 작동, 부적절한 운전원 작동, 자동 참조 플랜트 제어, 그리고 본래의 운전 특성에서 발생한 시뮬레이터 응답은 현실적일 것이고 질량, 운동량, 에너지 보존과 같이 자연의 물리적 법칙을 위반하지 않아야 한다.

1.1.1 실시간과 반복성

시뮬레이터는 요구되는 상황이 전개되는 동안 실시간에서 반복적인 방법으로 운전되어야 한다.

1.1.2 시뮬레이션의 한계

물리적 현상의 수식 모델들은 때로는 실시간 시뮬레이션 요건들을 맞추기 위해 간소화된다. 이러한 간소화는 시뮬레이터에서 어떤 상황이 전개되는 것을 제한할 수 있다. 더욱이, 참조 플랜트 설계 제한치를 넘어 진행되는 사건들을 시뮬레이터에

서 만드는 것도 가능하다. 시뮬레이션은 설계 제한치를 넘어서 부정확할 수 있다.

1.1.3 정상 상황전개

시뮬레이터는 어떤 수식 모델이나 초기 조건 변경 없이 연속적인 방법으로 이 장에서 열거된 참조 플랜트의 상황 전개들에 대한 조처를 지원해야 한다.

시뮬레이터는 특별한 운전 조건들에 대응되는 계통 변수들을 계산하고, 적절한 계측기에 이들 변수들을 나타내고, 그리고 적절한 경보와 보호계통의 작동을 할 것이다. 시뮬레이터에 의해 지원되어야 하는 참조 플랜트의 정상적인 운전원 행위만을 유발하는 최소 상황전개들은 다음과 같다.

- (1) 정지에서 대기상태까지 운전;
- (2) 대기상태에서 정격출력까지 발전소 기동;
- (3) 안전 관련 기기나 계통들에 대한 운전원의 감시 시험;
- (4) 정격 출력에서 대기와 정지 상태로의 플랜트 정지;
- (5) 원자로 비상정지 후 정격 출력의 회복.

1.1.4 오작동

모의가 되어지는 오작동들의 형태와 수의 결정은 성능을 바탕으로 운전원 훈련 계획들의 설계를 위한 과정의 일부분이 될 것이다. 오작동 선택 과정은 다음 참고 자료들을 이용해야 한다.

- 정지 보고서
- 주요 운전 경험 보고서;
- 안전성 분석 보고서.

시뮬레이터에 요구되는 특정 오작동 능력은 참조 플랜트의 운전원 훈련계획에 구체적으로 기술된 요건들을 충족하여야 한다.

이 때 아래 열거된 오작동들이 포함되어야 한다.

- (1) 소외 전원상실;
- (2) 단일 혹은 다중 펌프 고장으로 인한 강제순환 노심 냉각 유량의 상실;
- (3) 정상과 비상 급수의 상실;
- (4) 보호계통 채널의 상실;
- (5) 제어봉 고장;
- (6) 제어봉 구동 불능;

- (7) 고 방사선 경보들;
- (8) 반응도와 노심 열 제거에 영향을 미치는 자동 제어 계통의 고장;
- (9) 공학적 안전 설비 고장
- (10) 원자로 비상정지;
- (11) 핵계장 고장;
- (12) 공정 계측기, 경보장치, 그리고 제어계통 고장;

시뮬레이터는 고유의 참조 플랜트 응답과 자동 제어 기능들을 입증하도록 동시나 순차적 오동작들을 포함하는 비정상, 고장 그리고 비상 사건들의 동작을 지원해야 한다.

시뮬레이터의 반응은 시험 조건에서 요구된 것처럼, 실제 참조 플랜트 반응이나 최적 추정 플랜트 반응과 비교되어야 한다. 시뮬레이터는 오작동으로부터 회복시키기 위해, 혹은 오작동 결과를 완화시키기 위해 운전원 작동을 지원해야 한다. 시뮬레이션의 범위는 정지 조건이나 시뮬레이션의 한계조건에 도달할 때까지 연속적으로 제어 가능하며 안전한 상태를 얻을 수 있는 범위이어야 한다

1.2 시뮬레이션의 범위

1.2.1 물리적 사실성과 인적 요소

1.2.1.1 패널 시뮬레이터의 범위

시뮬레이터는 패널, 제어반과 함께 참조 플랜트에서 정상 상황전개와 오작동들에 대해 대처하도록 운전원들에 의해 사용되는 제어, 계측, 경보와 다른 인간-계통 연계가 제공되도록 요구되는 운전반을 포함해야 한다.

1.2.1.2 계측기, 제어, 표식과 운전원 보조 장치

계기, 기록기, 스위치, 경보표시기, 제어기, 플랜트 컴퓨터 연계 하드웨어와 다른 부품들 혹은 정상, 비정상, 탈 정상상태와 비상 상황 전개 동안 사용되는 화면 표시는 시뮬레이터 안에 포함되어야 한다. 모의 하드웨어 장치들도 사용될 수 있다.

1.2.1.3 제어실 환경

정상, 비정상, 탈정상 그리고 비상 상황전개를 지원하는 참조 플랜트의 제어실 환경 특징들이 모의되어야 한다.

1.2.1.4 시뮬레이터 제어실 편차

계측에 있어서 시뮬레이터 제어 패널과 참조 플랜트 패널, 그리고 운전원에게 주어지는 청각-시각 신호 사이에 편차가 존재할 수 있다.

1.2.2 모의된 계통과 완성도

1.2.2.1 제어실로부터 제어나 감시되는 계통

시뮬레이션의 범위에 포함되는 참조 플랜트의 계통들은 운전원이 정상 상황 전개 항목을 수행하고 오작동에 대처하는데 필요한 정도까지 포함되어야 한다. 이들 계통들은 운전원이 제어 조작할 수 있고 참조 플랜트에서처럼 모의된 플랜트 응답을 관찰할 수 있는 정도까지 완성되어야 한다. 시뮬레이션의 범위는 전체 통합적인 플랜트 응답을 제공할 수 있도록 다른 모의된 계통들과 계통 상호작용을 포함하여야 한다.

1.3 시뮬레이터 훈련 능력

1.3.1 초기조건

시뮬레이터는 정상 상황전개들을 지원하기 위해 충분한 수의 초기 조건들을 위한 저장 용량을 포함하여야 한다. 운전원 훈련과 시험 계획을 지원하는 초기 조건들의 집합은 확인되고 행정적으로 조종될 수 있어야 한다. 이 초기 조건들은 여러 출력운전 조건, 기동과 운전 정지동안의 주요 상황전개, 노심 수명 동안의 시간적인 효과, 그리고 핵분열 생성물 독성 농도를 포함하는 다양한 참조 발전소 운전 조건들을 제공해야 한다.

1.3.2 오작동

시뮬레이터는 오작동들을 동시적이거나 순차적으로 삽입할 수 있어야 한다. 수용 능력은 오작동들을 적절하게 삽입하고 종결하도록 제공되어야 한다. 오작동 시작 시점은 시간뿐만 아니라 사고에 의해 유발되는 것도 포함하여야 한다. 오작동의 도입은 참조 플랜트에서 일어날 수 있는 것 이외의 다른 방법으로 사고의 긴박성에 대해 운전원에게 경보를 발하지 않아야 한다.

1.3.3 다른 특징

시뮬레이터는 동결, 실행, 속사(snapshot), 재시동, 제어실 패널 하드웨어 무효화와 초기조건 복귀를 포함해야 한다. 재생, 저속 실행, 고속 실행, 부품고장, 변수들 감시와 같은 다른 특징들도 포함되어야 한다. 이력 자료를 저장하거나 이력에 종속된 성능을 갖는 하드웨어에 대하여 동결, 실행, 초기조건 복귀, 속사와 재시동에 대한 요건이 포함되어야 한다.

1.3.4 강사 연계

시뮬레이터는 정상과 오작동 상황전개를 지원하는데 있어서 강사가 제어실 외부의 현장작동을 개별적으로 제어할 수 있어야 한다. 지원되는 현장활동의 예는 벨브, 회로차단기, 혹은 다른 현장에서 운전되는 기기들의 위치 변경을 포함한다. 부가적으로, 공기 온도나 순환수 온도와 같은 참조 플랜트 외부 환경의 시뮬레이션에 대

한 강사의 제어기능을 향상시키기 위해 다른 특징들이 반영될 수 있다.

1.4 시뮬레이터 시험

시뮬레이터는 정상 상황전개와 오작동 동안 선택된 모의 변수들을 전자적으로 처리하고, 요구된 참조 플랜트 변수들의 형태로 이들 변수들을 그림이나 자료로 출력할 수 있어야 한다.

참조 발전소 자료와 모의된 변수들을 전자적으로 비교하기 위한 방법이 사용될 수 있다. 시험 자료 수집 능력은 시험 요건의 시험 기준에 적합하도록 충분한 매개 변수와 시간 해상도를 제공해야 한다.

2 시험 및 검증 요건

다음의 확인, 검증 및 성능검사에 대한 기준은 참조 플랜트의 제어실이나 계통에 비교하여 평가할 때 시뮬레이터 제어실이나 모의계통이 현저한 차이를 나타내지 않음을 보장하는 것이 목적이다.

2.1 시뮬레이터 능력

2.1.1 실시간 및 반복성

시뮬레이터는 1.1 절에 정의된 능력을 수행하고, 설계된 시간 간격 이내에 완료하고 반복할 수 있다는 것을 입증하여야 한다.

2.1.2 시뮬레이션의 한계

시뮬레이션의 한계는 시뮬레이터 설계 데이터 베이스의 부분으로써 확인되어야 한다.

2.1.3 정상상태와 정상 상황전개

2.1.3.1 정상상태 운전

시뮬레이터는 참조 플랜트 자료를 이용할 수 있는 운전 영역의 최소한 50% 범위 내에서 서로 다른 출력준위의 참조 플랜트 반응에 대해 정확하게 나타낼 수 있음을 입증하여야 할 것이다. 비교가 이루어지는 시뮬레이터 출력준위는 연속적인 운전을 통하여 도달되어야 한다.

변수들의 기록된 계산 값은 참조 플랜트 자료와 참조 플랜트의 계기 측정 범위의 10% 이내에서 참조 플랜트 자료와 맞는지를 입증되어야 한다.

