

원전 급수제어시스템의 디지털화 설계 및 구현

Digital Feed Water Control System Design and Implementation for Nuclear Power Plants

°신창훈*, 윤명현*, 이성우*, 문홍주*, 이병윤*

* 한국전력공사 전력연구원 (Tel: 82-42-865-5643; Fax: 82-42-865-5504; E-mail: hoony@kepri.re.kr)

Abstract: Digital control system based on computer, communication network and software technology has been adopted in industrial applications recently. It is natural that existing analog I&C systems in nuclear power plants should be upgraded with digital systems considering their age and lack of their spare parts. This paper deals with designing and implementing digital control system for feed water control system in nuclear power plant. The system architecture is built up using a network based integrated structure, and the control and monitoring functions are made according to the KSNP design basis. A feed water simulator was configured and connected to perform test operation. The results will be reflected in preparing the plans and procedures for digital system upgrade of the other nuclear I&C systems near future.

Keywords: digital control system, nuclear I&C system, feed water control system,

1. 서론

최근 컴퓨터, 네트워크 및 소프트웨어 기술을 응용한 디지털 제어 시스템이 산업계 전반에 걸쳐 다양하게 적용되고 있다. 전력산업분야에서도 수화력 발전소 및 전력계통의 제어 및 감시 시스템을 주축으로 다양한 형태의 디지털 제어 시스템이 개발되어 운영되고 있다. 원자력발전소는 설계 및 운영시 안전성(Safety)을 가장 중요한 요소로 두기 때문에 설계 및 운영에 있어서 엄격하고, 보수적인 규제를 받고 있지만, 최근 기존 아날로그 제어시스템의 노후화 및 단종 문제에 따른 디지털 시스템으로의 업그레이드 필요성이 제기되고 있고, 현재 건설중인 신규 원전의 경우에는 설계 단계에서 디지털 기기의 사용을 전제로 하고 있다. 이에 따라, 원전계통의 디지털화와 관련된 법령, 기준, 인허가 지침이 원전 인허가 기관을 중심으로 정비되고 있으며, 디지털 기술의 우수성 및 신뢰성 확보방안이 관련 업계 및 연구기관에서 활발히 연구됨에 따라 제어시스템의 디지털화가 꾸준히 가속화되고 있다.

전력연구원에서는 차세대 원전 I&C 계통 설계 분야와 가동 원전 I&C 업그레이드 연구 분야에서 통신 네트워크와 PLC, DCS 등의 디지털 기기를 기반으로 원전 계통을 설계 및 구현하기 위하여 다양한 연구를 수행하고 있다. 원전 계통은 안전성 분류 등급에 따라 안전계통과 비안전계통으로 분류되는데, 안전계통이 비안전계통에 비하여 상대적으로 엄격한 설계기준과 요건을 요구하기 때문에, 디지털 시스템의 적용은 비안전계통에 대하여 우선적으로 연구를 수행하고 안전계통으로의 확대적용을 고려하고 있다.

본 논문은 원전계통에 대한 디지털 제어 시스템의 적용연구를 위하여, 비안전 제어계통인 급수제어계통(Feed Water Control System)에 대하여 계통의 설계기준에 따라 분산 네트워크를 이용한 디지털 제어계통을 설계하고, 계통의 감시 및 제어기능을 구현하여 시운전 및 시험을 실시한 내용을 다룬다. 급수 제어계통은 급수펌프의 속도와 급수밸브의 개도를 조절함으로써 증기발생기 수위가 일정한 범위에 유지되도록 제어하는 것이 목표이며, 디지털 제어계통에 구현되는 제어 및 감시 알고리즘은 한국표준형 원전을

기준으로 설계하였다. 시운전 및 시험을 위하여 급수계통 시뮬레이터를 구성하고, 디지털 급수제어계통과 연결하여 실제와 근사한 운전환경을 구축하였으며, 다양한 운전시험을 통하여 디지털 계통의 적용성을 검토하였다.

