

제어봉 구동장치 제어기기 설계 및 검증에 관한 연구

육 심 균[†], 이 상 룡*

(2003년 8월 26일 접수, 2004년 2월 28일 심사완료)

Study of Design and Verification for Control Rod Control System

Simkyun Yook and Sangryong Lee

Key Words : CRDM(Control Rod Drive Mechanism; 제어봉 구동장치), MTBF(Mean Time Between Failure; 평균 고장간 시간), Logic Cabinet(논리함), Power Cabinet(전력함), Rod(제어봉), RBD(Reliability Block Diagram; 불가용도 분석), RRS(Reactor Regulating System; 원자로 출력제어계통), Staggering(엇갈림)

Abstract

We have developed a digital control rod control system not only to improve its performance but also to improve its reliability and speed of response so that it can replace the old fashioned analog system. However, a new developed digital control system should be tested to prove the validity by using any prototype or mock-up before application. The reliability prediction and the reliability block diagram analysis methods were adopted to verify the reliability of the developed hardware. For the case of software, especially for a new developed control algorithm, it has been tested to prove performances and validation by using a dynamic simulator and mock-up of control rod drive mechanism altogether. Here we want to present some key factors regarding to the new developed digital system with some verification procedures.

기호설명

- T : 온도
- 하첨자
- ref : 기준온도
- avg : 냉각수 평균온도

1. 서 론

원자력 발전소에 적용되는 기기는 원자력 산업의 특성상 신뢰성 및 안전성이 특별히 요구되어 신뢰성 및 안전성 확보를 위한 확인 및 검증이 절실히 요구되고 있다. 특히, 기존의 아날로그 계측제어 시스템을 디지털화하기 위해서는 하드웨어 및 소프트웨어에 대한 확인 및 검증 기술 개발의 필요성이 대두되고 있다. 최근의 확인 및

검증 방법은 설계 초기단계에서부터 프로토타입(Prototype), 동적 모형(Dynamic Mockup) 또는 전 규모 시뮬레이터(Full-Scale Simulator) 등을 이용한 기능 시험을 통해 기술적 문제점이나 설계 오류를 찾아내어 이를 해결하는 추세이다.^(1,2)

1960 년대의 기술로 설계/제작되어 있는 계측제어기기의 경우 노후화로 인해 발전소의 불시정지, 교체부품의 확보 및 유지보수의 심각한 문제가 발생하고 있으며, TMI(Three Mile Island) 사고 이후 규제기관의 새로운 기능추가 요구를 만족시키기 어려운 실정이다. 이러한 아날로그 계측제어 계통의 노후화 문제를 해결하기 위해 디지털 계측제어계통의 개발은 필연적이다. 또한 산업 현장의 대용량 정보처리, 시스템의 신뢰성 향상, 확장 능력확보 및 자동화, 표준화된 기기의 사용으로 유지보수 능력향상 등의 장점을 얻고자 한다.⁽³⁾

아날로그 계측제어시스템을 디지털 계측제어시스템으로 개선하기 위해서는 앞서 언급했듯이 하드웨어 및 소프트웨어에 대한 확인 및 검증작업이 필요하다. 하드웨어적인 측면에서의 신뢰도 검증방법으로는 예측수명분석(Prediction), 불가용도분석(Reliability Block Diagram, RBD), 가속수명시

[†] 책임저자, 회원, 두산중공업 기술연구원
E-mail : yooksk@doosanheavy.com
TEL : (055)278-3751 FAX : (055)278-8593

* 회원, 경북대학교 기계공학부

험(Accelerated Life Test, ALT), 고장수목기법(Failure Tree Analysis, FTA) 및 고장모드 영향분석(Failure Mode Effect Analysis, FMEA) 등 다양한 방법이 있다. 이들 검증방법을 이용하여 시스템, 기기, 부품 등의 수명을 예측하고, 예측된 수명을 적용하여 규정된 조건 하에서 의도하는 기간동안 요구하는 기능을 수행할 확률을 예측함으로써 잘못 선정된 기기나 부품에 대한 조기 진단을 통해 교체 또는 수정/보완할 필요성이 있다.⁽⁴⁻⁶⁾

그리고 소프트웨어적인 측면에서는 Electric Power Research Institute 에서 디지털 기술을 원전에 적용하기 위해 공정제어 계통이나 발전소 보호계통 개발 초기부터 프로토타입을 제작하여 계통 자체의 성능을 확인하고, 이를 동적모사(Dynamic Simulation)가 가능한 시뮬레이터나 전규모 시뮬레이터와 통합하여 그 계통의 안정성 및 신뢰성에 대해 엄격한 시험과 검증을 거친 후 실제 발전소에 적용토록 요구하고 있다.⁽⁷⁾ 이에 피시험체(원전 제어봉 구동장치 제어기기)에 대한 검증을 위해서는 각각의 제어계통을 포함한 동적인 시뮬레이터가 필요하다. 이는 기능 및 업무의 해석과 검증, 정상상태 및 과도상태 해석, 제어로직의 타당성, 설계변경의 필요성 입증 및 변경에 따른 신뢰성 검증 등의 작업을 용이하게 수행하기 위해 활용된다.^(8,9)

본 고에서는 웨스팅하우스 형태의 가압 경수로에 대한 기존 아날로그 제어봉 구동장치 제어기기를 디지털 제어시스템으로 개선한 후 실제 발전소에 적용하기 이전 단계에 검증설비를 이용한 피시험체의 제어 알고리즘과 하드웨어에 대한 신뢰성 및 안전성 검증에 관하여 논하고자 한다.

기존의 아날로그 시스템인 원전 제어봉 구동장치 제어기기의 특징 및 기능 분석을 통해 디지털 시스템으로 설계 변경하는 과정에서 기존 시스템의 기능 및 성능면에서 응답성, 연계성 및 신뢰성을 향상시킬 수 있도록 설계하였다. 설계된 제어시스템의 하드웨어적인 신뢰성을 검증하기 위해 신뢰도 예측 프로그램을 활용하여 사용된 제어기기에 대한 신뢰도를 예측하였으며, 소프트웨어적인 측면에서는 시뮬레이터 및 제어봉 모형(CRDM Mockup)으로 구성된 검증설비를 활용하여 다양한 방법을 통해 설계된 제어알고리즘의 신뢰성을 검증하는 방법에 관해 제시코자 한다.