2.1.3.2. 정상 상황전개

정상 상황이 전개되는 동안 시뮬레이터 응답이 다음의 합격기준에 부합되는 것이 입증되어야 한다:

- (1) 참조 플랜트 기동시험 절차의 합격기준과 동일할 것.
- (2) 참조 플랜트 감시시험 절차의 합격기준과 동일할 것.
- (3) 참조 플랜트 정상운전 절차의 합격기준과 동일할 것.
- (4) 변수의 주목 할만한 변화는 플랜트 정상운전의 최적 추정치에 대해 기대되는 방향과 부합하여야 한다.
- (5) 만약 참조 플랜트가 같은 상황에서 경보나 자동작동이 발생할 수 있다면 시뮬레이터도 경보나 자동작동이 발생하여야 한다.
- (6) 만약 참조 플랜트가 동일한 상황에서 경보나 자동작동이 발생하지 않는다면 시뮬레이터는 어떤 경보나 자동작동이 발생하지 않아야 한다.

2.1.4. 오작동

오작동이 발생한 동안 시뮬레이터의 응답은 다음의 합격기준을 충족하는 것을 입증하여야 한다.

- (1) 시뮬레이터는 적용 가능한 참조 플랜트의 절차를 사용한다.
- (2) 모의된 변수들의 주목할 만큼 변화하는 경우 오작동에 대한 참조 플랜트의 실제적이거나 최적 추정 반응에 대해 기대되는 방향과 부합되어야 한다.
- (3) 만약 참조 플랜트가 동일한 상황에서 경보나 자동작동이 발생할 수 있다면 시뮬레이터도 경보나 자동작동이 발생되어야 한다.
- (4) 만약 참조 플랜트가 동일한 상황에서 경보나 자동작동이 발생하지 않는다면 시뮬레이터도 경보나 자동작동이 발생하지 않아야 한다.

2.2 시뮬레이션의 범위

2.2.1 물리적 사실성과 인적요소

모의되는 콘솔 및 제어반, 그리고 그 안에 있는 각종 계측제어 장치들은 컴퓨터 화면상에서 구현하므로 참조 플랜트의 것들과 크기, 모양, 색깔과 구조를 유사하게 모사하였음을 보여야 한다.

2.2.2. 모의 계통과 완성도

2.2.2.1. 제어실에서 제어 감시되는 계통

시뮬레이션의 범위 이내에 있는 참조 플랜트의 계통들은 정상 상황전개나 오작동

을 수행하기 위하여 적절함을 보여야 한다. 시뮬레이션의 범위는 전체 종합적인 플랜트 응답을 제공하도록 다른 모의 계통들과 계통 상호작용을 포함하는 것을 보여야 한다.

2.3 시뮬레이터 훈련 능력

초기조건은 참조 플랜트 조건을 대표한다는 것을 보여주어야 할 것이다.

오작동의 도입은 참조 플랜트에서 일어날 수 있는 표시에 의해서만 운전원에게 경보를 발하여야 한다.

시뮬레이터는 동결, 실행, 속사, 재시동, 제어실 패널 하드웨어 무효화와 초기조건 복귀와 같은 특징들을 포함하고 있다는 것을 입증하여야 한다.

시뮬레이터는 강사가 제어실에서 현장 운전수행을 모의하는 능력을 갖고 있음을 보여야 한다.

2.4 시뮬레이터 시험

2.4.1 확인 시험

확인 시험은 소프트웨어 개발 과정에서 각 단계는 앞 단계의 모든 요건들이 완전하게 반영되었는지를 확인하기 위해 본래 요건과 모의 부품이나 계통 소프트웨어 설계를 비교함으로써 수행되는 소프트웨어 개발 시험의 한 형태이다.

2.4.2 검증 시험

검증시험은 모의된 부품이나 계통의 결과들을 독립적이거나 종합적으로 실제나 예측된 참조 플랜트 자료에 대해서 비교함으로써 수행되는 소프트웨어 개발 시험의 한 형태이다.

검증 시험은 일반 요건에 의해서 정의된 것처럼 실제나 예측된 참조 플랜트 자료에 대해 시뮬레이터 모델 결과들을 비교하여 수행되어야 한다. 검증 시험은 계통운전형태에 대하여 완전히 종합적인, 부분적으로 종합적인, 혹은 독립적인 형태로 수행될 수 있다.

제 3 절 시뮬레이터 개발 환경

1 하드웨어

하나로 엔지니어링 시뮬레이터는 하드웨어로 개인용 컴퓨터를 사용한다. 운전원 워크스테이션은 물론 수동 조작 스위치가 있는 제어반도 컴퓨터 화면으로 제공한다. 개인용 컴퓨터를 사용하면 하드웨어가 범용으로서 아래와 같은 장점을 가지고 있다.

- 가격 저렴
- 유지 보수 용이
- 친숙한 하드웨어
- 친숙한 운영체제
- 일반적인 고급 프로그램 언어 사용

각 컴퓨터는 TCP/IP 프로토콜을 사용하는 네트워크로 연결하여 데이터를 주고 받는다.

2 개발 언어

프로그램 개발 주 언어는 델파이(Delphi)를 사용하였다. 델파이는 visual pascal 로 볼 수 있으나, Visual BASIC 이나 C++ 과 같은 RAD (rapid application development) Tool 이다. 사용하는 면에서는 Visual Basic 처럼 쉽게 되어있고, 기능면에서는 C++ 과 같이 고급기능을 충분히 구현할 수 있다. 또한 파스칼 언어가 가지는 사용자 친숙성, 독해성 등의 고유장점을 가지고 있다. 그리고 객체로 제공되는 컴포넌트와 다른 언어로 작성된 프로그램도 객체로 연결시켜 사용하였다.

제 3 장 시뮬레이션 모델

하나로 플랜트와 계측제어 계통을 모사하기 위해서 각 계통이나 기기 그리고 물리적 현상들을 수학적 또는 논리적으로 표현하여야 한다. 이러한 자료들은 설계자료, 시험자료, 안전성 분석 보고서와 같은 다양한 문서로부터 수집한다. 하나로 플랜트를 모델링하기 위하여 여러 가지 가정이 사용되고 간략화된 모델이 사용되었다. 주요한 가정들은 다음과 같다.

- 노심은 이점(two-point) 원자로로 가정한다.
- 노심이 작고, 축방향 출력도 한점에서 측정하므로 공간적 효과는 고려하지 않는다.
- 냉각 유체는 비압축성인 것으로 간주한다.
- 냉각수, 반사체, 수조, 원자로 구조물에 축적되는 에너지는 없는 것으로 가정한다.
- 총 반응도 계산시에 선형적 중첩성이 유지되는 것으로 가정한다.
- 시정수가 0.1 초보다 작은 동적 방정식은 즉시 이루어지는 것으로 가정한다.
- 다중의 펌프, 열교환기, 계측기등은 동일한 것으로 가정한다.

플랜트를 모델한 수학적 방정식들은 하나로 설계시에 개발한 KMRRSIM[4]에서 검증된 것을 사용하였다.

제 1 절 노심 동특성

하나로 노심은 그림 1 과 같이 중앙에 핵연료가 밀집해 있고 주변에 넓은 반사체가 둘러싸여 있는 구조이다. 반사체 영역과 노심에서 중성자 분포에 상호 간섭을 주므로 두개 점으로 간주하여 모사하였다[5].

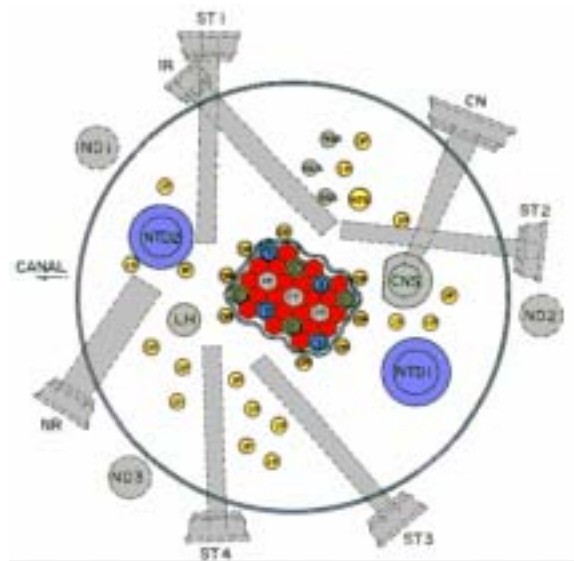


그림 1 하나로 노심 배치도

하나로 노심의 동특성 방정식은 아래와 같다.

1 노심의 중성자 출력

$$\frac{dN_c}{dt} = \frac{(\rho_{tot} - \gamma_c)}{\Lambda} N_c + \sum_{i=1}^I \frac{\gamma_{ci}}{\Lambda} C_i - \omega \frac{\alpha_{cr}}{\Lambda} (1 - \tau_{cr})(N_c - N_r) + S$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \lambda_{ci}(N_c - C_i)$$

2 반사체의 중성자 출력

$$\frac{dN_r}{dt} = \frac{1}{\omega} \left[\sum_{j=1}^J \frac{\gamma_{dj}}{\Lambda} D_j + \frac{\alpha_{rc}}{\Lambda} (1 - \tau_{rc})(N_c - N_r) - \frac{\gamma_d}{\Lambda} N_r \right]$$

$$\frac{dD_j}{dt} = \lambda_{dj}(N_c - D_j)$$

3 독물질

Iodine 과 xenon 의 부 반응도를 효과를 다음과 같이 나타낸다.

$$\frac{dI}{dt} = \lambda_I (N_c - I)$$

$$\frac{dX}{dt} = \frac{\lambda_X + \lambda_e}{\gamma_I + \gamma_X} (\gamma_X N_c + \gamma_I I) - (\lambda_X + \lambda_e N_c) X$$

평형상태의 독물질의 농도는 다음과 같다.

$$I_0 = N_{\infty}$$

$$X_0 = \frac{\lambda_X + \lambda_e}{\lambda_X + \lambda_e N_{\infty}} N_{\infty}$$

독물질의 평형상태로 운전 하다가 정지하는 경우의 독물질 농도의 변화는 다음과 같이 나타낸다.

$$I(t_s) = I_0 \exp(-\lambda_l t_s)$$

$$X(t_s) = X_0 \exp(-\lambda_x t_s) + \frac{\gamma_l (\lambda_x + \lambda_e)}{(\gamma_l + \gamma_x) - (\lambda_x - \lambda_l)} I_0 \{ \exp(-\lambda_l t_s) - \exp(-\lambda_x t_s) \}$$

4 잔열

잔열은 다음과 같이 나타낸다.

$$\frac{dW_k}{dt} = \lambda_{wk} (N_c - W_k)$$

5 노심의 열 출력

노심에서의 출력은 잔열까지 고려하면 다음과 같다.

$$N_t = N_c - \sum_{k=1}^K \gamma_{wk} (N_c - W_k)$$

따라서 핵연료의 열 출력은 다음과 같다.

$$Q_{tot} = N_t Q_o$$

따라서 노심의 열 출력은 반사체에 전달되는 열을 제외한 것으로 표현된다.

$$Q_c = Q_{tot} \eta_c$$

반사체에서 생성되는 열출력은 다음과 같이 표현된다.

$$Q_r = Q_{tot} (1 - \eta_c)$$

제 2 절 열전달 모델

하나로 열수력 계통(냉각 계통) 은 다음과 같이 구성된다.

