

KAERI/RR-2139/2001

최종보고서

원전 계측제어시스템 개발사업
추진전략 수립

Establishment of Strategy for the
Development of Instrumentation and Control
System in Nuclear Power Plants

KAERI

한국원자력연구소

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 2001년도 자체연구개발사업 “원전 계측제어시스템 개발 추진전략 수립” 과제의 최종보고서로 제출합니다.

2001. 7. 5.

연 구 기 관 명 : 한국원자력연구소

연 구 책 임 자 : 한 재 복

연 구 원 : 문병수, 권기춘
이정운, 박재창
이철권, 김장열
이용희, 이장수
김정택, 오인석
이동영, 차경호
박원만, 황인구
김정수, 김창희
천세우, 송순자
이현철, 박주현
손한성

요 약 문

I. 제 목

원전 계측제어시스템 개발 추진전략 수립

II. 연구개발의 목적 및 필요성

원전 계측제어 기술을 자립하기 위해서는 기본설계, 상세설계 기술뿐만 아니라, 제어기기 제작기술, 기기설계 기술을 복합적으로 완성하여야 한다. 이를 위하여 2000년 7월부터 원전계측제어 시스템 개발사업 과제를 준비하였다. 부족한 국내 기술을 극복하고 중장기적으로 제어기기 국산화를 위한 정책과제 및 세부과제 도출을 위한 기획을 단계적으로 수행하였으며, 기획 결과를 바탕으로 ‘원전 계측제어시스템 개발 사업’ 과제의 사업단을 출범하였다. 원자력연구소는 사업단 과제의 세부분야인 ‘디지털 원자로 안전계통 개발’, ‘디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발’, ‘감시 및 운전지원기술 개발’ 분야에 참여할 예정이다. 본 연구는 향후 사업단 과제의 원활한 수행을 위한 선행연구과제로서 세부과제별 상세 추진계획 및 추진전략을 수립한다. 개발된 연구결과는 사업단 과제 수행의 입력으로 활용한다.

III. 연구개발의 내용 및 범위

원전 계측제어기술을 국산화하기 위해서는 산학연 각 기관들이 이미 확보한 기술을 도출하고, 도출된 기술을 통합하는 범국가적인 사업추진이 필요하다. 그러므로 본 연구에서는 원전 계측제어시스템 개발 사업의 효율적인 추진을 위해 다음의 연구를 수행하였다.

- 원전 계측제어시스템 개발 사업 추진방법, 추진전략 및 체계 수립
- 인허가 획득을 위한 추진 전략 수립
- 국내 원자력관련기관 역할 분담 방안 수립

- 세부과제 추진계획 수립

IV. 연구개발결과 및 활용계획

본 연구의 수행 결과로 개발된 추진전략 및 추진체계 등은 ‘원전 계측제어시스템 개발 사업단’의 세부과제 공모에 활용하여, 본 연구소가 3개 세부과제의 주관연구기관으로 선정되었다. 또한 개발된 연구결과물은 사업단 세부과제의 수행시 산학연 연계기능을 강화하기 위해 활용할 수 있다.

S U M M A R Y

I. Title

Establishment of Strategy for the Development of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plants

II. Objective and Importance of the Project

Unique nuclear I&C technology is associated with equipment design and fabrication techniques as well as basic design and detailed design techniques. Development of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plants has been prepared since July 2000, trying to acquire a unique nuclear I&C technology. Planning for the project has been performed to derive issues for localization of nuclear I&C equipments. Based on the planning, task forces for the project have been constructed. KAERI will be responsible for the tasks such as 'Development of Digital Reactor Safety System', 'Development of the Licensing Support Technology for Digital I&C', 'Development of NPP Monitoring and Operation Support Technology' This work establishes detailed promotion plan and strategy for the project. The results of the work will be a basis of the project.

III. Scope and Contents of Project

Localization of nuclear I&C technology firstly requires the deduction of well established techniques that associated institutes already have. The Development of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plants project will stimulate the integration of the well established

techniques and develop them further. The scope of this work covers the following tasks:

- Establishment of the promotion strategy for the project
- Establishment of the promotion strategy for the licensibility of the systems developed in the project
- Establishment of the role assignment scheme among local nuclear I&C institutes
- Establishment of the promotion strategy for the tasks of KAERI in the project

IV. Result of Project and Proposal for Application

The promotion strategies developed in this work will be utilized as Request for Proposals of the Development of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plants project. Based on the RFP's, KAERI can be responsible for the tasks such as 'Development of Digital Reactor Safety System', 'Development of the Licensing Support Technology for Digital I&C', 'Development of NPP Monitoring and Operation Support Technology'. Furthermore, the results of this work can be utilized to enforce the interfaces among other institutes associated with the project.

CONTENTS

Chapter 1. Introduction	1
Section 1. Objective of the Project	1
Section 2. Importance of the Project	1
Chapter 2. Current Status of NPP I&C Systems	5
Section 1. Korea Current Status	5
Section 1. International Current Status	24
Chapter 3. Contents and Result of Project	31
Section 1. Digital Reactor Safety System	31
Section 2. Licensing Support Technology for Digital I&C	37
Section 3. NPP Monitoring and Operation Support Technology	44
Chapter 4. Accomplishment of Project Objective	49
Chapter 5. Proposal for Application	50
Chapter 6. Reference	51

목 차

제 1 장 서론	1
제 1 절 연구개발 목적	1
제 2 절 연구개발 필요성	1
1. 원전 디지털 제어기기 개발 필요성	1
2. 선도기반기술 개발 필요성	2
3. 추진전략 수립의 필요성	4
제 2 장 국내·외 기술개발 현황	5
제 1 절 국외 기술개발 현황	5
1. 디지털 원자로 안전계통 개발	5
2. 디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발	7
3. 감시 및 운전지원기술 개발	15
제 2 절 국내 기술개발 현황	24
1. 디지털 원자로 안전계통 개발	24
2. 디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발	25
3. 감시 및 운전지원기술 개발	27
제 3 장 연구개발수행 내용 및 결과	31
제 1 절 디지털 원자로 안전계통 개발	31
1. 추진전략	31
2. 추진체계	35
3. 예상 연구결과물 리스트	36
제 2 절 디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발	37
1. 추진전략	37
2. 추진체계	39
3. 예상 연구결과물 리스트	41
4. 기술 수목도	43
제 3 절 감시 및 운전지원기술 개발	44
1. 추진전략	44

2. 추진체계	46
3. 예상 연구결과물 리스트	47
제 4 장 연구개발 목표 달성도	49
제 5 장 연구개발결과의 활용계획	50
제 6 장 참고문헌	51

표 목 차

표 2.1 안전계통 기술동향	5
표 2.2 인허가 기술 개발동향	8
표 2.3 감시/진단기술 개발현황	16
표 2.4 MMI 연계기술 개발현황	20
표 2.5 MMI 미해결 현안기술	23
표 5.1 각 기관별 개발업무	50

그림 목 차

그림 1.1 원전 계측제어 기술분야 수준	2
그림 1.2 원전 계측제어 기술별 기술수준 비교	3
그림 2.1 IGENPRO 구성	18
그림 2.2 제어실 구성비교	20
그림 2.3 한국원자력연구소의 ITF	29
그림 3.1 안전계통개발과제 참여기관 연계도	31
그림 3.2 디지털 원자로 안전계통개발 추진체계도	35
그림 3.3 인허가지원기술개발과제 추진전략도	38
그림 3.4 안전계통개발과제와의 연계도	39
그림 3.5 인허가지원기술개발과제 추진체계도	40
그림 3.6 감시 및 운전지원기술개발과제 추진전략	40

제 1 장 서 론

제 1 절 연구개발 목적

원전 계측제어 기술을 독자적으로 자립하기 위해서는 기본설계, 상세설계 기술뿐만 아니라, 제어기기 제작기술, 기기설계 기술을 복합적으로 완성하여야 한다. 이를 위하여 정부에서는 원전계측제어 시스템 개발사업 과제를 준비하였다. 2000년 7월부터 부족한 국내 기술을 극복하고 중장기적으로 제어기기 국산화를 위한 정책과제 및 세부과제 도출을 위한 기획을 수행하였으며, 기획 결과를 바탕으로 ‘원전 계측제어시스템 개발 사업’ 과제 수행을 위한 사업단을 출범하였다. 원자력연구소는 사업단 과제의 세부분야인 ‘디지털 원자로 안전계통 개발’, ‘디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발’, ‘감시 및 운전지원기술 개발’ 분야에 참여할 예정이다. 본 연구는 향후 사업단 과제의 원활한 수행을 위한 선행연구과제로서 세부과제별 상세 추진계획 및 추진전략을 수립한다.

제 2 절 연구개발 필요성

1. 원전 디지털 제어기기 개발 필요성

원전 계측제어기술을 자립하기 위해서는 개념설계 및 계통설계 기술뿐만 아니라, 계측제어계통 구성에 사용되는 제어기기의 기기설계 및 제작기술이 복합적으로 완성되어야 한다. 계측제어계통의 구성에 필수적인 이들 기술의 국내수준은 다음과 같다. 외국의 계통설계기술 및 인허가 지원기술의 도입으로 시작된 원전 계통설계 기술은, 현재 후속호기 설계개선을 자체적으로 수행할 정도로 이미 기술자립 단계에 이르렀다. 그러나 차세대원전과 같이 국내에서 처음으로 개발하고 있는 원자로의 경우에는 기본설계 기술이 부족하여 많은 시행착오를 경험하고 있다. 이와 같이 기본설계 기술의 현 상황은 낮은 수준이지만 향후 차세대원자로, 액체금속로 및 일체형원자로의 설계를 통하여 기술자립이 가능하다.

그동안 국내에서 건설된 원전 계측제어계통은 외국사의 제어기기를 사용하고 외국에서 기기설계 및 인허가를 수행하여 원전에 설치하고 있기 때문에 원전 제어기

기의 국산화율이 매우 저조한 실정이다. 다음 그림은 주요 원전에 대해 국내 계측 제어기술의 수준을 비교한 도표이다.(참조 : 원전 계측제어분야 연구개발에 관한 정책방향 연구보고서)

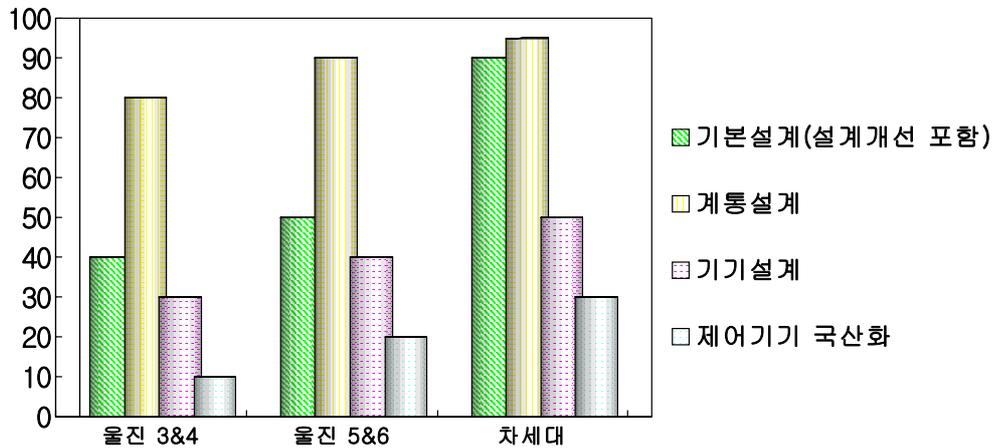


그림 1.1 원전 계측제어 기술분야 수준

국내 산업전자 업체의 제어기기 기술수준은 일부 품목에 한해서 화력발전소에 적용할 정도이며, 외국과 비교하여 많은 차이를 보이고 있다. 그러므로 국내의 화력발전소, 화학플랜트, 원전의 중요한 공정은 외국 제어기기를 사용하고 있다. 더욱이 원전에 적용되는 제어기기는 일반 산업체에서 사용하고 있는 제어기기 보다 제품의 신뢰도가 한 단계 높은 수준이므로, 국내에서 생산되는 제어기기의 원전적용은 거의 이루어지지 않고 있다. 외국의 제어기기를 사용하므로 원전 계측제어시스템의 기기설계 또한 외국에 의존하고 있는 실정이다. 그러므로 원전 디지털 제어기기를 국산화하면, 국산 제어기기의 원전적용뿐만 아니라 계측제어시스템 엔지니어링 업무도 국내에서 주도하여 수행할 수 있다. 제어기기의 국산화를 완료하면, 발전소 현장에서 기술지원이 필요한 경우 국내기술진에 의해 신속한 지원을 가능하게 하여 발전소의 가동률을 높일 수 있으며, 예비부품 확보 문제도 손쉽게 해결할 수 있다.

2. 선도기반기술 개발 필요성

향후 국내에서 건설될 원전 계측제어시스템은 네트워크 환경에서 컴퓨터 기반기기를 사용하여 구성될 예정이다. 그러나 현재까지 설계된 한국형 표준원전의 계측제어시스템은 컴퓨터를 단순히 자료취득 및 정보표시의 기능으로만 활용할 뿐, 컴퓨터를 이용한 장점을 충분히 활용하지 못하고 있다. 컴퓨터기반 기기를 사용하면 아날

로그 계측제어계통과 비교하여 자동고장검출, 자동운전 및 운전지원시스템의 구현이 가능하며, 결과적으로 이들 운전지원시스템은 운전원의 판단오류를 감소시켜 원전의 경제성 및 안전성을 향상시킬 수 있다. 다음 그림은 국내외 주요 원전에 대해 디지털 계측제어계통의 요소기술 별 수준을 비교하였다.(참조 : 원전 계측제어분야 연구개발에 관한 정책방향 연구보고서)

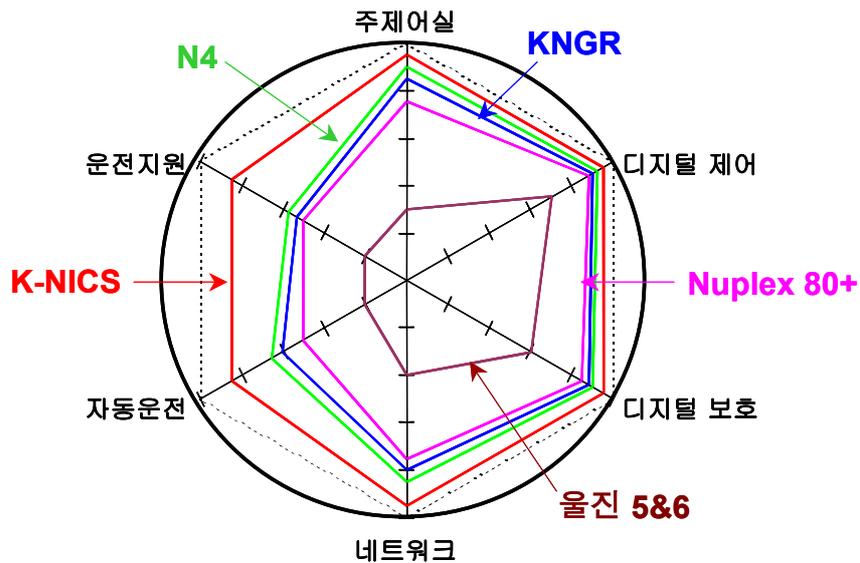


그림 1.2 원전 계측제어 기술별 기술수준 비교

N4, KNGR, Nuplex 80+ 등 개량형 원전 계측제어계통은 워크스테이션 기반의 주제어실, 네트워크 환경 하에서의 디지털 제어 및 보호계통으로 구현되어 있다. 그러나 이들 원전에서도 운전지원시스템 및 자동운전시스템의 적용 정도는 미약하기 때문에 자동 및 운전지원시스템의 개발이 요구되고 있다. 이를 위해 미국 등 원전 선진국에서는 컴퓨터의 폭넓은 기능을 원전에 적용하기 위해 운전지원시스템 개발, 자동운전시스템 개발, 고장원인진단 등 미래에 적용할 선진 기반기술의 연구를 활발히 수행하고 있다.

차세대원전과 같이 현재 설계되고 있는 원전 계측제어계통은 컴퓨터기반 기기를 사용하여 정보를 처리하고, 처리된 정보는 CRT를 통해 주제어반에 표시된다. 현재 차세대원전은 인허가 단계에 있으나 계측제어기술의 인허가 현안해결 및 운전성능평가와 같은 인간공학적 현안을 해결하지 못해 많은 어려움을 겪고 있으며, 이들 현안사항을 해결하기 위해 WH-CENP 및 외국 전문가의 자문을 받고 있는 실정이다. 컴퓨터기반 기기의 적용에 따른 기술적 문제점을 국내 기술로써 해결하기 위해서는 디지털 제어기와 같은 하드웨어 기술의 개발뿐만 아니라, 운전지원기술 및

운전성능 평가 등과 같은 소프트웨어 기술의 개발이 매우 중요하다.

본 연구개발사업에서는 원전계측제어계통 구현에 필수적인 디지털 제어기기를 개발하고, 선도기반기술을 개발하기 위한 연구를 수행한다. 개발된 연구결과는 본 연구개발사업이 종료된 후 다음 단계에서 K-NICS (Korea Nuclear Instrumentation and Control System)의 개발에 활용될 것이다.

3. 추진전략 수립의 필요성

WTO 체제하의 국내외 원전산업 환경변화에 대응하기 위해서, 본 연구개발사업은 산업화 및 상용화를 지향하여야 한다. 이를 위하여 우리나라의 학계, 연구기관 및 산업체에서 보유한 현재의 기술능력을 정확히 파악하여 연구개발사업의 목표를 달성하는데 부족한 기술분야를 도출하고, 도출된 부족기술을 자립하기 위한 방안을 마련하여야 한다. 원전 계측제어계통 제어기기의 생산주체가 될 산업체는 원전 인허가에 필요한 기술이 부족하므로, 원전관련 산학연 각 기관이 보유한 비교우위의 기술을 서로 공유하여 디지털 제어기기 국산화라는 공동의 목표를 달성할 수 있도록 거국적인 추진체계를 구축하여야 한다.

