

발전로 제어계통의 현황과 전망

신 현국

(한국에너지연구소 발전로 제어계통 설비실장)

1. 서 론

원자력 발전은 에너지의 장기적 안전공급이 가능하고 현재로서는 가장 저렴한 에너지원 중의 하나인 반면, 고도의 안전성을 요구하며 다수의 계통들이 긴밀하게 연계된 20세기 최대의 system이다. 우리나라에서도 1978년 고리 1호기의 상업발전 이후 올진 1,2호기까지 9기의 원자력 발전소를 건설하여 현재 발전설비 중 원자력의 구성비가 약 33%에 달하고 있다. 한 때 석유값의 상승으로 인하여 원전의 전력공급 비율이 약 60%까지 올라갔던 적도 있었다. 이만큼 전력 플랜트에서 차지하는 원자력의 비중이 중요하게 되었다. 이러한 추세속에 원자력 발전의 설계, 제작 및 건설까지 우리의 기술로 자립하기 위해 1996년 상업가동에 들어가게 될 영광 3,4호기 건설에 많은 국내 원자력 산업체 및 연구기관이 참여하게 되었다. 한국 에너지 연구소도 원자력 발전소의 중요 부분인 핵증기 공급계통(Nuclear Steam Supply System)의 System Design을 미국 Combustion Engineering Inc.와 공동설계로 참여하게 되었다. 마침 전력 플랜트 제어 특집에 때를 맞추어 발전로 제어계통의 중요 내용을 소개하고 앞으로의 개선방향에 대하여 기술하고자 한다.

원자력 발전의 주된 형태는 가압경수로(Pressurized Water Reactor)와 비등경수로(Boiling Water Reactor) 그리고 가압중수로(Pressurized Heavy Water Reactor)가 있다. 우리나라에서는 모두 가압경수로 타입이 건설되었거나 건설될 예정이며, 현재 월성 1호기만이 가압중수로이다. 이 두 형태의 원자로로는 농축우라늄을 연료

로 사용하느냐 천연우라늄을 연료로 사용하느냐에 따라서 원자로의 모양이나 특성이 다르지만 제어 관점에서 보는 Control System은 대부분이 유사하다고 판단된다. 따라서 두 원자로형의 계통구성에 대한 개념설계와 이들 두 노형의 중요 제어계통인 원자로 제어계통과 가압기 수위제어 및 압력제어계통 그리고 증기발생기 수위 제어계통을 설명하고 이들의 앞으로의 설계개선 방향이나 연구문제 등에 대하여 논하고자 한다.

2. 핵증기 공급계통의 구성

핵증기 공급계통이라함은 화력발전소의 보일러에 해당한다. 그러나 원자력 발전소는 핵물질 사용으로 인한 방사능 물질의 누출이나 오염을 막기 위해 일차측과 이차측을 분리하는 Two Loop System을 채택하고 있으며, 원자로심의 보호를 위해 많은 안전 및 보호설비의 추가로 매우 복잡한 System이 되었다. 발전로 제어계통의 이해를 돕기위해 가압경수로와 가압중수로의 계통구성을 아래와 같이 기술하였다.

2.1 가압경수로(PWR)