- 일차 냉각 계통
- 반사체 냉각 계통
- 이차 냉각 계통
- 사용후 핵연료 저장조 냉각 계통
- 실험시설 냉각 계통

이중에서 직접 원자로의 운전에 영향을 주는 계통은 일차, 이차, 그리고 반사체 냉각 계통이다.

1 핵연료 온도

핵연료의 온도는 노심의 열출력과 직접 관련된다. 핵연료에 생성된 열은 냉각수로 전달된다. 그러나 핵연료에 축적된 열은 온도를 상승시키므로 다음과 같이 표현한다. 여기서 핵연료의 온도는 공간적 효과를 고려하지 않고 표면에서의 온도로 간주한다.

$$M_{fe} C_{fe} \frac{dT_f(t)}{dt} = \eta_f Q_C - U_f A_f (T_f - T_C)$$

$$M_{fe} C_{fe} = M_f C_f + M_{cl} C_{cl}$$

2 일차 냉각계통

일차 냉각 계통을 그림 2와 같이 세분하여 열수력 현상을 모델링하였다.

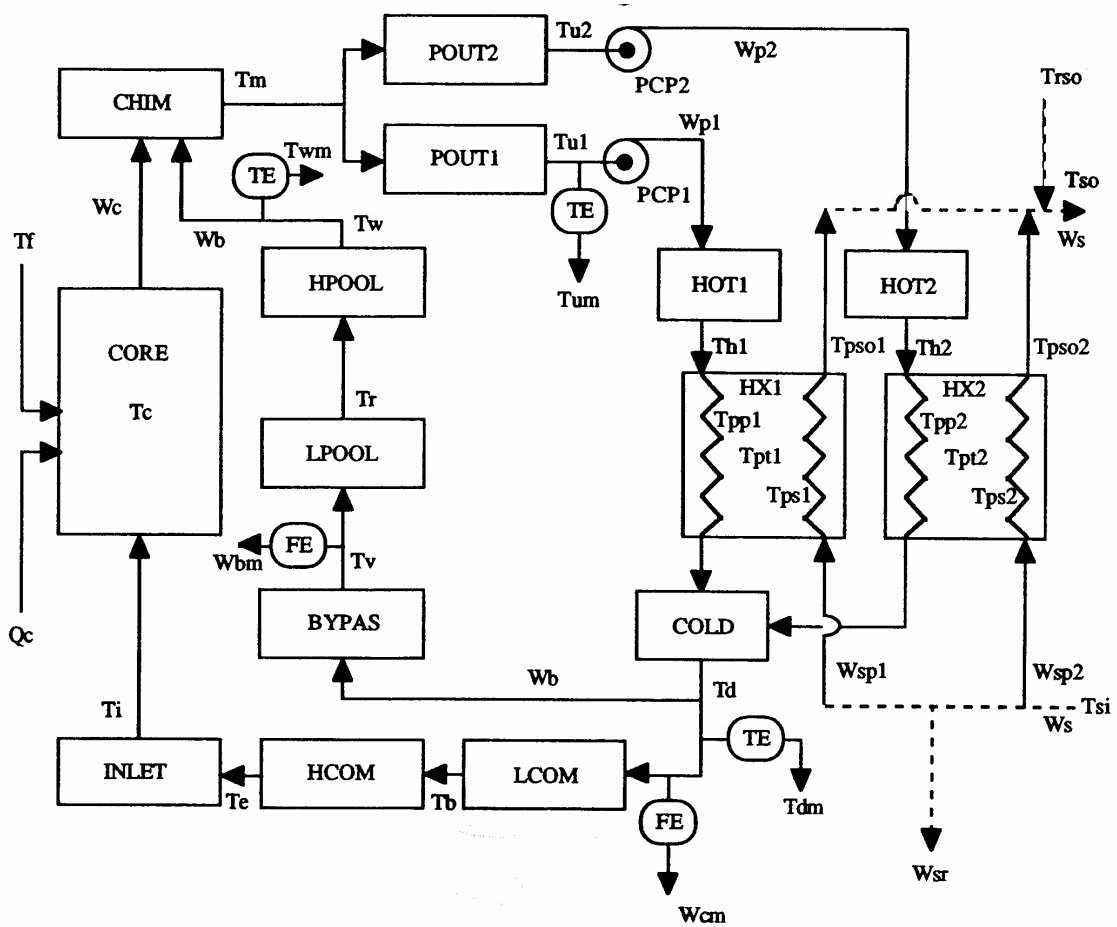


그림 2 일차 냉각 계통 모델

원자로의 핵연료가 장전되는 노심(CORE)에서의 냉각수 온도는 다음과 같다.

$$M_c C_c \frac{dT_c(t)}{dt} = (1 - \eta_f) Q_c + U_f A_f (T_f - T_c) - 2 W_c C_c (T_c - T_i)$$

원자로 상부 침니(CHIM)의 온도는 다음과 같다.

$$M_m C_c \frac{dT_m(t)}{dt} = W_c C_c (2 T_c - T_i) + W_b C_c T_w - (W_{p1} + W_{p2}) C_c T_m$$

1 차계통 루프내의 노드 POUT1, POUT2 의 온도는 다음과 같다.

$$M_{uk} C_c \frac{dT_{uk}(t)}{dt} = W_{pk} C_c (T_m - T_{uk})$$

1 차계통 루프내의 노드 HOT1, HOT2 의 온도는 다음과 같다.

$$M_{hk} C_c \frac{dT_{hk}(t)}{dt} = Q_{pk} + W_{pk} C_c (T_{uk} - T_{hk})$$

열교환기의 1 차측의 온도는 다음과 같다.

$$M_{ppk} C_c \frac{dT_{ppk}(t)}{dt} = 2 W_{pk} C_c (T_{hk} - T_{ppk}) - U_{ppk} A_{ppk} (T_{ppk} - T_{ptk})$$

열교환기 판의 온도는 다음과 같다.

$$M_{ptk} C_c \frac{dT_{ptk}(t)}{dt} = U_{ppk} A_{ppk} (T_{ppk} - T_{ptk}) - U_{psk} A_{psk} (T_{ptk} - T_{psk})$$

열교환기 2 차측의 온도는 다음과 같다.

$$M_{psk} C_c \frac{dT_{psk}(t)}{dt} = U_{psk} A_{psk} (T_{ptk} - T_{psk}) - 2 W_{spk} C_c (T_{psk} - T_{si})$$

1 차계통 루프내의 노드 COLD 의 온도는 다음과 같다.

$$M_d C_c \frac{dT_d(t)}{dt} = W_{p1} C_c (2 T_{pp1} - T_{h1}) + W_{p2} C_c (2 T_{pp2} - T_{h2}) - (W_{p1} + W_{p2}) C_c T_d$$

1 차계통 루프내의 노드 LCOM 의 온도는 다음과 같다.

$$M_b C_c \frac{dT_b(t)}{dt} = W_c C_c (T_d - T_b)$$

1 차계통 루프내의 노드 HCOM 의 온도는 다음과 같다.

$$M_e C_c \frac{dT_e(t)}{dt} = W_c C_c (T_b - T_e)$$

1 차계통 루프내의 노드 INLET 의 온도는 다음과 같다.

$$M_i C_c \frac{dT_i(t)}{dt} = W_c C_c (T_e - T_i)$$

1 차계통 루프내의 노드 BYPASS 의 온도는 다음과 같다.

$$M_v C_c \frac{dT_v(t)}{dt} = W_b C_c (T_d - T_v)$$

1 차계통 루프내의 노드 LPOOL 의 온도는 다음과 같다.

$$M_r C_c \frac{dT_r(t)}{dt} = W_b C_c (T_v - T_r)$$

1 차계통 루프내의 노드 HPOOL 의 온도는 다음과 같다.

$$M_w C_c \frac{dT_w(t)}{dt} = W_b C_c (T_r - T_w)$$

3 반사체 냉각 계통

반사체 냉각계통은 그림 3 과 같이 구성되는 것으로 간주하여 모델링하였다.

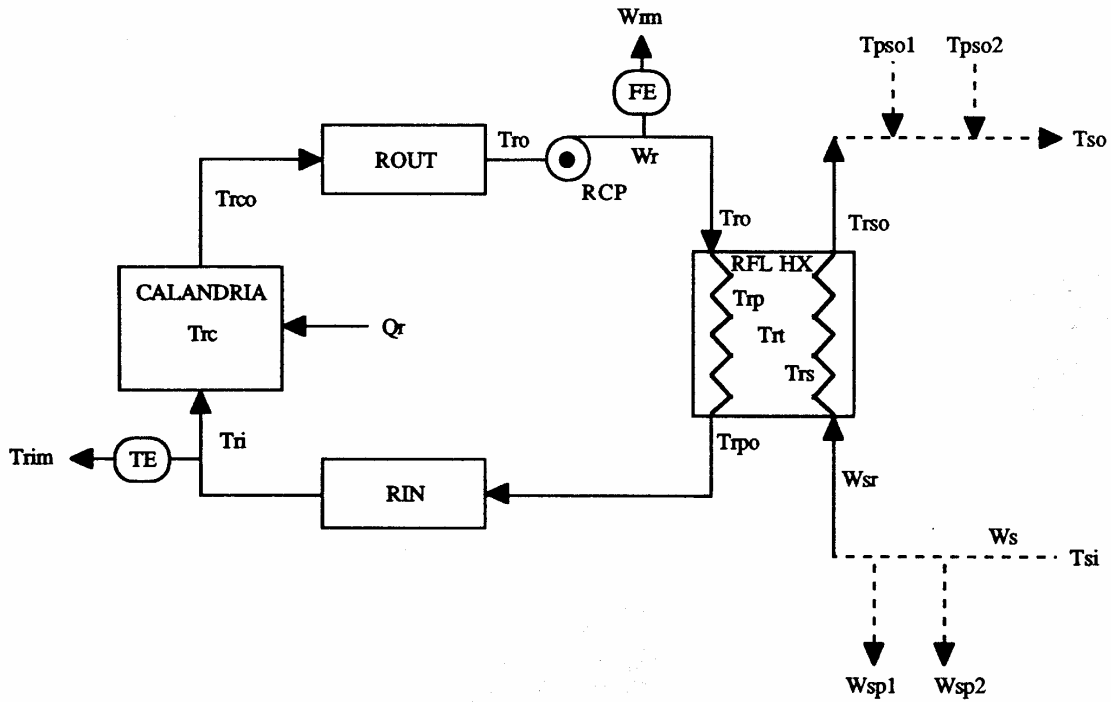


그림 3 반사체 냉각 계통 모델

반사체 탱크(CALANDRIA)의 온도는 다음과 같이 표현된다.

