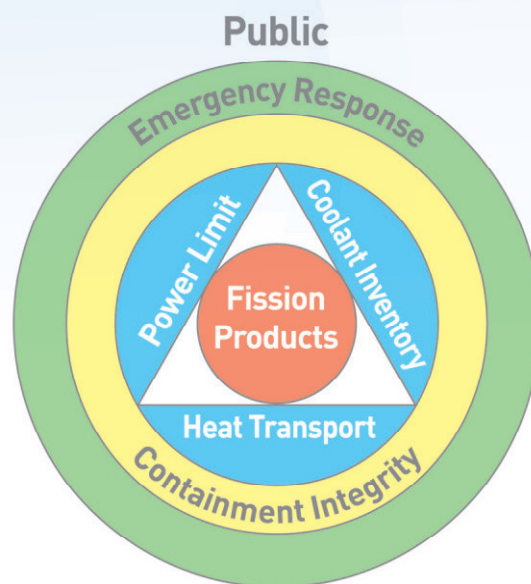


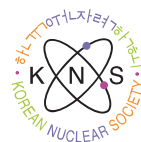
원자력 열수력안전 미래전략

(Future Strategy for Nuclear
Thermal-Hydraulic Safety Research)

2014. 12



원자력 열수력안전 미래전략 특별위원회



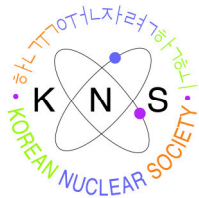
한국원자력학회
KOREAN NUCLEAR SOCIETY

원자력 열수력·안전 미래전략

(Future Strategy for Nuclear Thermal-Hydraulic Safety Research)

2014. 12

원자력 열수력·안전 미래전략 특별위원회



한 국 원 자 력 학 회

발 간 문

본 보고서는 한국원자력학회 산하에 2013년 10월 1일부터 2014년 10월 31일까지 한시적인 활동을 목적으로 설치된 ‘원자력 열수력·안전 미래전략 특별위원회’ 활동의 결과물로 발간되었습니다.

본 특별위원회 활동 및 동 보고서의 발간에 자발적으로 참여한 회원들은 다음과 같습니다:

- 총괄 운영
 - 위 원 장: 노희천
 - 부위원장: 송철화
 - 총괄간사: 김성중, 이정익
- 가동원전 안전기술 분과
 - 분과장: 설광원
 - 간 사: 방인철
 - 위 원: 윤한영, 박래준, 정용훈, 이창로, 김형택, 조창석, 최한림
- 미래 원자력 안전기술 분과
 - 분과장: 권태순
 - 간 사: 조형규
 - 위 원: 고희진, 김한곤, 서남덕, 윤병조, 김신환, 최동수, 이성재
- 공통 안전기술 분과
 - 분과장: 정재준
 - 간 사: 김경두
 - 위 원: 방영석, 하귀석, 이상중, 손종주, 하상준, 정범진, 최기용
- 자문 및 검토위원
 - 김무환, 김응수, 김선두, 류용호, 박군철, 방광현, 백원필, 서종태, 장순홍, 조지래
 - 류영우, 문주현, 염학기 (가나다 순)

목 차

요약문	7
-----------	---

제1부 미래전략 수립 개요

1. 미래전략 수립 배경	9
2. 원자력안전연구 성과 분석	13
3. 국내외 환경 분석	20
4. 국외 연구개발 로드맵 분석	25

제2부 연구개발 프로그램

5. 가동원전 안전성 향상 기술	33
6. 미래 원자력 안전기술	121
7. 공통 안전기술	237

제3부 연구개발 로드맵 및 결론

8. 연구개발 로드맵	301
9. 결론 및 정책 건의사항	313
약어집	317
참고문헌	322

【부록-1】 특별위원회 구성 및 활동경과	323
------------------------------	-----

【부록-2】 기술수요조사서 취합 목록	329
----------------------------	-----

요 약 문

- 원자력 열수력·안전 분야의 창조적인 중장기 발전전략을 수립하고자 한국 원자력학회 산하에 ‘원자력 열수력·안전 미래전략 특별위원회’를 운영함
 - 다양한 세대를 포함하는 산학연 전문가들로 특별위원회를 구성함
 - 한시적 활동 조직으로서, 학회 산하의 유관 연구부회 활동과 긴밀한 연계하에 운영
 - 열수력·안전 분야의 핵심기술 유지 및 발전에 충실한 창조적·융합적인 미래지향형 연구개발 전략을 수립하되, 다음 사항을 추가로 고려함
 - 노물리-재료-수화학-중대사고 등 유관 기술분야와의 연계 기술을 고려
 - 새로운 원자력 시스템(제4세대형 제외)에 필요한 안전분야 핵심 기술도 고려
 - 장기 비전의 설정, 미래수요 기술의 발굴, 핵심기술 확보를 위한 연구개발 프로그램 도출, 관련 추진전략 도출 및 소요 자원 투입규모 분석 등을 수행함
- 활동 비전 및 성과목표
 - (비전) “국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술의 창조”
 - (성과목표) 장기적 측면의 기술개발 수요 발굴, 기술개발 로드맵, 대형 연구개발 프로그램 도출, 그리고 국제적 리더십 확보 및 국제협력 강화 전략 도출
 - 국가적 원자력 정책 및 연구개발 전략으로 승화될 수 있는 제언을 도출
- 3개 기술분과별로 기술체계 및 기술개발 로드맵의 개발, 대형 연구개발 프로그램 도출 및 자원 투입계획 분석 등을 수행함
 - 가동원전 안전기술 분과: 가동 원전에 직접 적용 가능한 중단기적 소요 기술
 - 가동 및 건설 원전의 안전성 향상, 안전해석 및 안전여유도 평가, 비상상황 대비 및 대처능력 향상 등 3개의 대형 프로그램을 도출함
 - 미래 원자력 안전기술 분과: 미래지향적 안전기술로서, 중장기적 기간 소요 기술
 - 미래형 원자로 핵심 기술, 대열용량 및 대형 실증기반, High-Challenge High-Return 미래기술 등 3개의 대형 프로그램을 도출함
 - 공통 안전기술 분과: 가동중 및 미래형 원자력시스템에 공통적으로 적용 가능한 핵심 안전기술로서, 주로 해석방법론 및 해석도구의 신규 개발에 초점을 둠
 - 선진형 안전해석 체계 개발, 다물리·다분야 융합형 안전해석 도구 개발, 안전해석 기술 고도화 등 3개의 대형 프로그램을 도출함

원자력 열수력안전 미래전략 활동 개요

비전

국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술의 창조

목표

원자력 열수력안전 분야의 창조적인 중장기 발전전략 수립

성과 목표

- 원자력 열수력·안전 분야의 장기 비전 설정
- 중장기 기술개발 로드맵 및 대형 프로그램 도출: 기술 수요조사 기반
- 핵심 기술 확보를 위한 추진전략 수립 및 소요 투입자원 산정
- 국가적 원자력 정책 및 연구개발 전략 수립 등에 활용 가능한 정책적 제언 도출

추진 전략

1. 국내외 기술개발 계획 및 주요 연구개발 로드맵의 분석
2. 국내외 환경 변화 및 주요 연구성과의 분석을 통한 시사점 도출
3. 산학연 전문가들의 기술개발 수요조사서 분석을 통한 계층적 기술개발 체계 수립
4. 특위 활동 비전에 부합하는 기술개발 로드맵 및 대형 프로그램 도출
5. 가동원전 안전기술, 미래 원자력 안전기술, 공통 안전기술의 3개 분과로 구분, 추진

분야별 핵심 프로그램 도출

가동원전 안전기술

- ① 가동 및 건설 원전의 안전성 향상
- ② 안전해석 및 안전여유도 평가
- ③ 비상상황 대비 및 대처능력 향상

미래 원자력 안전기술

- ① 미래형 원자로 핵심 기술 확보
- ② 대열용량 및 대형 실증기반 확보
- ③ High-Challenge High-Return 미래기술

공통 안전기술

- ① 안전해석기술 선도를 위한 선진형 안전해석체계 개발
- ② 다물리·다분야 융합형 안전해석 도구 개발
- ③ 안전해석 기술 고도화

제1부 미래전략 수립 개요

1

미래전략 수립 배경

1.1 추진 필요성

○ 추진 배경

- 원자력 에너지 이용의 지속가능성 유지에 필수적인 원자력 시설의 안전성 확보를 위해서는 열수력·안전 분야의 핵심 기술(예: 안전해석 기술)의 유지 및 발전, 그리고 미래수요에 부합하는 원천기술의 확보가 매우 중요하며, 이를 위한 중장기적 발전전략 수립이 필요함
 - * 이와 같은 기술개발 수요에 부합하는 전문인력의 체계적 양성 및 관리 방안을 수립하는 것도 매우 중요한 과제임
- 미래의 환경 변화 및 대내외 현안에 적절히 대응하기 위해서는 산·학·연 전문가들에 의해 미래지향적 관점에서 체계적인 기술개발 전략을 수립하고, 이를 국가적 정책에 반영하려는 노력이 매우 중요함
 - * 미래 시장을 선도할 수 있는 패러다임 제시형 창조적 장기 발전전략을 수립
 - * 가동 원전의 안전성 증진과 안전성이 대폭 향상된 신형 원전의 신규 개발에 필요한 열수력·안전 분야의 핵심기술 확보 및 관련 전문인력양성 전략을 수립