2. 급수제어계통

2.1 계통개요[3][7]

원자력발전소 급수제어계통은 발전소 출력에 따른 급수평형을 유지시키고, 급수유량을 조절하여 증기발생기 수위를 적절하게 유지시키는 역할을 한다. 그림 1에 급수제어의 계통도를 보였다.

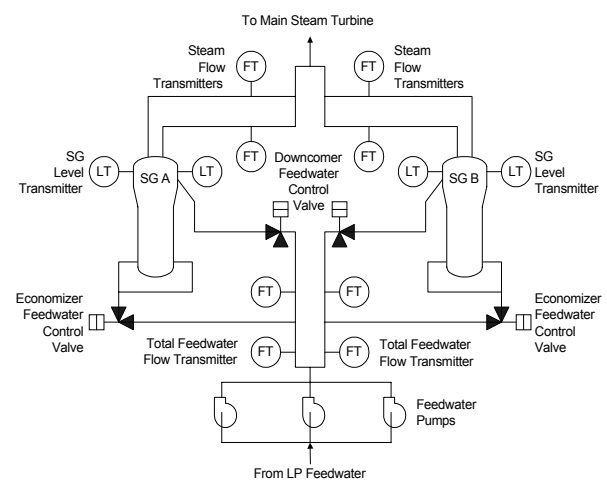


그림 1. 급수제어 계통도

Fig. 1. Feed water control system P&ID

급수제어계통은 원자로 출력 20%미만의 저출력에서는 증기발생기 수위신호를 기준신호로 사용하여 다운콤팩밸브 개도를 조절함으로써 증기발생기 수위를 유지시키고, 출력 20%이상의 고출력에서는 증기발생기 수위, 증기 유량 및 급수 유량 신호를 사용하는 3요소 제어로 수위를 조절한다. 이때, 다운콤팩밸브는 전체 급수 유량의 10%를 담당하는 바이어스 신호를 받고, 이코노마이저 밸브가 개도 조절을 받는 제어대상이 된다.

2.2 설계기준[3][7]

급수제어계통이 정상적인 동작을 수행하기 위한 설계기준을 제어와 관련된 항목을 중심으로 기술한다. 설계기준은 발전소 정상운전조건과 비정상운전을 고려한 제어계통의 요건을 의미한다.

2.2.1 자동제어 요건

급수제어계통은 아래와 같은 과도조건에서도 원활한 급수와 증기발생기 수위를 유지할 수 있어야 한다.

- 원자로 출력 5-15% 범위에서 원자로 출력 $\pm 1\%$ 스텝변화
- 원자로 출력 15-100% 범위에서 원자로 출력 $\pm 10\%$ 스텝변화
- 부하 추종운전(100-50-100%)
- 증기발생기 고수위

2.2.2 경보신호 요건

급수제어계통은 아래와 같은 경보신호를 제공함으로써 운전자가 상황에 대처할 수 있도록 해야 한다.

- 증기발생기 고수위 우선신호(SG High Level Override)
- 고/저 우선순위(High/Low Override)
- 수위 편차신호
- 급수제어계통 시험중 신호

2.2.3 운전방법 요건

급수제어계통은 운전자가 아래와 같은 방법으로 운전모드를 설정하여 운전할 수 있어야 한다.

- 주 자동/수동제어(Master Auto/Manual Control)
- 개별 자동/수동제어(Individual Auto/Manual Control)

2.3 증기발생기 수위 모델[1][2][6]

증기발생기 수위는 크게 내부로 유입되는 유량에 좌우되며, 이 밖에도 원자로 출력에 따른 급수의 기포계수에 영향을 받는다. 이때, 급수펌프 속도제어에 의한 헤더의 압력은 일정한 것으로 가정한다. 제어밸브의 변화에 대한 급수유량의 변화를 간단히 일차식으로 표현하면 다음과 같다.

$$G_V(s) = K_V \frac{1}{1 + T_V s} \quad (1)$$

식 (1)에서 다운콤팩 밸브 및 이코노마이저 밸브의 계수는 표 1과 같다(고리#3,4 기준).