2. 제어시스템 설계 및 구성

2.1 제어봉 구동장치와 제어계통 구성 및 기능
제어봉 제어계통의 목적은 원자로 출력을 변화시키기 위하여 제어봉 집합체를 동작시켜 단기적인 반응도(Short Term Reactivity)를 조절하기 위한 것이다. 제어봉 집합체들은 대칭적인 제어봉군(Bank)들로 이루어지고 다시 그룹으로 분리된다.

참조발전소인 국내 A 발전소의 경우, 제어봉 집합체 수는 모두 29 개이며 이들은 네개의 출력 제어군(Control Banks)과 두개의 정지군(Shutdown Banks)으로 분리되고 각 제어봉군은 다시 한 그룹 또는 두 그룹으로 분리되어 있다. 한 제어봉군에 속하는 각 그룹들은 한 스텝 이내의 스텝 차이를 두고 동작되며 한 그룹내에 속하는 제어봉 집합체들은 동시에 동작되도록 되어 있다.

각 제어봉 구동장치는 세 개의 전자적 코일, 즉, 고정집게코일(Stationary Gripper Coil), 이동집게코일(Movable Gripper Coil) 및 올림코일(Lift Coil)로 되어있다. 제어봉 구동장치 제어기기는 원자로를 제어하는 원자로 출력제어계통(Reactor Regulating System, RRS)과 이 계통으로부터 제어신호를 받아 제어봉 구동기구(Control Rod Drive Mechanism, CRDM)를 적절하게 움직이기 위한 전력을 제어하는 반도체 전기-기계적(Solid State Electro-Mechanism)인 설비, 즉 논리함(Logic Cabinet), 전력함(Power Cabinet) 및 직류 전원 유지함(DC Hold Cabinet)으로 이루어져 있다.

제어봉은 운전원의 수동조작이나 실제 원자로 냉각재 평균온도(T_{avg})와 프로그램된 평균온도(T_{ref}) 사이의 편차와 터빈 출력과 원자로 출력사이의 편차 즉, 2 가지 오차신호 계열로부터 발생하는 요구량에 따라 제어봉의 속도 및 방향을 결정한다. 속도 신호는 제어봉 구동기구가 제어봉 구동축을 한 단씩 이동시키는데 사용된다. 펄스간의 시간간격은 가변적으로 제어봉 속도를 만족하기 위해서 제어봉 속도 요구 신호량에 따라서 변환된다. 제어봉 속도 및 방향 요구신호는 논리함에서 적절한 순서에 의한 제어신호가 발생된다. 논리함은 이들 제어신호를 전력함내의 적절한 전원 회로에 보낸다. 그리고 이들 전원회로는 제어봉 구동기에 각 코일에 전원을 공급하도록 구성되어 있다.^(10,11)

2.2 제어시스템 설계

2.2.1 기존 아날로그 형태의 제어시스템

기존 아날로그 형태의 제어시스템은 제어봉 구동기구를 적절하게 움직이기 위해 논리함, 전력함 및 직류 전원 유지함으로 이루어져 있다. 논리함은 펄스(Pulser), 주순서기(Master Cyler), 부순서기(Slave Cyler), 뱅크중첩 유니트로 구성되어 있다. 주순서기는 시간펄스를 받고 각 전력함에 연결되어 있는 부순서기에 사이클링 명령 신호를 제공한다. 부순서기는 적정시간, 크기, 전력함내의 사이리스터(Thyristor)에 보내는 분배명령이 포함된 점화신호(Firing Signal)를 차례로 만든다. 그리고 중첩유니트는 주순서기 출력을 적절한 부순서기로 보내며, 프로그램에 따라 뱅크를 중첩시킨다. 전력함은 정지, 이동 및 올림 코일에 삽입 및 인출을 할 수 있도록 순차적인 전류를 공급한다.

다. 그리고 직류전원 유지함은 전력함에서 고장이 발생할 때 회로카드, 퓨즈, 또는 다른 소자의 교환이 필요한 경우, 보수하는 동안 제어봉의 낙하방지를 위해 정지집계코일에 전류를 인가하기 위한 장치이다.⁽¹¹⁾

그러나 기존 시스템은 제어기 및 입출력카드 등이 단일모듈로 구성되어 있어 고장시 제어봉 운전엔 치명적인 영향을 미치게 된다. 그리고 타계통과의 연계가 어렵고, 제어봉 운전상태 등에 대한 정보 획득이 어려워 정확한 운전이 이루어지는지를 확인할 수 없고 제어기기 노후화에 따른 교체부품의 확보가 어려운 문제점이 있다.

2.2.2 개선된 디지털 제어시스템

원자로 제어봉 구동장치 제어시스템을 디지털 제어시스템으로 구현하기 위해 고 신뢰성을 갖춘 다양한 단위 기기들을 결합하여 원자로 가용성 증대, 효율적인 운전, 편리한 유지/관리가 가능한 시스템으로 통합 하였다. 제어봉 구동장치 제어시스템의 구성은 Fig. 1에 표시한 바와 같이 크게 제어함과 전력함으로 구성되어 있으며 그 구성은 통신망 이중화(정보용 통신망, 분산제어용 통신망), 근거리입출력 통신망, 전력제어기 감시용 통신망, 제어기기 이중화(논리제어기기, 전력제어기기), 전원 이중화를 통하여 제어시스템에서의 신뢰성을 향상시키도록 시스템을 구성하였다.

(1) 제어함 제어시스템 특징

제어봉 구동장치 제어시스템에서 적용한 분산 제어용 통신망은 이중화된 주 제어기, 운전원조작판넬(Local Operating Module, LOM) 및 전력제어기 사이에 적용하였다. 근거리 입출력 통신망은 이중화된 주 제어기, 근거리 입출력 랙 사이에 적용하였다. 그리고 제어기기(Modicon 사의 PLC)는 동일하게 구성된 두개의 제어기가 백업(Hot Standby)형태로 구성하여 상호 통신 가능하도록 하였다. 동일하게 구성된 제어기중 하나는 주(Primary) 제어기, 또 다른 하나는 부(Standby)제어기로 동작한다.