○ 환경 분석

- 후쿠시마 원전 사고 이후 원자력 시설의 안전성 확보에 대한 대중의 우려를 불식시키고, 원전 운영 비리로 인해 추락한 대국민 신뢰 회복을 위한 적극적인 노력이 더욱 요구되고 있음
 - 꾸준히 증가하는 원자력 발전 수요 및 세계 시장 요구에 적극 대응하기 위해서는 미래수요 기술의 선도적 확보 및 이의 실현에 필요한 기술개발 전략을 수립하는 것이 필요함
 - * 원자력 선진국(미국, 프랑스, 일본 등)을 따라잡는 추격자형 접근에서 벗어날 필요가 있음
 - * 상용 원전기술 후발국(중국 등)의 급속한 성장도 미래의 위험요소임
- (추진 방법) 유관 기관 전문가들의 유기적 소통창구 역할을 할 수 있는 협의체 활동을 통해 원자력 열수력·안전 분야의 창조적인 중장기 발전전략을 수립하고자 함
- 이를 위해 한국원자력학회 산하에 '원자력 열수력·안전 미래전략 특별위원회'(이하 '특별위원회'라 칭함)를 설치, 운영하며, 다양한 세대를 아우르는 산학연 전문가들로 특별위원회를 구성함

1.2 특별위원회 운영

- 원자력 열수력·안전 분야의 미래전략을 수립하기 위해 산학연 전문가들로 구성되는 특별위원회를 운영함
 - (운영 목적) 원자력 열수력·안전 분야의 창조적인 중장기 발전전략 수립하기 위해 관련 전문가들 간의 유기적인 소통창구를 확보
 - * 열수력·안전 분야의 장기 비전 설정, 핵심기술 확보를 위한 연구개발 추진전략 수립, 인력양성 계획 수립 등을 수행함
 - (구성 및 운영) 산·학·연 전문성이 모두 포함되도록 위원회를 구성하여 창조적·융합적 발전전략을 수립하고, 이를 위해 학회 산하에 특별위원회를 설치, 운영함.
 - * 특별위원회의 구성 및 활동 경과는 부록-1을 참고
 - (성과 목표) 원자력 열수력·안전 분야에 대한 장기 비전의 설정, 미래기술 수요의 발굴 및 연구개발 전략의 수립을 통해 국가적 원자력 정책으로 승화될 수 있는 제언을 도출함
 - * 가동중 원전의 안전성 증진 및 안전성이 향상된 신형 원전의 구현에 필요한 새로운 원자력 기술의 개발 및 인가와 관련된 안전연구의 전략적 추진을 위한 국가 차원의 중장기적 로드맵을 제시하고, 이의 달성을 위한 체계적인 자원 투입계획을 수립함
- 특별위원회 활동을 위한 기본적인 전략은 다음과 같음:
 - (활동 범위) 원자력 열수력·안전 분야의 핵심기술 유지 및 발전에 충실한 창조적·융합적인 미래지향형 연구개발 전략을 수립하되, 다음 사항을 추가로 고려함
 - * 노물리-재료-수화학-중대사고 등 유관 기술분야와의 연계 기술을 고려 대상에 포함
 - * 새로운 원자력 시스템(제4세대형 제외)의 개발 및 인가에 필요한 안전분야 핵심 기술도 적극 고려
 - (활동 방침) 장기 비전의 설정, 미래기술 수요의 발굴, 핵심기술 확보를 위한 연구개발 프로그램의 개발, 추진전략 및 인력양성 계획 수립 등을 집중적으로 수행할 한시적 조직(활동 기간: 2013. 10. 11 – 2014. 10. 31) 성격으로 운영함
 - * 학회 산하의 유관 연구부회 활동과 긴밀한 연계하에 특별위원회를 운영함

1.3 특별위원회 활동 개요

□ 활동 비전의 설정

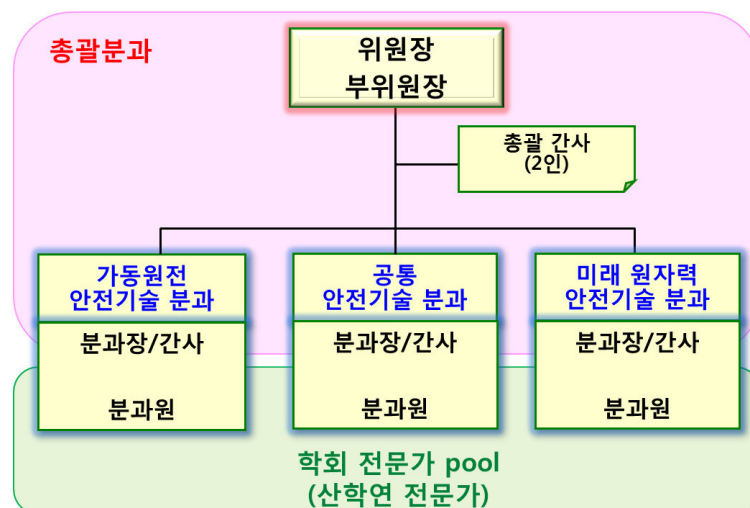
- ‘국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술의 창조’

□ 핵심 성과목표의 설정

- 장기적 측면의 기술개발 수요 발굴
- 열수력 안전기술 개발 로드맵 작성
- 산학연 및 규제기관이 공동 참여할 수 있는 대형 연구개발 프로그램 도출
- 국제적 리더쉽 확보 전략 및 국제협력 강화 방안 도출
- 국가적 원자력 정책 및 연구개발 전략으로 승화될 수 있는 제언을 도출:
 - 기존 연구개발 전략의 평가, 인력양성 시스템의 평가, 연구 자원의 확대 및 다양화 (정부재원 확충 및 민간재원 신규 확보 등) 필요성 등 포함

□ 활동 전략 및 방법

- 열수력·안전 분야의 창조적인 미래전략 수립을 위하여 국내외 주요 연구개발 로드맵 및 기술개발 계획, 그리고 환경 변화 및 기술개발 수요 등을 분석함.
- 이를 통해 열수력·안전 기술개발 로드맵을 작성하고 대형 연구개발 프로그램을 도출하며, 각 프로그램별 전략제품, 추진 일정 및 소요 자원 등을 제시함



<그림 1.1> 미래전략 특별위원회의 구성

- (분과 운영) 총괄분과 및 3개의 기술분과로 구분하여 활동을 수행함
 - 총괄 분과: 특별위원회의 주요 활동 방향 및 지침을 설정하고, 각 기술분과별 활동 결과를 취합하고 종합 조정함

- '가동원전 안전기술' 분과: 가동 원전에 직접 적용 가능한 기술로서, 중단기적 개발기간이 소요되는 기술을 다룸
- '미래 원자력 안전기술' 분과: 원전의 시스템 및 핵심 구성요소에 대한 미래지향적 안전기술로서, 중장기적 개발기간이 소요되는 기술을 다룸
- '공통 안전기술' 분과: 가동중 및 미래형 원전에 공통적으로 적용 가능한 핵심 안전기술로서, 주로 해석방법론 및 해석도구의 신규 개발에 초점을 둠
- * 중기적 생산 결과물은 가동 원전의 안전성 향상을 위한 적용을 적극 고려

□ 주요 활동 내용

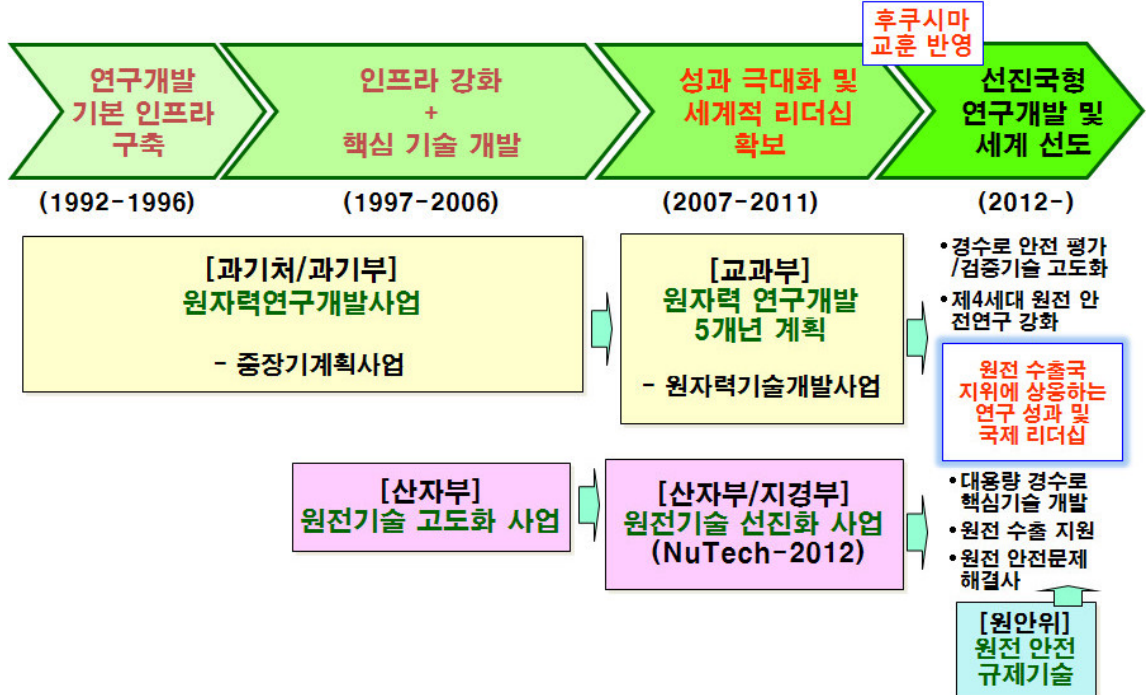
- (조사 및 분석) 주요 연구개발 로드맵 및 이슈, 주요 국가/기관별 연구개발 계획, 그리고 국내외 환경 변화 및 중장기적 기술수요 등을 심층 분석
- (기술 분류) 기술수요조사서의 취합·분석을 통해 기술분류 체계를 수립
 - 특별위원회 구성원 및 유관 전문가들로부터 기술수요조사서를 제시받아 취합함
 - 취합된 '기술수요조사서'를 분석하여 3단계(대-중-소)의 계층적 구조로 분류함
- (기술의 정의) 각 기술별로 해당 기술을 정의하고 핵심 내용을 도출함
 - 국내외 관련 기술개발 동향의 분석 및 미래 동향의 예측을 수행함
 - 기술개발 수행체계의 제시, 예상성과 및 소요 투입자원의 분석 등을 수행함
- (로드맵) 기술 분류·정의를 바탕으로 중장기적 기술개발 로드맵을 작성
 - 작성된 기술개발 로드맵으로부터 대형 연구개발 프로그램을 도출하고, 또한 각 프로그램별 전략제품 및 소요 자원 등을 분석, 제시함

