

원전 개량형 계측제어계통 기술 개발 동향

권기춘

한국원자력연구소

1. 서 론

원자력발전소의 각 계통을 운전하는데 있어서 필요한 신호들을 계측 및 감시하고 목적하는 출력상태를 얻기 위하여 각 계통을 효율적으로 제어하며, 안전에 관련된 운전변수가 설정된 한계상황에 이르면 보호계통에 의해 안전조치를 개시함으로써 원자력발전소를 안전상태로 유지하는 것 등이 계측제어계통의 주요한 기본 기능이다. 이러한 기본기능의 원활한 수행을 위해 필요한 센서측정과 설비작동과 같은 하위기능, 정보처리계통, 다양한 운전지원계통, 주제어실, 경보계통 등과 이에 관련된 설비가 모두 계측제어영역에 포함된다.

현재 가동중인 원전의 계측제어계통은 낙후된 기술로 설계되어 이용률제고를 위해 신기술을 적용하기 곤란하며, 교체부품 확보와 유지보수, 기기 노후화로 인한 정밀도 및 신뢰성 저하, 과도한 점검 및 시험등에 심각한 문제점을 안고 있을 뿐만 아니라 발전소 운영 및 유지보수 비용의 큰 비중을 차지하며, 사고보고서(License Event Reports)의 주된 요인이 되고 있다. 이러한 문제점을 해결하기 위하여 일부 계통에 대한 디지털 기술 도입, 필수변수표시계통(Safety Parameter Display System)의 추가등으로 기능제고는 될 수 있지만 현존 문제인 운전원 오류방지, 비상시 대처능력 확보를 위한 지원기능, 신뢰도확보 등의 측면에서는 계측제어계통 전체를 혁신적으로 개혁하지 않고서는 불가능하다. 최근 전기, 전자 및 컴퓨터를 응용한 계측제어기술은 급속히 발전하고 있으며, 이와 같은 기술적 변화에 적극 대응하고, 낙후성을 타개하기 위하여 신기술을 적용한 계측제어계통의 개량화가 활발히 진행되고 있다[1,2].

미국의 전력연구소(Electric Power Research Institute, EPRI)에서는 다수의 연구기관 및 전력사업자와 공동으로 발전소 통신계통 및 경보계통을 개선하기 위한 설계지침,

컴퓨터 구동 표시계통의 설계지침, 개량형 제어실 설계 등이 포함된 개량형 계측제어계통에 관한 연구결과를 종합한 사업자 설계요건(Utility Requirement Document, URD) 10장 Man-Machine Interface System (MMIS)[3]을 발표하였는데, 이는 기존의 규제요건을 충족시킴과 동시에 발달한 전기, 전자 및 컴퓨터 기술을 원전에 적용하려는 적극적인 시도를 표출하고 있다. 프랑스 EdF의 N4, 미국 웨스팅하우스의 AP600, ABB-CE의 Nuplex80+, 캐나다 AECL의 CANDU, 일본의 Ohi 3&4, APWR 및 ABWR, 독일의 Belt-D, 영국의 Sizewell B, Halden Reactor Project등 선진 각국에서 개발중이거나 운전중인 개량형 계측제어계통은 EPRI URD를 정점으로 설계특성이 집중되고 있다. 본론에서는 선진 각국의 개량형 계측제어계통에 대한 개발동향 및 시스템 특징에 대해서 기술하였다.

2. 본 론

2.1 프랑스 EdF N4

1981년부터 연구되어 곧 상업운전에 들어갈 1500 MWe 급 N4 series는 네트워크를 통한 데이터 통신, 기기수준(component level)에 대해서도 마이크로프로세서를 이용한 표준화, MMI(Man-Machine Interface) 향상을 위해 CRT 중심의 제어실 구성, 1300 MWe의 운전경험에서 얻은 지식을 최대로 반영하여 시스템에 대한 성능향상 등의 개념을 설계에 고려하였다. 이와 같은 개념에 따라 설계된 N4 I&C (Instrumentation & Control)의 시스템 특성을 간단히 살펴보면 다음과 같다.

- 제어실은 대화식 제어와 데이터 처리를 제공하는 front-end 컴퓨터(KIC)에 의해 구동되는 화면기반의 작업공간으로 구성

- 모든 시스템에 대해 중복성(duplex)유지
- 제어실 워크스테이션에 대한 backup으로 센서 레벨과 하드와이어로 직접연결된 대형정보화면(wall-mounted mimic panel)과 종래의 제어판넬인 보조 판넬 설치
- 1300 MWe series에서 사용되던 디지털보호계통에 대한 성능향상
- 고속의 디지털 네트워크 통신을 사용하여 시스템간의 통신성능 향상
- 로직제어 및 페루프 제어시스템을 그룹핑하여 하나의 디지털 제어기에 실장
- 비안전급에 대한 페루프제어 및 로직제어를 수행하는 제어시스템은 HARTMANN-BRAUN사에서 설계한 Contronic E(SCAT로 명명) 사용
- 1300 MWe에서 Controbloc N20을 이용하여 처리되었던 CLASS 1E에 관련된 제어기능들이 1500 MWe series에서는 CS3((Control of Safeguard Support System) : MERLIN-GERIN에서 개발) 시스템 사용
- 증기의 대기방출시스템의 제어 및 모니터링은 CLASS 1E로 분류되었고, MERLIN-GERIN사에서 개발한 GCTA 시스템 사용
- 안전에 대한 접근방법으로 CLASS 1E, CLASS 2E 그리고 IFS/NC (Important for Safety, Non classified)로 분류.