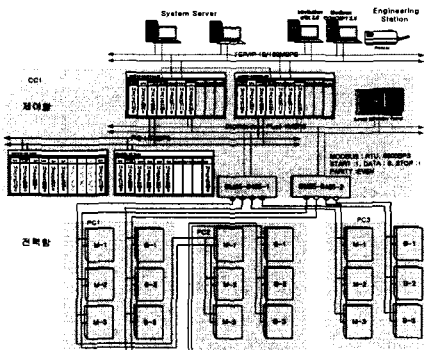


Fig. 1 Digital CRCS configuration

주 제어기는 입력 데이터를 근거리 입력 랙에서 데이터를 읽고 메모리에 있는 사용자 프로그램을 실행하여 결과를 출력 랙으로 보낸다. 그리고 주 제어기는 매 스캔의 마지막시점에 현재 제어기의 상태 정보와 메모리(RAM)의 상태정보를 가지고 부 제어기의 데이터를 갱신한다. 부 제어기는 단지 상태 정보를 읽을 뿐 제어기능을 실행시키거나 기본 제어기기의 실행을 방해하지 않고 주 제어기에 이상이 발생하면 부 제어기는 13~48 msec(1scan)내에 주 제어기로 자동 절체되도록 구성되어 있다.

(2) 전력함 제어시스템 특징

제어봉의 안정적인 삽입 및 인출을 위하여 정지, 이동 및 올림코일에 순차적인 전류를 공급하는 전력변환기 회로와 전류를 피드백 제어하기 위한 이중화된 전력제어기 그리고 단일 고장에 의한 제어봉의 낙하를 방지하기 위해 전력함내에 각 그룹이 이동 집계 코일의 반파 정류회로를 가짐으로써 각 그룹별로 이중유지(Double Hold)기능이 가능하도록 하였다. 그리고 제어기의 자가진단 및 감시, 싸이리스터 결합 및 퓨즈 결합 감시, 코일 건전성 감시 기능 등이 포함되어 있고, 유지보수성이 강화되었으며, 코일에 인가되는 전류/전압을 모니터링할 수 있고 이벤트 발생시 데이터 로깅을 통해 전류/전압 파형의 분석도 가능하도록 구성되어 있다.

3. 검증 시스템 구성

3.1 하드웨어 구성

본 검증설비의 주요 구성요소는 하드웨어 설비와 소프트웨어 모듈, 운전원 조작시스템 및 입출력 인터페이스를 포함한 인터페이스 모듈과 제어봉을 상사한 제어봉 모형(Mockup)설비로 구분된다. 검증설비의 전체적인 구성도는 Fig. 2와 같다. 검증설비는 주 컴퓨터(HP C3700 Workstation), 운전원 조작용 컴퓨터 4 대, 서버 시스템, 입출력 인터페이스 시스템(Melsec PLC) 그리고 피시험체

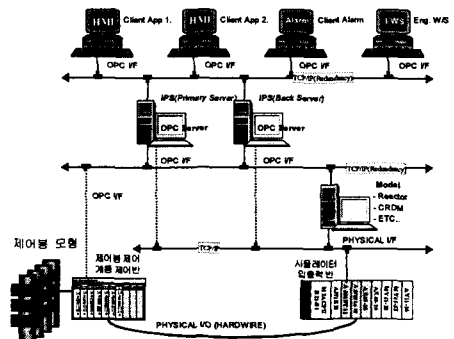


Fig. 2 Hardware configuration of test facility

(제어봉 구동장치 제어기기)로 구성되어 있고, 이들 상호간에는 실배선(Hardwired)과 이더넷 통신망을 이용하여 데이터 송수신이 이루어지도록 구성되어 있다.

주 컴퓨터는 원자력 발전소를 모델링한 코드가 탑재되어 있으며 시뮬레이터 역할을 담당하고, 운전원 조작시스템은 발전소 전체 프로세스에 대한 상태량 감시 및 제어기능을 수행한다. 그리고 입출력 인터페이스 시스템은 주 컴퓨터에서 생성된 각종신호와 피시험체의 조작에 따른 신호를 상호 송수신하는 역할을 수행한다. 여기서 피시험체는 개발된 디지털 제어봉 구동장치 제어 시스템을 의미한다.

주 컴퓨터와 입출력 인터페이스 시스템간은 주 컴퓨터의 모델링 계산 결과가 공유 메모리(Shared Memory)로 보내어 지고 공유 메모리에 있는 신호는 네트워크를 통해 출력 인터페이스 시스템으로 전기적 신호 또는 접점 신호형태로 데이터를 전송한다. 피시험체는 입력된 신호에 의해 제어 역할을 동작시켜 결과를 운전원 화면이나 인터페이스 시스템으로 보내게 된다.

소프트웨어 모듈은 수학적 모델링 코드, 사용자 명령 수행 프로그램과 운전원 그래픽으로 구성되어 있다. 그래픽 툴로써는 상용화된 패키지(Intellution 사, iFIX 3.0)를 이용하여 구성하였다.

제어봉 모형(Mockup)설비는 6 개로 구성되어 있으며 1 스텝의 길이는 16mm, 총 30 스텝으로 제작되어 있고 실제 원자력 발전소에 설치되어 있는 제어봉 구동장치의 무게를 고려하여 130kg의 부하를 각 제어봉 모형설비 하단에 설치하였다.

3.2 시뮬레이터 모델

검증설비의 소프트웨어는 수학적 모델링을 실시간으로 처리하는 부분, 각종 명령을 처리하는 부분 그리고 주요변수 및 상태량의 변화를 표시하는 부분으로 구성된다. 구성된 소프트웨어의 구조는 Fig. 3 과 같다. 프로세스들이 수행해야 하는 기능들로서는 실시간으로 원전 수학적 모델링을 처리하는 기능, 원전 신호상태의 저장 및 재생기능, 주요변수의 변화 표시기능, 하드웨어를

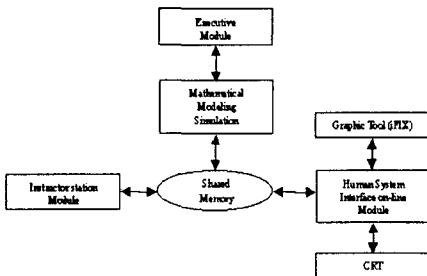


Fig. 3 Software configuration of test facility

통하여 피시험체와의 신호를 송수신할 수 있는 입출력기능, 이더넷으로 피시험체와 정보를 전송할 수 있는 기능, 하드웨어 시험기능 등이 있다. 또 다른 중요한 특징은 다중처리 기능으로 실시간 수학적 모델링 프로그램을 실행하는 동안에 사용자의 요구에 의한 감시기능 등을 수용할 수 있다. 수학적 모델링 코드는 수많은 상태량 변수의 조합에 의해 몇몇 타입의 초기 조건 즉, 기동(Startup), 정지(Shut Down), 임계 조건(Critical Condition), 터빈 롤링(Turbine Rolling), 25% 부하(Load), 50% 부하(Load), 전출력(Full Power) 등에 대한 상황전개가 가능하도록 시뮬레이션 코드가 탑재되어 있다.

