KR0100918

KAERI/AR-578/2000

원전 계측제어계통 기술현황(2000년)

Current Status of Nuclear Power Plant I&C Systems (2000)

한 국 원 자 력 연 구 소

32/42

제 출 문

한국원자력연구소장귀하

본 보고서를 2000년도 국내외 원전 계측제어 기술에 대한
기술현황분석보고서로 제출합니다.

2000년 12월 1일

과 제 명: 차세대원자로 설계관련
요소기술개발

주 저 자: 이 동영
공 저 자: 박 주현, 이 장수
김 장열, 김 정택
황 인구, 송 순자
문 병수, 차 경호
천 세우, 이 현철
오 인석, 박 재창
이 용희, 이 정운
박 원만, 김 창회
김 정수, 박 희윤

요 약 문

I. 제목

원전 계측제어계통 기술현황 (2000년)

II. 목적 및 필요성

최근 국제적으로 원자력발전소의 노후화 때문에 기존의 아날로그형 계측제어계통을 디지털형 계측제어계통으로 교체하고 있다. 또한 기존의 원자력발전소보다 안전성 및 경제성을 높인 신규원전개발에 있어서도 계측제어계통으로 디지털 계측제어계통을 채택하고 있다. 그러나 원전에 디지털계통을 사용함에 있어서 컴퓨터의 신뢰도 및 소프트웨어의 신뢰도를 입증하기가 어려워 현재 적용이 많이 되지 않고 있다. 그래서 세계적으로 디지털계통을 원전에 적용하기 위해서 이 계통의 안전성 및 신뢰성을 높이려는 연구가 많이 되고 있다. 본 연구에서는 2000년 현재 국내외에서 연구 및 개발되고 있는 계측제어계통의 현황을 조사하고 이를 국내 원자력발전소의 디지털 계측제어계통 연구 및 개발에 참고하여 디지털 계측제어계통의 국산화에 기여하고자 한다.

III. 내용 및 범위

본 보고서에는 미국의 AP600과 NUPLEX80+, 캐나다의 CANDU 9, 일본의 APWR과 ABWR, 프랑스의 N4 및 한국의 차세대원전, 액체금속로, 일체형 원전 등 국내외에서 개발되고 있는 개량형 원자력발전소의 계측제어 계통에 대해 조사하였다. 그리고 미국과 유럽 등 세계각국에서 추진하고 있는 원자력 정책 및 각국의 주요 연구소에서 개발하고 있는 디지털 계측제어계통에 대해 조사하였다. 이를 바탕으로 본 연구에서는 각 노형별로 연구를 수행해야할 항목들을 도출하였고 또한 원전의 디지털 계측제어계통의 국산화를 위해 연구해야할 방법을 설정하였다.

IV. 기술현황조사결과 및 활용에 대한 건의사항

원자력 발전소의 계측제어 계통에서 문제가 되고 있는 현황은 노형별로 약간 다르다. 현재 가동되고 있는 원전에서는 계측제어 계통의 노후화 해결 및 수명연장 쪽의 연구를 수행해야 하고, 표준원전은 계측제어계통의 설계개선 및 장주기 운전에 관한 연구를 수행해야 하고, 차세대 원전에서는 계측제어계통 설계 및 인허가에 관한 연구를 수행해야 하며, 미래원전에서는 디지털 제어기기 개발 및 컴퓨터기반 운전지원 및 자동화 기능 적용에 대한 연구를 수행해야 한다. 이렇게 각 노형에 따른 현안들이 다르기 때문에 원전의 계측제어계통에 대한 연구를 수행할 때 각기 노

형에 적합한 연구항목들을 도출하여 연구를 추진하는 것이 계측제어계통의 국산화를 이루는 지름길이다. 이를 바탕으로 각 기관에 맞는 연구항목들을 적절히 설정하여 기관별 중복투자를 피하여 경제적이고 일괄적으로 원전 계측제어 계통에 대한 연구개발을 수행하는 것이 바람직하다.

Summary

Ⅰ. Title

Current Status of Nuclear Power Plant I&C Systems (2000)

Ⅱ. Objective and Importance of the Study

Analog type I&C Systems of Nuclear Power Plants are being replaced by digital type systems because of the aging problems of the I&C systems. New NPPs have adopted computer-based digital I&C systems because the economical efficiency and the usability of the systems become higher than the analog I&C systems. However, the digital I&C systems have not been applied to NPPs because the reliability of computer systems and software has not been validated. The research works for reliability of the systems have been performed in many institutions. In this study, we reviewed the current status of I&C systems for advanced NPPs that have developed in Korea as well as in other countries until this year. We hope to use the result of this study to plan for a localization of NPP I&C systems.

Ⅲ. Scope and Contents of the Study

In this study, the I&C systems of advanced reactors such as AP600 and NUPLEX 80+ of U.S.A, CANDU 9 of Canada, APWRs and ABWRs of Japan, N4 of France, and KNGR, KALIMER, and SMART of Korea were reviewed. We reviewed the nuclear policy of U.S.A and Europe, and the NPP digital I&C systems developed in many international research institutes. Using this result, we extracted items to be researched and classified those by types of reactors. Then, we established the localization method of NPP digital I&C systems.

Ⅳ. Results and Remarks for Applications

The NPP I&C systems are dependent on the types of reactors. In order to handle the aging problem of I&C systems properly, some research works must be carried out in the commercial NPPs such as the case of Kori units. The researches on the design improvement of I&C systems and the long term

researches on the design improvement of I&C systems and the long term operation should be performed in KSNP. The principle topic of KNGR is the design of I&C systems based on digital systems together with researches required on licensing the design. For new nuclear power plants, the digital I&C systems and computer-based operator aid system should be developed. Therefore, the specific research items are extracted according to the types of reactors in order to accomplish the localization of the NPP I&C systems consistently and economically. Each institution in academic circles, R&D circles, and industrial circles could set up its research items according to the results of this project.

PLEASE BE AWARE THAT
ALL OF THE MISSING PAGES IN THIS DOCUMENT
WERE ORIGINALLY BLANK

목 차

제 1 장 서론 1

제 2 장 국내외 계측제어 현황 2
제 1 절 원자로 개발현황 2
1. 미국 웨스팅하우스의 AP600 2
가. 개발배경 2
나. 시스템 특징 2
다. AP600 계측제어 계통 3
라. 개발상태 및 향후 계획 5
2. 미국 ABB-CE의 Nuplex 80+ 5
가. 개발 배경 5
나. Nuplex 80+계측제어 계통 5
다. 개발상태 및 향후계획 7
3. 캐나다의 CANDU 8
가. 배경 및 역사 8
나. CANDU 계측제어 시스템의 특징 10
다. 계측 제어계통 관련 연구 개발 12
4. 일본 14
가. 원전운전 및 개발 현황 14
나. 노형별 계측제어계통 특징 15
5. 프랑스 EdF N4 20
가. 프랑스 원전의 개발 배경 20
나. N4 I&C 특성 21
6. 한국 27
가. 차세대 원전 27
나. 액체 금속로 33
다. 일체형 원전 35
제 2 절 원자력정책 및 연구개발 현황 42
1. 미국의 연구현황 42
가. Nuclear Energy Research Initiative (NERI) 프로그램 42
나. Generation IV (계측제어 분야) 43
다. Nuclear Energy Plant Optimization (NEPO) 프로그램 45
라. EPRI 46
마. DOE 원자력 연구개발 계획 47
사. 미국 국립연구소 및 NRC의 계측제어 관련연구 현황 47

2. 유럽의 연구현황 58
가. 유럽의 원자력 정책추이 58
나. 각국의 계측제어 분야 연구현황 61
3. Halden project 72
가. Halden Man-Machine Laboratory 개발 73
나. Experimental Control Room 관련연구 73
다. Man-Machine Interaction 분야 74
라. Plant Surveillance and Operations System 분야 75
마. Enhancement and Assessment of System Quality 분야 76
바. 인간 신뢰도 77
4. 한국의 연구현황 77
가. 학계 77
나. 연구계 79
다. 산업계 83

제 3 장 결론 87
제 1 절 원전 계측제어계통 개발추이 87
1. 원전 정책 동향 87
2. 국외 원전 계측제어계통 연구개발 동향 88
3. 노형별 계측제어계통 특징 90
제 2 절 제안 92
1. 원전 계측제어 기술개발 목표 92
2. 원전 계측제어 기술개발 방향 95
3. 원전 계측제어 기술개발 분야선정 96

참고문헌 98

그 림 목 차

그림 1. AP 600 계측제어 시스템의 구성도 4
그림 2. AP600 Main Control Room 4
그림 3. Nuplex 80+ 계측제어 시스템의 구조 7
그림 4. Nuplex 80+의 주제어실 7
그림 5. CANDU 제어계통 구조 9
그림 6. CANDU형 원자로 정지 계통의 변화 과정 9
그림 7. CANDU-9 I&C 구조 13
그림 8. IPS 구성 16
그림 9. ABWR 제어반 17
그림 10. ABWR 계측제어계통 전체 구성 18
그림 11. N4 계측제어계통의 구조 23
그림 12. 차세대 원전 계측제어 구성도 28
그림 13. QIAS 구성 32
그림 14. SMART 보호계통구조도 36
그림 15. SMART 제어계통구조도 37
그림 16. 경보 및 지시계통 구조도 38
그림 17. Sizewell B 디지털보호계통의 소프트웨어에 대한 확인 및 검증활동 62
그림 18. Ignalina 원자력발전소의 원자로보호계통 66
그림 19. 국내 계측제어기술 수준비교 93
그림 20. 계측제어계통 성능비교 94
그림 21. 원전계측제어 기술개발 방향 95

표 목 차

표 1. 차세대원자로 개발추진 현황 28
표 2. 계측제어 관련 NERI 프로그램 43
표 3. 각국의 운영허가제도 및 PSR 현황 87
표 4. 개발중인 주요 신형원자로 88
표 5. 노형별 계측제어 현황 91
표 6. 국내외 계측제어 개발 현황 92
표 7. 계측제어계통 특징 및 연구현황 96
표 8. 노형별 기술개발 연구항목 97

제 1 장 서론

전 세계적으로 원자력에 대한 정책은 북미와 아시아권국가들을 제외하고는 신규원자력 발전소의 건설을 중단하고 있는 실정이며 기존의 발전소도 점차 축소해나가는 국가들이 늘고 있다. 이러한 상황하에 세계 각국은 기존의 발전소의 수명을 연장시켜서 발전소의 이용도를 증가시키려는 연구들을 많이 하고 있다. 또한 미국, 일본, 프랑스 및 한국과 같은 원자력 선진국들은 기존의 원자력발전소에 비해 안전성과 경제성을 높인 신규원자력발전소를 개발하고 있다.

원전의 수명을 연장시키고 또한 신규발전소를 개발하는데 있어서 가장 시급한 것은 기존의 아날로그형식의 계측제어계통을 컴퓨터 등 첨단기기들을 이용한 디지털형식의 계측제어계통으로 바꾸는 것이다. 1980년 이후 대부분의 산업현장에서는 대량의 정보처리, 시스템의 신뢰성 향상, 추후 기능의 추가에 대처할 수 있는 확장능력 확보, 주기시험의 자동화 및 표준화된 기기의 사용으로 우지보수 능력향상 등의 장점을 얻기 위해 아날로그 계측제어계통을 디지털기술을 이용한 계측제어계통으로 교체하여 왔다. 그러나 원자력분야에서는 디지털기술 적용시 마이크로프로세서 및 소프트웨어에서 예상치 못한 공통모드고장이 발생하여 원전의 안전성과 신뢰성에 영향을 줄 수 있기 때문에 일반산업계의 현황을 따르지 못하고 있다.

그러나 원자력발전소에서도 계측제어기기들의 노후화에 따라 기기의 교체가 요구되고 있어서 기존의 아날로그 형태의 기기들을 디지털 형태의 기기들로의 교체가 필수적인 요구사항으로 대두되고 있다. 이러한 상황에서 대부분의 원자력 선진국들은 디지털 계측제어 계통을 원자력발전소에 적용하기 위해 디지털계통의 안전성 보장하려는 노력과 신뢰성을 확고히 하려는 노력을 많이 하고 있다. 최근 국내에서도 후속호기 계측제어계통 개선, 차세대원전 계측제어 계통 개발 등이 컴퓨터를 이용한 디지털 기술이 적용되어 일부 교체 및 개선이 이루어지고 있다.

본 연구의 목적은 세계각국에서 개발되고 있는 개량형 원자로들에 사용될 디지털 계측제어 계통의 현황을 조사하고 또한 각국에서 연구되고 있는 디지털 계측제어 계통의 현황을 조사함으로써 앞으로 국내에서 개발된 디지털 계측제어 계통의 방향을 알아보는 조사하여 학계, 연구계 및 산업계에서 추진중인 여러 과제들을 업무성격에 따라 중점 개발을 수행해야할 업무들로 할당하여 중복투자를 막고 장기투자를 하여 향후 이들과제들을 통합함으로써 디지털 계측제어 계통의 국산화를 효율적으로 추진하는데 있다.

본 보고서의 2장은 미국, 캐나다, 일본, 프랑스 및 국내에서 개발되고 있는 개량형 원자로의 계측제어 계통에 대하여 살펴보았고, 국내외 각국의 원자력발전소의 정책들과 각 국가에서 연구되고 있는 첨단 디지털 계측제어에 관한 연구들을 살펴보았다. 그리고 3장에서는 결론으로 앞으로 계측제어계통의 디지털화를 위하여 국내에서 수행해야할 연구들을 종합하였다.

제 2 장 국내외 계측제어 현황

제 1 절 원자로 개발현황

1. 미국 웨스팅하우스의 AP600

가. 개발배경

AP600[1]의 설계목적은 NRC의 규제요건을 만족시키는 발전소 설계 즉, NRC의 안전 목표 및 ALWR의 URD(Utility Requirement Doc.) 요건을 만족하고 또한 화력이나 수력에 비해 경제성 있는 발전소 설계이다. 사용기기는 운전이력이 있는 기기를 사용함으로써 발전소 prototype이나 demonstration 모델 등이 필요 없도록 하였다. 발전소 시스템의 단순성과 운전 여유도를 증가시켜 사고발생시 운전원이 취해야할 조치 등을 감소시킬 수 있다. 따라서 AP600은 10CFR52를 만족하는 단순화된 발전소 설계로서 인허가에 대한 신뢰성을 증가시켰으며 결과적으로 다른 발전소에 비해 경쟁력을 증가시켰다. AP600은 U.S. NRC로부터 FDA(Final Design Approval)을 1998에 획득하였다.

나. 시스템 특징

AP600과 같은 passive safety 발전소의 특징은 운전, 유지보수 및 시험에 관한 다음과 같은 여러 가지 장점을 가지고 있다.

- 파이프나 밸브, HVAC ducting, 펌프 등을 대폭적으로 줄임으로 해서, 품질보증 요건, 유지보수, 및 운전을 단순화하여 발전소 시스템이나 기기 등을 단순화시킴.
- 전체 시스템의 고신뢰성을 위해 운전이력이 있는 기기 사용.
- 고 등급의 안전성이나 신뢰성을 제공.
- 화력이나 수력에 비해 상대적으로 값싼 전기 제공.

또한 AP600은 modular 설계를 사용하므로, 건설기간을 단축할 수 있다. 즉, 처음 시공에서 핵연료 장전까지 약 36 개월에 끝마칠 수 있도록 설계하였다. 이렇게 함으로써 기기나 시스템의 품질보증에 대한 부분들을 모두 제조하는 회사에서 확인할 수 있기 때문에 설치 후 다시 품질 보증 절차를 거칠 필요가 없다. AP600의 중요 시스템은 passive core cooling system - Residual Heat Removal, passive containment cooling system, canned coolant pump, passive RHR Heat Exchanger 등이다. AP600 발전소 구조 중 특징적인 것은 기존 발전소의 경우 RCP가 증기 발생기와 분리되어 운전하고 있지만, AP600의 경우 RCP(Reactor Coolant Pump)가 증기발생기 바로 밑에 있어 운

전성 등을 높였다고 한다. 또한 가압기의 경우, 기존발전소에 비해 용량 등을 향상시켜 운전에 대한 여유 등을 증가 시켰다. 또한 AP600은 Passive Containment Cooling system을 이용하여 발전소에 사고가 일어나도 자연대기에 의해 발전소의 사고를 줄일 수 있도록 설계되어 있다. 그리고 모의 실험(Containment Cooling Wind Tunnel Tests)등을 통하여 사고시에도 자연순환에 의해 사고가 완화됨을 입증하였다.

다. AP600 계측제어 계통

(1) 계측제어 시스템의 개발목표

- 원전 안전 등급 1E 계기는 내진, 분리성, 내환경성, 시험성 및 신뢰성 등의 엄격한 품질요건을 만족하도록 한다.
- 신호다중화 기술을 사용하여 구동제어회로와 관련된 작업공정 및 비용을 줄이도록 한다.
- Modular System 구조 및 표준화된 크기의 케비넷을 사용하여 발전소 배치를 단순화시킨다.
- 발전소 응용기술자 및 운전기술자가 손쉽게 사용할 수 있도록 논리 프로그래밍 인터페이스를 제공한다
- 계기구성과 기능설계를 운영 허가시까지 분리하여 계기제작 및 발전소 건설을 용이하도록 한다.
- 중복성 및 고장허용 설계로 발전소 운전시 하드웨어 고장으로 인한 사고를 줄인다.
- 계기고장 탐지에 대한 진단기술을 적용하여 고장탐지 및 수리시간을 단축하여 계기의 신뢰도를 높인다.
- 통합 기능시험 기기를 사용하여 주기적 기능시험 요건을 만족시킨다.

(2) 계측제어의 특징

AP-600의 계측제어 시스템은 측정부분, 제어 부분 및 Man Machine Interface (MMI)부분의 3층으로 구성된 분산 디지털구조로 되어 있다. 그림 1은 AP600 계측제어 시스템의 구성도를 나타내고 있다. 이 그림에서 보이는바와 같이 계측제어 계통은 Monitor Bus를 중심으로 크게 Operation & Control Center System, 자료처리 및 표시계통(Data Display and Processing System), 발전소 보호 및 안전감시 계통(Protection and Safety Monitoring System), 발전소 제어계통(Plant Control System), Special monitoring System 및 Incore Instrument System으로 나누어진다. 이들 시스템의 주요 특징으로 디지털 기술을 사용한 modular 설계, 분산처리, Data highway & Data link를 사용한 통신망 및 계층구조, 광케이블 사용, 고장허용 설계, 안전등급과 비안전등급의 명확한 분리, 개선된 제어 및 보호 알고리즘, 운전지원 정보처리 및 표시를 들 수 있다. 특히 자료처리 및 표시계통의 효율적인 데이터 전송을 위해서 Monitor Bus는 Real Time Data Acquisition (RTDA) data highway를 사용했

다. 그리고 통신 소프트웨어는 table driven 방식을 이용했다. 그림 2는 AP600의 주제어실 구성을 나타내고 있다. 주제어실의 주요구성은 Wall Panel Information Station, 2개의 운전원 워크스테이션, 및 하나의 감독자 워크스테이션으로 구성된다. 주제어실에는 두 명의 운전원과 한 명의 감독자로 운전 되도록 설계되어 있다. 기술지원 요원을 위해 공간여유를 두지만 기술지원 요원은 평상시 기술지원센터에 근무하게된다. 주 제어실은 발전소 전반의 운전을 위해 있으며, 제어실 장비, 경보/표시, 제어, 발전소 운전을 위한 필요한 운전 절차 및 내.외부 통신장비를 갖추고있다.

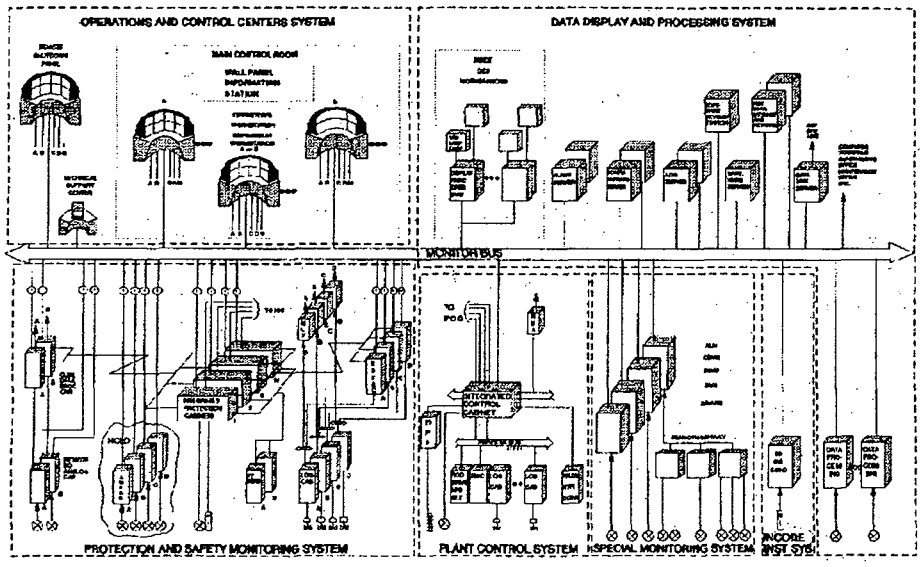

그림 1. AP 600 계측제어 시스템의 구성도

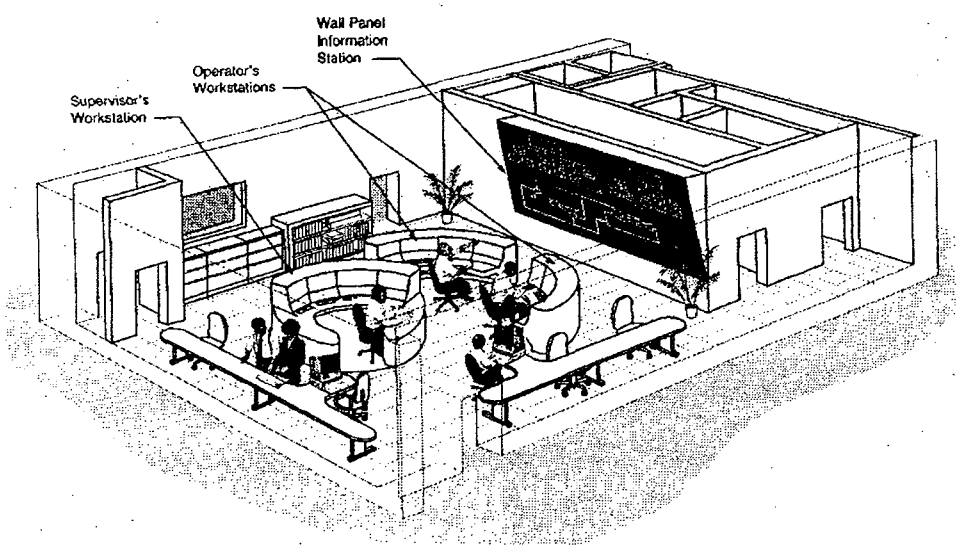

그림 2. AP600 Main Control Room

라. 개발상태 및 향후 계획

AP600의 개발이 완료된 상태이며 현재 안전 설계를 위해 성능시험, 안전성 검사 등을 이탈리아의 피아첸시아와 포틀랜드의 오레곤 주립대학 및 WH 연구센터의 실험시설 등을 이용하여 실시하였다. 그리고 이러한 실험결과를 NRC에 제출하여, NRC의 요구조건에 부합됨을 보여주었다. 실제 미국은 노후화된 원자력 발전소 7 - 8 곳을 대상으로 pilot plant를 선정하여 발전소에 대한 안전성 및 경제성분석등을 시험중에 있으며, 향후계획으로 WH는 이러한 발전소를 대상으로한 NRC 프로그램에 참여하여 미국내 노후화 발전소 및 신규 발전소에 대한 시장 확보에 주력하고 있다.

2. 미국 ABB-CE의 Nuplex 80+

가. 개발 배경

ABB-CE[2]는 1970년대 중반부터 Plant Protection System, Plant Monitoring System등에 디지털화를 적용시키면서 계측제어 계통에 대한 컴퓨터화를 실현하였다. Nuplex 80+ 는 TVA Yellow Creek Nuclear Plants를 위해 1970년대 말에 설계한 Advanced Control Complex(ACC)를 개선한 것으로 인간공학적인 요소가 제고되고, 마이크로 프로세서를 적용하는 등 진보된 현대기술을 적용함으로써 고신뢰성을 추구한다. Nuplex 80+는 WH의 AP600과 마찬가지로 1998에 NRC의 FDA(Final Design Acceptance)를 취득하였다. Nuplex 80+는 EPRI ALWR의 URD를 준수하여 설계되었다. Nuplex 80+의 기본 개념은 신뢰성 있고 간단하며 최신의 기술들을 활용하는 것이다. 이는 계측제어기술의 경우 빠르게 변화되고 있는 신기술 등을 도입하므로써 시스템 전체의 안전성 및 다른 발전소와의 경제성을 향상시키는 것이다.

나. Nuplex 80+계측제어 계통

(1) 계측제어 계통의 설계개념

NUPLEX 80+는 전 발전소 차원의 종합적인 계측제어체제 구축을 통해 발전소의 가동율을 향상시키고 안전성을 개선하는데 주목적을 두고 설계개념을 다음과 같이 설정하고 있다.

- ■ 계측제어와 관련된 현존의 규제요건과 설계요건을 만족
  - Post TMI 조치계획 만족
  - 인간공학적 요소 배려
  - 화재방호 및 사보타지 대책 마련
  - 확인 및 검증 요건 만족
  - PRA(Probability Risk Assessment)
- ■ 발전소 안전성 향상

- 자동시험 기능을 갖는 디지털 보호계통 채택
- 4-train의 ESFAS 채택
- MMI 설계향상(CSF Monitoring, 동적 우선순위화를 이용한 경보감소)

■ 발전소 가용성 향상
- 고장허용 제어계통 채택
- Pre-trip Control Action 개념 채택
- 출력에 따른 보호계통 제한치 설정
- MMI 향상

■ 발전소 건설 및 운영비 절감
- 케이블 비용 감소에 따른 건설비용 감소
- 설계 및 건설공기 단축
- 운영 및 유지보수 비용 감소

■ EPRI URD 10장의 설계요건 만족
- 케이블 비용 감소에 따른 건설비용 감소
- 소프트웨어 기반의 설계를 통한 수정성 및 확장성 용이
- 표준화된 하드웨어 채택으로 유지보수 간편

(2) 계측제어의 시스템 특징

NUPLEX 80+는 신뢰성, 안전성 및 가격 경쟁력을 향상시키기 위해 빠르게 변화하는 신기술을 적용하고 있다. 또한 신형 제어실은 현재 상업화된 기술을 통합하여 사용하고 기존의 아날로그식 주제어실에서 디지털화된 주제어실로 자연스럽게 옮겨갈 수 있도록 한 하이브리드 형태의 제어실을 설계하였다. 또한 계측제어 계통 구성을 용이하게 하기 위해 사용하기 간단한 Programmable Logic Controller, 분산시스템 구조, 슈퍼미니 컴퓨터, 광통신 기술, 및 sensitive plasma 등과 같은 첨단 MMI 기기, 신호검증 기법을 도입하였다. 계측제어의 주요계통은 크게 Control Center Panels, Data Processing System, Discrete Indicate and Alarm System(DIAS), Component Control System(CCS), Plant Protection System(PPS), Power Control System(PCS) 등으로 나누어진다. 디지털 보호계통 및 기기제어계통에는 현장 사용이 입증된 off-the-shelf 방식의 PLC를 사용하였으며 기기 제어계통의 각 채널 내부의 segments는 다중의 고속 LAN으로 연결하였다. 또한 이산표시 및 경보시스템은 컴퓨터로 처리하여 그래픽 표시장치에 표시하였다. 그림 3은 Nuplex 80+ 계측제어 시스템의 구조를 나타내고 있다. 이 그림에서 보는바와 같이 계측제어계통은 CCS, DPS, PCS 및 DIAS 등 운전을 효율적으로 지원할 수 있는 구조로 구성되어 있다. 그림 4는 Nuplex 80+의 주 제어실 구성도이다. Nuplex 80+의 주제어실은 고온대기에서부터 전출력까지 1명의 운전원에 의해 운전되도록 설계되었다. 주제어실의 최대 가용인원 설계근거는 정상운전 또는 비상사태시 전 운전요원에게 적당한 작업반경을 제공하도록 하였다. 또한 Nuplex 80+는 방문객등 정상운전이나 비상사태시 최소인원이외의 사람

이 운전반경에 접근하는 것을 최소화하도록 하였다. 이 특징은 운전원의 주의가 산만해지는 것을 방지하며, 사보타지 가능성을 최소화한다. Nuplex 80+에는 Technical Support Center(TSC), Emergency Operations Facility(EOF)등도 포함된다.

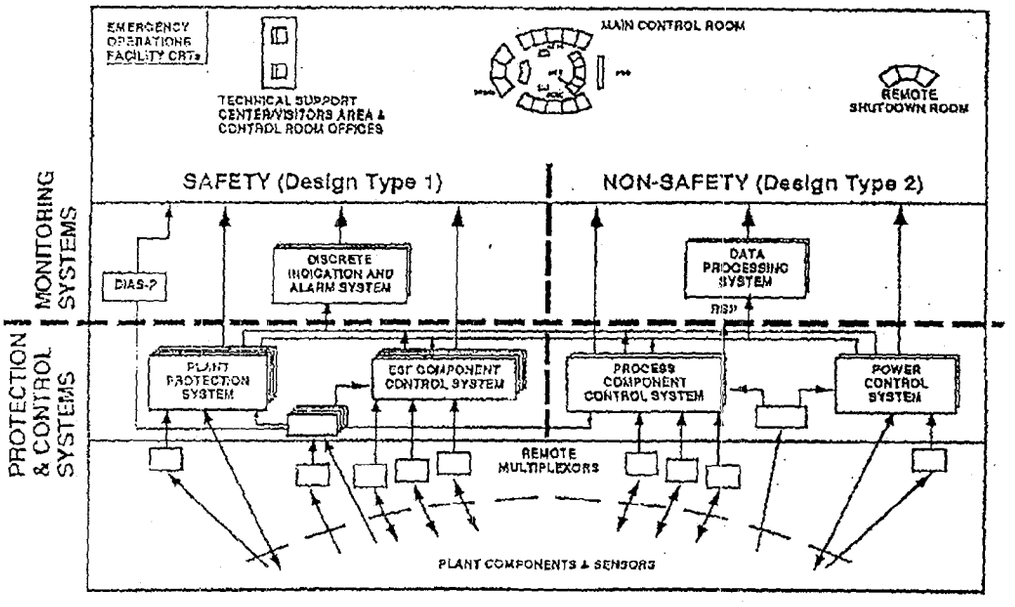

그림 3. Nuplex 80+ 계측제어 시스템의 구조

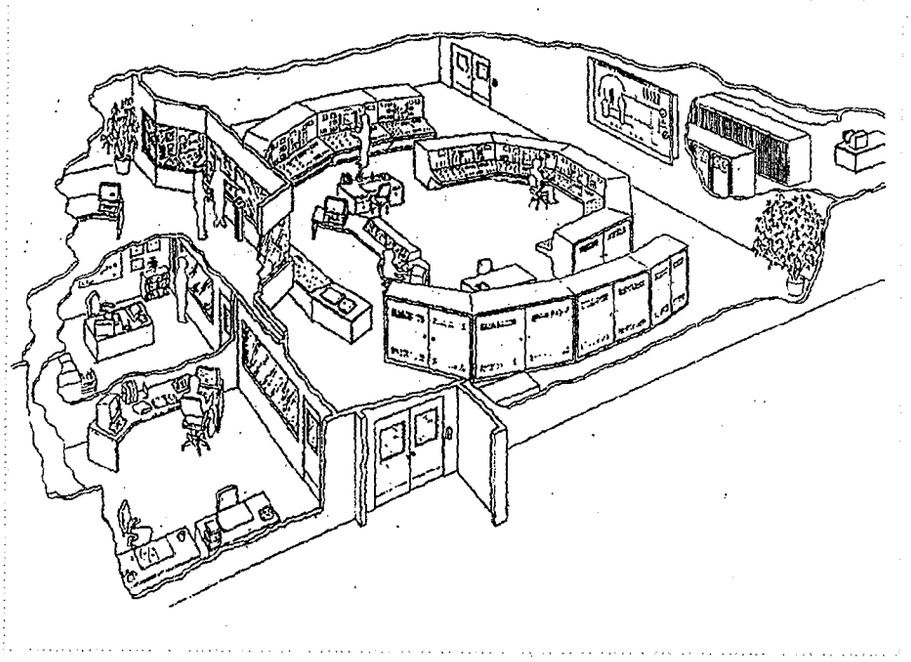

그림 4. Nuplex 80+의 주제어실

다. 개발상태 및 향후계획

Nuplex 80+의 개발은 1995년에 완료된 상태이며, 향후계획은 WH와 마찬가지로 노후화된 원자력 발전소 7 - 8 곳을 대상으로 pilot 발전소에 대한 NRC 프로그램에 참여하여 미국내 노후화 발전소 및 신규 발전소에 대한 시장 확보에 주력하고 있다.