안전관련 기능을 수행하는 장비들의 집합체인 CO3(COre Control)는 발전소의 운전상황이 운전제한치에 도달할 경우 원자로를 정지시키거나 사고시 공학적 안전설비를 동작시키는 디지털 보호계통(SPIN), 중성자속 감시와 취득된 아날로그 신호를 보호계통 및 제어계통으로 전달하는 원자로 계측시스템, 제어봉 위치지시시스템과 제어봉제어시스템으로 구성된다. 디지털 보호계통은 CS3을 통하여 그 기능이

구현되었다. 특히 안전관련계통 소프트웨어 개발시 개발용 도구로 SAGA를 사용하여 소프트웨어의 질적 향상을 추구하였다. 비안전관련 제어계통은 초기에 CEGELEC사의 P20 Controbloc를 사용하기로 하였으나, 개발기간중 문제가 발생하여 HARTMANN-BRAUN사의 Contronic E를 사용하여 개발하였다. 마지막으로 제어실은 운전원에 의한 인적 오류의 확률을 줄이기 위해 새로운 개념의 제어실을 개발하기로 결정하여 전규모의 컴퓨터기반 제어실을 채택하였다. 1500 MWe series에 대한 I&C 계층구조는 그림 1과 같다 [4,5].

2.2 미국 웨스팅하우스 AP600

웨스팅하우스 원전의 계측제어계통은 1970년대는 아날로그계 사용과 더불어 소규모 Plant computer 사용, 1970년 중반에는 microcomputer control Q series 등장과 Plant database manager, Integrated circuits, Modular design, 8 bit 마이크로프로세서 사용을 들 수 있다. 디지털 기술의 급진적 발달로 인해 1980년대는 Microcomputer control 확대적용과 Information processing system 개발이 주류를 이루고 있다. 주요기술 사항은 분산제어시스템 개발, MMI 개선, 16 bit 마이크로프로세서 사용, Class 1E 디지털 보호계통 및 제어계통 개발, 인간공학 적용 및 32bit 마이크로프로세서로 upgrade를 들 수 있다. 1990년대에는 통신망을 이용한 분산처리 시스템 및 워크스테이션을 확대 적용하여 WDPF III 개발, 인간공학을 적용한 운전원 보조 시스템 개발 등을 들 수 있다.

AP600 I&C구조는 분산 디지털 구조로 되어있다. 분산 디지털 구조는 각 element간에 데이터 전달이 요구되므로 원전 계측제어 구조를 위하여 기능의 분할이 필요하다. AP600 I&C는 3개의 층으로 구성되어 있다. 즉 계측부분, 제어부분, MMI 부분으로 되어 있다. 계층별로 살펴보면 제일 아래에 계측부분이 있고 제일 윗부분에는 MMI가 있으며 중간부분에는 제어부분이다. 따라서 데이터는 아래에서 위로 명령은 위에서 아래로 전달됨을 알 수 있다. AP600의 I & C는 핵증기공급계통과 BOP (Balance of Plant)를 위한 자동/수동 제어 및 감시기능을 수행하며 Monitor bus를 중심으로 크게 Operation and control center system, Data display and processing system, Protection and safety monitoring system, Plant control system, Special monitoring system, Incore instrument system으로 나눌 수가 있다. 주요 특성을 살펴보면 디지털 기술을 사용한 modular 설계, 분산처리, Data highway & Data link를 사용한 통신 및 계층구조, 광케이블사용, 고장허용 설계, 안전등급과 비안전등급의 명확한 분리, 개선된 제어 및 보호 알고리즘 사용, 운전지원 정보처리 및 표시를 들 수 있으며, 전체적인 구조는 그림 2와 같다.

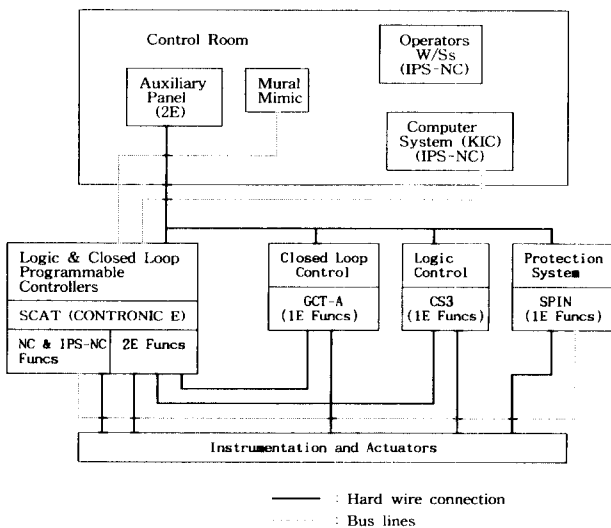


그림 1. 1500 MWe Series에 대한 I&C 개념도[5].