비전	국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술의 창조
목표	원자력 열수력안전 분야의 창조적인 중장기 발전전략 수립
성과 목표	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 원자력 열수력·안전 분야의 장기 비전 설정 ▪ 중장기 기술개발 로드맵 및 대형 프로그램 도출: 기술 수요조사 기반 ▪ 핵심 기술 확보를 위한 추진전략 수립 및 소요 투입자원 산정 ▪ 국가적 원자력 정책 및 연구개발 전략으로 승화될 수 있는 정책적 제언 도출
추진 전략	<ol style="list-style-type: none"> 1. 국내외 기술개발 계획 및 주요 연구개발 로드맵 분석 2. 국내외 환경 변화 및 주요 연구성과의 분석을 통한 시사점 도출 3. 산학연 전문가들의 기술개발 수요조사서 분석을 통한 계층적 기술개발 체계 수립 4. 특위 활동 비전에 부합하는 기술개발 로드맵 및 대형 프로그램 도출 5. 가동원전 안전기술, 미래 원자력 안전기술, 공통 안전기술의 3개 분과로 구분 추진

<그림 1.2> 원자력 열수력·안전 미래전략 특별위원회 활동 전략 및 목표

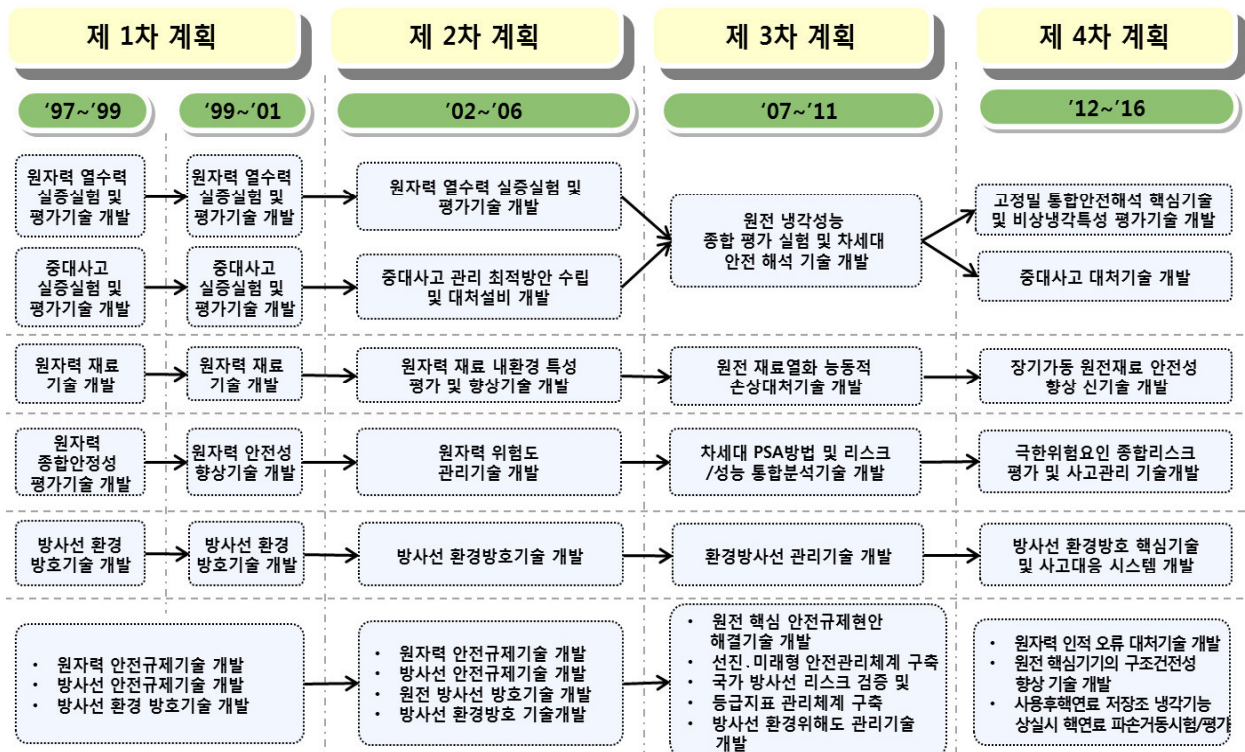
2.1 원자력 안전연구 추진 경과

- 원자력 안전분야의 연구개발은 미래부 주관의 원자력기술개발 사업 및 산업부 주관의 원자력융합원천기술개발 사업을 통해 주로 수행되어 음



<그림 2.1> 정부 주도의 원자력 안전분야 기술개발 계획 [1.1]

- 미래부의 '원자력기술개발' 사업에서는 원자력진흥종합계획[1.2]에 따른 4단계의 5개년 계획을 통해 1997년도부터 지속되어 왔음(그림 2.2 참고)
- 주로 원자력 시설의 안전성 확보 및 향상을 위한 기반·원천 기술들이 중장기적 목표 설정 아래 진행되어 오고 있음
- 산업부의 '원자력융합원천기술' 개발 사업에서는 중기적 기술개발 계획에 따라 주로 가동원전 응용기술 및 상용 신기술 개발에 초점을 두고 수행되어 음(그림 2.3 참고)
- 주로 가동 원전 안전성 확보 및 신형 원전 안전성 향상을 위한 응용기술들이 중기적인 목표 설정하에 개발되어 오고 있음
- 최근에는 원자력안전위원회의 원자력안전종합계획[1.3]에 따라 가동 원전의 안전성 확인 및 안전규제 기술을 중심으로 주로 중단기적 목표에 역점을 두고 착수된 바 있음 (그림 2.4 참고)



<그림 2.2> 미래부 원자력연구개발 사업(안전분야) 추진경과



<그림 2.3> 산업부 원자력융합원천기술개발 사업 추진경과

원자력 안전규제기술	① 가동중 설비 및 핵연료 건전성 평가·규제 기술 개발 ② 신안전설비 및 미래형원자로 안전규제기술 개발 ③ 대형 복합 재난재해 안전성 평가·규제 기술 개발 ④ 원자력시설의 해체 및 제염 안전규제기술 개발
방사선 안전규제기술	① 방사능 및 피폭선량 평가 기반기술 개발 ② 방사선 치료 및 핵의학 응용 분야 안전규제기술 개발 ③ 생활주변 방사선 안전관리기술 개발 ④ 방사성폐기물 저장, 운반, 처분 안전규제기술 개발
방사능 방재 및 비상대응 기술	① 방사능 재난발생 시 비상대응 및 구난용 장비기술 개발 ② 국가차원의 원자력 비상대응 최적화 관련 규제기술 개발 ③ 방사능 방재 및 비상대응 지휘체계 개선 기술 개발 ④ 한반도 인접국 중대사고 분석 및 대응 기술 개발

<그림 2.4> 원안위 원자력안전연구개발 사업 핵심 과제[2.1]

2.2 안전연구 핵심 성과

□ 세계 최고 수준의 경수로 안전성 실증실험 체계를 구축하고 활용중에 있음

- 국내 개발 신형경수로(APR1400, APR+, EU-APR 및 SMART 등)의 설계성능 및 안전성 평가에 활용
 - 신형 경수로의 안전성 평가 및 성능 검증을 성공적으로 수행: 표준설계 인가, 건설·운영 허가, UAE 수출, NRC 인가 지원 등에 활용
 - 상용 원전의 안전성 향상을 위한 원천기술 확보 및 수출기반 구축의 핵심 역할: 신안전개념의 개발·검증, SPACE 코드 개발·검증, RCP 성능검증 등
- 아틀라스(ATLAS) 열수력 종합효과 실험을 통한 안전성 평가능력 확보
 - APR1400 모의 설계기준사고 실험결과를 산업계 및 규제기관에 제공: 안전해석 방법론 검증, 신고리3&4호기 건설허가 획득, 국내 원전의 수출 기반 등에 활용
 - APR+ 신개념 안전계통(PAFS)의 성능 및 안전성 향상 효과를 실증적으로 평가
 - 가동 원전 안전관심사 해소를 위한 실험의 신속한 수행: (예) 원자로헤드 관통관 노즐 파단 모의 실험
 - 아틀라스 실험결과를 바탕으로 국내표준문제(DSP)의 운영을 통해 국내 원자력안전성 평가 기반의 고도화를 선도하였으며, 또한 OECD/NEA의 국제표준문제(ISP-50) 및 국제공동연구(OECD-ATLAS) 주관 등을 통해 안전연구의 국제적 리더십을 강화함
- 안전관심사 해소에 필요한 핵심 열수력 현상의 고정밀 실증능력 확보
 - 핵심 열수력 현상 모의 개별효과 실험을 통해 신안전개념의 기술적 타당성 평가용 기술 기반을 제공하고, 관련 물리모델의 개발에 기여함

- 신형 원자로 인허가 및 설계코드 개발 지원을 위한 노심 열수력 실험: 노심의 안전여유도 제고에 기여하고, 안전현안 해결을 위한 기술적 토대를 제공
- 사고 발생시 변형된 노심의 비상냉각 특성을 실증적으로 평가하여 중대사고 진입방지를 위한 적극적 노력 착수