제 2 장 국내 · 외 기술개발 현황

제 1 절 국외 기술개발 현황

1. 디지털 원자로 안전계통 개발

표 2.1 안전계통 기술동향

항목	N4	AP600	NUPLEX 80+	CANDU-9	울진5&6
개발업체	EdF (프랑스)	Westinghouse (미국)	CE (미국)	AECL (캐나다)	KOPEC (한국)
하드웨어	독자모델	독자모델	상용 PLC Dedication	독자모델	Advant PLC
채널간 통신방식	보호용 네트워크	데이터 링크	데이터 링크	데이터 링크	데이터 링크
시험방식	자동주기시험	자동주기시험	자동주기시험	자동주기시험	자동주기시험
트립로직	full 2/4	full 2/4	selective 2/4	full 2/3	selective 2/4

▶프랑스 N4 보호계통(SPIN): 프랑스에서는 1300MWe급 발전소에 grid control 을 적용하기 위해 기존 원전보다 정밀한 DNBR 계산과 선출력밀도(LPD) 계산이 요구되었다. 그래서 1977년부터 디지털 보호계통을 개발하기 시작하여 1984년 Paluel 1호기에 적용하였고, 1992년까지 모든 1300MWe급 발전소에 적용하였다. 1987년경에는 1300MWe급 시리즈의 장점을 그대로 유지하면서 1500MWe급 N4 시리즈에 적용될 새로운 디지털보호계통(SPIN)에 대한 연구를 시작하였고, 그 결과 1990년 중반에 Merlin-Gerin 실험실에서 프로토타입을 구성하여 검증연구를 통해 현재 N4 원전에 적용하여 운전하고있다. SPIN은 4개의 보호채널(DAPU), 2개의 출력로직 처리단(OLPU), full 2/4 구성을 위해 8개의 트립 브레이크로 구성되며, 이들을 8개의 보호용 네트워크와 2개의 신호용 네트워크를 통해 연결되도록 설계하여 보다 간단한 하드웨어를 구성을 갖도록 하였다. 보호용 네트워크는 전기적 격리를 위해 광으로 격리하였고, 결정론적 데이터 처리를 위해 토큰 패싱 프로토콜을 개발하여 사용하였다. 그리고 1300MWe에서는 8 비트 마이크로 프로세스를 사용하였지만, 계산능력을 향상시키기 위해 SPIN은 모토롤라 68000 16비트 마이크로프로세스를 사용

하였고, 실시간 프로그램이 가능한 C 언어 사용하여 개발하였다. 또한, 소프트웨어 검증용 도구인 SAGA를 개발하여 개발된 안전 관련 프로그램을 검증하였다. SAGA를 사용함으로써 코딩 에러 및 설계 에러를 감소시킬 수 있었고, 고 품질의 문건들을 생산할 수 있었다. 주기시험은 CTU를 설치하여 수동으로 개시되고, 자동으로 수행되도록 하였다.

▶웨스팅하우스 IPS: 1970년대 중반부터 시작된 하이브리드 보호계통에 대한 프로토타입 개발을 시작하여 1798년경 Q 시리즈라 불리는 디지털 보호계통을 개발하였다. 이 시스템은 8비트 마이크로 프로세서와 아날로그회로가 혼합된 구조를 갖고있다. 1986년경에는 디지털 보호계통 및 제어시스템인 “Eagle Family 21”에 대한 프로토타입 개발이 시작되었고, 이 시스템은 Sizewell B에 적용되었다. IPS는 모두 4 채널 구성되며, 각 채널은 원자로 정지 및 ESF 계통 작동에 관련된 기능을 수행하는 IPC, ATWS 사건 후 터빈 트립 기능을 수행하는 AMSAC, 공학적 안전설비 작동계통 및 ILS, 8개의 트립 브레이크로 구성된다. IPS는 안전성 및 신뢰성을 확보하기 위해 IPC내에 원자로 정지그룹과 ESF 그룹을 각각 이중화로 구성하였다. IPC내에는 기능 분리요건에 따라 이중화된 트립 시스템과 이중화된 ESF 시스템, 2/4 트립 로직을 수행하는 트립 로직 시스템, 외부 계통과의 통신을 제공하는 통신 시스템, IPC내 각 모듈들의 동작성을 정해진 시험 절차에 따라 시험하는 자동시험 시스템으로 구성된다. IPS는 4 개의 입력신호 채널 set으로부터 입력신호를 받으며, 각 채널 set은 전기적 물리적으로 독립되어 있다. 각 채널은 광 데이터 link로 연결되어 전기적으로 격리된다. IPC는 수동동작에 의해 자동시험을 수행한다.

▶WH-CENP Nuplex 80+ 보호계통은 산업체에 사용되고 있는 PLC 기기에 보호기능을 구현하여 환경검증(EQ), S/W 확인 및 검증, 성능 검증을 자체 수행하여 보호계통에 적용하고 있다. 이러한 방법은 전용의 보호기기를 개발하는 것보다 경제적인 면에서 유리한 점이 있으며, 기기 검증, S/W 확인 및 검증, 성능검증 등 인허가 측면에서 어려움이 있으나 우리나라와 같이 기기 개발의 경험이 없는 경우에는 채택할 만한 개발 형태이다. Nuplex 80+는 모두 4채널로 구성되며, 각 채널에는 기능적 분리 요건에 따라 2개의 바이스테이블 프로세스, 2개의 동시논리 프로세스, 2개의 트레인으로 구성된 공학적 안전설비 작동계통(ESF-CCS), DNBR과 LPD를 계산하는 노심보호계산기계통으로 구성된다. 트립 브레이크는 모두 4개로 구성된 선택적 2/4 로직을 사용한다. 자동주기시험을 위해 ITP를 사용하며 수동개시 자동시험을 수행한다. 각 채널간에는 광으로 격리된 고속 데이터 링크를 통해 정보가 전송된다.

- ▶ 독일 Siemens의 TELEPERM XS는 Intel i486 processor를 기반으로 개발된 보호계통 기기이다. 이 시스템은 Off-the-Shelf Chip을 사용함으로써 경제적인 효과와 함께 비안전계통과의 link를 쉽게 구성할 수 있다. 보호 Logic은 2 out-of 4 logic을 사용하며, 채널간의 통신은 Ethernet 방식의 표준 프로토콜을 사용하고 있다.
- ▶ AECL CANDU의 보호계통: 맨 처음 CANDU의 보호계통은 완전한 아날로그 시스템이었다. 그러나 1977년에 운전되기 시작한 Bruce Plant부터는 트립 기능과 관련이 없는 부분부터 디지털 기술을 적용하기 시작하였다. Darlington Plant에서는 설정치 설정논리, 비교기, 운전원 모듈들에 대해 완전한 디지털 기기로 대체하였다. 안전계통을 디지털화함에 있어서 AECL은 S/W의 V&V에 관해 많은 경험을 하게 되었고, 이 Darlington의 경험을 바탕으로 세워진 기준과 원칙에 의해 Darlington SDS1, SDS2가 기본모델이 되어 계속적으로 후속기에 적용될 예정이다. 이런 과정을 통해 개발된 CANDU의 보호계통은 CANDU System에 적합한 독특한 전용의 컴퓨터 구성과 통신방법을 채택하고 있다.

2. 디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발

- ▶ 원전 계측제어계통이 아날로그에서 디지털 기술로 변화함에 따라 안전성 및 신뢰도 확보가 주요 현안이 되었다. 미국 NRC에서 최근에 인허가 근거인 SRP(Standard Review Plan), NUREG-0800 Rev.4, 1997을 전면 수정하였듯이 디지털 기술을 원전에 적용하기 위해 인허가 및 규제관련 기술 개발이 각국에서 이루어지고 있다.
- ▶ 디지털 계측제어 기기는 기존의 아날로그 하드웨어에 비하여 내환경 및 전자기파에 대한 취약성 및 그에 따르는 계측제어기기의 수명관리 문제가 대두되므로 원전 환경에서의 신뢰도평가 및 신뢰도 향상 기술의 적용이 요구된다. 신규 SRP에서 언급하였듯이 디지털 시스템의 불연속성, 아날로그와는 근본적으로 다른 기능 및 하드웨어 특성 등이 있기 때문에 디지털 장비의 신뢰도 평가 및 공통모드 고장우려 등에 대한 다양한 해법을 개발하기 위한 방안 등에 대하여 연구와 기술개발이 이루어지고 있다.

표 2.2 인허가 기술 개발동향

구 분	국 외 동 향	국 내 동 향
규제기관	디지털 계측제어에 대비한 규제요건, 지침등 수정보완 완료	KINS 주관으로 디지털 계측제어계통 규제 지침 개발후 보완중
연구계	미국의 경우, ORNL, LLNL을 중심으로 NRC의 규제요건 제정을 지원, OECD Halden Reactor Project에서 정형기법 연구	하드웨어 검증에 관한 기술의 일부 확보, 소프트웨어 검증에 관한 기술은 기반기술은 확보되었으나, 응용기술 부족
산업체	디지털 계측제어에 대한 인허가, 검증 기술 확보하여 신규원전 또는 노후화 원전 개량에 적용	원전 계측제어계통 설계 업체를 중심으로 고리 1호기 Upgrade 이후 인허가 기술 일부 확보
학 계	디지털 계측제어 특성에 맞는 검증 기반 기술을 지속적으로 개발	고신뢰도 소프트웨어 관련 확인검증 기술 개발 및 검증 도구를 개발중이나 실제 검증에 사용되지는 못하는 실정
표준제정	미국 NRC를 중심으로 한 IEEE등에서 디지털 계측제어에 대비한 인허가 관련 표준을 제정하고 있음, 유럽쪽은 IEC(국제전기표준위원회)를 중심으로 디지털 계측제어 관련 표준을 새로 제정하거나, 기 제정된 국제표준을 수정보완 중	국내에서는 원자력안전기술원에서 디지털 계측제어계통의 규제지침을 개발하여 보완중이나, 디지털 계측제어 관련 국가표준은 미비한 실정.

- ▶ 기존 아날로그 계측제어 장비에 대한 선진국의 내환경 성능검증 기술은 이미 확보된 상태이다. 그러나 디지털 계통의 내환경 검증은 새로운 이슈이며 규제 및 검증요건 또한 결정론적으로 고정되지 못하고 계속 변동되고 있으며, 여러 가지 융통성을 주면서 기기개발 공급자의 책임을 강화하고 있다. 또한 대부분의 규제 및 설계지침들이 기존의 아날로그 장비 중심으로 되어 있는 바, 타 산업 분야의 내환경 및 EMI 관련 기술을 개조하여 원전 분야에 선택적으로 적용시키고 있다.
- ▶ 미국에서는 항공우주, 통신 등 이미 타 산업분야 안전관련 시스템의 하드웨어 및 소프트웨어 개발, 확인 및 검증 기술이 세계적 수준을 유지하고, 원전 디지털 계측제어시스템에서의 고신뢰도 소프트웨어를 개발하기 위한 방법론과 확인 및 검증 기술 개발이 매우 빠른 속도로 이루어지고 있다.
- ▶ 미국 NRC에서는 Control, Instrumentation, and Human Factors Branch가 주관이 되어 국립연구소인 ORNL, SNL, BNL, LLNL 그리고 버지니아대학 등과 공동으로 다음과 같은 분야의 디지털 계측제어 규제관련 연구개발을 수행하고 있다.
 - Environmental qualification of advanced I&C

- Acceptance criteria for EMI/RFI in digital system
- Impact of smoke on digital I&C
- Total system requirement spec framework
- Risk ranking of environmental stressors on digital I&C
- Application of computer-based I&C systems to NPPs
- Digital system performance and reliability
- CASE tool to evaluate diversity in safety system hardware
- Software language develop digital system reliability measurement
- ESF-CCS requirements specification framework

▶ 미국의 EPRI (Electric Power Research Institute)에서는 미국 원전 계측제어 계통의 Upgrade를 위하여 광범위한 기술분야에 대한 연구를 체계적으로 추진하기 위하여 EPRI Upgrade Plan을 수립하여 추진 중에 있다. 미국의 기술력을 원전 계측제어계통의 Upgrade에 집중시키기 위하여 10년 장기 계획 하에 산학연 공동과제를 Coordinate하고 있다. 이러한 Upgrade Plan은 크게 7가지 기술분야를 나누어 집중적으로 해결책을 모색하고 있는데 이중 한가지가 소프트웨어의 확인 및 검증 기술 연구이고 또 다른 한가지는 지침서 및 표준화 관련 연구이다. 이 두 분야에서 15개의 연구 프로젝트가 추진되고 있으며 이와 같이 Utility가 오히려 규제기관을 선도하고 있는 실정이다.

▶ 미국의 LLNL(Lawrence Livermore National Lab.)에서는 NRC의 위탁을 받아 소프트웨어 확인 및 검증에 관한 연구를 수행하고 있으며, 분야별 연구현황은 다음과 같다.

- Software Safety and Reliability
 - Testing Off-the-Shelf Computer Based Systems
 - IV&V vs. V&V, Issues and Recommendations
 - Objectives for a Software Inspection, Tests, Analyses and Acceptance Criteria(ITAAC) Model
 - Techniques, Processes, & Measures for Software Safety & Safety & Reliability Part One: Standards
 - Software Reliability and Safety in Nuclear Reactor Protection Systems: Interim Report
- Real Time Performance
 - Software Performance Engineering Extensions for Real-Time Systems

- Real-Time Performance
 - Software Performance Engineering in the Development of Safety-Critical Systems
 - Real-Time Systems Complexity & Scalability
- Formal Methods in Software
 - Software Cost Reduction Methodology: An Overview (Special Report)
 - Considerations for the Use of Formal Methods in Software-Based Safety Systems (Guidance)
 - Assessment of Formal Specifications for Safety Critical Systems (Comparison SCR & VDM report)
 - Formal Methods in the Development of Safety Critical Safety Systems
- Commercial Software Testing
 - Testing Existing Software for Safety related Applications
 - Testing Strategies
 - Testing Existing Off-the-Shelf Computer Based Systems
- Programmable Logic Controllers(PLC)
 - PLC Characteristics and Safety Considerations
 - The PLC and Its Application in Nuclear Reactor Protection Systems
 - Application of PLC in Emergency Shutdown Systems
- Digital Communications Systems
 - Communication Systems in Nuclear Power Plants
 - Communication Guidance
- Assessment of the GE ABWR Protection System
 - A Method of Verifying the timing of the Digital Part the GE ABWR Protection System
 - GE ABWR Common Mode Failure Analysis
 - FMEA Study of the GE ABWR Protection System
 - Preliminary Software ITAAC for the GE ABWR Protection System
- Verification and Validation of Safety Related Software
 - Verification and Validation Techniques and Auditing Criteria for Critical System-Control Software(Guidance)
 - Verification and Validation Techniques for Software Safety and Reliability

- Assessment of the CE 80+ Protection System
- Assessment of the AP 600 Protection System
- Assessment of IEEE Standard 796-1983, "IEEE Microprocessor System Bus"
- Assessment of the GE SBWR Protection System
- Tech Spec Review for ABWR
- CE 80+ Tech Specs
- Safety Hazards Analysis Explained
- Vendor Assessment
- Threshold - When is Staff Review Required
- Review Standard Review Plan - Planned
- Update NUREG-049
- Computer Security - Planned
- Guidelines for Tools Assessment for Safety Critical Systems
- Software Reliability Metrics - Planned
- Digital System Failure Database / Analysis - Planned

▶ IEC를 중심으로 디지털 계측제어 관련 국제표준의 제정 활동이 활발하게 진행되고 있으며, 한국원자력연구소에서도 적극 참여하여 국제표준 제정시 문서 검토 및 Voting 하고 있다. 현재 제정중인 디지털 계측제어 관련 주요 국제표준은 다음과 같다.

- IEC 60671 Ed. 1.0: Periodic tests and monitoring of the protection system of nuclear reactors
- IEC 60709 Ed. 1.0: Separation within the reactor protection system
- IEC 60744 Ed. 1.0: Safety logic assemblies of nuclear power plants - Characteristics and test methods
- IEC 60780 Ed. 2.0: Nuclear power plants - Electrical equipment of the safety system - Qualification
- IEC 60880 Ed. 1.0: Software for computers in the safety systems of nuclear power stations
- IEC 60880-2 Ed. 1.0: Software for computers important to safety for nuclear power plants - Part 2: Software aspects of defence against common cause failures, use of software tools and of pre-developed

software

- IEC 60987 Ed. 1.0: Programmed digital computers important to safety for nuclear power stations
- IEC 61225 Ed. 1.0: Nuclear power plants - Instrumentation and control systems important for safety - Requirements for electrical supplies
- IEC 61226 Ed. 1.0: Nuclear power plants - Instrumentation and control systems important for safety - Classification
- IEC 61500 Ed. 1.0: Nuclear power plants - Instrumentation and control systems important to safety - Functional requirements for multiplexed data transmission
- IEC 61838 TR Ed. 1.0: Nuclear power plants - Instrumentation and control functions important for safety - Use of probabilistic safety assessment for the classification
- IEC 62138: Nuclear Power Plants Instrumentation and Control - Computer-based systems important for safety- Software aspects for I&C systems of class 2 and 3
- IEC 61513: Nuclear power plants - Instrumentation and control for systems important to safety - General requirements for systems

▶ OECD/NEA Halden Reactor Project에서는 정형기법인 HRP Prover를 근간으로 하는 소프트웨어 확인 및 검증 연구가 수행중이며, 한국원자력연구소는 이 프로그램 참여 기관으로 연구 결과를 직접 활용할 수 있다.

▶ 미국의 Westinghouse에서는 Eagle 21과 영국 Sizewell B Plant의 Digital Protection System 개발 경험을 활용하여 W-ISCO라는 고유의 디지털 계측제어계통을 확보하고 있으며 이를 점진적으로 발전시키고 있는 실정이다. W-ISCO 개발을 위하여 소프트웨어 개발 도구(CASE)인 Teamwork을 Customize하여 사용하고 있으며 카네기 멜론 대학에 있는 미국방성 산하기관인 Software Engineering Institute와 협력관계를 유지하면서 훈련과 methodology 개발을 실시하고 있다.