4. 제어시스템 신뢰도 예측

제어시스템의 하드웨어 신뢰도분석에 있어, 제어함의 경우 평균 고장간 시간(Mean Time Between Failure, MTBF)과 불가용도를 예측하기 위해 불가용도 분석(Reliability Block Diagram, RBD)을 이용하였고, 전력함의 프린트 회로 보드(PCB) 카드에 대한 신뢰성 예측은 예측(Prediction)분석을 통해 이루어졌다. 고장률 예측에 대한 환경조건은 각 카드가 이동성이 한정되어 있으며, 온도 및 습도가 가변적이고, 유지보수가 용이한 환경조건인 그라운드 비나 인(Ground Benign)을 적용하였고, 대기온도는 25°C 로 가정하였다. 부품의 품질등급을 알 수 없는 경우에는 가장 낮은 등급으로 분류하였다.

4.1 제어함의 신뢰도 예측

제어함에서 사용되는 제어기기(PLC)는 4 개의 랙으로 구성되어 있고, 4 개의 랙은 주제어기, 부제어기와 2 개의 입출력(I/O) 랙으로 구성되며, 입출력 랙은 전원 이중화로 구성되어 있다.

Fig. 4 는 제어함의 각 랙과 전원장치에 대한

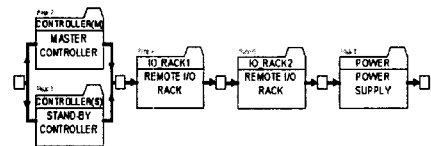


Fig. 4 RBD Modeling of control cabinet

Table 1 Result of RBD analysis for control cabinet

Rack	Unreliability	MTBF[hour]
Primary controller	0.0000525	76,113
Sub controller	0.0000525	76,113
I/O rack(1)	0.0000541	73,907
I/O rack(2)	0.0000730	54,774
Power supply	2.21E-10	9.2292E+9
Control cabinet	0.000127	31,459

불가용도 분석(RBD) 모델링을 나타내고 있다. 각 부품의 평균 수리시간인 MTR(Mean Time to Repair)은 4 시간으로 가정하였고, 목표 평균 고장간 시간(MTBF)은 3 년으로 설정하였다. 구현된 제어함의 불가용도 분석 모델링은 논리적인 형태로 연결되어지며, 이를 통해 제어함의 수명과 불가용도를 분석하였다. Fig. 4 와 같이 제어함에 대해 불가용도 분석 모델링을 하여 분석한 결과 Table 1 과 같은 값을 얻었다.

제어함 전체에 대한 불가용도분석 결과는 불가용도가 0.000127(0.0127%)이고 평균 고장간 시간의 경우 카드수명은 20 년 이상이고 제어함 수명은 31,459 시간(3.59 년)임을 알 수 있다.

4.2 전력함의 신뢰도 예측

전력함은 경보 창, 스위치 창, 7 개의 전력 변환용 서랍(Power Converter Drawer), 3 개의 올림 코일 단속 스위치용 서랍(Disconnecter Drawer), 3 개의 주 제어기 랙과 3 개의 부제어기 랙으로 구성되어 있다. 전력 변환용 서랍(Power Converter Drawer)은 정지집계코일, 이동집계코일과 올림코일을 제어하기위한 회로로 구성되어 있다. 전력함 제어기는 상부와 하부 랙으로 구성되어있고, 각 랙은 디지털입력카드(DIC), 디지털 출력카드(DOC), 디지털 프로세싱 카드(DPC), 전원 공급장치의 건전성 감시카드(PMC)와 3 개의 시그널 컨디셔닝 카드(SCC)로 구성되어 있다. 전력함의 신뢰도 예측을 위해서는 전력함 제어기 랙을 구성하는 5 종류의 PCB 카드에 대한 신뢰성을 분석하였으며, 구성하는 카드의 구성은 Fig. 5 와 같고, 부품의 종류는 Table 2 와 같다. Table 2 에 따라 계산된 각 카드의 고장률과 MTBF 는 Table 3 에 나타나 있다.

고장률은 각 카드의 예측 고장률을 말하고, 커넥션 레이트(Connection Rate)는 각 부품이 카드에 장착되는 형태에 따른 예측 고장률만을 나타내었다. 그리고 예측 고장률을 이용하여 각 카드의 평균 고장간 시간(MTBF)을 구한 결과 대부분의 카드의 수명이 20 년 이상을 나타내고 있으며, 디지털 프로세싱 카드의 경우 다른 카드에 비해 많은 수량의 부품으로 이루어져 있기 때문에 고장률이 크게 증가하여, 수명이 짧은 결과를 보였다.

Table 4 는 각 카드에서 고장률에 크게 영향을 주는 주요 부품과 부품에 대한 설계변경을 제안하고 있다. Table 4 에 나타난 각 카드에 사용된 부품이 고장률에 미치는 기여도를 보면 특정 부품(TLP521-4)의 고장률이 현격히 높음을 알 수 있다. 이것은 고장률에 영향을 미치는 특정 부품의 수량을 높은 등급의 부품으로 교체함으로써 고장률을 개선하여 카드 수명을 개선할 수 있다.

본 고에서는 더 신뢰성 있는 부품으로 교체하여 품질을 개선하는 방법으로 설계 변경을 제안

하였고, 그 결과를 분석하였다.

Table 4 에 나타난 기여도는 각 부품이 카드의 고장률에 미치는 영향을 퍼센트로 나타낸 것이다. 선정된 부품을 제안한 등급의 부품으로 교체하였을 때의 각 카드에 대한 고장률과 평균 고장간 시간의 예측 결과는 Table 5 에 나타나 있다.