표 1. 밸브 계수

Table 1. Valve parameters

	K_V	T_V
다운콤팩밸브	0.12	3
이코노마이저밸브	1.60	3

증기발생기 내부로 유입되는 급수유량의 증가에 따른 수위 변화는 크게 다음의 두가지 형태로 구분된다. 즉, 첫 번째 항은 증기발생기로 들어오는 급수유량과 빠져나가는 증기유량과의 차에 따른 일반적인 적분 형태의 수위 증감을 나타내며, 두 번째 항은 저온 급수유량의 증가에 따른 기포계수의 영향이다. 이것을 수식으로 나타내면 다음과 같다.

$$G_1(s) = \frac{K_1}{s} \quad (2)$$

$$G_2(s) = -\frac{K_2}{1 + \tau_2 s} \quad (3)$$

따라서 식 (2)와 (3)의 전달함수를 합한 증기발생기 수위의 전달함수는 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$\begin{aligned} G(s) &= \frac{K_1}{s} - \frac{K_2}{1 + \tau_2 s} \\ &= K_1 \frac{1 - (K_2/K_1 - \tau_2)s}{s(1 + \tau_2 s)} \end{aligned} \quad (4)$$

여기서 $\tau_1 = K_2/K_1 - \tau_2$ 라 하면, 식 (4)는 다음과 같이 다시 쓸 수 있다.

$$G(s) = K_1 \frac{1 - \tau_1 s}{s(1 + \tau_2 s)} \quad (5)$$

식 (5)의 증기발생기 전달함수에서 τ_1 과 τ_2 는 원자로 출력에 따른 급수온도 변화에 종속되는 변수이기 때문에 고정값을 갖는 PID 제어기로는 자동제어가 어렵다. 식 (5)의 K_1 값은 급수온도와 무관한 값으로 $K_1 = 0.058$ (%/Flow)이며, 원자로 출력변화 및 급수온도의 변화에 따른 τ_1 과 τ_2 값은 표 2와 같다(고리#3,4 기준).

표 2. 원자로 출력에 따른 증기발생기 모델 변수
Table 2. Parameters on varying reactor power

원자로출력 Rx(%)	급수온도 Tfw(°C)	τ_1	τ_2
0	40	48.0	118.7
2	60	46.9	116.0
5	80	45.9	113.3
10	100	38.1	94.0
17	120	23.7	58.0
20	140	13.9	33.5
25	160	8.7	20.6
40	180	3.5	7.6
50	200	3.1	6.6
100	220	2.7	5.5

표준형원전 급수제어계통[3][7]에서는 원자로 출력에 따라 비선형적인 특성을 보이는 증기발생기 수위의 제어를 위하여 출력 5%에서 전출력에 이르는 동안 자동제어가 가능하도록 원자로 출력 변화에 따른 구간별 가변 PI제어를 수행하도록 하고 있다.

3. 디지털 급수제어계통 구현

3.1 구성

디지털 급수제어계통은 LG산전 Master P-3000 시스템[4]을 기반으로 제어통신망을 비롯한 부분적인 구조변경을 통하여 구축하였다. 그림 2에 디지털 급수제어계통의 구성도를 보였다.