3. 캐나다의 CANDU

가. 배경 및 역사

(1) 제어계통

캐나다에서는 상업용 CANDU(CANada Deuterium Uranium)형 원자력 발전소라 불릴 수 있는 Ontario의 Pickering 1호기부터 컴퓨터를 적용하여 원자력 발전소를 제어하기 시작하였다[3-7]. 그림 5에서 보는 바와 같이 DCC(Digital Control Computer)를 사용하여 플랜트의 제어를 수행하도록 설계한 것이다. 이 제어시스템은 제어기능을 처리하는 알고리즘과 신호처리는 이중 구조의 제어컴퓨터로 수행하고 그것의 출력은 relay switching logic을 이용하여 밸브를 구동하거나 모터를 작동시켰다. 또한 이 대형 X,Y 컴퓨터 구조는 일찍이 video display를 사용하여 전통적인 패널에서 제공하는 것보다 다양한 정보를 제공할 수 있도록 하였다. Darlington Plant는 출력부를 담당하는 relay switching logic을 μ-processor를 장착한 OH-180 PLC를 채택하여 컴퓨터화하였다. AECL은 날로 발전되는 첨단계측제어기술을 CANDU에 적용하기 위한 연구를 계속하여 차세대 발전소인 CANDU-3형 발전소에 적용될 DCS(Distributed Control System)을 개발하였는데, 이것은 제어 LAN을 사용하여 신호전달체계를 Network화하고, 각 control function까지도 분산시킨 것이 특징이다. 그러나 CANDU-3의 개발이 중단됨에 따라 위와 같은 혁신적인 Network Based DCS의 개발은 CANDU-9에 적용하기 위한 좀더 현실적인 구조로 바뀌게 되었다[3-6].

(2) 보호계통

맨 처음 설계된 CANDU 보호계통[1]은 완전한 아날로그 시스템이다. 즉 센서 신호처리부, trip-point logic, 비교기, 상태정보표시채널 등에 모두 고전적 analog 방법을 채택하였고, 1977년에 운전되기 시작한 Bruce Plant부터는 trip기능에 관계없는 monitoring 기능을 computer display와 printer등을 부가하여 기록 및 점검기능을 개선하였다. 이것이 2단계 개선이 되며, 이때의 control panel은 기존형태 그대로 존재하고 computer monitoring기능만을 부가한 시스템이 되었다. PDC(Programmable Digital Comparator)를 이용하는 3단계의 개선은 CANDU의 표준 모델인 CANDU-6에 장착되기 시작하였으며 이러한 개선으로 기존 system의 고장률에 비하여 고장빈도가 현격히 줄게 되었다. Wolsong 1, Gentilly 2, Pt. Lepreau등의 CANDU-6발전소에서 한 번도 unsafe failure가 일어나지 않은 것을 예로 들 수 있다. 4단계의 보호계통개선은 Darlington Plant에서 이루어졌다. 이것은 setpoint 설정논리, 비교기뿐만 아

니라, CANDU6에서 사용되는 재래식 제어패널도 컴퓨터 CRT및 키보드로 전환하여 완전한 디지털화를 이루었고 모든 기능을 컴퓨터화하였다. 안전계통의 컴퓨터화를 실현하는데 있어서 AECL은 S/W의 V&V에 관해 많은 경험과 교훈을 배우게 되었다. 앞으로 이 디지털 보호계통은 Darlington의 경험을 바탕으로 세워진 기준과 원칙에 의해 Darlington SDS1, SDS2가 기본모델이 되어 계속적으로 후속기에 적용될 것이다. 그림 6은 각 단계별로 원전정지계통의 변화된 과정을 그린 것이다.

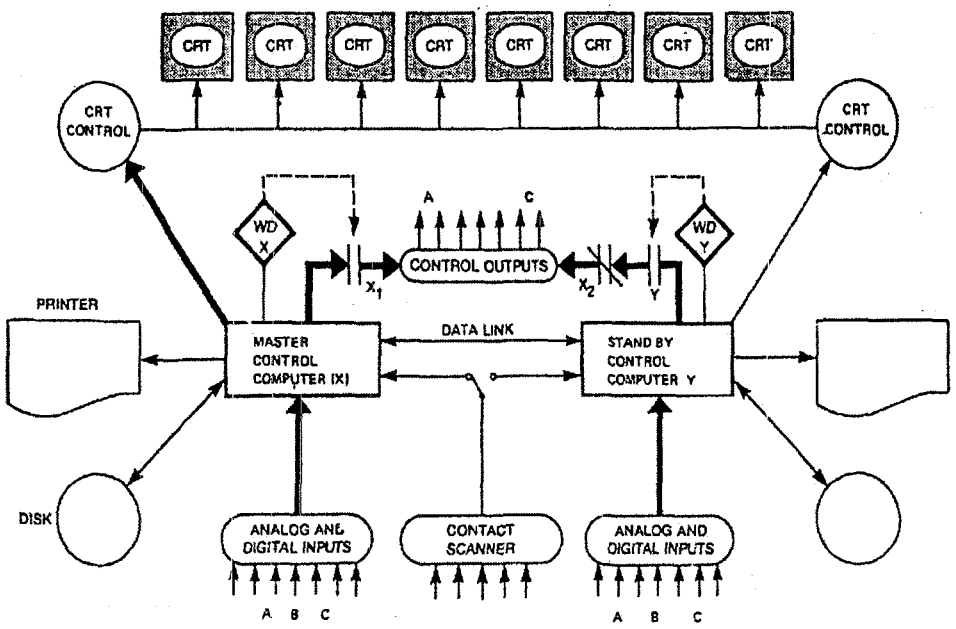

그림 5. CANDU 제어계통 구조

(3) 제어실

CANDU의 Human Machine Interface는 세 단계를 거쳐서 발전하여 왔고 4세대 주제어실은 AECL/Ontario Hydro에서 연구 개발중이다. 각 세대별 주제어실 및 인간 연계계통의 특징은 다음과 같다.

■ 1세대

제어반이 모두 Hand-switches, indicator lights, strip charts, recorders, annunciator windows 등의 고정된 기기들로 구성되고 인적요소 고려는 설계자에 따라 바뀌기 쉬운 직관적인 상식을 바탕으로 하는 설계이다.

■ 2세대

주제어반에 비디오 디스플레이와 키보드가 공급되고, 컴퓨터에 의한 정보처리와 정보표시가 이루어진다. 인적요소는 인간공학 (ergonomics) 과 인체측정학 (anthropometry) 기준을 적용하였다. 이러한 인적요소 고려는 제어반의 배열과 조작반의 위치선정에 주로 적용되었다.

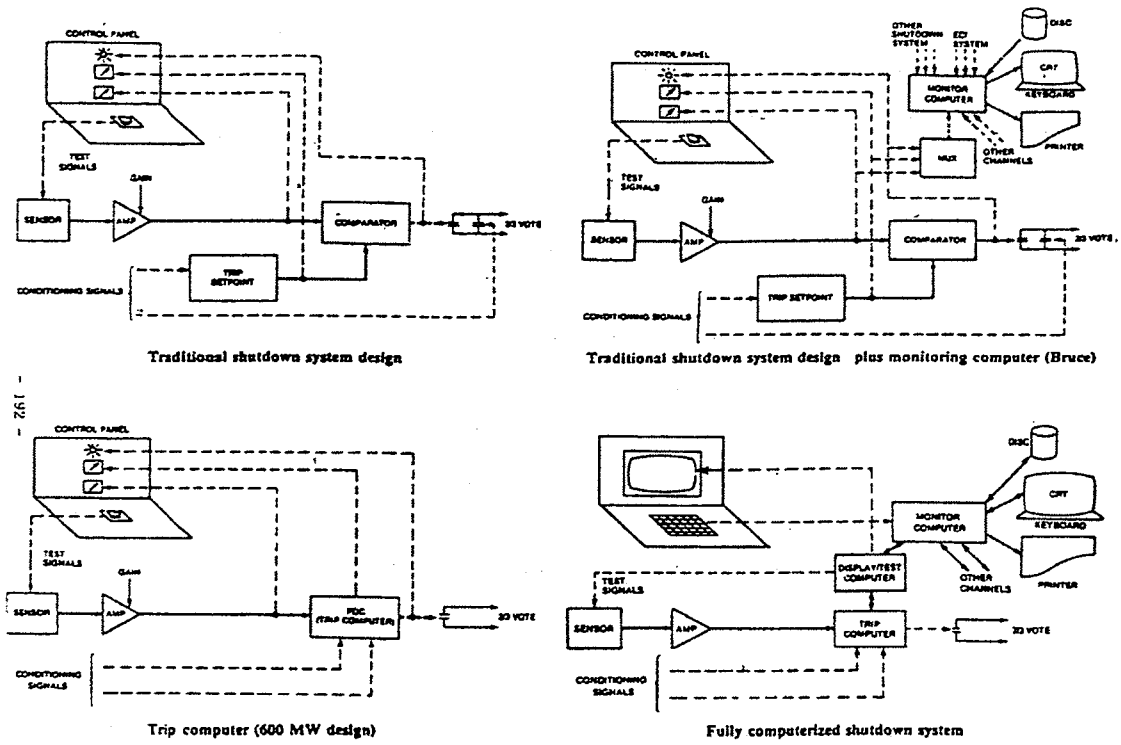

그림 6. CANDU형 원자로 정지 계통의 변화 과정

■ 3세대

비디오 디스플레이가 운전원에게 제공되는 정보제공수단의 1차적인 역할을 하게 되고 그에 따른 표시형태도 선택의 편의를 위해 계층적으로 구성되었으며, 경보처리 기능이 운전원의 경보분석을 용이하도록 개선을 이루었다. CANDU-6에 적용된 주제어실이 3세대로 볼 수 있다.

■ 4세대

90년대의 컴퓨터, 전자공학, 통신기술을 최대한 이용하여 최고의 성능과 가격의 향상을 가져오는 차세대 주제어실이다.

2세대 주제어실은 1970년대에 설계되고 운전된 CANDU 원전에 적용되었고, 3세대의 주제어실은 월성발전소와 같은 CANDU-600의 것이며, 4세대는 미래형 CANDU 원전에 적용될 것으로 보인다. 30여 년 동안 CANDU는 Human Machine Interface 에서 많은 발전을 하였으며, 계속적인 개발과정을 통해 더욱 향상된 Human Machine Interface가 될 것이다.

나. CANDU 계측제어 시스템의 특징

앞에서 언급한 바와 같이 CANDU는 상업운전시작부터 자동화된 계측제어계통 [3-5]을 채용하였고, 보호계통의 경우 점진적 개선과 함께 Darlington에서 완전 디지털화한 시스템이 채택되었다. 본 절에서는 주로 표준형 600MWe를 기준으로 CANDU

I&C의 특징을 기술한다.

(1) 컴퓨터화된 주제어실

주제어실은 각 계통 별로 주제어 패널이 설치되어 있고 더불어 2대의 line printer와 컴퓨터에 연결된 CRT 등이 있다. 이러한 CRT와 키보드 장치들은 운전원 패널(주제어반)의 복잡성을 경감하여 주며, 정보의 접근을 쉽게 하고 있다. CRT의 위치와 크기, 정보표시방법, 투시거리 등이 종합적으로 검토와 분석이 이루어져서 설계되었다. 필수 제어반은 SCA(Secondary Control Area)에도 존재하는데 이것은 MCR의 사용이 불가능할 때 사용하기 위한 것이다. SCA에는 원자로를 정지, 냉각시키고 상태를 감시할 수 있는 충분한 계측신호와 정보들이 공급된다. SCA와 주제어실간의 신호선들은 공통모드고장방지를 위해 물리적으로 격리되어 있다. 현재의 CANDU형 원전의 특징을 요약하면 고전적인 아날로그형 지시계 등과 컴퓨터 CRT를 적절히 혼합하여 구성한 혼합형 주제어실이라 할 수 있다. 그러나 미래형 CANDU에는 인간공학적인 설계와 컴퓨터 디스플레이 장치들을 더 활용하는 운전원 중심의 중앙제어실을 설계하기 위한 연구가 수행되고 있다. 미래형 중수로 주제어실은 컴퓨터 디스플레이의 단점인 터널(tunnel)효과를 Large Overview Display를 이용하여 보완하려는 것이 주요 특징 중의 하나이다.

(2) 계측제어 계통

CANDU 발전소에서 컴퓨터는 모든 주요 monitoring 기능과 제어기능을 수행한다. 그림 5는 이중구조의 DCC(Digital Computer Control) System을 개략적으로 그린 것이다. 어떤 상황에서 Master X Computer가 비동작하면 곧바로 Standby Computer가 이어받아서 모든 기능을 처리한다. 각 컴퓨터는 단독으로 플랜트를 충분히 제어할 수 있으며, 이러한 능력은 여러 측면에서 유리하다. 하나의 컴퓨터가 고장이 나도 다른 컴퓨터가 기능을 넘겨받아서 제어기능을 계속 수행하게 된다. 이 제어 컴퓨터들은 CRT화면뿐만 아니라 프린터에 Sequence Of Events(SOE)를 기록한다. 경보(Alarm)들은 중앙의 두개의 경보 전용 CRT에 표시된다. 전통적인 패널 지시계들의 수량을 줄이기 위해서 Bar Chart, Trend Curve, Status Display 등의 많은 정보들을 CRT로 표현한다.

(가) 주요 제어 기능

DCC의 주요 제어모듈 들은 플랜트의 여러 파라미터들을 읽어서 계산 및 처리를 하여 적절한 출력형태로 내보낸다. 다음의 제어 기능 중에서 Turbine Run Up은 DDC-X에, Fuel Handling Control 모듈은 DDC-Y에서만 수행되고, 나머지는 두개의 컴퓨터에 똑같이 설치되어 독립적으로 운전되어 한 쪽 컴퓨터의 오동작 등에 의해 영향을 받지 않는다.

- Reactor Setback Monitor

- Reactor Regulating System
- Boiler Pressure Control
- Unit Power Regulation
- Boiler Level Control
- Primary Heat Transport Pressure and Inventory Control
- Moderator Temperature Control
- Flux Mapping
- Automatic Turbine Run Up
- Fuel Handling Control System

(나) 정보 표시 기능

DCC 컴퓨터는 다음과 같은 형태의 디스플레이 화면을 제공한다.

- Bar Charts
- Graphical Trends
- Parameter Status Displays
- Schematic Diagram
- 기타

(다) 경보 표시 기능

DDC-X 혹은 DDC-Y중 한 컴퓨터만이 어느 한 시점에서 경보처리를 담당한다. 보통 Plant 제어를 담당하고 있는 컴퓨터가 경보표시 및 처리도 담당한다. 경보담당 컴퓨터와 비담당 컴퓨터의 차이는 같은 일을 모두 똑같이 수행하되 담당 컴퓨터에 의해 경보전용 CRT와 경보음향이 제어된다.

(3) 원자로 보호 계통

상업용 CANDU 원자로는 두개의 Shutdown System을 가지고 있다. 이 두 개의 원자로 정지 계통은 물리적, 기능적으로 독립되어 있다. 한 개는 제어봉을 낙하하여 원자로를 정지시키며, 다른 하나는 고압의 중성자 흡수 화학물질을 주입하여 미임계를 달성한다. 이 원자로 정지 계통은 다음과 같은 4단계로 변천하여 왔다.

① Shutdown System without Computers
② Design with Computerized Monitoring(Bruce)
③ Computerization of Selected Trip Functions(CANDU-6)
④ Fully Computerized Shutdown System(Darlington, CANDU-9)

완전 컴퓨터화된 SDS는 그림 6에서와 같이 Trip Logic부, Display, Testing, Monitoring등의 기능들이 모두 컴퓨터에 의해서 작동된다.

다. 계측 제어계통 관련 연구 개발

최근의 계측제어 관련 연구 개발은 차세대형 즉 CANDU-9 및 이후의 미래형에 적용하거나 기타 사안별 개선 항목을 발굴 연구를 수행하고 있다. 현재의 제어계통인 DCS(distributed Control System), 정보표시계통인 PDS(Plant Display System)을 집중 개발하고 있으며, 기 개발된 CAMLS(Computerized Annunciation Message List System)의 성능을 보완하여 CANDU-9에 적용하려 하고 있다. 이 밖에 운전절차서의 전자화, 기기 혹은 공정의 상태 감시 시스템 개발, 설계 및 엔지니어링 도구 개발, Noise Analysis등을 이용하는 진단 시스템 개발 등의 연구를 수행하고 있으며, 관심을 끄는 것은 최신의 컴퓨터 기술과 인간공학적 개념을 조화시켜 발전소의 중앙제어실 관련 설계와 연구를 집중적으로 하는 것이 흥미롭다.

그림 7은 CANDU-9의 계측제어 계통이다. 기존의 DCC의 제어기능은 DCS의 각 모듈로 분산되고, 중앙제어실의 정보표시를 담당하는 Plant Display System(PDS)이 대부분의 Plant 정보 및 경보를 표시한다. 경보는 개발된 CAMLS(Computer Annunciation Message Listing System)에 의해 처리되고 경보 전용 CRT로 표시한다. Safety 계통 또한 두 그룹으로 구분하여 diversity를 확보 공통모드 고장 위협을 제거하여 안전성을 높이고 있다. 그림7에서와 같이 PWR의 Remote Shutdown Panel에 해당하는 Secondary Control Room은 철저하게 Group 2의 센서와 Actuator로만 연결 된 것이 특징이다. 이렇게 되면 Secondary Control Room에서는 SDS1을 작동시킬 수는 없고, SDS2만 작동시킬 수 있다.

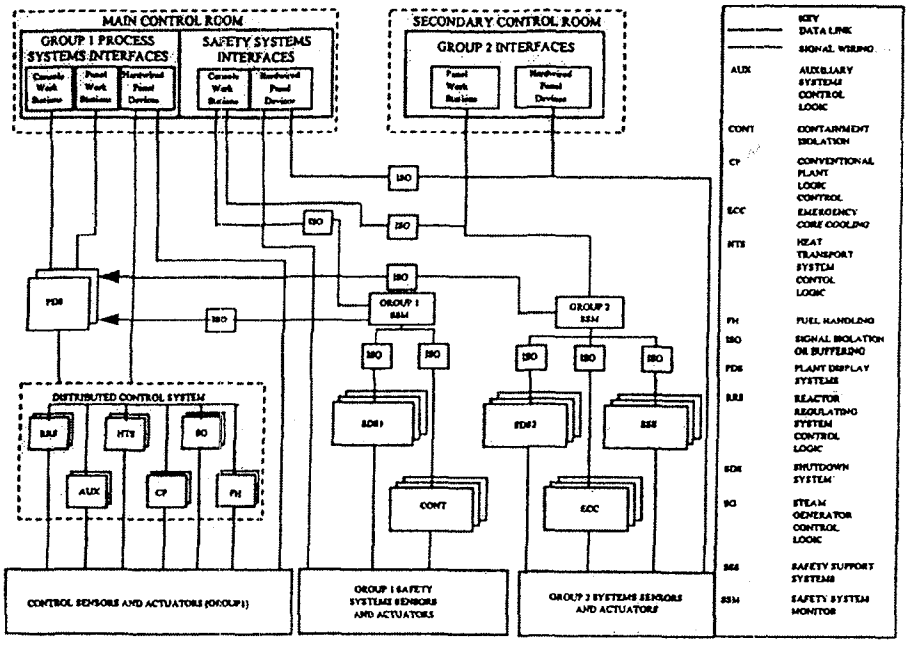

그림 7. CANDU-9 I&C 구조

4. 일본

가. 원전운전 및 개발 현황

현재 일본은 23기의 가압경수로형(PWR), 28기의 BWR(2기의 ABWR을 포함), 1995년 12월의 나트륨 누출사고로 운전정지중인 1기의 Monju 고속증식로(FBR), 1기의 프로토타입 Fugen ATR을 포함하여 총 53기의 원전이 가동 중에 있으며, 4기의 원전이 현재 건설 중에 있다. 몬쥬 사고뿐만 아니라 1999년 9월에는 이바라기현 도카이무라의 핵연료가공업체인 JCO사의 도카이 사업소에서 임계사고가 발생하여 현재 전국적으로 원자력을 둘러싼 사회 분위기가 악화되어 있는 실정이다. 현재 일본에서 개발되었거나 개발중인 노형은 대략 다음과 같다.

① APWR(개량형 가압경수로)

APWR의 개발에는 1982년부터 1987년까지 일본의 5개 전력회사와 Mitsubishi 중공업 및 미국의 Westinghouse사가 참여하였으며, 현재 개발을 완료하고 적용을 준비중이다. APWR에 적용하기 위한 계측제어계통의 특징은 제4세대 주제어실(ACR: Advanced Control Room)과 디지털 보호계통, 강화된 정보처리 및 운전지원기능 등으로 요약할 수 있다.

② ABWR(신형 비등경수로: Advanced Boiling Water Reactor)

ABWR은 용량 1300MW급으로 Hitachi사와 Toshiba가 미국 GE사와 공동으로 개발하였으며, 최초의 ABWR은 Kashiwazaki 6호기와 7호기로 1996년과 1997년에 상업운전을 개시하였다. 1997년 5월에 미국 NRC의 최종 설계 승인을 받았다. 주요 특징은 개량 설계, 고효율, 저 방사능, 단순 설계 및 운전성 향상에 있다.

③ Next Generation PWR

일본의 Mitsubishi 중공업, Westinghouse사 및 5개의 전력회사(Hokkaido, Kansai, Shikoku, Kyushu, Japan Atomic Power)들이 APWR을 대체하기 위해 차세대(Next Generation) PWR 개발을 하고 있다. 차세대 PWR의 개발 일정은 97년까지 설계 목표 완성, 2000년경에 시스템 구성, 플랜트 개념을 구축하는 것으로 되어 있다. 그 후 요소기술 개발, 시스템 기술 개발을 진행하면서 2005년경까지 플랜트 기본 방법을 확립하기로 되어 있다. 차세대 PWR은 2010년 이후 건설 예정으로 있으며 1500 MWe급(현행 최대 1300 MWe), 설비 이용율 90% 이상 (현행 최대 80%), 운전 사이클 24개월(현행 최대 13개월) 등을 목표로 하고 있다. 이 노형은 주요 사고시의 대책에 대해서는 설계 단계에서 검토하고, 건설 단가를 ABWR, APWR보다 대폭 절감할 것을 제안, 안전성과 경제성을 더욱 향상시키려는데 목표를 두고 있다.

④ Next Generation BWR

IER(Improved Evolutionary Reactor)라고 부르는 차세대 BWR은 1990년부터 개발에 착수되어 ABWR의 개량형으로 1500 MWe에 대한 개념 설계가 완료됐다. 1996년부터 설계개념에 대한 최적화 연구가 진행중이다.

나. 노형별 계측제어계통 특징

(1) Ohi-3,4호기

1991년 10월부터 상업 운전을 시작한 Ohi-3,4호기는 MITI(Ministry of International Trade and Industry) 프로그램의 일환으로 Kansai 전력과 Mitsubishi 그룹이 공동으로 개발하였다. 이 시스템은 안전관련 계통을 제외한 모든 시스템에 디지털 기술을 적용하였으며 광 네트워크 전송기술 및 제 3세대 주제어실 설계개념을 채택하였다.

■ 주제어실

Ohi-3,4호기 주제어실은 1개의 주제어반과 2개의 보조제어반으로 구성되어 있다. 주제어반은 고온정지상태에서 정상 출력운전, 부하추종운전 및 과도상태시 운전이 가능하다. 보조제어반은 주제어반 좌우에 설치되어 비상노심냉각(ECCS)이 필요한 운전, 유지보수 작업시 필요한 운전, 그리고 기동 및 정지운전을 담당하고 있다.

운전원 부하를 줄이기 위해 원자로 기동 및 정지운전, 부하추종운전 및 출력제어 운전이 자동화되었으며, 각 자동운전 모드에서 운전원이 기기의 동작상태를 쉽게 파악할 수 있도록 제어되는 기기의 운전상태 및 발전소 상태가 디스플레이 되도록 되어 있다.

운전원에게 표시되는 모든 정보는 plant, system 및 equipment level information의 세 가지 계층으로 구분되어 CRT에 표시된다. 발전소 상태를 나타내는 중요한 정보는 상황 발생 시 신속하게 자동으로 CRT에 표시된다. 경보는 중요도에 따라 우선순위가 변하도록 하였으며, 처리된 경보신호는 LDP(Large Display Panel)에 표시하고 발생한 경보와 관련된 그래프 및 변수를 CRT 및 FDP(Flat Display Panel)에 자동으로 디스플레이 하도록 되어 있다. 또한 운전원은 공간적 인지력을 갖는 window type annunciator를 선호하므로 이를 고려하여 경보표시의 주요 수단으로 기존의 annunciator를 그대로 사용하였으며 경보창이 우선순위에 따라 적색, 황색 및 녹색으로 변화되도록 설계하였다.

■ 계측제어계통

Ohi-3,4호기 계측제어계통은 station level, unit level, system level 및 local level로 구성되어 있으며, 각 level은 station bus, unit bus, 2개의 intermediate bus 및 group bus로서 연결되어 있다. station bus와 intermediate bus는 외부 노이즈를 제거하기 위해 광통신을 사용하며, unit bus와 intermediate bus는 동축케이블을 사용한다.

모든 제어시스템은 이중화되어 있고, 주기기에 단일고장이 발생했을 때 자가진단(self-diagnostic) 기능에 의해 기기의 기능이 보조기기로 자동 전환되도록 되어 있다. 이중화된 기기에 공통모드고장이 발생하면 이전의 운전상태를 유지하며 수동 운전모드로 자동전환 되도록 설계되어 있다.

보호계통은 신뢰성 제고 및 유지보수를 위해 4 channel, 4 train으로 구성되어

2-out-of-4 로직으로 동작된다. 주기적인 기능 시험 시 발생하는 인적오류를 줄이고 테스트 시간을 단축하기 위해 자동테스트 기능을 도입하였으며, 테스트 시 동시에 두 채널이 우회(bypass)되는 것을 방지하기 위해 automatic bypass management function을 구축하였다 [13].

(2) APWR

Ohi 3, 4호기 이후 2000년대에 일본의 APWR에 적용하기 위한 계측제어시스템의 특징은 제4세대 주제어실(ACR: Advanced Control Room)과 디지털 보호계통, 강화된 정보처리 및 운전지원 기능으로 요약할 수 있다.

■ 주제어실

ACR은 안전관련 일부 계통을 제외한 모든 계통에 Touch-screen CRT 및 FDP를 사용하였다. 그러므로 ACR은 정상출력 운전중 운전원이 Compact Console에 앉아서 CRT 및 FDP를 통해 발전소의 상태를 감시하고 제어할 수 있으므로, 운전원의 육체적, 정신적 부담 및 인적 오류를 감소시킬 수 있다.

표시화면은 운전원의 사고과정(Thinking Process)과 일치하도록, 또한 필요한 화면을 적시에 쉽게 볼 수 있도록 계층적 구조로 설계되었다. 주제어실은 Operator Console, Supervisor Console 및 Large Display Panel로 구성되어 있다.[13].

APWR에서는 향후 원전의 수가 증가되므로 일일 부하추종운전 및 주파수 제어운전과 같은 다양한 운전모드가 요구된다. 또한 APWR에서는 운전원의 부담 감소, 인적오류 방지 및 운전여유도 확보 등을 위해 다음과 같은 기능을 개발하였다.

- automation of reactor power contorl in low power operation
- automation of auxiliary feed water flow control
- automation of failed S/G isolation task in SGTR accident

ACR은 사고시 과다한 정보유입 및 운전원의 실수를 방지하고 부담을 줄이기 위해, 컴퓨터를 사용하여 입력되는 데이터를 처리하는 정보처리기능을 강화하였으며, 그 결과 운전원의 역할은 어떤 문제점이 발생했을 때 정확한 조치가 취해 졌는지 확인만 하면 되는 Decision-Maker로서 한정되었다. 현재 개발된 정보처리시스템의 기능은 다음과 같다.

- Automatic Verification of Plant Status
- 기기의 동작전 상태검사

■ 계측제어계통

APWR은 원자로 제어 및 보호계통에 최신의 컴퓨터 및 디지털 신호처리기술을 사용한 분산제어시스템으로 설계되었다. APWR의 보호계통인 IPS(Integrated Protection System)는 MHI(Mitsubishi heavy Industry)에서 개발되었으며, 1991년에 Nuclear Power Engineering Test Center(NPETC)에서 프로토타입 테스트를 수행하

였다. 그림 8은 IPS의 구성을 나타낸다[21, 22]. Ohi 3,4호기 제어계통은 비안전 관련 계통에 마이크로프로세서 기술을 채택하였으나, 안전관련 계통은 solid state 회로로 구성되어 있다.

APWR의 보호계통은 단일고장 및 CMF(Common Mode Failure) 발생 시 그 기능이 상실되지 않도록 계통 설계 시 다중성(redundancy), 독립성(independence), 다양성(diversity) 및 fail safe 특성을 고려하여 설계하였다.

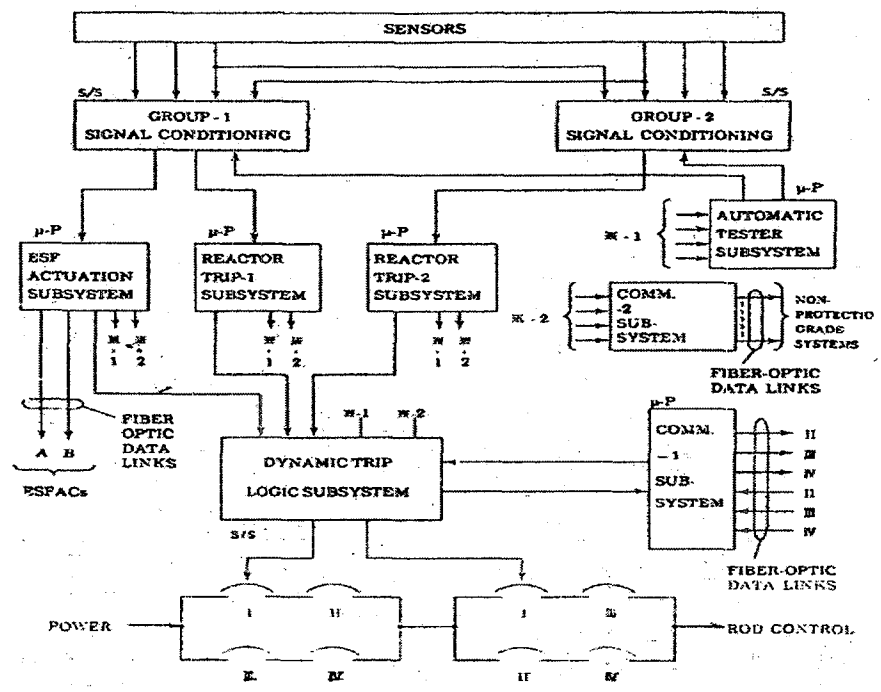

그림 8. IPS 구성

(3) ABWR

ABWR은 Toshiba, Hitachi 및 여러 전력회사들이 MITI 프로그램의 일환으로 공동 개발한 컴퓨터화된 계측제어계통을 채택하고 있으며, 그림 9는 ABWR의 I&C 개략도이다 [23,25]. ABWR은 발전소 제어 및 감시능력을 적용하였으며, Process Computer(Plant Computer System)와 Distributed Microprocessor-based Digital Controller로 구성되어 있다. Process Computer는 CRT 구동, 변수 기록, Overall Automation Manager 및 Core Performance 계산 등의 기능을 수행하며, 디지털제어기는 각 시스템의 제어를 담당한다.

■ 주제어실

ABWR의 주제어실은 CMCC(Compact Main Control Console)와 LDP로 구성되어 있으며, 감시기능을 지원하기 위해 음성방송시스템(Voice Annoncement System)을 설치하였다. 그림 10은 ABWR 주제어반을 나타내고 있다.

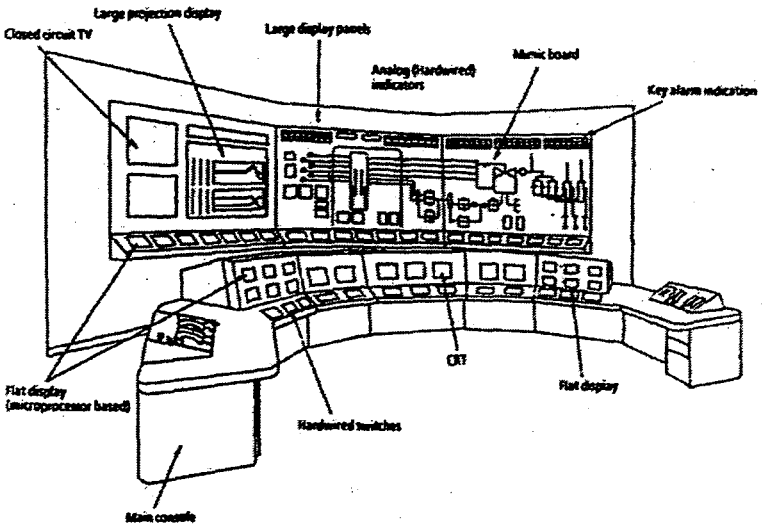

그림 9. ABWR 제어반

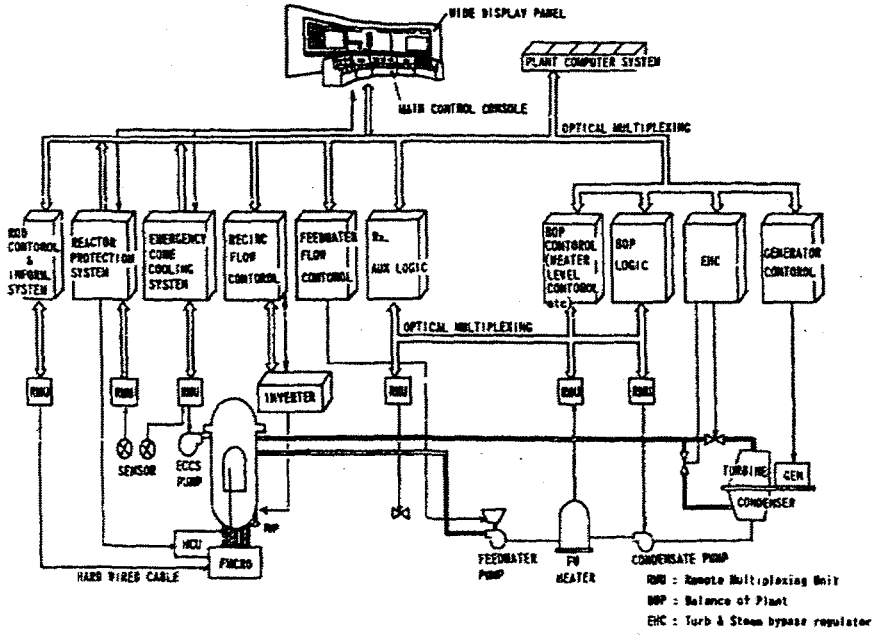

그림 10. ABWR 계측제어계통 전체 구성

① CMCC

- 운전원에게 감시 및 제어기능 제공
- 7개의 CRT에 200여개의 화면으로 발전소 상태를 표시
- 안전관련계통의 감시 및 제어에는 Touch-Screen FDP를 사용

- 운전원의 오동작 방지를 위해 Touch-Screen FDP로서 기기 및 운전모드를 선정하고 수동으로 푸시버튼 스위치를 누름으로써 제어기능을 수행
- 안전관련 계통의 수동조작을 위한 스위치 설치
- 경보:
  - Plant Level Alarm: 발전소 상태를 나타내는 주요 경보를 LDP의 Alarm Display Panel에 표시
  - System Level Alarm: 시스템의 비정상상태를 LDP의 Mimic Display Panel에 표시
  - Equipment Level Alarm: 기기의 상태 및 변수를 CRT와 FDP에 표시

② LDP:
- 발전소 전체적인 상황을 표시
- 교대감독자가 LDP 문자 및 심볼을 쉽게 파악 할 수 있도록 설계
- LDP는 Wide Screen, Mimic Display Panel, Alarm Panel로 구성
  - Wide Screen: 컴퓨터로 처리되며, 발전소의 전체 상황을 감시할 수 있도록 발전소의 개략적인 상태 및 주요변수 추이를 표시
  - Mimic Display Panel: 안전계통과 관련된 상태변수 CRT 고장시도 감시 할 수 있도록 Hard-wired 기기로 구성
  - Alarm Display Panel: 발전소의 비정상 상태를 신속히 파악할 수 있도록 주요 경보(원자로 트립, 원자로 수위상태 등)를 표시하며 Hard-wired 기기로 구성

■ 계측제어계통

ABWR의 계측제어시스템은 원전의 운전신뢰성을 높이기 위해 원자로 제어 및 보호계통에 디지털 및 광통신기술을 적용하였다. APWR의 디지털 보호계통인 SSLC (Safety System Logic Control) 시스템은 기존의 1/2 로직 대신에 2/4 로직을 사용하였으며 자가진단 및 고장채널의 자동 바이패스 기능을 추가하여 시스템의 신뢰성을 높였다.