가압경수로의 단순화된 도면을 그림1에 나타내었다. 가압경수로의 구성요소는 원자로심과 원자로심을 감싸

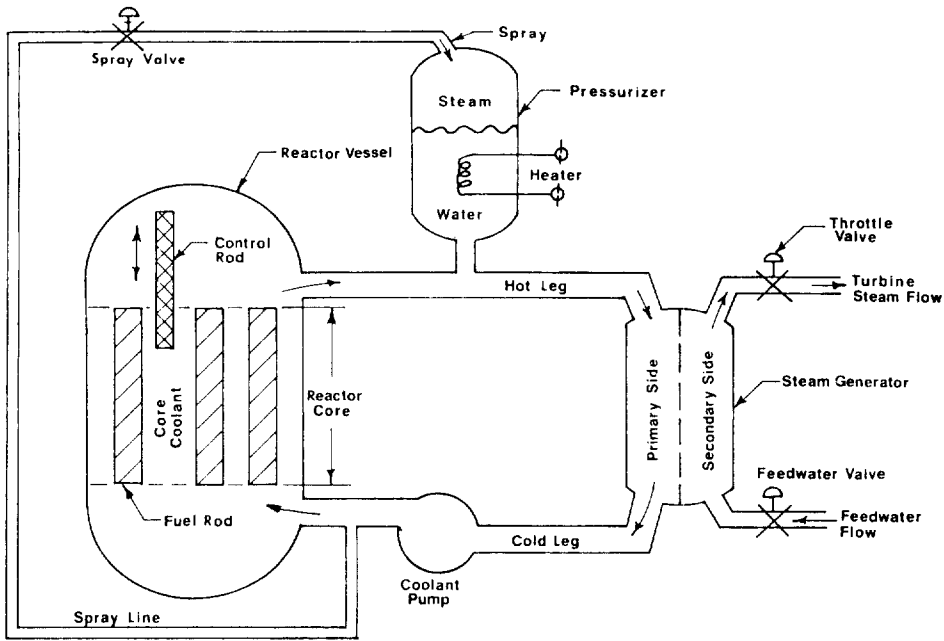


그림 1. 가압경수로의 단순화된 System 구성도

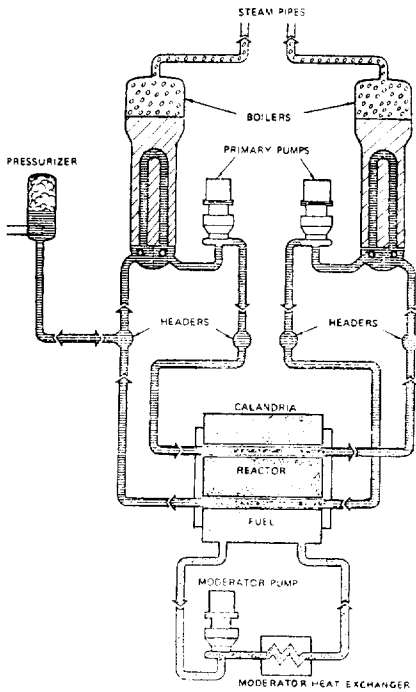
고 있는 원자로 압력용기, 원자로심의 반응도를 제어할 수 있는 제어봉, 원자로 1차계통의 고압력을 일정하게 유지시켜 주는 가압기 그리고 증기발생기와 증기발생기에서 열을 전달한 후 다시 원자로심으로 냉각재를 순환시키는 냉각재 펌프로 구성되어 있다. 이것을 원자로 1차측 또는 핵중기 공급계통이라고 한다. 2차측은 증기발생기의 2차측과 터빈 발전기, 컨덴서와 급수계통 등으로 구성되어 있다.

원자로심에서 뜨거워진 냉각재 즉 물은 원자로심을 떠나 증기발생기로 보내지며 증기발생기의 가는 모세관 다발을 통과하면서 2차측의 물을 끓여서 증기를 발생시킨다. 이렇게하여 열을 잃은 1차측의 냉각재는 다시 펌프에 의해 원자로 용기로 보내지며, 이 물은 원자로심 밑에서 위로 상승하면서 다시 뜨거워지게 된다. 원자로 냉각재계통은 운전압력이 2250psia로 유지되는데 이것은 가압기에 의해서 이루어진다. 가압기는 50%의 물로 채워져 있고 나머지 50%는 증기로 채워져 있다. 가압기는 일차계통의 운전 중 압력의 외란을 수축과 팽창 즉 쿠션의 역할로서 제어하고 있다.

2.2 가압중수로(PHWR)

가압중수로는 일명 CANDU(Canada Deuterium Uranium) 라고도 하며 단순화된 도면은 그림2와 같다. 구성요소를 보면 가압경수로와는 달리 옆으로 누운 원자로와 가압기, 증기발생기, 냉각재 펌프 등으로 구성되어 있다.