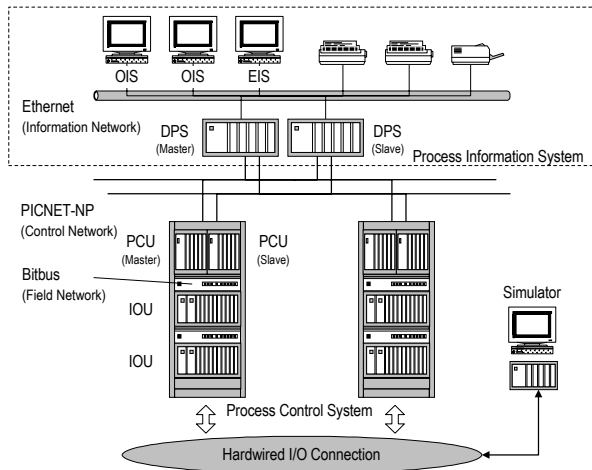


그림 2. 디지털 급수제어계통 구성도
Fig. 2. Digital FWCS configuration

전체 시스템은 공정정보시스템, 공정제어시스템으로 구분할 수 있으며, 각각은 부속 시스템들로 구성되고 3계층 통신망으로 상호 연계되어 있다. 공정정보시스템은 다양한 기능을 수행하는 워크스테이션들과 주변기기들로 구성된다. 운전원스테이션(OIS)은 운전원에게 적절한 MMI를 제공하여 현재 발전소 상태를 다양한 실시간 그래픽 화면을 통하여 알려주고, 적절한 운전동작을 취할 수 있게 해준다. 엔지니어스테이션(EIS)은 발전소 운전 및 유지보수에 필요한 엔지니어링 요구에 대한 프로그램 작업을 수행하고, 공정제어그룹의 공정제어기에 다운로드하여, 감시 및 제어 등 플랜트 운전에 관한 작업기능을 업데이트할 수 있게 해준다. 데이터처리스테이션(DPS)은 실시간 데이터베이스를 탑재하여, 하위의 공정제어기로부터 전송된 데이터를 처리하여 운전원 스테이션과 엔지니어 스테이션에 필요한 정보를 제공하며, 정보그룹과 공정제어그룹을 연결하는 통신 게이트웨이 역할을 수행한다. 공정제어시스템은 현장의 각 계기들로부터 신호를 받아들이거나 계산된 제어신호를 현장으로 내보내는 역할을 하는 입출력기(IOU)와 제어알고리즘을 수행하여 적절한 제어신호를 계산하는 공정제어기(PCU)로 구성된다. 이들은 현장 계기를 관장하여 실질적인 플랜트 운전을 수행하는 단위 시스템들이다.

디지털 급수제어계통은 3계층 통신 네트워크를 이용하여 시스템 간의 유기적인 통합 시스템 구조를 유지하고 있다. 상위계층은 정보통신망으로서 정보그룹의 내부 스테이션들과 주변기기 사이의 정보교환을 담당하며 이종화 Ethernet을 사용한다. 중위계층은 제어통신망으로서 정보그룹과 공정제어그룹 간의 정보교환을 담당하며 PICNET-NP[5] 이종화 네트워크를 사용하여 연결한다. 하위계층은 필드통신망으로서 공정제어기와 입출력기 사이의 정보교환을 담당하며 이종화 Bitbus를 사용한다.

디지털 급수제어계통은 시운전 및 시험을 위하여 구축된 급수계통 시뮬레이터와 배선연결로 입출력을 접속하였다. 급수계통 시뮬레이터에서 2.3절에서 밝힌 원자로 출력변화에 따른 증기발생기 수위 응답 모델과 기타 ON/OFF 로직을 모사한다.

3.2 엔지니어링

디지털 급수제어계통이 2.2절에서 밝힌 설계기준을 만족할 수 있도록 엔지니어스테이션을 이용하여 제어 및 감시 기능을 구현하였다. 엔지니어스테이션에서 구현된 제어 및 로직 다이어그램과 감시화면들은 컴파일 과정을 거쳐 각각 공정제어기와 운전원스테이션으로 로드 된다. 제어기능은 표준형 원전에서 사용하고 있는 원자로 출력에 따른 가변 PI 제어 알고리즘과 로직을 구현하였으며, 조작화면을 통하여 수동제어가 가능케 하였다. 감시기능은 공정상태, 경보, 트렌드 및 태그 상태 등을 감시할 수 있도록 구축하였다. 그림 3에 디지털 급수제어계통의 운전화면을 보였다.