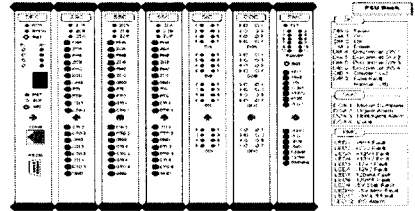


Fig. 5 Configuration of PCU rack

Table 2 Parts list of cards

Parts	DIC	DOC	DPC	PMC	SCC
Resistor	40	32	101	35	38
Capacitor	41	5	134	43	53
Inductor	-	-	2	-	3
μ-IC	9	5	53	24	22
Diode	64	32	20	6	32
Connector	1	1	11	10	1
Optoelectronic	40	40	22	33	3
Transistor	-	32	-	-	-
Oscillator	-	-	3	-	-
Switch	-	-	2	2	-

Table 3 Failure rate of cards & MTBF

Cards	Failre Rate	Connection Rate	MTBF [hours]
DIC	4.59	0.057	217,810
DOC	3.86	0.049	259,067
DPC	14.74	0.191	67,856
PMC	5.22	0.060	191,571
SCC	4.13	0.041	241,950

Table 4 Failure contribution & change the parts

Cards	Parts	Contrib- ion(%)	Recommendation
DIC	TLP521-4	46.24	JanTX grade parts
	1N5234B	6.83	JanTX grade parts
DOC	TLP521-4	55.01	JanTX grade parts
	15G820K	19.72	JanTX grade parts
DPC	K6R4016C	18.56	Class B grade parts
	MC7905	13.16	Class B grade parts
	CY7C027	8.16	Class B grade parts
PMC	TLP521-1	47.24	JanTX grade parts
	AB-15	10.60	Mil Spec grade parts
SCC	TL074	34.52	Class B grade parts
	MAX292	24.85	Class B grade parts

Table 5 Results of parts alternation & MTBF

Cards	Failure rate	Connect-ion rate	MTBF [hours]	Improvement rate
DIC	2.70	0.057	371,009	1.70
DOC	1.71	0.049	586,017	2.26
DPC	9.52	0.191	105,070	1.55
PMC	2.95	0.060	338,733	1.77
SCC	1.95	0.041	513,740	2.12

4.3 신뢰도 분석결과

제어봉 제어 시스템의 제어함과 전력함에 대해 수명예측과 가용성 분석을 수행한 결과 전력함에 있어 디지털 프로세싱 카드(DPC)를 제외하고 각 카드의 수명은 20 년 이상을 보장할 수 있는 것으로 예측되었다. 그리고 제어함의 경우 가용성 분석을 통한 불가용도 값은 제어함이 운전을 멈추지 않고 계속 작동할 수 있을 확률이 99.9873 %라는 것을 알 수 있었다.

전력함에 적용된 카드에 대해서 MIL-HDBK-217F 에 제시된 부품 응력해석법을 적용하여 각 카드의 신뢰성을 예측하고, 그 결과를 분석하여 설계 개선을 제안하였고, 제안된 개선안을 적용한 결과를 예측하였다. 신뢰성 예측을 통해 각 카드의 부품 중에 가장 영향을 미치는 주요 성분을 파악할 수 있었고, 개선안을 통해 Table 5 에서 나타난 것처럼 155%에서 226%까지 개선된 효과를 예측할 수 있었다. 신뢰성 예측을 통해 카드의 수명 뿐 아니라 고장률에 영향을 주는 각 부품의 기여도를 판단할 수 있었다. 이를 통해 특정 부품에 대해 고 신뢰성을 보장할 수 있는 부품으로 교체함으로써 카드의 예측수명을 크게 개선할 수 있었다. 이것은 부적절한 설계로 인한 고장 발생을 줄일 수 있으며, 예측수명을 통해 원하는 기간동안에 필요로 하는 카드의 수량을 예측할 수 있다.

이 분석결과 개발된 제어함과 전력함이 원하는 기간 동안 기대하는 신뢰성을 보장할 수 있을 것으로 분석되었다.

5. 시뮬레이션 및 분석결과

제어봉 구동장치 제어시스템의 입출력 신호를 살펴보면 제어봉 인출, 삽입, 인출금지신호 및 뱅크선택 신호, 제어봉 속도신호, 경보신호, 전력함으로부터 받은 동작완료(motion complete)신호, 그리고 제어봉을 인출, 삽입하기 위한 방향신호와 속도신호인 펄스신호 등 제어봉을 동작시키기 위해 필요한 모든 신호들이 송수신 된다. 이와 같이 시스템에 입출력되는 신호가 정확하게 동작하기 위해서는 제어시스템 구성 뿐만 아니라 내

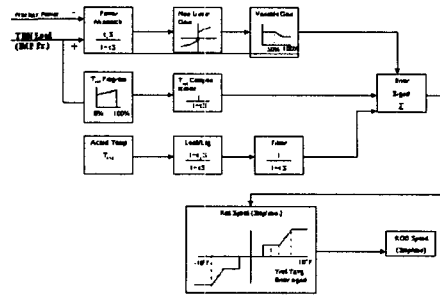


Fig. 6 Speed control modeling of CRDM

부의 제어로직이 정확히 구현되어야 한다. 시스템에 대한 기기 자체 수명평가를 제외한 하드웨어적인 결선, 통신, 시스템 신뢰성, 소프트웨어의 기능 및 주요기능에 대한 추종성 등에 대한 신뢰성을 평가 하기 위해 검증설비를 이용하여 다음과 같은 다양한 검증방법을 통하여 시스템의 신뢰성을 입증하고자 한다.

5.1 원자로 출력제어계통 모델링

참조발전소의 제어봉 구동장치 제어시스템 기능에는 원자로 출력제어계통 중 하나인 출력 제어 시스템(Reactor Regulating System, RRS)기능이 포함되어 있지 않으므로 이를 시뮬레이터 모델에서 구현하여 기준온도(T_{ref})와 평균 냉각수 온도(T_{avg})와의 차이가 미리 설정된 불감대 양보다 크게 되면 자동운전 조건에서 제어봉의 인출, 삽입 속도를 온도차의 크기에 따라서 변화도록 모델링 하였다. 제어봉의 인출 삽입 방향은 T_{avg} 가 T_{ref} 에 비하여 높거나 낮음에 따라 결정한다.

제어봉 속도 제어에 대해 Fig. 6 과 같은 모델을 사용하였다.⁽¹⁰⁾ 출력편차 채널(Power Mismatch Channel)은 부하 변동에 대하여 신속한 반응을 제공하기 위한 것이고, 비선형 이득함(Non-linear Gain Unit)은 출력 편차신호를 온도 편차신호로 변환하여 출력편차 정도에 따라 편차에 대한 효과 즉, 이득을 변화시킨다. 즉, 출력편차가 크면 클 수록 출력 신호인 온도편차 신호도 증가한다. 노심반응도 변화가 영 출력의 변화율에 미치는 영향이 고출력에서보다 저출력에서 작기 때문에 가변이득함을 비선형 이득함 후단에 설치하여 이를 보상하고 있다.