원자로는 물속에 잠겨 있는 원주형 구조물로서 핵연료관, 압력관, 연강관으로 피복된 콘크리트 구조물인 원자로실 양단 차폐로서 구성되어 있다. 원자로 용기는 핵연쇄반응을 유지하기 위해서 핵연료, 냉각재, 감속재 및 반사체를 지지하고 용기 내부에는 감속재 중수가 채워져 있으며 이것은 압력관대를 흐르는 냉각재 중수와 분리되어 있다. 액체 및 고체 상태의 중성자 흡수장치가 반응도를 제어하기 위하여 설치되어 있고, 원자로 운전 중 반응도는 조절봉, 흡수봉, 경수국부제어기구, 감속재 독물질 첨가계통에 의해서 제어된다. 감속재는 원자로 용기내에 채워져서 중성자를 감속시키고 냉각재 상실사고시의 열흡수원 기능을 수행한다. 원자로 냉각계통은



- ☒ LIGHT WATER STEAM
- ☒ LIGHT WATER CONDENSATE
- ☒ HEAVY WATER COOLANT
- ☒ HEAVY WATER MODERATOR

그림 2. 가압중수로의 단순화된 System 구성도

열수송계통과 보조계통으로 구성되어 있으며, 고온 고압의 냉각재를 안전하게 유지시키며 원자로심에서 발생된 열을 증기발생기로 수송하여 증기를 발생시킨다.

3. 발전로 제어계통

3.1 원자로 제어

원자로 제어는 원자로가 정해진 기간동안 일정한 열출력을 생산할 수 있도록 운전중에 일어나는 모든 변화를 반응도 측면에서 적절히 제어하는 수단이다. 이러한 원자로 제어는 제어봉을 사용하여 제어하게 되는데 대표적인 제어봉 제어계통의 블럭선도가 그림3에 나와 있

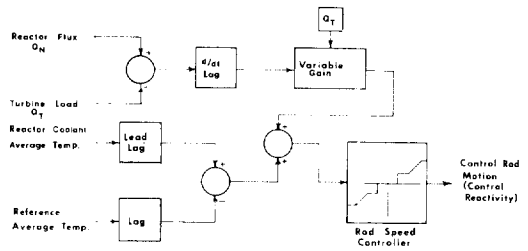


그림 3. 제어봉 제어계통의 블럭선도

다. 제어봉 제어계통은 두 개의 기본 오차신호 채널로 구성되어 있으며, 이들 출력의 합이 제어봉 속도 프로그램의 입력이 되어 제어봉 상하 방향 및 속도를 요구하는 신호를 발생시킨다. 온도 오차신호는 원자로 냉각재의 측정된 온도 평균값과 기준 평균 온도값과의 차이에 의해서 발생되며, 출력 비정합 채널(Power Mismatch Channel)은 원자로에서 발생하는 핵출력(Nuclear Power)과 터빈부하 사이의 출력 오차신호를 발생시킨다. 제어봉 제어계통의 중요 기능을 상세히 설명하면 다음과 같다.

평균온도 채널

평균온도 측정은 원자로 출구인 Hot Leg에서 측정된 온도와 원자로 입구측 cold Leg에서 측정된 온도값을 평균하여 구하여지는데, 이 측정된 평균값이 Lead / Leg 보상회로에 보내지며 이 신호는 터빈부하의 함수로 프로그램되어 있는 기준 온도신호와 비교된다. 정상상태시에 제어봉 제어기는 $\pm 1.5^{\circ}\text{F}$ 의 불감대 오차신호를 유지하게 되어 있으며, 이 오차는 계기오차 $\pm 2^{\circ}\text{F}$ 를 포함하여 $\pm 3.5^{\circ}\text{F}$ 의 오차범위 안에서 운전되도록 제어봉을 제어한다.

출력 비정합 채널

이 채널은 빠른 부하변동이나 원자로내의 갑작스런 외란이 발생했을 때 신호를 발생한다. 정상상태 운전에서 평균온도 채널은 미세 온도변화를 제어하는 적분제어기능을 갖고 있으며, 출력 비정합 채널에서는 정상상태시의 오차를 발생시킬 필요가 없다. 다만 급작스런 부하변동이나 외란을 제어하기 위한 미분제어기능을 갖고 있다. 터빈충돌실(Impulse Chamber)의 출력신호가 부하변화가 크면 클수록 더 큰 효과를 주는 비선형이득(Gain) 특성을 갖고 있으며, 한편 핵출력 신호는 저출

력 준위에서 반응도 변화가 고출력 준위에서 반응도 변화보다 적은 효과를 갖고 있는 관계로 가변이득을 고려해야 한다. 즉 이 가변이득은 저출력 준위에서 출력 비정합 오차신호의 큰 이득과 고출력 준위에서 적은 이득을 부여한다.