SSLC는 분리된 4채널로 구성되었으며 현장 센서신호는 RMU(Remote Multiplexing Unit)에서 다중화된 각 채널별로 광선로를 통해 DTM(Digital Trip Module)에 전달된다. DTM에서는 센서 신호를 설정치와 비교하고, 이 비교신호를 각 채널의 TLU(Trip Logic Unit)로 보낸다. 원자로 보호계통의 TLU에서는 각 채널의 DTM에서 보낸 신호를 갖고 2/4 로직을 수행하여 2 채널 이상이 설정치를 넘어서면 구동장치로 원자로 불시정지 신호를 발생시킨다. 원자로 트립신호는 운전원의 수동조작에 의해서도 발생하며 이 신호는 공통모드고장을 방지하기 위해 SSLC에 포함되지 않는다.

공학적안전설비(ESF)는 원자로 보호계통과 같이 4개의 분리된 채널로 구성되며

RMU에서 다중화된 신호를 DTM에서 설정치와 비교한 후 이를 각 채널의 SLU(Safety Logic Unit)에 보낸다. SLU는 세 채널로 구성되며 4 채널의 DTM에서 받은 신호를 2/4 로직에 의해 구동신호를 발생시킨다. 이 구동신호는 RMU를 통해 ESF의 해당 기기를 구동한다. SLU의 단일 고장으로 잘못된 구동신호가 발생하지 않도록 각 채널별로 SLU가 이중화되어 있으며 이중화된 SLU는 2/4 로직에 의해 ESF 구동신호를 발생한다. 만약 1개의 SLU에 고장이 발생하면 이를 우회시키고, 한 개의 SLU로 1/1 로직으로 시스템을 운용한다 [23].

발전소 보호계통의 안전관련 주요변수는 LDP의 mimic display panel에 표시되고 세부적인 상태 정보 및 안전 관련 기기의 수동운전 상태는 FDP에 의해 감시된다.

5. 프랑스 EdF N4

가. 프랑스 원전의 개발 배경

프랑스는 원자력청(EdF)을 중심으로 원자력에 대한 연구개발이 수행되었다. 1950년부터 1960년 사이에 가스로를 중심으로 경수로(300 MWe, Chooz A1), 중수로(EL4) 그리고 고속증식로(250 MWe, Phenix) 등의 프로토타입 원전을 개발하였다. 1960년도 중반에는 가스로와 경수로의 노형 중 경수로 노형을 향후 개발 노형으로 확정하고 활발한 연구를 수행하였다. 1970년대 후반에 Fessenheim에 첫 번째 900MWe 원전이 상업운전에 들어갔고, 프랑스 정부는 원전기술자립화를 위해 원자력청을 중심으로 프랑스 고유의 표준 원전개발을 시작하였다. 표준화 사업의 목표는 안정성 향상, 건설공기 단축, 그리고 경비절감 등이었고, 수행전략은 각 sites들의 환경 또는 지형적 영향에 대한 고려, 전자 및 기기산업의 발전에 따른 원전 안전규제의 변화 그리고 표준화 수행 단계에서 얻어지는 know-how와 과거경험에 대한 반영, 최신의 I&C 기술 반영 등을 고려하여 시리즈별로 표준화를 추진한다는 계획을 수립하였다. 이 결과 현재 프랑스내에서 상업운전중이거나 건설중인 가압경수로 원전은 다음과 같다.

- 900 MWe : 34 units
  - 6 units : pre-series (two at Fessenheim, four at Bugey)
  - 18 units : first conractual programme (CP1 series)
  - 10 units : 2'nd programme (CP2 series)
- 1300 MWe : 20 units
  - 8 units : P4
  - 12 units : P'4
- 1500 MWe : 2 units (N4, two at Chooz B).

프랑스의 미래 원전에 대한 계획은 Civaux 및 Le Carnet에 각각 2기의 N4 series를 건설하고, 2000년대까지는 1500MWe series를 사용하지만 그 이후에는 전기

수요량, 산업체의 변화 그리고 핵연료 장전주기 및 관리와 발전소 운전에 영향을 미치는 새로운 기술의 개발방향에 따라 새롭게 추진한다는 것이다.

프랑스는 표준화 사업 수행시 참여할 업체의 수를 제한하였고, 참여업체의 업무분담을 명확하게 설정하였다. EdF는 종합엔지니어링을 담당하고, NSSS는 Framatome사, 터빈발전기는 Alsthome-Atlantique사가 전담해서 시스템설계 및 기기제작 그리고 설치 업무를 수행하도록 하였다. 또한, EdF는 엔지니어링 업무중 일부 특수한 분야나 전문화된 분야는 프랑스내의 소형 컨설팅회사들을 활용하였고, 상세설계 및 현장설계에 해당하는 상당부분은 기기공급자가 공급하도록 역할을 분담하였다.

프랑스는 공급자가 대부분의 현장설계와 기기설치까지를 공급단위로 정했다는 것이 미국방식과는 다른 점이었다. 또한, 설계가 유사한 발전소들을 연속적으로 발주함으로써 산업체는 작업장, 생산공장 그리고 생산설비, 시험시설, 연구개발, 자료처리 설비, 인력개발 등 투자에 대한 정책수립이 가능하도록 유도하였고, 구매나 제조, 검사 절차 등의 제반 여건이 안정화되도록 한 것이 가장 큰 특징이다.

나. N4 I&C 특성

프랑스 N4 series I&C는 플랜트 표준화를 통하여 축적된 기술, 상업운전중인 50개 이상의 원전 운전경험으로부터 얻은 know-how, 그리고 산업체의 디지털 기술에 대한 연구 결과를 종합한 완전한 디지털시스템으로 구성되어 있다. 1981년부터 연구되어 1995년경에 상업운전을 시작한 1500MWe급 N4는 지금까지의 운전경험과 축적된 기술을 바탕으로 다음과 같은 설계개념을 적용하였다.

- 장비들 사이의 데이터 통신은 네트워크를 통하여 이루어지도록 하고, 기기 표준화를 위해 모토롤라 16비트 마이크로프로세스 채택
- MMI(Man-Machine Interface)를 향상시키기 위해 컴퓨터 기반의 제어실을 설계하여 운전원에게 보여주는 정보량을 줄이고, 운전원이 정보 접근에 용이토록 하고, 운전원과 보수요원간에 정보교환이 용이하도록 설계
- 1300 MWe의 운전경험에서 얻은 지식을 최대로 반영하여 시스템 성능향상.

이러한 개념에 따라 개발된 N4는 다음과 같은 특징을 갖는다.

- 제어실은 대화식 제어와 데이터 처리를 제공하는 front-end 컴퓨터(KIC)에 의해 구동되는 화면기반의 작업공간으로 구성
- 모든 시스템에 대해 중복성(duplex)유지
- 제어실 컴퓨터시스템에 대한 backup으로 자동제어시스템의 하단부(레벨 1)과 하드와이어로 직접 연결된 대형정보화면과 종래의 제어판넬인 보조판넬(auxiliary)을 설치하여 제어실 컴퓨터시스템에 문제가 발생할 경우 이 패널을 통해 발전소를 안전정지로 유도하도록 설계
- 1300 MWe series에서 사용되던 디지털 보호계통의 성능을 향상시켜 보호계통으로 사용

- 네트워크를 사용하여 제어실과 제어시스템, 그리고 제어시스템간에 정보교환
- 로직제어 및 폐루프 제어시스템을 그룹핑하여 하나의 디지털 제어기로 구현.

비안전 계통의 폐루프제어와 로직제어를 수행하는 제어시스템은 초기에 CEGELEC사에서 개발한 P20 Controbloc을 사용하기로 계획하였으나 몇까지 문제점 때문에 Hartmann - Braun사에서 설계한 Contronic E(SCAT로 명명)로 변경되었다. 그리고 1300MWe에서 Controlbloc N20을 이용하여 처리되었던 Class 1E와 관련된 제어기능들이 1500MWe series에서는 CS3 (Engineered Safety Systems Control : Merlin-Gerin에서 개발) 시스템을 사용하여 제어를 수행하고 있다. 또 증기의 대기방출시스템의 제어 및 모니터링은 Class 1E로 분류하였고, Merlin-Gerin사에서 개발한 GCTA 시스템을 사용하고 있다.

(1) N4 I&C 구조

프랑스 원전은 일반적으로 동일한 I&C구조를 가지는데, 그 구조는 그림 11과 같이 대략 3개의 레벨로 구성된다. 레벨 0은 센서 및 구동기와 직접 연결되어 있고, 레벨 1은 NSSS 제어 및 보호 계통 그리고 터빈제어 등의 제어기능을 수행한다. 레벨 2는 제어실과 관련되어 MMI를 제공한다. N4의 I&C 구조는 위의 원칙을 준수하면서 설계개념을 만족시키기 위해 안전관련 시스템과 비안전 시스템사이에는 광 격리소자를 사용하여 전기적으로 격리하였다. N4 I&C 구조를 살펴보면 다음과 같다.

① 프로세스 인터페이스 레벨 : Level 0

이 레벨은 구동기, 센서, 전기변환기, 각종 스위치, 그리고 중성자 검출기 및 제어봉 위치 검출기 등 현장과 직접 연결된 레벨이다.

② 자동 실행 레벨 : Level 1

이 레벨에는 제어계통과 보호계통으로 구성된다. 이 레벨에서 제어실의 대형정보판넬과 보조판넬로 신호가 전송되고 제어실로부터 직접 안전 및 보호에 관련된 수동제어신호를 받는다. 이 레벨은 크게 두개의 부레벨로 분리된다. 먼저, 부레벨 1.1(sublevel 1.1)은 인터포징 로직시스템(ILS)으로 구성된다. 또한, 이 레벨에서는 프로세스 데이터 처리기능을 갖고 있어 다른 계통에게 신호를 배분하거나 필요할 경우 신호격리 및 필터링기능을 수행한다. 부레벨 1.2 (sublevel 1.2)는 제어를 직접 수행하는 레벨로 로직제어 및 폐루프 제어를 수행한다.

③ 통신 및 처리레벨 : Level 2

이 레벨은 크게 두 가지 기능을 수행한다. 첫 번째는 제어실과 레벨 1간에 데이

터를 교환한다. 이 레벨에서는 제어실에서 수행된 명령을 각 제어기로 전송하고, 하부에서 처리된 데이터를 제어실로 수집하는 기능을 수행한다. 이러한 데이터 수집 및 명령의 배분은 이중화된 LAN을 통해 수행된다. 두 번째는 데이터 처리기능으로 MMI를 향상시키기 위해 운전원에게 보여주는 정보를 보다 쉽고 적절하게 처리하는 기능과 플랜트에서 발생된 모든 데이터에 대해 logging, trending, recording 등을 수행한다. 이것은 다중의 컴퓨터를 통해 수행되도록 하여 신뢰도를 높이고 있다.

④ 제어실

제어실은 I&C 구조 중 최상층으로 컴퓨터 기반으로 설계되어 발전소의 정상 및 사고운전에 대해 안전하게 기능을 수행하도록 설계하였다. 모든 운전원 컴퓨터는 상호작용 가능한 CRT를 갖는다. 이외에 제어실에는 하드와이어로 레벨 1의 제어장비와 연결된 대형정보화면과 보조판넬이 있어 발전소의 전반적인 운전상황을 운전원에게 제공해 주고, 공통원인사고 대비 기능을 제공한다.

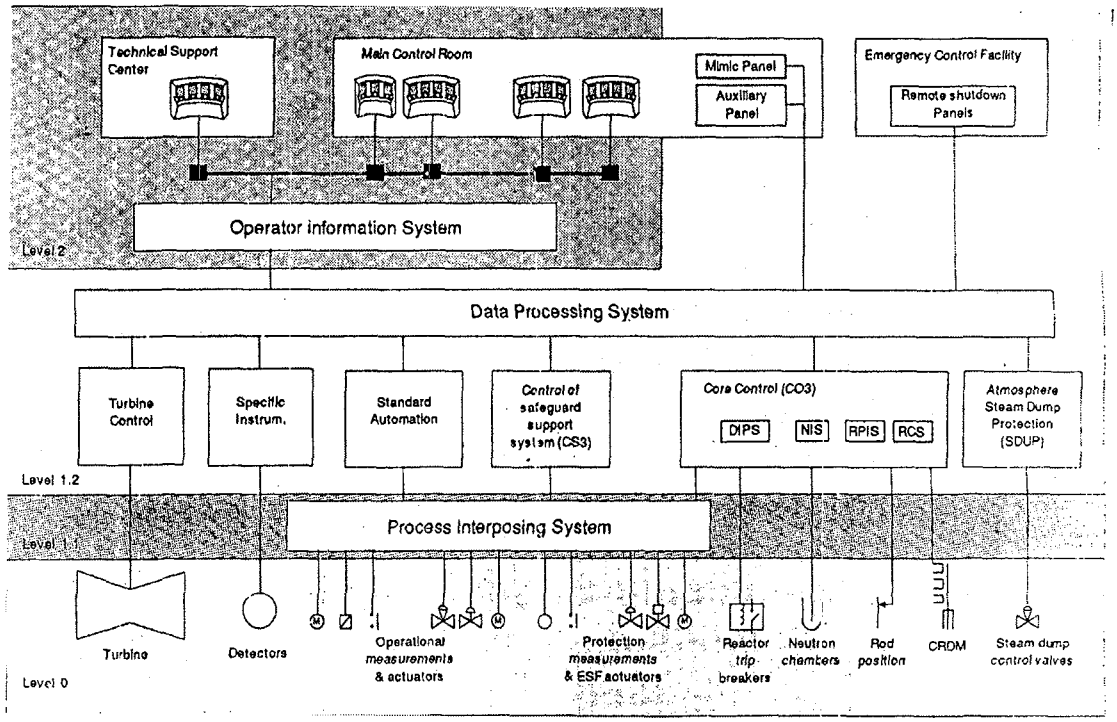

그림 11. N4 계측제어계통의 구조

(2) 디지털 보호계통(SPIN)

1970년대 중반 1300 MWe 발전소에 grid control을 할 수 있도록 하기 위해서는 운전여유도를 향상시킬 필요가 있기 때문에 디지털 보호계통을 개발하게 되었다. 개발된 디지털 보호계통은 보다 정교한 알고리즘을 가지고 있었는데, OP△T 채널은 DNBR과 linear power density 계산으로 대체되었다. 이들 알고리즘은 6-stage 노외

핵검출기, 제어봉 위치 센서, 그리고 기타 유체의 온도 또는 압력 전송기에서 보내진 신호를 이용하여 출력분포를 계산하는 방식을 사용하고 있다. 이런 알고리즘을 내장하고 있는 디지털 보호계통은 low-DNBR 또는 high-linear power density와 관련된 경보 한계치와 발전소정지신호의 결정이 보다 정교해져 운전여유도가 증가되었으며 grid control이 가능하게 되었다. 이외에 디지털기술을 적용함에 따라 와이어링 감소 등에 따른 경비감소, 높은 정확성, 주기적 테스트 및 다른 테스트기능 수행 등으로 운전용이 그리고 정보에 대한 이용율 증가 등 많은 장점을 가지게 되었다. 이런 디지털 보호계통은 1984년 Paluel 1호기를 시작으로 1992년까지 모든 1300MWe에 적용되었다.

1980년도 중반에는 1300MWe series에서 얻은 장점을 그대로 유지하면서 1500MWe N4에 적용할 새로운 디지털 보호계통에 대한 연구를 시작하여 1987년 연구초안이 만들어졌다. 이 연구는 3년간(이 기간 동안에 구조설계, 장비구성, 소프트웨어 작업등이 행해짐) 더 지속된 후 1990년 중반에 Merlin-Gerin 실험실에서 프로토타입이 만들어져 이 시스템에 대한 검증연구가 수행되었다. N4 디지털 보호계통의 특징은 다음과 같다.

- 2/4 로직을 사용하지만 간단한 구조로 설계
  - 4 보호 채널(protection channel) : DAPU
  - 2 output logic processing units : OLPU
  - 8 reactor trip breakers for full 2/4 trip logic
- 모토롤라 68000 16비트 마이크로프로세서 사용
  - 캐비넷 수 감소
  - 하이레벨 언어(C-언어) 사용
- 프로그램된 output logic unit사용으로 DAPU 케비넷 수 감소
- 동축케이블 또는 전기적 격리가 필요한 곳에는 광섬유를 이용한 LAN 사용
- 소프트웨어 개발용 도구(SAGA)를 이용하여 안전관련 소프트웨어 개발
  - 코딩 에러 및 설계 에러 감소
  - 소프트웨어의 검증용이
  - 고 품질의 문서 제공.
- 고장진단 기법 사용으로 신뢰도 향상

(3) 비안전 제어계통

N4의 비안전 제어시스템은 초기에 P20 Controbloc을 사용하기로 결정하고 Cegelec에서 개발했지만 1985년부터 1987년 사이에 실시된 시험 운전과정에서 다음과 같은 심각한 기술문제에 봉착하게 되었다.

- P20 Controbloc에 사용되는 소프트웨어가 너무 복잡하고, 구현시 작업량이 너무 많아 예정된 N4 공기내에 인허가 절차가 불가능하다고 판단됨
- 시스템이 너무 복잡하여 이 시스템이 Class 1E 기능에 적합할지 확신할 수

없음 (Controbloc이 일부 안전관련 제어도 수행할 수 있도록 규격이 정해져 있었음)
- 개발기간 동안 규격에 많은 변화가 있었기 때문에 개발 후 초기에 예상했던 기능이 수행될지 확신할 수 없음.

이런 결과로 인해 EdF는 1990년 12월 P20 Controbloc 개발을 중단하기로 결정하였다. 1991년 중반, EdF는 이 문제를 해결하기 위해 1300MWe (P'4 series)에서 사용되고 있던 I&C 시스템을 활용하여 그 해결책을 찾고자 6개월간 타당성 연구를 수행하였다. 그 결과 다음과 같이 I&C 기능을 변경하게 되었다.

- 1300MWe에서 1E 기능을 수행하는 SPIN은 다른 시스템과의 연계부분에 대해서만 수정하고 나머지는 그대로 사용
- 1300 MWe의 Controbloc N20에서 수행하고 있던 1E기능은 CS3에서 처리
- 증기발생기에서 나온 증기의 대기방출을 제어하고 모니터링하는 기능을 Class 1E로 분류하고, GCTA 시스템에서 처리
- 이외 다른 모든 비안전 제어기능은 산업체에서 사용되던 Contronic E (Hartmann- Braun사에서 설계)에서 수행

EdF가 N4에 적용하기로 결정한 Contronic E 시스템은 정보와 제어신호가 제어실에서 관리되는 중앙집중식 시스템이고, 다른 제어시스템과는 버스 네트웍을 사용하여 연결되어 있다.

(4) 데이터 처리 시스템

데이타 처리 시스템은 제어실과 제어레벨(level 1) 사이에서 요구되는 데이터를 처리하고, 디스플레이하는 시스템이다. 이 시스템의 주 기능은 다음과 같다.

- 4개의 운전원 스테이션(station) 관리
- 운전원 스테이션에서 수행되는 제어행위에 대한 처리
- 데이터 로깅, 사고 후 분석, 운전원 도움을 위한 데이타 처리기능 수행
- 제어레벨(level 1)과 전체 플랜트 컴퓨터(site computer 또는 off-site 시스템 등)간에 데이터 교환 기능 수행

이러한 기능을 효과적으로 수행하기 위해 N4는 다음과 같은 구조를 채택하였다.

① 레벨 1에는 다중성을 갖는 CFR(Front End Computer)을 설치하여 레벨 1과 레벨 2에 설치된 다중성의 LAN을 서로 연결하여 데이터 처리시스템의 명령을 전송하고, 레벨 1의 장비들로부터 계속적으로 데이터 취득

② 레벨 2의 LAN에는 아래와 같은 시스템이 연결되어 있다.

- 2개의 다중성을 갖는 프로세싱 컴퓨터(PC1, PC2)

  이 프로세싱 컴퓨터들은 실시간 control data bank로 동작하고, 반드시 필

요한 경우에 한해서만 데이터 처리를 수행한다.

- 한개의 레코딩 컴퓨터(RC)
  이 컴퓨터는 long-term recording, logbook, operator aid, daily balances 그리고 in-core mapping과 같은 유용하다고 판단된 데이타의 처리기능을 수행한다. 이 컴퓨터는 고기능의 디스크 메모리를 갖고 있다.
- Dialogues 및 images를 관리하는 5개의 OS(Operator Station) processor
- 제어실 및 기술정보실(technical information room)에 있는 프린터 등을 제어하는 하나의 PMC(Printer Management Computer)
- 소내(on-site) 관리시스템과 데이터 교환 및 관리에 사용되는 PSC (Peripheral System Computer)와 site 컴퓨터 수준에서 발생된 새로운 데이터를 로딩하는 RLC(Remote Loading Computer)

(5) 경보처리시스템

N4는 제어실내에 경보창을 따로 설치하지 않고 운전원 작업공간에 놓여진 4개의 CRT 스크린을 이용하여 경보를 표시하고 있다. 경보들은 4개의 색(빨강, 노랑, 녹색, 흰색)으로 그룹핑되어 있다. 운전원 응답시간에 따라 빨강색과 노랑색 그룹이 분류되는데, 우선순위 1인 빨강색 그룹은 운전원 응답이 5분과 10분 사이에 요구되는 경우이고, 우선순위 2인 노랑색 그룹은 적어도 10분이내에는 운전원 응답이 요구되지 않는 경보그룹이다. 만약 5분보다 더 빠른 응답을 요구하는 발전소 조건에서는 자동제어행위에 의해 응답되도록 설계되어 있다. 이와 같은 자동제어 행위는 흰색 경보그룹에 의해 표시되어져 운전원이 주의를 기울이도록 하고, 자동제어행위 결과가 발전소 상태(원전정지 및 공학적 설비계통 작동 등)를 변화시킬 경우는 녹색 경보그룹에 표시된다. 모든 그룹의 경보들은 발생한 시간순이 아닌 우선순위에 따라 표시되도록 설계되어 있고, 새로운 경보가 발생할 경우 화면에 flashing으로 디스플레이하고 동시에 소리를 제공하여 운전원이 주의를 기울이도록 설계되어 있다. 빨강색 경보는 좌상단 CRT 화면에 노랑색 경보는 좌하단 CRT 화면에 그리고 녹색 및 흰색경보는 우상단 화면에 표시되고 나머지 우하단 CRT는 운전원에 의해 선택된 빨강색 및 노랑색경보를 잠시 저장해 두는데 사용된다. 그리고 N4는 운전원이 경보 화면에서 cursor를 이용하여 어떤 경보를 선택하면 운전원 작업공간내의 그래픽화면에 소프트절차가 제공되어 운전원이 경보절차에 따라 제어행위를 수행할 수 있는 기능을 제공하고 있다.

(6) 제어실

EdF는 운전원에 의한 인적오류의 확률을 줄이기 위해 새로운 개념의 제어실을 개발하자는 결정을 내려 전 규모의 컴퓨터 기반 제어실을 채택하게 되었다. 이것은 운전원에게 발전소 정보를 그래픽으로 디스플레이하고, 다기능의 제어소자들을 이용하여 운전원이 신속하게 발전소 제어를 수행하도록 하는 기능을 제공하게 되었다. 그 결과 운전원 업무가 경감되었고, 운전원 인적오류에 대한 위험부담이 줄게 되었다.

N4의 제어실은 4개의 운전원 데스크가 설치되어 있고 이들은 다중성을 가지는 컴퓨터시스템과 연결되어 있다. 이들 4개의 운전원 데스크는 운전모드에 따라 특별한 구성을 가질 수 있다.

- 모드 1 : 감시 및 제어 데스크
- 모드 2 : 감시 및 chief supervisor dialogue desk
- 모드 3 : 감시 데스크.

첫 번째 및 두번째 운전원 데스크는 제어실 중앙에 설치되어 있고, 모드 1로 선택되어있다. 세 번째와 네 번째 데스크는 모드 2로 선택되어 chief supervisor와 safe and protection engineer에게 사용되도록 설치되어 있다. 그리고 다섯 번째 데스크는 TSC에 설치되어 있다. 각 데스크는 다음과 같은 장비를 가진다.

- 3개의 운전용 주화면 : 그래픽 정보, curve, fluid diagram등 디스플레이
- 4개의 경보용 화면
- 3개의 제어용 터치 스크린
- dialogue용 키보드
- 한개의 key switch device : 운전원 데스크의 운전모드를 선택하는데 사용.

대형정보판넬(mimic panel)은 발전소 상황을 표시하기 위한 목적과 제어실의 컴퓨터시스템에 문제가 발생한 경우 운전원이 보조판넬에서 제어를 수행할 수 있도록 정보를 제공하는 목적으로 설치되었다. 이 판넬에 설치된 mimic diagram은 가로 3m 세로 2m 크기의 판넬 2개를 이용하여 설치되어 있다. 이 판넬로 들어오는 신호는 자동제어시스템의 하단레벨과 하드와이어로 직접 연결되어 있다. 이 판넬 아래에는 기존의 아날로그 장비들을 장착한 보조판넬이 있어 제어실 컴퓨터에 문제가 발생했을 때 발전소를 안전정지로 유도하기 위한 제어기능을 제공하고 있다. 이 판넬은 Class 2E로 분류되어 있다.

6. 한국

가. 차세대 원전

(1) 차세대 원자로 개발 현황

차세대원전 개발사업은 표 1과 같이 3단계로 나누어 수행되며 그 최종목표는 차세대 원자력발전소의 표준 상세설계를 정확한 비용 예측과 투자에 대한 확신성을 입증할만한 수준까지 개발하는 것이다.'94년 완료된 1단계 사업에서는 차세대원전 설계에 필요한 설계기본요건(Utility Requirements Document : URD)과 설계개념을 개발하였고, 2단계 사업에서는 개념설계 및 기본설계를 수행하고 3단계 사업에서는 설계최적화에 대한 연구와 설계인증에 대한 연구를 수행한다.

표 1. 차세대원자로 개발추진 현황

구분	단 계	기간	내용	주관기관
차세대원자로 개발	1 단계	'92. 12 ~ '94. 12	• 차세대원자로형 선정 • 설계기본요건 및 설계개념선정	한전
	2 단계	'95. 3 ~ '99. 2	• 개념설계 및 기본설계수행	한전
	3 단계	**'99. 9. 21 ~ '01.12**	**• 설계최적화 • 표준설계인증 • 장기간 소요기술개발**	한전
차세대원전 건설		'02. 1 ~ '10. 6	• 상세설계 • 차세대원전건설	한전

차세대 원자력발전소는 전기출력 135만 Kw급의 개량형 가압경수형 원전 2기를 기준으로 설계며 4 Train 원자로 용기 직접 주입방식이라든가 핵연료 재장전탱크(IRWST), 이중격납건물(Double Containment) 등의 새로운 기술을 채택하고 있다. 아울러 일련의 설계과정에 대해 설계전산시스템을 구축하여 설계관련 회사의 지리적, 물리적 한계를 극복함과 동시에 주제어실 및 계측제어 계통에 대한 최신 인간.기계연계시스템을 적용함으로써 발전소 운전의 신뢰성, 안정성, 유지보수성을 높이도록 설계하고 있다.

(2) 연구개발 내용

차세대 원자력발전소의 계측제어시스템의 구조는 그림 12와 같다. 그림에서 보는바와 같이 차세대 원전의 계측제어시스템은 보호계통으로 PPS, ESF-FFS 및 CPCS 등이 있고, 제어계통으로 PCS, P-CCS, APC 및 DCN 등이 있고, 정보계통으로 IPS, QIAS 및 Soft Controller 부분으로 되어 있다.

① 보호계통

■ PCS (Plant Protection System)

PCS의 주요 기능은 원자로를 안전하게 트립시키고 ESF를 동작시키는데 있다. 이외에도 운전 및 트립채널 우회, Interlock 기능, 시험기능, 원격제어모듈 및 경보기능을 가지고 있다. 차세대 원전의 PCS의 설계특성은 다음과 같다.

- Programmable Logic Controller(PLC)를 이용한 설계
- 채널별 분리 설치 (Equipment Room A,B,C,D)
- Bistable 과 LCL 기능 통합
- Rapid deterministic real time response

- 용이한 프로그램 소프트웨어 (Functional Block Diagram)
- Touch panels (MCB & RSR)

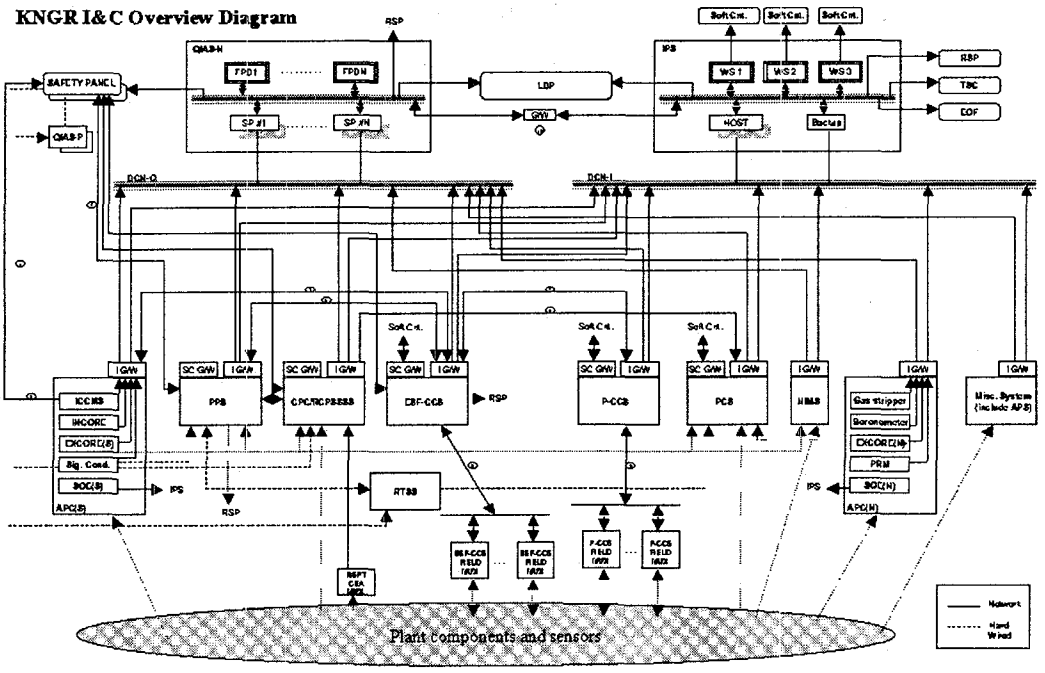

그림 12. 차세대 원전 계측제어 구성도

■ ESF-CCS (ESF Component Control System

ESF-CCS의 기능은 원전의 설계기준사고(DBA: Design Bases Accidents)의 결과를 완화시키고 사고시 핵연료 손상을 최소화하여 환경으로의 방사능 물질의 방출을 최소화하는 기능을 수행한다. 이 계통은 공학적 안전설비의 작동을 자동 및 수동으로 제어하고 안전계통의 공정변수들을 IPS 및 QIAS에 제공하는 기능을 하며 다음과 같은 설계특성을 가진다.