○ 중대사고 핵심 현상의 실증적 규명 및 해석

- 원자로 외벽냉각(IVR-ERVC) 방안의 성능 검증: 신고리 3,4호기 원자로용기 보호개념 분석에 적용
- 원자로 물질을 이용한 혁신적 증기폭발 실험(TROI): 국제공동연구 수행 연계
- 노심용융물 안정화 검증실험 (VESTA): EU-APR1400 원자로 코어캐처의 설계 검증
- 중대사고 완화 전략의 수립 및 이를 위한 사고 해석

□ 국제적 수준의 안전해석 기술 개발 및 안전성 평가 체계 구축

○ 다차원 통합안전해석 전산코드(MARS) 개발 및 원전 안전성 평가에 활용

- MARS가 KINS 규제검증코드 체계(RETAS)의 핵심 코드(MARS-KS)로 채택:
 - * 통상적인 경-중수로의 규제 업무 및 신규원자로의 인허가 심사에 활용되고 있음
- MARS 기반의 원전 운전분석기 개발 및 국내외 기술이전
- 안전해석 기술의 고도화, 미래형 원전의 규제검증기술 개발 기반으로도 활용
 - * 신형로 안전성 평가, 연구로 및 FTL 안전해석, PSA용 계통분석 코드로 활용되고 있음

○ 기기스케일 고정밀 열수력 해석코드(CUPID)의 개발 및 활용

- 다차원 2상유동의 고정밀 해석기술을 확보하여 원전 안전성 및 성능 해석의 정밀도 향상 및 이에 따른 원전의 안전성 및 경제성에 제고에 기여

○ 원전 설계용 안전해석코드(SPACE)의 국산화를 위한 기반기술을 제공

- 설계용 안전해석코드 개발을 위한 핵심 요소기술 및 검증 기반을 제공함으로써 원전 설계기술 국산화 및 해외수출에 기여함

○ 중대사고 실험 결과 및 해석기술 응용을 통한 중대사고 안전관리 대책 수립

- APR+, EU-APR 등 신형 경수로 및 중대사고 관리 절차서의 개발, SMART, GCR, SFR 등 신형로 중대사고 안전성 평가 등에 활용되고 있음

○ 가동중 중수로용 안전성 최적평가 기반기술의 개발 및 활용

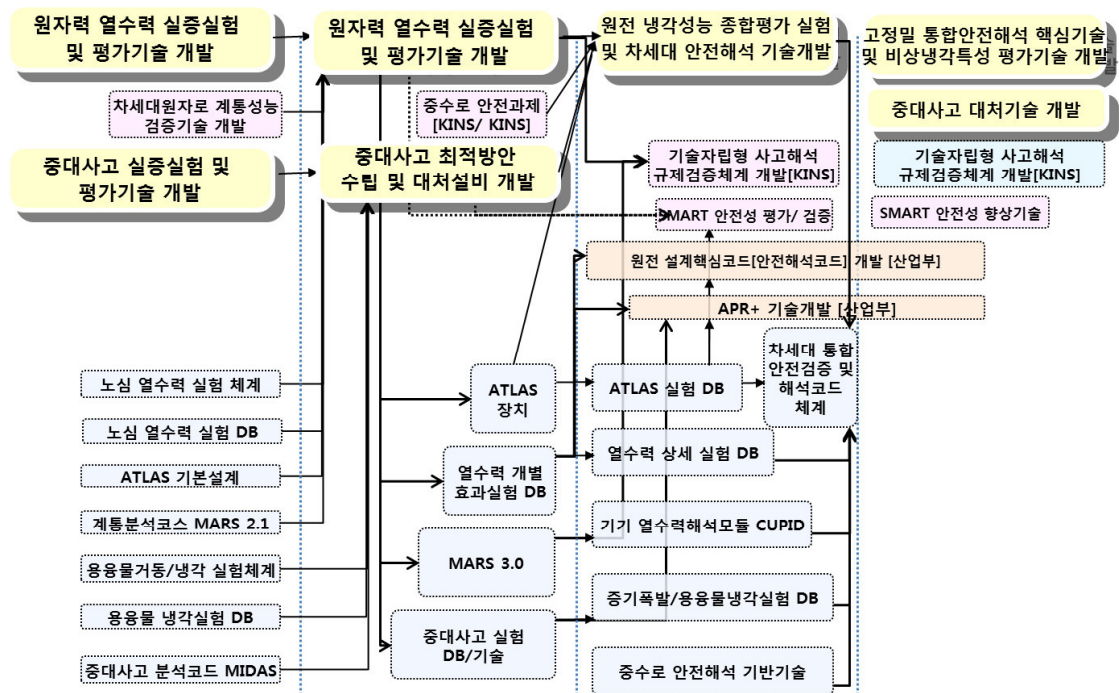
- 주요 안전현안 해소를 위한 안전해석 요소기술을 개발하여 적용함

○ 원전 위험도 정량화 소프트웨어(FTREX) 개발 및 수출: 세계 최초의 고장수목 계산법에 기초한 FTREX를 개발하여 국내외에서 활용

- 전세계 원전의 1/4이상 100여기 이상의 원전에서 매일 매시간 사용
- 지진 및 쓰나미에 의한 원전 안전성 평가기법 및 국내 고유 지진위험도 평가체계 개발
 - 쓰나미에 의한 원전의 확률론적 안전성 평가 기법 개발 및 후쿠시마 사고 이후 국내 원전의 지진안전성 재평가
- 원전 종합리스크 평가 체계 및 한국형 표준원전 리스크 표준모델 개발
 - 리스크 평가용 체계 자립 및 리스크 평가 체계 고도화를 이룩하고, 국내 원전 PSA 평가에 활용: 상용 원전, 연구로, 개발중인 신형 원전 등
- 방사성 물질의 생태계 확산 및 영향에 대한 고유 평가체계 개발 및 적용: 대기·해양·육상 확산 평가용 FADAS, LADAS, LORAS, E-COREA 등

□ 원자력 안전연구의 국제적 리더십 확보

- 아틀라스 실험을 기반으로 국내 최초로 수행한 OECD 50번째 국제표준문제 (ISP-50) 평가 프로그램의 성공적 주관: 11개국 16개 기관의 안전해석코드를 검증
- 선진국에 열수력 실험을 수출: (예) 일본 핵연료회사(NFI) 등
- 고정밀 열수력 실험을 기반으로 OECD 국제 CFD벤치마크 문제(IBE-2)를 성공적으로 주관 운영함: 12개국 20개 기관 참여
- 다차원 통합안전해석코드 MARS의 국제적 활용: OECD 국제공동연구, 해외 기관의 사용자그룹 참여, 국제적 교육훈련 등에 활용
- MARS 코드 기반의 원전 운전분석기 개발 및 국내외 기술 이전
 - 기술 수출(미국 WSC사, IAEA 등) 및 국내외 기관에 유무상 기술이전
- 한국 최초의 OECD 국제공동연구(OECD-ATLAS) 단독 주관 운영
 - ATLAS 장치 실험을 통한 OECD 국제공동연구의 국내 최초 단독 주관 (2014. 4-)
 - 후쿠시마 원전사고 이후 관심을 갖게 된 설계기준초과사고 및 복합사고 등을 모의
- 한국 최초의 OECD 국제공동연구(SERENA) 공동 주관 및 성공적 운영
 - TROI 실험을 통한 증기폭발 관련 OECD 국제공동연구의 공동 주관
- 원전 위험도 정량화 소프트웨어 FTREX 개발 및 수출
 - PSA 정량화 엔진 FTREX의 개발 및 수출: 미국 원전 60% 이상 사용



<그림 2.5> 열수력·안전 분야의 핵심 연구성과 및 활용

2.3 연구성과 분석 및 시사점

□ 원자력안전 분야의 주요 연구성과는 다음과 같이 요약될 수 있음:

- 세계 최고 수준의 실증실험 체계 및 선진국 수준의 안전해석 체계를 구축함
 - 세계적 수준의 안전성 실증실험 체계 확보: ATLAS, SMART-ITL, TROI, VESTA 등
 - 고부가 가치 고유의 실험 데이터 및 해석기술 등을 바탕으로 선진형의 안전성 평가기술 및 향상기술 개발에 필요한 기반을 확보함
- 연구개발 성과의 국내 성과 확산을 통한 원전 기술자립을 선도함
 - 개발된 안전해석코드의 규제코드 활용 및 산업체 기술이전
 - 열수력 실험 DB를 활용한 국내 원전 안전해석 기술 고도화
 - PSA 방법론 및 모델을 활용한 국내 원전 안전진단
 - FADAS 개발 기술을 국가방사능방재시스템 AtomCARE에 이전
 - 다수의 원전 현안문제 해결 지원: 증기발생기 세관검사 기술, 구조건전성 감시·진단 기술, 정지·저출력 PSA 해석 등
- 연구개발 결과의 활용성 제고를 통해 국내 원전 안전성 향상에 기여
 - 신안전개념 개발·검증을 통해 국내 원전 설계기술 자립에 기여하고, 가동 원전의 안전현안 해결에도 직접 활용함.