5.2 제어봉 인출/삽입시험

본 시험은 제어봉 인출/삽입 신호에 따라 전력함의 제어봉 코일에 전류를 정확하게 인가하는지를 검증하기 위한 방법으로 수동조작 또는 자동운전일 때의 코일에 인가된 전류 파형 및 제어봉 동작의 정확성을 검증코자 한다.

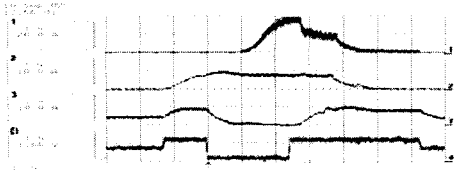


Fig. 7 Coil current profile(rod withdrawal)

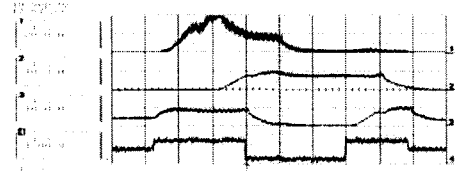


Fig. 8 Coil current profile(rod insertion)

Fig. 7 과 Fig. 8 은 정상 운전 시의 시험 파형으로 한 스텝 인출 및 삽입 시의 각 코일의 전류신호를 나타내고 있다. Fig. 7 과 Fig. 8 은 위에서부터 올림 코일전류, 이동집게 코일전류, 정지 집게 코일전류 및 정지집게 코일전류명령 파형을 각각 나타내고 있다. 제어봉 인출과 삽입 시 한 스텝의 이동은 정해진 시간(780msec) 내에 일련의 순차제어에 의해 이루어지며 제어봉의 속도에 따라 분당 8 에서 72 스텝까지 상기와 같은 코일의 동작에 의해 제어봉이 인출/삽입되어진다. 인출시의 전류프로파일에 의한 제어봉의 동작 내용을 살펴보면 초기에 정지집게 코일과 이동집게 코일에 동시에 전 전류(Full current(8A))가 인가되고, 이어서 정지집게 코일의 전류를 0 으로 감소시켜 이동집게 코일만으로 제어봉을 유지하게 된다. 이때 올림 코일에 전 전류(40A)를 인가함으로써 제어봉을 한 스텝 인출하고, 또 다시 정지집게 코일에 전류를 인가하여 제어봉을 유지함을 알 수 있다. 또한 정지집게 코일의 경우 전류 명령에 따라 정지집게 코일의 전류가 전 전류(8A) 및 감소전류(Reduced Current(4.4A))로 정확히 인가됨을 확인할 수 있다.

이와 같은 시험을 통해 제어봉의 인출/삽입과정에서 제어함으로부터 발생한 제어봉 구동 신호가 전력함으로 정확히 전달되고, 이에 따라 전력함에서 각 코일의 전류를 제어함으로써 제어봉의 동작이 정확히 이루어지는 것을 검증할 수 있다.

5.3 엇갈림(staggering) 운전

수동 및 자동운전시 뱅크내 2 개의 그룹간에 일정 스텝의 차를 두고 운전을 하는데 이는 노심내의 핵반응 분포를 균일하게 조절하기 위함이다. 수동운전시 정지봉의 경우 64spm(Step Per Minute), 제어봉의 경우 48spm 으로 일정한 속도로 움직이게 되나 자동 운전시는 8 에서 72spm 으로 가변적으로 움직이게 된다. 이때 그룹간의 움직임이 일정 스텝의 차를 두고 동작하는지를 확인함으로써

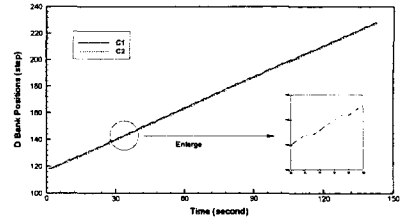


Fig. 9 Staggering operation

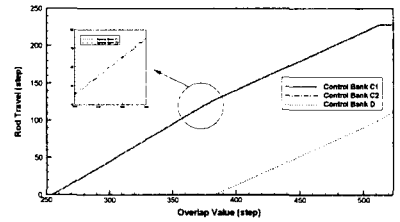


Fig. 10 Bank overlap (384 Step)

제어함의 정확한 신호발생에 대한 검증과 전력함이 3 개 코일을 연속적으로 여자/비여자시켜 정확히 제어봉을 제어하는지를 검증할 수 있다. Fig. 9 는 수동운전시 반응도가 인계에 도달하기 위해 제어뱅크(D)를 인출하는 과정에서 제어뱅크내에 두개의 그룹간(CD1 과 CD2)에 엇갈림 운전 시험 결과를 보여주고 있다. 일정시간 동안은 정확한 엇갈림 운전이 이루어지나 어느 일정구간에서는 군간에 엇갈림 운전이 잘 이루어지고 있지 않음을 알 수 있었다. 이는 제어함과 전력함 그리고 시뮬레이터 사이의 데이터 전송 지연요소가 주요 요인으로 분석되었다.

5.4 제어봉 군 중첩

제어봉의 중요 기능중 하나인 군 중첩은 제어봉 뱅크의 미분제어능(Differential Rod Worth)이 뱅크가 약 40% 정도 인출했을 때 최고가 된다. 미분제어능은 뱅크가 상하위 운전한계에 도달할 때 감소하게 된다. 왜냐하면 일정형태의 넷(Net)미분 제어능이 이상적이기 때문에 제어뱅크의 중첩운전을 하게된다. 인출시 제어뱅크들은 A, AB, B, BC, C, CD, D 뱅크 순으로 중첩되어지고 삽입시는 인출시 역순으로 중첩된다.

Fig. 10 은 C 뱅크와 D 뱅크의 중첩운전을 보여주고 있다. C 뱅크 128 스텝에서부터 중첩이 이루어지도록 설정하였다. 그러므로 이때부터 D 뱅크도 인출을 시작하여 CD 뱅크가 동시에 중첩되어 운전 됨을 알 수 있다. 군 중첩의 설정치는 운전원 조작 판넬에서 설정하며 제어봉 총 스텝이 384 스텝에서(C 뱅크 128 스텝위치) 중첩이 이루어지도록 설정하였다. 설정된 값과 실제 동작하는 스텝사이의 정확성을 검증할 수 있는 시험으로 그림에서 알 수 있듯이 설정된 구간에서 정확히 중첩 운전이 이루어짐을 확인할 수 있었다.