- 신호 입출력 처리를 위한 현장용 원격신호 다중화 기기(Multiplexer)를 활용한 분산형 구조
- 계통의 처리성능(Throughput) 요건, 신뢰성 요건 및 인허가 요건을 만족하는 개방형 데이터 통신망
- 다중루프제어 구조
- 단일고장기준을 만족하기 위한 다중화 설계 적용
- 소프트제어기 적용
- 제어명령 전송의 신뢰성 확보를 위해 소프트제어기와 CCS간에 Data Encryption 기술 적용
- 자동 자기진단기능 및 자동화된 Tech. Spec.의 정기점검기능

- 자동 시험 (2/4 Logic, Passive Test, Diagnostic)
- NRC SECY-93-087 Position 4 에 근거한 심층방호개념 적용
- Programmable Logic Controller(PLC)를 이용한 설계
- 채널별 분리 설치 (Equipment Room A,B,C,D)
- 각 Functional loop은 분리된 Microprocessors 사용
- Touch Panels (MCB & RSR)

■ CPCS (Core Protection Calculator System)

이 계통은 RCP 속도, 가압기 압력, 고온관 온도, 저온관 온도, 제어봉 위치, 노외핵계측기 신호 등을 이용하여 원자로정지신호를 발생시키며 노심내 ASI, Radial Peaking Factor 등을 계산하여 보조정지 신호를 발생킨다. 또한 DNBR Pre Trip, LPD Pre Trip 시에 CWP 신호를 발생키며 93 CEA Position에 대한 부그룹내 제어봉 위치 편차를 계산하여 DNBR 및 LPD Penalty Factor를 발생시키며 각 RSPT의 UEL, LEL, DRC의 세 개의 접점 신호를 PCS로 전달하는 기능을 수행한다. 차세대 원전의 CPCS은 제어봉 위치 신호 배분기, 제어봉 연산기, 노심보호 연산기, System Interface Processor 및 운전원 모듈로 구성되는데 다음과 같은 설계특성을 가진다.

- 4 채널 구성 (제어봉연산기 2 채널)
- 실시간, 다중처리 기능을 가지는 운영 소프트웨어 사용
- 단일고장기준을 만족하기위한 다중화 설계 적용
- High Level Language 프로그램
- Touch Panels (MCB)

② 제어계통

■ PCS (Power Control System)

출력제어계통(PCS)은 비안전 계통으로 CEDMCS, RRS, RPCS 및 부하추종운전을 위한 Mode-K 로직으로 구성되고 기존 원전의 제어봉 구동장치 제어계통에 비해서 많은 부분이 디지털화 되었다. 또한 계통의 신뢰도 향상 및 유지보수의 편의성을 증대시켰으며 설계 변경에 대한 유연성을 확보하고 기기 단종에 대비한 설계를 수행하였다.

이 계통은 냉각재의 평균온도를 터빈 출력의 함수로써 유지하여 부하추종을 하는 원자로 출력제어 계통, 노심의 반응도를 조절하기 위하여 제어봉 집합체의 코일에 공급되는 절력을 제어하여 집합체의 구동방향, 속도 및 주기를 제어하는 제어봉 구동장치 제어계통, 터빈 트립을 포함한 부하감발시 원자로 정지 및 안전밸브 개방없이 원자로출력과 터빈출력의 급격한 감발을 허용하는 원자로 출력 감발계통 및 기존 냉각재 평균온도제어와 함께 원자로 축방향 출력분포를 자동으로 제어하여 부하추종운전 능력을 향상시킨 Mode-K 로직 등으로 구성되어 있다. 이 계통의 설계특성은 다음과 같다.

- 네트워크 기반의 디지털 시스템
- 신뢰성 및 내고장성을 위한 다중 설계
- 인간/기계연계 향상을 위한 Soft Control 설계
- 고장진단 및 기기 시험 기능
- 주파수 변동 및 잡음에 강한 설계 구현

■ P-CCS (Process Component Control System)

이 계통은 정상 운전중인 발전소 계통의 연속적인 제어 및 자동/수동 제어를 수행하고 발전소 계통의 Component 상태 및 다양한 공정 변수를 IPS 및 QIAS에 제공하며 안전계통의 Common Mode Failure에 대비한 설비로서의 기능을 수행한다. 이 계통의 설계특성은 다음과 같다.

- 신호 입출력 처리를 위한 현장용 원격신호 다중화 기기(Multiplexer)를 활용한 분산형 구조
- 계통의 처리성능(Throughput) 요건, 신뢰성 요건 및 인허가 요건을 만족하는 개방형 데이터 통신망
- 다중루프제어 구조
- 중요 기능에 대한 다중화 설계 적용
- Segmentation
- 소프트제어기 적용
- 제어명령 전송의 신뢰성 확보를 위해 소프트제어기와 CCS간에 Data Encryption 기술 적용
- 자기진단기능

■ APC (Auxiliary Process Cabinet)

APC는 원자로의 운전상태 및 공정변수들의 감시 및 제어를 위한 신호를 제공하고 주제어실에서 운전이 불가능한 경우 원자로를 안전정지 상태로 유지하기 위하여 원격정지반에 별도의 계측설비 제공한다. 또한 KNGR의 주요계통(발전소보호계통, 기기제어계통)에 포함되지 않는 Miscellaneous 계통을 위한 Hardware 내장하고 있다. APC의 주요 설계특성은 다음과 같다.

- PPS/CPC/PAMI 변수를 위한 신호처리
- NSSS 주요계통(COLSS, NSSS 제어계통, PCS)를 위한 신호처리
- 이외 신호: 기기제어계통(Component Control System: CCS)내에서 신호처리
- 안전 및 비안전 채널 분리
- 통신망을 통하여 디지털 출력 신호를 각 계통에 전송 (PPS/CPCS/PAMI는 Hardwired 설계)

■ DCN (Data Communication Network)

차세대 원전의 경우에는 대부분의 계측제어계통들이 디지털화 됨에 따라서 발전소 전체적인 데이터 통신망의 구성이 가능하다. 또한 배선의 단순화와 케이블 절감 등을 통해서 기기설치비용을 감소시키기 위해서는 데이터 통신망의 활용이 필수적이다. 그러나 통신망을 구축하기 위해 계측제어계통이 서로 다른 기종으로 구성될 경우, 정보접속상의 문제점이 발생하므로 이를 해결하고, 계통상호간 실시간 정보교환의 문제점을 해결해야 한다. 또한 전송되는 정보량이 많은 디지털시스템들을 상호 연계시킬 수 있도록 확장성 있는 데이터 통신망의 설계가 필요하고 급변하는 기술발전을 수용할 수 있도록 유연성 있는 통신망 설계가 필요하다. 이러한 기능들을 수행하기 위한 차세대 통신망 설계요구사항 중 주요사항은 다음과 같다.

- 다중성 요건
- 다양성 요건
- State based 통신요건
- 결정론적 응답 요건
- 독립성 및 격리 요건
- 성능 및 신뢰도 요건

③ 정보계통

■ IPS (Information Processing System)

IPS은 운전원에게 CRT를 통하여 정보를 제공하는 계통으로 실시간으로 운전정보를 제공하고 소프트 제어기 Link를 이용하여 제어 인터페이스를 제공하며 전산화 절차서 및 경보 처리 등 다양한 운전 지원 기능을 제공한다. 또한 HDSR(Historical Data Storage and Retrieval) 기능을 수행하며 QIAS와는 독립적인 정보처리 시스템이다.

■ QIAS (Qualified Indication Alarm System)

QIAS는 FPD에 정보를 제공하는 계통으로 그림 과 같이 QIAS-P와 QIAS-N으로 구성되어 있다. QIAS-P는 사고후 감시해야할 변수 중 범주1 변수 및 부적절한 노심냉각 변수를 처리한다. 이 계통은 실배선으로 구성되어 (Sensor부터 QIAS-P Processor 까지) 고정 정보를 제공한다. QIAS-N은 정보처리계통(IPS)과 다양성을 유지하기 위한 계통으로 부적절노심냉각 변수에 대한 Backup을 제고하며 사고후 감시변수중 범주 1과 2 변수에 대한 정보를 제공하며 LDP Mimic에 표시되는 정보 및 경보 처리한다.

■ Soft Controller

Soft Controller은 게이트웨이용 KEY와 소프트에어화면 ID를 생성하는 화면 표시장치와 해당기기 제어화면을 나타내는 소프트제어기 및 제어용 게이트웨이로 구성

된다. 이 계통의 주요 설계특성은 다음과 같다.

- CRT 표시기(IPS-DP) 및 소프트제어기가 상호 협응하여 유효한 제어신호 발생
- 제어용 게이트웨이에서 암호화된 데이터 해독후 유효할 때만 내부 통신망으로 제어데이터 전달

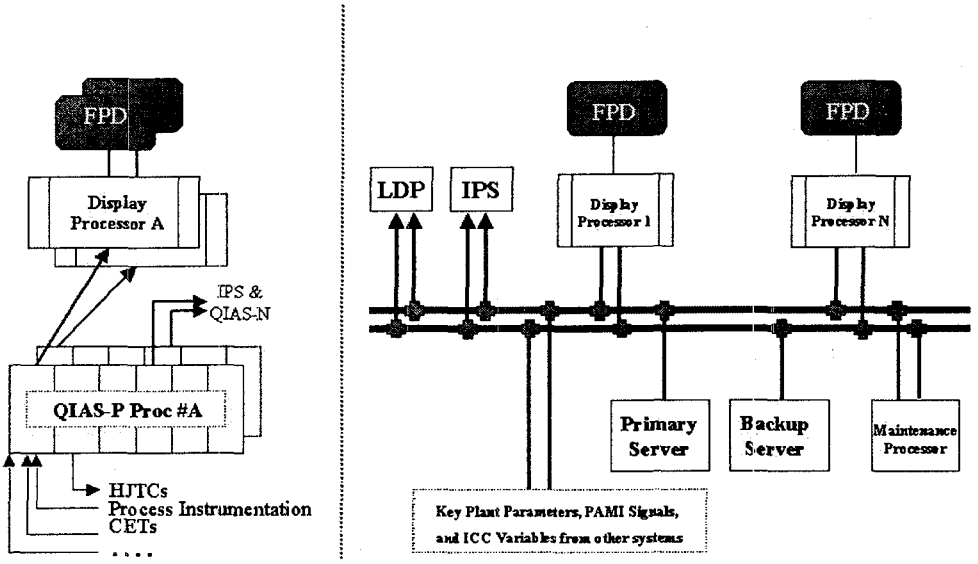

그림 13. QIAS 구성

나. 액금로

액체금속로는 30여년간의 개발기간과 250 원자로년의 운전실적이 쌓여진 상용화 직전 상태의 노형으로, 기술 선진국에서는 상업적 실용화 직전 단계까지의 기술이 개발되었다. 국내의 액체금속로 경험은 LWR노형에 비하여 극히 미미한 상태로서 단지 한국원자력연구소에서만 이에 대한 연구를 수행해왔으며, 그 연구도 원자력 중장기 연구계획에 의한 액금로 연구가 진행되기 전에는 그 연구활동이 미약하여 외국의 동향파악 및 액금로 기초기술의 조사 및 습득 수준에 머물러 있었으며 최근에 액금로에 대한 연구가 시작되면서 비로소 액금로 계통 설계 기술에 대한 구체적인 연구활동이 진행되어 왔다. 이러한 범주 내에서 국내외의 구체적인 기술 개발 현황은 다음과 같다.

(1) 외국의 연구개발 현황

미국은 EBR 건설 및 운전을 시작으로 CRBR의 PSAR 단계 수준의 개발 그리고 이어서 PRISM의 개념설계 수준까지 개발을 진행하였으며, 일본은 JOYO 및 MONJU FBR의 건설과 DFBR의 개념설계를 수행하고 이렇게 축적된 자국내의 액금로 계통 기술을 바탕으로 현재는 고속로에 적용가능성이 있는 기술 전부에 대한 평가 작업을

수행하여 장래의 액금로 개발 방향을 설정하고자 계획하고 있다. 불란서는 Phenix 및 SuperPhenix의 건설과 운전을 통하여 액금로 분야에서 가장 많은 계통 설계, 건설 및 운전 경험을 축적하고 있으며 영국은 PFR을 건설 운전하고, 러시아는 BN Series의 노형을 수기 건설하고 운전하여 액금로 계통 설계, 건설 및 운전 경험을 축적하였으며 이를 바탕으로 액금로 대체 냉각재인 납계열의 냉각재를 이용한 액금로 계통 개발을 추진하고 있다. 인도는 FBTR을 건설하여 운전하고 있으며 다음 노형인 PFBR의 개발을 진행하고 있다. 이와 같이 외국은 액금로의 계통 설계를 수 차례 수행하고 이를 건설하여 운전경험을 쌓은 개발 실적을 보유하고 있으며 이를 바탕으로 개선된 액금로 계통설계 기술개발을 추진하고 있다.

계측제어계통 분야에서는 최초의 원자로인 EBR의 건설 및 운전 그리고 다수의 액금로 개발을 통하여 소듐 계측에 대한 기술을 확보하고 있으며, 계측되는 정보를 활용하여 발전소 운전 및 제어에 전기, 전자 및 컴퓨터를 이용하는 기술은 최근 급속히 발전하고 있다. 이와 같은 기술적 변화에 적극 대응하고, 낙후성을 타개하기 위하여 신기술을 적용한 인간-기계 연계체계의 개량화가 활발히 진행되고 있다.

프랑스 EdF의 N4, 미국 웨스팅하우스의 AP600, ABB-CE의 Nuplex80+, GE의 PRISM, 캐나다의 CANDU, 일본의 Ohi 3&4, APWR 및 ABWR, 일본의 몬쥬 액금로, 독일의 Belt-D, 영국의 Sizewell B, Halden Reactor Project 등 선진국에서 개발중이거나 운전중에 있다. 기존의 계측제어는 주로 하드웨어에 의존하여 설계되었으나, 개량형 계측제어계통은 하드웨어는 표준화되고 대부분의 기능은 소프트웨어로 처리됨으로써 각 시스템마다 뚜렷한 설계특성을 구별하기 어려운 실정이다.

(2) 국내의 연구개발 현황

국내의 액체금속로 기술개발은 중장기 과제로 연구가 진행되기 전에는 그 연구활동이 미약하여 외국의 동향 파악 및 액금로 기초기술 조사와 습득 수준에 머물러 있었다. 중장기 과제로 본격적인 연구가 시작되면서 구체적인 연구활동이 이루어지고 있으며, 학계에서도 많은 관심을 보이고 있다. 액체금속로의 계통설계 및 운전에 대한 실질적인 경험이 국내에 없기 때문에 액금로에 대한 연구는 아래에 설명된 것과 같이 국내 액금로 계통 기술의 취약한 부분을 보완하여 국내 기술로 액금로 계통을 설계할 수 있는 기반을 조성하는 것을 목표로 하고 있다.

■ 액금로 고유 기술을 산업적으로 이용하는데 취약성 보완

국내 기술로 물리적 현상 규명 능력은 어느 정도 확보하고 있으나 관련된 다른 현상과의 상대적 중요성 정도의 평가능력이 미흡하여 액금로 고유 세부기술을 관련 산업에 적용하는데는 어려움이 있었지만 본 연구를 수행을 통하여 이를 보완하게 됨.

■ 계통의 설계최적화 기술의 취약성 보완

계통설계는 연계관계에서 상충적인 설계요소들간의 설계업무의 최적화가 필수

적이며, 이는 이론적인 지식만이 아니라 발전소의 운전성, 제작성과 비용 등에 대한 기본 자료 확보 및 경험의 축적을 요구한다. 그러나 국내에는 이런 면의 접근기회가 전무하다시피 하였기에 현실적으로 매우 취약하였으나 본 연구를 통하여 계통설계에 체계적인 접근의 기회를 갖게되어 이러한 취약성을 보완하게 됨.

다. 일체형 원전

(1) SMART MMIS 개요

SMART(System-integrated Modular Advanced ReacTor)는 원자력 해수담수화에 필요한 에너지를 공급함과 동시에 소규모 전력생산이 가능한 열출력 330MWt급의 다목적 일체형 원자로이다.

SMART의 개발 개념은 안전성과 신뢰성제고를 위해 피동 안전개념의 접목과 인위적 조치없이 자동적으로 사고에 대처하기 위한 새로운 기술을 적용한다. 일체형 원자로의 인간기계연계체계(MMIS)는 운전원과 연계관계를 갖는 제어실과 플랜트의 전반적인 운전에 관계되는 보호, 제어, 및 감시기능을 수행하는 계측제어계통으로 구성된다. 인간기계연계체계의 개발은 플랜트의 운전경험에서 밝혀진 인적오류에 의한 사고를 감소시키고 계측제어기기의 안전성과 신뢰성을 제고하기 위해 새로운 개념과 디지털 기술을 적용한다.

SMART 계측제어계통에 포함되는 계통들은 다음과 같다.

■ 보호계통

SMART의 보호계통은 크게 원자로 정지기능, 공학적 안전설비 작동기능으로 구분되고 이들 각각은 자동동작기능, 수동조작기능, 우회기능, 표시기능등을 가져야한다. 이들 기능들은 SMART의 정상, 비정상상태 그리고 설계기준 사고시에 안전하고 신뢰성있는 보호기능을 제공하도록 설계되어야 하며 보호변수와 각 변수들의 설정치에 대한 설정은 SMART 고유의 설계요건과 노심사고 운전제한치등을 고려하여 결정한다.

■ 제어 및 다양성 보호계통

SMART의 제어계통은 NSSS, BOP를 포함하는 모든 운전제어를 위한 기능을 수행하는 계통이며, 다양성보호계통은 인허가 요건에 따라 보호계통과 다양한 수단에 의해 원자로 보호기능을 수행하는 계통이다. 이들 기능들은 현재 설정된 개념 설계상의 계통이며 추후 SMART 개발에 따라 삭제 또는 추가될 수 있다.

■ 계측계통

SMART MMIS의 상위 개발목표중 하나가 디지털 기술을 적용하는 것이므로 계측계통의 디지털화에 초점이 맞추어진다. 그러나 상위의 제어, 정보준위와는 달리 물리, 화학적 신호를 측정하기 때문에 센서준위에서부터 디지털화해야 한다. 센서로부터의 출력을 전처리한 후, 현장에서 디지털화를 실현하여 통신망을 통해 필요한 계통

이나 계통내의 처리모듈에 전송하는 멀티플렉싱 방법을 사용한다. SMART의 보호, 제어, 감시 및 정보 각각의 기능을 수행하는 계통들이 컴퓨터를 이용하여 계통 각각의 고유기능을 구현할 때 공통적으로 요구되는 처리과정인 아날로그-디지털 변환과 다중신호 현장처리 기법을 통해 디지털화된 계측신호를 제공한다.

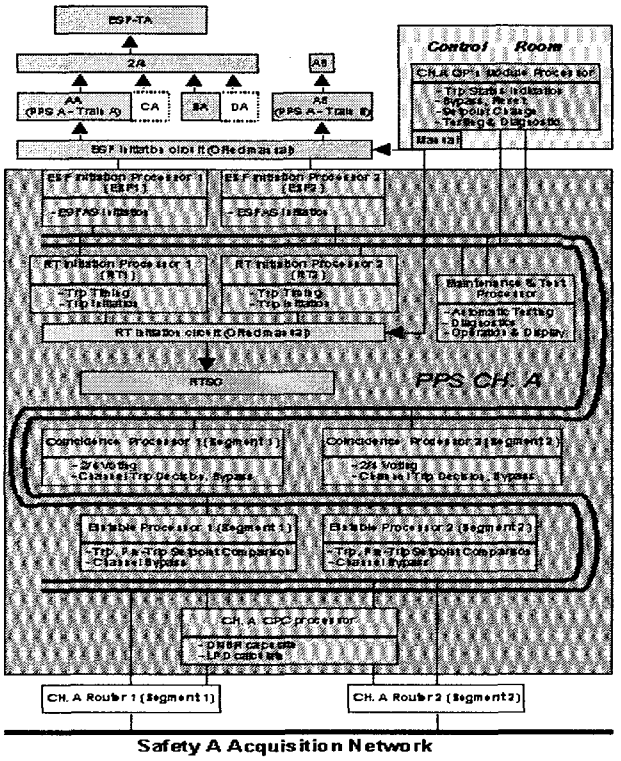

그림 14. SMART 보호계통구조도

■ 특정감시계통

SMART의 특정감시계통은 플랜트의 이상상태와 방사능 누설등을 감지하여 운전원에게 종합적인 온라인 정보를 제공함으로써 사고로의 진행을 조기에 막아 플랜트의 이용율과 효율성을 개선하는 데 그 목적이 있다.

■ 자료 통신계통

SMART 자료통신계통은 MMIS에 포함되는 모든 계통그룹간의 안전하고 신뢰성있는 데이터 교환수단을 제공하는 것을 그 기능으로 한다.

■ 경보 및 지시계통

경보 및 지시계통은 정보처리계통, 대형화면과 더불어 SMART 인간기계연계체계의 정보처리 및 감시계통중 하나로, 정상운전 및 사고시 SMART에서 발생하는 이상상태를 감시하고 안전관련 정보 및 주요운전정보를 표시하는 기능을 수행한다.

■ 정보처리계통

정보처리계통은 운전원으로 하여금 원자로의 정상 및 비정상 상태를 상시 감시할 수 있도록 상태 및 운전정보를 제공하는 기능과 원자로의 이상상태가 발생하면 이를 즉시 인지할 수 있도록 경보 정보를 제공하는 기능과 원자로의 상태 및 운전과 관련된 이력정보를 저장하고 과거 이력정보를 재생하는 이력정보저장 및 재생하는 기능과 운전절차 제공등과 같은 운전원 지원기능을 제공한다.

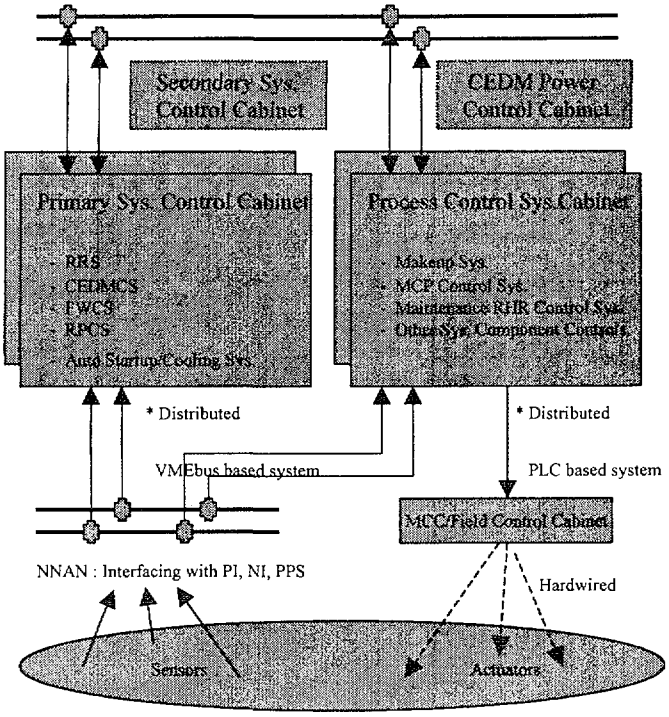

그림 15. SMART 제어계통구조도

인간공학연계(MMI) 설계는 기존의 제어실 및 인간기계연계 설계와 비교할 때 많은 차이가 있다. 첫째 기존 제어실에서 나열식으로 배치된 정보 및 제어기기는 많은 운전원의 오류를 발생시키고 있음이 운전경험에서 밝혀졌으며, 따라서 이를 극복하기 위한 방법으로 인간공학을 적용한 체계적인 MMI설계가 이루어지도록 요구하고 있다. 둘째 현재까지 사용되어온 아날로그 기기의 단종과 전자기술의 발전에 따른 디지털 기기의 개발 및 원자력 산업에서의 이들의 운전경험은 디지털 기기의 사용을 피할 수 없게 한다. 셋째 주제어실의 운전원 제어반은 입석식의 아날로그 기기를 사용하는 대규모의 제어반이 아닌 CRT나 평판표시기 중심의 컴퓨터 기반의 소형제어반으로 설계를 요구하고 있다. 넷째 기존의 정보 및 경보 표시계통에서 제공하던 공정변수 단위의 운전정보 뿐만 아니라 첨단의 정보처리기술을 이용하여 기능 및 계통위주의 운전정보를 운전원에게 제공함으로써 운전원의 판단오류를 줄이고 또한 전산화된 운전절차 제공, 경보진단 및 플랜트의 상태진단 등 운전지원 기능을 강화하여 플랜트 운전의 안전성 및 효율을 개선할 필요가 있다.

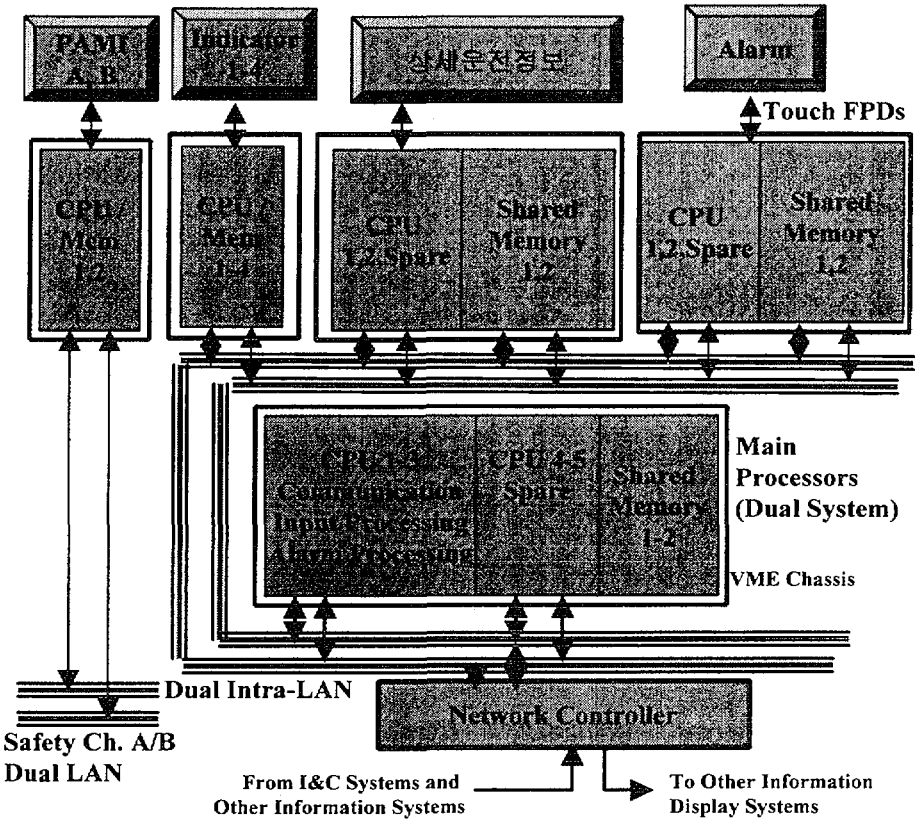

그림 16. 경보 및 지시계통 구조도

(2) 계측제어계통(I&C) 특성

디지털 기술의 장점뿐만 아니라 아날로그 장비자체의 제작중단으로 인하여 원자력 플랜트 계측제어계통(I&C)의 디지털화는 필수적인 추세이다. 디지털 방식이 아날로그방식과 근본적으로 다른 점은 이산처리와 다중처리에 있으며, 이러한 특성에 의하여 디지털 계통구현시에는 실시간처리, 동기, 공통모드고장등의 기본적인 구현기술과 다중전송 방식의 디지털 정보교환기술이 필요하다.

일반적으로 디지털 시스템은 아날로그 시스템에 비해 데이터전송과 처리능력이 월등하며 낮은 표류현상(low drift), 정확성, 신뢰성, 융통성의 향상, 그리고 무엇보다도 각종 자원들을 공유할 수 있어서 자원의 활용도를 높일 수 있다는 장점을 갖고 있다. 그렇지만 전자는 후자에 비해 주변환경(온도, 습도, 방사선, 전자기파, 연기 등)에 민감하고 설계 및 프로그래밍 오류에 취약하여 공통유형고장 가능성이 큰 것으로 지적되고 있다. 또한 각종 자원(CPU, 메모리, I/O)의 공유는 설계의 장점이면서 한편으로는 공통유형의 소프트웨어 오류로 인해 하드웨어로써 구현된 다중성 요건을 파기시킬 수 있다. 그래서 디지털 계측제어 계통에 관한 설계 및 규제목표는 공통유형고장의 발생을 최대한 억제하는데 있으며, 만약 그러한 고장이 여전히 발생하더라도 동 계통

의 기능상실 정도를 가능한 적게 해야 한다.

디지털 기술의 적용은 운전중에도 재프로그램에 의해 쉽게 수정가능하고 디지털 링크를 통한 다른 시스템간의 자료공유, 자가진단기능의 확대, 통신망의 개방구조채택으로 다기종 연결 용이하다는 장점과 함께 공통원인고장, 전자기 및 공중파장애(EMI/RFI), 데이터베이스, 소프트웨어 관리등과 같은 다음의 특성들이 있다.

■ 자동화

플랜트의 안전성과 가용성 및 보수성을 위해 자동화 수준을 높이고 출력을 증가하고 여유도를 줄이기 위한 자동화와 사고 발생후, 운전원의 응답조치시간증가를 위한 자동화, 이용률 증가를 위한 빠른 과도상태에 대한 고수준의 자동화, 공정처리기술의 변화와 공정감시의 중앙집중화로 원격제어기능 강화, 자동시험기능, 고장분석을 위한 진단기능을 증가시키는 자동화가 이루어져야 한다.

■ 신뢰성

계통의 다중성, 다양성, 시험성, 품질이 기능적 신뢰도를 가지고 있도록 설계하고 컴퓨터 계통은 하드웨어와 소프트웨어 모두에 대한 신뢰도 분석을 수행하여 발생가능한 하드웨어와 소프트웨어 고장에 의한 영향과 이 영향을 막거나 제한하기 위한 설계특성을 고려해야 한다. 계통기기에 대한 신뢰도분석을 통하여 고장이 발생할 수 있는 가능성을 분석, 평가하여 설계에 반영하여 계통의 고장발생빈도를 최소화하고 기기의 고장발생 평균시간을 제고할 수 있도록 한다.

■ 단일고장

계통의 단일부품이나 기기의 고장으로 인한 오동작에 따른 발생가능한 고장의 파급경로를 예측하여 고장으로 인한 다른 계통의 동작을 방해하지 않도록 설계함으로써 전체계통의 성능을 제고한다. 비안전 계통의 단일고장이 보호기능을 방해하지 않도록 해야하며 발전소의 가용성을 저해하지 않도록 비안전계통도 가능하면 다중화 한다. 디지털 컴퓨터 계통의 경우 공유데이터와 공정기기의 공유로 인한 다중성기기의 공통모드고장과 소프트웨어의 오류가 하드웨어의 다중성을 손상시키는 문제점도 고려되어야 한다.

■ 공통 모드고장

공통하드웨어 및 소프트웨어를 사용하는 디지털 기기는 기능적 다양성, 하드웨어 및 소프트웨어의 고품질화, 실배선 back-up 기능채택등으로 공통모드고장에 대한 대책을 가져야 한다. 따라서 계통의 공통모드고장을 대체적으로 심층방호측면에서 다양성을 확보하는 방안을 마련해야 한다. 디지털 계통의 도입에 따라 하드웨어 및 소프트웨어의 공통사용으로 인한 공통모드고장 발생가능성은 발전소 안전 또는 신뢰성을 저해시킬 수 있으므로 다양성을 저해시키지 않는 범위내에서 표준화를 극대화해야

한다.

■ 구획성

고장의 발생이 다른 주요기능으로 전파되는 것을 방지하기 위해 계통의 기능들을 분리된 프로세서상의 작은 단위로 구획화하여 전체계통의 기능상실을 방지하기 위한 것으로 전형적인 형태는 다양성과 다중성을 유지하는 것이다. 각 분리된 기능을 위해 별도의 프로세서와 전원을 가져야 하고 정보처리와 자료 통신망 기기는 분리된 캐비넷에 설치되어야 한다. 디지털 컴퓨터기반 계통은 아날로그 방식보다 어떤 계통의 고장이 공통으로 연결된 다중통신선로를 따라 다른 계통으로 고장을 전파시킬 기능성이 있으므로 비안전계통의 단일고장이 안전계통으로 전파되는 것을 방지하기 위해서는 신호들을 격리시켜야 하고 높은 신뢰성을 유지하기 위해 제어계통과 보호 및 안전계통사이는 물리적, 전기적 독립과 주요기능들은 구획화를 해야한다.

■ 시험성

디지털 기술의 도입으로 연속 온라인 자동시험과 자기진단시험등이 가능하도록 해야 하며 이러한 시험기능의 수행이 계통들의 정상적인 동작을 방해하지 않아야 하며, 온라인 자체시험은 모듈별로 수행되어야 한다. 계통의 신뢰도를 향상시키고 운전원의 부담을 줄이기 위해서는 수동으로 개시되고 자동으로 수행되는 주기적인 시험기능을 가져야 한다.

■ 보수성

예비정비, 주기적 기능시험, 계획된 기기 대체 등을 고려하여 평균고장발생시간(MTBF)과 평균보수시간(MTTR)을 근거로 보수부담을 예상해야 하고 운전중에도 보수활동을 수행할 수 있는 기능을 갖춤으로써 발전소의 가용도를 제고할 수 있게 한다. 표준화된 모듈을 사용하는 디지털 기술을 적용하여 보수를 용이하게 하고 적절한 제어, 감시 및 계통들의 기능을 유지하면서 온라인 교정가능해야 한다. 운전원의 보수로 발전소의 안전을 저해시킬 수 있는 가능성을 배제하기 위한 대책으로 보수우회기능등이 마련되어야 한다.

■ 확장성

추후 설계변경 또는 하드웨어 추가시 전체 계통의 변경등의 영향없이 수용가능하도록 여유성을 가져야 하며 변경이 용이한 형태의 설계 구조를 가져야 한다. 컴퓨터의 경우 입출력 용량과 처리용량은 성능여유도 측면에서는 최대 사용 용량하에서도 제 기능을 수행할 수 있도록 여유용량을 가져야 하고 가장 많은 전송량을 초래하는 과도상태를 근거로 최대사용용량을 산정하여 자료의 건전성 및 신뢰성을 확보할 수 있는 합리적인 확장용량을 확보해야 한다. 새로운 장치가 네트워크에 연결될 때 최초 기술사양에서 벗어나는 위험이 생기지 않도록 네트워크에서의 전송용량여유도가 고

려되어야 한다.