$$M_{rc}C_r \frac{dT_{rc}(t)}{dt} = Q_r - 2W_rC_r(T_{rc} - T_{ri})$$

노드 ROUT 에서의 온도는 다음과 같다.

$$M_{ro}C_r \frac{dT_{ro}(t)}{dt} = W_rC_r(2T_{rc} - T_{ri} - T_{ro})$$

열교환기 반사체측 온도는 다음과 같다.

$$M_{rp}C_r \frac{dT_{rp}(t)}{dt} = 2W_rC_r(T_{ro} - T_{rp}) - U_{rp}A_{rp}(T_{rp} - T_{rt})$$

열교환기 판에서의 온도는 다음과 같다.

$$M_{rt}C_r \frac{dT_{rt}(t)}{dt} = U_{rp}A_{rp}(T_{rp} - T_{rt}) - U_{rs}A_{rs}(T_{rt} - T_{rs})$$

열교환기 2 차측의 온도는 다음과 같다.

$$M_{rs}C_c \frac{dT_{rs}(t)}{dt} = U_{rs}A_{rs}(T_{rt} - T_{rs}) - 2W_{sr}C_c(T_{rs} - T_{si})$$

노드 RIN 에서의 온도는 다음과 같다.

$$M_{ri}C_r \frac{dT_{ri}(t)}{dt} = W_rC_r(2T_{rp} - T_{ro} - T_{ri})$$

4 이차 냉각 계통 및 기타 계통

이차 냉각계통은 하나로의 최종 열 흡수원으로서 외기나 날씨의 상태에 따라 그리고 급수의 온도에 따라 온도가 달라진다. 열발생원은 펌프, 1 차계통, 반사체계통, 실험시설, 사용후 핵연료 계통, 압축공기계통이다. 그러나 실험시설과 사용후 핵연료 계통, 그리고 압축공기계통의 효과는 무시할 만 하므로 본 모델에서는 1 차 계통과 반사체 계통만 열원으로 간주한다. 2 차 계통의 급수 온도는 일정하게 유지 하는 것으로 가정하여 모델한다. 1 차계통 열교환기와 반사체 계통 열교환기의 이차측 유로가 모이는 곳의 온도는 다음과 같다.

$$T_{so} = \frac{W_{sp1}T_{ps01} + W_{sp2}T_{ps02} + W_{sr}T_{rso}}{W_s}$$

제 3 절 수력학 모델

하나로에서 유량의 감쇠 형태로 안전상의 영향을 크게 받는 계통은 일차 계통이다. 따라서 일차계통의 수력학적인 거동은 자세히 모사한다.

1 일차 냉각 계통 루프 유량

펌프 1 번에서의 출구 유량은 다음과 같이 표현된다.

$$I_{p1} \frac{dW_{p1}}{dt} = (P_a - P_b) - K_{p1} W_{p1}^\gamma - g[\rho(T_{u1})H_{u1} + \rho(T_{h1})H_{h1} + \rho(T_{pp1})H_{p1} + \rho(T_d)H_d] + \Delta P_{p1}$$

펌프 2 번에서의 출구 유량은 다음과 같이 표현된다.

$$I_{p2} \frac{dW_{p2}}{dt} = (P_a - P_b) - K_{p2} W_{p2}^\gamma - g[\rho(T_{u2})H_{u2} + \rho(T_{h2})H_{h2} + \rho(T_{pp2})H_{p2} + \rho(T_d)H_d] + \Delta P_{p2}$$

여기서 $\gamma=1.8$ 이다.

노심을 통과하는 유량은 다음과 같다.

$$I_c \frac{dW_c}{dt} = (P_b - P_a) - K_c W_c^\gamma - g[\rho(T_b)H_b + \rho(T_e)H_e + \rho(T_i)H_i + \rho(T_{cd})H_c + \rho(T_m)H_m]$$

바이패스 루프의 유량은 다음과 같다.

$$I_b \frac{dW_b}{dt} = (P_b - P_a) - K_b W_b^\gamma - g[\rho(T_v)H_v + \rho(T_r)H_r + \rho(T_w)H_w]$$

노드 COLD 에서의 물질 수지 방정식은 다음과 같다.

$$W_{p1} + W_{p2} = W_c + W_b$$

위의 식들의 미분형태는 다음과 같다.

$$\frac{dW_{p1}}{dt} + \frac{dW_{p2}}{dt} - \frac{dW_c}{dt} - \frac{dW_b}{dt} = 0$$

유량을 구하기 위하여 위의 식들을 정리하면 다음과 같은 식을 얻을 수 있다

$$I_{p1} \frac{dW_{p1}}{dt} + I_c \frac{dW_{p2}}{dt} = B_1$$

$$I_{p2} \frac{dW_{p2}}{dt} + I_b \frac{dW_b}{dt} = B_2$$

$$I_c \frac{dW_c}{dt} + I_b \frac{dW_b}{dt} = B_3$$

여기서 B1,B2,B3 는 다음과 같다.

$$B_1 = -K_{p1}W_{p1}^\gamma - K_cW_c^\gamma - g[\rho(T_{u1})H_{u1} + \rho(T_{h1})H_{h1} + \rho(T_{pp1})H_{p1} + \rho(T_d)H_d + \rho(T_b)H_b + \rho(T_e)H_e + \rho(T_i)H_i + \rho(T_c)H_c + \rho(T_m)H_m] + \Delta P_{p1}$$

$$B_2 = -K_{p2}W_{p2}^\gamma - K_bW_b^\gamma - g[\rho(T_{u2})H_{u2} + \rho(T_{h2})H_{h2} + \rho(T_{pp2})H_{p2} + \rho(T_d)H_d + \rho(T_v)H_v + \rho(T_r)H_r + \rho(T_w)H_w] + \Delta P_{p2}$$

$$B_3 = -K_cW_c^\gamma + K_bW_b^\gamma - g[\rho(T_b)H_b + \rho(T_e)H_e + \rho(T_i)H_i + \rho(T_c)H_c + \rho(T_m)H_m - \rho(T_v)H_v + \rho(T_r)H_r - \rho(T_w)H_w]$$

위식에 펌프와 루프의 특성을 나타내는 변수값을 대입하여 구한 유량을 나타내는 식은 다음과 같다.

$$\dot{W}_{p1} = 0.001629B_1 - 0.0004540B_2 - 0.000604B_3$$

$$\dot{W}_{p2} = -0.004546B_1 + 0.001596B_2 + 0.001450B_3$$

$$\dot{W}_c = 0.001025B_1 + 0.0009957B_2 + 0.001325B_3$$

$$\dot{W}_b = 0.0001502B_1 + 0.0001460B_2 - 0.0004798B_3$$

2 일차 냉각 펌프 거동

일차 냉각 펌프의 토크 평형 방정식은 다음과 같다.

$$I_{mp} \frac{d\omega_{mk}}{dt} = \tau_{mk}(\omega_{mk}) - [\tau_{hy}(W_{pk}, \omega_{mk}) + \tau_{fr}(W_{pk}, \omega_{mk})]$$

τ_{hy} 와 τ_{fr} 는 제작자로부터 구한 값을 사용하며 다음과 같다.

$$\tau_{hy} = 1367.62 \alpha k^2 g(V_k / \alpha_k)$$

$$\tau_{fr} = 419 h(V_k / \alpha_k)$$

이 식의 각 변수는 다음과 같다.

$$g(x) = 0.0538424 - 0.055671x + 1.303695x^2 - 0.955595x^3 + 0.169147x^4$$

$$h(x) = 0.12701 - 1.8993x + 9.8711x^2 - 17.809x^3 + 15.979x^4 - 5.268x^5$$

$$V_k = W_{pk} / W_{pk0}$$

$$\alpha_k = \omega_{mk} / \omega_{mk0}$$

$$\Delta P_{pk} = \begin{cases} 6.24 \times 10^5 \alpha k^2 f(V_k / \alpha_k) \text{ for } (\omega_{mk} \geq 3 \text{ rad/sec}) \\ q(\omega_{mk}) 6.24 \times 10^5 \alpha k^2 f(V_k / \alpha_k) - \{1 - q(\omega_{mk})\} 0.1368 W_{pk}^2 \text{ for } (1 < \omega_{mk} < 3) \\ -0.1368 W_{pk}^2 \text{ for } (\omega_{mk} \leq 1) \end{cases}$$

윗 식에서 $f(x), q(x)$ 는 다음과 같다.

$$f(x) = 1.3988 + 0.020378x - 10.41918x^2$$

$$q(x) = (1 - x)^2 / 4$$

3. 일반적인 펌프의 모델

일차 냉각 펌프와 반사체 펌프와 같은 일반적인 펌프의 유량과 속도를 결정하는 지배 방정식은 다음과 같이 선형 운동량 보존 방정식과 각운동량 보존 방정식 2 개로 기술된다.

- 선형 운동량 보존 방정식

$$I \frac{dW}{dt} = \Delta P_{pump} - \Delta P_{friction} - \Delta P_{acceleration} - \Delta P_{gravity}$$

- 각 운동량 보존 방정식

$$I \frac{d\omega}{dt} = \tau_m(\omega_m) - [\tau_{hy} + \tau_{fr} + \tau_{wind}]$$

제 4 절 계측기 모델

1 중성자 출력 측정

중성자 출력 측정은 반사체 탱크 외부에 설치된 중성자 계측기를 통하여 이루어진다. 그리고 계측 값은 선형출력, 대수출력, 대수 증가율의 3 가지로 출력되며 이 값이 제어와 보호 알고리즘에 사용된다.