제어봉 속도 프로그램(Rod Speed Program)

제어봉 속도 프로그램에 보내진 총 오차신호는 앞 기술한 제어 채널의 출력들의 합이 된다. 그림4에서 제

어봉 속도 프로그램이 총 오차신호의 함수임을 보여주고 있다. 제어봉의 연속적인 운동이나 떨림을 방지하기 위하여 불감대와 Lock-up이 주어졌다. 제어봉군들은 4군으로 나누어져 있으며, 제어봉 유도제어의 연속 동작에 의해 운전된다. 가변속도 제어봉 제어는 냉각재의 평균온도를 불감대 영역 1.5°F내에 있도록 반응도를 세밀하게 제어할 수 있도록 한다.

3.2 가압기 제어

그림5에서 가압기 수위와 압력을 제어하는 가압기 제어계통의 구성도를 보여주고 있다. 가압기 수위제어계통은 냉각재계통내의 물의 체적을 일정하게 유지시켜 주기위한 계통이다. 발전소 운전 중 부하가 증가함에 따라서 냉각재 평균온도가 상승하게 되므로 냉각재의 밀도는 감소하게 된다. 원자로 냉각재계통과 가압기내의 물의 질량이 일정하다고 가정하면 부하가 증가함에 따라 가압기의 수위는 올라가게 된다. 이러한 현상을 고려