■ 소프트웨어 건전성

데이터베이스나 실행 소프트웨어 등은 하나의 작은 오류로 인해 계통 전체에 파급되는 영향이 크므로 이를 방지하기 위해 가능한 한 모듈별로 설계해야 한다. 또한 모듈의 구조 및 분석작업은 구조적 분석기법을 따라야 한다. 가능한 한 기능을 모듈별로 구획화하여 어떤 경우에도 전체 계통이 정상 동작될 수 있게 충분한 다양성 및 다중성을 반영해야 한다. 소프트웨어의 품질보증을 위해 개발 각 단계마다 독립검토팀의 확인 및 검증업무, 시험경우생성, 시험결과 등 관련제반업무 및 문서작업이 일련의 절차에 의해 체계적으로 수행되고 관리되어야 한다.

■ 기기 검증

모든 계통과 기기는 습도나 온도, 지진 등 환경적 영향에 대해 정상 및 비정상상태에서도 기능을 유지할 수 있어야 한다. 이것은 기기검증 방법에 따라 내환경성을 충분히 분석하여 적절한 신뢰도와 가용도를 만족하고 특히 디지털 기기들은 계통의 기능을 수행하는 동안 전자파 환경에 적합하도록 설계되고 검증되어야 한다. 모든 계측제어기기 및 배선은 전자파 간섭 및 공중파장애에 대한 분석 검토후 설계되어야 하고 적절한 접지, 차폐 및 격리요건을 반영해야 한다.

■ 통신망 건전성

통신망계통의 신뢰성 및 성능을 유지하기 위해 이중화구조를 가지도록 하여 고장발생시 자동으로 backup계통으로 전환되도록 해야 한다. 또한 자료전송선로 및 통신망은 최대의 자료송신 용량하에서 기능을 수행할 수 있도록 충분한 성능여유도를 가져야 한다. 전송자료의 건전성을 점검하고, 오류가 있을 때 오류 정정기능 등 대책이 마련되어야 한다. 다중 전송계통을 통한 자료의 처리과정에서 자료전달과정은 충분한 건전성유지와 오류검색능력을 가져야 한다.

제 2 절 원자력정책 및 연구개발 현황

1. 미국의 연구현황

가. Nuclear Energy Research Initiative (NERI) 프로그램

(1) 임무

미국 국가 원자력 과학기술의 선두자리를 재구축하기 위해 원자력 에너지의 미래를 결정할 수 있는 핵심현안에 대한 장기 연구개발을 주도하는 것을 주임무로 하고 있다.

(2) 목적

- 원자력 발전의 핵확산성, 비경제성, 폐기물 문제 등을 포함하여 미국 원자력 에너지의 미래 개척의 기술적 과학적 장벽 극복
- 원자력 기술 관련 문제에 있어서 미국의 국제적 리더십을 유지하기 위한 원자력 기술 진보
- 미래 기술 수요를 충족시킬 원자력 과학기술 연구 기반의 증진 및 유지
- 원자력 발전의 성능, 효율성, 경제성, 신뢰성, 핵비확산성 제고

(3) 배경 및 경과

클린턴 미국 대통령은 1997년 1월 대통령과학기술자문위원회(PCAST: Presidential Committee of Advisors on Science and Technology)에게 다음 사항을 의뢰하였다.

- 현 국가 에너지 연구개발 평가.
- 21세기 국가 에너지 및 환경을 위해 필요한 사항을 충족시킬 수 있는 프로그램을 확립할 전략 개발.

PCAST는 1997년 11월 원자력의 이용 확대를 위한 집중적인 연구개발이 필요하다고 결정하고, 에너지부(DOE)가 NERI (Nuclear Energy Research Initiative)를 시작하여 원자력연구개발을 활성화할 것을 권고하였다. DOE는 PCAST의 권고를 받아들여, 1999년도 예산으로 1,900만불을 확보하여 300개 이상의 응모과제 중 46개 과제를 선정하여 수행 중이며, 2000년도에는 2,250만불을 확보하여 전년도 과제 계속 수행을 위해 1,870만불을 투자하고, 신규로 250만불을 투자하여 126개 응모과제중 10개를 선정하여 추진하고 있다.

(4) 주요연구분야

- 핵비확산성 원자로 및 핵연료 주기

- 고효율, 저비용, 고안전성의 새로운 원자로 설계
- 선진 핵연료
- 방사성 폐기물 관리를 위한 새로운 기술
- 원자력 기초과학

(5) 원자력 계측제어 관련 NERI 프로그램

NERI의 원자력관련 프로그램은 표 2와 같다.

표 2. 계측제어 관련 NERI 프로그램

과제번호	과제제목	수행기관(*주관기관)	비고
990306-99	Smart Equipment and Systems to Improve Reliability and Safety in Future Nuclear Plant Operations	*SNL, Penn. State U., MIT, CE, Duke Eng. & Services	
990119-99	A New Paradigm for Automatic Development of Highly Reliable Control Architectures for Future Nuclear Plants	*ORNL, NCSU, Univ. of Tennessee	
990168-99	On-line Intelligent Self-Diagnostic Monitoring for Next Generation Nuclear Power Plants	*PNNL	
7-00	An In-Core Power Deposition and Fuel Thermal Environmental Monitor for Long-Lived Reactor Cores	*Ohio S. U., U. of Akron, Westinghouse	
(CE-BNFL-Westinghouse) (1) Risk-Informed Design and Regulatory Process, (2) Design, Procure, Construct, Install, Test Project, (3) Smart Equipment Project (4) Large APWR with Passive Safety Feature			

나. Generation IV (계측제어 분야)

(1) 배경 및 임무

15에서 20년 안에 안전성, 경제성, 핵비확산성, 폐기물 문제 등을 해결 가능한 전 세계적으로 표준화된 원전 계통 개발 프로그램으로 경제성과 안전성을 높여 경쟁력, 사회성 확보하고 또한 전세계 원자력 산업의 활성화 등을 목표로 하고 있으며 2000년 10월경 각국의 협의를 거쳐 추진방향이 결정될 것으로 보인다. 그러나 아직 각국의 관심사가 서로 달라 많은 논란의 여지가 있다.

(2) 현황 종합 분석 및 원전 계측제어 정책의 기본 방향

현재까지 논의된 Generation IV Reactor의 기본방향은 다음과 같다.

- Modular and Standardized Reactor
- Modular and Standardized I&C
- Passive-Safety Design
- 건설, 유지, 보수 비용 축소 노력
- 급변하는 전자 및 컴퓨터 관련기술
- 지식기반 원전
- 안전성과 가격 경쟁력 확보

(3) 국제환경 변화

미국을 중심으로 각국의 환경변화에 대한 인식은 다음과 같다.

- 동아시아 전력 수요의 급속한 증가
- 미국(DOE) 원전 정책변화
- NERI, Generation IV Technologies
- 미국의 국제사회 원자력 주도권 유지 노력,
- 특히 동아시아 시장 선점이 목표로 느껴짐
- IAEA를 통한 국제원전 사회의 인식변화
- 고비용 원전 건설 및 인허가 극복 고민
- 핵비확산 및 폐기물 고민

(4) 디지털 계측제어 안전성 관련 핵심기술

현재까지 각국의 협의로 도출된 원전의 안전성과 관련하여 연구되어야 할 디지털 계측제어 연구분야는 다음과 같다.

- Highly Tolerable of Human Error
- Very Low Probability of Core Damage by I&C
- Robust Safety Systems(RPS, ESFAS)
- Simple, Well-Designed Control Room
- Reduced Dependence on Complex Human Actions
- Expert Systems, Digital Systems and Computer-aided Control
- Self-Testing and Self-Monitoring
- Extensive use of Advanced Automation
- Use advanced PRA to I&C
- Improved analytical SW and Human Factor V&V methods
- Risk-informed Design and Licensing
- Online Monitoring of System Degradation
- Simple Design of Safey Systems
- International Standard(Module, Cubicles 개념)

(5) 디지털 계측제어 경제성 관련 핵심기술

현재까지 각국의 협의로 도출된 원전의 경제성과 관련하여 연구되어야 할 디지털 계측제어 연구분야는 다음과 같다.

- Cost-Effective I&C Design and Regulation
- Total Project Lead Time < 4years
- Construction Lead Time < 3 years
- High Degree of Standardization
- Designed for Life Extension(No maintenance I&C)
- Cost Effective Replacement of Component
- Maximize Online Maintenance
- Minimize O&M labor
- Simple Design (Modular)
- Optimize use of Advanced Information Technology
- Maximize use of COTS HW and SW
- International Licensing Framework (Cost-effective Licensing)

다. Nuclear Energy Plant Optimization (NEPO) 프로그램

(1) 임무

원전의 가용성, 신뢰성, 생산성을 제고할 수 있는 첨단 기술에 대한 연구개발을 통해 기존원전의 수명을 연장시키는 것을 주임무로 하고 있다.

(2) 배경 및 현황

클린턴 대통령의 환경변화 기술개발(Climate Change Technology Initiative: CCTI) 프로그램의 중요한 일부이다. 미 에너지성은 전력산업체와 비용 공유 협력을 추진하고 있으며 미국 의회는 2000년 회계연도에 5백만불을 승인하였다. 기존 미국 원자력발전소는 유해가스 배출 없이 미국 전체 전력 수요의 20%를 제공하고 있다. 따라서 NEPO 프로그램을 통해 장기적으로 신뢰성 및 효율성을 향상시킬 수 있는 기술개발에 투자하고 있다. 이에 따라 NEPO 프로그램은 다음 2가지 주제에 초점을 맞추고 있다.

- 원전 수명의 장기적 영향 관리
- 원전 발전 능력의 최적화 (디지털 계측제어 개선, 첨단 센서 기술)

(3) 산업체와 공동 투자된 2000 회계연도 추진 15개 NEPO과제

다음의 주제를 다루고 있다.

- Material Fatigue
- Fuel Performance

- Component Inspection
- In-service Inspection and Testing
- Stress Corrosion
- Digital I&C
- Human Factors

핵심 NEPO 과제는 다음과 같다.

- Development of technology for detection and characterization of defects in steam generator tubes
- R&D on mechanical behavior of irradiated structural steels
- Assessment of natural aging effect on component

(4) 2001 회계연도 계획

DOE/ERPI/NRC간의 합의에 따라 기존 연구를 계속 진행하고 Joint DOE/EPRI Strategic R&D Plan 재검토를 추진할 계획이다.

라. EPRI

(1) EPRI 계측제어 센터

- 목표 : 원전 운전을 향상할 수 있는 첨단 기술응용의 선두를 유지함.
- 임무 : 원전의 경쟁력과 적절성을 향상할 첨단 공정제어 및 계측기술 제공.

(2) EPRI에서 수행중인 원전 계측제어 연구분야

- Advanced in-core power sensor
- Instrumentation maintenance & calibration reduction guidelines
- Development of instrument performance analysis software
- I&C replacement/upgrade implementation guidelines
- Programmable logic controller (PLC) applications
- Plant-specific I&C life-cycle management demonstration
- Application specific integrated circuits (ASIC) applications
- Prototype ultrasonic PWR coolant flow/temperature measurement system
- Solid-state H2 sensor
- Modern control systems for nuclear power plants
- Dynamic safety system (DSS) applications
- I&C technology user support
- Integrated systems based on distributed architecture
- Environmental testing of fiber optic sensors

마. DOE 원자력 연구개발 계획

미국 에너지성(DOE)은 원자력 에너지의 미래 확산을 저해하는 장벽으로 경제성(Economics), 핵확산(Proliferation), 안전성(Safety), 폐기물(Waste) 이라고 규정하고 이를 극복할 수 있는 연구개발 프로그램을 다음과 같이 추진하고 있다.

① NEPO(Nuclear Energy Plant Optimization) 원전의 가용성, 신뢰성, 생산성을 제고할 수 있는 첨단 기술에 대한 연구개발을 통해 기존원전의 수명연장을 촉진하기 위한 프로그램.

② NERI (Nuclear Energy Research Initiative) 와 I-NERI 미국 국가 원자력 과학기술의 선두자리를 재구축하기 위해 원자력 에너지의 미래를 결정할 수 있는 핵심 현안에 대한 장기 연구개발 프로그램.

③ Generation IV 15에서 20년 안에 안전성, 경제성, 핵비확산성, 폐기물 문제 등을 해결 가능한 전세계적으로 표준화된 원전 계통 개발 프로그램

④ NRC Relicensing

사. 미국 국립연구소 및 NRC의 계측제어 관련연구 현황

다음과 같은 6개의 국립연구소와 NRC의 계측제어 관련 연구현황을 조사하였다.

- Argonne National Laboratory (ANL)
- Brookhaven National Laboratory (BNL)
- Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL)
- Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL)
- Oak Ridge National Laboratory (ORNL)
- Sandia National Laboratories (SNL)
- NRC

(1) Argonne National Laboratory (ANL)

ANL의 Reactor Analysis Division은 Advanced Monitoring, Diagnostics, and Control 연구를 수행하고 있다. 이 분야는 다음과 같은 연구항목을 포함한다.

- Process Monitoring and Signal Validation : 발전소 감시 및 센서신호 검증을 위한 Multivariate State Estimation Technique (MSET)이라는 SW를 개발
- Diagnostic and Advisory Systems : 발전소 진단 및 운전 지원시스템으로 PRODIAG이라는 SW를 개발함
- Advanced Digital Control : 인공지능 기술을 응용한 발전소 공정제어 기법 연구

Reactor Analysis (RA) Division과 Reactor Engineering (RE) Division이 공동

운영하고 있는 Advanced Simulation and Control Laboratory (ASCL)는 다음과 같은 연구기능을 담당한다.

- Simulation of nuclear (or fossil) power plant systems and human-system interfaces
- Development of process monitoring, diagnostics, and control software to optimize the performance of nuclear plants and other engineering systems
- Enhancement of safety analysis capabilities for domestic and foreign reactors (in the framework of international cooperation on safety technology and open exchange of safety information)
- Modeling of nuclear waste forms and waste management systems and concepts
- Assessment of advanced transportation systems and traffic management concepts

그리고, ANL의 International Nuclear Safety Centers에서 관리하고 있는 Russia와 수행하는 9 가지 공동연구 항목 중에 다음의 I&C 관련 연구항목이 수행되고 있다.

- Development of Techniques for Monitoring and Diagnostics of Sensors, Systems and Equipment

Electronics & Computing Technologies (ECT) Division에서는 I&C 관련 연구로 Detector Development, Hardware Design, System Design, Software Development 분야의 연구를 수행하고있다.

- Detector Development 분야
- Radiation Detectors: Semiconductor Detector Systems, Scintillation Detectors
- Imaging Detectors: CCD based Image Intensifier X-ray Detectors, CCD based small area X-ray Detectors, Large Area CCD-array detectors, Neutron Imaging Detectors, Amorphous Silicon TFT Readout Detectors
- Miscellaneous Detectors: Motion Detectors, Positioning Systems, Temperature Monitoring, High Reliability Data Recorders
- Hardware Design 분야 : Custom VME, VXI, CAMAC Modules, Computer Interfaces, Motor Controls, Printed Circuit Board Design
- System Design 분야 : Data Acquisition Systems, Control Systems, Safety Systems, Electronic Communications, Telecommunications
- Software Development 분야 : EPICS Applications and Device Support, VxWorks Real-Time Systems, LabView Based Controls, PLC

Programming, Man-Machine/Operator Interfaces, Software systems and custom designed programs on PC, SunOS, HP-UX, VMS

(2) Brookhaven National Laboratory (BNL)

BNL의 Research Department 중 Energy Sciences and Technology Department 소속의 Nuclear Science and Technology Division의 Nuclear Systems Group에서는 I&C 관련 연구로 Russia 및 Ukraina 원자력발전소의 안전성 향상을 위한 미국 정부의 International Nuclear Safety Program (INSP)의 일환으로 원전 simulator를 이용한 Training program, 신규 simulator의 설치, 기존 simulator의 개선 등을 수행하고 있다.

또한 같은 Department의 Nuclear Energy and Infrastructure Systems Division의 Systems Engineering and Safety Analysis Group 중 Human Factors & Performance Analysis 분야에서는 기존 원자력발전소 I&C 시스템의 upgrade 및 신형 원전의 digital I&C와 관련한 다음과 같은 연구를 수행하고 있다.

- Human Factors Design Review of Advanced Reactors
- Development of An Advanced Control Room Design Review Guideline
- Advanced Alarm Systems
- Human Factors Issues Associated With Hybrid Human-System Interfaces

Systems Engineering and Safety Analysis Group 중 Engineering Techniques and Applications 분야에서는 연구의 일부로 다음과 같은 연구를 수행하고 있다.

- Risk-based approach to rank the relative impact of environmental stressors (temperature, humidity, vibration, smoke, radiation and electromagnetic interference/radio frequency interference) on digital Instrumentation & Control equipment and, consequently, on plant risk

한편, BNL의 Research Division 중 Instrument Division에서는 다음과 같은 Lab을 보유하고 연구를 수행하고 있다.

- Gas Detector Lab: National Synchrotron Light Source (세계에서 가장 밝은 ultra-violet 및 x-ray photons source)와 BNL의 High Flux Beam Reactor에 필요한 detector 개발을 위해 다음과 같은 연구 수행
  - A New Technique for Parallax Reduction
  - High Pressure Xenon Spectrometer
  - One and Two Dimensional X-ray Imaging Devices
  - Neutron Detectors
  - Detectors for Particle for High Energy / Nuclear Physics

- Semiconductor Detector development and Processing Lab:
  - 다양한 silicon detectors 개발
  - radiation damage effect hardness studies
- Microelectronics Lab:
  - CMOS Integrated circuits, HYBRID and MCM., BIPOLAR Integrated circuits
- Micro-Fabrication Lab :
  - CRADA with Lockheed Martin Tactical Defense Systems
  - High Aspect Ratio Deposition Masks
  - High Speed X-ray Detector Array for Synchrotron Applications

- 기타 : Optics and Metrology Laboratory, Laser Laboratory, Electron Microscopy Laboratory, Vacuum Deposition Laboratory 등

(3) Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL)

NEEL의 Human Factors Group에서는 다음과 같은 연구가 있다.

- Nuclear Operations & Process Control 분야
  - HF Engineeing Support for Westinghouse Hanford SAF Project
  - Procedures Writer's Guide
  - HF Course Development
  - M&O Factors in Risk Assessment
  - Risk Impact of New Technology
  - Video Display Unit Guidelines
  - Use of Artificial Intelligence (Response Tree) in Process Control Rooms
  - Nuclear Power Plant Operator Performance During high Stress Events
  - Onsite Analysis of HF of Operating Events
  - Human Reliability Analysis
  - Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Risk
  - Maintenance Personnel Performance Simulation
  - Control Room Upgrades for INEEL Advance Test Reactor
  - HG Support to Design Reviews
  - Task Analyses
- General Applications 분야
  - Human-System Interaction: A Methodology for Analyzing Human Performance
  - Field Test of the Personal Electronic Aid to Maintenance
  - Workload Guidelines for Advanced Technological Systems

- Investigation of Medical Mis-Administration

■ 기타 Military, Commercial Aviation 분야 연구

그리고, The Center for Human-System Simulation에서는

- Multi-Modal Influences on Decision Making
- Micro-Robot Cooperative Systems
- Adaptive and Context Sensitive Systems
- Advance Tactical Command Center Design 등의 연구 과제를 수행하고 있다.

이외에 Software and Electronic Department에서는 대부분 비원자력 분야의 연구를 수행하고 있으나 Sensor 분야의 연구로 Sensors for Plasma Systems, Chemical Sensing, Laser-Acoustic Non-Destructive Examination, Real-time, sensing and adaptive control systems for arc welding and other high-luminosity and rapid-motion processes, Advanced Size and Shape Determination, Tagging and Bar-coding Techniques 등을 연구하고 있다.

또한, Power Systems Engineering Department에서의 연구 중 I&C 관련 연구로는 다음과 같은 연구를 수행하고 있다.

- Centralized Utility & Power Plant Supervisory Control Systems,
- High Voltage Monitoring & Diagnostic Systems
- Prototype System Development & Testing

(4) Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL)

LLNL의 Fission Energy and Systems Safety Program 중 Computer Safety and Reliability Center에서의 주요 연구 내용은 다음과 같다.

- Software Safety and Reliability : 소프트웨어 안전관련 절차서 개발
- Real-time Performance : 계측제어에 실시간 적용 위한 기술적 기준 개발
- Testing Commercial Safety-related Software : 상용 소프트웨어 사용기준 개발
- Data Communications : 보호계통에 사용되는 통신망 하드웨어/소프트웨어 개발 위한 규제관점의 기술적 기준 개발
- ABWR Technical Review : GE의 ABWR 보호계통 평가
- Software Verification and Validation : 안전관련 소프트웨어-기반 계통의 확인.검증 승인기준 평가
- CE System80+ Technical Review : ABB-CE의 보호계통의 공통모드고장

(CMF), 심층보호(Defense-in-depth), 다양성(diversity), 고장모드영향평가(FMEA)등 평가

- Defense-in-Depth and Common-Mode Failure Assessment of WH AP-600
- Defense-in-Depth and Common-Mode Failure Assessment of GE SBWR
- Technical Specification Review for ABWR
- Technical Specification Review for CE System80+
- Safety Hazards Analysis Criteria : 디지털 계통의 안전성 위해도 해석 지침서 및 기준 개발
- Vendor Program Assessment : 원전 안전계통 사용 고신뢰도 소프트웨어 공급능력 평가, 상용 소프트웨어 사용 지침서 및 기준 개발

이외 LLNL의 sensor 기술개발은 다음과 같은 분야에 대해 수행되고 있다.

- Low-Level Radiation Sensor
- Compact Analytical Neutron Interrogation System
- Compton Backscatter Tomography
- Radiation Sensor
- Composite Radiation Detector
- Intelligent Nuclear Sensor
- 기타: Optical Chemical Sensor, Solid-State Infrared Camera, Remote Electric Field Sensor, High-Speed Digital Camera System, Tomography for Detecting Defects and Corrosion Damage, Imaging Fourier Transform Spectrometer (IFTS) System, Chemical Analysis Sensor, Corrosion Sensors, Sensors for Medical Diagnostics, Diode Laser Absorption Spectroscopy (LAS) Systems 등

(5) Oak Ridge National Laboratory (ORNL)

ORNL의 Instrumentation and Controls Division은 Electronic Systems Section, Analog and Digital Systems, Signal, Information, and Knowledge Processing Section, Technical Support and Management Systems Section의 4 section으로 구성되어 있으며 이중 처음 3 section이 연구개발을 담당하고 4번째 section은 연구개발을 지원하는 부서이다. 연구개발을 담당하는 3 section의 업무는 다음과 같다.

① Electronic Systems Section

■ Analog and Digital Systems:

- Chemical and Biological Mass Spectrometer
- Circuit Breaker Monitor, Closed-Loop, Step-Motor Control Using

Absolute Encoders
- Electronics for Large Sonar Arrays
- Sensor Concentrator for Special Nuclear Material Inventory System

■ Monolithic Systems
- Application-Specific Integrated Circuit Design and Algorithm Development for Life Extension of Nuclear Power Plants
- Bioluminescent Bioreporter Integrated Circuits ("Critters on a Chip")
- Infrared Transmitter for Tracking Africanized Honeybees
- MEMS Sensors for High-Sensitivity Measurements
- high resolution x-ray computed tomography (MicroCat)
- Molecular-Scale Electronics and Nanoscale Technologies
- Nuclear Materials Identification System
- PHENIX Detector Systems
- Photospectrometer on a Chip
- WA98 Experiment at the European Center for Nuclear Research

■ Radio Frequency and Microwave Systems
- Current Signature Analysis
- Microwave Cavity Measurements of Hydrogen Pellet Mass and Velocity
- Microwave Inspection System for Monitoring of Manufacturing Processes
- Microwave Reflectometry for Plasma Electron Density Profile Measurements
- Millimeter-Wave Radiometer Measurement of Plasma Electron Temperature
- Personal Radio Frequency Dosimeter
- Portable Microwave Diagnostic Probe
- Radio Frequency Microtransmitters
- Variable-requency Microwave Furnace
- Video Intercept Receiver
- Wireless Sensors for Manufacturing
- 94-GHz Reflective Environment Communication System

② Measurement Science Section

■ Advanced Laser and Optical Technologies
- Optical system design and analysis

- Mathematical modeling and analysis
- Laser R&D (optics, detectors, and sources for the IR, VIS, and UV)
- Optical metrology
- Optical sensors and measurements
- Optical signal processing

■ Advanced Nuclear Measurements and Controls
- Acoustic Signal Processing
- Application-Specific Integrated Circuit Design and Algorithm Development for Life Extension of Nuclear Power Plants
- Continuous Automated Vault Inventory System
- Fissile Mass Flow Monitor
- Fluid-Bed Upgrade Using Chaos Analysis
- Fuel Disassembly System
- Future Command and Control Vehicle
- Gas-Cooled Reactor Simulator
- Gas Flow Metrology Development
- High Flux Isotope Reactor Monitoring System
- Kalman Filter for Control of Complex Processes
- Mechanical Design Drafting Capabilities
- Modular, Distributed Hierarchical Control System
- Nuclear Materials Identification System
- On-Line Web Quality Monitoring System
- Process Simulator/Trainer

■ Sensors and Instrument Research
- Computer-Generated Holograms
- Continuous Automated Vault Inventory System
- Fluid-Bed Upgrade Using Chaos Analysis
- Galvaneal Thermometry with a Thermographic Phosphor System (1999 R&D 100 Award winner)
- Gas Flow Metrology Development
- Harsh Environment Sensors
- Increased Semiconductor Equipment Reliability Through Improved Mass Flow Controllers
- Intelligent Sensing Instruments and Solid-State Sensors
- Large-Area Plasma Facility with Real-Time Control

- Neural Network for Motor Fuel Identification
- Optically Based, Position-Sensitive Radiation Detection
- Portable Microwave Diagnostic Probe
- Rugged Incipient Failure Monitoring Module for Use in Oilfield Drill Bits
- SIMSICK Biocybernetic Device
- Solid-State H2 Sensor for Safety Applications
- Stamp Perforation Registration Measurement System
- Transient, High-Temperature Gas Flow Measurement System
- U.S. Navy Tri-Axis Magnetometer
- UV-B Exposure Facility

③ Signal, Information, and Knowledge Processing Section

■ Advanced Methods

- Aircraft Recognition from Acoustic Signatures
- Enclosed Space Detection System (1997 R&D 100 Award winner)
- Fast, Continuous Wavelet Transform
- Forensic Analysis of Audio Evidence
- Magnetic Spectral Receiver (1995 R&D 100 Award winner)
- Multiresolution Analysis: Wavelet Transform Applications
- Neutron Signature Analysis for Nuclear Weapons Identification
- Predicting Failure and Incipient Failure of Aircraft Integrated Drive Generators
- SIMSICK Biocybernetic Device

■ Experimental and Operational Facilities

- Cesium Removal Demonstration
- Enriched Uranium Operations
- Environmental Effects Laboratory
- Fissile Mass Flow Monitor
- Heavy-Section Steel Irradiation Annealing
- High Flux Isotope Reactor Cold Source
- Nuclear Materials Identification System
- Radiochemical Engineering Development Center Support
- U.S. Department of Energy Transparency Program

■ Image Science and Machine Vision

- Measurement & Controls for Industry: Semiconductor Wafermap

Analysis, Direct-to-Digital Holography, Semiconductor Electrical Test Analysis, Semiconductor Defect Analysis, Image Retrieval in the Manufacturing Environment, Characterization of Paper Formation, Textile Printed Pattern Inspection, Imaging Colorimetry, Inspection of Technical Ceramics, Oak Ridge Web Testbed, Test facility designed to facilitate the development of web inspection technologies, Currency and Postage Stamp Inspection

- BIOLOGICAL SCIENCES: Analysis and Screening of Digital Mammograms, Small Mammal Computed Tomography, Biological Mine Detection,
- SURVEILLANCE & SECURITY

■ Real-Time Systems

- Electronics for Large Sonar Arrays
- High-Speed Digital Recorder Interface and Playback Decommutator
- Real-Time Beamformer Measurement System for Accurate Estimation of Underwater Acoustic Energy
- Shore-Based R&D System for Sonar Systems Certification
- Sonar Signal Analysis System
- 800-kHz Narrowband Signal Processing System

(6) Sandia National Laboratories (SNL)

SNL의 High Integrity Software Program에서는 Correctness Research 분야로

- Abstraction, Synthesis and Transformation
- Software testing for High Consequence Automated systems
- Visualization of Abstract Objects

System Immunology 분야로

- Digital Isolation & Incompatibility
- Critical Software Event Execution Reliability (SEER)
- Security and System Fault Analysis 등의 연구를 수행하고 있다.

그리고, Electronics Quality/Reliability Center (EQRC)에서는

- Failure AnalysisMicroelectronics Reliability
- Microelectronics Reliability
- Micromachine (IMEMS) Reliability
- Packaging Reliability

- Radiation Effects
- Electronics Materials

등의 연구를 수행하고 있으며, Energy, Information and Infrastructure Technology Division의 Risk Assessment and Risk Management 연구를 Environment and Environmental Restoration, Information Systems, Nuclear Reactors, Physical Security, Production and Manufacturing, Transportation, Waste Management, Weapons 등의 분야를 대상으로 수행하고 있다. 이중 Information Systems 분야의 연구로

- Communications Network Reliability
- Risk Management of Software and Information Systems
- 기타 : Qualitative Methods for Assessing Risk, Risk Management Tools, System Prioritization Method, The Laboratory Integration and Prioritization System (LIPS) 등을 수행하고 있다.

(7) NRC

Control, Instrumentation, and Human Factors Branch와 Office of Nuclear Regulatory Research에서 수행중인 계측제어 분야에 대한 연구내용은 아래와 같다.

① I&C

- Environmental Qualification of Advanced I&C (with ORNL)
- Acceptance Criteria for EMI/RFI in Digital System (with ORNL)
- Impact of Smoke on Digital I&C (with SNL)
- Total System Requirements Spec Framework (with SNL)
- Risk Ranking of Environmental Stressors on Digital I&C (with BNL)
- Application of Computer-Based I&C Systems to Nuclear Power Plants (with National Academy of Science)
- Digital System Performance and Reliability (with Univ. of Virginia)
- CASE Tool to Evaluate Diversity in Safety System Hardware (with National Institute of Science and Technology)
- Software Language for Use in NPP Safety Systems (with SoHar)
- Investigate and Develop Digital System Reliability Measurements (with LLNL)
- ESFAS Requirements Specification Framework (with LLNL)

② Human Factors

- Human-System Interface (with BNL)
- Personnel Performance

· Review Guidance on the Staffing of Advanced Reactors

· Revision of Human Performance Investigation Process (HPIS)
· Human Performance in Complex System (with Univ. of Wisconsin)
· Root Cause Investigation Improvements (with Performance, Safety & Health Associates, Inc.)
- Organizational Factors
· Case Studies of Organizational Effectiveness (not yet assigned)
· Early Indicators of Organizational Effectiveness (not yet assigned)

③ 기타
- Performance Modeling by Discrete Events (with Army Research Laboratory)
- Improved HRA Methods Based on Operating Experience (with SNL)
- Management & Organizational Factors in PRA (with INEEL)
- Training and EOPs
- Human Factors Event Database

2. 유럽의 연구현황

가. 유럽의 원자력 정책추이

현재 원자력 발전소의 건설 현황을 보면 북미, 서구 지역은 프랑스를 제외하면 단 한기도 없는 추세이다. 따라서 유럽의 원전 연구 개발은 주로 방사성폐기물의 안전 관리를 위한 처분기술의 확보에 주력하고 있다. 일반적인 연구 추진 방향은 폐기물 관리 방법, 수거 체계 방법, 폐기물 처리 방법 등으로 분류할 수 있다.

중.저준위 폐기물 관리의 연구로는 사용 후 폐기물의 저장 시설 및 수송 방법 등을 연구하고 있다. 그리고 주요 연구 안건은 원자력 발전소를 대체할 대체 에너지 개발과 관련된 연구를 중심으로 많은 연구비가 조성되고 있다.

그리고 위축된 원자력 산업계를 위해 프랑스는 원자력 산업을 통합하여 ANP(Advanced Nuclear Power)를 만들어서 국내 및 국제 경쟁력을 강화시키고 있다. 또한 유럽내의 인접 국가들의 원자력 산업계와 제휴 또는 회사를 병합하여 경쟁력을 강화시키고 있다. 이러한 국제 경쟁력의 강화 배경에는 서두에 언급했듯이 구미, 서구 유럽에는 단 한기의 원자력 건설도 계획된바 없지만, 한창 경제개발에 적극적인 아시아권은 전세계의 원자력 건설계획의 61%를 차지하고 있어 아시아권을 겨냥한 계획으로 간주할 수 있다.

이러한 배경을 가지고 유럽의 일부 주요 국가들의 원자력 정책과 공공의 현안, 관련 연구 현황을 살펴보면 다음과 같다.

(1) 핀란드

■ 원자력 정책

- 사용후 핵연료 관리 및 처분 연구 중점.
- 가동중인 원자력 발전소의 원자력 안전 및 환경 분야에 중점.
- nuclear phase-out 정책 채택.
- 사용 후 핵연료 처리는 COGEMA와 Synatom에서 수행.
- 사용 후 핵연료 중간저장소의 저장 한계에 있으므로 대책 검토.

■ 관련 연구

- 사용후 핵연료 관리에 대한 연구.

(2) 프랑스

■ 원자력 정책

- 1999년 12월 위원회에서 원자력 발전은 발전용량을 유지시키고 대체 에너지 공급원 개발에 중점을 둠.
- 대체 에너지 : fuel cells, solar PV, wind power, biomass등
- 원자력 안련과 관련 후행 핵연료 관리, 원자력 폐기물 관련, 원자력 안전 및 공중
- 원자력 산업을 통합하므로 국제 경쟁력을 강화하기 위해 ANP(Advanced Nuclear Power)를 구축.
- Framatome ANP(66%) + Siemens(34%)

■ 공공 현안

- 1999년 원자력에 대한 여론 조사에서 59% 찬성, 35% 반대.
- 87%는 추후 원자력 건설에 대해서는 반대.