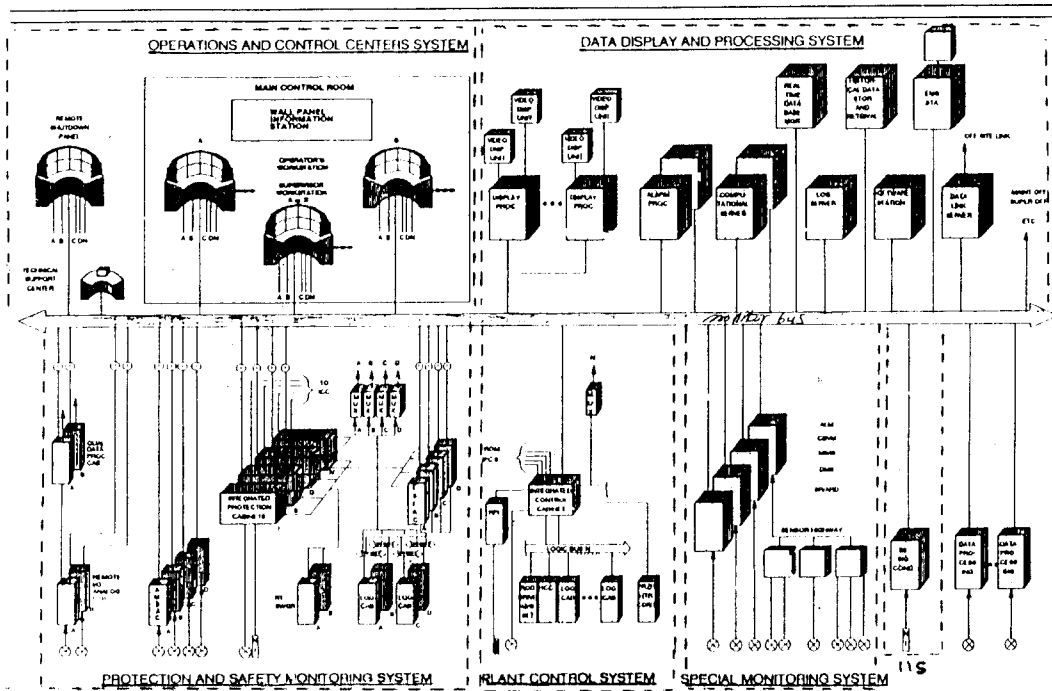


그림 2. AP600 I&C Architecture[7].

주요 I&C 계통으로 자료표시 및 처리계통, IPS(Integrated Protection System), ICS(Plant Control System), AWARE 경보시스템등으로 구성되어 있다. 자료표시 및 처리계통은 제어나 보호계통 및 기타 데이터 소스로부터 나오는 데이터는 I&C시스템의 데이터 프로세싱 element로 보내지고, 여기서 다시 운전원에게 정보를 제공한다. 이 시스템의 효율적인 정보전송을 위해 Monitor Bus, 즉 RTDA (Real Time Data Acquisition) data highway를 사용했다. RTDA data highway는 개방형 구조로 산업표준 만족, 파일 데이터 전송, broadcast 및 multicast point data 전송이 가능하다. IPS는 원자력발전소 안전기능의 필수요건을 만족하기 위하여 설계된 시스템이다. IPS는 자동 원전 정지 및 공학적 안전설비 작동을 수행하며 수동으로도 운전 가능하다. IPS 설계범위는 nuclear instrumentation, reactor trip switch gear, 공학적 안전작동을 위한 interposing logic, 주 제어실 및 비상제어실 연계를 포함한다. ICS는 비안전 제어 기능을 위해 설계된 분산제어시스템이다. ICS캐비닛은 Process bus(data highway)로 연결되어 있고, ICS의 모듈별 제어기능은 ICC(Integrated Control Cabinet)에서 수행된다. AWARE 경보시스템은 운전원에게 발전소 비정상상태를 알려주고 제어실에서 사용가능한 정보를 이용하여 의사결정프로세서(decision-making process)를 사용할 수 있도록 해주는 시스템이다. 주제어실의 주요 구성요소로 Wall Panel Information Station, 2개의 운전원 워크스테이션, 하나의 감독자 워크스테이션으로 되어 있다. 주제어실에 요원은 2명의 운전원과 한명의 감독자로 생각하고 설계하였다[6,7].

2.3 미국 ABB-CE의 Nuplex 80+

ABB-CE는 1970년대 중반부터 Plant Protection System, Plant Monitoring System 등에 디지털화를 적용시키면서 I&C 계통에 대한 디지털화를 실현해 왔다. 현재의 Nuplex 80+는 TVA Yellow Creek Nuclear Plants를 위해 1970년대 말 설계한 Nuplex 80 Advanced Control Complex (ACC)를 개선한 것으로 인간공학적 요소가 제고되고, 마이크로 프로세서 적용 등 진보된 현대 기술을 적용함으로써 고신뢰성을 추구한다. Nuplex 80+는 전 발전소 차원의 종합적인 계측제어 체제 구축을 통해 발전소의 가동률을 증가시키고 안전성을 개선하는데 주목적을 두고 있으며, Nuplex80+의 설계개념은 다음과 같다.

- 계측제어와 관련된 현존의 규제요건과 설계요건을 만족하도록 한다.
- 발전소 안전성 향상
- 발전소 가용성(Availability) 향상
- 발전소 건설 및 운영 경비 절감
- EPRI URD 10장의 설계요건 만족

Nuplex 80+의 기본 취지는 신뢰성 있는, 최근의, 간단한 시스템을 제공하는 것이다. 이 설계 개념은 빠르게 변화하는 신기술을 신뢰성과 안전성과 가격 경쟁력을 향상시키기 위해 적용시킨다는 것이다. 이러한 계측제어 현대화의 추진은 인허가, 교육, 운전, 유지보수 등에 지장을 줄 수 있는 하드웨어나 미증명된 기술을 회피하려는 요인들에 의해 저지되었었다. Nuplex 80+ 설계자의 목표는 이미 입증된 설계의 장점을 손실하지 않고 신기술을 포함하는 것이었다.

Nuplex 80+ Advanced Control Complex 는 상업화된 계측 제어 기술을 조합하여 사용하고 이전의 아날로그식 주제가실에서 디지털화된 제어실로 자연스럽게 옮겨 갈 수 있도록 한다. 디지털 기술을 사용했음에도 불구하고 설계측면에서의 보수성(Conservation)을 유지하고 모든 미국 원자력규제위원회(US NRC) 설계요건을 만족한다. 또한 운전원을 단순한 방관자로 보지 않고 운전과정의 일부로 생각하여 이미 입증된 진보된 기술을 운전원에게 초점을 맞추어 그 사용을 용이하게 하였다. 즉 사용하기에 간단한 programmable logic controllers, 분산시스템 구조, 슈퍼 미니 컴퓨터, 광통신, touch-sensitive plasma 또는 electroluminescent displays, 신호검증기법등을 제공한다. Nuplex 80+는 운전성과 가격효율성 두 가지를 향상시킨다. Nuplex 80+의 주요 계통은 다음과 같으며, 그림 3는 계측제어 구조를 나타낸다[8,9,10].