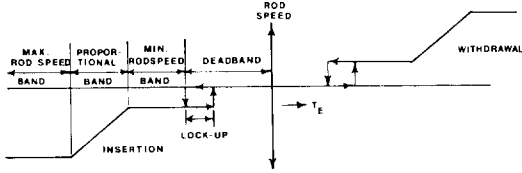


그림 4. 제어봉 속도 프로그램

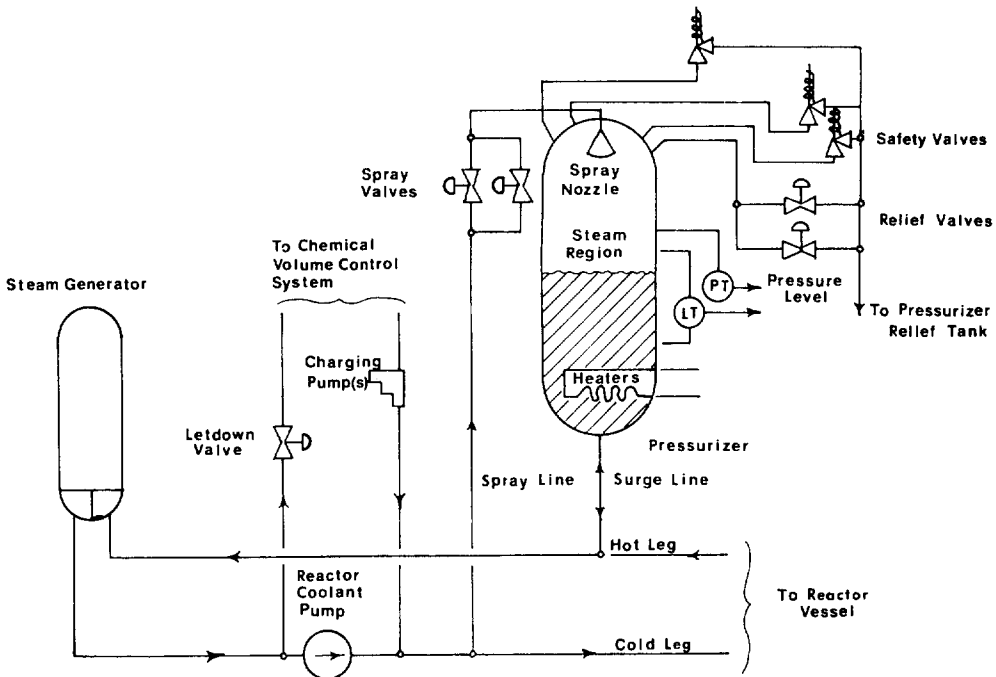


그림 5. 가압기 제어계통의 구성도

하여 가압기 수위제어계통은 정상상태에서의 부하의 변동에 따른 물의 체적변화를 최소화하도록 프로그램되어 있다. 측정된 가압기 수위는 프로그램된 수위와 비교되고 오차는 냉각재계통의 충전유량(Charging Flow)을 제어하도록 비례 적분제어기의 입력신호가 된다.

가압기 압력제어계통은 원자로 냉각재계통의 압력을 2250psia로 일정하게 유지시키기 위한 계통이다. 정상상태에서 가압기 압력제어계통은 작은 압력변동을 보상하도록 단지 비례 전열기(Proportional Heater)만을 사용한다. 만약 가압기 압력이 설정치보다 높으면 비례 분무기가 가동되며 설정치보다 낮으면 가압기의 전열기가 모두 가동된다.

3.3 증기발생기 수위제어

증기발생기는 원자로심에서 뜨거워진 냉각재가 증기를 발생시키기 위하여 2차계통에 열을 전달시키는 설비로서 일종의 열교환기이다. 2차계통에 공급되는 물은 증기발생기 수위제어계통에 의해서 제어되며, 이 물이 증기로 변화하여 터빈을 돌리게 된다. 증기발생기 수위제어계통은 전출력 운전범위에서 증기발생기의 수위를 제어하는 계통이다. 증기발생기 수위는 제어밸브 위치, 수위오차, 증기 유량신호 및 주급수 유량신호를 사용하여 제어하며, 수위오차는 증기발생기 수위신호와 수위 설정치를 비교함으로써 얻어진다. 이러한 수위오차신호는 정상상태에서의 수위오차를 없애기 위하여 비례 적분제어기로 보내어진다. 비례 적분제어기의 출력은 밸브 제어기로 보내어져서 여기에 다시 증기 유량신호와 주급수 유량신호의 차이값이 합하여 진다. 이렇게하여 나온 신호는 다시 정상상태의 주급수 유량오차를 없애기 위하여 또 다른 비례 적분제어기로 보내어지며 이러한 비례 적분제어기의 출력이 주급수 제어밸브의 개도를 조절하게 된다.

증기발생기 수위제어는 원자력 발전에서 상당히 중요한 문제의 하나로서 수위가 너무 높은 경우에는 증기발생기의 물이 터빈으로 전달되어서 터빈에 악영향을 미치게 되며, 수위가 낮은 경우에는 열흡수부의 용량을 감소시켜 노심손상의 결과를 초래하게 된다. 따라서 증기발생기 수위가 너무 낮은 경우에는 원자로 비상정지회로가 작동하여 노심을 보호하게 되어 있다.

4. 제어계통의 현황과 전망

4.1 제어계통의 설계현황

앞절에서 언급하였듯이 국내에서 가동중인 원자력발전소는 대부분이 가압경수로이고 한기만이 가압중수로이다. 웨스팅하우스(Westinghouse)사 원자로형이 6기로 가장 많고 그 다음이 불란서 프라마툼(Framatome)사 원자로형 2기이다. 그리고 현재 설계중인 영광 3,4호기가 미국의 컴버스켄엔지니어링(Combustion Engineering)사의 노형이며, 캐나다원자력공사(AECL)의 노형이 1기이다.

전체적인 NSSS설계개념이나 제어계통 설계개념이 가압경수로로는 대부분이 같지만 공급회사별 특징이나 각국의 원자력 기술수준이나 규제에 따라 조금씩 차이가 있다.

제어계통설계는 원자로의 안전성 관점에서 규제가 매우 엄격한 만큼 신기술 적용이 쉽지 않았다. 즉 과거 산업계에서 많이 사용되어 문제점이 없고 신뢰성이 매우 높은 제어방식 및 제어기기만이 도입되며, 만일 신기술을 도입할 때는 많은 실증시험과 해석 그리고 확인 검증이 뒤따르기 때문에 오히려 최신의 화력발전소나 Chemical Plant보다 시대적 감각에서 조금 뒤져 있는 상태이다.