선형 출력은 반사체 영역의 중성자 출력이 직접 전달되는 것으로 모델한다.

$$N_{lin} = N_r$$

대수 증폭기의 응답 시간은 다음과 같다.

$$\tau_{\log}(N_r) = 0.1 + 10(\alpha \log N_r + \beta) = 0.1 + \beta' N_r^\alpha$$

이 식에서 상수는 다음과 같다.

$$\beta' = 10^\beta$$

$$\alpha = \frac{\log(\tau(N_r = 10^{-3}) - 0.1) - \log(\tau(N_r = 10^{-7}) - 0.1)}{\log(10^{-8}) - \log(10^{-7})} = -0.8295$$

$$\beta = \log\left(\frac{\tau(N_r = 10^{-7}) - 0.1}{(10^{-7})^\alpha}\right) = -6.3137$$

또한 대수 증폭기의 이득은 다음과 같이 표현된다.

$$G_{\log} = \frac{1}{\tau_{\log} (N_r) N_r \ln 10}$$

대수 신호의 미분(대수 변화율) 은 다음과 같다.

$$\frac{dN_{\log}}{dt} = G_{\log} (N_r(t) - \exp(N_{\log} \ln 10))$$

대수 증가율 증폭기는 다음과 같이 나타낸다.

$$N_{g1}(k+1) = \tau_{g1} \ln 10 \frac{dN_{\log}}{dt}$$

$$N_{g2}(k+1) = N_{g2}(k) \exp\left(\frac{-t_s}{\tau_{g2}}\right) + N_{g1}(k+1) \left\{1 - \exp\left(\frac{-t_s}{\tau_{g2}}\right)\right\}$$

$$N_{g3}(k+1) = N_{g3}(k) \exp\left(\frac{-t_s}{\tau_{g3}}\right) + N_{g2}(k+1) \left\{1 - \exp\left(\frac{-t_s}{\tau_{g3}}\right)\right\}$$

2 유량 측정

유량 측정용 센서의 응답 시간을 고려한 모델은 다음과 같다. 각각의 첨자는 센서의 위치를 나타낸다.

$$\frac{dW_{bm}}{dt} = (W_b - W_{bm}) / \tau_w$$

$$\frac{dW_{cm}}{dt} = (W_c - W_{cm}) / \tau_w$$

$$\frac{dW_{sm}}{dt} = (W_s - W_{sm}) / \tau_w$$

$$\frac{dW_{rsm}}{dt} = (W_r - W_{rsm}) / \tau_w$$

3 온도 측정

온도 측정 센서의 응답시간을 고려한 모델은 다음과 같다. 침자는 센서의 위치를 나타낸다

$$\frac{dT_{som}}{dt} = (T_{so} - T_{som}) / \tau_t$$

$$\frac{dT_{dm}}{dt} = (T_d - T_{dm}) / \tau_t$$

$$\frac{dT_{wm}}{dt} = (T_{r2} - T_{wm}) / \tau_t$$

제 5 절 반응도 모델

1 총 반응도

반응도는 제어봉, 정지봉, 제논, 핵연료 온도, 냉각수온도, 노심 구조물, 외부실험물 등에 의하여 영향을 받으며 다음과 같이 표현된다.

$$\rho_{tot} = \rho_{CAR} + \rho_{SOR} + \rho_x + \rho_f + \rho_c + \rho_{ass} + \rho_{ext}$$

2 제어봉 효과

각 제어봉의 반응도는 다음과 같이 노심내에서의 높이 X 의 함수로서 나타낸다.

$$\rho_{car}(x) = \rho_{cro} (f_0 + f_1x + f_2x^2 - f_3x^3 - f_4x^4 + f_5x^5 - f_6x^6)$$

3 정지봉 효과

각 정지봉의 반응도는 높이 X 의 함수로서 나타낸다.

$$\rho_{sor}(x) = \rho_{sro} \cdot x$$

4 제논 효과

$$\rho_x = \alpha_x \cdot X(t)$$

5 온도 피드백 효과

핵연료와 냉각수에 의한 온도 피드백 효과는 다음과 같다.

$$\rho_f = \alpha_f [T_f(t) - T_{f0}]$$

$$\rho_c = \alpha_c [T_c(t) - T_{c0}]$$

여기서 T_{f0}, T_{c0} 는 초기상태의 핵연료와 냉각수의 온도이다.

6 노심 구조물과 외부 실험물의 효과

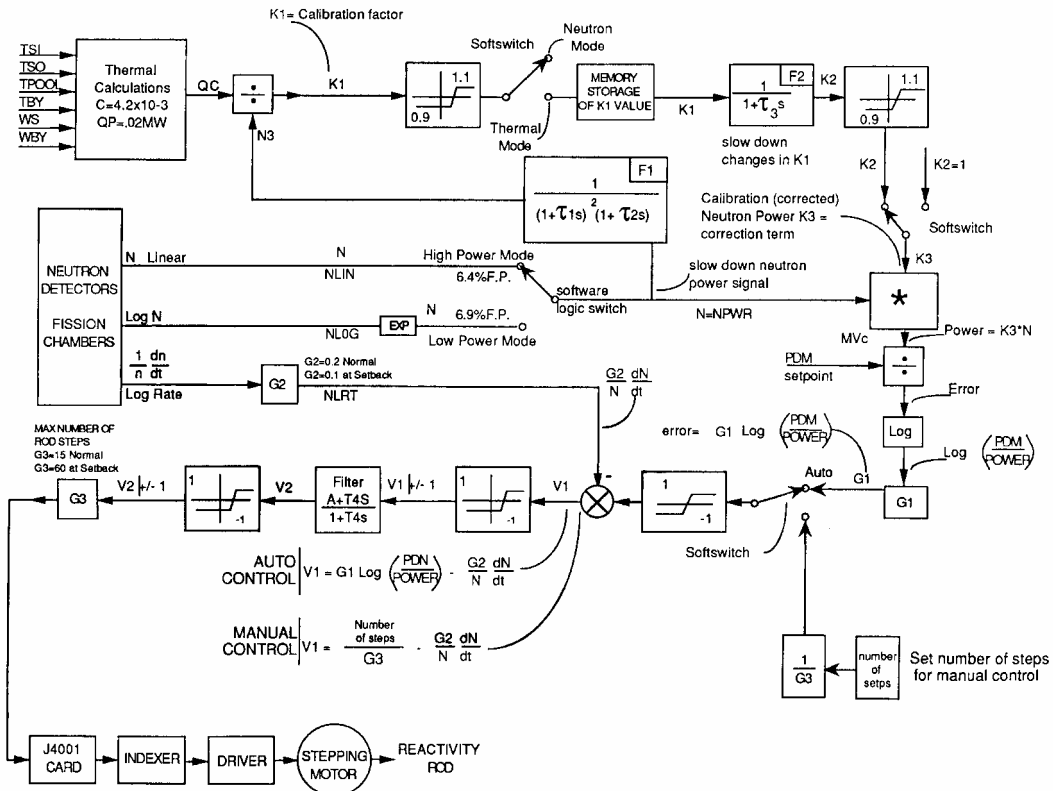
구조물과 외부 실험물의 반응도는 상수로서 반영한다.

$$\rho_{ass} = \alpha_{ass}$$

$$\rho_{ext} = \alpha_{ext}$$

제 6 절 디지털 제어기 모델

하나로의 원자로 출력 제어 계통의 디지털 제어기는 그림 4 과 같은 제어 알고리즘을 가지고 원자로 출력을 제어하고, 플랜트를 제어한다. 출력 제어 계통외의 계통은 아날로그나 현장제어기를 통하여 운전된다.



Simplified Schematic of the Reactor Power Control

그림 4 제어 알고리즘

1 제어 알고리즘

시뮬레이터에서 구현한 제어 알고리즘은 다음과 같다.

1.1 초기조건(정지상태확인)

- 정지 상태확인
- 제어봉 위치 카운터 재 설정
- 빔 포트 열림 상태 확인
- 트립 플래그 재 설정

1.2 제어봉 고장 확인

- 고장 제어봉 확인
- 알고리즘 사용여부 결정
- 다중 제어봉 고장시 원자로 정지

1.3 수동 정지 확인

- 수동 정지 신호 확인

1.4 비상 정지 및 정지봉 고장 확인

- 수동 정지 버튼 감시
- 정지봉 상태 감시

1.5 제어신호 건전성 확인

- 신호 범위확인
- 선택 알고리즘에 따른 제어 신호 선정

1.6 운전 모드 선택

- 수동운전
- 자동운전
- 열 출력 모드
- 중성자 출력 모드

1.7 교정 상수 계산

- 열출력 계산
- 중성자 출력 지연
- 출력 비교
- 교정 상수 계산

1.8 안전 제한치 감시

- 고출력
- 고 대수 출력
- 고 대수 증가율

1.9 요구출력 감시

- 입력 값 범위 제한
- 요구출력 설정

1.10 제어봉 구동 스텝 계산

- 수동운전
- 자동운전
- 스텝 설정

1.11 구동 제어봉 선택

- 상승시 알고리즘
- 하강시 알고리즘
- 제어봉 선택
- 신호 출력

제 7 절 원자로 보호계통

원자로 보호계통은 아날로그로 구성되어 있고, 출력을 제어하지 않으나 트립 변수가 작용하여 원자로를 정지시키는 기능을 하므로 다음과 같은 변수들의 트립 로직을 반영하였다.

- 고 중성자 출력
- 고 대수 출력
- 중성자 계측기 고전압 고장
- 고 대수 증가율
- 고 원자로 출구 온도
- 고 일차 유량
- 저 일차 유량
- 저저 일차유량
- 저 일차 압력
- 저저 일차 압력
- 수동 정지

제 8 절 기타계통

기타 보조 계통은 원자로 운전과 인터페이스가 없고 일부 계통의 ON/FF 기능만이 제어기에서 이루어지고 대부분은 상태를 워크스테이션에서 감시하는 기능만이 있다. 따라서 이러한 기능은 수학적으로 표현하지 않았다..

제 4 장 시뮬레이터 구현

원자로 운전과 직접 관련되는 계통에 대하여 모델을 개발하고 이를 확인하기 위하여 시뮬레이션 프로그램을 개발하여 시험하였다. 사용자 인터페이스는 하나로 운전원 워크스테이션이 새로운 것으로 교체할 예정이어서, 제어 로직만 확인할 수 있는 형태로 개발하였다. 원자로 운전과 직접 관련 없는 계통의 로직도 사용자 인터페이스와 관련이 있으므로 운전원 워크스테이션이 확정되는 시점에 반영할 예정이다.

제 1 절 수치 계산

시뮬레이션에 필요한 수치계산 알고리즘은 스텝크기, 안전성, 정확성을 고려하여 실시간 계산에 적합한 Adams-Bashforth 2nd order 방법을 사용하였다[6].

제 2 절 사용자 인터페이스

사용자 인터페이스는 초기조건 설정, 메인 화면, 트렌드 화면, 미믹 화면으로 구성되며 그림 5 에서 그림 8 까지와 같다. 또한 아날로그로 구성된 계통의 제어반을 모사하기 위하여 그림 9 와 같은 인터페이스를 개발하였다. 운전원 워크스테이션은 그림 10 에서 13 까지와 같이 개발하였다.