- Improved Control Room : Nuplex 80+의 주제가실은 고온 대기로부터 전출력까지 1명의 운전원에 의해서 운전되도록 설계되었다. 주제가실내의 최대 가용인원 설계근거는 정상운전 또는 비상사태시 전 운전요원에게 적당한 작업환경을 제공하도록 하였다. 입증된 인간공학적인 원리에 의거한 제어반 설계로 인해 인간-기계 연계체계의 최적화와 판넬상에서 모든 통합된 정보표시를 제공한다.
- Data Processing System(DPS) : DPS는 보호계통, 기기제어계통, 전력제어계통 등으로부터 입력을 받아서 실시간 또는 추후에 필요시 칼라 CRT 또는 하드카피 기기를 통하여 운전원에게 필요한 정보를 제공한다
- Discrete Indication and Alarm System(DIAS) : DIAS는 Discrete Indicator(이산지시기)와 Alarm(경보)계통으로 나누어진다. 이산지시기는 센서로부터의 값들을 컴퓨터로 처리하고 그래픽 화면에 표시하도록 한 것으로 계기의 값을 직접 나타내던 재래식 지시기 및 기록기를 대체하는 정보처리 및 표시시스템이다.
- Component Control System(CCS) : 기기 제어계통은 제어밸브, 회로 차단기, 모터 스타터와 솔레노이드 같은 기기의 모든 제어요소에 대해 중앙집중 인터페이스를 허용하는 마이크로프로세서 기반의 제어계통이다.
- Integrated Process Status Overview (IPSO) : 계통의 종합적인 상태를 표현하기 위해서는 전반적인 계통의 운전상태를 표현할 수 있는 대형정보화면의 필요성이 대두되고, 비상운전모드를 포함한 전 운전모드에서 원자력발전소의 전반적인 운전상태를 신속하게 파악할 수 있도록 계통의 운전상태, 중요변수값, 주요 경보 및 필수안전기능(Critical Safety Function)등을 종합적으로 표시하는 시스템이다.
- Plant Protection System(PPS) : 현장 사용이 입증된

off-the-shelf 방식의 PLC (Programmable Logic Controller)를 사용하여 신뢰도를 향상시키고, 비용을 절감하게 된다. 보호계통은 노심설계 제한치와 원자로 냉각재계통 영역을 보호하는 기능을 하며, 원자로 정지 스위치기어계통과 연계하여 이 기능이 수행된다. 더불어 공학적 안전설비를 통하여 사고의 영향을 완화시키는 보조역할을 수행한다.

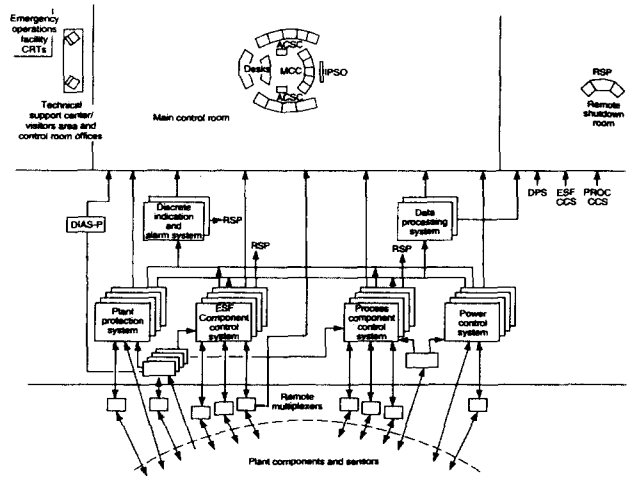


그림 3. Nuplex80+ I&C Architecture[9].

2.4 일본

일본에서는 1975년부터 MITI(Ministry of International Trade and Industry) 주관하에 전력회사 및 원전 공급업자들이 모여 범국가적인 “Improvement and Standardization Program” 을 수행하여 ABWR 및 APWR의 개발을 완료하였다.

APWR의 I&C는 원자로제어 및 보호계통에 최신의 컴퓨터 및 디지털 신호처리기술을 사용한 분산제어시스템으로 설계되어 있으며, 강화된 정보처리 및 운전지원기능이 특징이다. APWR의 보호계통인 IPS(Integrated Protection System)는 MHI(Mitsubishi Heavy Industry)에서 개발되었으며, 1991년에 Nuclear Power Engineering Test Center (NPETC)에서 프로토타입 테스트를 수행하였다. 그 중에서 IPS는 4 individual channel set로 구성되어 있으며, Engineered Safety Feature Actuation Cabinet(ESFAC)는 2 individual channel set로 구성되어 있다. Main Control Board Multiplexer(MCB MUX)는 광전송 링크를 통해 component level manual actuation signal을 받아 Protection Logic Cabinet로 전달하며, Protection Logic Cabinet는 ESFAC 및 MCB MUX로부터 입력신호를 받아 actuation device를 구동한다.