웨스팅하우스사가 공급한 원자력발전소는 대부분 가압경수로의 대표적인 모델로서 고리 1,2,3,4호기 및 영광 1,2호기가 이에 해당된다. 고리1,2호기는 70년대 초기에 도입되어 제어기기나 제어방식이 비교적 구형이지만 기기나 제어방식이 튼튼하고 신뢰성이 매우 높다. 그러나 60년대 기기들이기 때문에 일부 부품 구하기가 어려운 점이 있다. 이에 비해 고리3,4호기나 영광1,2호기는 비교적 제어설비가 많이 개선되었으며, 특히 미국 TMI (Three Mile Island)원전 사고후 후속조치 이행으로 부분적으로 최신장비도 있다. 그러나 전체적으로 기존원전의 모델을 크게 벗어나지 않는다. 웨스팅하우스사는 최근에 기존원전의 모델을 완전히 쇄신한 IPS(Integrated Protection System)이라는 Advanced Control Concept의 제어계통 설계를 선보이고 있다. 이들 제어계통의 핵심은 많은 Digital 기기를 도입하여 Local에서 자체점검, 제어를 할 수 있도록 구성한 Distributed Con-

trol System이다.

월성 원자력 발전소는 천연우라늄을 사용하고 있어, 가압경수로에 비해 열출력 과도현상이 완만하기 때문에, 캐나다에서는 일찍부터 Dual Computer를 도입하여 Computer Control을 실현하였다. 제어관점에서는 최신이라고 할 수 있다. 울진 1,2호기는 불란서 나름대로 System면에서 개선한 사항이 많이 있다. 즉 불란서 측에서는 과거 원자력 발전소 제어반 및 제어실의 방대함에서 오는 Human Error를 감소시키기 위해 제어반을 미국의 웨스팅하우스사 보다 많이 개선하였으며, 또한 원자력 발전소의 전력계통 부하추종 능력을 개선하기 위해 원자로 제어계통에 독특한 개선을 한 것도 있다.

현재 영광 3,4호기는 미국의 컴버스컨 엔지니어링사의 모델로서 증기발생기 대수가 2대인 Two Loop System으로 핵증기 공급계통을 설계하였으며 냉각재펌프는 4대를 사용하고 있다. 물론 동급의 웨스팅하우스사의 3대의 증기발생기 대신 2대의 증기발생기를 사용하고 있어 증기발생기의 Volume이 상대적으로 더 큰 편이다.

그리고 영광 3,4호기에는 비교적 많은 신기술을 적용하고 있다. 즉 원자로 보호, 운전 및 제어 관점에서 보다 앞선 원자로심의 On-line Monitoring 및 보호동작을 할 수 있게 하는 COLSS/CPC(Core Operating Limit Supervisory System/Core Protection Calculator)라는 Digital System을 도입하고 있다. 이러한 감시 및 보호 장치는 원자로의 운전 및 제어의 여유도를 향상시키며, 안전성 또한제고시킨 System이다. 물론 이 COLSS/CPC 장치는 미국의 Palo Verde 및 ANO-2라는 발전소에서 그 유용성을 입증했던 system이다. 이러한 Digital장치는 앞으로 Advanced PWR에 많이 도입하여 쓸 수 있도록 미국 원자력 규제 위원회(NRC)와 미국 전력연구소(EPRI)가 공동으로 추진하는 ALWR(Advanced Light Water Reactor) Program에서 강력히 요구하고 있다.

전체적으로 볼 때 원자력 발전소 제어계통의 설계는 고신뢰도와 안전성때문에 기존의 입증된 기술만 고집함으로써, 비교적 오래된 PID제어나 주파수 영역상의 제어설계 방식을 많이 사용하였다. 그러나 최근에 신기술이 산업계에서 신뢰성 및 안전성이 입증되고 또한 취급 기술도 고도화되어 원전의 확장된 기능, 더 높은 신뢰성 및 안전성, 향상된 발전소 이용율을 위해 많이 사용될 것으로 본다.