○ 선진형 연구기반의 구축 및 연구성과의 국제적 활용을 통한 국내 안전연구의 국제적 리더쉽 강화

- 다수의 OECD 국제협력 프로그램 주관 및 성공적 수행: SERENA 및 ATLAS 국제공동연구, ISP-50 국제표준문제, IBE-2 국제벤치마크문제 등을 주관 운영함
- 과거의 수혜적 위치에서 벗어나 점차 시혜적 위상을 확보해 나아가고 있음

□ 연구성과 분석을 통해 도출된 취약점을 정리하면 다음과 같음

○ 안전해석 기술개발 역량의 유지 및 선진화 노력 지속 필요

- 고유 열수력 모델과 고정밀 해석코드 개발 및 이를 위한 핵심 열수력안전 현상의 규명 실험
- 선진 모델링 및 해석 기술 개발

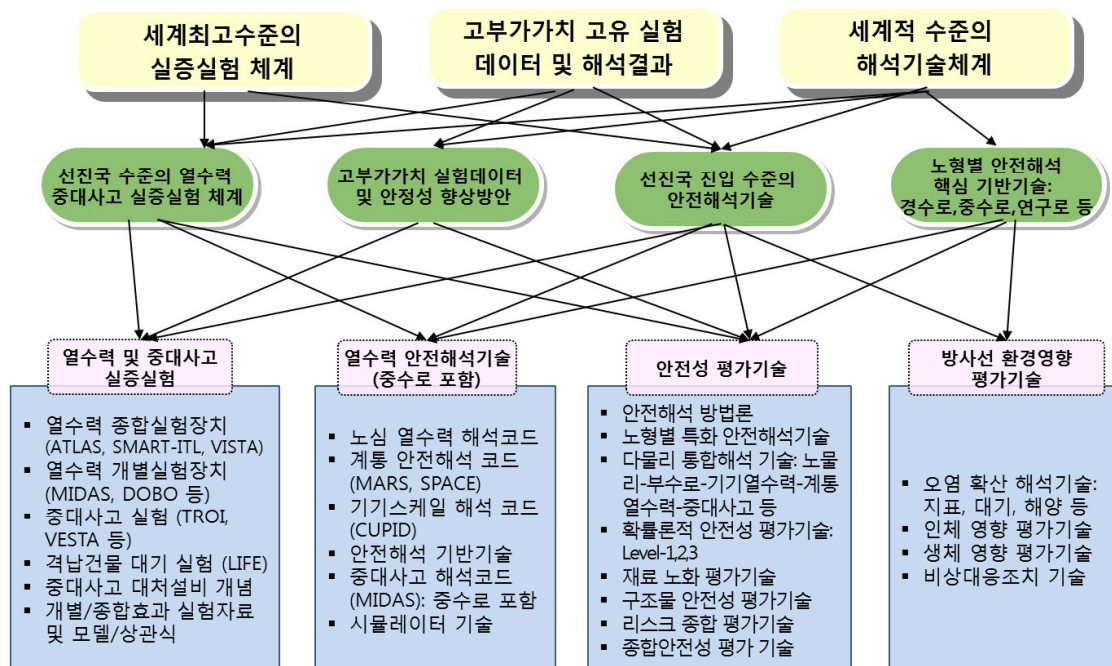
○ 안전연구 분야 내부의 부문간 연계기술 개발 노력을 통한 연구성과의 적용성 강화:

- (예) 다중스케일 해석기술, 열수력-노물리 연계해석, 열수력-재료-수화학 연계 기술 등

○ 미래수요 원자력 안전기술의 선도적 개발 및 이를 통한 국제적 리더쉽 강화

○ 규제기관 및 산업체 등 안전연구 성과 수요자의 중단기적 기대에 부응하는 안전연구의 병행 수행도 중요

○ 미래형 원자력시스템 개발과 관련된 독립적 안전연구 병행 수행 노력



<그림 2.6> 안전연구 분야의 핵심 연구성과

3.1 후쿠시마 사고 교훈

- 후쿠시마 원전 사고로부터 얻는 교훈은 다음과 같이 요약될 수 있음:
 - 원자력 에너지 이용에 있어 안전성 확보가 최우선적 요건임을 재인식
 - '안전성 중시'로의 패러다임 변화: 심층방어 개념의 강화 필요
 - * 비상냉각 능력 강화를 통한 중대사고 진입 방지, 중대사고 완화 및 환경보호 강화
 - 종합적인 안전성 평가의 필요성 인식: 체계적인 안전성 개선 목적
 - 위험도정보활용 기반의 안전성 평가 및 극한재해 기인 리스크 평가 필요성 인식
 - 제도적, 기술적, 문화적 측면 등의 원전 안전성 개선책 강구 필요
 - 극한재해 상황에서의 체계적 의사결정 조직의 중요성
- 원자력 안전 분야에서 중요시 다루어야 하는 기술적 측면의 교훈을 살펴보면 다음과 같음:
 - 안전철학의 재고찰 및 안전성 평가 체계의 재정립 필요성 인식
 - 중대사고의 예방조치 강화
 - 설계기준초과사건(bDBA)을 포함하는 확대설계조건(EDC)에 대한 중대사고 진입 방지용 대응방안 확보
 - 중대사고 대처능력 향상을 통한 사고 완화방안 강구 필요
 - 종합적인 안전성 평가의 필요성 인식: 체계적인 안전성 개선 목적
 - 저빈도 사건에 대한 리스크 평가 및 대처 방안의 구축 필요성 인식
 - 종합적인 안전성 평가 결과에 따른 가동·신규 원전의 체계적 안전성 향상 노력 필요성 인식
 - 중대사고 발생시 환경영향 평가 정밀 평가기술 확보 및 보호대책 강구
 - 비상대응 체계의 강화: 불확실한 극한재해 상황에서의 체계적 의사결정 조직의 핵심 요소인 의사결정 및 정보 분석 시스템 확보

3.2 국외 연구동향

□ (개요) 원자력 안전과 관련된 최근의 국제적 동향을 살펴보면 다음과 같음:

- 후쿠시마 원전 사고의 교훈을 반영한 원자력 시설의 안전성 강화 노력 및 이를 위한 기반기술 개발 필요성을 인식함
- 원자력 발전의 지속가능성(sustainability) 보장을 위한 가동중 및 신형 원전의 안전성 확보 및 강화 노력
 - (미국) 가동 원전의 경제성 향상을 통한 원전 이용의 지속가능성 보장에 역점
 - * 가동 원전의 핵심 이슈 해결에 적용 가능한 다분야 융합형 기술 개발 및 이를 위한 선진 모델링·해석 기법의 개발 및 적용 등에 역점을 두고 기술개발을 추진중에 있음
 - (유럽) 고정밀 예측능력 확보를 통한 선진형 고정밀 해석체계의 구축 및 가동 원전의 안전성 강화에 역점

□ 먼저 후쿠시마 원전 사고 교훈을 반영한 원자력 시설의 안전성 강화와 관련된 일반적인 동향 변화를 살펴보면 다음과 같음:

- 극한재해에 따른 리스크 평가 및 대처 기술 개발에 많은 관심을 갖게 됨:
 - 지진, 쓰나미, 태풍 등의 자연재해 및 항공기 충돌 등의 인공재해와 같은 극한적 재해를 고려한 리스크 평가의 필요성 인식
 - '저빈도-고위험' 리스크의 정밀 평가 필요성 인식
 - 중대사고 진입 방지를 위한 적극적 조치 필요성 인식: 완전 전원상실사고 및 복합사고에 대처가 가능한 피동형 안전계통의 개발 등
- 국제적 안전철학의 변화, 그리고 국제기구 및 국가별 안전규제요건의 변화
 - 극한사건에 따른 중대사고의 예방 및 완화를 위한 균형적 노력이 필요함을 인식
 - * 외부사건 및 자연재해 등의 극한재해, 다수호기 동시사고, 광역 재해 등을 추가적으로 고려
 - 가동 원전의 안전성 재평가 단계를 수행한 이후 확대설계조건(Extended Design Condition: EDC) 개념 채택으로 설계 안전성을 강화토록 요구:
 - * IAEA, OECD/NEA, WENRA 등을 중심으로 원전 설계의 기본원칙인 심층방어 (DiD, Defence-in-Depth) 개념을 보완
 - 사고 당사국인 일본 및 미국, 그리고 유럽 규제기관을 중심으로 규제요건을 강화
- 그러나 대륙 간의 안전철학 차이에 따라 안전성 평가 접근방법이 상이함
 - 미국: 리스크정보-성능기반 기법(RIPBA)의 적용을 강조
 - EU: 심층방어(DiD: defence-in-depth) 개념의 강화를 강조

□ 국제기구의 원자력 안전 관련 동향은 다음과 같음:

- IAEA는 안전성 강화 노력의 일환으로 원전 설계요건을 개정[3.1]:
 - 원전 사고조건의 분류 방법을 변경(2012. 1): 변경된 설계요건(SSR-2/1)에서는 사고조건을 설계기준사고(DBA)와 확대설계조건(EDC)의 2가지로 구분함
 - EDC 사건에 대한 적극적인 고려를 통해 노심 손상사고 방지와 원자로건물 건전성 유지에 필요한 추가적인 안전설비 또는 안전계통의 기능 확장을 요구하게 됨
- OECD/NEA는 후쿠시마 후속 활동으로 공동조사위원회 가동 및 후쿠시마 보고서 발행 등의 노력을 기울이고 있음:
 - 산하 Tri-Bureau(CNRA, CSNI, CRPPH) 공동으로 후쿠시마 사고의 조사 및 대응 활동을 수행함: 23개국 규제기관, 3개 국제기구에서 참여
 - 전 세계 원전의 안전성 재평가를 바탕으로 후쿠시마 보고서를 발행함 (2013)
- 서유럽 규제기관 협의회(WENRA)의 신규 원전 안전요건 제시
 - WENRA는 후쿠시마 사고 이전부터 신규 원전의 설계 안전성 향상 방안을 수립해 옴
 - 후쿠시마 사고 교훈을 반영한 신규 원전의 안전요건을 제시함 (2013. 3)

□ 주요 국가의 원자력 안전 규제요건 변화

- (미국) 규제요건 개선 및 Rulemaking
 - TMI-2 사고, 9/11 사건 등을 거치면서 세계 최고수준의 규제기술 유지 노력: '사건조사-교훈도출-규제개혁-안전성 향상'의 단계적 접근방법을 채택
 - 후쿠시마 사고 이후 기존 규제요건 개선 및 미래형 규제정책 제시: 후쿠시마 사건은 충분한 사전 대응으로 방어할 수 있는 사고(Preventable)라는 인식에 의거
- (일본) 신안전요건의 개발 및 법제화 (2013. 7)
 - 후쿠시마 원전 사고 이후 폐쇄적이고 왜곡되었던 원자력 규제 체계를 크게 개혁
 - 미국 규제기준을 참고로 하여 국제적 수준의 새로운 안전요건을 개발, 법제화
- (유럽) 각국은 WENRA 안전목표 (신규 원전), Post-Fukushima Action Plan (가동 원전)을 자국의 규제환경에 맞도록 안전규제 요건 및 기준을 개발 또는 개정