APWR의 주제가실은 제 4세대 주제가실(Advanced Control Room)은 touch-screen CRT 및 FDP(Flat Display

Panel)를 사용하므로 제어반의 규모가 축소되어 운전원이 앉아서 운전이 가능하게 되었다. 또한 주제어실내의 모든 요원들이 발전소의 상태를 쉽게 파악할 수 있도록 LDP (Large Display Panel)를 설치하였으며, 컴퓨터를 이용한 자료처리 및 운전지원기능을 강화하였다. 또 중요한 사건 발생시 경보의 폭주현상을 방지하기 위하여 Dynamic Priority Alarm System (DPAS)을 개발하였다. DPAS는 발생한 경보를 LDP에 표시하고, 발생한 경보와 관련된 그림 및 변수를 console의 CRT 및 FDP(Flat Display Panel)에 자동으로 나타내도록 되어있다. 경보창이 경보우선순위에 따라 적색, 황색 및 녹색으로 변화하도록 설계하였으며, 또한 발생한 경보와 관련된 변수의 추이를 볼 수 있도록 advanced CRT alarm display를 설치하였다. APWR I&C 구조는 그림 4와 같다[11,12].

ABWR I&C는 도시바와 히다치를 주축으로 MITI 프로그램의 일환으로 공동 개발한 컴퓨터화된 계층제어시스템을 채택하고 있으며, 발전소의 제어 및 감시 능력을 높이기 위해 최신의 디지털 제어시스템, 광통신, 컴퓨터 및 MMI 기술을 적용하였으며, process 컴퓨터와 distributed microprocessor-based 디지털 제어로 구성되어 있다. ABWR의 주제어실은 Compact Main Control Console (CMCC)와 Large Display Panel (LDP)로 구성된다. 시스템 특징으로 원전의 신뢰도를 높이기 위하여 원자로 제어 및 보호계통에 광통신 기술을 사용하였으며, 디지털 보호계통인 Safety System Logic Control (SSLC)는 자기진단 및 고장난 채널의 자동

회회 기능을 추가하여 시스템의 신뢰도를 높였다[13].

2.5 캐나다 AECL CANDU

CANDU I&C는 개발 초기부터 제어계통은 이미 Direct Digital Control (DDC)방식을 채용하여 설계되었다. 제어기능과 알고리즘 및 신호의 처리를 이중구조의 X,Y 제어컴퓨터로 수행하고 그것의 출력은 릴레이 스위칭 로직을 사용하여 밸브를 구동시키거나 모터를 작동시켰다. 또한 이 대형 X,Y컴퓨터 구조는 일찍이 운전원에게 CRT Display를 사용하여 전통적인 패널에서 제공하는 것보다 다양한 정보를 제공할 수 있도록 하였다. 지금까지의 600MWe급에 사용되는 제어구조는 X,Y컴퓨터에 의한 DDC와 그 출력을 전달하고 구동시키는 Relay Switching Logic으로 대변된다. Darlington Plant는 출력부를 담당하는 Relay Switching Logic을 마이크로프로세서를 장착한 PLC를 채택하여 컴퓨터화하였다. AECL은 날로 발전되는 첨단계측제어기술을 CANDU에 적용하기 위한 연구를 계속하여 차세대 발전소에 적용될 Distributed Network System을 개발하였다[14]. 이것은 기존의 Point-to-point Wiring, 제어 케이블들을 Multiplexer를 이용하여 신호전달을 개선하고 Switching Control Logic도 Network를 통해 실현시키도록 하였다. 기존의 DDC기술과 고장허용기술을 이 분산형 시스템에도 적용하여 신뢰성확보에 노력하였다. AECL은 더욱 발전된 모델로 CANDU-3형 발전소에 적용될 DCS (Distributed Control System)을 개발하였는데[15], Distributed Multiplexing

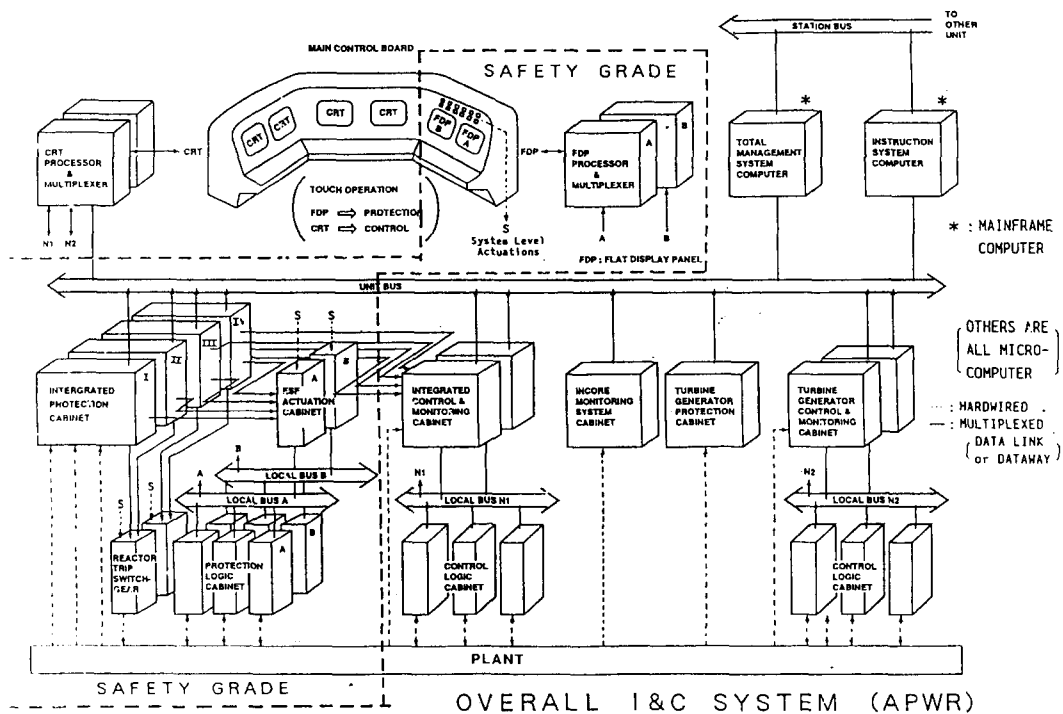


그림 4. 일본 APWR I&C Architecture[11].