▶ WH-CENP의 Nuplex 80+의 설계에 대해서 NRC staff는 SECY-92-053에 언급된 바와 같이 양면 검토 접근법을 사용한다. 첫 번째 검토 접근법은 블록도 수준에서의 상세한 기능적 검토이며, 이 단계에서 계측제어계통의 상세한 기능적 요건이 정립된다. 두 번째 검토 접근법은 기능적 요건에 대한 디지털 보

호계통의 적정성을 단계별 Inspection, Tests, Analyses and Acceptance Criteria(ITAAC)에 의하여 그 문서들을 검토하는 것이다. 현재 첫 번째 접근법만 수행되었으며 단계별 ITAAC은 제출되지 않은 상태로서 Open Item 7.1.2-1로 남아 있다. Microprocessor 기반 보호계통은 공통모드고장을 야기할 가능성을 내포하여 하드웨어 구조적으로 달성한 심층방호의 층이나 다중성을 깨뜨릴 수 있다. 따라서 이러한 공통모드고장을 극복하기 위한 두 가지 중요한 factor는 Quality와 Diversity의 확보로 인식되고 있다. 이중 Diversity와 Defense-In-Depth에 대한 NRC의 입장이 표명되고 이에 대한 논의와 검토가 진행 중이다. WH-CENP는 Nuplex 80+ 디지털 계측제어계통의 품질보장을 위한 Standard로 ANSI/IEEE-7-4.3.2-1982를 사용하였으며 IEEE Software Engineering Standard들은 참고하지 않았다. Nuplex 80+의 소프트웨어기반 시스템들의 Safety 관련 Requirement들은 고신뢰도 소프트웨어로 구현되어야 한다. 아직까지 Nuplex 80+는 COL이 주어지기 전이고 또한 이 분야의 급격한 기술 발전을 고려하여 세부 설계내용을 Lock_in 하지 않는다는 것이 10CFR52의 원칙이다. 그러나 Nuplex 80+가 현재 수립된 기능적 요구사항에 따라 개발되기 위해서는 단계별 소프트웨어 ITAAC의 각 공정이 충실히 수행되고, 감사를 위해 충분한 문서가 제시되어야 한다. 소프트웨어 ITAAC은 소프트웨어 개발과정의 특성과 최종 제품의 특성을 묘사해야 하는 점에서 Design Acceptance Criteria(DAC)을 포함하는 계통 ITAAC과는 차이가 있다. 따라서 고신뢰도 소프트웨어의 요구사항을 만족시키기 위해서는 기존 규제요건과 IEEE Software Engineering Standard와 같은 산업표준들을 모두 적용하여야 하며 이들은 설계에 사용되는 도구와 상용 소프트웨어에도 그대로 적용되어야 함을 NRC는 밝히고 있다. 규제요건 분석 절에서 설명한 바와 같이 최종적으로는 10 CFR 50의 요건을 준수해야 하며 설계구현과 소프트웨어 품질보증 프로그램의 NRC 평가는 10 CFR 50 App. B에 따라 수행된다.

- ▶프랑스 프라마툼의 N4 시리즈 보호계통인 SPIN의 소프트웨어 개발을 지원하기 위하여 Merlin-Gerin에서 개발한 SAGA라는 CASE tool과 OST CASE를 사용하였다. SAGA는 Design Spec을 Code로 translate하기 위하여 사용되었고 OST는 실시간 코드를 수행하는 다중 마이크로프로세서를 모의화하기 위해 사용되었다. 이와 같이 CASE를 사용함으로써 계측제어계통 소프트웨어를 체계적으로 개발하고 따라서 확인 및 검증을 보다 용이하고 완벽하게 할 수 있는 methodology 개발에 많은 노력을 기울이고 있다.
- ▶DSER (NUREG-1462, Sep. 1992)에서는 Chapter 7, 계측제어부분에서 26개의

Open Item과 3개의 Confirmatory Item을 제시하였으며 이중 소프트웨어 관련 Item은 7개정도 된다. 이렇게 소프트웨어 관련 Item의 개수가 적은 이유는 CESSAR-DC에 대한 DSER가 원래 기능적인 문제에 초점이 맞추어져 있기 때문이며 소프트웨어의 단계별 ITAAC이 진행된다면 구체적인 문제가 제기될 것이다. 이중 예상되는 쟁점사항은 소프트웨어 공통모드고장 문제와 정량적인 소프트웨어 신뢰도 측정문제이다. 현재 WH-CENP에서는 이러한 Open Item들에 대한 Response를 완료하여 FSER의 입력으로 제출된 것으로 Closed라는 표현을 사용하고 있다. 그러나 WH-CENP Response들은 그 내용이 진행형이거나 미래형인 표현들이 남아 있으며, 전반적으로 수동적인 응답태도를 취하고 있다. 즉, 제기된 문제에 대한 해결책 제시가 완료된 것이 아니라 뒤로 미루어진 것이다. DSER에 나타난 주된 입장 차이는 소프트웨어 기반 Microprocessor-based System의 독자적인 공통모드고장 대응가능성, Hard-wired redundant 시스템의 필요성 즉, Diversity에 대한 시각이 다르다는 것이다. DSER에 나타난 NRC의 계층제어에 대한 결론은 Two-part approach (SECY-92-053)에서 첫번째 접근방법인 시스템적인 기능검토를 위한 DAC관련 자료에서도 Level of Detail의 문제를 제기하였으며 둘째 접근방법인 단계별 ITAAC에 의한 구현과 문서검토는 앞으로 실시할 것이며 이러한 ITAAC/DAC이 모두 끝나야 Design Certification(DC)이 주어짐을 확인하였다. 특히 소프트웨어의 ITAAC과 시스템 ITAAC의 차이를 분명히 하고 있으며 하드웨어와의 통합을 고려한 요구사항 정립을 요구하고 있다. 그 외의 Open Item 7.2.2.2-1에서는 Common Mode Failure Analyses문제를 제기하고 있으며 open Item 7.7.3-1에서는 통신망 프로토콜과 성능에 대한 시험 방법론 제시를 요구하면서 Multiplexer Network의 공통모드고장, 다양성, 품질 문제를 제기하고 있다. 이렇게 제기된 문제들에 대해서 WH-CENP에서는 FSER의 입력으로서의 회신하고 있으며 소프트웨어 관련 응답은 주로 NPX80-IC-DP005, Rev. 0, "Nuplex 80+ Software Program Manual"과 NPX80-IC-QP790-02, Rev. 0, "Nuplex 80+ Software Safety Plan Description"으로 표현하고 있다.

- ▶ 캐나다 AECL의 경우 Integrated Approach(IA) 공학기술 및 통합 환경에 의한 고신뢰도 소프트웨어 개발의 90% 이상 기술을 확보하고 있고 소프트웨어 다양성 철학에 입각하여 Radiational Design Process(RDP) 방법론에 의한 고신뢰도 소프트웨어 개발의 기술수준이 거의 완성단계에 있다. AECL 설계방법은 오랜 자동화 경험 때문에 경험적인 지식에 의존하는 경향이 있으며, 이에

따라 엄격한 문서화와 표준의 적용이 미흡하여 많은 인허가상의 문제점이 발생하였다. AECL은 국제표준인 IEC-880, 1986을 주로 사용하고 있으며, 15가지로 세분된 소프트웨어 생명주기 재설계와 upgrade를 하고 있다. 그리고 CANDU-3 Plant를 개발하면서는 철저하게 소프트웨어 공학기법을 적용하였다.

- ▶일본의 미쓰비시 중공업, 히타치 등에서도 디지털 계측제어시스템의 소프트웨어 개발과 확인 및 검증을 위하여 일본의 앞선 기술력을 최대한 활용하고 있으며 대외적으로는 상당히 배타적인 입장을 취하고 있다.
- ▶독일의 Siemens AG KWU에서는 Microprocessor 기반 Protection System Software 개발을 위하여 SPACE 라는 CASE를 사용하였으며 OPAL 121에 연결하여 프로그램 코드를 자동 생산하고 있다.

3. 감시 및 운전지원기술 개발

(감시/진단 시스템)

▶미국 규제기관의 규제 방향

미국의 경우 안전과 관련된 MOV, AOV, Check Valve 및 모터구동 펌프 등의 고장 사례가 보고, 기록되면서 밸브나 펌프의 조기 On-line 고장 감시/진단 및 주기적 성능검증을 규제 요건화 하려고 하고 있다. 특히 NRC는 GL 89-04, GL 95-07을 발표하여 가동 중 원전의 모터구동밸브(MOV : Motor Operation Valve)의 고장 유형에 따른 보완조치 및 MOV의 주기적 성능점검을 확인할 것을 규제화 하였다. AOV, Check Valve 및 모터구동 펌프도 계속되는 고장 사례의 보고에 따라 곧 규제화 할 것으로 예상되며, 이들 기기에 대한 성능 검증 및 고장진단 방법 및 장비를 개발하였거나 개발을 서두르고 있다.

▶개발 방향

기기 이상징후 감시/진단 시스템은 두 가지 개발 방향이 있다. 하나는 기기 주기기시험을 위한 기기 시험진단 시스템이며, 다른 하나는 On-line 기기 이상상태 감시/진단 시스템이다. 외국의 경우 기기 시험진단 시스템은 주로 안전관련 밸브나 기기를 공급하는 업체에서 주로 개발하여 공급한다. 이 시스템은 기기의 성능시험이나 주기기시험에 주로 사용하며 밸브나 펌프의 유형별로 다른 제품으로 개발되었다. On-line 기기 이상상태 감시/진단 시스템은 최근에 시도되고 있는 방법으로 기기의 성능저하를 조기에 감시하여 기기 주기기시험을 보완하기 위한 방법이다. 이 방법은 전류나 전압 신호나 음향신호를 사용하여 기

기의 성능에 영향을 미치지 않고 감시/진단이 가능하다는 장점이 있다. 다음 표는 현재 국내에 사용되고 있는 주기시험 장비의 특성을 보여주고 있다.

표 2.3 감시/진단기술 개발현황

시험 기기	장비 및 기능	제작사	측정신호 및 센서	기술 수준
MOV 진단	- Universal Diagnostic System - MOV Diagnostic - VAIS-MOV-2000 - 아주대 - 한기(주)	Crane Toshiba 한전기공 아주대 한기(주)	Thrust, Torque Force, 전류, 전압, 스템 위치	국외: 상품화 국내: 한기공: 시제품 아주대: 시험중 한기(주): 시험중
AOV 진단	- Ultracheck A	Framatom		국외: 상품화 국내: 연구시작
Check Valve 진단	- Checkmate III - Ultracheck C - Check Valve Testing	Crane Framatom Energetech	음향, 초음파, Magnetic or Eddy Current	국외: 상품화 국내: 연구없음
Safety Valve 진단	- Safety Valve Tester	MHI		국외: 상품화 국내: 연구없음
Valve Leak 진단	- VADA-1000	한전기공		국외: 상품화 국내: 시제품
On-line 기기 진단	- GenAID - 밸브 감시 시스템 - DIVA - ALPA	W, H W, H Framatom Framatom		국외: 원전적용 국내: 연구시작

- ▶ MOV 밸브의 주기시험 장비는 미국의 Crane 사의 Universal Diagnostic System 및 일본 도시바의 MOV 시험 장비 등이 상품화되어 있다. 특히 Universal Diagnostic System 장비는 MOV를 비롯한 모든 밸브의 주기시험이 가능한 장비이다.
- ▶ AOV, Check Valve 및 Safety Valve의 주기시험 장비들은 이미 상품화되어 있다. 특히 이들 장비들은 밸브를 구매할 시에 같이 수입된다.
- ▶ On-line 기기 이상상태 감시/진단 시스템의 개발은 미국의 웨스팅하우스와 프랑스의 프라마툼에서 활발하게 개발되어 원전에 적용되고 있다. 특히 On-line 기기 이상상태 감시/진단 시스템은 터빈발전기와 같은 대형 기기의 조기 고장을 진단하기 위해 개발되었다. 미국의 웨스팅하우스는 밸브의 유지 보수를 위해 밸브의 상태를 On-line으로 진단하는 시스템을 현장에 적용하고 있다.
- ▶ Halden Reactor Project
 - IDS(Integrated Diagnosis System) : 기존에 개발된 세 가지 진단기법을 통

합하여, 각 진단시스템의 지식기반 공유 및 진단의 결과를 향상하기 위한 연구를 수행하고 있다. 현재 프로토타입을 개발하고 있으며, HAMMLAB에 연결하여 실시간 데이터를 받아 각 개발단계에서 기능시험을 수행하고 있다.

- SCORPIO : 계측된 발전소 변수를 사용하여 노심의 상태정보 및 운전 허용한계 여유를 평가하여 운전원에게 제공한다. 1980년대 중반 3기의 스웨덴 PWR 플랜트, 1993년 영국의 Sizewell B, 1994년 미국 Duke Power의 Catawba 1,2호기, 및 1994년 중반 스웨덴의 Ringhals 2호기에 설치되었다.

- CAMS(Computerized Accident Management Support) : 원전 발전소의 이상상태시 노심손상 방지 및 격납용기 건전성을 유지하기 위해, 향후 전개될 발전소 상태에 관한 정보를 주제어실 및 TSC(Technical Support Center) 운전원에게 제공함. 현재 프로토타입을 개발하고 있다.

- ▶일본 : 일본은 컴퓨터기반 원전 상태진단시스템의 개발을 활발히 수행하고 있음. 특히 발전소 기동 및 정지운전의 자동화, 비정상상태의 원인진단 및 운전원 대응설비 개발에 중점을 두고있다. 개발된 시스템에는 미쯔비시사의 COSS 및 MMS-NPP, 도시바사의 DIAREX, 히타치사의 INS, JAERI의 DISKET 등이 있으며, 개발된 일부 진단시스템은 Tsuruga 2호기에 적용되었다.

- ▶독일 : 독일에서는 KWU를 중심으로 발전소 고장의 원인을 진단할 수 있는 지식기반 시스템인 PRINS를 개발하여 Brokdorf 발전소에 적용했다. 현재 KWU에서는 개발된 PRINS에 비정상 상태의 조기발견, 사고 후 분석, 운전절차서 전산화 등의 기능을 추가한 통합된 운전지원시스템을 개발하고 있다.

- ▶프랑스 : EDF사는 운전원이 정상 및 사고상태시에 활용할 수 있는 많은 컴퓨터기반 운전지원시스템을 개발하였으며 일부는 N4 발전소에 적용하였다. 개발된 시스템에는 터빈발전기의 진단시스템인 DIVA, 전문가시스템 기술을 사용하여 전기적기기의 진단을 수행하는 ALPA 등이 있다.

- ▶미국 : EPRI에서는 발전소 전문가시스템인 PLEXSYS 및 장애분석 시스템인 DASS 등을 개발하였으며, 웨스팅하우스사에서는 실시간 진단 및 전문가시스템인 DISYS/DICON을 개발하였다. 특히 국립연구소 및 각 대학에서는 인공지능 기술을 적용하기 위한 많은 연구를 수행하고 있으나, 운전원에게 주어지는 영향을 고려하여 실제 발전소의 적용 측면에서는 상당히 보수적인 입장이다.

- ▶미국 ANL의 IGENPRO

IGENPRO은 원전에 비정상 상태가 발생할 때 ON-LINE으로 고장의 원인을 진단하고 또한 비정상상태를 최적으로 복구할 수 있는 방법을 운전원에게 제공하는 것을 목적으로 하고 있다. 이러한 기능을 수행하기 위해 IGENPRO은

그림과 같은 구조로 구성되어 있다. 그림에서 보이는 바와 같이 IGENPRO는 크게 Supervisory 모듈과 지식기반 (Knowledge Base) 모듈로 구성된다. Supervisory 모듈에는 원전으로부터 신호를 입력받아 신호처리를 하여 신호의 추이(trend)를 생성해내는 PROTREN 모듈, 이 추이를 이용하여 고장진단을 수행하는 PRODIAG 모듈, 및 비정상상태시 발전소를 안전하게 복구할 수 있는 방법을 운전원에게 제공하는 PROMANA 모듈이 있다. 지식기반 모듈은 간단한 열수력학 (Thermal-Hydraulic) 지식이 IF-THEN 규칙으로 저장되어 있는 Expert System (ES), 좀더 복잡한 T-H 지식이 표현된 Neural Networks (ANNs), 및 복잡한 T-H 지식이 저장된 Simulator Code 부분으로 구성되어 있다. IGENPRO의 지식기반은 일반적인 first-principle T-H 지식을 기초로 하여 구축되어 있다.

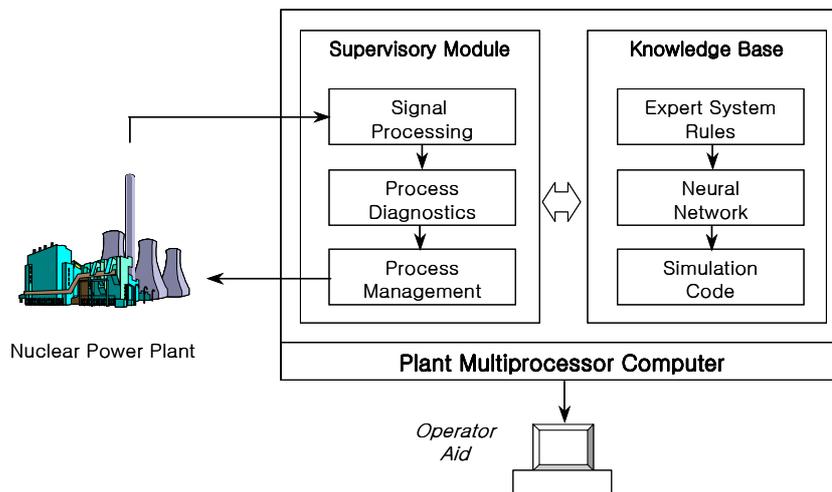


그림 2.1 IGENPRO 구성

- PRODIAG는 first-principle 방법과 기능기반 방법(functional-oriented)을 기본으로 개발된 원전 고장진단 시스템이다. 이 시스템은 일반적인 열수력학 관계식, 질량, 운동량 및 에너지 보존식을 기초로 하여 사고유형과 관계없이 고장진단을 수행하기 때문에 예견되지 않은 고장을 진단할 수 있고 또한 유형이 다른 발전소에 적용할 수 있다.
- PROMANA는 PRODIAG에서 정의된 오동작을 하는 기기의 지식을 사용하고 이상상태의 원인에 대한 응답을 함으로써 신뢰도를 최대화하고 위험을 최소화할 수 있는 절차를 운전원에게 제공하는 시스템이다. PRODIAG 모듈에

서 공정계통내의 고장을 정의하면, 공정계통내 다른 루프를 이용하여 이 고장을 완화시킬 수 있는 올바른 절차를 정의하고 이를 운전원에게 알려주는 모듈이다. 이 모듈은 고장의 완화를 위한 열수력학적인 루프를 정의하는데 있어서 PRODIAG와 같은 first-principle 방법을 사용한다.