□ 가동중 및 신형 원전의 안전성 확보 노력은 다음과 같이 정리될 수 있음

- 가동 원전의 핵심 이슈 해결에 필요한 다분야 융합형 기술의 개발·적용
- 고정밀 안전해석 기술의 개발을 통한 안전여유도 정밀 평가 및 안전성 향상
- 신형 원전의 설계기준초과사고 대응을 위한 혁신적 안전개념의 개발 및 적용

3.3 국내 고유 환경

□ 국내 고유의 연구개발 환경을 원자력안전 분야에 한정하여 살펴보면 다음과 같음:

- 3개 부처 참여 형태의 안전연구 추진체계: 부처별로 연구개발 목표 및 범위에 차이가 존재함
- 심층방어(DiD) 개념의 강화 필요성 인식: 가동중 및 신형 원전을 대상으로 후쿠시마 원전 사고 교훈을 반영할 필요가 있음
 - 심층방어 개념의 강화를 통한 중대사고의 예방조치 확대 및 대처능력 향상
 - 위험도의 '종합적 평가' 필요성 인식: 리스크정보를 이용
 - 극한재해 상황에서의 체계적 의사결정 중요성
- 가동 원전 안전현안 및 신규 인허가 현안의 해소 대책이 필요함
 - 가동 원전의 노령화 및 계속운전 등과 관련된 안전관심사의 해소 연계
- 신규 원전 개발과 관련된 안전연구 추진의 다양성
 - 신형 경수로 개발과 연계된 안전연구 대상의 지속적 도출: 피동형 안전개념 도입 등
 - 미래형 원자력시설 안전성 관련 기반기술 및 규제기준 취약성 극복: (예) SFR
- 국내 고유의 안전철학 및 안전기준 정립이 필요함
 - 다양한 시장 요건 및 국내 원자력시설 환경을 고려하고, 국제 안전기준 변화에 능동적으로 대응하기 위한 고유의 안전철학 설정이 필요함
 - 원전 기술의 공급자 지위에 부합하는 분명한 안전철학의 제시를 통한 국제사회의 신뢰도 제고
- 핵심 안전기술 개발 역량의 유지 및 지속적인 발전을 위한 대책이 필요함
 - 계통 안전해석, 중대사고 및 환경방사선 해석 관련 핵심 역량의 유지 및 관련 기술의 고도화
 - * 선진형 다중스케일-다분야 연계 해석체계 확보: 재료/수화학-노물리-열수력/중대사고-PSA (Probabilistic Safety Analysis) 등 연계
- 미래형 원자력 기술 개발 추구: 안전성 향상기술 개발 및 평가 능력 강화
 - 미래형 원자력 시스템 개발: 안전성 강화 (피동개념 채택 등)
 - 선진 모델링·해석(AM&S) 기술 개발: 고정밀 예측형의 해석도구 확보
- 대국민 수용성 확보: 실효적 방재 대응 능력 확보, 동아시아 공동 대응 등

3.4 안전연구 핵심 이슈

□ 안전연구 추진방향의 재고찰

- 원자력 에너지 이용의 지속성 보장을 위한 ‘심층방어’ 개념의 적용 강화
 - 비상냉각 성능 제고 및 리스크정보 기반의 안전성 종합 평가 기반 확보
 - 기보유 해석기술 및 실증체계의 고도화
 - 대규모 극한재해 대응 안전성 평가 능력 및 관련 핵심기술의 확보
- 다분야 융합형의 실효성 있는 원자력 안전연구 추구
 - 기술 분야간 상호 연계한 종합적 안전성 평가 능력 강화 필요
- 가동 원전 안전성 향상에 필요한 기반기술의 개발 및 적용
 - 사고 경험, 새로운 안전기술, 고정밀 평가기술 등의 지속적 반영
- 신규 원전 (미래형 포함)의 고유 안전성 확보 기술 개발
 - 신형 경수로의 피동설비 개발 및 종합 평가·검증
 - 미래형 원전 대상의 혁신적 안전설비 개발 및 평가·검증
- 국제적 보편성과 국내 고유 환경을 반영한 안전성 확보

□ 안전연구 추진전략

- ‘장기적’ 연구개발 프로그램의 개발 및 제시
 - 다부처 공동 관심사의 적극 반영: 원천기술 개발 및 성과 확산
- 연구개발의 패러다임 변화: 기능 강화 및 전략 전환
 - 다분야 ‘융합형’ 안전기술 개발 강화: 연구성과의 실질적 활용성 극대화 추구
 - ‘예측형’ 안전기술 개발로 전환 추구: 선도형 원천기술 및 범용 안전기술의 개발
 - 기보유 우수 기술의 고도화 지속: (예) 안전해석 기술, 열수력 실증기술
 - 수행 체제의 선진화: 선택-집중, 핵심 연구역량의 강화 등
- 연구개발 재원의 확대 및 다양화 노력: 출연금 신규 확보 및 민간부문 연구개발 투자 확대 등
 - 기관고유사업비 신규 확보(안전연구 부문 대상): 융합형 연구 촉진 및 신규 기술개발 항목 발굴 등, PBS 한계 극복 기대 효과
 - 대형 신규사업의 적극적 발굴 및 조기 착수: (예) 완전피동 원자로 개발, 선진형 안전해석 기술(AM&S) 기반의 가상원자로 개발 기술

4.1 북미 지역

□ 미국 에너지성(DOE)은 다음과 같은 목표를 설정한 Nuclear Energy R&D Roadmap (2010)을 국회에 제출한 바 있음[4.1]:

- 가동 원전의 신뢰성 향상, 안전도 유지와 수명 연장에 필요한 핵심 기술 확보
- 신형 원전 기반의 에너지 안보 및 기후변화 목표 충족에 필요한 수용성 확보 등

□ DOE 주관의 주요 연구개발 프로그램을 살펴보면 다음과 같음:

- CASL 프로그램: 선진 ‘예측형’ 해석기술의 개발 및 적용성 평가[4.2]

* CASL: Consortium of Advanced Simulation for LWRs

- (목표) 가동중 경수로의 건설비와 가동비용의 감소, 폐기물 발생량의 감축, 그리고 안전성 확보를 3대 핵심 목표로 설정함

* 세부 목표로는 경수로의 출력 격상, 수명 연장, 고연소도 연료 사용 등을 통한 가동 원전의 성능 향상 및 이를 통한 경제성 제고를 설정함

- (참여) ORNL 주관하에 산학연 10여개 기관이 참여하는 컨소시엄 구성: 2010년에 착수 (예산: 320억원/년)

- LWRS 프로그램: 가동중 경수로의 지속가능성 보장에 필요한 핵심 기술 확보 [4.3]

* LWRS: Light Water Reactor Sustainability

- (목표) 가동 원전의 신뢰도 및 안전성 향상, 그리고 수명 연장

* 가동 원전의 장기 운전에 따른 재료 및 SSC 거동 변화의 평가에 필요한 기반기술 확보

* 가동 원전의 안전과 경제적 장기 운전을 지원하는 기술 확보

* 원전의 성능, 경제성과 안전성 향상을 위한 신기술 확보

- (분야) 재료 열화, 선진 정보전달 기술, 안전여유도 정밀 평가, 신연료 개발 등의 세부 분야로 구성됨

* 안전여유도 정밀 평가(RISMC: Risk-Informed Safety Margin Characterization) 분야의 경우는 2012년에 설정된 RELAP7 개발 프로그램에 따라 이의 예측능력 평가 및 검증, 상용 원전의 전영역 안전여유도 평가 등을 2020년도까지 완료하고자 추진중에 있음

- (참여) INL 주관하에 EPRI, NRC 및 여러 대학이 공동 참여 (예산: 300억원/년)

- NEAMS 프로젝트: 신형 원자로 대상의 예측형 전산체제 구축 및 검증[4.4]

* NEAMS: Nuclear Energy Advanced Modelling and Simulation

- (목표) 신형 원자로 및 핵주기계통의 해석 및 설계를 위한 예측형 전산체제 확보

* "pellet-to-plant" 모의 능력 확보를 통해 예측 능력을 극대화: 경험적 상관식 사용 배제

* 초기에는 SFR 원자로를 대상으로 기술을 개발하여 검증하고자 함.