Network System을 확장해서 제어 LAN을 사용하여 신호 전달체계를 개선하였으며, 각 Control Function까지도 분산 시킨 것이 특징이다.

제어계통과는 달리 Shutdown System으로 대표되는 SDS1, SDS2 두개는 물리적으로 기능적으로 완전히 독립적이며, 필요시 원자료를 정지시키는 충분한 능력을 갖고 있는 안전계통의 컴퓨터화 과정은 느리게 단계적으로 진행되었다[16,17]. 초기에는 센서신호처리부, Trip point 결정 Logic, 비교기, 상태정보표시패널 등에 모두 고전적 아날로그 방법을 채택하였고, 1977년에 운전되기 시작한 Bruce Plant부터는 Trip기능에 관계없는 Monitoring기능을 Computer Display와 Printer등을 부가하여 기록 및 점검기능을 개선하였다. 다음으로 Trip(비교기) 기능과 Setpoint설정기능을 컴퓨터화한 것으로 Safety Function의 최초 디지털화가 이루어진 것이다. 이것은 CANDU의 표준모델인 CANDU-6에 장착되기 시작하였으며 이러한 개선으로 기존 System의 고장율에 비하여 고장빈도가 현격히 줄었으며, 특히 unsafe failure를 safe failure로 바꿀 수 있도록 설계되어 있어서 안전성과 신뢰도를 높였다. 마지막 보호계통개선은 Darlington Plant에서 이루어졌다. 이것은 Setpoint 설정논리, 비교기뿐만 아니라, CANDU 6에서 사용되는 재래식 제어패널도 컴퓨터 CRT및 키보드로 바꾸는 일대 혁신적인 개선을 수행했다. 기능시험은 물론 모든 기능이 컴퓨터화된 것이다. 안전계통의 컴퓨터화를 실현하는데 있어서 캐나다의 소프트웨어 확인 및 검증에 관해 많은 경험과 교훈을 배웠다. SDS1, SDS2는 서로 비슷한 Computer Configuration을 갖고 있으나, 각 기기는 서로 다른 제조사의 것을 사용하고 설계도 각기 다른 팀에 의해서 설계되도록 하여 기능적 독립성도 유지하도록 하였다.

중앙제어실(Main Control Room, MCR)은 각 계통 별로 주제어 패널이 설치되어 있고 더불어 2대의 Line Printer와 컴퓨터에 물린 CRT등이 있다. 이러한 CRT와 키보드장치들은 운전원패널(주제어반)의 복잡성을 경감하여 주며, 정보의 접근을 쉽게하고 있다. CRT등의 위치와 크기, 정보표시 방법, 투시거리등이 종합적으로 검토와 분석이 이루어져서 설계되었다. 각 Station은 SCA(Secondary Control Area)에도 존재하는데 이것은 MCR의 사용이 불가능할 때 사용하기 위한 것이다. SCA에는 원자료를 정지, 냉각시키고 상태를 감시할 수 있는 충분한 계측(정보)신호들이 공급된다. SCA와 MCR간의 신호선들은 공통모드고장방지를 위해 물리적으로 격리되어 있다.

앞으로 가장 많은 변화를 보일 곳이 중앙제어실의 구조일 것이다. 중앙제어실의 기능은 원자력발전소를 안전하게 운전하고 제어하는 중심부라는 고유기능이 변하는 것은 아니지만, 기존의 제어패널과 컴퓨터 디스플레이가 혼용되어 배치되어 운전원과 인터페이스 되던 것이 CRT display가 정

보표시의 대부분을 차지하는 현대화된 중앙제어실이 될 것이다. 특히 CANDU-3의 주제어실은 거의 모든 운전이 자동화되고 컴퓨터화되어 기존의 패널 등이 사라지고, CRT와 mimic display로 구성되며, 컴퓨터 기반 운전절차 제공, 음성 경보시스템, 의사결정지원시스템등이 포함되는 첨단 제어실이 될 것이다.

2.6 Halden Reactor Project ISACS

OECD(Organization for Economic Cooperation and Development) HRP(Halden Reactor Project)는 노르웨이의 Halden 비등형 원자로(Boiling Water Reactor)에서 원자력 관련 실험연구프로그램 수행을 위해 1958년에 OECD산하 NEA(Nuclear Energy Agency)의 공동협력사업으로 각 OECD회원국간의 협약에 의해 시작된 국제 연구개발사업이다. 경수로원자로의 핵연료에 관한 연구와 컴퓨터화된 계측제어계통의 개발에 중점을 두고 있다. Man-Machine Systems Research라고 불리는 계측제어관련 연구개발 프로그램은 세계적으로 이슈가 되고 있는 인간공학적 시스템설계 및 개발에 관한 것에 많은 노력이 투입되고 있다. 이와 함께 계측제어계통의 신뢰성 및 운전성향상을 위한 컴퓨터화된 계측제어시스템의 개발에 중점을 두고 있다. HRP에서 개발된 시스템은 HAMMLAB(Halden Man-Machine Lab.)으로 불리는 시험설비 및 환경에서 시험되고 검증된다. HRP의 연구개발은 앞으로의 개량형 계측제어계통의 개발 방향을 제시한다고 볼 수 있다.

통합계측제어계통(Integrated Surveillance And Control System, ISACS)은 Halden에서 개발되는 모든 MMIS 관련 시스템이 통합된 것이다. ISACS의 주요 구성요소는 COSS(Computerized Operator Support System), IC(Intelligent Coordinator) 그리고 MMI이며, 전체적인 ISACS 구조는 그림 5와 같다.