■ 관련 연구

- 사용후 핵연료 관리.
- 핵연료 주기 개선.
- Fast Reactor Breeder.

(3) 독일

■ 원자력 정책

- 긴급히 대두되고 있는 사용후 핵연료 저장 문제에 대한 토의가 이루어짐.
- 현재 승인된 사용후 핵연료 수송이 이루어지지 못하고 있으며 정부는 2002년의 선거를 의식하여 아무 조치를 취하지 않고 있음.

■ 공공 현안

- 국민의 대부분 원자력 반대.

■ 관련 연구

- 원자력 안전 관련연구.
- 사용후 핵연료 처분 관련연구.

(4) 헝가리

■ 원자력 정책

- 1998년 생성된 원자력 기금을 사용후 핵연료 관리에 사용하게 함.

■ 관련 연구

- 사용후 핵연료 처분 관련연구.

(5) 이태리

■ 원자력 정책

- 저준위. 고준위 방사성 폐기물 처리.
- Nuclear Fission Research 중점을 두어 코드 개발, 신 핵연료 개발(코드)을 수행.

■ 관련 연구

- 코드 개발
- preliminary neutron and thermoidraulic design을 ENEA와 ABSALDO가 수행하여 DEMO plant 설계 자료 생산.

(6) 네덜란드

■ 원자력 정책

- 핵연료 주기와 후행 핵연료에 관한 논의.
- 핵연료 재처리 문제 언급 찬반 논의.
- 2003년 이후에 플로트늄 재처리에 관한 이론적인 가능성을 조사 예정.
- 원자력 산업을 통합하므로 국제 경쟁력을 강화하기 위해 NRG (Nuclear Research and Consultary Group)을 만들어 탈유럽화를 꾀함.
- 관련 분야: Materials, Monitoring and Inspection, Fuels, Isotopes, Risk Management and Decision Analysis, Radiation and Environment)

■ 관련 연구

- High Temperature Reactor 개발(일본, 독일, 남아메리카)

- Mixided Oxide fuel development (일본)

(7) 스위스

■ 원자력 정책

- 원자력 반대자들에 의해 Moratorium Plus를 선언하도록 요구받음.
- Moratorium은 가동중 발전소의 upgrade를 반대하고 신규발전소 건설 반대하는 것을 말함.
- 보수적인 관점에서의 에너지 관련 연구수행을 위하여 P+D에 대한 관련 기금 증액 (Pilot + Demo plant projects).
- P+D에 사용될 신에너지원 개발 연구에 연구 기금 증액.
- 원자력 발전과 관련 연구 기금 삭감.

■ 공공 현안

- 정부에 Moratorium Plus를 선언하도록 강요

■ 관련 연구

- 산학연 합동으로 대형, 복합적인 plant를 설계, 건설
- 기본 연구로 Solid state physics and Material Sciences, Particle Physics 육성
- Life sciences (방사선 이용)
- 사용후 핵연료 관리
- 핵연료 처분장
- 안전 관련 연구

나. 각국의 계측제어 분야 연구현황

(1) 영국

(가) 연구현황

영국[32]의 원자력 발전은 1995년부터 상업운전을 시작한 1188 MW 가압경수로형인 Sizewell B(1개의 원자로)를 포함하여 8개의 원자력발전소를 보유한 British Energy의 발전용량이 9,600 MW에 이르며, 1999-2000간 총 발전량은 63 TWh이다. Sizewell B 이외의 발전소들은 AGR (Advanced Gas-cooled Reactor)가 대부분이며, Torness와 Heysham 2는 35년의 수명을 갖도록 5년의 수명연장을 취하고 있다. 1995년도에 상업운전을 시작한 가압경수로형인 Sizewell B의 I&C 계통이 관심의 대상이며, 1996년 British Energy의 Millennium Issue로 제시된 항목 중에서 "Safety Approach"가 디지털 I&C 계통의 개발과 관련이 있다.

(나) Sizewell B의 디지털 I&C 계통

Sizewell B는 "비정상적 경보(unusual alarm)"로 인해 영국 원자력규제기관이 안전성 문제를 제기하였다. 이 때의 경보는 발전소의 evacuation procedure와 같은 평범한 문제점이라기보다는 비상사건에서의 원자로를 관리하기 위한 목적으로 설계된 " 소프트웨어"가 더 위험할 것으로 예측했다. 즉, Sizewell B 원자로의 "Primary Protection System (PPS)"의 보호기능에 100,000 라인의 컴퓨터 코드를 사용한 소프트웨어 기능을 의미한다. 만약, 비상시에 PPS가 고장나면 Sizewell로부터 90 Km 거리에 위치한 런던과 같은 인구 밀도가 높은 지역이 nuclear meltdown의 영향으로 심각한 사태가 발생할 것으로 예측된다.

테스트 벽(barrage of tests)을 통해 PPS를 설치할 수도 있으나, 소프트웨어가 거의 절반 정도의 테스트 벽을 고장나게 한다. 이러한 초기결과를 토대로 Nuclear Electric 관계자는 소프트웨어에서의 고장보다는 테스트에서의 고장을 매우 심각하게 생각하여, 소프트웨어에 대한 불확실성(uncertainty)을 고려하였다. Nuclear Electric의 Sizewell B 디지털보호계통의 소프트웨어에 대한 확인 및 검증은 그림 17과 같은 활동으로 이뤄졌다.

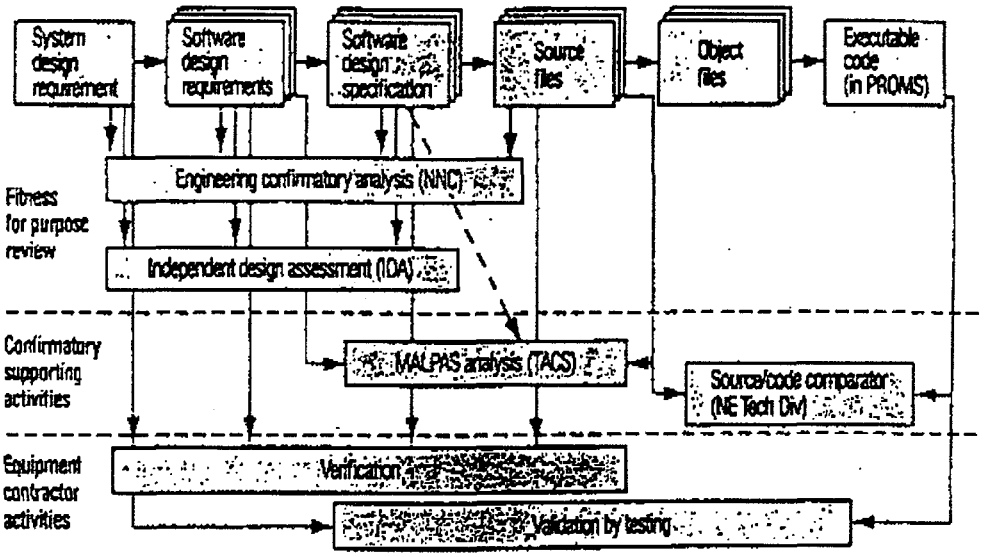

그림 17. Sizewell B 디지털보호계통의 소프트웨어에 대한 확인 및 검증활동

NII에 의해 수행된 1993년의 소프트웨어 시험에서는 고장률 52%의 결과를 얻었으나, PPS에 대한 시험 결과는 공표하지 않은 상태로 안전(safe)에 문제가 없다는 결론을 내렸다. 그러나, 안전계통에 사용된 소프트웨어의 신뢰도 문제는 여전히 발전소 성능에 영향을 미치는 요인으로 남아 있었다. 결국, 100,000년에 1번의 고장율(failure rate)을 1,000년에 1번으로 변경하여 상업운전을 시작하였다. 한편, full power 운전을 위해 녹색신호(green light)가 들어온 1995년 여름까지도 안전에 대한 우려(doubts)는

계속된 것으로 짐작된다.

(다) 컴퓨터-기반 보호계통

영국 AGR Nuclear Electric에 의해 "civil UK reactor"에서 사용이 허가된 최초의 컴퓨터-기반 보호계통(computer-based protection system)인 AEA Technology의 Single Channel Trip System (SCTS)는 safety critical software의 개발과 모니터링 시스템의 두 가지가 고려되었다. Coolant gas flow를 제한하고 channel cooling을 줄이는 가스 고장(gas failure)으로 인하여 전력생산에 한계를 가져왔기 때문에, Dungeness B AGR Nuclear Electric의 결정은 원자로를 수정(modification)하는 것보다는 가스결함(gas fault)에 대한 방어(defense)를 채택하고자 하였다. 이러한 결정의 계통요건은 408개의 원자로의 연료 채널(fuel channel) 각각에 간단한 고온트립(high temperature trip)을 대상으로 하였다. 가스 고장에 의한 트립기능은 기존의 아날로그 기술을 사용하여 제공되어 왔으나, 많은 수의 연료 채널과 각 연료 채널에서의 다중보호 채널에 대한 요구를 동시에 만족하도록 컴퓨터-기반 보호계통인 SCTS를 사용하는 것이 해결책이었다.

SCTS는 가스고장 사건으로 발생하는 "high coolant gas outlet temperature"가 탐지(detection)되면 원자로를 트립시키는 AEA Technology의 "Inherently Safe Automatic Trip (ISATTM) 구조를 채택하였다. ISATTM 구조는 필요에 따라 2-out-of-4 논리에서 작동하는 4개의 보호채널로 구성되며, 각 채널에는 2개의 thermocouple만 있기 때문에 기존의 2-out-of-3 논리는 불가능하다. 시스템 소프트웨어는 기존 ISATTM 시스템을 위해 개발된 10년 이상 소프트웨어 에러가 발생하지 않은 이력을 가진 것을, high coolant temperature protection을 위해 Dounreay의 prototype fast reactor를 이용하여 개발하고 테스트하여 상용 프로세서와 버스(bus)에서 실행되도록 하였다.

ISATTM 시스템의 요건 중 하나로 기기 모니터링과 사건(시스템의)에 대한 데이터 획득을 들 수 있으며, 이를 위해 외부의 PC 모니터가 사용된다. SCTS 컴퓨터가 단방향의 광 링크를 통해 정보를 보내면 모니터 컴퓨터는 데이터를 획득하여 기기상태 정보를 제공하기 위하여 데이터 처리를 수행한다. 이러한 컴퓨터의 몇 가지 기능은 다음과 같다.

- 실시간으로 모든 부품(parts)의 상태 표시
- 실시간으로 온도신호를 표시
- 데이터의(특히, thermocouple의) 일관성과 진단을 수행
- 트립분석을 제공
- 트립분석을 위한 데이터를 제공하기 위하여, 주기적으로 계통트립 이전과 트립동안 즉각적으로 thermocouple data를 포착

어셈블리 언어로 씌어진 소프트웨어는 IEC 880에 따라 개발되었으며, EWICS

TC7의 "adaptive software maintenance model"로부터 유도된 수정과정을 여러 번 반복하여 적용하였다. 소프트웨어 변경(software change)은 각 단계마다 계획된 절차(대략 7개 과정)에 의해 매뉴얼 개발과 검증이 완성되었다. 개발과정에 적용된 계획된 절차는 다음과 같은 활동으로 설명될 수 있다.

- Customer의 수정요청
- 개발자의 feasibility study
- 개발에 의해 수정
- 명세와 독립검증의 수정
- 설계와 독립검증의 수정
- 코드와 독립검증의 수정
- 시험계획과 독립검증의 수정
- 시험보고 및 독립검증
- 형상보고(configuration Report)

규제기관(NII)으로부터 시스템을 인정받기 위해서는 "소프트웨어가 하드웨어의 신뢰성을 떨어뜨리지 않음을 증명"해야 하는데, 이를 위해 고전적인 방법으로 알려진 고장모드 영향분석(Failure Modes Effect analysis: FMEA)과 결함 수목분석(Fault Tree Analysis: FTA)이 수행되었다. 인허가와 관련하여 소프트웨어 코드(code)와 SCTS의 사전 설정값(precedent-setting)에 에러가 없다는 신뢰(confidence)를 제공하기 위해, 계통의 독립검토가 수행되었다. 하나는 개발공정의 품질(특히, 소프트웨어의 품질)에 다른 하나는 하드웨어와 결함에 대한 검토였다.

(라) 소프트웨어-관련 연구개발

컴퓨터-기반 안전계통(computer-based safety-critical systems) 개발에서 발생되는 문제점을 주로 연구하기 위한 "Demonstration of Advanced Reliability Techniques (DARTS)"는 CEC에 의해 연구비의 일부가 지원되었다. 주요 이슈가 제품생산과 신뢰성의 비용에 미치는 영향으로 컴퓨터 언어의 선택, 개발방법론의 선택, 도구지원 역할, 시험방법론(e.g., black box, white box, statistical&operational), 그리고 평가를 들고 있다. DARTS 실험은 SCTS에서와 같이 2-out-of-4 논리를 갖는 4개 채널의 보호계통에 대한 요건을 위해, 자연어 요구명세(natural language requirement specification)를 생산한다. 4개 채널에 대하여 4개 개발팀 각각이 하나씩의 보호채널에 대한 요구명세를 생산한다. 그리고, 4개 보호채널의 요구명세 생산에 따른 노력(effort)에 대한 분석, 정적 코드분석(static code analysis), 생산성분석(productivity analysis)의 결과가 유용하였음을 시사하고 있다. 한편, 1980년대 초 원자력 분야의 경험이 많은 Adelard staff들에 의해 정형방법(formal methods)을 "Sizewell B PPS (Primary Protection System) 평가에 응용"하는 연구가 수행되었다. 이러한 Adelard의 연구 결과는 최근들어 "on-line plant monitoring system 평가"와 "quantified

software safety cases 연구"를 포함하고 있다. 기타, Scottish Nuclear Electric plc와의 계약에 의해 "The Nuclear Safety Research Programme on C&I" 프로젝트의 일부로 수행된 Adelard의 safety case에 대한 연구로써 "QUAntification of Reliability in Computer-based systems(QUARC1과 QUARC2)", The University of Virginia Reactor (UVAR)의 2 MW 열출력의 concrete walled pool reactor를 이용한 safety critical systems에 의한 제어와 관련된 연구 등 소프트웨어 공학의 원자력에의 체계적 접근이 비교적 활발한 편이다.

(2) 러시아

(가) 연구현황[29,30]

1986년의 체르노빌 사고 이후 원자력 산업이 매우 축소되긴 했으나, 러시아의 원자력 발전량은 현재의 21.2 GWe에서 2010년까지 27.56-29.2 GWe로 예상하고 있다(1998년도 정부 계획). 안전성 향상과 2003-4년도에 정지(shutdown) 예정이던 원자로를 2010년까지 연기하는 등 가동수명(operational lifetime)을 연장하는 정책으로 바뀌고 있다. 러시아의 원자로 대부분이 RBMK형과 VVER형이며, 600MWe CANDU 원자로 2기의 건설도 계획하고 있다.

(나) 디지털 안전계통

① Ignalina 발전소의 원자로보호계통

EBRD(European Bank for Construction and Development) 자금을 받아 Ignalina 원자력발전소 2개의 RBMK 원자로보호계통이 upgrade 될 예정이며, 웨스팅하우스(Westinghouse)와 AEA Technology에 의해 수행된 검토 결과로 영국 Sizewell B와 체코 Temelin 발전소에 사용된 웨스팅하우스의 프로세스 제어 기기(process control equipment)를 공급하기로 결정되었다. 보호계통 하나는 low reactor coolant flow(LRCF)를 보호하고, 다른 하나의 보호계통은 low operational reactivity margin(LORM)을 보호한다. 보호계통 upgrade를 수행하게된 직접적인 이유는 체르노빌 사고이며, 이로 인해 국제적 관심이 RBMK 원자로의 안전성에 관심이 집중되면서 "G7 nuclear safety account"를 통해 연구비가 지원되었다.

■ LRCF

LRCF 기능은 reactor core를 냉각하는 1661개의 reactor inlet water pipeline에 냉각수(coolant)를 공급하는 40개 group distribution headers(GDH) 중 어느 하나의 inlet에서의 체크밸브(check valve) 또는 격리밸브(isolation valve)의 고장을 설계기준(design base) 사건(event)으로 한다. 이러한 사건은 reactor inlet water pipeline의 coolant flow를 모니터링하고, low flow 사건에서는 원자로를 정지(shutdown)함으로써 보호된다.

■ LORM

Low ORM(operational reactivity margin)의 보호는 211개의 제어봉, 160

axial power density distribution (APDD) detector의 출력, 127개의 radial power density distribution(RPDD) detector의 출력을 모니터링하는 것이다.

■ 계통구조

그림 18과 같이 보호계통이 독립적인 이중의 backbone(protection highway)인 Fiber Optic Transceiver (FOT)에 의해 연결되며, 토큰 전달 프로토콜(token passing protocol)을 사용한다. 분산처리를 위해서는 데이터 네트워크(data highway)가 사용되며, 보호기능은 모든 field input을 처리하는 2가지 형태의 입력처리 캐비넷(LRCF & LORM)과 논리처리 캐비넷(logic processing cabinets: LOGC)에 할당된다.

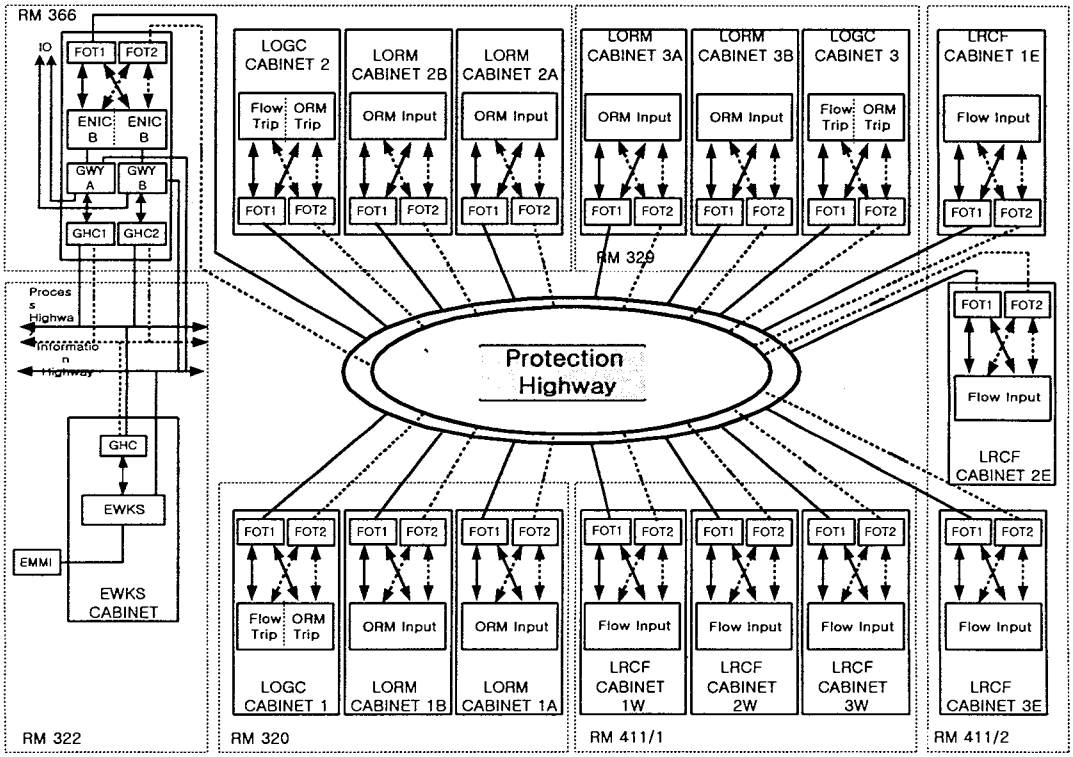

그림 18. Ignalina 원자력발전소의 원자로보호계통

다중 입력 캐비넷(multiple input cabinet)은 가용한 공간에 따라 배치되며, 센서 가까이에 배치될 수 있어 센서 케이블(sensor cabling)을 최소화할 수가 있다. Sizewell B와 Temelin의 표준설계(standard nuclear design)에서 상용제품의 검증 입출력 보드설계(proven I/O board design)가 채택되어 왔으며, coolant flow와 rod position의 측정(measurement)을 위해 웨스팅하우스의 상용 입출력 표준(commercial I/O standard)에 따라 2개의 새로운 보드가 AEA Technology에 의해 설계된다. 이러한 접근은 입출력 밀도(I/O density)를 최대화함으로써 캐비넷 수량과 비용을 최소화하는 효과가 있다.

논리 캐비넷은 기존 제어 및 보호계통(CPS)의 2-out-of-3 논리의 트립출력

(partial trip output)을 발생시키며, 각 캐비넷은 ORM 트립에 대한 처리와 flow trip에 대한 처리부분의 2개의 기능부분으로 나눠진다. 이는 트립 반응횟수(trip response times)와 2개의 트립 알고리듬(trip algorithm)의 상대적 복잡도(relative complexity)에 따라 결정된다. 그러므로, 개별 프로세서(separate functional processors)를 사용함으로써, 트립 반응횟수가 최소화되는 동시에 트립 반응시간이 더 빨라지게 되는 장점이 있다.

Ancillary system은 data highway를 통해 보호계통과 격리되며, 정보 모니터링 플랫폼을 제공한다. Ancillary system은 다른 계통에 영향을 주지 않고 프로세스(process) 및 정보 하이웨이(information highway)를 통해 확장이 가능하다. EWKS(engineering workstation)는 디스플레이(customized displays), 그래픽 및 경보관리(graphics & alarm management)를 담당한다.

② Generalized Operator Support System (GOSS) [31]

체르노빌 원전의 사고 이후, 운전원에 의한 운전 결정에서의 실수(mistakes)를 감소하기 위한 목적으로, Leningrad 원전의 수퍼바이저 운전원을 위한 "정보표시 시스템(Information Display System: IDS)"의 개발이 수행되었다. 이러한 운전원을 위한 정보표시 시스템을 "GOSS"라 하였으며, RBMK 형태의 unit에 대한 특징을 바탕으로 개발되었다. GOSS는 발전소의 사고천이(Accident Transitions)의 파급(propagation)을 방지하기 위한 "System of Dynamics Barriers (SDB)" 개념을 적용하여 우선순위(priority)가 결정된다. 체르노빌과 TMI 사고의 원인 중 하나는 운전원의 잘못된 결정이며, 이는 IDS의 불완전과 관련이 있다는 판단 때문이다. 전산처리(computerized processing)에 의한 정보 표시 기술은 객체(object)에 대한 "global view"의 제어(control) 기능과 함께 위험상태/모드(dangerous states/modes)의 정의와 가장 중요한 제어기능에 대한 가능성을 제공하도록 개발되었다.

GOSS는 IAEA의 "ASSET" 방법론과 R.F. "Regulation for Quality Assurance of NPP Operation"에 따라 발전소의 기능 고장에 대한 초기사건(initial events)을 기기(equipment), Staff (or personnel), 그리고 절차(procedures)의 "quality provision components" 고장으로 정의한다. GOSS 개발의 주된 이유로는 다음과 같은 2가지 이유를 들고 있다.

- R.F. 일반안전 수칙(General Safety Rules)의 4.4.4항의 요구
- RBMK는 수퍼바이저 운전원의 작업공간(working places)에 IDS가 없음

한편, GOSS 개발에 적용된 RBMK 형태의 원자로 특징은 다음과 같다.

- 기존 데스크 및 제어판넬에 임의로 배치된(settled) 많은 수의 표시기(indicators), 화면(displays), 경보(alarms), 대략 10,000여개의 변수(parameters)에 대한 신호(lights)의 가용성(availability)
- 수퍼바이저 운전원(DPSS, PSS)에 의한 3가지 일상 운전원동작(ordinary

operator's actions)의 상호협조(채-operation)의 필요성
- Shift 수퍼바이저 운전원의 작업공간에 설계된 OSS의 투사(project)공간 부족
- Shift 수퍼바이저 운전원의 일상의 운전원 동작을 점검과 수퍼바이저 제어의 요구(need)

그리고, GOSS 우선순위에 적용된 SDB는 다음과 같다.
- 발전소 조건(conditions or states)의 형태(types) 분류
- 운전원의 주기능(main function)과 지원시스템(supporting system)을 천이(transition)동안 확인된 발전소 조건의 형태로써 결정
- 모든 형태의 발전소 조건에 대한 제어를 위해 videogrammes(display)의 최적 패키지 선택
- 발전소 조건의 형태, 천이 시간, 그리고 shift supervisor 운전원 직무성격(character of tasks)에 따른 최적 정보표현 및 내용(content)의 선택
- 외국에서 수행된 다른 형태(I,A,H1-4, U1-5, 기타)의 비상절차의 범위(spheres)의 결정

정상에서부터 비상까지의 상태조건을 수퍼바이저 운전원의 모니터에 표시하는 Safety Observation Screen (SOS)는, 안전과 신뢰도 관점에서 중요한 모든 편차가 일반화된 또는 개개의 신호 이미지(signal image)와 함께 표시된다. 결과 적용현황(당시 제안된 것이나 실제 사용여부는 불명확)은 다음과 같다.
- Shift Supervisor, Senior operators, Safety supervisors, NRC Inspectors,plant men-on-duty를 위한 display device
- Crisis Center specialists를 위한 표준 IDS (RBMK- or WWER-type)
- 사고 경과의 느린 상태의 진행(demonstration)을 통한 사고분석

(3) 이탈리아

(가) 연구현황 [27]

체르노빌 사고 이후, 이탈리아 정부는 가동 원전을 정지하고 신규 건설을 중단하였다. 그러나, 새로운 사고 시나리오와 관련된 연구와 평가, VVER 및 RBMK 발전소의 안전성 향상을 위해 설립된 European programs에서의 동구국가에 대한 기술지원과 같이 외국의 신형 및 피동 안전 발전소(advanced & passive safety plants) 개발에의 참여로 요약되는 안전성 분야로 국한하여 연구개발이 지속되었다. 한편, 1987년의 신규 원자력발전소 건설이 중단되기 직전 원자력발전소의 안전에 적용하기 위한 디지털 기술의 개발에 노력이 집중되었다.

(나) Computer-Based Systems Important to Safety

컴퓨터-기반 보호계통의 원자력발전소 적용에 대한 이탈리아 Safety Body (National Agency for Environmental Protection: ANPA)의 활동은 주로 미래의 설계 원전과 동구의 발전소에 디지털 기술에 의한 계통의 평가에 초점을 두고 있다. 즉, 안전계통의 컴퓨터 시스템과 소프트웨어의 품질과 신뢰성에 타당한 일반원칙, 원자력발전소에 적용되는 Digital Programmable Systems의 적절성에 대한 평가기준을 위해 일반원칙의 효과적인 응용평가를 프래임워크로 한다. 특히, 계통설계와 구현에 관한 모든 엔지니어링 활동과 더불어, 확인검증(Verification & validation: V&V) 단계들이 규명되는 적절한 개발주기(development cycle)의 정의에 중점을 두고 있다.

■ 통합보호계통 (Integrated Protection System: IPS)

1987년도 추진된 마이크로프로세서-기반 보호계통(IPS)을 PWR 원전에 사용하기로 계획하였다. IPS의 개념설계는 웨스팅하우스가 담당했으나, 주요 계통설계는 이탈리아 Ansaldo와 Enea가 담당하였다. 안전성 평가에 대한 국제적인 활동으로 new engineering standards, safety evaluation methods, 그리고 licensing approach의 개발이 지원되었다. 한편, 디지털 계측(digital instrumentation)과 관련한 검토가 다음을 대상으로 수행되었다.

- ITER fusion plant의 디지털 제어계통
- GE와 공동에 의한 SBWR 디지털 보호계통
- AP600 인증(certification process)에 대한 NRC와의 협력
- Evolutionalry PWR과 관련된 이슈해결을 위한 TSO 연구 프로그램에 참여
- Evolutionary PWR에 대한 유럽요건인 EUR Rev. B 문서의 검토
- 기타, Kola 발전소의 기술지원을 위한 유럽국가와의 공동참여 등

■ 디지털 시스템의 평가

원자력발전소에 적용된 디지털 프로그래밍이 가능한 시스템의 적합성 평가는 디지털 계통의 전체 특징에 기초를 두고 있으며, 다음과 같은 항목을 고려한다.

- 설계기준(design based) 및 일반정보

i) 보호계통

ii) 주제어실 (안전 모니터링 계통 및 운전원 지원계통)

iii) 제어계통

- 디지털계통(하드웨어) 관련

i) 데이터 수집, 논리 및 계산기능(logic & computational functions), 데이터 저장(data storage), 데이터 링크

ii) Fail-safe & self-test features

iii) 신뢰성 향상과 관련된 특징(features)

iv) 전기적 분리(electrical separation), 데이터 전송을 위한 광신호사용

- 소프트웨어 수명주기 관련

i) 소프트웨어 개발주기(software development cycle)

ii) 소프트웨어 요구분석을 위한 정형방법의 사용

iii) 소프트웨어 설계 및 테스트를 위한 공학기법 및 자동화 도구 (V&V, V&V 팀의 독립성, 소프트웨어 diversification 사용, safety critical software의 취급, proprietary or commercial software의 nuclear grade로의 검증, software maintenance)

- 기타, quality, design, realization, operation considerations 등

■ 안전관련 소프트웨어를 위한 프레임워크

- 소프트웨어 품질 및 신뢰성 (Software quality & reliability)
- 에러배제(error avoidance) 및 결함감내(fault tolerance)
- 개발주기 (development cycle)
- 확인검증 (V&V)

(4) 기타 국가들

(가) 네덜란드

네덜란드의 원자력 산업에 대한 전반적인 정보는 충분치 않으나, 기술 집약적인 연구에 주력하는 것으로 보인다. Delft University of Technology의 Interfacultair Reactor Instituut의 연구주제 는 다음과 같다.

- Natural circulation BWRs
- BWR dynamics
- Fluidized bed nuclear reactor
- Local void-fraction determination
- Monte Carlo variance reduction methods
- High Temperature Reactors
- Reactor physics computer code package
- High frame-rate neutron radiography

(나) 스페인

스페인은 원자력발전 개발을 일찍이 적극적으로 추진하였다. 그러나, 1982년에 탄생한 사회노동당 정권은 원자력발전개발계획의 대폭 축소를 결정했다.

그후 1983년에 책정된 국가에너지계획(PEN)에서는 건설중인 레모니스 1,2호기 (PWR, 93만 kWx2, 진척율 97%, 57%), 바로데스 1,2호기(BWR, 97aks 5,000 kWx2, 진척율 71%, 58%) 4기의 건설이 중단되었다. 또한, 계획 중이었던 Trillo 2호기(PWR : 104만 kW)도 중단되었기 때문에 현재 건설중인 원자력발전소는 없다.

(다) 핀란드

핀란드의 경우 구소련으로부터 도입한 VVER 2기가 있지만 계측제어시스템 및 ic condensor형 격납용기 등 서방사양의 안전설비를 갖추고 있어 안전성이 염려되는 동구의 VVER type과는 전혀 다른 것으로 알려져 있다.

핀란드에 있어서의 원전은 1970년대 후반 및 1980년대초에 도입되었다. 현재 전력량의 약 1/4 가량이 Loviisa 및 Olkiluoto 부지에 있는 4기의 원전에 의해 공급되고 있다. 운전기록은 4기 모두 훌륭한 기록을 가지고 있다. 현재 4기 모두 야망적인 현대화 사업계획을 시작하였으며 이 사업계획을 통하여 전력생산량 증가 목적도 함께 추구하고 있다.

Loviisa 원전의 현대화 계획은 1995년에 시작되었으며 금년(2000년)에 완성될 예정이다. 이 프로젝트의 주요핵심은 발전의 안전성을 검증(e.g. INSAG-8)하고 전력생산 용량을 증대(1375MWth->1500 MWth, 총전력 생산량은 호기당 약 50MW) 시키며 발전소의 수명을 연장하는데 있다.

Teollisuuden Voima Oy(TVO) 소유의 Olkiluoto 1/2호기의 현대화 계획은 1994년에 시작되었다. 이 프로젝트의 주요 목적중의 하나는 발전의 안전성을 검증하는 것이다. 최초의 설계 여유도, 축적된 운전경험, BWR 기술들이 출력증강(2160MWth -> 2500MWth)의 조건을 갖출 수 있었다. 터빈 효율증강과 함께 계획된 15% 원자로 출력의 증가로 Olkiluoto에서 250 MW의 전력 생산이 늘어날 것이다.

핀란드의 경우 계측제어시스템 연구들은 주로 기존 원전 계측제어 계통의 현대화 프로젝트에 초점을 두고 있다.

(라) 벨기에

1999년 6월 13일 구주의회 선거결과 자유주의 정당과 환경보호주의 정당이 압승함으로써 중도우파의 연립정권은 무너졌다. 1999년 7월 4일 연방정부와 지방정부를 형성하게된 6개정당(사회주의정당, 환경보호주의정당 및 자유주의 정당)의 당수가 연립정권수립협정을 체결하여 신정권이 탄생했다.

협정에 의하면 재생 가능한 clean 대체에너지의 개발에 필요한 시간을 갖고 단계적으로 운전개시후 40년 이상이 경과한 원자력발전소의 운전을 점차 종료하도록 하고 있다.

(마) 체코

운전중인 원전 WWER 440/213 type 4기, 건설중인 원전 2기이다. 테믈린 1호기는 1999년 4월 1일(당초 2000년 8월로 연기되었었다.)에 핵연료를 장전하고 2호기 가동테스트는 2001년 5월로 예정되어 있다. 1999년 3월에 행한 여론조사기관 STEM사의 조사에 의하면 테믈린 건설의 장기화에 의한 거액의 비용문제가 영향을 미쳐서 인지 원자력 지지가 47%로(이전의 여론조사는 69%)떨어지고 있어 국민의 의식이 변하고 있음을 알 수 있다.