그림 3. 공정 운전화면
Fig. 3. Process operational display

4. 시험

디지털 급수제어계통이 설계기준을 만족하는 기능을 제대로 수행할 수 있는지에 대한 시험이 필요하다. 즉, 설계기준에서 요구하는 자동제어 요건을 만족하는지 시뮬레이터를 이용한 운전시험 및 과도시험을 통하여 살펴본다. 그밖에, 디지털 급수계통을 구성하는 디지털 기기의 이중화, 고장진단 및 허용 기능 등 기기 신뢰성과 관련된 부분도 수행하였으나 과정은 생략한다.

4.1 운전시험

급수제어계통의 주제어스테이션 및 기타 밸브 제어스테이션들을 자동 및 수동으로 전환하여 운전성을 테스트한 결과 각각 운전자가 예측할 수 있는 동작 및 반응을 보였다. 자동제어 시험은 시간당 원자로 출력 상승률 10% 와 20%로 각각 4시간 및 3시간씩 운전하였을 때 나타나는 증기발생기 수위의 제어상황과 급수계통의 변수를 관찰하였다. 그림 4에서는 원자로 출력(Rx)변화에 따른 원자로 냉각재 평균온도(Tavg) 및 급수온도(Tfw)의 변화를 나타냈고, 그림 5에서는 원자로 출력변화에 따른 급수제어계통의 주요변수의 변화를 나타냈다. 2시간 경과후 원자로 출력 20%에서 다운컴마 밸브에서 이코노마이저 밸브로의 운전모드 변화가 일어나 다운컴마 밸브(DVPD)는 급수 유량의 10%를 담당하기 위하여 50% 개도를 유지하고, 이코노마이저 밸브(EVPD)는 그 이상의 유량을 공급을 담당하는 모습을 보이고 있다. 증기발생기 수위(LV)는 전출력 운전동안 설정치 $50 \pm 10\%$ 내외에서 유지되었다