COSS(Computerized Operator Support Systems)는 각기 다른 운전원지원 Class를 가지며, ISACS 환경에서는 동일 레벨의 지원기능은 각 COSS에서는 서로 일치되는 기능을 수행하도록 설계되었다. HALO(Handling of Alarms

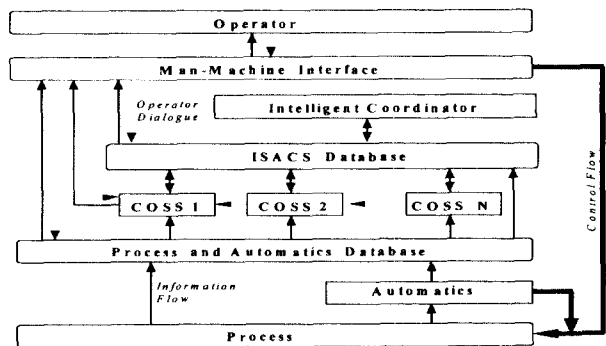


그림 5. ISACS 시스템 구조[19].

using LOGics)는 타당치않은 경보(Irrelevant alarms)를 줄이기위해 프로세스 경보를 filtering하고 발전소 개요(Overview) 및 상세 프로세스 디스플레이에 경보를 표현하며, 발전소 시스템 및 그룹경보를 조정자(Coordinator)에게 제공하는 기능을 갖는다. 경보진단시스템인 DISKET은 HALO로부터 경보정보를 입력받아 경보원인(Alarm causes)에 대한 가설(Hypothesis)을 생성하는 기능을 수행한다. DISKET은 경보패턴 및 프로세스 변수들과의 매칭에 의해 추론하는 규칙-기반 지식시스템으로 구현되었다. 미국 ABB-CE에서 개발된 CFMS(Critical Function Monitoring System)는 ISACS의 경보시스템에 통합되어 임계안전함수를 진단하며, 운전원에게 디스플레이 형태로 진단결과를 표현한다. 그리고 SPMS(Success Path Monitoring System)도 HAMMLAB의 ISACS에 통합되어 임계함수에 대한 Success Path의 가용성(Availability)을 체크함으로써 평가하였다. COPMA(Computerized OPERations MANUAL)는 원자력발전소의 운전절차서를 전산화한 것으로 제어실내에서 운전절차서를 대신하는 것이다.

ISACS에서 IC(Intelligent Coordinator)는 COSS를 감독하고 제어하는 기능과 운전원 요구에 대한 Assessment를 수행하여 그 결과를 알려준다. 슈퍼바이저 및 제어기능은 발전소 상태에 따라 COSS로부터의 정보를 순위화(Prioritization)하여 발전소 개요 디스플레이에 전달하고 상세한 정보를 하위 순위를 갖는 디스플레이(2nd Level Process Display)를 운전원에게 제공하며, 운전원 요구에 대한 처리는 운전원의 요구를 해석하여 COSS에 전달하는 것과 운전원 요구에 따라 해당 COSS로 스위칭한다.

ISACS의 인간-기계연계시스템은 컬러 그래픽 CRT, 키보드 및 트랙볼을 입출력 디바이스로 구성되며, 1 또는 2인의 운전원과 1명 또는 무인 슈퍼바이저를 위한 'Cockpit Control Room'의 기능을 갖는다. 발전소 개요정보는 HALO overview, state identification, action planning & implementation, Rankine cycle의 4개의 디스플레이로 구성되며, HALO 목록 및 경보 스크린, 발전소 운전을 위한 4개의 프로세스 스테이션, COPMA 스테이션, 3개의 COMBI(Combine Information)/COSS로 구성된다[19].

3. 결론

선진 각국에서 개량형 원전 또는 차세대 원전에 적용하려고 개발중이거나 상세 설계중인 개량형 I&C는 EPRI URD를 정점으로 설계특성이 집중되고 있다. 기존의 I&C는 주로 하드웨어에 의존하여 설계되었으나, 개량형 I&C는 하드웨어의 비중이 낮아지고 표준화되는 반면 대부분의 기능이 소프트웨어로 처리되므로써 각 시스템마다 뚜렷한 설계특성을 구별하기 어려운 실정이다. 대부분의 개량형 I&C 설계

에서 공통적으로 채택하는 기능으로는 경보를 CRT 또는 plasma display에 표시하며, 그룹화와 우선순위 부여 또는 dynamic setpoint를 채택하여 경보의 수를 대폭 감소시키고 있으며, EPRI URD 요구조건인 "dark board at power" 개념을 만족하도록 경보 알고리즘을 작성하고 있다. 감시기능 구현에서는 대형 CRT 또는 workstation에 Reg. Guide 1.97의 안전관련변수표시, 노심감시, 환경감시 및 건전성 감시기능을 구현하고 있다. 제어기능에서는 모두 기존의 아날로그 대신 디지털 분산제어를 채택하고 있으며, 분산제어기 사이의 통신망은 EtherNet 채택에서 real-time 환경에 적합한 Token-ring 방식으로 변화되고 있으며, 제어기도 기존의 아날로그 제어기 대신에 touch screen을 이용한 soft-control이 도입되고 있다. 보호기능에서도 기존의 아날로그 대신 디지털 보호계통이 채택되고 있으며, 2/4논리 채택으로 4train으로 구성되며, 자동시험 및 진단기능이 필수적으로 채택되고 있다. 주제어실은 기존의 panel 및 bench board 대신에 인간공학적인 기법을 도입하여 운전원의 정보 인지형태 및 제어기능의 행위특성을 분석하여 CRT 또는 workstation과 대형정보표시반으로 바뀌고 있다. 그 밖에 신호검증 기법 채택, 신호다중화(multiplexing), 고장진단, 발전소 경영정보처리 도입등의 특징이 있다.