- (참여) ANL 주관하에 INL, ORNL 연구소 및 대학의 공동 참여 (예산: 200억/년)

□ 미국 NRC의 대응: 후쿠시마 후속조치 및 교훈 반영 관련

○ NTTF 발족 및 안전성 향상을 위한 35개의 권고방안 도출[4.5]

* NTTF: Near-Term Task Force

- 후쿠시마 사고 발생 직후 NTTF를 발족하고, 규제기관 관점에서 자국내 원자로에 적용이 필요한 후쿠시마 후속조치를 도출함 (2011.7)

- 자연재해 영향 및 다수호기 사고 등을 고려한 중대사고 완화 권고(EA 12-049)

○ 위험도정보활용(Risk-informed) 기반의 규제활동 강화

- 리스크정보 활용을 통한 차세대 원전 안전 설계기준 설정 및 가동 원전 안전성 향상 방안 제시

- 분야별 결합을 통한 종합 연구(열수력, 중대사고, 환경) 및 종합적 리스크 평가에 근거한 국내 원전의 효율적 안전성 향상 제시: 실질적 원전 안전성 향상방안 도출

○ 역점을 두고 있는 열수력안전 분야와 연관이 있는 주요 연구항목들은 다음과 같음:

- 핵연료 거동 및 고연소도 핵연료 개발: 연료 손상과 관련된 규제요건의 재평가 검토 및 고연소도 연료의 해석적 모델

- 플랜트 노화(aging): 노화 손상 관련 DB 구축, 손상기구 파악 및 관련 위험도, 그리고 증기발생기 전열관 및 원자로 내부구조물의 기계적 건전성

- 사용후 연료 및 폐기물의 저장 안전성, 열수력 전산코드 예측능력 향상, 신형원자로 규제기준 설정 등

□ 미국 산업체의 FLEX 프로그램[4.6]

○ 미국 NEI 보고서(NEI 12-06)를 통해 NRC의 사고완화 전략 order(EA 12-049)에 대응하기 위한 산업체 대응전략(FLEX)을 제시함

- 노심 손상 방지 목적의 다양하고도 유연한 전략을 제시

- 심층방호(DiD) 개념 강화를 목적으로 전원상실사고(SBO) 상황에서 교류전원 장기 간 상실과 궁극적인 열침원 상실 등의 사고에 대해 각 원자로 시설별 대응전략을 구체화하기 위한 단계별 방안을 제시

4.2 유럽 지역

□ SNETP 활동[4.7]

* SNETP: Sustainable Nuclear Energy Technology Platform

- 유럽의 원자력 연구개발 플랫폼인 SNETP는 후쿠시마 사고 직후 산하에 Task group을 형성하여 ‘후쿠시마 사고 대응을 위한 연구영역 도출’ 보고서를 발간함(2013.1)
- 또한 SNETP는 연구개발 및 혁신에 관련된 전략적 아젠다(SRIA: Strategic Research & Innovation Agenda)를 제시함(2013.2)
- SRIA는 다음과 같은 3가지 축으로 구성됨: NUGENIA, ESNII, NC21
 - NUGENIA: NUClear GENeration II & III Association (2,3세대 원자로의 안전성 및 신뢰성 제고를 통한 경쟁력 확보)
 - ESNII: European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (방사성 폐기물 저감을 위한 고속로 개발 촉진)
 - NC21: Nuclear Cogeneration Industrial Initiative (원자력 에너지를 통한 저탄소형 전기-공정열 동시 생산 촉진)

□ NUGENIA 로드맵[4.3]

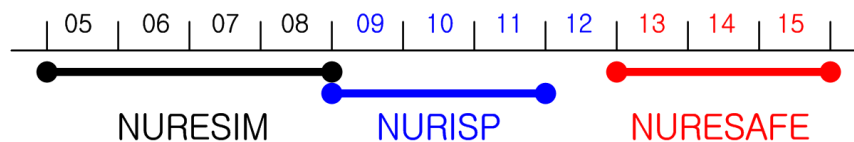
* NUGENIA: NUClear GENeration II & III Association (EC 주관의 원자력 R&D 프로그램)

- NUGENIA 프로그램은 EC 주관의 원자력 연구개발 프로그램으로서 EU 국가의 제2,3세대 원자로를 대상
 - 2011년도에 착수되어 NUGENIA 2013 Roadmap으로 2013년도에 완성됨
- NUGENIA는 원자력 안전과 관련된 8개의 기술분야(TA)에 중점을 두고 있음
 - 주요 분야로는 원전의 안전 및 위험도(TA-1), 중대사고(TA-2), 계통 및 기기의 건전성(TA-3), 혁신적 가압경수로 기술(TA-6), 안전관리의 Harmonisation (TA-7) 등
- 원전의 안전 및 위험도 분야(TA-1)의 주요 연구개발 대상은 다음과 같음:
 - 원전 안전성 평가에 확률론적안전해석 기법(PSA)을 확대 적용
 - 발전소 이상 거동 예측에 결정론적 기법(DSA)을 적용하기 위해 필요한 안전해석 기법의 개선, 다분야 연계해석 기술의 확립 등을 강조
 - 선진형 안전해석 평가방법론의 확보: 최적 안전여유도 평가, PSA-DSA 결합 등
 - 새로운 원자로 안전계통의 설계 개발: 피동 안전개념의 도입

□ EU-FP 프로젝트(1): NURESAFE 프로젝트 가동

* EU-FP: EU Framework Program (EU 주관의 과학기술 발전 및 산업경쟁력 제고를 위한 다자간 공동연구 프로그램, 1984년 이후 지속되어 오고 있음)

- EU-FP의 NURESAFE 과제는 EU-FP6 프로그램의 일환으로 수행된 NURESIM 과제(2005 ~ 2008), EU-FP7 프로그램의 NURISP 과제(2009 ~ 2011)의 후속과제로 2013~2015년에 수행되고 있음.



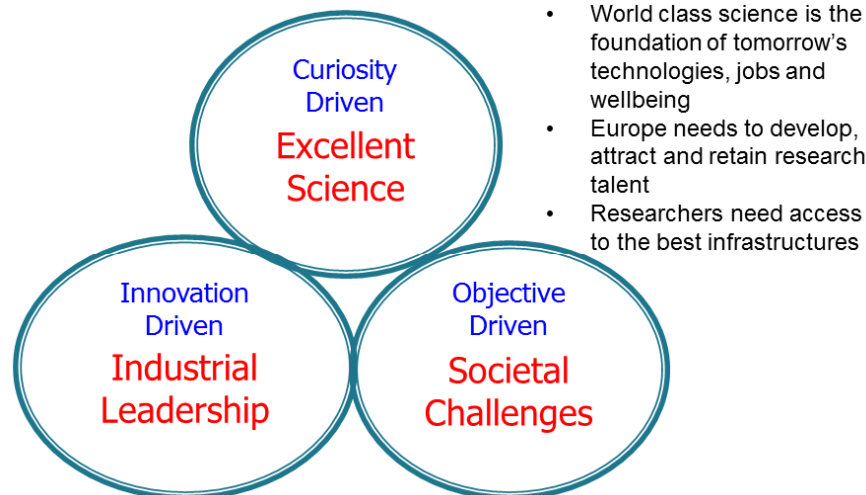
<그림 4.1> 원자력 안전분야의 advanced safety simulation platform 구축 사업 변천사

- NURESAFE는 선진형 원자로안전 모의 플랫폼(NURESIM 기반) 구축을 목표로 2013~2015년 기간 동안 수행되고 있음: 원자로 다물리 및 다중스케일 원자로 안전연구를 포함하고 있음
 - 참여: EU소속 14개국 23개 기관 참여, 9.4 M€/3년
 - 목표: 경수로 안전해석을 위한 '고신뢰도' 예측 S/W 제공
 - 다분야 전산코드 연계: 원자로동역학-부수로열수력, 원자로동역학-계통안전해석, 핵연료-부수로열수력, 핵연료-계통안전해석, 계통안전해석-CFD, 원자로동역학-CFD
- NURESAFE는 다음과 같은 5개의 subprogram으로 구성되어 진행되고 있음:
 - SP1. Multi-physics applications involving core physics
 - SP2. Multi-scale thermal-hydraulics
 - SP3. Thermal-hydraulics situation targets
 - SP4. Development and maintenance of the software platform
 - SP5. Education and training

□ EU-FP 프로젝트(2): HORIZON2020 착수 예정

- 2020년 까지 연구개발이 과학의 수월성 확보, 산업 분야의 리더쉽 확보 및 사회적 문제의 불확실성 감소 등을 위한 혁신으로 연결되도록 추구하는 다자간 다분야 연구개발 프로그램

- 건강, 클린 에너지 등 EU가 직면한 제반 사회문제를 해결하기 위한 혁신적 연구 개발 프로그램
- 2014년에 새롭게 시작되는 연구 및 혁신 프로그램으로, 원자력 에너지도 포함됨



<그림 4.2> HORIZON2020의 3대 근간 및 추진 동기

□ 프랑스 국내 프로그램

- CATHARE-2.5, -3 코드 개발 노력 지속: 세계 최고수준의 안전해석 역량 유지 목적
 - 세계 최고수준 모델링: 3유동장, 난류 모델, 계면면적수송 모델 등 최신 물리모델을 적용
 - 다차원 해석능력: 정밀해석 기능, structured mesh 기능 탑재
 - 다중스케일 연계 계산 기능을 포함
- NEPTUNE 프로젝트: 차세대형 안전해석 기술 선도 노력
 - 계통, 기기, 국소 스케일을 포함하는 다중스케일 차세대 2상유동 해석 도구를 개발하기 위한 목적으로 2001년부터 시작하여 현재 진행 중임.
 - NEPTUNE 프로젝트의 대표적인 해석 코드로서 원자로 다차원 2상유동 해석을 위해 NEPTUNE-CFD 코드를 개발하여 PTS (가압열충격 해석)을 비롯한 주요 원자로 열수력 안전 현안의 분석 및 평가에 적용해 오고 있음.
 - EU-FP 프로그램인 NURESIM/NURISP/NURESAFE 프로젝트와 연계하여 추진함으로써 연구성과의 극대화를 도모하고 있음
- 중대사고 해석 체계(ASTEC) 구축 및 예측능력 강화 노력 지속
 - 프랑스 IRSN과 독일 GRS에서 공동으로 개발중인 ASTEC 코드는 사고 초기부터

핵분열 물질의 외부 방출까지 중대사고의 전체 과정을 모의

- ASTEC 코드의 주요 응용 분야는 열수력-중대사고 영역을 포함하는 안전해석, 확률론적 안전해석(Level 2), 핵분열 물질 거동 분석, 방사선 선원항 계산 등이 있음
- 현재 변형노심(degraded core)의 재관수 현상의 예측성 개선을 위한 모델 개발 중

4.3 일본

□ 원자력규제위원회(NRA)의 안전연구 기본방침 제시[4.4]