체코의 EEZ회사는 대규모 현대화 계획중 중요한 부분의 하나인 기존의 운전중

인 원전 계측제어시스템을 향상(upgrade) 시키기로 결정하였다. 이들은 아날로그 및 릴레이로 구성된 주로 70년대 후반 및 80년대초 설계된 계측제어시스템으로 노후화된 장비의 교체, 운전 및 유지보수 비용의 절감, 안전성 향상 등을 목적으로 현대화시킬 계획이다. 향후 10년간 이러한 목적을 달성시키기 위하여 EEZ 회사는 계측제어 부분과 관련된 분석적 및 계획적 활동을 포함 전반적인 현대화 계획의 준비작업을 이미 시작하였다.

다음과 같은 I&C Modules이 2007년까지 I&C Upgrade 프로그램에 의해 현대화될 예정이다.

- Reactor control, limitation and protection (Sugan, ARM, ROM, HO1-4), ESFAS (SOB/SAOZ)
- Process computers (Uran, Hindukus)
- Post accident monitoring
- NSSS Interlocks and Logic/Modulating control
- Turbine and Generator Control and Protections
- BOP Interlocks and Logic/Modulating control

3. Halden project

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. 최초의 프로그램은 5년 반의 연구프로그램이었고 그 뒤의 계약들은 3년 주기로 갖는 연구개발프로그램으로써 매 3년마다 프로그램이 갱신되고 있다. HRP 프로그램은 OECD 기구의 회원국 유무에 관계없이 어느 국가에게나 연구개발 분담금을 내면 이 프로그램에 참여할 수 있도록 문호를 개방하여 놓고 있다. 한국원자력연구소가 한국을 대표하여 1995년 7월부터 이 프로그램에 가입하여 정보와 연구결과 등을 공유하고 있다. 현재 한국원자력연구소가 대표로 가입되어 있으나 이는 한국이 HRP에 가입된 것이므로 우리 나라의 어느 기관이라도 HRP의 모든 자료와 연구결과를 활용할 수 있다.

초기의 연구개발목표는 천연 비등형 중수로(natural boiling water reactor)의 운전가능성을 실험하기 위한 것이었으나, 연구개발범위가 점점 변경되거나 확대되어 현재는 경수로원자로의 핵연료에 관한 연구와 컴퓨터화된 계측제어계통의 개발에 중점을 두고 있다.

Man-Machine Systems Research라고 불리는 계측제어 관련 연구는 초창기의 원자로 열역학연구 및 실험에서 얻은 경험과 노내핵계측기의 개발성공을 바탕으로 시작되어 개량된 폐루프제어방법, 노내 출력분포제어 및 부하추종운전등의 연구가 수행

되었었다. 이들 결과는 Haden 원자로에 성공적으로 실험되었고 뒤이은 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 중점 되어있다. 현재 진행되고 있는 주요 계측제어 연구항목들은 다음과 같다.

가. Halden Man-Machine Laboratory 개발

HAMMLAB은 개발된 연구결과를 실증시험하고 운전원의 영향을 평가하기 위한 실험도구이다. 현재 VVER 타입 시뮬레이터에 그 동안 개발된 각종 운전지원 시스템을 통합하여 운전원 영향을 평가하였다. 기존 시뮬레이터에 그동안 개발된 CASH(Computerized Alarm System For HAMMLAB), COPMA(Computerized Operational Procedures MAnual system), CFMS(Critical Function Monitoring System), SPMS(Success Path Monitoring System), EFD(Early Fault Detection system), DISKET(DIagnosis System using Knowledge Engineering Technique), DD(Detailed Diagnosis system), DP(Dttailed Progonosis system) 등의 시스템을 연결하여 인간공학적 주제어실 설계를 위한 각종 실험을 수행하였다.

1997년부터 여러 회원국의 다양한 원자로형을 만족하기 위해 HAMMLAB2000 과제를 수행하여 PWR 및 BWR 시뮬레이터를 개발하고 있다. PWR 시뮬레이터는 프랑스의 Thomson Training & Simulation 사와 공동으로 Fessenheim CP0 PWR을 모델 플랜트로 개발하고 있다. 또한 BWR 시뮬레이터는 핀란드의 VTT Energy와 공동으로 스웨덴의 Forsmark-3 원자로를 기본모델로 개발하고 있다. 시뮬레이터의 수학적 모델링 코드는 공동연구 기관에서 개발하고, 할덴 프로젝트는 운전원화면, 그 동안 개발된 각종 운전지원시스템의 적용 및 인간공학 평가를 위한 측정장치를 개발하고 있다. 그 동안 HAMMLAB2000과 관련되어 수행한 업무는 다음과 같다.

- Western PWR 타입의 시뮬레이터 요건개발 설계 및 구축
- PWR 버전의 CAMS(Computerized Accident Management System) 개발
- 유연성을 갖는 환경을 구축하기 위해 제어실 재배치 및 재구성
- Flexible hardware/software의 설계사양 개발 및 구축
- 컴퓨터 structure 개발
- off-the-shelf 도구를 사용한 소프트웨어 플랫폼 및 도구 개발
- 원자력분야에 가상현실을 적용하기 위한 VR 센터의 설립에 대한 타당성 조사
- 소프트웨어의 V/V에 대한 연구결과를 실질적으로 입증하기 위해 V&V activities의 통합

나. Experimental Control Room 관련연구

연구의 목적은 발전소의 안전성과 운전 효율성을 개선하기 위해 첨단 컴퓨터 기

술을 원전에 적용할 때 발생하는 운전원의 영향 및 설계반영 사항을 도출하기 위함이다. 이를 위해 Unified Control Room MMI 개발, 1996년 말에 수행된 Computerized Alarm System의 평가 - 여러 가지 경보처리 및 표시방법의 효과에 대한 결론 도출, 대형정보화면 개발 등을 수행하였다. 그 동안 수행한 관련 연구는 다음과 같다.

- unified control room MMI 개발(프로세스를 위한 MMI 및 모든 COSS의 통합, 1996년 말부터 pahse 2의 시작으로 ISACS을 위해 unified 된 MMI 개발)
- computerized alarm system(1996년 말에 수행된 경보실험의 결과 즉, 여러 가지 경보처리 및 표시방법의 효과에 대한 결론)
- Large Screen for Overview Information 개발
- Display of Plant Automatics Diagrams(human centred automation program을 1997년부터 개발)
- Development of a scheme for retrofitting of control rooms

다. Man-Machine Interaction 분야

원전 운전의 안전성과 효율성을 높이기 위해 제어실 환경에서 운전원의 행위특성에 관한 연구를 수행하고있다. 제어실 작업상황에서 정보처리 및 운전원 인식구조 연구, function and task 할당 방법, 첨단지원 시스템의 실험 평가방법 등을 조합하여, 제어실 환경에서 운전원의 능력(capabilities)과 한계(limitation)에 관한 지식을 제공하는 것을 목적으로 하고있다.

■ Human Error Analysis Project(HEAP)

1994년부터 운전원의 인지적 모델을 개선하고, 제어시스템의 설계를 향상시킬 수 있는 실제적인 지식을 생산하기 위해 HEAP를 수행하였다. 1997년에는 그 동안 수행한 실험을 바탕으로 인적오류 모드를 예측하기 위한 방법을 개발하였다.

■ Human centered Automation

컴퓨터기술을 사용하므로 자동화운전을 수행할 수 있는 영역이 점차 확대되고 있는 시점에서, 인간과 기계의 역할분담 및 자동화의 정도에 관한 지침을 확보하기 위한 연구를 수행하고 있다.

■ Computerized Alarm Systems Test and Evaluation

1996년부터 CASH를 사용하여 평가 프로그램을 진행하였다. 평가는 alarm presentation, alarm processing and generation에 역점을 두었다. 16개의 시나리오와 6팀의 운전조가 참여하는 실험을 1997년도에 수행하였다.

■ Studies of operator performance at nights

야간운전 동안에 운전원의 인지적 기능에 관한 연구를 수행하고 있다.

■ V&V handbook

스웨덴 Nuclear Power Inspectorate와 공동으로 제어실 개선에 인간공학적 검토 차원에서 기술적 기반(technical bases)을 제공하기 위한 핸드북을 개발하였다.

■ Training

HAMMLAB의 훈련 프로그램을 개선하기 위해 부가적인 훈련모듈의 첨가나 변경, 훈련목적을 얻을 수 있는 보다 철저한 훈련 평가 프로그램 개발하였다.

라. Plant Surveillance and Operations System 분야

최신의 컴퓨터기반 기술을 적용하여 CASH(Computerized Alarm System For HAMMLAB), COPMA(Computerized Operational Procedures MAnual system), CFMS(Critical Function Monitoring System), SPMS(Success Path Monitoring System), EFD(Early Fault Detection system), DISKET(DIagnosis System using Knowledge Engineering Technique), DD(Detailed Diagnosis system), DP(Dttailed Progonosis system) 등 각종 운전지원시스템을 개발하였으며, 다음 항목은 최근에 수행되고 있는 연구내용이다.

■ Plant representation Methods

프로그램시 효과적인 지식표현 방법은 중요한 고려사항이며, 특히 computerized operator support system(COSSs)을 구축할 때 매우 관련성이 높다. 그 동안 프로세스 시스템의 제한된 영역에서 출발하여 시스템을 모델링할 때 필요한 지식요소를 규명하였으며, IDS 에서 사용된 지식표현의 정형화에 대한 적용성을 조사하였다.

■ Plant status Identification Methods

장비 고장 및 플랜트 disturbance에 대한 early detection and diagnosis, 플랜트 상태의 정확한 결정은 발전소의 안전성과 효율적인 운전에 대우 중요하다. 그래서 1997년부터 다음과 같이 여러 가지의 방법을 이용하여 발전소 상태를 규명하는 연구를 수행하고 있다.

- Neural Networks and Fuzzy Logic Methods을 이용한 발전소 상태파악
- On-line Tracking Simulation을 이용한 연구
- On-line Qualititative를 이용한 연구(정성적 모델연구)
- Multi level flow modeling

■ Operations Planning and Optimization

- 사고관리: 1994-1996에 걸쳐 CAMS(computerized accident management

system)를 개발하였으며, 현재 이를 다른 시스템에 적용하는 연구를 수행하고 있다.

- Low power Operation: 저출력 운전에 위한 정보 디스플레이와 특정한 지원 시스템에 대한 요건사양을 설정한다.

■ 시스템 개발 환경(tool boxes)

- Alarm system Tool box(computerized alarm system toolbox(COAST)는 CASH를 개발하는데 사용)
- Integrated Diagnosis Toolbox(IDS)는 여러 진단시스템을 통합하는데 사용
- Computerized Procedure(1994-96년에 개발된 COPMA-II에 이어 COPMA-3를 개발 중)
- Graphical User Interface system
- Picasso-3 and Software Bus 개발
- 멀티미디어와 가상현실기술의 통합
- 시스템 개발도구의 통합
- HAMMLAB 통합 플랫폼 규정

마. Enhancement and Assessment of System Quality 분야

■ MMI 시스템의 Quality를 보증하기 위해 확인 및 검증(V&V)에 관련된 연구를 수행하고 있다.

■ Application of Formal Method

Halden Project는 HRP Prover를 사용해 formal 소프트웨어를 개발하고 있다. automatic theorem prover는 formal software 개발에서 에니메이션의 외삽 및 theorem proving techniques을 용이하게 하기 위해 개발되어 왔다. HRP Prover의 새로운 버전 개발은 1995년에 시작되어 1997년에 완성되었다. 소프트웨어 개발절차에 HRP Prover의 이용성을 높이기 위해 instruction material이 개발되었으며, HAMMLAB 2000에 formal method를 적용하는 연구를 수행 중이다.

■ Complementary Notations and Techniques

Formal method research 및 graphical and textual notation을 혼합한 기법을 1996년에 수행하였으며, 패트리 넷을 algebraic specification으로 변경하는 uniform한 접근방법이 개발되었다. 1997년에는 다양한 graphical 언어를 algebraic specification으로 변경하는데 있어서 이러한 접근방법을 이용한 연구를 집중적으로 수행하였다.

■ Verification and Validation

- Program Analysis(컴퓨터 프로그램을 수행하지 않고 평가)

- Analysis Tools (컴파일, 평가 및 high level language을 분석하는 도구)
- Testing Methodlogies
- The EISTRAM Project
- testing Proprietary Software
- Testing Tools
- Synthesised Quality Assesment methods

바. 인간 신뢰도

인간 신뢰도는 발전소의 안전성 및 가동성에 많은 영향을 미치는 중요한 요인이다. 이 분야의 주된 연구영역은 부정적인 측면에서 운전원의 수행도를 정량화 하는데 집중되어 왔다. HRP는 1994년부터 1999년까지 HEAP(Human Error Analysis Project)를 수행하였고 이에 대한 회원국의 의견을 바탕으로 인적오류 및 수행도에 관한 연구를 계속적으로 수행할 예정이다. 또한 지금까지의 연구가 운전원 개인에 집중되어 왔는데 팀의 수행도 및 인간신뢰도에 대한 연구를 계획하고 있다.

일반적으로 회원국이 요구하는 인간 신뢰도 연구분야는 인간신뢰도평가(HRA: Human Reliability Assessment)이다. HRP에서는 수행오류(Error of Commission), 인적오류 의존성(Human Error Dependency), 유지보수 및 시험 오류(Maintenance and testing Error), 인적오류 정량화(Human Error Quantification), 개선된 방법(Improved Practical Methods) 등에 관한 연구를 수행중이다. 수행오류 분야에서는 수행오류의 분류, 수행오류의 기본적인 심리학적 개념의 정립, 수행오류 저감을 위한 방안 등이 다루어 질 전망이다. 인적오류의 의존성 분야에서는 기존 방법론을 개선을 위주로 하며 PSF(performance shaping factors), CPC(common performance conditions)등에 대한 지속적인 연구를 수행할 예정이다. 수행오류 및 의존성에 관한 연구결과는 유지보수 및 시험직무에 응용될 것이며, 지식기반 오류 등에 대한 정량화 방법에 관한 HRP의 연구결과를 응용하여 궁극적으로는 사용성을 극대화할 수 있는 보다 개선된 인간신뢰도 평가 도구를 개발하려고 하고 있다.

4. 한국의 연구현황

가. 학계

원자력발전소의 계측제어분야에서 학계에서 주로 연구하고 있는 분야는 미래 원전에서 사용할 수 있는 첨단 기술들을 개발하고 적용하는 분야이다. 이들 분야는 크게 신호처리 및 제어분야, MMI (Man-Machine Interface) 분야 및 디지털시스템 소프트웨어 확인 및 검증 분야로 나눌 수 있다. 신호처리 및 제어 분야에서는 주로 스마트센서에 대한 연구, 퍼지 및 기타 첨단기술을 이용한 제어알고리즘 개발 및 동적 안전계통에 대한 연구 등이 수행되고 MMI 분야에서는 지식기반을 이용한 운전지원시스템

에 대한 연구, 인지공학과 가상현실을 이용할 수 있는 연구 및 인간-기계 연계의 복잡성 평가에 대한 연구가 수행되고 있다. 현재 한국과학기술원을 포함한 대학에서 연구하고 있는 주요 항목들은 다음과 같다.

■ 동적 경보처리 시스템 알고리즘 개발 및 경보계통 신뢰성 평가

원자력 발전소 동적 경보처리 시스템에 적용 가능한 알고리즘 개발 및 경보 계통의 신뢰성 평가를 위한 연구

■ 신형원자로 종합디지털 제어보호시스템 개발 연구

신형 원자로에 적용될 종합 디지털 제어보호 시스템 개발에 관한 연구

■ 신형원전에의 적용을 위한 종합 디지털 시스템 개발에 관한 연구

신형 원자로에의 적용을 위한 종합 디지털 시스템 개발에 관한 연구

■ I&C software V&V 기법개발 및 DCS의 정량적 평가기술 개발

원자력 발전소 계측제어 계통 소프트웨어 확인 및 검증 기법 개발 및 DCS의 정량적 평가 기술 개발에 관한 연구

■ 원전 정보시스템의 인간-기계 연결의 복잡성 평가를 위한 연구 및 소규모 시험용 모사

원자력 발전소 정보 시스템의 인간-기계 연결의 복잡성 평가 및 소규모 시험용 원형 개발, 에 관한 연구

■ 원전 운전원 효율 향상을 위한 복잡도 평가에 관한 연구

원자력 발전소 운전원을 위한 효율 향상 방법 및 복잡도 평가에 관한 연구

■ 원전 2000년 연도문제 검증 및 비상대응 계획 분석

원자력 발전소 2000년 연도 문제 검증 및 발생 가능한 위험 요소에 관한 비상대응 계획 수립 및 분석에 관한 연구

■ 정보이론을 이용한 원전 사용자 인터페이스 복잡도의 정량적 평가에 관한 연구

정보 이론을 이용한 원자력 발전소 운전원과 기계간의 인터페이스 복잡도의 정략적 평가 및 분석에 관한 연구

■ 원자력 진흥종합계획의 연도별 세부사업 추진계획 수립연구

원자력 진흥 종합 계획의 연도별 세부사업 추진 계획 수립에 관한 연구

■ 가압 경수로를 위한 분산형 시뮬레이터 개발에 관한 연구

가압 경수로를 모사할 수 있는 분산형 개념을 이용한 시뮬레이터 개발 및 구현에 관한 연구

■ 차세대 원전 디지털 계측제어 부품의 신뢰도 정량 평가 기반 기술 개발

차세대 원자력 발전소 디지털 계측제어 부품의 신뢰도 검증을 위한 정량적 평가 기반 기술 개발

■ 가압경수로를 위한 동적 안전계통 및 안전 소프트웨어 확인검증 도구 개발

가압형 경수로의 진보된 보호계통인 동적 안전계통 및 안전 소프트웨어 확인/검증 도구 개발, 시스템 원형 구현 작업에 관한 연구

■ 차세대 원전 노심보호연산기 계통 소프트웨어 개발을 위한 요건 분석 및 검증 기술 개발

차세대 원자력 발전소 노심보호 연산기 계통 소프트웨어 개발을 위한 요구사항 분석 및 검증 기술 개발에 관한 연구

나. 연구계

한국원자력연구소 등의 연구계에서는 원자력발전소의 계측제어분야에서 계측제어시스템의 선진화 및 국산화를 위해 가장 활발하게 연구를 수행하고 있다. 연구계에서는 원자력발전의 초기단계에서부터 지금까지 30여년동안의 연구를 통하여 많은 노하우를 축적하고 있으며 또한 미래형 원자력발전소의 계측제어 분야에서도 많은 연구를 수행하여 한국형 표준형 원자로, 차세대 원자로, 액체금속로, 일체형원자로 등에 설계되고 있는 디지털 계측제어 시스템에 많은 부분을 기여하고 있다. 또한 미래형 원자력발전소에 들어갈 운전지원시스템, 완전 자동제어시스템, 인간공학적 주제어실 등에 대한 연구를 수행하고 있고 소프트웨어의 확인 및 검증 분야에서도 많은 연구를 수행하고 있다. 연구계에서 수행하고 있는 원자력발전소의 계측제어시스템에 대한 주요 연구항목들은 다음과 같다.

■ 원전 계측제어 기술 개발을 위한 Master plan 수립

원전 계측제어 기술개발을 위한 Master Plan 작성 및 기본계획 확정

■ 다이나믹 경보축약기술 및 표시기술 개발

동적경보처리 알고리즘 개발을 개발하고 경보처리 Prototype 경보시스템을 개발하여 경보처리 신뢰성 평가 및 ITF Simulator에 의한 성능평가를 수행함.

■ 디지탈 신호처리 기술개발

디지탈 신호처리기술 검증용 연구설비 개발하여 디지탈 신호처리 소프트웨어 성능시험 및 검증

■ 고압구조물 이상상태 감시기법 개발

NIMS 고압구조물 이상상태 감시기법 기반연구

■ 자동기동시스템 개발

저온정지에서 원자로출력 5% 범위의 자동운전 기술개발, 감독자 운전모드 개발 및 성능시험 및 원전적용방안연구를 수행함.

■ 계측제어계통 설계요건 개발 및 개념설계

보호계통 설계, 요구분석단계 소프트웨어 확인/검증 지침서 개발, 계측 및 감시계통 공정변수 측정 및 구동방법 검토, 제어용 통신망 구성방법 검토, 소내전기계통 요건 설정 및 MMIS 구조개발

■ 주제어실 개념설계

인간공학 프로그램 계획 작성하고 VDU 및 대형정보화면 정보구성기술 개발

■ 차세대원자로 MMIS 설계평가 및 Digital I&C 정량분석 방법론 개발

인간공학실험을 통한 차세대 MMI 설계평가, 인적오류 평가방법 개발, 차세대 디지털 계측제어 소프트웨어 검증, 계측제어 기기 검증, 및 디지털 계측제어 계통의 정량적 신뢰도 분석

■ 신경망기반 지식표상기술의 원전운전 분야 적용연구

원전운전 시 곡선집을 사용하여 수행하는 일부 수 작업 운전절차를 인공 신경망에 의하여 자동수행 가능토록 하는 알고리즘 개발

■ 퍼지제어 기술 응용연구

원전 저출력 운전시 Swell/ Shrink 현상을 반복하는 증기발생기 수위를 제어하는 알고리듬을 개발하였음.

■ 일체형원자로 설계기술개발

일체형 원자로 MMIS 설계기술 개발

■ 디지털 플랜트 보호계통 기기국산화

상용 플랜트의 디지털화된 보호계통의 기기국산화연구, 프로토타입 제작 및 시험

■ 차세대원자로 개발(MMIS 개발)
CEDM 성능시험용 CEDMCS 제작 및 시험

■ 차세대원자로 개발(MMIS 개발)
차세대 원자로 MMIS 설계개발

■ 울진3,4호기 계측제어계통 설계
울진3,4호기 계측제어계통 계통설계업무 및 상용화

■ 디지털 감시기술개발
디지털 공정계측계통 개발 및 건전성감시기술개발

■ 전자유량계 개발
고속증식로용 유량측정기 개발

■ 자동초음파 신호처리계통 성능개선
초음파 신호처리계통의 자동화를 통한 성능개선

■ 다목적연구로 고정오염감시기 설계제작
소내의 다목적연구로에 설치 사용되는 손발오염감시기와 정문오염감시기 설계, 제작

■ 전자기기 보수 및 제작
원자력 관련시설내 계장설비의 유지 보수 및 연구용 기기와 장치의 설계 및 개발

■ Y2k문제 해결 방사선 감시계통 전산설비 개선
Y2k 문제 해결, 현장 지시기와의 통신 프로그램 개발, Win NT 기반 방사선 정보처리, 표시체계 개발 및 IEEE 802.3 이용 Network 표준 Ethenet 통신 프로그램 개발

■ 방사선계측 및 이용장비개발
방사선을 이용한 액면측정기, 두께측정기, 휴대용 방사선계측기, 공업용 CT시스템, 열량계 시제품 개발

■ 소프트웨어 확인/검증 방법론 개발

소프트웨어 확인/검증 방법론 개발 및 고신뢰도 소프트웨어 확인/검증 방법론 확립

■ Safety-critical 소프트웨어 자동생산

Safety-critical 소프트웨어 개발 방법론 사례연구, Safety-critical 소프트웨어 정보공학 방법론 설정, 증기발생기 수위로 인한 trip logic 모델링 및 C코드 자동생성,Graphic Panel binding 및 시뮬레이션 기술 개발

■ 시험검증기술 개발환경 구축

계측제어계통 디지탈화 대비 인허가 지침 연구, 국내외 원전 소프트웨어의 확인 및 검증 적용현황/요구분석, 시험검증설비 기능요건 설정

■ Compact Nuclear Simulator 성능 향상 및 개발

Compact Nuclear Simulator 주컴퓨터 교체, Compact Nuclear Simulator 인터페이스 시스템 개발, Compact Nuclear Simulator Code 이식, 그래픽 디스플레이 시스템 개발

■ 첨단제어실의 인간공학 검토를 위한 공동연구

Soft Control 관련 인간공학 현안 조사 및 실험평가항목 도출, 재래식 제어반과 첨단제어실에서의 운전원 제어오류 검출 특성 비교실험 수행

■ 차세대핵심기술개발(III)

ADIOS 설계특징 반영안 제시, 차세대 평가 지원, Mock-up 독립검토 및 설계문서 독립검토

■ 차세대원자로 인간공학 안전심사 지침 초안개발

차세대원자로 인간공학분야 안전심사지침 초안 개발, 첨단제어실 설계 관련 인간공학 현안 도출 및 검토방안 개발

■ 인간공학 실험평가 기술개발

실험방법론 개발, 실험자료 수집 및 분석 체계 개발, 인간공학 통합실험설비(ITF: Integrated Test Facility) 개발

■ 원자력발전소 인적행위 개선시스템(K-HPES) 개발(I)

K-HPES 절차서 및 기술해설서 작성 및 인적오류 분석 지원 시스템 Prototype 개발

■ 인간공학 실험평가 기술개발

실험방법론 개발, 실험자료 수집 및 분석 체계 개발 및 인간공학 통합실험설비 (ITF: Integrated Test Facility) 개발

■ 인적행위 분석기법 개발

운전작업 수행도 영향인자 분석, 운전작업 시뮬레이션 분석기 (SACOM) 개발, 인적오류 분류체계 및 분석방법 개발, 멀티미디어를 이용한 인적오류사례전파시스템 개발 및 국내 원전 발전정지사례 분석정보 시스템 (INSTEC)개발

다. 산업계

산업계의 주요 원자력발전소에 대한 주요연구항목은 국산 원자력발전소 설계, 원자력발전소에서 사용되는 기기들의 국산화 및 계통의 성능향상에 대한 연구들이다. 특히 KOPEC과 KEPRI에서는 한국형 표준 원전을 설계하여 현재 울진 3, 4호기 등에 적용하여 상업화 운전을 시작하고 있으며 현재 차세대 원전을 설계하고 있다. 그리고 국산화 기기개발 분야에서 원전 자동제어 설비의 디지털화 개발, 원전 전자제어카드 및 제어설비 국산화 개발 및 원전의 공기조화설비 제어용 모듈 개발 등 많은 부분에서 원전 기기의 국산화를 위해 연구를 수행하고 있고 기기 성능개선 분야에서는 보호계통 성능개선, 증기발생기 수위 종합디지털 제어계통 개발 및 적용 및 노내 핵계측계통 제어설비 개발 등 많은 부분에서 기기의 성능을 개선하였다.

■ 원자력발전소 계측제어계통 설계

각 계통의 설계요건서, 연계요건서, 설계사양서 등 각종 설계문서 및 도면 작성, 예비/최종안전성분석보고서 작성, 소프트웨어 설계, 소프트웨어 확인 및 검증(V&V), 원자로정지 설정치 계산, 공통유형 고장 분석, 차세대 계측제어계통 Prototype 제작(8개 계통)

■ 노후화설비교체

발전소컴퓨터계통, 발전소제어계통, 발전소보호계통, 현장 Transmitters 및 주제어반계기 교체를 위한 설계, 기자재 구매, 시공 및 인허가 업무

■ Computer S/W 확인 및 검증기술

안전계통에 적용되는 Computer S/W의 신뢰도를 확보하기 위한 확인 및 검증 기술 개발

■ MMS Tool 이용 NSSS I&C계통 Off-Line 표준시험 절차서

NSSS I&C계통의 제어 Loop Algorithm에 대한 모의 및 분석 기술을 개발함으로

시운전 업무 전문성 확보

■ 분산형 디지털 제어계통 신뢰도분석

분산형 디지털 제어기술이 적용되는 KNGR 디지털 제어계통 및 MMI계통 신뢰도를 분석함으로 새로운 제어기술에 대한 안전성 확보

■ 발전소현장 및 비상대응설비 Data Link통신S/W 개발

발전소 전산기계통에서 한전본사 비상대응설비로 정보 전송을 위한 Data Link 통신S/W 개발

■ 울진 3,4호기 장주기운전 적용 연구

한국표준형원전의 핵연료 교체주기를 12개월에서 18개월로 연장함으로써 경제성을 제고

■ 공통유형고장을 배제한 디지털 원자로 보호계통 개발

디지털화로 인한 S/W 공통유형고장을 배제한 디지털 원자로보호계통 개발을 위해 개념설계 완성, Prototype 제작 및 시험

■ 설정치 계산 프로그램 개발

원전 안전계통에 적용되고 있는 계기 Loop의 Uncertainty를 평가하여 계기 Loop가 가지고 있는 설정값이 계통분석 안전제한치 이내에서 정확하게 작동할 수 있는지 계산 검증하는 프로그램

■ MMIS 설계 검증용 Engineering 시뮬레이터 개발

Moduler Modeling System을 이용 발전소 계통 Model을 프로그램화하여 차세대 MMI계통의 Emulator를 개발

■ 노심보호연산기 입출력 시뮬레이터 개발

원전 건설시 노심보호 연산기계통의 시험을 위한 입출력 시뮬레이터 제작 및 공급

■ 제어봉제어계통 유지보수 지원장비 개발

제어봉 구동장치 코일의 전류파형 감시 장치 및 제어봉 hold를 위한 제어모듈 제작 및 공급

■ 이동형 금속파편 감시설비 개발

금속파편감시설비 H/W 및 S/W 개발

■ 노심보호 연산기 저장장치 개발

노심보호 연산기의 저장장치가 생산이 중단됨에 따라 대체 저장장치 개발을 수행

■ 원전 통합감시 시스템 개발

원전 계측제어계통에 DCS 적용을 위한 연구

■ 발전소 감시 및 경보계통 개발

신규1,2호기 원전에 적용될 발전소감시(소내전산기) 및 경보계통을 한 개의 계통으로 통합하여 S/W 및 H/W 시제품 제작

■ 발전소 제어용 전산기 디지털 스캐너

발전소 현장 각종 접점신호 감시 및 경보신호 제공

■ 설비노후화 및 잦은 고장 발생

처리용량 및 속도를 개선하여 설비신뢰성 향상

■ 발전소 경보계통

발전소 각종 이상상태 발생 시 경보를 제공하는 계통으로 신호처리 속도 등의 성능을 개선하여 처리속도를 향상시키고 및 유지보수를 용이하게 함.

■ 공정제어계통제어카드

각종 현장제어 신호 변환 및 처리하는 카드로서 예비품의 가격 고가 및 생산중단에 대비하여 국산화를 개발하여 일반제어계통에 사용하고 있고 보호계통 사용을 위해 관련 기기검증 시험(전자파시험)완료한 상태이며 현장적용 예정임

■ 환경방사선감시 시스템

발전소 주변 환경 방사선 선량 지시 및 경보를 제공하는 계통으로 설비 노후화 및 신뢰성 저하를 방지하기 위해 개발하여 설비의 신뢰도 및 지지값의 정확성 향상시킴

■ 발전소 소내전산 계통

발전소 운전상태 감시, 저장 및 기록하는 계통으로 설비노후화 및 예비품 확보가 곤란하기 때문에 개발하여 처리 속도 및 용량 개선하였음. 기존설비 제작업체인 웨스팅하우스사 보다 가격이 저렴하고 성능도 우수함

■ 지진감시 계통

발전소 지반운동 지진기록 및 구조물 기기의 응답기록, 지진 경보 제공하는 계통으로 신호저장 및 분석기능을 개선하였음.

■ 증기발생기 수위제어 계통(디지털식)

증기발생기 수위제어 및 감시하는 계통으로 저 출력에서의 수위제어 성능을 개선하고 또한 이를 이중화하여 기존 아날로그 수위제어설비에 비해 제어 성능 우수함.

제 3 장 결론

제 1 절 원전 계측제어계통 개발추이

1. 원전 정책 동향

전 세계적으로 원자력에 대한 정책은 북미와 아시아권국가들을 제외하고는 신규원자력 발전소의 건설을 중단하고 있는 실정이며 기존의 발전소도 점차 축소해나가는 국가들이 늘고 있다. 이러한 상황하도 각국은 다음과 같은 항목들에 초점을 맞추어 연구개발을 수행하고 있다.

■ 기존 원전의 수명연장

기존의 운전중인 원자력발전소의 수명을 연장시켜 이용도를 증가시키려는 노력을 많이 하고 있다. 표 3은 각국이 수명을 연장하기 위해 주기적 안전평가(PSR)를 수행하고 있는 현황을 나타내고 있다.

표 3. 각국의 운영허가제도 및 PSR 현황

국가명	운전기간/운영허가기간	PSR 수행여부/주기	PSR과 LR과의 연계
한국	제한없음 / 구체적 규정없음	없음 / -	-
미국	최초40년/ 20년단위의 운영허가 갱신허용	SEP, ISAP, IPE, SALP 등이 대체	별도의 LR 규정
캐나다	제한없음 / 통상적으로 2년마다 운영허가 갱신	2년마다 규제기관 주도의 제한적 검토	안전성 검토 결과에 따라 운영허가 갱신
프랑스	제한없음 / 없음	수행 / 10년	직접 연계는 안됨. 규제당국 권한 강력.
일본	제한없음 / 다음 정기검사까지	수행 (MITI 권고사항) /10년	간접적으로 연계
영국	제한없음 / 2년	수행 / 10년	PSR 결과가 장기(10년) 연장 운전 여부 결정
독일	설계수명 / 설계수명	수행 / 10년	간접적으로 연계
스웨덴	제한없음 / 없음	수행 / 10년	간접적으로 연계
핀란드	제한없음 / 10년	수행 / 10년	PSR 결과에 따라 LR
스페인	제한없음 / 2년	수행 / 10년	간접적으로 연계
스위스	제한없음 / 없음	수행 / 10년 ~ 15년	간접적으로 연계
벨기에	제한없음 / 없음	수행 / 10년	간접적으로 연계
헝가리	제한없음 / 10년	수행 / 10년	PSR 결과에 따라 LR

■ 신규원전 개발

각국은 원자력발전소의 안전성과 경제성을 높이는데 초점을 맞추어 화력발전소등 다른 발전소와 경쟁력을 가질 수 있는 새로운 원전에 대한 연구개발을 계속 수행하고 있으며 특히 컴퓨터를 이용한 디지털 계측제어분야에 많은 연구들을 수행하고 있다. 현재 각 국가에서 개발하고 있는 신규원전은 표 4와 같다.