자동화의 단계를 살펴보면 아날로그 제어기가 비슷한 성능의 디지털 제어기로 교체된 다음, 분산제어방식을 채택하여 다중성을 통한 신뢰도 확보, 고장허용 기능의 채택단계를 거쳐 자기적응단계로 원전의 완전자동화를 위한 상당한 발전이 이루어질 전망이다. 이 경우 운전원의 역할이란 자동화된 감독형 제어계통과 정보를 교환하고 제어계통을 주시하는 역할만 수행하게 될 것이다. 원전의 전 계통이 완전히 컴퓨터화되어 원전의 데이터베이스에 의해 모든 계통과 부품의 운전이력이 추적 가능할 것이고, 또한 제어계통은 보수전략과 정지일정 등을 운전원에게 제공해 줄 것이다. 원전의 완전 자동화가 이루어지면 모든 계통의 운전상태를 인식하고 악화된 조건에 대해서는 운전원과 부단히 정보를

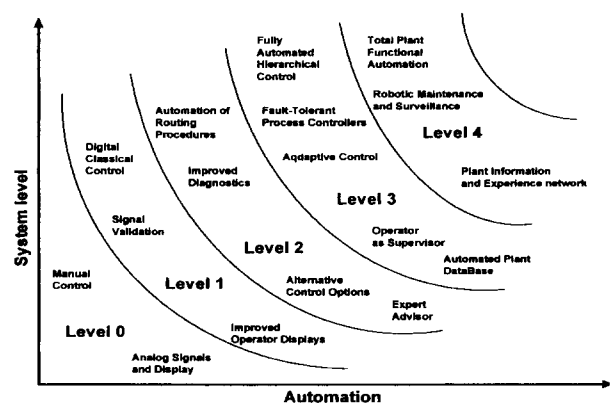


그림 6. 원자력발전소 자동화 단계[20].

교환하며, 결과가 나쁠 것으로 예상되는 상황에 대해서는 미리 그 가능성을 최소화하는 것이다[20]. 이러한 원전의 자동화단계가 그림 6에 나타나 있으며, 완전 자동화 플랜트가 되기 위해서는 지능형 운전자동화와 지능형 운전지원시스템에 관한 많은 연구개발이 이루어져야 할 것이다.

참 고 문 헌

- [1] KAERI/RR-1340/93, 계측제어기술 개발 Master Plan 수립, 1994.
- [2] KAERI/AR-412/94, 원전 개량형 계측제어계통 개발 동향, 1994.
- [3] EPRI, Advanced Light Water Reactor Requirements Document, June 1990.
- [4] "France Faces up to the 21st Century, Employing Digital Instrumentation and Control", NEI Special Publication, pp. 26 - 30, 1992.
- [5] Guy Guesnier and Alain Parry, "Plant Instrumentation and Control : The French Safety Approach", International Symposium on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokyo, MAY, 1992.
- [6] Human factor in the AP600 control room design, Westinghouse /NRC meeting, August 3, 1990.
- [7] AP600 Design Workshop, Instrumentation & Control /Man-Machine Interface, Feb. 1991.
- [8] D. L. Harmon, "Nuplex80+ An Evolutionary Approach to Meeting ALWR Requirements," IEEE 5th Conference on Human factors on Power Plants, Monterey, CA., June 7-11, 1992.
- [9] F. Ridolfo, et al., "The Nuplex80+ Advanced Control Complex from ABB-CE," Nuclear Safety, Vol. 34, No.1, pp.64-75, Jan-Mar 1993.
- [10] K. Scarola, Nuplex80+ : The Combustion Engineering Advanced Control Complex, ABB-CE, TIS-8439, 1989.
- [11] Examination of I&C system design requirement definition for next generation PWR, International workshop on next generation PWR-NPP design requirement, Oct. 1993.
- [12] Application of Integrated Digital I&C System in Japanese PWR Plant, International Symposium on NPP I&C, Tokyo, May 1992.
- [13] Development of the BRW Safety Protection System with a new Digital Control System, International Symposium on NPP I&C, Tokyo, May 1992.
- [14] W.R. Whittal, "Designing a Distributed Multiplexing and Control System for CANDU Power Plants" EPRI/PG&E Seminar on Integrated Power Plant Computer communications, Sanfrancisco, Aug. 1986.
- [15] R.A. Olmstead "CANDU Control Centre", Tchnology Transfer Seminar on KAERI, Sept. 1993.
- [16] J. R. Popovic, et al., "Computer Control in CANDU Plants," Symposium on Advanced Nuclear Services, Tronto, Canada, June 1986.
- [17] R. S. Gilbert, "Retrofit Experience of Computers in CANDU plants," Symposium on Advanced Nuclear Services, Tronto, Canada, June 1986.
- [18] R. S. Gilbert & Haugset, "Integrating Surveillance and Control without Overwhelming the Operator," NEI, Sep. 1991.
- [19] Halden Reactor project Programme, Proposal for the Three Year Period 1994-1996.
- [20] Jim White, "Advanced Controls for Nuclear Facilities," Oak Ridge National Lab. REVIEW, No.4, pp. 116-123, 1989.

저 자 소 개



권 기 춘

1974~1980 경북대학교 전자공학과, 학사
 1984~1989 한국과학기술원 전산학과, 석사
 1993~현재 한국과학기술원 전산학과, 박사과정
 1980.8~현재 한국원자력연구소 계측제어연구팀
 1981.5~1982.12 Singer Link Div.(미국), 삼천포화력 시뮬레이터 개발
 1987.1~1988.4 Studsvik(스웨덴), Compact Nuclear Simulator 개발
 관심분야 원전 계측제어, 인공지능기술 원전적용, 소프트웨어 확인 및 검증기술
 (305-353) 대전광역시 유성구 덕진동 150.
 TEL. 042) 868-2926 / FAX. 042) 868-8357.