- 감시시스템을 개발하고 설치하는 주요한 목적은 발전소의 방지할 수 있도록 이상상태를 빨리 감지하고 진단하여 운전비용과 유지비용을 절감하는데 있다. 이러한 기능을 수행하기 위해 감시시스템은 신호가 변화하는 값을 감지해야 하고 또한 오류 신호에 의해 발생하는 오경보나 올바른 신호에 대한 누락경보들을 최소화해야 한다. 이러한 기능을 수행하기 위해 ANL에서는 모델기반 신호처리 시스템인 MSET (Multivariate State Estimation Technique)을 개발하였다. MSET는 계통을 감시하기 위해 사용하는 여러 센서들의 이용 가능한 모든 정보를 이용하고 또한 이들 센서의 과거의 정보와 현재의 정보를 비교 분석하는 방법을 사용한다. 이러한 비교를 통해 센서의 고장 등에 기인한 선택된 정보에 오류가 발생되었을 경우에도 계통의 최적 상태를 파악할 수 있다.

(운전성능평가 및 디지털 계측제어 관련 인간-기계 연계 기술)

▶1980년대 초반부터 개발에 착수하여 1990년대 중반에 상용원전에 적용한 프랑스의 N4를 필두로 하여, 미국 Westinghouse사의 AP-600, 미국 WH-CENP사의 Nuplex 80+, 캐나다의 CANDU-9, 일본의 APWR 및 ABWR 등이 원전 계측제어 계통에 디지털 기술을 적용하고 있다. 디지털 계측제어 기술을 적용하게 되면 많은 양의 발전소 정보가 컴퓨터로 처리가 가능하게 되고 처리한 결과를 운전원에게 제시하는 제어실의 인간-기계 연계는 VDT(Visual Display Terminal) 기반으로 자연스런 설계 변화가 이루어지고 있다. 이러한 디지털 기술을 적용한 인간-기계 연계는 1인 내지 2인이 운전 가능하도록 VDT(Visual Display Terminal)를 주로 사용한 compact workstation으로 구성되어 있으며 발전소의 전반적인 운전 상황을 보여주는 대형정보 표시화면, 전산화된 제어기(Soft Control) 등을 사용하는 공통적인 특징을 가지고 있다. 이를 표로 요약하면 다음과 같다.

표 2.4 MMI 연계기술 개발현황

항목	N4	AP600	NUPLEX 80+	APWR & ABWR	CANDU-9
개발자	EdF (프랑스)	Westinghouse (미국)	CE (미국)	Mitsubishi, Hitachi Toshiba 등(일본)	AECL (캐나다)
Operator Workstation	VDT위주 구성	VDT위주 구성	Hybrid (VDT+재래식 제어반)	VDT위주로 구성	VDT위주 구성
대형정보화면	사용함	3개 화면 사용	사용함	사용함	사용함
전산화된 정보시스템	사용함	사용함	사용함	사용함	사용함
운전지원 시스템	전산화 절차서	사용함	CFMS SPMS	자동운전 (ABWR)	사용함

▶수많은 계기, 지시기, 제어기 등이 나열된 재래식 제어반과는 달리 위와 같은 디지털 기술을 적용한 인간-기계 연계는 이를 통한 운전원의 발전소 정보 획득, 운전상황에 대한 진단, 제어조작 행위와 같은 인간-기계 상호작용(Human Machine Interaction)이 재래식 제어실의 작업양상과는 많은 차이가 존재하여 새로운 유형의 인적오류를 유발함이 예측되어 많은 인허가 현안이 부각되어 있다.



재래식 제어실

신형 제어실

그림 2.2 제어실 구성비교

▶위와 같은 디지털 계측제어 관련 신형 인간-기계 연계는 프랑스의 N4와 일본의 ABWR을 제외하고는 선진국에서 신규 원전 건설의 중단으로 실제 원전에 적용되지 못하고 개발이 정체된 상태에 있다. 그러나, 최근에는 기존 발전소

계측제어 계통의 Upgrade에 편승하여 설계요소 중의 일부가 유럽의 소수 원전 Upgrade에 적용된 사례가 있다. 미국의 경우도 신형원전의 개발이 중단된 반면 기존 발전소 계측제어계통의 Upgrade가 2001년부터 여러 발전소에서 착수될 예정이다. 이 Upgrade는 수년동안 핵연료 재장전 기간을 활용하여 부분적 단계적으로 수행될 것으로 확인되고 있다. 이러한 기존 원전 계측제어계통의 Upgrade의 경우, 인간-기계 연계는 재래식 제어반과 VDT를 혼합한 Hybrid형태를 갖게 된다. Hybrid형태의 인간-기계 연계 또한 운전성능에 영향을 미칠 것이므로 선진국에서는 신중하게 접근하고 있다.

▶ 디지털 계측제어 계통과 관련한 선진국 설계기관은 디지털 기술의 원전 적용에 따른 계측제어계통 고유한 인허가 요건의 만족과 더불어 인적요소 측면에서의 인허가 요건 만족을 위한 노력을 병행해 왔다. 실제 원전에 디지털 계측제어 관련 신형 인간-기계 연계를 적용한 프랑스의 N4를 제외하고는 전 범위의 운전성능평가를 수행한 사례는 드물다.

▶ 프랑스 N4의 운전성능평가 : 프랑스 EdF는 TMI 사고의 교훈을 반영하여 인적요소 문제점을 개선하도록 그 당시에는 혁신적인 VDT 기반 인간-기계 연계를 갖춘 N4 중앙제어실을 1981년부터 개발하였다. 특히 N4 중앙제어실의 설계시 S3C라는 시뮬레이터를 병행 개발하여, 운전원에 의한 실제적인 검증을 실시하고 설계개선을 추구해 온 점에서 다른 원전 선진국들의 주목을 받았다. 새로운 제어실의 평가는 두 단계로 수행되었다. 첫 단계는 1987년에 수행되었고 두개의 워크스테이션과 발전소의 운전개관을 보여주는 대형 mimic 표시판 설계가 평가되었다. 이 단계에서는 제한된 운전지원시스템을 포함하여 S3C 시뮬레이터 상에서 정상운전과 경미한 운전사고 발생시의 평가가 이루어졌으며, 시험에 필요한 경보와 비상운전절차 디스플레이들이 아직 개발되지 않아 설계기준 사고의 시뮬레이션은 포함되지 않았다. 그러나 첫 단계의 평가 결과를 통하여 EdF는 1400MWe N4 제어실의 컴퓨터화된 워크스테이션 설계의 타당성을 입증할 수 있는 기준으로 사용되었다. 둘째 단계의 평가는 1989년에 설계기준 사고의 시뮬레이션을 포함하고 세 개의 워크스테이션을 사용하여 수행되었다. 둘째 단계의 평가작업에서는 새로운 제어실과 기존 제어실의 비교를 위하여 Paluel에 위치한 1300MWe 시뮬레이터에서의 운전성능평가 작업이 포함되었다. 특히 이 단계는 운전원의 행위 및 수행도, 인지적 양상의 분석, 운전원 팀의 조직 및 교대 근무조 변경 시험, 운전원의 생리학적 영향에 대한 평가가 집중적으로 행하여졌다. EdF에 의하여 수행된 N4 인간-기계 연계의 운전성능평가 결과 다수의 바람직한 설계개선이 이루어졌으며 1990년대

중반에 상용 원전에 적용되었다.

- ▶ 일본의 경우, 디지털 계측제어계통 및 신형 인간-기계 연계를 갖춘 ABWR (Toshiba, Hitachi 등), APWR (Mitsubishi 등)의 개발을 오래 전부터 추진하여 ABWR은 상용 원전에 적용하였다. 그러나, APWR의 경우는 아직 적용하지 못하였다. 신형 인간-기계 연계의 Prototype 또는 Mock-up 형태로 유사 실험시설을 보유하고 연구를 진행하고 있으나, 우리나라 및 미국과는 달리 안전성검토보고서에 인간공학 chapter가 없으며 인간-기계 연계의 안전성 검토 비중이 낮은 관계로 운전성능평가 활동은 체계적이지 못한 것으로 판단된다.
- ▶ 규제동향 : 프랑스의 N4와 일본의 ABWR을 제외하고는 선진국에서 신규 원전 건설의 중단으로 선진국의 신형 원전은 모두 실제 원전에 적용되지 못하고 개발 중에 있어 디지털 계측제어계통 및 신형 인간-기계 연계 설계의 운전경험이 거의 없다. 이에 따라 원전 설계의 인허가에서 중요시되는 입증기술의 적용요건을 만족시키지 못하고 있으므로, 수력 및 화력 발전소와 같은 타 유형의 발전소와는 달리 안전성의 확보를 최우선적으로 추구하는 원전 규제기관에서는 기존 원전에 적용된 인허가 요건보다 강화된 인허가 요건을 적용하려고 있다.
- ▶ 우리나라의 설계 및 규제기술이 주로 의존하고 있는 미국의 경우, 1990년대에 들어 디지털 계측제어 기술의 원전 적용에 따른 안전성 확보에 많은 노력을 기울여 왔으며, 디지털 계측제어계통의 안전성과 더불어 인간-기계 연계에 대한 문제점을 제기하고 신형 또는 Hybrid (재래식 + 신형) 인간-기계 연계의 문제점의 해결방안을 찾으려는 연구개발을 미 국립연구소인 BNL의 참여하에 수행해 왔다.
- ▶ 그 결과, 1990년대 후반에 NUREG-0711, NUREG-0700 Rev.1, NUREG-0800 Standard Review Plan 18.0 (개정판)과 같이 설계결과의 검토에 치중하였던 종래의 규제 입장에서 설계 공정 및 중간 결과에 대한 검토에도 비중을 둔 강화된 규제요건을 발표하였다. 이후에도 인허가 현안 검토연구를 계속하여 2001년도에는 NUREG-0700 Rev. 1을 추가 개정한 Rev. 2를 발표할 예정으로 있다. 기존의 NUREG-0700 Rev.1의 검토지침 항목을 재조명하여 NUREG-0700 Rev.2를 작성하기 위해 2000년 발행된 일련의 NUREG/CR 보고서(NUREG/CR-6633, 6634, 6635, 6636, 6637, 6684)와 2001년에 발표예정인 유사한 NUREG/CR 보고서에는NUREG-0700 Rev. 2 이후에도 규제 검토를 위해 추가연구가 필요한 90여건의 미해결 현안을 밝혀 놓았다(다음 표 참조).

표 2.5 MMI 미해결 현안기술

구분	현안 건수	Reference	발간시기
Advanced Information Systems Design	18건 (3그룹)	NUREG/CR-6633	2000. 3
Computer-Based Procedure Systems	9건	NUREG/CR-6634	2000. 3
Soft Controls	10건	NUREG/CR-6635	2000. 3
Human Systems Interface and Plant Modernization Process	5건	NUREG/CR-6636	2000. 3
Maintainability of Digital Systems	10건 (2그룹)	NUREG/CR-6637	2000. 3
Alarm System	22건 (4그룹)	NUREG/CR-6684	2000. 8
Interface Management Systems	20여건 추정	NUREG/CR-?	2001년초 발간예정

- ▶미해결 현안들은 미국 Westinghouse사의 AP-600, 미국 WH-CENP사의 Nuplex 80+ 등에 대한 미국 NRC의 규제경험과, 프랑스의 N4, 캐나다의 CANDU-9, 일본의 APWR 및 ABWR을 비롯하여 유럽 및 동구권에서 이루어지고 있는 디지털 계측제어계통 Upgrade 현황, 화력발전소의 신형 인간-기계 연계 적용 사례, 디지털 계측제어 관련 운전성능평가 연구 등, 전세계의 신형 인간-기계 연계 설계의 특성과 연구결과를 광범위하게 검토한 결과, 아직도 규제기관의 설계검토에 미진하여 추가연구가 필요하다고 판단을 내린 것이다.
- ▶앞으로의 신형 인간-기계 연계는 이들 현안에 대한 충분한 검토 없이는 인허가 획득에 지장을 초래할 것이다. 비록 미국이 원전 분야의 선도기술을 보유하고는 있으나 자체적인 운전성능평가 실험설비가 없는 관계로 미국 원자력계에서는 더 이상의 연구가 곤란한 현실이며, 그 동안의 연구는 Halden Reactor Project의 Man-Machine System 연구결과와 관련 연구가 활발한 항공/우주 산업, 군수 산업 등의 연구결과에 의존해 왔다. 이러한 이유로, 미국 NRC는 한국원자력연구소가 보유한 인간공학 종합실험설비(ITF: Integrated Test Facility)를 세계적 수준의 운전성능평가 실험시설로 확인하고 이를 활용하는 공동연구에 대한 협약을 2000년 10월에 한국원자력연구소와 체결한 바 있다.
- ▶기타 연구 동향 : 현재 인간-기계 연계 관련 연구가 가장 활발한 곳은 노르웨이 소재 OECD 산하기관인 Halden Reactor Project (HRP)이다. HRP의 Man-Machine System Research 부문은 신형 인간-기계 연계에 관한 실험시설을 보유하고 있으며 관련 연구가 원전 분야에서는 세계적으로 가장 활발하다. 그러나 여기에서 수행되는 연구는 대부분 연구에만 머무르고 실제 원전적

용 가능한 실용적인 기술개발은 이루어지지 않고 있다. Halden Reactor Project (HRP)의 Man-Machine System Research 현황은 다음과 같다.

▶Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB 2000) 개발

HAMMLAB은 HRP의 Man-Machine System Research 분야에서 개발된 연구결과를 실증시험하고 운전성능평가하기 위한 실험환경이다. 1997년부터 여러 회원국의 다양한 원자로형을 만족하기 위해 HAMMLAB 2000 과제를 수행하여 PWR 및 BWR 시뮬레이터를 개발하고 있으며, 그 동안 개발된 각종 운전지원시스템의 적용 및 인간공학 평가를 위한 측정장치를 개발하고 있다. 개발될 HAMMLAB 2000은 1997년 개발된 한국원자력연구소의 인간공학 통합실험설비(ITF)와 매우 유사한 형태를 갖추게 될 것이다.

▶Man-Machine Interaction 분야

HAMMLAB을 활용하여 제어실 운전원의 행위특성에 관한 연구를 수행하고 있다. 제어실 작업상황에서 정보처리 및 운전원 인식구조 연구, function and task 할당 방법, 첨단지원 시스템의 실험 평가방법 등을 조합하여, 제어실 환경에서 운전원의 능력과 한계에 관한 지식을 제공하는 것을 목적으로 하고 있다. 다음과 같은 세부 연구항목을 연구하고 있다.

- Human Error Analysis Project(HEAP) : 인적오류 모드 예측방법 개발
- Human centered Automation : 자동화운전 관련 인간과 기계의 역할분담 및 자동화의 정도에 관한 연구
- Computerized Alarm Systems Test and Evaluation : 전산화된 경보시스템 평가 (미국 NRC와의 공동연구)
- Studies of operator performance at nights : 야간운전시 운전원의 인지적 기능에 관한 연구

제 2 절 국내 기술개발 현황

1. 디지털 원자로 안전계통 개발

- ▶울진 5&6호기와 차세대 원전: 우리나라 최초의 디지털 보호계통인 울진 5&6 호기는 ABB사의 Advant(AC-160) PLC를 사용하여 보호계통을 구성하였다. 이 보호계통은 Nuplex 80+와 기본적으로 같은 구성을 갖으며, 한 채널 당 2개의 바이스테이블 프로세스, 4개의 동시논리 프로세스, 2개의 트레인으로 구성

된 공학적 안전설비 작동계통(ESF-CCS), DNBR과 LPD를 계산하는 노심보호 계산기계통으로 구성된다. 트립 브레이크는 모두 4개로 구성된 선택적 2/4 로직을 사용한다. 자동주기시험을 위해 ITP를 사용하며 수동개시 자동시험을 수행한다. 각 채널간에는 광으로 격리된 고속 데이터 링크를 통해 정보가 전송된다. Advant PLC가 갖는 통신모듈의 한계성 때문에 올진 5&6호기에서 Nuplex 80+와는 달리 4개의 동시논리 프로세스를 사용하였다. 이 보호계통은 현재 인허가 과정을 진행 중에 있다. 한편, 차세대 원전의 보호계통도 올진 5&6호기와 같은 구성을 갖는다. 단지 운전원 모듈이 VDU로 대체되었고, 올진 5&6호기에서 NSSS와 BOP로 분리된 공학적안전 설비작동계통을 ESF-CCS로 통합한 것이 특징이다.