4.2 제어계통의 개선방향

현재 원자력 발전소 제어계통의 개선은 다음과 같은 방향으로 추진되고 있다.

- 1) 제어계통의 제어기로서 PLC(Programmable Logic Controller)를 사용한다.
- 2) 제어계통 제어기로서 PLC를 사용함에 따라서 제어에 사용되는 장비(Component)도 아날로그 장비에서 디지털 장비로 대체된다.
- 3) 주제어실 및 원격정지 제어실에 입력되는 신호들을 디지털화 하여 처리한다.
- 4) 보호계통에 사용되는 신호들을 디지털화하여 처리한다.
- 5) 제어계통에 사용되는 각 장비들이 자동 테스트 기능을 갖도록 한다.
- 6) 과거의 제어반은 경보가 너무 많아서 사고시 운전원을 혼란시키는 경우가 많았으므로, 이러한 경보들을 분석하여 축소 설계한다.
- 7) 신호 처리에 쓰이는 전선을 현장에서 발생하는 Noise의 제거를 위해 광섬유로 대체하며, 또한 Multiplexer를 도입한다.

5. 결 론

원자력 발전소 제어계통은 계속 최신 기술의 실증으로 인하여 상당히 많은 부분이 개선될 것으로 판단되고 있다. 현재 개선이 추진되고 있는 것들은 계측제어 분야의 첨단기술인 광통신이라든가, Multi-processor 기능을 갖고 있는 컴퓨터를 사용하여 Real-time Monitoring을 하거나 보수요원의 정기적인 점검에서 발생하는 실수를 막기위한 디지털 자동 시험장치(Automatic Test With Digital System) 등이 주로 대상이다. 이러한 개선 외에도 원자력 발전소의 부하추종 능력의 개선을 위해 원자로 계측 및 제어봉 제어장치의 개선과 원자로 계측 및 제어봉 제어장치의 개선과 최적제어라든가 적응제어 이론을 이용한 제어기설계 연구가 함께 이루어져야 한다고 사료된다. 증기발생기 수위제어에는 이미 최적제어나 적응제어 이론을 응용한 제어계통의 개선 사례도 있는 실정이다. 또한 원자력 발전소의 보수 유지 및 안전운전을 위해서 원전로봇의 이용 연구가 필요하며 특

히 운전원의 실수를 최소한으로 줄이기 위해 인공지능 기술을 도입한 발전로 제어시스템의 구성 연구도 매우 바람직하다고 생각된다.

참 고 문 헌

- 1) 한국에너지 연구소, "원자력 발전장기 추진방향의 정립을 위한 연구", 한국전력공사 발행, 전발85N-TI, 1986.9
- 2) 고병준 / 김창효, "원자로의 동특성과 제어", 광문사, 1975.
- 3) Rust and Weaver, "Nuclear Power Safety", Pergamon press Inc.1976.
- 4) 한국에너지연구소, "한국에너지 연구소 회보", KAERI Journal, Vol.1, No.1, 1981.7
- 5) Atomic Energy of Canada Limited "600MW(e) CANDU Station Systems Training Manuals", 캐나다 원자력 공사, vol. 1. 1979.10
- 6) 한국전력공사 "원전설비특성비교" 한국전력공사, 1988.
- 7) 한국에너지연구소 "핵증기 공급시스템 표준화를 위한 조사 용역", 최종보고서 제9권, 한국전력공사, 1987. 8
- 8) IACA "Technical Report on Status of Advanced IWR Design and Technology", 한국전력공사 발행, 1988.9
- 9) EPRI, "Advanced Light Water Reactor Requirements Document", EPRI, 1987.6
- 10) 한국에너지연구소, "핵증기 공급시스템(NSSS) 설계 기술방안에 관한 연구" 한국에너지(연) KAERI / - RR- 506 / 85
- 11) 한국전력공사, "원전 부하추종 및 핵연료기술 개발", 제10회 전력그룹협력회 Workshop, 1986. 10. 30
- 12) 박귀태, "원자로 최적 제어 시스템의 설계", 박사학위 논문, 고려대학교, 1980. 11.