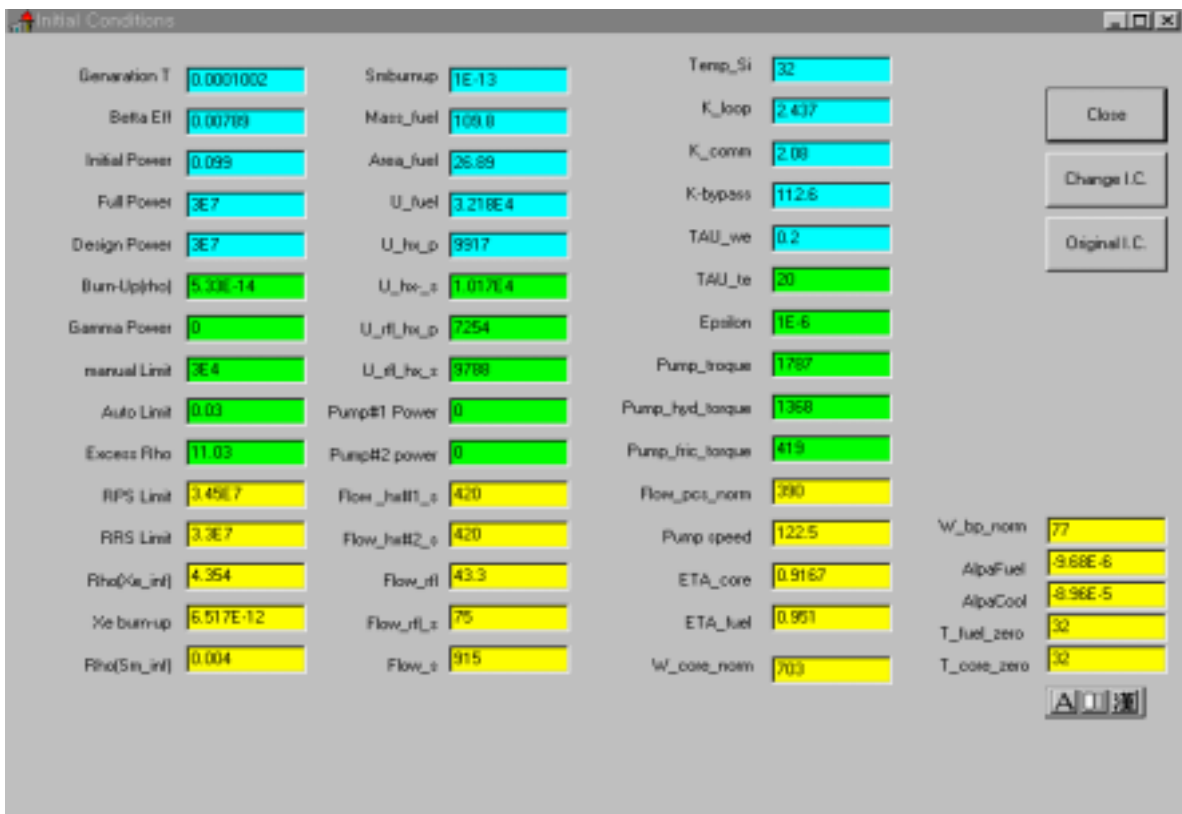


그림 5 초기 조건 입력 화면

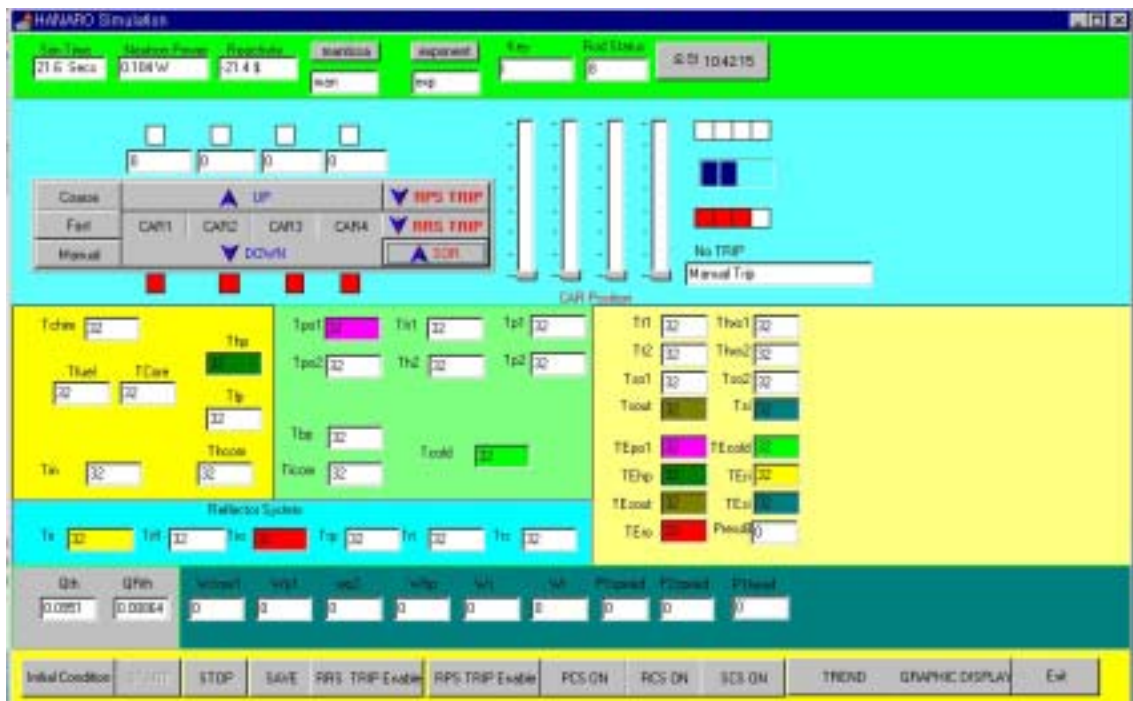


그림 6 주화면

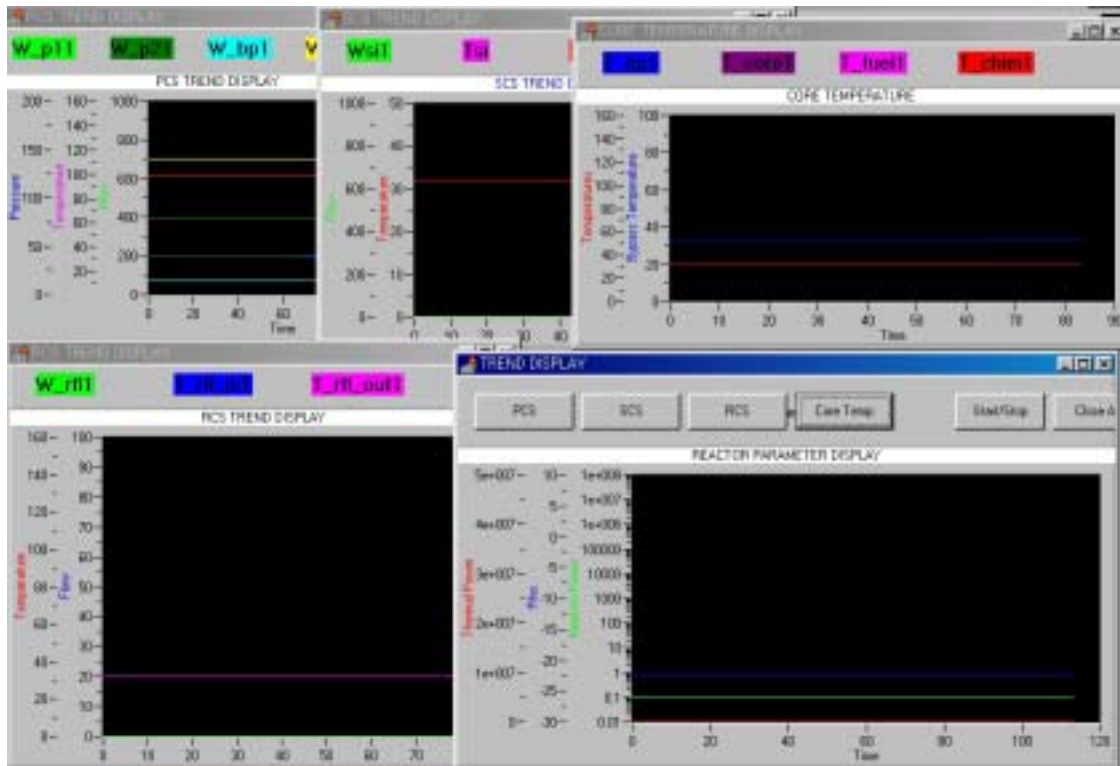


그림 7 트렌드 표시 화면

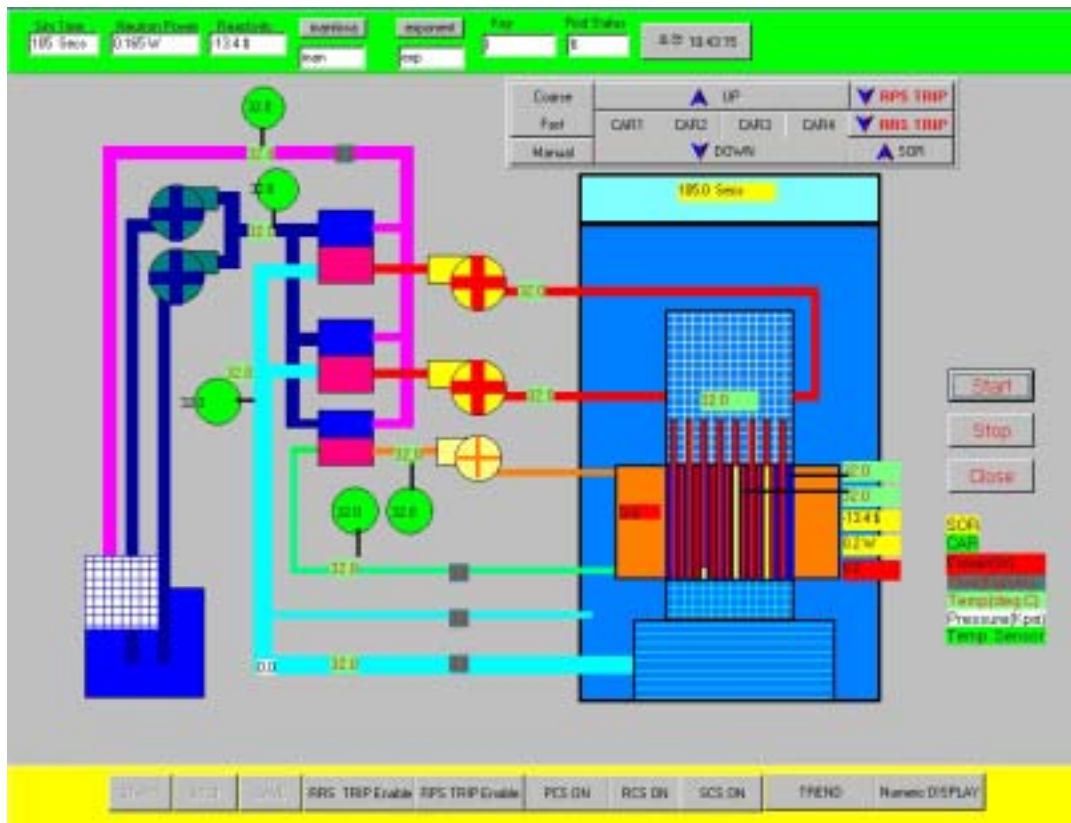


그림 8 미믹 표시 화면



그림 9 원자로 보호 계통 판넬

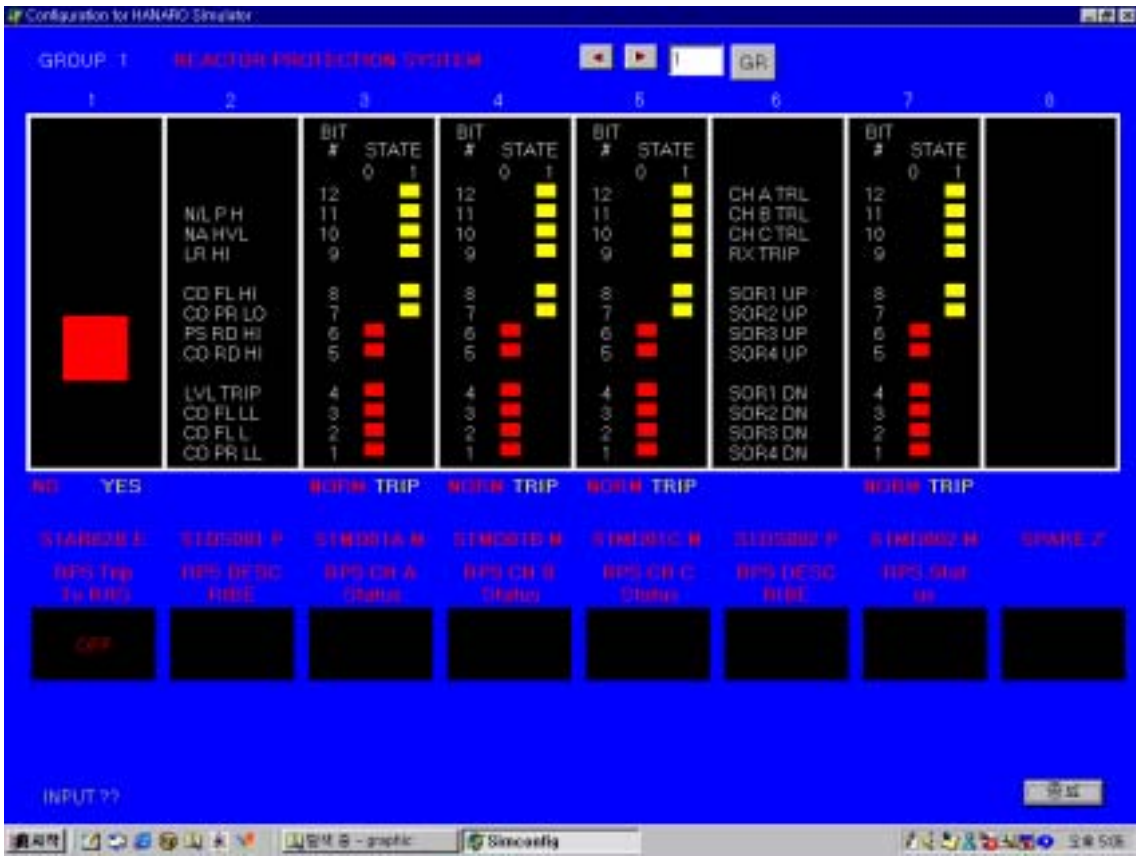


그림 10 운전원 워크스테이션(Group 1, 원자로 보호 계통)



그림 11 운전원 워크스테이션(Group 16, 원자로 제어계통)



그림 12 운전원 워크스테이션(Group 50, 비상보충수 계통)