- ▶액금로: 액금로는 피동형 원전이고, 소듐을 냉각재로 사용하기 때문에 공학적 안전설비 작동계통이 필요 없는 특징이 있다. 그러나 소듐은 물과 반응하면 폭발 반응을 하기 때문에 이를 방지하기 위한 작동이 필요하다. 따라서 액금로 보호계통은 원자로 정지신호와 중간열교환기의 격리밸브를 차단 신호를 발생시킨다. 또한, 원자로 정지시 주 냉각재 펌프를 정지시키기 위해 주 냉각재 펌프를 제어하는 계통으로 정지신호를 발생시킨다. 액금로 보호계통은 4개의 채널로 구성되고, 한 채널에는 비교논리 프로세스와 동시논리 프로세스, 비교논리의 결과를 동시논리 프로세스로 전송하는 광 데이터 링크, 주제어실이나 원격정지반과 연계하는 안전등급 네트워크, 비안전 제어계통과 연계되는 단방향성 네트워크로 구성된다. 비교논리와 동시논리 프로세스는 hot backup 구성을 갖는 이중화 CPU를 사용한다. 트립 브레이크는 8개로 구성된 full 2/4 로직이다. 이 보호계통은 상용화된 PLC를 사용할 예정이다.

2. 디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발

- ▶디지털 계측제어 인허가를 위하여 가장 핵심기술인 고신뢰도 소프트웨어 검증의 경우 국내의 경우 시스템공학 연구소에서 과기처 특정과제로 소프트웨어 자동생산 연구를 수행하면서 한국 고유의 소프트웨어 개발 방법론을 개발하였으나 상당 부분이 교과서적이고 원전 계측제어 소프트웨어와 같은 고신뢰도를 요구하는 복잡한 소프트웨어 개발에 적용하기에는 상당히 거리감이 있는 실정이다. 전자통신연구원에서는 통신용 소프트웨어인 TDX-10 소프트웨어를 체계적으로 개발하기 위하여 개발지침서를 작성하여 사용하고 있으며 개발 환경 연구실이 있어 소프트웨어 개발을 종합적으로 지원하고 있다. 한국통신의 소

소프트웨어연구소에서 고신뢰도 통신용 소프트웨어 개발과 확인 검증 기술 확보를 위한 기초적인 연구를 수행 중에 있다. 전반적으로 우리나라 소프트웨어 산업의 상대적인 낙후로 인해 대부분의 기업체에서는 외국과의 기술제휴로 소프트웨어 확인 및 검증 기술을 개발하고 있다.

- ▶ 아직까지 국내에서 자체적으로 개발된 CASE Tool이 없으며 한국과학기술원 소프트웨어공학 연구실에서 이를 위한 기초적인 연구를 활발히 수행하고 있다. 한국전력기술주식회사(KOPEC) 계측제어설계처에서는 미국 웨스팅하우스사의 계측제어 소프트웨어 개발과 확인 및 검증 기술을 전수받아 활용하면서 자체 방법론 확보를 위한 노력을 기울이고 있다.
- ▶ 고신뢰도 소프트웨어 개발/검증 기술에 대한 연구의 일환으로 한국원자력연구소에서 중장기과제인 “계측제어 시험 검증 기술 개발” 수행을 통하여 고신뢰도 소프트웨어 개발환경 구축, 고신뢰도 소프트웨어 검증 및 확인 방법론인 안전성 보장기법, 실시간 소프트웨어 안전성 보장 기술, 원전 계측제어 소프트웨어 안전성 분류기법, 상용 소프트웨어 평가 기법, 소프트웨어 확인 및 검증 독립성 구현 방안, 안전 소프트웨어 개발을 위한 정형기법(Formal Method) 등과 이와 관련된 기반기술 등을 확보하였다. 또한 우리 고유의 방법론이 될 수 있는 지침서들로서 원전 계측제어 소프트웨어 분류 기준, 소프트웨어 품질보증 Handbook, 소프트웨어 확인 및 검증 계획 지침서, 소프트웨어 안전성 계획 지침서 등을 개발하였으며, CASE(Computer Aided Software Engineering)를 이용한 개발 환경 구축과 CASE 환경 하에서의 고신뢰도 소프트웨어 개발 방법론을 개발하였다. 그리고 “차세대 원자로 요소기술 개발” 과제를 통하여 차세대 원자로 보호계통 개발을 위한 계획단계에서의 실제 검증업무를 수행하였다. 한국전력기술(주)에서는 WH-CENP의 기술들을 그대로 답습하여 디지털 보호계통 설계를 하고 있으나, 아직 초보적인 기술수준에 머물고 있으며, 국내 기술이 아닌 도입기술이다. 따라서 21세기 정보화 시대에 부합되는 지속적인 투자와 배려가 요구된다.
- ▶ 디지털 계측제어계통의 규제 및 인허가와 관련하여 원자력안전기술원에서는 원자력연구개발 중장기계획 과제인 “디지털 계측제어 규제기술 개발” 일환으로 “원전 컴퓨터-기반 계측제어계통에 대한 안전규제 일반원칙 및 규제지침(안)”을 개발하고 있다. 주요 내용으로 컴퓨터기반 I&C계통의 심층방어 및 다양성 분석 규제 지침, 안전등급 분류, 소프트웨어 안전성 위험분석 규제 지침, 품질보증과 설계공정에 관한 규제 지침, 전자기파 환경검증, 단일고장기준평가 규제 지침, 디지털 기기 및 계통의 위험도 분석에 관한 규제 지침 등이 있다.

▶디지털 계측제어계통의 확인 및 검증, 고신뢰도 소프트웨어 개발/검증 기술에 대한 학계의 연구는 KAIST에서 “가압경수로를 위한 동적안전계통 및 안전 소프트웨어 확인/검증 도구 개발”에서 요건추적(Requirements Tracking), S/W Inspection Support, Formal method의 하나인 SCR 방법론에 대한 editor 및 분석기를 개발하였고, 랩소디 방법론과 다른 도구와의 통합을 시도하고 있다. 또, 서울대의 기초전력공학공동연구소에서는 SCR, PVS, Petri-Net, SPIN 등의 Formal method를 이용하여 가상 보호계통의 요구조건 분석단계의 verification에 적용하였다. 그러나 학계 역시 아직까지는 소프트웨어 검증분야의 국내 기술을 확립할 수준에는 도달하지 못한 상태이고, 앞으로도 지속적으로 소프트웨어 검증 관련 분야의 기초연구는 학계를 중심으로 수행될 것이다.

3. 감시 및 운전지원기술 개발

(감시/진단 시스템)

▶국내 규제기관의 규제 방향

국내의 경우 과기처 고시 제 1995-01호와 1998-15호에 따라 가동 중 원전의 펌프나 밸브 등 기기의 검사를 점검으로 수정하고 주기적인 시험을 규제하기 시작하였다. 이 규제 지침에는 10년 단위로 가동중 주기시험을 실시할 것을 요구하고, 시험 검사 기준 Code & Standard를 새롭게 규정하였다. 특히 여기서 안전과 관련된 MOV 및 PORV에 대해 각기 8년과 5년내에 안전성을 확인할 것을 명하였다. 이에 따라 국내에서도 밸브 및 펌프의 성능 검증을 위한 방법 및 장비 개발이 강하게 요구되고 있다.

▶국내의 경우 정기 점검을 위해 일부 시험 장비를 도입하여 주기시험을 하고 있으나 원전의 많은 기기들을 시험하기 위해 국내에서도 시급히 개발되어야 한다. 국내 주기시험 장비의 개발은 아주대의 채장범 교수가 한전의 용역을 받아 MOV 주기 시험장비의 시작품을 개발하여 현장에서 시험 중에 있으며, 한전기공에서는 MOV 및 Valve Leak 진단 장비를 개발하여 현장에 사용하고 있다.

▶국내의 On-line 기기 이상상태 감시/진단 시스템은 최근에 MOV의 주기 검사가 규제 사항이 되고, 곧 AOV 및 Check Valve의 점검도 규제 사항에 포함될 전망에 따라 예방정비 차원에서 그 필요성이 크게 대두되고 있다. 특히 아주대에서는 미국 NERI 프로그램에 참여하여 On-line 기기 감시/진단 방법을 미국 NERI 프로그램에 참여하여 개발을 시도하고 있고, 한전 기술(주)에서는 한

전기공과 협력하여 회전체의 On-line 기기 감시/진단 방법을 개발하고 있다.

▶차세대 MMIS의 SPMS

차세대 MMIS 설계에는 SPMS(Success Path Monitoring System)이 새롭게 설계되었다. SPMS는 비정상운전상태나 비상상운전 상태에서 운전원이 목표를 설정한(Decision-making) 성공유로의 운전 가능성을 운전원에게 지시해주는 운전지원 시스템으로 성공유로의 해당 기기가 가용하지 않으면 경보로서 알려준다.

▶한국원자력연구소

인공지능 기법을 사용하여 비상상황시 발전소의 상태를 예측하는 운전지원시스템, 순환형 불일치도 기법을 이용하여 가압기의 고장을 진단하는 시스템 및 원자로 냉각재 펌프 고장진단 시스템을 개발하였다. 특히 MMIS팀에서는 전문가시스템을 사용하여 원전 경보를 축약하고, 2차계통의 이상상태를 진단하는 ADIOS를 개발하여 시뮬레이터를 사용하여 실증시험을 수행하였다. 인공지능 기법인 Hidden Markov Model을 이용하여 고장진단시스템의 Prototype를 개발하여 시험검증설비와 연계하여 실시간으로 운용하면서 시험중이다.

▶한국과학기술원의 OASYS

OASYS는 한국과학기술원에서 개발한 영광 1호기 운전지원시스템으로 현재 고리 연수원에 설치되어 원전원의 운전을 지원하고 있다. OASYS는 원전 주요계통의 고장유형을 지식기반으로 구축하여 경보와 이상상태의 원인을 진단하고, 그 결과를 비상운전 절차에 표시한다.

(운전성능평가 및 디지털 계측제어 관련 인간-기계 연계 기술)

▶1988년 말부터 1991년까지 한국원자력연구소에서는 “원전 인간-기계 Interface 설계방안 연구”를 수행하여 CRT 기반의 신형 인간-기계 연계 체계(MMIS, Man-Machine Interface System) 설계개념과 설계 방법론을 개발하고 인간-기계 연계에 대한 개념설계를 수행하였다. 이 연구의 결과는 현재 진행되고 있는 “일체형 원자로 MMIS 설계 개발” 및 “차세대원자로 MMI 설계 개발”의 개념적 모체가 되었다. 1992년부터의 원자력연구개발 중장기 사업으로 선진국의 연구개발에 비로소 발맞출 수 있는 본격적인 기술개발이 착수되었다. 신형 인간-기계 연계 설계의 인간공학적 문제에 대한 연구의 필요성을 인식하여 “인간공학 실험평가기술개발” 및 “인적행위 분석기법개발”을 수행하였으며, 1997년 종료된 이 과제들을 통해 원전 인적요인 분석기술, 인적오류 사례분석 기술, 인간공학 실험평가 기술을 개발하였다. 특히, 본 사업의 운전성능평가

기술개발에 중요하게 활용될 인간공학 통합실험설비(ITF: Integrated Test facility)를 구축하였다. 이 설비는 Halden Reactor Project의 HAMMLAB보다 우수한 것으로 인정받고 있다.



그림 2.3 한국원자력연구소의 ITF

- ▶ 인간공학 종합실험설비(ITF)는 한국 표준형 원전의 full-scope simulation이 가능하며 CRT 기반의 운전원 작업반, 대형정보화면 등을 갖추고 있다. 그리고, 운전성능평가에 필요한 작업부하 측정시스템, 시선추적장비, 음성 및 영상 기록 장비 등, 실험장비를 구비하였다. 시뮬레이터가 기록하는 발전소 거동, 경보, 운전원들의 작업 기록 등과 여러 인간공학 실험 장비로부터의 기록자료를 시간동기화하여 분석할 수 있는 실험자료분석지원시스템 DAEXESS(Data Analysis and Experimental Evaluation Support System)도 개발하였다. ITF의 개발 후 ITF에서의 운전원 작업 특성을 조사하는 실험을 수 차례 수행한 바 있다
- ▶ 원자력 중장기 연구를 통해 개발된 기술은 한국전력의 원전 인적행위개선시스템(K-HPES) 개발, KOPEC-NSSS의 울진 3,4호기 CFMS화면 설계평가, 원전 전산정보시스템의 인간공학 확인 및 검증 기술 실용화 등과 같은 산업체와의 공동연구에 활용되었으며, 또한 차세대원자로 인간공학 설계검토 지침 초안 및 안전심사지침 초안 개발 등을 통해 규제기관의 규제요건 개발에 활용되었다. 특히, 인간공학 실험평가 기술은 현재 차세대원자로 개발과 관련하여 수행

되고 있는 차세대원자로 인간-기계 연계 설계평가에 직접 활용되고 있다.

- ▶ 현재 우리나라에서는 KEPRI의 주도로 KOPEC, 한국원자력연구소 등 여러 기관이 참여하여 차세대원자로 개발을 수행하고 있다. 차세대원자로 개발의 일환으로 디지털 계측제어시스템이 설계에 적용되고 있으며, 인간-기계 연계 및 대형정보화면, CRT 기반 운전원 작업반, Soft Control, 전산화절차서 등 선진국의 신형 인간-기계 연계가 가진 특징을 가지고 개발되고 있다. 차세대원자로의 인간-기계 연계는 KEPRI 보유의 Dynamic Mock-up을 활용하여 운전성능평가가 이루어지고 있다. 그러나, KEPRI 가 보유한 Dynamic Mock-up은 부분적인 발전소 모의가 가능한 시뮬레이터를 기반으로, 부분적이고 선택적인 설계결과만 구현된 상태에서 평가에 활용되고 있다. 따라서, 운전원 수행 성능평가가 발전소 운전상황의 제한된 범위에 대해서만 이루어지고 있으며, 또한 다양한 설계대안의 영향이 구체적으로 평가되지 못하는 경향이 있다.
- ▶ 현재 차세대원자로 설계에 대한 한국원자력안전기술원의 표준인허가 심사가 진행 중에 있으며 많은 수의 인허가 현안이 제기되고 있다. 인간-기계 연계 설계는 물론 표준인허가 심사 질의에 대한 답변자료 작성 등에 미국 WH-CENP사가 상당부분 참여하고 있는 현실이다. 그리고, 표준인허가 획득 후에도 설계에 대한 확인 및 검증이 full-scope simulator를 사용한 전체 운전 상황과 설계범위에 대해 수행되어야 할 상황이다.
- ▶ 차세대원자로 개발이 착수되면서 국내에서도 원전 설계에 디지털 계측제어 기술 및 신형 인간-기계 연계를 적용하려는 노력이 이루어지고 있다. 이에 병행하여 KINS에서도 차세대원자로 안전규제요건이 개발하고 있으며, 이의 일환으로 인적요소 설계에 관한 규제요건이 개발되고 있다.
- ▶ 원자력연구개발 중장기 사업과 차세대원자로 개발이 본격적으로 착수된 이후, 국내 학계의 원자력공학과, 산업공학과 등에서는 한국원자력연구소, KINS, KEPRI 등이 주도하는 과제의 위탁연구로 참여하여 원자력분야의 기반연구가 이전보다 훨씬 활성화되고 있다.

제 3 장 연구개발수행 내용 및 결과

제 1 절 디지털 원자로 안전계통 개발

1. 추진전략

디지털 원자로 안전계통을 개발하기 위해서는 계통설계기술, 안전등급 기준에 부합되는 제어기기의 개발 및 제작기술, 소프트웨어 및 하드웨어의 품질보증 체계, 인허가 확보 및 현안 문제 해결기술 등을 확보하여야 하므로 학교, 산업체, 원자력 관련기관 등이 공동으로 참여하도록 추진한다.

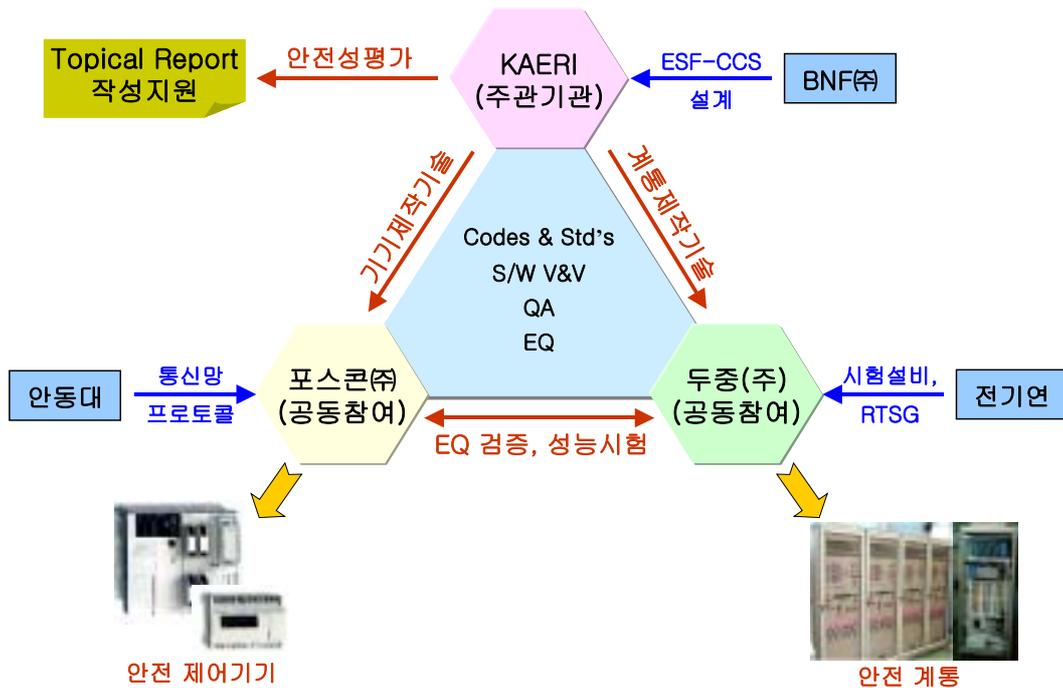


그림 3.1 안전계통개발과제 참여기관 연계도

- ▶주관기관인 한국원자력연구소는 차세대 원전 디지털 계측제어계통 설계, 일체형 원자로 계측제어계통 설계, 액금로 계측제어계통 설계를 수행하면서 경험한 계통 설계기술을 바탕으로 안전계통(원자로 보호계통 및 ESF-CCS) 요건

과 계통구조를 개발한다. 또한, 개발된 안전계통에 대한 신뢰성 및 안전성 분석을 수행하며, 보호계통 트립 논리와 ESF-CCS 작동 논리, 자동주시시험 장치를 개발한다. 개발된 안전계통 구조와 작동논리는 계통구현과 제어기기 제작의 입력으로 사용되며, 성능검증 시뮬레이터와 연계하여 계통 성능 및 안전성을 평가하는데 사용된다.