표 4. 개발중인 주요 신형원자로

노형	구분	원자로명	순출력 (MWe)	국가	개발주도기관	개발 단계	개발 노력
가압 경수로	개량형	Nuplex 80+	1,300	미	ABB-CE	설계	상
		APWR	1,420	일/미	JAPC/MHI/WH	설계	상
		EPR	1,500	프/독	NPI(Fra/KWU)	개발	상
		KNGR	1,300	한	KEPCO	설계	상
	피동형	AP600	600	미	WH	설계	상
		MS-600	600	일	MHI	개발	중
		SIR	320	미/영	ABB-CE	개발	하
		SPWR	900	일/미	JAPC/MHI/WH	개발	중
		CP-1300	1,300	한	CARR	개념	중
	혁신형	PIUS	637	스웨덴	ABB Asea-Atom	개발	하
	특별형	HCPWR		일/독/프/미	다양한 기관	개념	하
비등 경수로	개량형	ABWR	1,311	일/미	Hitachi/Toshiba/GE	운전	상
	피동형	SBWR	600	미/일	GE/Hitachi/Toshiba	설계	중
중수로	개량형	CANDU 3	450	캐	AECL	설계	하
		CANDU 9	1,050	캐/한	AECL/KAERI	개발	중상
액체 금속로	개량형	EFR	1,500	프/영/독	EFR Asociates	개발	중하
		DFBR	670	일	JAPC/...	개발	중하
	피동형	PRISM/IFR	155	미	GE/ANL	개발	하
		KALIMER	333	한	KAERI	개념	중하
기체 냉각로	피동/ 혁신형	MHTGR-SC	135	미	GA/USDOE/...	개발	하

2. 국외 계측제어계통 연구개발 동향

(1) 미국

세계적으로 원자력분야에 우위를 차지하고 있는 미국은 신규원자력 발전소 건설이 중단된 상태이다. 그러나 미국은 다음과 같은 프로그램들을 통하여 원전에 대한 연구 및 투자를 계속하고 있다.

■ NERI 프로그램

미국 국가 원자력 과학기술의 선두자리를 재구축하기 위해 원자력 에너지의 미래를 결정할 수 있는 핵심현안에 대한 장기 연구개발을 주도하는 것을 주임무로 하고

있다.

■ NEPO 프로그램

원전의 가용성, 신뢰성, 생산성을 제고할 수 있는 첨단 기술에 대한 연구개발을 통해 기존원전의 수명을 연장시키는 것을 주임무로 하고 있다.

■ GEN IV 프로그램

15에서 20년 안에 안전성, 경제성, 핵비확산성, 폐기물 문제 등을 해결 가능한 전세계적으로 표준화된 원전 계통 개발을 목표로 하고 있다.

■ EPRI

원전 운전을 향상시킬 수 있는 첨단 기술응용의 선두를 유지하는 것을 목표로 정하고 주로 원전의 경쟁력과 적절성을 향상시킬 수 있는 첨단 공정제어 및 계측기술을 제공하는 연구를 수행하고 있다.

이러한 취지에 맞게 미국의 ANL, BNL, INEEL, LLNL 및 ORNL 등의 많은 연구소들은 첨단 디지털 관련 연구들과 원전의 안전성 및 경제성을 향상시키는 연구들과 기존 원자력발전소의 수명을 연장시키려는 연구들을 수행하고 있다. 또한 미국내의 WH와 ABB-CE는 기존의 발전소에 컴퓨터를 이용한 계측제어 등 디지털 개념을 많이 첨가한 차세대 원전인 AP-600과 Nuplex 80+ 등을 개발하여 미래 원전시장을 준비하고 있다.

(2) 캐나다

캐나다는 모든 원자력 산업이 AECL이 중심이 되어 진행되고 있으며, 전기 사업자의 요구 및 정부의 Fund지원 규모에 따라 연구 개발 후보 항목 중에서 선택하여 지속적인 연구 개발을 수행하고 있다. 예를 들면 비교적 단기 Project라 말할 수 있는 COG (CANDU Owners Group) Project였던 경보메시지 계통 (CALMS)의 개발에는 5년간 진행되었으며, 컴퓨터 기술의 발달에 따라 데이터 베이스를 이용할 수 있도록 성능 개선을 다시 진행하고 있다. DCC를 Distributed Control System으로 대체하기 위해 시작한 DCS개발 Project는 10년 이상 진행된 장기 Project로 진행되고 있다. 현재는 차세대 Control Center 개발에 많은 노력을 기울이는 것이 특징이다.

(3) 일본

원자력발전소에 대한 연구가 많이 수행되고 있는 국가들 중 하나인 일본은 APWR, ABWR, Next Generation PWR 및 Next Generation BWR 등 독자의 원자력 발전소 모델을 개발하고 있는데 이중 APWR과 ABWR은 개발이 완료된 상태이며 일부는 이미 건설되어 상업운전을 하고있다. 이들은 디지털 개념의 계측제어계통을 사용하여 원전의 안전성과 경제성을 향상시키려는 목표를 가지고 개발되고 있다.

(4) 프랑스

프랑스의 경우 EdF를 중심으로 프랑스 독자의 원전을 개발해 왔다. 프랑스의 미래 원전에 대한 계획은 Civaux 및 Le Carnet에 각각 2기의 N4 series를 건설하고, 2000년대까지는 1500MWe series를 사용하지만 그 이후에는 전기수요량, 산업체의 변화 그리고 핵연료 장전주기 및 관리와 발전소 운전에 영향을 미치는 새로운 기술의 개발 방향에 따라 새롭게 추진한다는 것이다. 프랑스 N4 series I&C는 플랜트 표준화를 통하여 축적된 기술, 상업운전중인 50개 이상의 원전 운전경험으로부터 얻은 know-how, 그리고 산업체의 디지털 기술에 대한 연구 결과를 종합한 완전한 디지털 시스템으로 구성되어 있다. 1981년부터 연구되어 1995년경에 상업운전을 시작한 1500MWe급 N4는 지금까지의 운전경험과 축적된 기술을 바탕으로 디지털화된 설계 개념을 적용하고 있다.

(5) 할덴 프로젝트

원자력 관련 실험연구프로그램 수행을 위해 1958년에 OECD산하 NEA(Nuclear Energy Agency)의 공동협력사업으로 각 OECD회원국간의 협약에 의해 시작된 국제 연구개발사업인 Halden Project는 현재 원자력 계측제어 분야에서 가장 많은 연구를 수행하고 있는 다국적 프로젝트이다. 초기의 연구개발목표는 천연 비등형 중수로(natural boiling water reactor)의 운전가능성을 실험하기 위한 것이었으나, 연구개발 범위가 점점 변경되거나 확대되어 현재는 경수로원자로의 핵연료에 관한 연구와 컴퓨터화된 계측제어계통의 개발에 중점을 두고 연구를 수행하여 첨단 계측제어 분야에 많은 연구를 수행하고 있다.

3. 노형별 계측제어계통 특징

원자력발전소는 크게 표 5와 같이 현재 가동되어 운전되는 가동원전, 최근에 건설되어 운전을 시작한 표준원전, 현재 설계를 수행하고 있는 차세대원전 및 첨단 기술들이 사용되는 미래원전으로 나눌 수 있다.

가동원전의 계측제어 계통은 아날로그 방식으로 구축되어 있어서 주제어실에도 아날로그 형식의 제어반과 표시기가 설치되어 있고 데이터 전송은 센서에서부터 Point-to-Point로 직접 연결되어 있고 주로 외국의 상용기기를 사용하여 구축되어 있다.

표준원전은 아날로그 방식과 디지털 방식이 혼합된 하이브리드형의 계측제어계통으로 구축되어 있어서 주제어반에는 주요 계통은 아날로그 제어반과 표시기로 되어 있고 일부 CRT 기반의 운전보조계통을 가진다. 자료전송체계는 Data-link를 사용하고 외국상용기기를 사용하여 구축되어 있다.

차세대원전은 아날로그 방식을 탈피한 디지털 방식으로 계측제어계통이 설계되고 있다. 이를 위해 VDU 기반 콘솔운전을 하고 전산화 운전절차서 등 일부 운전지원시스템이 들어가며 Network 방식의 자료전송체계를 갖는다. 차세대 원전도 현재까지 설계상 외국의 상용기기를 사용하여 구축되는데 차츰 국내 상용기기를 사용하려는 움

직임이 있다.

차세대 후속기 및 미래원전은 자료전송체계와 주제어반은 차세대 원전과 마찬가지로 디지털 기반으로 구축되어 있고 컴퓨터기반 운전지원 시스템 및 자동운전시스템의 적용 등 차세대 원전에 디지털기반의 특성을 더 가미한 계통으로 설계되고 있다. 또한 미래형 원전에서는 국산 상용기기 및 부품의 사용을 확대하여 원전 계측제어계통의 완전 국산화를 추구하고 있다.

표 5. 노형별 계측제어 현황

		가동원전 (고리, 영광 및 울진 1&2)	표준원전 및 후속호기	차세대원전	차세대후속기 및 미래원전 (액금로, 일체형)
특징	제어기기 성능	***아날로그***	***Hybrid***	***디지털***	디지털
	자료전송 체계	Point-to-point	***Data link***	***Network***	Network
	주제어반	아날로그 제어 및 표시기	아날로그 제어 및 표시기 (CRT기반 운전보조)	***VDU 기반 콘솔운전***	VDU 기반 콘솔운전
	운전지원기능	없음	없음	전산화 운전절차서	***컴퓨터기반 운전지원 및 자동운전 시스템 적용***
	구현기기	외국 상용기기 사용	외국 상용기기 사용	외국 상용기기 사용	***국산 상용기기 및 부품 사용확대***

제 2 절 제안

1. 원전 계측제어 기술개발 목표

□ 국내외 연구동향 요약

아시아권 국가들을 제외한 세계적인 원자력정책의 추이는 신규 원자력발전소 건설의 취소 및 기존 원전의 축소로 요약할 수 있다. 그러나 이러한 상황에서도 프랑스, 미국, 캐나다, 일본, 한국 등 국가에서는 개량형 및 미래형 원자로개발, 노후화 원전의 수명연장, 장주기운전, 그리고 산업체에서 사용하고 있는 첨단 전자 및 컴퓨터기술을 원전에 도입하기 위한 연구개발을 활발히 수행하고 있다. 다음 표 6은 계측제어 관련 국내외 연구개발 현황의 요약이다.

표 6. 국내외 계측제어 개발 현황

분야	연구내용
노후화 원전 수명연장	노후화 제어카드 개발 디지털 제어기를 이용한 Upgrade 주기적 안전성 평가연구 NEPO 프로젝트
장주기 운전기술	계측제어기기 수명/신뢰도 평가 Calibration 기술개발
Advanced Reactor 개발	KNGR, AP600, NUPLEX80+, CANDU9, N4 등 Advanced Reactor 개발 및 설치
미래원전 개발	일체형, 액체금속로, GEN4 등 원자로 개발
컴퓨터기반 주제어실	컴퓨터기반 주제어실 개발 인적오류 평가기술 Halden 프로젝트
기반기술 개발	고장진단 기술개발 컴퓨터기반 운전지원시스템 개발 NERi 프로젝트
디지털 현안 인허가 기술	디지털 원전 적용 현안기술 개발 디지털 기기 확인 및 검증에 관한 연구 소프트웨어 확인 검증 연구 상용기기 원전 적용 연구
폐로사업	스위스, 독일 등

□ 국내현안 : 제어기기 개발

국내외 연구개발현황에 나타난바와 같이 국내에서도 후속호기 설계, 차세대원전 및 미래형 원전개발 등의 프로젝트가 활발하게 수행되고 있으며, 또한 유엔 기후변화협약에 따른 원전 수명향상 및 장주기운전 관련 연구들이 요구되고 있다. 이와 같이 많은 연구개발을 수행한 결과 국내 원전 계측제어 기술수준이 많은 발전을 이룩하였다.

특히 계통설계기술은 상당한 수준의 기술자립단계에 이르렀으나, 기본설계, 제어기기개발 및 기기설계는 아직 선진국과 상당한 수준격차를 보이고 있다. 그러나 기본설계 기술은 향후 차세대원전의 개발과 함께 많은 기술자립을 이룩할 수 있으나, 제어기기개발 및 기기설계는 차세대원전의 종료 후에도 계속 국내 원전 계측제어기술의 현안으로 남아있을 수밖에 없다.

또한 원전 설치 후 10년 이상 상업운전을 계속하고 있는 가동원전의 계측제어계통은 대부분 아날로그 제어기기로 구현되어 있다. 그러나 일반 산업체에서는 디지털 제어기기 만을 사용하고 있으므로 원전 제어기기 생산업체는 아날로그 제어기기의 생산을 중단하였다. 그 결과 아날로그 제어기기의 교체부품을 구할 수 없게되어 아날로그 제어카드와 동일한 기능을 갖는 제어카드의 국산화 또는 전체 계측제어계통의 교체가 가동원전의 현안으로 대두되었다.

이와 같이 제어기기 국산화를 위한 연구과제는 한국전력을 중심으로 일부 수행되고 있으나 원전적용 정도는 극히 제한적이다. 그러므로 계측제어 기술자립을 위해서는 특히 디지털 안전 제어기기의 개발 및 전체 계측제어계통을 구성할 수 있는 제어기기 플랫폼 개발이 매우 시급한 현안이다.

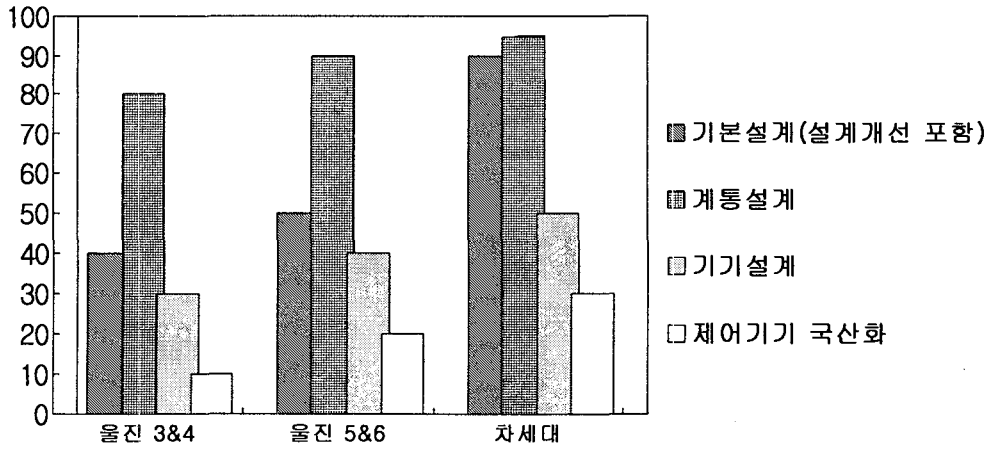

그림 19. 국내 계측제어기술 수준비교

□ 연구현안 : 운전지원기술 개발

설계중인 차세대원전의 계측제어계통은 네트워크 환경에서 디지털 제어기기를 구비한 분산제어시스템으로 구축되고 있으며, 주제어실은 CRT와 같은 VDU(Visual Display Unit)기반의 제어반으로 설계되고 있다. 그러나 차세대원전의 계측제어계통은 컴퓨터를 이용한 분산제어시스템이 구축되어 있음에도 불구하고, 컴퓨터를 단순히 자료취득 및 표시시스템의 기능으로만 활용할 뿐, 컴퓨터를 이용한 최적운전지원 기술의 활용이 배제되어 있다.

현재 운영 및 설계중인 원전 계측제어계통의 성능요소를 VDU기반의 주제어실 완성도, 디지털 제어 및 보호계통의 채택, 네트워크 기반환경, 자동운전 및 운전지원시스템의 적용여부에 따라 평가하면, 다음 그림 20과 같이 각 원전 계측제어계통의 성능특성을 표시할 수 있다.

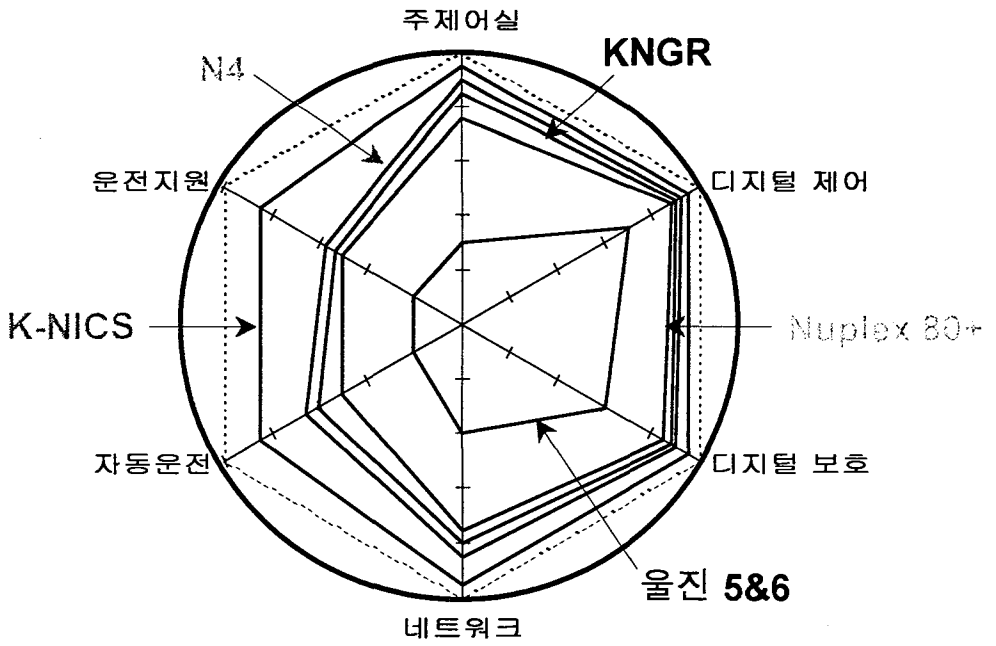

그림 20. 계측제어계통 성능비교

KNGR, Nuplex 80+, N4 등 최근에 개발된 계측제어계통의 성능수준은 서로 유사하다. 그러므로 차세대원전 계측제어계통에 국산화 제어기기를 사용하고, 컴퓨터 기술을 이용한 자동운전 및 운전지원 시스템을 추가하면 명백한 원전 계측제어기술 자립 및 선진화 목표(K-NICS)를 달성할 수 있다.

2. 원전 계측제어 기술개발 방향

본 연구에서는 안전 및 비안전 제어계통에 국산 제어기기를 사용하고 첨단 컴퓨터기반 운전지원시스템을 구비한 I&C 통합 패키지를 K-NICS(Korea Nuclear Instrumentation and System)라 칭하였다. 이를 개발하기 위한 추진전략은 다음과 같다.

□ **K-NICS 추진전략 : 요소기술 통합을 위한 범 국가적 차원의 국산화전략 필요**

- ▷ **기본설계 기술**
- ▷ **계통설계 기술**
- ▷ **기기설계 기술**
- ▷ **제어기기 제작기술**

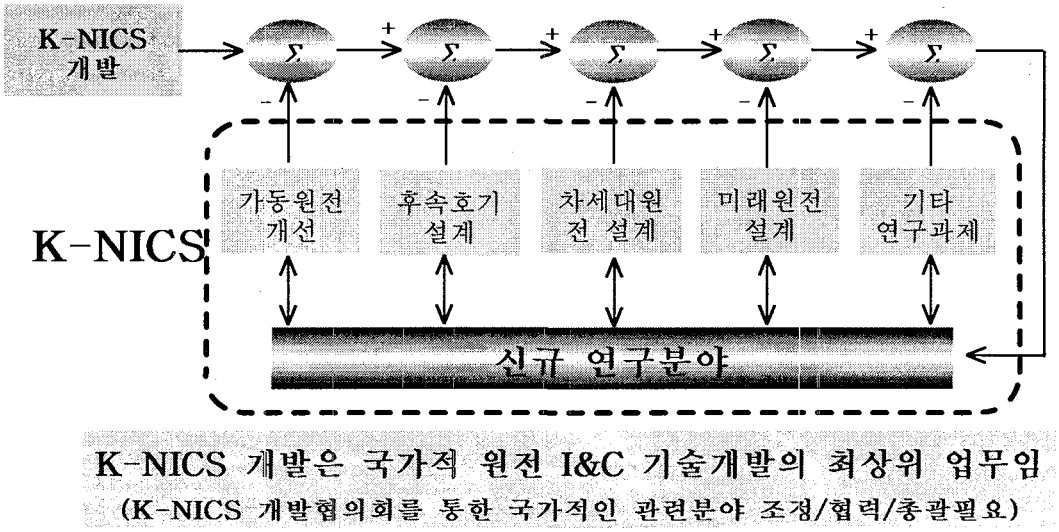

그림 21. 원전계측제어 기술개발 방향

K-NICS는 차세대원전 설계를 바탕으로 국산 제어기기 및 첨단 컴퓨터기반 운전지원시스템을 구비한 I&C 통합 패키지로서, 원전 계측제어계통 구현에 필요한 기본설계, 계통설계, 기기설계 기술 및 제어기기 제작기술 등을 범 국가적인 차원에서 국산화하기 위한 전략이다. 현재 국내에서 추진되고 있는 계측제어관련 연구분야에는 후속호기, 차세대 및 미래원전의 계측제어계통 설계, 가동원전의 계측제어계통개선(노후화 교체 포함), 주기적 안전성 검토(PSR), 기반기술 연구 등이 있다. 그러므로 K-NICS를 효율적으로 완성하기 위해서는 기존 연구분야와 상충되지 않는 연구분야를 도출하여야 하며, 연구결과가 다른 연구과제에 활용될 수 있는 방법으로 국

가적인 차원의 일관적인 추진체계가 필요하다.

3. 원전 계측제어 기술개발 분야선정

□ 연구분야 도출기준

▷ 국가 자원의 효율적 활용
- 중복연구 배제
- 연구결과의 현장 적용성

▷ 명시적인 연구결과 도출이 가능한 사업

▷ 미래 원전의 I&C 기술 인력 양성이 가능한 사업

▷ 원전의 안전성을 향상할 수 있는 사업

▷ 현장의 애로 기술을 지원

□ 연구 가능분야

각 노형별 계측제어 계통의 특징 및 노형별로 연구를 수행해야할 연구분야는 표 7에 나타나 있고 노형별로 집중해서 기술개발을 수행해야 할 항목들은 표 8에 나타나 있다.

표 7. 계측제어계통 특징 및 연구현안

		가동원전 (고리, 영광 및 울진 1&2)	표준원전 및 후속호기	차세대원전	차세대후속기 및 미래원전
성능	제어기기 성능	*아날로그*	*Hybrid*	*디지털*	디지털
	자료전송 체계	*Point-to-point*	*Data link*	*Network*	Network
	주제어실	*아날로그 제어 및 표시기*	아날로그 제어 및 표시기 *(CRT기반 보조운전)*	*VDU 기반 콘솔운전*	VDU 기반 콘솔운전
	운전지원 기능	없음	없음	*전산화 운전절차서*	*컴퓨터기반 운전지원 및 자동 운전 시스템 적용*
	제어기기	*외국 아날로그 제어기기 사용*	*외국 디지털 제어기기 일부 사용*	*외국 디지털 제어기기 사용*	*국산 디지털 제어기기 사용*
계측제어 현안		노후화 수명주기 연장 규제현안 해결 *성능향상*	계측제어계통 설계개선 장주기운전	차세대 원전 계측제어 계통설계 *인허가 검증*	*디지털 제어기기 개발* *컴퓨터기반 운전지원/ 자동화 기능 적용* 미래원전 계측제어계통 설계

현재 수행중인 연구내용

신규과제 연구가능 분야

표 8. 노형별 기술개발 연구항목

	가동원전 (고리, 영광 및 울진 1&2)	표준원전 및 후속호기	차세대원전	차세대후속기 및 미래원전 (액금로, 일체형)
계측제어 현안사항	- 노후화 교체부품 확보 - 수명주기 연장 - Upgrade - 기타 현장애로 기술	- 설계개선 - 장주기 운전 - 수명주기 연장	- 계통설계 구현 - 인허가 검증	- 계통설계 구현 - 컴퓨터기반 운전지원시스템 개발 - 자동화운전기능 개발 - 상용기기 개발
신규과제 연구분야	- 산업체지원 기술 . 노후화 교체부품 성능 및 신뢰도 향상기술 . 성능검증 및 인허가 확보기술 - 기타 현장애로 기술	- 설계개선연구 - 장주기운전 기술 - 신뢰도 및 안전성 평가기술	- 설계검증 및 인허가 지원기술 - 인적오류 평가 기술	- 컴퓨터기반 운전지원시스템 개발 - 자동화운전기능 개발 - 상용기기 개발 지원 요소기술 개발

참고문헌

[1] WestingHouse, "http://www.westinghouse.com/energy/sandt.shtml", Web site.

[2] KAERI/AR-412/94,"원전 개량형 계측제어계통 개발동향", 한국원자력연구소, 1993.

[3] 함창식 외, 원전 개량형 계측제어계통 개발동향, 기술현황분석보고서 KAER/AR-412/94, 1993, 한국원자력연구소

[4] J.M. Hopwood, "The Next Generation CANDU 6," Proceedings of IAEA Symposium on Evolutionary Water Cooled Reactors : Strategic Issues, Technologies and Economic viability, Seoul 1998.

[5] J.M. Hopwood, "CANDU 6," Proceedings of IAEA Symposium on Evolutionary Water Cooled Reactors : Strategic Issues, Technologies and Economic viability, Seoul 1998.

[6] S.K.W. Yu, "CANDU 9 Design," Proceedings of IAEA Symposium on Evolutionary Water Cooled Reactors : Strategic Issues, Technologies and Economic viability, Seoul 1998.

[7] S.K.W. Yu, "Evolutionary CANDU 9 plant improvement," Proceedings of IAEA Symposium on Evolutionary Water Cooled Reactors : Strategic Issues, Technologies and Economic viability, Seoul 1998.

[8] Primary trend in the nuclear energy industry in Japan, The 13th KAIF-JAIF seminar on nuclear industry, Oct. 1991.

[9] Current status and future perspective of upgrading on LWR in Japan, The 13th KAIF-JAIF seminar on nuclear industry, Oct. 1991.

[10] Development of control system and control room design of the advanced light water reactors in Japan, International Symposium on NPP I&C, May 1992, Tokyo.

[11] ABWR development and verification tests, The 13th KAIF-JAIF seminar on nuclear industry, Oct. 1991.

[12] Verification tests performed in APWR development program, The 13th KAIF-JAIF seminar on nuclear industry, Oct. 1991.

[13] Examination of I&C system design requirement definition for next generation PWR, International Workshop on Next Generation PWR-NPP Design Requirement, Oct. 1993.

[14] Application of digital control in Japan PWR plant, Proceedings, 1985.

[15] Copying with the psychological impact on automated system, NEI, Sept. 1991.

[16] Application of integrated digital I&C system in Japanese PWR plant, International Symposium on NPP I&C, May 1992, Tokyo.
[17] MAPI, MMI: The development and design of improved control rooms, hand-out.
[18] Automatic control system for plant heatup and cooldown operations in Japan PWR plants.
[19] MAPI reduces the alarm avalanche, NEI, Feb. 1991.
[20] Development of advanced main control board for APWR.
[21] Microprocessor-based reactor protection system for PWR plant in Japan.
[22] Development of digital I&C system in Japan PWR plant.
[23] Toshiba advanced instrumentation and control system for NPP, Proc. on the Topical Meeting, April 1993, Tennesse.
[24] Development of integral digitalization of instrumentation and control system.
[25] Development of the BWR safety protection system with a new digital control system, International Symposium on NPP I&C, May 1992, Tokyo.
[26] Development of the ABWR type control room panels.
[27] OECD NEA, "Licensing of Computer-Based Systems Important to Safety," Workshop and CNRA Special Issues Meeting on Technical Support (Appendix), OCDE/GD(97)91.
[28] ANS, Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Man-Machine Interface Technologies (Vol.I)," Proceedings NPIC&HMIT'96, May 6-9, 1996.
[29] Adding reactor protection to Ignalina, Nuclear Engineering International, Nov 1996, pp.25-28.
[30] "Looking beyond the short-term," Nuclear Engineering International, June 1998, pp.12-18.
[31] ANS, Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Man-Machine Interface Technologies (Vol.II)," Proceedings NPIC&HMIT'96, May 6-9, 1996.
[32] 1993년도 I&C 기술동향 보고서
[33] 일본 원자력연감 (1999년판)
[34] Modernization of instrumentation and control in nuclear power plants

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드
KAERI/AR-578/2000			

제목/부제	원전 계측제어계통 기술현황 (2000년)

연구책임자 및 부서명 (TR,AR인경우 주저자)	이 동 영 (미래 원자력 개발단 MMIS Team)
연 구 자 및 부 서 명	박주현, 이장수, 김장열, 김정택, 김정수, 김창희, 황인구, 송순자, 문병수, 차경호, 천세우, 이현철, 오인석, 박재창, 이용희, 이정운, 박원만, (MMIS 팀), 박희윤(동력로기술개발팀)

출 판 지	대전	발행기관	한국원자력연구소	발행년	2000. 12.
페 이 지	99 p.	도 표	있음(V), 없음( )	크 기	21×29.6 Cm.
참고사항					
비밀여부	공개(V), 대외비( ), __ 급비밀		보고서종류	기술현황 분석보고서	
연구위탁기관			계약 번호		

초 록 (15-20 줄 내 외)

최근 국제적으로 원자력발전소의 노후화 때문에 기존의 아날로그형 계측제어계통을 디지털형 계측제어계통으로 교체하고 있다. 또한 기존의 원자력발전소보다 안전성 및 경제성을 높인 신규원전개발에 있어서도 계측제어계통으로 디지털 계측제어계통을 채택하고 있다. 그러나 원전에 디지털계통을 사용함에 있어서 컴퓨터의 신뢰도 및 소프트웨어의 신뢰도를 입증하기가 어려워 현재 적용이 많이 되지 않고 있다. 그래서 세계적으로 디지털계통을 원전에 적용하기 위해서 이 계통의 안전성 및 신뢰성을 높이려는 연구가 많이 되고 있다. 본 연구에서는 2000년 현재 국내외에서 연구 및 개발되고 있는 계측제어계통의 현황을 조사하고 이를 국내 원자력발전소의 디지털 계측제어계통 연구 및 개발에 참고하여 디지털 계측제어계통의 국산화에 기여하고자 한다.

본 보고서에는 미국의 AP600과 NUPLEX80+, 캐나다의 CANDU 9, 일본의 APWR과 ABWR, 프랑스의 N4 및 한국의 차세대원전, 액체금속로, 일체형 원전 등 국내외에서 개발되고 있는 개량형 원자력발전소의 계측제어 계통에 대해 조사하였다. 그리고 미국과 유럽 등 세계각국에서 추진하고 있는 원자력 정책 및 각국의 주요 연구소에서 개발하고 있는 디지털 계측제어계통에 대해 조사하였다. 이를 바탕으로 본 연구에서는 각 노형별로 연구를 수행해야할 항목들을 도출하였고 또한 원전의 디지털 계측제어계통의 국산화를 위해 연구해야할 항목들을 설정하였다.

주제명키워드 (10단어내외) 계측제어계통, 원전 계측제어계통 현황, 계측제어계통 연구현황, 국내외 원자력 제어계통 연구항목

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.	Sponsoring Org. Report No.	Stamdard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/AR-578/2000			

Title/ Subtitle	Current Status of Nuclear Power Plant I&C Systems (2000)
Project Manager and Department (or Main Author)	Dong-young Lee (Man Machine Interface System Team)
Researcher and Department	J-H Park, J-S Lee, J-Y Kim, J-T Kim, J-S Kim, C-H Kim, S-J Song, I-K H, B-S Moon, K-H Cha, S-W, Cheon, H-C Lee, I-S Oh, J-C Park, Y-H Lee, J-W Lee, W-M Park (MMIS Team) H-W Park (Power Reactor Development Team)

Publication Place	Taejon	Publisher	KAERI	Publication Date	2000. 12.
Page	p. 99	Ill. & Tab.	Yes(V), No ( )	Size	21×29.6 Cm.
Note	Research Result Application Support Project				
Classified	Open(V), Restricted( ), ___ Class Document		Report Type	State of the Art Report	
Sponsoring Org.			Contract No.		

Abstract (15-20 Lines)

Analog type I&C Systems of Nuclear Power Plants are being replaced by digital type systems because of the aging problems of the I&C systems. New NPPs have adopted computer-based digital I&C systems because the economical efficiency and the usability of the systems become higher than the analog I&C systems. However, the digital I&C systems have not been applied to NPPs because the reliability of computer systems and software has not been validated. The research works for reliability of the systems have been performed in many institutions. In this study, we reviewed the current status of I&C systems for advanced NPPs that have developed in Korea as well as in other countries until this year. We hope to use the result of this study to plan for a localization of NPP I&C systems.

In this study, the I&C systems of advanced reactors such as AP600 and NUPLEX 80+ of U.S.A, CANDU 9 of Canada, APWRs and ABWRs of Japan, N4 of France, and KNGR, KALIMER, and SMART of Korea were reviewed. We reviewed the nuclear policy of U.S.A and Europe, and the NPP digital I&C systems developed in many international research institutes. Using this result, we extracted items to be researched and classified those by types of reactors. Then, we established the localization method of NPP digital I&C systems.

Subject Keywords (About 10 words)	I&C system, State of the art of NPP I&C system, State of the art of research on I&C system, Research items of I&C system