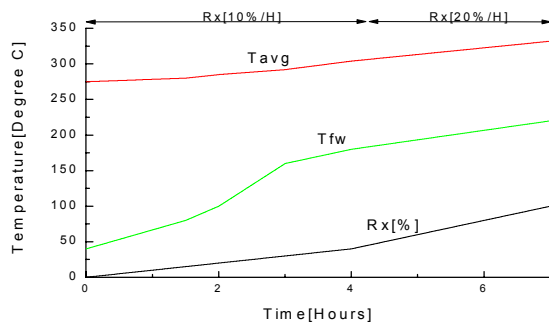


그림 4. 원자로 출력에 따른 Tavg 및 Tfw
Fig. 4. Tavg and Tfw on varying reactor power

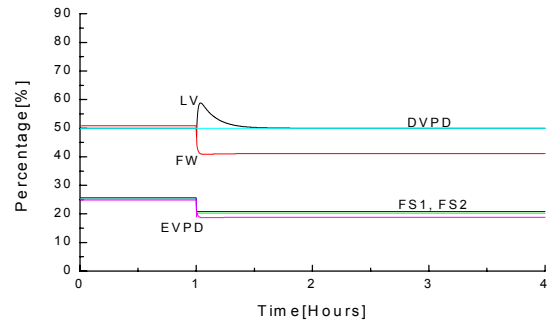


그림 7. 원자로 출력 50%에서 10% Step 하강시험
Fig. 7. 10% step response at 50% reactor power

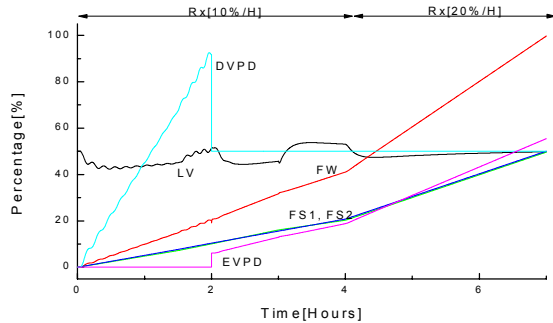


그림 5. 원자로 출력에 따른 급수제어계통 변수
Fig. 5. FWCS parameters on varying reactor power

4.2 원자로 출력 Step 변화 대처 시험

급수제어계통의 원자로 출력 Step 변화 대처 시험을 2.2절에서 제시된 설계기준에 따라 원자로 출력 5%, 10%, 15%에서는 원자로 출력 1% Step 변화에 대응된 응답을 관찰하였고, 원자로 출력 30%, 50%, 70%, 100%에서는 원자로 출력 10% Step 변화에 대응된 응답을 관찰하였다. 증기발생기 수위는 일정한 과도기간 후 허용범위(20~80%) 이내에서 설정치를 유지하는 응답을 보였다.

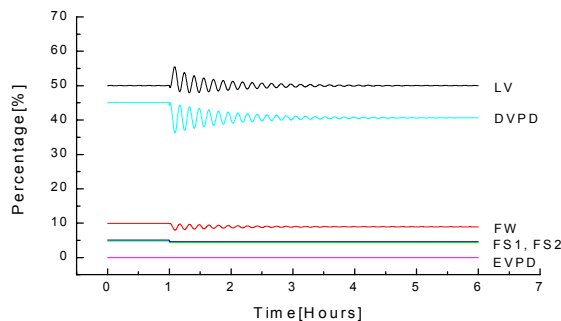


그림 6. 원자로 출력 10% 상태에서 1% Step 하강시험
Fig. 6. 1% Step response at 10% reactor power

5. 결론

디지털 급수제어계통을 표준형 원전의 급수제어계통 설계기준에 따라 구현하고 운전시험을 통하여 원전 계통에 대한 디지털 시스템의 적용성을 확인하였다. 구현된 디지털 시스템은 기존 아날로그 제어 설계 알고리즘을 그대로 디지털 기기로 구현하였기 때문에 시험에서 설계기준에서 제시한 기능에서의 문제점은 발견할 수 없었다. 반면에, 디지털 급수제어계통은 디지털 기기가 갖고 있는 설계변경 및 개선의 용이성을 살려서 제어 알고리즘을 개선함으로써, 전체적인 급수계통의 제어 성능을 향상시킬 수 있는 여지를 확인하였고, 분산 정보 네트워크를 이용한 감시 및 운전정보의 가공이 용이하고 고장진단 및 고장허용 기능을 갖추고 있어서 계통의 운전 신뢰성 및 유지보수성의 향상이 기대된다.

아울러, 디지털 시스템이 원자력발전소에 적용되기 위해서는 디지털 시스템을 구성하는 기기, 통신망 응용 소프트웨어 등의 신뢰성 확보 문제와 디지털 시스템의 인허가에 대비한 성능 검증 및 품질보증에 관한 노력이 계속 되어야 할 것이다.

참고문헌

- [1] E. Irving, C. Miossec and J. Tassart, "Towards efficient full automatic operation of the PWR steam generator with water level adaptive control", *Proceedings of the 2nd int. conference held in Bournemouth*, 1979.
- [2] "Pressurized Water Reactor Modelling for Long Term Power System Dynamics Simulation", EPRI EL-3087, 1993.
- [3] "System Description for Feedwater Control System for Ulchin Nuclear Power Plant Unit 3 and 4 (Rev. 00)", KOPEC, 1992.
- [4] "Master P-3000 User's Manual", LG산전, 1996.
- [5] "원전 자동제어 설비의 디지털화 개발(II) 최종보고서", 전력연구원, 1999.
- [6] "증기발생기 수위 종합 디지털제어계통 개발 및 적용 연구", 전력연구원, 1997.
- [7] "표준경수로 계통설비", 한국전력공사, 1996.