- ▶ 본 과제의 목표를 달성하기 위해 계통 개발과 제어기기 개발에 필요한 인허가 기술은 인허가기술 지원팀과 긴밀한 연계업무를 통해 확보하고, 공동 및 위탁 기관에 필요한 기술지원 업무를 수행한다. 1 차년도에는 원자로 보호계통 및 ESF-CCS 설계요건과 계통 구조를 개발하여 단일고장 분석, 공통고장분석 등의 신뢰성 분석을 수행한다. 개발된 요건과 계통구조를 통해 안전계통 상세 제작규격과 제어기기 상세 제작규격을 참여기관과 공동으로 작성한다. 2 차년도에는 보호계통 정지논리 즉, 설정치 계산논리, 비교연산기 계산논리, 보팅 논리를 개발하여 보호계통 구현에 적용한다. 또한, 계통 및 제어기기의 신뢰도를 평가하기 위해 정량적, 정성적 평가방법을 개발하여 계통 및 제어기기의 하드웨어 신뢰도를 평가하는데 사용한다. 3 차년도에는 개발된 제어기기와 작동논리, 안전계통 캐비닛 설계로부터 안전계통 시제품을 구현, 제작을 주관한다. 안전계통 시제품은 성능검증용 시뮬레이터와 연계하여 성능검증을 수행하고, 그 결과를 분석하여 신뢰성 및 안전성 평가를 수행한다. 또한, 1 단계에서 수행된 결과를 분석하여 문제점을 도출하고, 2 단계 수행계획을 수립한다.
- ▶ 공동참여기관인 두산중공업(주)은 원전기준에 부합되는 하드웨어 및 소프트웨어 품질보증 체계를 구축하여 산업체에서 수행하는 제어기기 개발을 지원한다. 또한, 산업체에서 개발한 제어기기를 조합하여 안전계통을 개발하고, 관련된 캐비닛 제작, 계통 성능시험 및 EQ 시험, 안전계통 안전성 평가 업무를 수행한다. 1 차년도에는 기존 원전용 기기개발에 사용된 품질보증체계를 근간으로 본 과제에서 수행되는 계통설계 및 기기제작에 필요한 품질보증체계를 구축하고, 안전계통 상세 제작규격을 개발한다. 2 차년도에는 안전계통을 제작하기 위해 계통 통합 도면을 작성하고, 캐비닛 구조물, 전원계통, 전면부 패널, 캐비닛 설치 Layout 등을 설계한다. 3 차년도에는 계통구현을 위한 내진 캐비닛 제작, 계통 통합, 계통 EQ 시험 절차서 작성 및 시험 결과 분석 등의 업무를 수행 한다.
- ▶ 공동참여기관인 포스콘(주)은 산업체에서 사용되는 PLC 개발 경험과 적용 경험을 토대로 안전등급(Q-Class) 제어기기를 설계 개발한다. 1 차년도에는 제어기기 상세 제작규격을 개발한다. 2 차년도에는 품질보증체계에 따라 각종

하드웨어 모듈 및 소프트웨어 모듈을 개발한다. 특히, 고장허용구조를 위해 CPU 이중화 및 통신 이중화 방안을 개발하고, 원전 안전요건에 부합되는 통신 프로토콜 개념을 개발한다. 3 차년도에는 2차년도 연장선상에서 하드웨어 및 소프트웨어를 제작하고, 기능 및 성능시험을 수행한다. 특히, 제어기기의 내진성, EQ 시험 및 평가, 신뢰도 평가 및 분석 등을 수행하고, 시제품의 문제점을 분석하여 2 단계 개발 계획에 반영한다.

- ▶ 위탁연구기관인 전기연구소는 안전계통 성능검증을 위해 성능시험장치를 개발한다. 이 장치는 안전계통과 연계하여 계통에서 요구하는 현장 센서신호를 발생시키고, 안전계통의 작동논리에 따라 수행된 결과를 받아들이는 입출력 모듈, 운전원화면, 시험결과를 분석할 수 있는 데이터 로깅기능, 실제 발전소 상황을 모의화하기 위한 시나리오 등을 포함한다. 그리고 안전계통시제품에 적용될 RTSG(Reactor Trip Switch Gear)와 안전계통 시제품 구현에 적용될 전기계통을 구현, 제작한다. 1 차년도에는 각종 모듈 및 운전원화면, 모의 시나리오 등을 개발하여 하드웨어 및 소프트웨어 제작규격을 작성한다. 2 차년도에는 시험장치 하드웨어 및 소프트웨어를 제작하여 기능시험을 수행하고, 계통과의 연계 도면을 작성한다. 또한, RTSG 및 전기계통을 설계 제작한다. 3 차년도에는 이들 성능시험장치, RTSG, 전기계통을 개발된 안전계통과 연계하고, 성능 시험을 지원한다.
- ▶ 위탁기관인 BNF 테크놀로지(주)는 ESF- CCS 계통개발 업무 및 한국원자력 연구소에서 수행한 계통설계 및 작동논리에 대한 기술적 검토와 인허가 자료 작성 지원업무를 수행한다. 1 차년도에는 ESF-CCS 성능요건, 기능요건, 신뢰성 요건, 유지보수요건, 통신망 요건, 기타 연계요건 등을 개발하고, 이를 근간으로 제어기기 제작규격을 작성한다. 2 차년도에는 ESF-CCS의 마스터 제어논리, 그룹제어 논리, 루프 제어에 대한 작동논리를 개발하고, 성능을 검증한다. 3 차년도에는 개발된 작동논리를 구현하여 ESF-CCS의 성능 및 안전성을 분석한다.
- ▶ 위탁기관인 안동대는 기반 및 핵심연구로써 결정론적 통신망 프로토콜을 개발한다. 원전 안전계통을 디지털화하기 위해서는 통신망에 대한 성능 및 안전성 요건을 만족해야 한다. 그 이유는 안전계통은 4중화 구조이고, 각 채널간의 정보 전달은 통신망을 통해 이루어지기 때문이다. 일반 산업체의 PLC에서는 원전 요건을 만족하는 실시간 결정론적 통신망 프로토콜을 사용하지 않고 있기 때문에 대학에서는 이 통신 프로토콜을 개발하여 제어기기 제작업체의 통신망 모듈개발을 지원한다. 따라서, 1 차년도에는 원전 안전계통 요건에 부합

되는 통신망 프로토콜을 개발하고, 2 차년도에는 통신망 프로토콜 논리를 개발하여 산업체를 지원한다. 또한, 통신망 모듈의 고장허용을 위해 이중화 방안을 연구한다. 3 차년도에는 개발된 통신망 프로토콜의 성능을 확인 검증하고, 고장허용 하드웨어 구조를 설계한다.

▶원자로 보호계통과 ESF-CCS 계통을 하나의 패키지로 표준화하고, 보다 단순화하여 유지보수가 용이하도록 개발한다. 안전계통 구조개발은 표준화 및 단순화를 최대로 만족시키며, 안전성 및 신뢰성을 갖도록 설계한다. 개발된 안전계통 구조에 대해서는 단일고장분석 및 공통고장분석, 신뢰성 분석, 불확실성 분석 등을 수행하여 조기에 문제점을 보완하고, 규제기관과 긴밀한 업무 협조를 통해 안전성을 검토한다.

▶개발된 안전계통의 성능 검증은 보호계통의 비교논리, 보팅논리 등이 실시간으로 작동하는지를 검증하고, ESF-CCS의 마스트 제어논리, 그룹 제어논리, 루프 제어논리의 성능을 검증한다. 또한, 안전계통의 필수요건인 단일고장 및 공통고장, 안전성(Fail Safe), 고장격리, 안전 소프트웨어, 통신망, 정확도 및 내잡음성, 응답시간, 전원 독립성 등에 대한 성능을 시험한다. EQ 시험은 개발된 제어기기를 안전계통 캐비닛에 구현하여 내진, 내환경, 내 방사성, EMI/EMC 등을 검사기관에 의뢰하여 수행한다. 안전성 분석은 EQ 시험결과와 단일고장 및 공통고장, 안전성(Fail Safe), 고장격리, 안전 소프트웨어 등의 신뢰성 평가를 통해 안전계통 안전성을 평가한다. 안전계통 안전성 평가는 인허가 지원팀과 긴밀한 연계를 통해 수행하고, 문제점을 도출하여 2 단계 계획에 반영한다.

▶안전계통 구현에 필요한 상위 수준의 요건인 Codes 및 Standards는 기확보된 자료를 활용하고 미확보된 자료는 구입할 예정이고, 계통요건 개발에 관련된 참조문서는 차세대 연구개발 문서를 이용한다. 계통제작에 관련된 참조문서는 두산중공업(주)에서 확보된 자료를 활용할 예정이다.

2. 추진체계

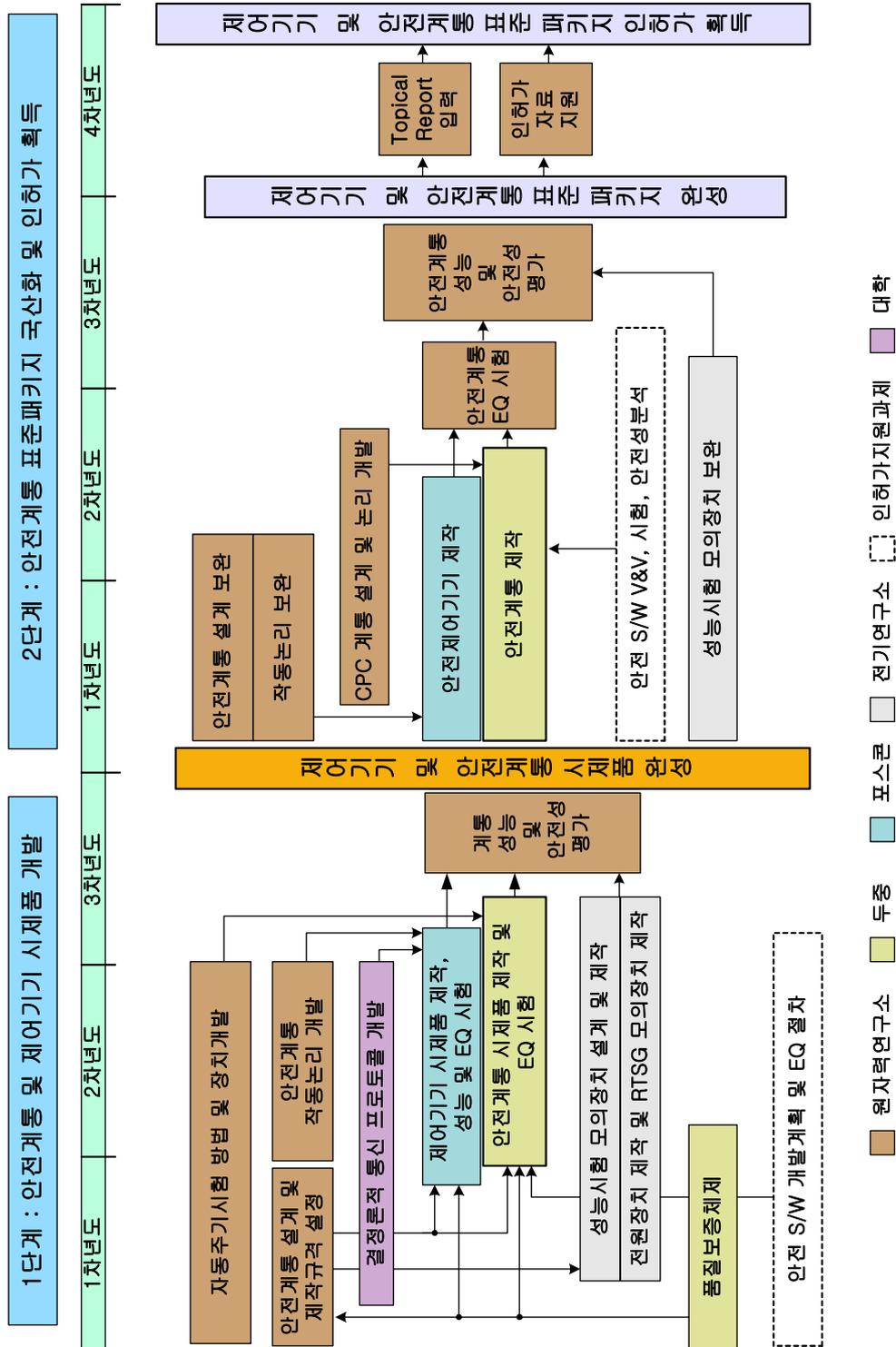


그림 3.2 디지털 원자력 안전계통개발 추진체계도

3. 예상 연구결과물 리스트

구 분	주요연구결과물	과제평가지 평가기준 (구체적으로 정량화)
2001 년도 (1차년도)	<ul style="list-style-type: none"> - 보호계통 시제품 설계요건서 - 보호계통 시제품 계통설명서 - 보호계통 시제품 제작규격서 - ESF-CCS 시제품 설계요건서 - ESF-CCS 시제품 계통설명서 - ESF-CCS 시제품 제작규격서 - 안전계통 제어기기 제작규격서 - 성능검증 시험장치 설계도면 - 통신망 프로토콜 설계보고서 - QA Documents 및 설계도면 	<ul style="list-style-type: none"> - 규제요건 기술의 정확성 - 성능 및 기능요건 기술의 명확성 - 기술적인 데이터의 정확성 - 제작요건의 정확성 - QA 절차 준수 여부
2002 년도 (2차년도)	<ul style="list-style-type: none"> - 보호계통 비교논리 Flow Chart - 보호계통 동시논리 Flow Chart - ESF-CCS 마스터 논리 Flow Chart - ESF-CCS 그룹제어 논리 Flow Chart - ESF-CCS 루프제어 논리 Flow Chart - 신뢰성 평가방법 현황보고서 - 제어기기 시제품 H/W 설계도면 - 제어기기 시제품 S/W 설계도면 - 제어기기 기구물 설계도면 - 내진 캐비닛 설계도면 - 통신망 프로토콜 논리 Flow Chart - 성능검증 시험장치 제작도면 - RTSG 설계도면 	<ul style="list-style-type: none"> - 설계요건의 준수 여부 - 제어기기 시제품 개발에 활용 정도 - 안전계통 시제품 개발에 활용 정도 - QA 절차 준수 여부
2003 년도 (3차년도)	<ul style="list-style-type: none"> - 제어기기 제작도면 - 안전계통 캐비닛 제작도면 - 제어기기 성능 및 신뢰도 평가보고서 - 안전계통 통합시험 계획 및 절차서 - 안전계통 성능 시험 보고서 - 안전계통 통합 EQ 시험 보고서 - 안전계통 통합 신뢰도 분석보고서 - 안전계통 통합 신뢰도 분석보고서 	<ul style="list-style-type: none"> - 성능시험 결과 만족 여부 - 통합시험 결과 만족 여부 - EQ 결과 만족 여부 - 신뢰도 분석 결과 만족 여부
최종평가	<ul style="list-style-type: none"> - 안전계통 및 제어기기 시제품 제작 	<ul style="list-style-type: none"> - 시제품 개발의 완성도 - 관련 문서 작성의 완성도

제 2 절 디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발

1. 추진전략

디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발 과제의 최종 목표는 개발되는 안전등급 제어기기, 디지털 원자로 보호계통 및 공학적 안전설비 작동계통-기기제어계통에 대한 특정기술주제보고서를 작성하여 원전 규제기관에 제출한 다음 인허가를 획득하는 것이다.

이와 같은 목표를 달성하기 위하여 한국원자력연구소에서는 기존 원자력중장기 연구 개발과제에서 개발된 소프트웨어 확인검증 기반기술을 바탕으로 원전기기 검증 산업체, KAIST와 서울대 기초전력공학공동연구소의 학계와의 협력, 규제관련 외국 전문기관의 인허가 현안해결 자문을 통하여 디지털 하드웨어 검증 및 시험기술, 안전 소프트웨어 검증기술, 디지털 인허가 현안해결 기술, 상용등급 기기 인증 기술 개발과 원전 안전 소프트웨어 검증체계를 구축하여 디지털 안전등급 제어기기 제작업체 및 디지털 보호계통 기기 제작 산업체에게 인허가 지원을 하며, 궁극적으로 특정기술주제보고서를 작성하여 원전 규제기관에 제출한 다음, 수정보완 사항을 반영하여 최종적으로 인허가를 획득하게 된다. 모든 기술 및 계통의 개발이 완료된 이후에 규제기관에 인허가를 신청하게 되면 인허가 기간도 길어지고, 대상 계통에 대한 설명도 부족하게 된다. 따라서 본 과제에서는 규제기관과의 협의 하에 인허가 자문위원회(가칭)를 구성하여 인허가 과정에 따른 제반 문제점을 사전에 협의하여 인허가 획득을 원활하게 수행한다.(그림 3.3 참조)

디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발 과제에서는 안전등급 제어기기, 안전계통인 원자로 보호계통, 공학적안전설비 기기제어계통, CPC를 개발하고, 개발에 따른 모든 인허가 기술을 지원하고, 실제로 개발되는 시스템에 대한 각 개발 단계별 확인(verification) 업무와 개발 완료시의 검증(validation) 업무를 수행한다.