그림 13 운전원 워크스테이션(Group 87, 전력계통)

제 3 절 시뮬레이션 결과 및 검증

시뮬레이션 결과는 설계 코드인 KMRRSIM 과 비교하여 동등한 성능을 보였으나 상세한 검증은 운전원 인터페이스 완료 후 수행할 예정이다.

1. 원자로 거동

원자로의 기동, 운전, 정지 등의 운전 절차에 따라 제어가 가능하며, 결과가 양호하게 나타나고 있다. 그림 14는 원자로 기동시의 반응도와 출력의 변화 예이다.

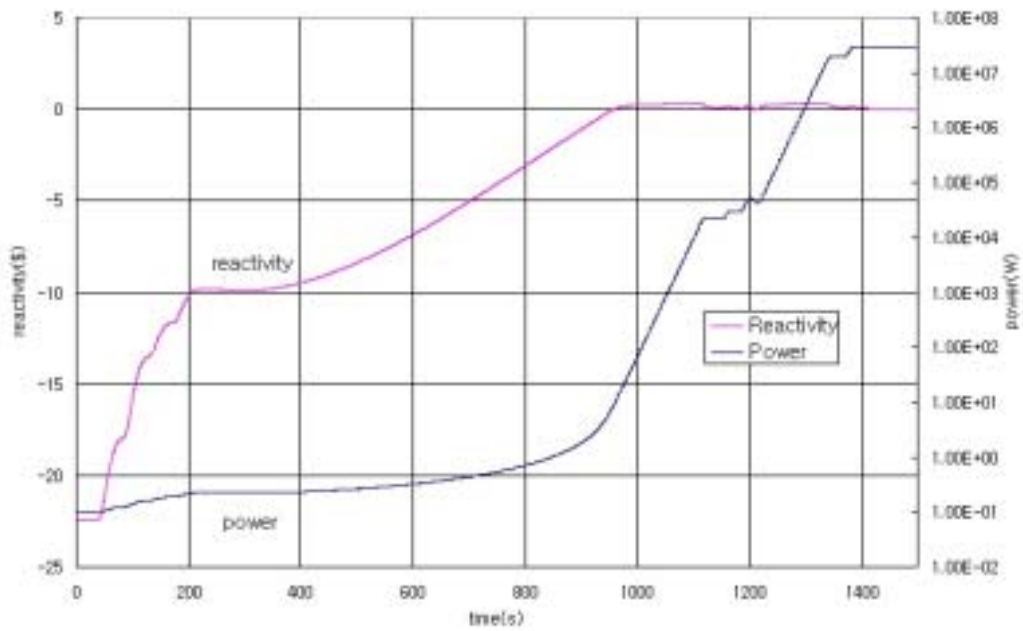


그림 14 원자로기동시의 출력 변화

2. 냉각계통거동

냉각 계통의 펌프 기동, 운전, 정지 기능과 루프내의 열전달 현상이 모사되고 있음을 확인하였다. 계통 운전의 예가 그림 15에서 17까지 나타나 있다.