5.5 부하 변경(100%~90%)

본 시험은 부하 변경에 따른 제어봉 속도 및 위치변화가 정확히 이루어지는지를 검증하기 위한 시험으로 터빈의 목표부하를 감소시키면 T_{ref} 가 부하감소에 따라 프로그램된 T_{ref} 값으로 변경하게 된다. 이때 실제 냉각수 평균온도 T_{avg} 와 편차가 발생하게 됨으로 제어봉은 온도편차를 줄이는 방향으로 동작하게 된다. 그리고 이에 따라 원자로출력이 감소하게 되고 경우에 따라서는 보론 및 제논의 변화도 야기된다. 이때 T_{ref} 변화에 따라 즉, 부하감발이 발생하면 제어봉은 편차를 감소시키는 방향으로 정확히 동작해야 한다. 이는 설계된 제어로직이 정확하게 구현되어야 가능하다. 그러므로 부하변경에 따른 제어봉 동작신호의 정확성 및 순차제어의 타당성 등을 판단함으로 제어로직의 신뢰성을 검증할 수 있다.

Fig. 11은 부하감발에 따른 각종 상태량 변화 그래프를 보여주고 있다. 위에서부터 터빈 부하, 원자로 부하, 온도 편차, 온도 변화, 보론 농도, 제어봉 위치변화를 나타내고 있다. 100% 부하운전 중 터빈 부하를 약 90%로 감발시킴에 따라 T_{ref} 와 T_{avg} 간의 온도 편차가 그림에서 보듯이 음의 값을 나타냄으로 제어봉은 삽입(-) 방향으로 동작되어야 함을 알 수 있다. 그러므로 제어봉 속도 모델에서는 제어봉의 방향과 온도편차 크기에 따라 제어봉의 속도신호가 생성하게 된다. 초기상태 제어뱅크(D)의 위치가 205 스텝에서 점차적으로 삽입하여 149 스텝까지 삽입함에 따라 부하 감발이 잘 이루어졌음을 알 수 있다. 즉, 부하변경 곡선과 제어봉의 위치변화 곡선은 거의 유사한 경향을 보이는데 이는 보론농도가 일정할 때 제어봉의 동작이 원자로 출력변화와 밀접한 관계가 있음을 알 수 있고 또 출력변화에 대한 응답은 온도편차로 발생되고, 이 온도편차를 줄이기 위해 제어봉이 응답함을 알 수 있다. 이와 같은 시험을 통해 부하변경에 따른 거시적인 관점에서 제어봉 거동을 살펴보면 구성된 로직이 적절하게 구현되었음을 알 수 있다.

5.6 하드웨어 기능시험

하드웨어 기능시험은 현장에서 일어날 수 있는 여러 가지 상황 중 시스템 기기에 대한 신뢰성을 평가할 수 있는 시험이다. 인적오류에 의해 공급 전원 중 한 전원을 차단시키거나 제어모듈의 단일고장, 카드빠짐 등의 원인이 발생할 경우 기존 시스템은 원자로를 트립시키게 된다. 그러나 본 시스템은 이러한 상황에서도 건전하게 운전되도록 설계되어 있으므로 기존시스템보다 낮은 원자로 트립을 방지할 수 있다. 이와 같이 하드웨어의 일부 고장이나 이상이 발생하더라도 원자로 트립없이 정확한 데이터 송수신 및 운전이 되는 것을 확인하는 시스템 신뢰성 시험을 수행하였다.

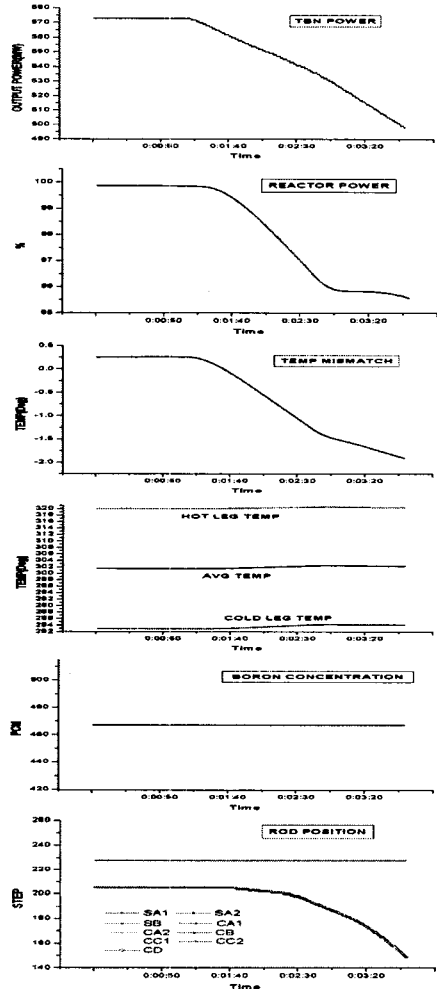


Fig. 11 Load change vs. Status Change

다음 Fig. 12와 13은 운전중인 제어모듈을 제거하였을 때 운전상태를 보여준다. Fig. 12는 상위 전력제어기 사이에 주 제어기 절체 시험시 정지코일의 전류 파형을 나타내고 있다. 그림으로부터 정지 코일의 전류가 변동없이(Bumpless) 제어가 되고 있음을 알 수 있다. 즉, 하나의 제어기가 고장이나거나 제거되더라도 코일에 인가되는 전류정보 등이 다른 하나의 제어기로 안전하게 절체되어 운전됨을 알 수 있다. Fig. 13은 같은 상황에서 제어봉이 같은 위치(D뱅크 79스텝)를 일정하게 유지하고 있음을 알 수 있다.

5.7 경보발생

제어함과 전력함 제어기기의 고장이나 전원이상, 휴즈 고장 등 기타 여러 가지 원인으로 발생하는 긴급경보신호나 비긴급경보신호는 자기진단 기능을 이용하여 정확한 고장부위를 찾아내어 운전원에게 이상여부를 알려주는 기능으로 이는 제

어봉 운전애 있어 매우 중요한 정보가 된다. 경보발생시 제어봉의 운전상태 및 정확한 경보발생에 따른 정보전달이 이루어지는지 확인하기 위해 운전 중 하나의 제어기 모듈 제거시험 및 통신중인 통신 모듈의 제거시험 등과 같이 강제적으로 경보를 발생시키는 시험을 수행하였다.