대부분의 업무는 주관 연구기관인 한국원자력연구소에서 수행하고, 고신뢰도 소프트웨어를 개발하고 검증하는 도구개발 및 검증체계 구축은 한국과학기술원의 위탁으로, 개발단계에서 적절한 V&V 방법론의 채택 및 요구되는 요소기술을 개발 적용하여 인허가 적합성을 제고하는 과제는 서울대 기초전력공학공동연구소, 그리고 상용기기 인증기술 중 하드웨어 인증 기술은 원전 기기 검증 전문 산업체에 위탁으로 수행한다. 또한 필요시 외국 전문기관의 자문을 받도록 한다.

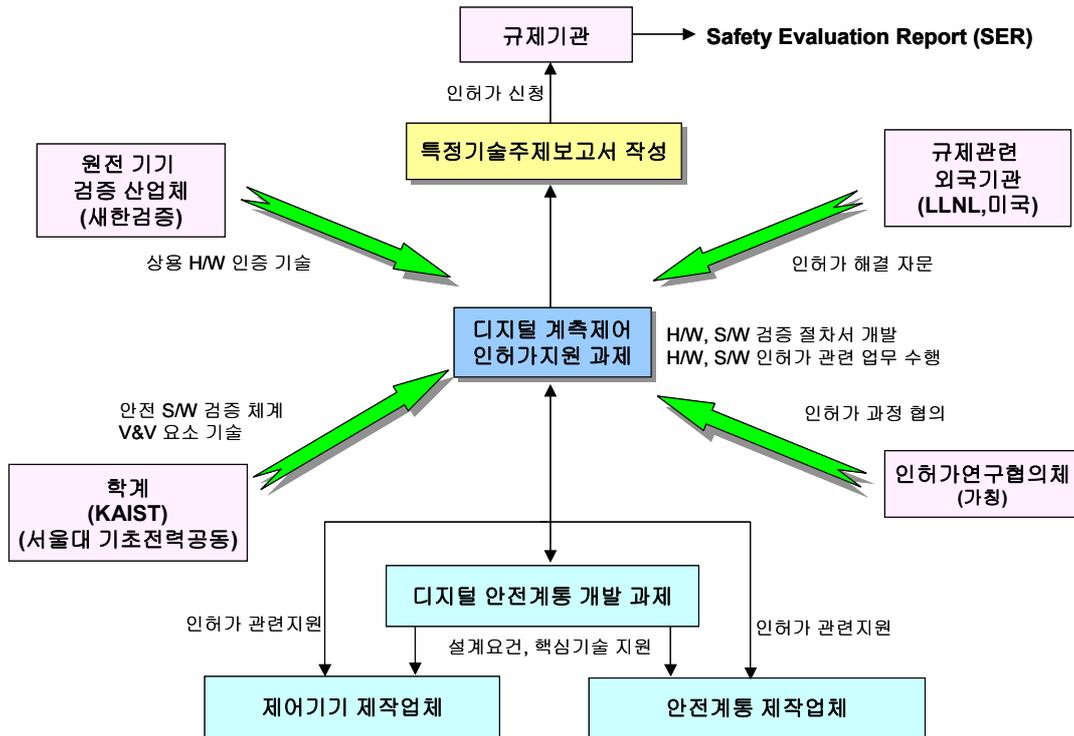


그림 3.3 인허가지원기술개발과제 추진전략도

1단계에서는 디지털 계측제어 검증을 위한 기반 및 핵심 기술 개발을 완료하면
서 안전등급 제어기기를 주대상으로 하여 하드웨어 및 소프트웨어에 대한 검증 업
무를 수행하고, 2단계에서는 개발되는 디지털 보호계통, 공학적 안전설비 기기제어
계통, 노심보호연산기계통을 주대상으로 검증 업무를 수행한다.

본 과제에서는 안전등급 제어기기, 원자로 보호계통 및 공학적 안전설비-기기제
어계통을 개발하는 디지털 안전계통 개발 과제와 다음그림과 같이 밀접하게 연계하
여 추진한다.

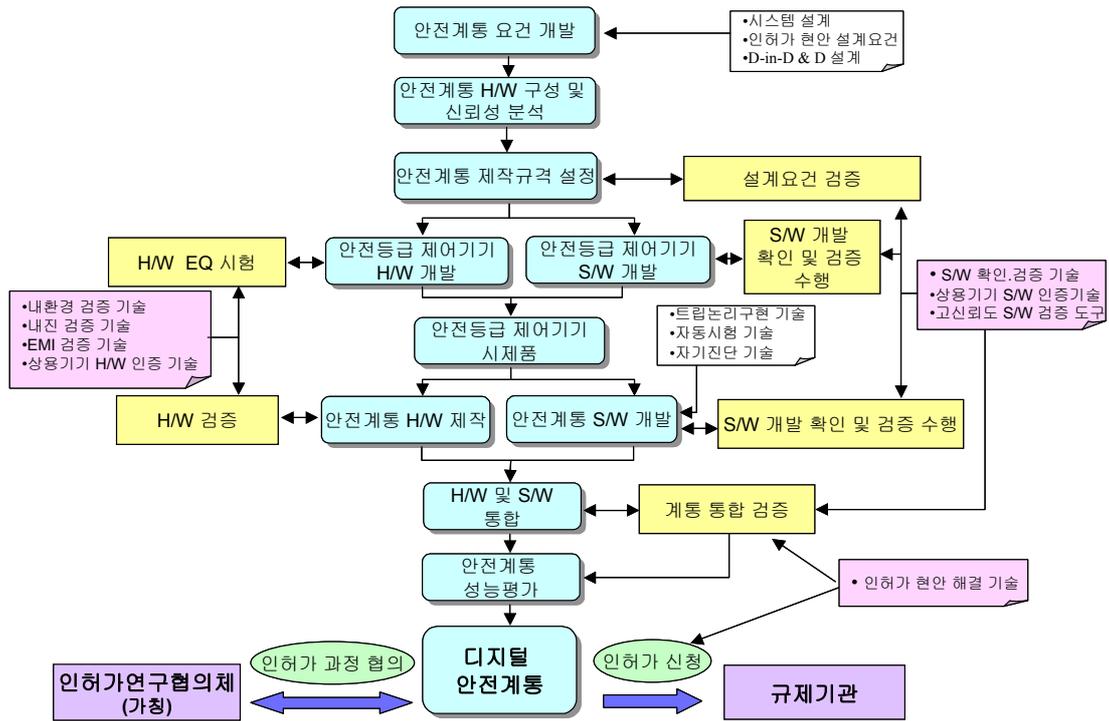


그림 3.4 안전계통개발과제와의 연계도

2. 추진체계

인허가 지원기술개발과제의 추진체계는 다음 그림과 같다.

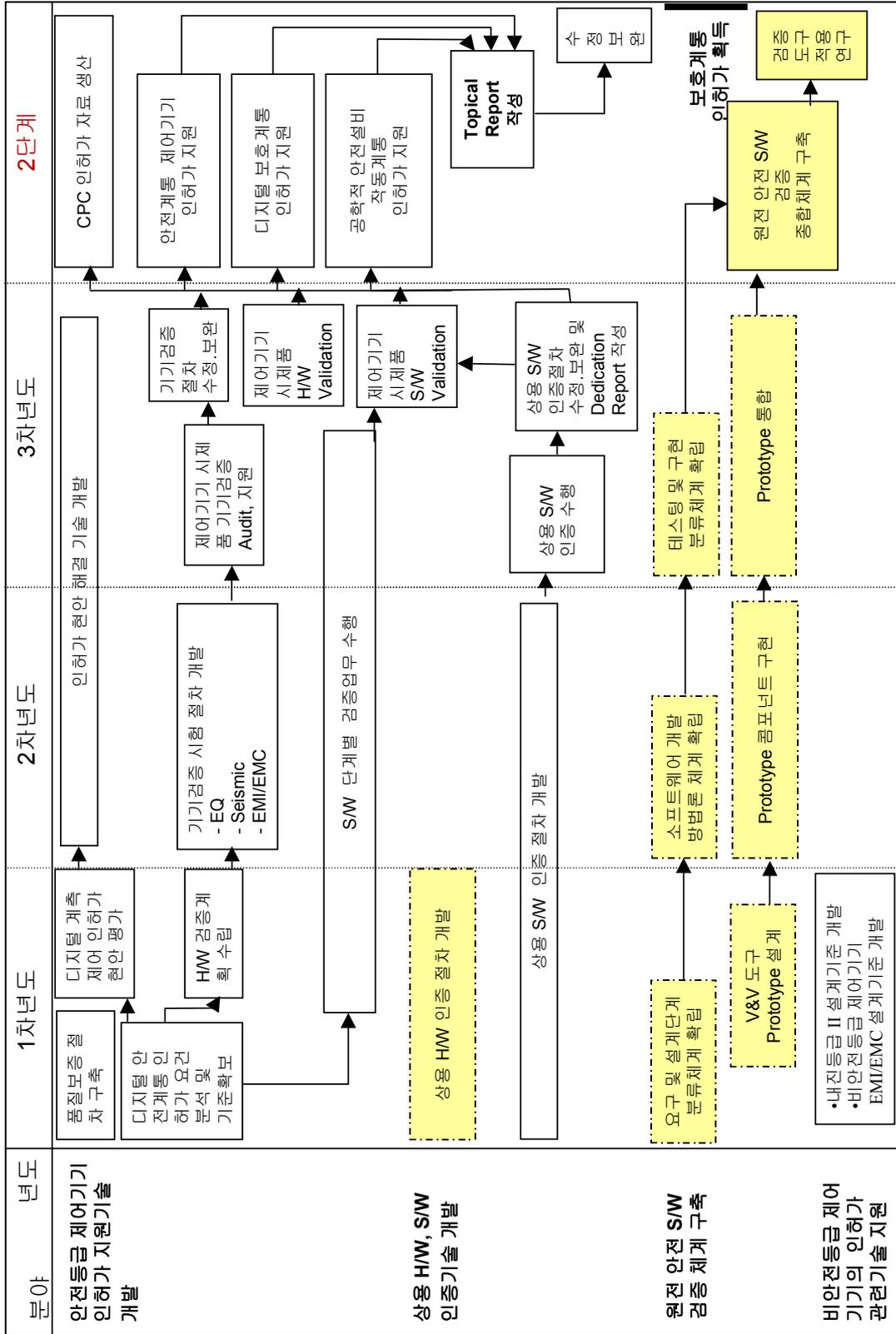


그림 3.5 인허가지원기술개발과제 추진체계도

3. 예상 연구결과물 리스트

구 분	주요연구결과물	과제평가지 평가기준 (구체적으로 정량화)
2001년도 (1차년도)	<ul style="list-style-type: none"> -품질보증 계획서(QAM) -품질보증 절차서 (QAP) -인허가 요건 분석 보고서 -인허가 정보 및 자료 공유 DB -H/W Qualification plan (Environment test plan, Seismic test plan, EMI test plan) -S/W Life cycle 체계 -S/W 분류체계 -Planning 단계 S/W 검증 절차서 및 검증 보고서 .S/W management plan 검증절차서 및 검증 보고서 .S/W development plan 검증절차서 및 검증 보고서 .S/W QA plan 검증절차서 및 검증 보고서 .S/W Integration plan 검증절차서 및 검증 보고서 .S/W maintenance plan 검증절차서 및 검증 보고서 .S/W safety plan 검증절차서 및 검증 보고서 .S/W V&V plan 검증절차서 및 검증 보고서 .S/W configuration management plan 검증절차서 및 검증 보고서 -Requirements 단계 S/W 검증 절차서 -시스템 요건 검토 보고서 -상용기기 H/W 인증 절차서 	<ul style="list-style-type: none"> -디지털 안전계통 개발 과제, 제어기기 제작 및 안전계통 제작 산업체 활용 정도 -과제 참여 산.학.연 활용도 -H/W 검증 계획 타당성 및 검증절차서 작성시 활용도 -안전계통 S/W개발시 적용성 및 활용도 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -상용기기 H/W 인증시 활용도

구 분	주요연구결과물	과제평가시 평가기준 (구체적으로 정량화)
2002년도 (2차년도)	<ul style="list-style-type: none"> -H/W 기기검증 절차서 (Environment test procedure, Seismic test procedure, EMI test procedure) -Design 단계 S/W 검증 절차서 -Implementation 단계 S/W 검증 절차서 -Integration 단계 S/W 검증 절차서 -Requirements 단계 S/W 검증 보고서 -Design 단계 S/W 검증 보고서 -Implementation 단계 S/W 검증 보고서 	<ul style="list-style-type: none"> -H/W 검증시 활용도 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부
2003년도 (3차년도)	<ul style="list-style-type: none"> -Evaluation report for Environment test -Evaluation report for Seismic test -Evaluation report for EMI test -Integration 단계 S/W 검증 절차서 -안전등급 제어기기 H/W validation 보고서 -Integration 단계 S/W 검증 보고서 -S/W validation 보고서 -통합 시스템 검증 보고서 	<ul style="list-style-type: none"> -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -
최종평가	<ul style="list-style-type: none"> -인허가 정보 및 자료 공유 DB -H/W Qualification plan -Evaluation report for H/W qualification -각 단계별 S/W 검증절차서 -각 단계별 S/W 검증보고서 -안전등급 제어기기 H/W validation 보고서 -S/W validation 보고서 -안전등급 제어기기 통합 시스템 검증 보고서 -고신뢰도 소프트웨어 확인검증 도구 Prototype 	<ul style="list-style-type: none"> -과제 참여 산.학.연 활용도 -H/W 검증 계획 타당성 및 검증절차서 작성시 활용도 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -규제요건 적합성 및 인허가 획득 여부 -소프트웨어 검증시 활용도

4. 기술 수목도

Level 1 (기능)	Level 2 (계통)	Level 3 (상위기술)	Level 4 (세부기술)	비고
안전계통	인허가 및 확인 및 검증	인허가요건 분석 및 기준 확보	규제용 각종 standard, regulation, guideline 확보	핵심기술
			디지털 계측제어 규제요건 분석	핵심기술
			디지털 계측제어 인허가 현안평가	핵심기술
			디지털 계측제어 인허가 체계구축	핵심기술
			신뢰도 평가기법 최적화 기술	핵심기술
			신뢰도 예측도구 개발	기반기술
			부품의 고장률 DB 구축	기반기술
			통신망 신뢰도 향상 기술	기반기술
			디지털 계측제어 국가 표준 개발	관련기술
			디지털 계측제어 안전심사지침 개발	관련기술
			디지털 계측제어 안전 시스템, 소프트웨어, 하드웨어 통합 분류체계 개발	관련기술
			신호격리 시험기술	관련기술
			내환경 시험기술	핵심기술
			내진 시험 기술	핵심기술
		계측제어 신뢰도 확보 기술	EMI/EMC 대책 기술	핵심기술
			상용 H/W 인증 기술	핵심기술
		계측제어 규제 기술	H/W 다중방어 및 다양성 설계 방법론 기술	핵심기술
			안전 S/W생명주기별 검증 절차 개발 기술	핵심기술
		H/W 검증기술	안전 S/W생명주기별 검증 수행 기술	핵심기술
			안전 S/W 안전성 독립 검토 기술	핵심기술
			안전 S/W 설계 방법론	핵심기술
			안전 S/W 테스트링 기술	핵심기술
		S/W 검증기술	안전 S/W 신뢰도 측정 기술	기반기술
			안전 S/W 정형 명세 기술 개발	기반기술
			S/W 위해도 분석 기술과 지침서 개발	기반기술
			안전 S/W 다중방어 및 다양성 설계 방법론 기술	핵심기술
			실시간 통신 S/W 안전성 분석 방법론과 기술	기반기술
			상용 S/W 인증 기술	핵심기술
			상용 S/W 안전성 평가/관리 기술 개발	기반기술
			고신뢰도 S/W V&V 도구 개발	핵심기술
		원전 안전 S/W 검증 도구 기술	인허가 요건추적 시스템 기술	관련기술
			안전 S/W 검증도구 평가 기술	기반기술
			인허가 관련 정보 및 자료 실시간 공유 DB 개발	관련기술

1 단계 수행
 2 단계 수행
 1,2 단계 수행

제 3 절 감시 및 운전지원기술 개발

1. 추진전략

첨단 제어실의 특징적인 설계요소는 CRT 기반 운전원 Workstation, 진보된 정보 처리 및 표시 계통, Soft Control, 대형정보화면(LDP: Large Display Panel), 전산화 절차서, 운전지원계통 등이다. 감시 및 운전지원 기술개발의 1단계에서는 첨단 제어실 설계요소 중 Soft Control과 대형정보화면(LDP)을 개발한다. 그리고, 디지털 기술이 Analog 기술에 비해 갖고있는 큰 장점인 정보처리능력을 활용하여 원전에 적용하기 위해 원전 상태감시 및 고장진단 기법을 개발한다.

2단계에서는 1단계의 개발결과와 확보된 기술을 활용하여 통합 인간-기계 연계 계통 원형을 개발한다. 이를 위해 제어실의 정보와 제어 기능을 종합하기 위한 방법론을 개발하고, 이에 따라 1단계의 원전 상태감시 및 고장진단 기법을 확장한 상태최적 자동운전 및 운전지원 시스템과 CRT 기반 운전원 Workstation, 진보된 정보 처리 및 표시 계통, Soft Control, 대형정보화면(LDP), 전산화 절차서 등을 통합 개발한다.

개발될 공정감시/상태진단 기술은 원전 산업계 보다 일반 산업계의 기술이 더 발전되어 있다. 일반 산업계의 발전된 기술을 신뢰성을 향상하여 원전에 적용하는 것이 기술 개발의 목표이다. 개발될 감시 및 운전지원 기술의 적용 Target을 차세대원자로 이후의 원전을 대상으로 하되, 원전 설계 자료, 운전경험 자료 및 적용성을 고려하여 한국형 표준원전의 기준 원전인 영광 3&4 호기를 적용을 위한 Pilot Plant로 선정한다. 개발되는 공정감시/상태진단 기술을 기존 감시 계통과 병렬로 운영하여 그 성능과 영향을 평가하고 그 결과를 기술 개발에 다시 반영하여 개발된 기술의 적용성을 극대화한다. 1단계에서 개발될 감시/진단 시스템 및 Soft Control, LDP등은 표준원전의 전 규모 시뮬레이터를 보유한 한국원자력연구소의 ITF에 구현하여 원전 적용 타당성을 확보하도록 한다.