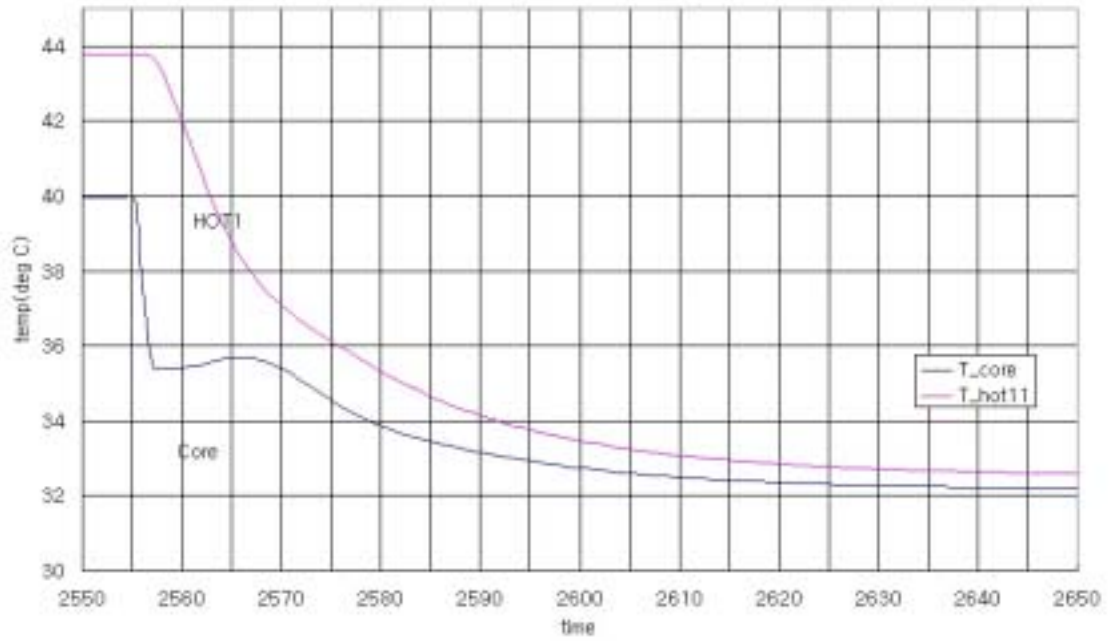


그림 15 펌프 정지시 노심과 HOT 노드의 온도

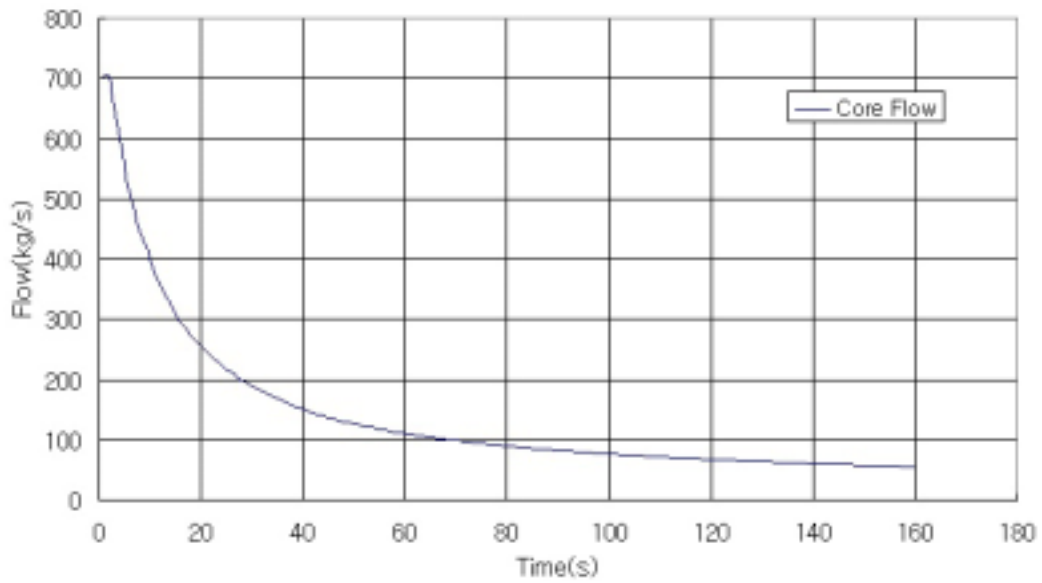


그림 16 펌프 정지시 일차 계통 노심 유량

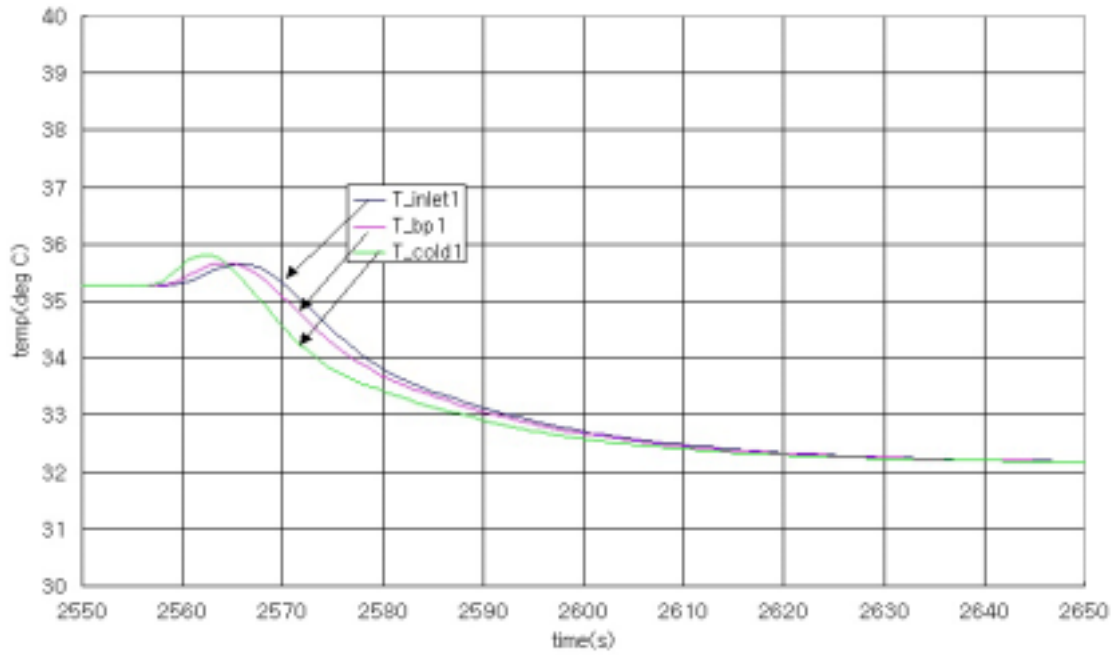


그림 17 펌프 정지시 일차 계통 각 노드의 온도

3. 제어 알고리즘 및 보호계통 논리

제어기의 알고리즘과 보호계통 논리회로 작동도 시뮬레이션 중에 설계대로 작동됨을 확인하였다.

제 5 장 결과 및 향후 계획

제 1 절 연구 결과

1 시뮬레이션 구현

하나로의 시뮬레이터를 개발하기 위하여 설계 자료를 수집하고 설계 코드를 분석하여 계통의 성능을 모의하기 위한 아래와 같은 수학적 모델을 개발하였다[7]. 그리고 개발한 모델을 바탕으로 프로그램을 개발하여 시험을 수행하였다[8].

- 원자로 노심
 - Two point kinetics
- 열-수력 특성
 - 펌프 동특성
 - 루프의 유량
 - 루프내 각 노드의 열 전달 모델
- 반응도
 - 제어봉의 반응도 변화
 - 피드백 및 제논 효과
- 디지털 제어기
 - 하나로 제어 알고리즘
- 원자로 보호 계통
 - 원자로정지 변수에 의한 트립 로직
- 운전원 워크스테이션
 - 운전원 제어 명령 처리 로직

2 시스템 구축

개발한 모델을 프로그램으로 구현하였다. 그리고 시뮬레이션과 조작을 위해 개인용 컴퓨터(PC)를 구비하여 플랜트 모사기, 운전원 워크스테이션, 제어기, 데이터 서버를 구현하였다.

제 2 절 향후 연구 계획

본 과제가 2 차년도로 종료되었지만, 운전원 워크스테이션의 인터페이스는 과제 일정과 하나로 설계 개선 일정이 맞지 않아 완료되지 못하였다. 왜냐하면 운전원 인터페이스는 실제 운전원 워크스테이션과 동일하여야 하기 때문이다. 따라서 운전원 워크스테이션의 개선이 완료되는 대로 운전원 인터페이스 개발과 시험을 완료하여 활용가치를 높일 계획이다.

또한 입출력 장치를 부가하여 제어기등을 위한 동적 시험 장치(Dynamic Test Bed)로 활용할 계획이다.

참고 문헌

- [1] Zanobetti, D, “Power station simulators”, Elsevier, New York, 1989
- [2] ANSI, “Nuclear power plant simulators for use in operator training and examination”, ANSI/ANS-3.5-1998
- [3] 한기양, 채희택 “운전원 훈련 및 평가용 원자력 발전소 시뮬레이터”, KAERI/TS-90/99, KAERI
- [4] T.W. Noh, “Program description of KMRRSIM”, KM-031-400-02, KAERI, 1989
- [5] T.W. Noh, et.al, “Two-point reactor kinetics for large D2O reflected systems”, Journal of the Korean Nuclear Society, vol.19, No. 3, pp. 192-197, September, 1987
- [6] R.M.Howe, “Special considerations in real-time digital simulation”, The University of Michigan, Ann Arbor, Michigan
- [7] H.S.Jung, P.H.Seong, “Development of a highly modularized object oriented real time engineering simulator for the HANARO research reactor”, Proceeding of Korean Nuclear Society, Autumn meeting, Taejon Korea, Oct. 2000
- [8] 정환성 외, “하나로 엔지니어링 시뮬레이터 개발(I)”, KAERI/RR-2092/2000, KAERI

첨부 1 기호 설명

N_C = neutron density

ρ_{tot} = total reactivity

γ_c = delayed neutron fraction

γ_{dj} = photo neutron fraction

Λ = neutron life time

λ_i = decay constant

C_i = precursor concentration

D_j = photo neutron concentration

S = neutron source

I = concentration of Iodine-135

λ_I = decay constant of Iodine-135

X = concentration of Xenon-135

λ_x = decay constant of Xenon-135

λ_e = effective decay constant of Xenon-135

γ_I = yield fraction of Iodine-135

γ_X = yield fraction of Xenon-135

Q_{tot} = total power produced in the fuel

Q_0 = conversion factor into thermal power

Q_c = thermal power of the core

η_c = power fraction of the core region .

Q_r = thermal power produced in the reflector

K= script for corresponding pump

I_{mp} = inertia of the pump impeller and motor rotor

τ_m = motor torque at the rated speed

τ_{hy} = pump hydraulic torque

τ_{fr} = pump frictional torque

M= mass

C= specific heat

U = heat transfer coefficient

A = heat transfer area

W= flow rate

H = height of the node

I = inertia

T= temperature

α = constants

τ = time constants

N = neutron power

W_k = decay heat

ω = angular speed

서 지 정 보 양 식

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드	
KAERI/RR-2172/2001					
제목 / 부제		하나로 엔지니어링 시뮬레이터 개발(II 차년도)			
연구책임자 및 부서명		정환성(하나로운영팀)			
연구자 및 부서명		한기양, 김민진, 김영기, 이기홍, 박상준, 김형규, 박주훈 (하나로운영팀)			
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소	발행년	2002.1
페이지	48 p.	도표	있음(O), 없음()	크기	29.7 Cm.
참고사항					
비밀여부	공개(O), 대외비(), _ 급비밀		보고서종류	연구보고서	
연구위탁기관			계약 번호		
초록 (15-20 줄내외)	<p>하나로 엔지니어링 시뮬레이터를 개발하기 위하여 수학적 모델을 바탕으로 모사 프로그램을 구현하였다. 시뮬레이션 프로그램은 노심, 냉각계통, 반응도 제어 계통, 디지털 제어기등에 대하여 모사하며 PC 기반에서 실행된다. 여러 가지 초기 조건들을 설정할 수 있으며 하나로의 거동을 확인 및 제어할 수 있어 운전원 교육등에 사용이 가능하다. 그리고 향후 입출력 장치를 부가하여 제어를 위한 동적 시험 장치로서 사용이 가능하다.</p>				
주제명키워드 (10 단어내외)	Simulator, HANARO, 열수력 모델, 노심 동특성				

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/RR- 2172/2001					
Title / Subtitle		Development of HANARO Engineering Simulator(II)			
Project Manager and Department		Hoan Sung Jung(HANARO Operation Team)			
Researcher and Department		G.Y. Han, M.J.Kim, Y.K.Kim, K.H.Lee, S.J.Park, H.K.Kim, J.H.Park (HANARO Operation Team)			
Publication Place		TaeJon	Publisher	KAERI	Publication Date
Page		48 p.	Ill. & Tab.	Yes(O), No ()	Size
Note					
Classified		Open(O), Restricted(), ___ Class Document		Report Type	Research Report
Sponsoring Org.				Contract No.	
Abstract (15-20 Lines)		<p>The numerical models for HANARO have been coded in simulation program. The program simulates the core kinetics, the cooling systems, the reactivity control systems, and the digital controllers at the personal computers. The various initial conditions can be set. Because the simulator can be controlled by the operator in accordance with the HANARO operation principles, it will be used as a tool for the operator training. And it can be upgraded to dynamic test bed for the control system development if the I/O features are extended.</p>			
Subject Keywords (About 10 words)		Simulator, HANARO, Thermal-Hydraulic Model, Core Kinetics			