Fig. 14는 제어봉 인출시 제어기 모듈을 제거했을 때 제어함에서 출력되는 속도신호(점선)와뱅크위치 상태(실선)를 보여주고 있다. 그림에서 알 수 있듯이 32sec에 경보발생 정보를 입력받아 속도신호는 제거되는 반면 뱅크위치는 현 상태 유지로직에 의해 유지되고 있음을 알 수 있다. 제어기 모듈을 제거하는 순간 모듈의 이상 정보가 운전원 조작판넬로 전달되고 긴급경보신호 발생에 따른 제어봉 동작 중지 신호가 발생하여 제어봉은 현위치에서 동작을 멈추고 있는 상황으로 긴급경보발생에 대해 정확하게 대처함을 알 수 있었다.

기타 시험으로 원자로를 어느 설정치 이상의 출력변화나 온도변화를 야기시켜 제어봉 인출 금지신호가 강제적으로 발생하도록 상황모사를 수행하였다. 그 결과 제어뱅크(D)가 205 위치에서 218 까지 증가한 후 인출 금지신호에 의해 인출

되지 않음을 확인하였고 원자로의 비정상상태에 대한 상황을 모의하여 구현된 제어알고리즘이 정확히 대처하는가를 확인해 보았다.

6. 결론

아날로그 형태의 제어봉 구동장치 제어기기를 디지털 계측 제어시스템으로 개선한 후 개선된 제어시스템의 하드웨어적인 측면에서의 검증은 신뢰성 분석을 통해 시스템, 기기, 부품 등의 수명을 예측하였다. 그리고 예측된 수명을 적용하여 규정된 조건하에서 의도하는 기간동안 요구하는 기능을 수행할 확률에 대해 불가용도분석(RBD)을 이용하여 신뢰도를 분석하였다. 전력함의 경우 부품응력법을 적용한 예측수명해석(Prediction)을 통해 특정부품들로 인해 고장률이 현격히 높아짐을 예측할 수 있었고, 특정부품들은 보다 신뢰성 있는 부품으로 교체하여 예측수명을 155%에서 226%까지 개선하는 방안을 제시하였다.

그리고 소프트웨어적인 측면에서의 검증을 위해 발전소의 운전상황 모사가 가능한 검증설비를 이용하여 피시험체(제어봉 구동장치 제어기기)에 대한 각종 소프트웨어 기능 및 하드웨어적인 기능검증시험을 수행하였다. 제어봉 인출/삽입시험, 엇갈림(Staggering) 운전, 균 중첩(Bank Overlap) 운전 그리고 부하변경 운전 등의 시험을 통해 제어봉이 인출/삽입되는 과정에서 신호처리, 기능검증, 제어로직의 타당성 등을 검증해 보았다. 그리고 하드웨어의 건전성 시험 및 각종 경보발생에 따른 정상적인 동작 여부 등을 확인함으로써 제어함과 전력함 사이에 정확한 신호전달체계에 의해 정확한 동작이 이루어지는지를 검증할 수 있었다. 이와 같은 검증방법을 통해 설계된 제어알고리즘의 신뢰성과 안전성을 검증해 볼 수 있었고, 하드웨어적인 고장이나 이상이 발생하더라도 건전하게 운전됨을 알 수 있었다.

본 고에서는 개선된 디지털 원자로 구동장치 제어기기에 대해 다양한 방법을 통해 하드웨어와 소프트웨어에 대한 검증 방안을 제시하였고 이 방법을 이용하여 검증한 결과 여러 가지 에러와 결함을 검색하였으며 이를 근거로 로직수정 및 회로변경을 통해 시스템을 안정화시켰다.

참고문헌

(1) Kwon, K. C., Song, S.J., Park, W. M. and Lyu, S. P., 1999, "The Real-Time Functional Test Facility for Advanced Instrumentation and Control in Nuclear Power Plants," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, Vol. 46, No. 2, pp. 92~99.
 (2) EPRI, 1990, "Advanced Light Water Reactor

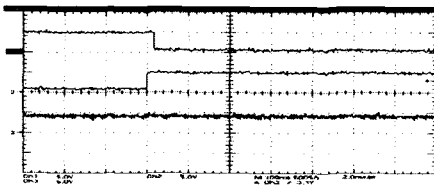


Fig. 12 Transfer test for master & slave controller
 (1:Upper controller master signal
 2:Lower controller master signal
 3:Stationary coil current profile)

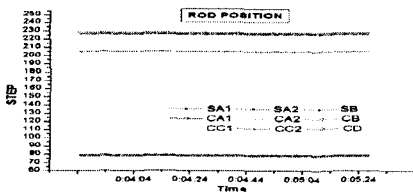


Fig. 13 Rod position in transfer test

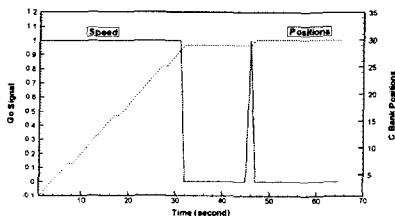


Fig. 14 Urgent alarm vs. bank position

- Requirements Document," pp. 200~225.
- (3) Edwards, R. M., Lee, K. Y. and Hughes, D. E., 1996, "Testbed for Nuclear Plant Instrumentation and Control Validation," in *Proc. American Nuclear Society Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human Machine Interface Technologies*, University Park, PA, USA, May 6-9, pp. 287~294.
- (4) IEEE, 1987, "IEEE Guide for General Principles of Reliability Analysis of Nuclear Power Generating Station Safety System," *ANSI/IEEE Std. 352*.
- (5) Department of Defense, 1995, "Reliability Prediction of Electronic Equipment," *MIL-HDBK-217F*.
- (6) Isograph, 2001, "Reference Manual of Reliability Workbench," pp. 337~347.
- (7) Otaduy, P. J., Brittain, C. R., Rovere, L. A. and Gove, N. B., 1991, "Supervisory Control: Conceptual Design and Testing in ORNL's Advanced Controls Research Facility," in *Proc. AI91: Frontiers in Innovative Computing for the Nuclear Industry*, Jackson, WY, USA, Sept. 15-18, pp. 170~179.
- (8) Carcia, H. E., Vilim, R. B. and Dean, E. M., 1997, "Hierarchical Control of Reactor Inlet Temperature in Pool Type Plants-II : Implementation and Results," *Nucl. Sci. Eng.*, Vol. 125, pp. 337~347.
- (9) UHRIC, R. E., 1989, "Opportunities for Automation and Control of the Next Generation of Nuclear Power Plants," *Nuclear Technology*, Vol. 88, pp. 157~162.
- (10) KOPEC, 2002, "Control Element Drive Mechanism Control System Design Specification," pp. 24~64.
- (11) KEPCO, 1980, "Control Rod Drive Mechanism Control System," pp. 337~347.