그리고, Soft Control 및 LDP 개발을 위해서는, 최신 계측제어 및 인간공학 규제요건과 신형제어실 설계현안 및 추가연구 현안 등을 분석하여 특성평가가 필요한 현안에 대해서는 실험과 인지공학적 분석을 수행하여 해결방안을 마련하고, 이를 기반으로 개발요건을 작성한다. 규제요건 및 개발요건을 만족하는 여러 가지 설계대안을 설정하고 이들간의 장단점 비교, 인간공학적 및 인지공학적 타당성을 우선 평가한 후, 실험평가가 필요한 몇 개의설계대안을 선정하고 이들을 ITF에 구현하여

원전 운전원들의 참여 하에 실험평가를 수행한다. 실험평가 결과를 토대로 최적 설계대안을 찾고 필요시 그 설계대안을 변경하여 다시 ITF에 구현하고 검증실험을 수행하여 원형을 완성한다.

산학연의 비교 우위에 있는 기술을 적절히 활용하여 공동 및 위탁 연구기관으로 참여하도록 함으로써 연구인력 활용의 효율성을 제고하는 산학연 협동 연구체제를 구축한다. 주관연구기관인 한국원자력연구소는 감시/진단 기법 개발, Soft Control 및 LDP 개발을 주관한다. 주관연구기관의 업무범위 중, 원전 고장진단/상태감시의 요소기술인 개별적인 감시/진단 기법 개발을 국내 학계에 위탁연구로 추진한다. 그리고, Soft Control 및 LDP 개발을 위해서는 구현 기법의 개발과 ITF를 사용하지 않는 소규모 기초실험, 주관연구기관의 실험지원 업무 등을 국내 학계의 위탁연구로 추진한다. 여기서, Soft Control과 LDP가 가지는 인지적 및 인간공학적 특성이 큰 차이가 있으므로 Soft Control과 LDP를 구분하여 위탁연구로 추진한다. 이를 도식적으로 나타내면 다음 그림과 같다.

통합 인간-기계 연계 계통 원형						
	감시/진단 시스템	Soft Control	LDP	상태최적 자동운전 및 운전지원 시스템	경보계통 개선	운전원작업만 정보표시계통
개발주관	한국원자력 연구소	한국원자력 연구소	한국원자력 연구소	(2단계 개발)		
위탁기관 (업무)	KAIST, 제주대 (개별기법 개발)	금오공대 (기초실험, 인지요인 분석, 설계대안 구현, 실험분석지원 Tool 개발)				

그림 3.6 감시 및 운전지원기술개발과제 추진전략

기타, 국제협력 및 기술정보 수집을 위해, 한국원자력연구소와 공동연구협력 약정을 맺은 USNRC로부터 연구정보와 전문가를 활용하도록 한다. 또한, 국가적으로 가입하고 있는 OECD Halden Reactor Project와의 국제공동연구를 통해 가입국에만 제한적으로 배포하는 연구정보를 입수 분석하고, 필요시 방문 또는 전문가 초청을 수행한다.

3. 예상 연구결과물 리스트

구 분	주요연구결과물	과제평가지 평가기준 (구체적으로 정량화)
2001 년도 (1차년도)	(Soft Control 개발) - Soft Control 현안분석보고서 - Soft Control 특성요인 분석보고서 - Soft Control 특성평가 실험보고서 - Soft Control 구현 사양서	- 관련 규제요건 및 설계현안 검토 범위 - 특성요인 도출 범위 - 실험결과의 적용성 - 구현 기법의 가동성
	(LIP 개발) - LIP 현안분석보고서 - LIP 특성요인 분석보고서 - LIP 구현 사양서 - 실험분석 지원 Tool	- 관련 규제요건 및 설계현안 검토 범위 - 특성요인 도출 범위 - 구현 기법의 가동 여부 - 실험지원 기능요건 만족여부
	(원전 공정감시/상태진단 기법 개발) - 감시/상태진단 기법 현안 및 기법분석 보고서 - 2차계통 상태감시변수 분석보고서	- 기술현황분석 범위 - 상태 감시변수 설정에 이용된 자료의 양
2002 년도 (2차년도)	(Soft Control 개발) - Soft Control 개발요건서(Draft) - Soft Control 특성평가실험 보고서 - Soft Control 설계대안 분석보고서	- 규제요건 만족 여부 - 실험결과의 적용성 - 3가지 이상의 설계대안에 대한 요건 만족성 및 장단점 분석
	(LIP 개발) - LIP 개발요건서(Draft) - LIP 특성요인 평가 보고서 - LIP 설계대안 분석보고서 - 인지가정 분석지원 Tool	- 규제요건 만족 여부 - 설계대안 도출에 대한 적용성 - 3가지 이상의 설계대안에 대한 요건 만족성 및 장단점 분석 - 20%이상의 LIP 실험소요시간 단축
	(원전 공정감시/상태진단 기법 개발) - 2차계통 거동특성 및 이상상태 영향전파 모델 분석 보고서 - 2차계통 성능평가 및 민감도 분석 매트릭스 분석 보고서	- 분석에 이용된 자료의 양 - 분석에 이용된 자료의 양

구 분	주요연구결과물	과제평가지 평가기준 (구체적으로 정량화)
2003 년도 (3차년도)	(Soft Control 개발) - Soft Control 설계대안 구현결과 - Soft Control 설계대안 실험보고서 - Soft Control 개발요건서 - Soft Control 원형	- 가동 시험 만족여부 - 설계대안별 특징 구별 정도 - 규제요건 및 인간공학적 적합성 - 기능의 원전 설계 적용성
	(LIP 개발) - LIP 설계대안 구현결과 - Soft Control 설계대안 실험보고서 - LIP 개발요건서 - LIP 원형	- 가동 시험 만족여부 - 설계대안별 특징 구별 정도 - 규제요건 및 인간공학적 적합성 - 기능의 원전 설계 적용성
	(원전 공정감시/상태진단 기법 개발) - 2차계통 상태 감시/진단 알고리즘 - 증기발생기 신호고장 및 진단 알고리즘 - 2차 계통 기기상태진단 성능평가 및 민감도평가 알고리즘 - 공정감시/상태진단 계통 기능요건 - 2차 계통 이상상태 경보원인 추적 알고리즘 - 비접촉성 측정기술 적용 가능성 분석 보고서	- 고장 감시/상태진단 정확도 - 상태진단 성능 평가 및 성능개선 정도
최종평가	- Soft Control 원형 - LIP 원형 - 공정감시/상태진단 계통 기능요건	- 규제요건 만족여부 및 설계개선 정도 - 규제요건 만족여부 및 설계개선 정도 - 상태진단 성능 평가 및 성능 개선 정도

제 4 장 연구개발 목표 달성도

3개월(2001년 4월 ~ 7월) 동안 수행된 본 연구개발은 다음의 연구를 수행하였다.

- 원전 계측제어시스템 개발 사업 추진방법, 추진전략 및 체계 수립
- 인허가 획득을 위한 추진 전략 수립
- 국내 원자력관련기관 역할 분담 방안 수립
- 세부과제 추진계획 수립

본 연구의 수행 결과로 개발된 상기 추진전략 및 추진체계는 ‘원전 계측제어시스템 개발 사업단’의 세부과제 공모에 활용하여, 본 연구소가 3개 세부과제의 주관 연구기관으로 선정되었다. 그러므로 자체연구개발 사업 수행의 목표를 충분히 달성하였다.

제 5 장 연구개발결과의 활용계획

WTO 체제하의 국내의 원전산업 환경변화에 대응하기 위해서, 본 연구개발사업은 산업화 및 상용화를 지향하여야 한다. 이를 위하여 우리나라의 학계, 연구기관 및 산업체에서 보유한 현재의 기술능력을 정확히 파악하여 연구개발사업의 목표를 달성하는데 부족한 기술분야를 도출하고, 도출된 부족기술을 자립하기 위한 방안을 마련하였다.

원전 계측제어계통 제어기기의 생산주체가 될 산업체는 원전 인허가에 필요한 기술이 부족하므로, 원전관련 산학연 각 기관이 보유한 비교우위의 기술을 서로 공유하여 디지털 제어기기 국산화라는 공동의 목표를 향해 거국적인 추진체계를 구축하여야 한다. 그동안 각 기관에서 수행한 연구내용 및 결과, 보유한 인력 및 기자재, 그리고 비교우위의 기술을 바탕으로 다음 표와 같이 각 기관의 역할을 할당하였다. 본 연구의 수행 결과로 개발된 추진전략 및 추진체계 등은 2001년 7월부터 시행하는 사업단 세부과제의 수행시 산학연 연계기능을 강화하기 위해 활용할 수 있다.

표 5.1 각 기관별 개발업무

기관	인력 (MY)	역할	비고
원자력연구소	153	- 디지털워자로 안전계통 설계, 검증, 평가, 인허가획득 - 감시 및 운전지원기술 개발	
KEPRI	38	- 비안전 제어기기 개발 - 전산화절차서 및 설계지침서 개발	
전기연구소	50	- 제어봇구동장치 개발 - T/G 제어기기 워터전용 문서화 - 비상용전원 시스템 개발	
KOPEC	67	- 디지털워자로 안전계통 설계 - 인허가지원기술 개발 및 인허가 지원	
한국중공업	64	- 안전 및 비안전 계측제어계통 개발 - 품질보증 체계 구축 - 기기성능 보증	
KNFC	21	- CPC 모델링 코드 개발	
우리기술	18	- 비안전 등급 제어기기 개발	
산업전자업체	38	- 안전 등급 제어기기 개발	
학계	147	- 보호계통 성능평가 요소기술 개발 - S/W V&V 기반기술 개발 - 비안전 제어기기 톨스택 요소기술 개발 - 인허가지원 요소기술 개발 - 감시 및 운전지원 기반기술 개발	
사업단 운영인력	21	- 사업단 운영 및 행정지원	
인력 계(MY)	617		

제 6 장 참고문헌

- [1] 과학기술부, <http://www.most.go.kr/>
- [2] 산업자원부, 원전 기술 고도화 계획, 1999.3,
- [3] 인석련 외, “원전 디지털 계측제어설비 국산화 실적 및 디지털 설비 개발 현황”, 원전 계측제어설비 안전성 Workshop, KINS, 2000.11.2-3.
- [4] 양중길, 전력그룹협력회 Workshop, 한국중공업, 1992.
- [5] 김효정, “주기적 안전성 평가 제도의 도입과 그 의의”, 원자력산업, 2000.2.
- [6] 한국원자력연구소, 계측제어기기 수명평가 현안기술, KAERI/AR- 562/2000, 2000.
- [7] 장순홍, “특집: 새로운 밀레니엄과 원자력안전”, '99원자력안전백서, 한국원자력안전기술원, 1999.
- [8] WestingHouse, “<http://www.westinghouse.com/energy/sandt.shtml>”, Web site
- [9] 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.
- [10] Primary trend in the nuclear energy industry in Japan, The 13th KAIF-JAIF seminar on nuclear industry, Oct. 1991
- [11] Current status and future perspective of upgrading on LWR in Japan, The 13th KAIF-JAIF seminar on nuclear industry, Oct. 1991.
- [12] “N4 the 1500MWe PWR Nuclear Island” Detailed Technical Description, Vol. 2, Framatome, SEP. 1993.
- [13] F. Ridolfo, “ The Nuplex80+ Advanced Control Complex from ABB Combustion Engineering”, Nuclear Safety, pp. 64-75, Col. 34, No.1, 1993.
- [14] 한국원자력연구소, 계측제어 기술개발 Master Plan 수립,KAERI/RR- 1340/93, 1994.
- [15] 한국원자력연구소, 원전 개량형 계측제어계통 개발동향, KAERI/AR- 414/94, 1994.

- [16] 한국원자력연구소, 원전 계측제어계통 기술현황(2000년), KAERI/AR-578/2000, 2000.
- [17] 한국전력공사, 차세대원자로 기술개발(II): NSSS 기초기반 R&D, '99전력연-단 126, 1999.
- [18] ABB-CE, Nuplex80+ Advanced Control Complex, Presentation Handouts, 1990.
- [19] AP600 Design workshop, Instrumentation and Controls/Man-Machine Interface, 11, 1990.
- [20] Examination of I&C system design requirement definition for next generation PWR, International workshop on next generation PWR-NPP design requirement, Oct. 1993.
- [21] Development of the BWR safety protection system with a new digital control system, International Symposium on NPP I&C, May. 1992.
- [22] R.A. Olmstead "CANDU Control Centre", Technolog Transfer Seminar on KAERI, Sept. 1993.
- [23] D.B.Boettcher, "Aspect of Instrumentation, Control, and MMI Systems for Sizewell B" Topical Meeting on Nuclear Instrumentation and MMI Technologies, Proceeding of ANS, Apr., 1993.
- [24] James D. White, "European Nuclear Instrumentation and Controls" WTEC/JTEC., Dec. 1990.

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드		
KAERI/RR-2139/2001					
제목 / 부제	원전 계측제어시스템 개발사업 추진전략 수립				
연구책임자 및 부서명	한재복(MMIS 팀)				
연구자 및 부서명	문병수, 권기춘, 이정운, 박재창, 이철권, 김장열, 이용희, 이장수 김정택, 오인석, 이동영, 차경호, 박원만, 황인구, 김정수, 김창희 천세우, 송순자, 이현철, 박주현, 손한성 (이상 MMIS 팀)				
출판지		발행기관	한국원자력연구소	발행년	2001년 7월
페이지	52 p.	도표	있음(o), 없음()	크기	21×29.6 Cm.
참고사항					
비밀여부	공개(o), 대외비(), — 급비밀		보고서종류	최종보고서	
연구위탁기관			계약번호		
초록 (15-20줄내외)	<p>원전 계측제어 기술을 자립하기 위해서는 기본설계, 상세설계 기술뿐만 아니라, 제어기기 제작기술, 기기설계 기술을 복합적으로 완성하여야 한다. 이를 위하여 2000년 7월부터 원전계측제어 시스템 개발사업 과제를 준비하였다. 부족한 국내 기술을 극복하고 중장기적으로 제어기기 국산화를 위한 정책과제 및 세부과제 도출을 위한 기획을 단계적으로 수행하였으며, 기획 결과를 바탕으로 ‘원전 계측제어시스템 개발 사업’ 과제의 사업단을 출범하였다. 원자력연구소는 사업단 과제의 세부분야인 ‘디지털 원자로 안전계통 개발’, ‘디지털 계측제어 인허가 지원기술 개발’, ‘감시 및 운전지원기술 개발’ 분야에 참여할 예정이다. 본 연구는 향후 사업단 과제의 원활한 수행을 위한 선행연구과제로서 세부과제별 상세 추진계획 및 추진전략을 수립한다. 개발된 연구결과는 사업단 과제 수행의 입력으로 활용한다.</p> <p>원전 계측제어기술을 국산화하기 위해서는 산학연 각 기관들이 이미 확보한 기술을 도출하고, 도출된 기술을 통합하는 범국가적인 사업추진이 필요하다. 그러므로 본 연구에서는 원전 계측제어시스템 개발 사업의 효율적인 추진을 위해 다음의 연구를 수행하였다.</p> <ul style="list-style-type: none"> • 원전 계측제어시스템 개발 사업 추진방법, 추진전략 및 체계 수립 • 인허가 획득을 위한 추진 전략 수립 • 국내 원자력관련기관 역할 분담 방안 수립 • 세부과제 추진계획 수립 				
주제명키워드 (10단어내외)	원전계측제어시스템, 국산화, 디지털계측제어시스템, 디지털 안전계통, 인허가 지원기술, 감시 및 진단계통				

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/RR-2139/2001					
Title / Subtitle		Establishment of Strategy for the Development of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plant			
Project Manager and Department		Jae-Bok Han (KAERI)			
Researcher and Department		B.S. Moon, K.C. Kwon, J.W. Lee, J.C. Park, C.K. Lee, J.Y. Kim, Y.H. Lee, J.S. Lee, J.T. Kim, I.S. Oh, D.Y. Lee, K.H. Cha, W.M. Park, I.K. Whang, J.S. Kim, C.H. Kim, S.W. Chun, S.J. Song, H.C. Lee, J.H. Park, H.S. Son (KAERI)			
Publication Place		Publisher		Publication Date	2001. 7.
Page	52 p.	Ill. & Tab.	Yes(o), No ()	Size	21×29.6 Cm.
Note					
Classified	Open(o), Restricted(), ___ Class Document		Report Type	Final Technical Research Report	
Sponsoring Org.				Contract No.	
Abstract (15-20 Lines)					
<p>Unique nuclear I&C technology is associated with equipment design and fabrication techniques as well as basic design and detailed design techniques. Development of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plants has been prepared since July 2000, trying to acquire a unique nuclear I&C technology. Planning for the project has been performed to derive issues for localization of nuclear I&C equipments. Based on the planning, task forces for the project have been constructed. KAERI will be responsible for the tasks such as 'Development of Digital Reactor Safety System', 'Development of the Licensing Support Technology for Digital I&C', 'Development of NPP Monitoring and Operation Support Technology' This work establishes detailed promotion plan and strategy for the project. The results of the work will be a basis of the project.</p> <p>Localization of nuclear I&C technology firstly requires the deduction of well established techniques that associated institutes already have. The Development of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plants project will stimulate the integration of the well established techniques and develop them further. The scope of this work covers the following tasks:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Establishment of the promotion strategy for the project • Establishment of the promotion strategy for the licensibility of the systems developed in the project • Establishment of the role assignment scheme among local nuclear I&C institutes • Establishment of the promotion strategy for the tasks of KAERI in the project 					
Subject Keywords (About 10 words)		NPP I&C System, Localization of I&C System, Digital I&C System, Licensing Support Technology, NPP Monitoring and Operation Support System			