- 원전 규제의 정확한 시행 및 원자력 안전의 지속적 향상을 위해 과학적 지식 축적을 위한 안전연구 기본방침을 제시(2013.9)
 - 규제기준 정비, 규제 적용기술 및 판단기술을 습득하기 위한 안전연구 수행
 - 자국내 학계 및 국제적 규제동향 연구를 위해 민간, 국제기구 적극 활용
- 9개 영역의 22개 분야를 도출:
 - 원자력안전기반기구(JNES), 환경성 산하 원자력연구개발기구(JAEA) 및 방사선의 학종합연구소(NIRS) 중심으로 연구계획 수립, 이행

분야	연구 분야	성과 시기
원자로 시설	1-1 안전해석기법, 안전해석코드의 정비 1-2 경수로 사고시 열유동 현상에 관한 기술적 지식의 정비 1-3 중대사고에 관한 기술적 지식의 정비 1-4 핵연료의 규제기준에 관한 기술적 지식의 정비 1-5 운전기간연장 인가제도, 고경년화 대책제도에 관한 기술적 지식의 정비 1-6 원자로수질관리기술에 관한 기술적 지식의 정비	단기~장기 단기~장기 단기~장기 중기~장기 중기 중기
특정 원자력 시설	2-1 특정 원자력시설의 방사성폐기물·폐액 관리에 관한 기술적 지식의 정비 2-2 연료 Debris의 임계평가기법에 관한 기술적 지식의 정비 2-3 파손연료 수송에 관한 기술적 지식의 정비	단기 장기 단기
공통요인 고장 야기 내외부 사건	3-1 기준 지진동 책정 및 지진동·지반평가에 관한 기술적 지식의 정비 3-2 기준 해일 책정 및 해일평가에 관한 기술적 지식의 정비 3-3 지진, 해일 등에 대한 구조건전성 평가에 관한 기술적 지식의 정비 3-4 화산영향에 관한 심사를 위한 기술적 지식의 정비 3-5 화재방호에 관한 심사를 위한 기술적 지식의 정비 3-6 공통요인고장 내외부사건의 리스크평가에 관한 기술적 지식의 정비	단기 단기 단기 단기 단기 중기
횡단적 연구	9-1 인적·조직적 요인에 관한 기술적 지식의 정비 9-2 SF 임계방지에 관한 정량적 평가에 필요한 기술적 지식의 정비 9-3 기술기반의 확보·유지	단기 중기 단기~장기

□ JNES의 안전연구 계획 전면 개정(2012)

- 기존 안전연구 프로그램 개선: 후쿠시마 원전 사고 교훈을 반영한 긴급 프로젝트(4개 테마 대상의 15개 긴급프로젝트)를 추가로 도출함
- 주요 예를 살펴보면 다음과 같음:
 - (예-1) 새로운 안전규제 검토 관련 프로젝트: a) 격납용기의 봉쇄 기능에 관한 기본설계 개념 검토, b) 교류전원 완전상실시 냉각 시나리오에 기초한 기본설계 개념 검토, c) 쓰나미 퇴적물에 관한 연구, d) 플랜트 사고에서 발생하는 방사성 폐기물 처분 등에 관한 조사, e) 동일본대지진 대응에서 나타난 과제를 반영한 원자력 방재분야의 새로운 틀 마련에 대한 제안, f) 원자력 비상사태 해제기준 및 사후 복구대책에 대한 검토, g) 복합재해시 원자력 방재활동 요령 구축
 - (예-2) 추가적으로 필요한 평가 방법 정비 관련 프로젝트: a) 사고시 핵종의 해양 영향 평가방법 정비, b) 공냉식 비상용 전원설비의 내진성 평가
 - (예-3) 사태 수습작업의 타당성 확인 관련 프로젝트: a) 후쿠시마 원전 사고 진전에 관한 재현 해석, b) 손상연료 수송 등에 관한 기술조사, c) 후쿠시마 원전의 노심손상 사고 진전해석 및 손상노심의 재임계 평가(IMPACT/SAMPSON코드)
- 안전연구 수행 전략의 개선: 전년도 연구성과 평가에 근거한 기본방침 및 활동방침 등의 개선
- 연구 집중을 위한 프로젝트의 동결: 중점 시책에 따라 프로젝트 동결, 중단, 통합 등

□ 일본원자력학회(AESJ)의 ‘열수력 및 안전 기술개발 로드맵’을 개정중에 있음

- 일본원자력학회(AESJ)는 2009년 산하에 산학연 전문가들로 구성된 특별위원회를 결성하여 ‘열수력 및 안전 기술개발 로드맵’을 개발함.
- 주요 대상은 다음과 같음:
 - 신형 경수로 기술: 차세대 원자로, 자연순환 원자로
 - 가동중 경수로 현안: 출력 증강, 고연소 핵연료 등
 - 공용 안전기술: 선진 안전해석 기술, 사고후 장기냉각 기술, 중대사고 대응, 화재 방호, 경년열화 등
 - 기반 기술: 지식 전수 및 인력 개발, 실증설비, 기술개발과 규제의 상호협력, PA 등
- 일본원자력학회는 기존의 로드맵을 2014년말 완성을 목표로 개정하는 노력이 진행중에 있음

제2부 연구개발 프로그램

5

가동원전 안전성 향상 기술

◆ 배경

- 원자력 열수력·안전분야의 산·학·연·관 유기적 네트워크 확보와 미래지향적 중장기 발전전략을 수립하여 국가정책에 반영하고자, 「가동안전기술분과」에서는 비전 수립과 중장기 연구개발 로드맵을 개발, 제시.
- 미래전략특별위원회에서 수립한 미래비전 **“국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술 창조”**를 기반으로 가동분과의 비전을 설정.
 - 신뢰성 높은 장기가동원전(Long-term Operation)의 안전기술 확보
 - 세계 최고 수준의 안전여유도(Safety Margin) 평가기술 확보
 - 실효성 높은 비상대응(Emergency Responses) 기술 확보
 - 국제협력 강화 및 열수력·안전 분야 인력양성 (공동분과로 이동)
- 「가동안전기술분과」의 미래비전을 달성하기 위한 연구개발 로드맵 개발 전략으로서 산업계/학계/연구계를 포괄할 수 있는 대형 연구개발 프로그램을 구축하여 제시.
 - **가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램 (SIP)**
 - **안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램 (SAMP)**
 - **비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램 (EMP)**
- 본 보고서에서는 상기 프로그램 별로 미래에 확보가 필요한 중분류 9개, 소분류 25개의 세부기술을 도출하여 제시.
 - 미래 확보기술은 세부기술을 기준으로 기술개요, 개발의 필요성, 국내외 기술수준, 연구개발 내용, 예상성과 및 투입자원 분석을 포함.
 - 기술분류 총괄표 참조

◆ 기술분류 총괄표

대분류 (프로그램)	미래 예측	미래 기술	
		중분류	소분류
5.1 가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램 (SIP)	지역 주민이 안심할 수 있도록 가동원전의 안전성이 지속적으로 향상	5.1.1	개요
		5.1.2 원자력 설비 (RCS 및 SSC)의 성능 향상 기술	1) 증기발생기 성능 및 안전성 향상기술 개발 2) 증기발생기 슬러지 저감기술 개발 3) 원자로 가압열충격 (PTS) 평가기술 개발
		5.1.3 운전 성능 및 안전성 향상 기술	1) 열수력 계측, 감시 및 진단 시스템 개발 2) 가동원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피 동-능동 안전계통 최적화
		5.1.4 원전 최적화 및 경쟁력 향상 기술	1) 원전 국부주파수제어운전 적용기술 개발 2) 종합안전해석 기반 설계프로세스 정립
		5.1.5	예상성과 및 기대효과
5.2 안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램 (SAMP)	원전 사고해석 대상의 확장 및 해석 기술 (코드, 방법론 등)의 정밀화, 고도화	5.2.1	개요
		5.2.2 원자력 시스템 해석 기술	1) 다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발 및 검증 2) 비냉각재상실사고 최적해석방법론 개발 3) 전 범위 LOCA 최적평가모델 개발 4) 3차원 SPACE 코드 기반 안전해석체계 개발 5) 중수로 안전해석방법론 개발
		5.2.3 원자로건물 및 사용후핵연료저 장조(SFP) 해석 기술	1) 원자로건물 통합해석 방법론 개발 2) 원자로건물배기여과계통(CFVS) 방사성물질 제거 방법론 개발 3) 사용후핵연료저장조(SFP) 안전성 향상 기술 개발
		5.2.4 안전현안 및 안전여유도 평가 기술	1) 다차원 예측기술 적용 원전 안전여유도 평가 및 개선 2) 안전해석 현안해결 연구 3) 다중고장사고 현안 연구 4) 다수호기사고 현안 연구
		5.2.5	예상성과 및 기대효과

대분류 (프로그램)	미래 예측	미래 기술	
		중분류	소분류
5.3 비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램 (EMP)	중대사고 예방능력 강화 및 비상대응 능력의 체계성, 효과성이 향상	5.3.1	개요
		5.3.2 노심손상 진입방지 기술 (중대사고 예방)	1) 급격한 과압사고시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입 방안의 분석 및 평가 기술 2) 원자로 냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지기술 개발
		5.3.3 노심손상 후 사고억제 기술 (중대사고 완화)	1) 노심용융후 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발 및 평가 기술 2) 원자로용기 외벽냉각시 열전달 성능평가 및 향상방안 개발
		5.3.4 비상대응 및 대비능력 향상 기술	1) 비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서 (SAMG) 재평가 기술 2) 복합재해 대처 설계기준 및 평가방법론 개발
		5.3.5	예상성과 및 기대효과

[약어] SIP : Safety Improvement Program, SAMP : Safety Analysis and Margin Program, EMP :
Emergency Management Program

5.1 가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램 (SIP)

5.1.1 개요

- ☐ 「가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램」은 다음 3개의 중분류 단위로 구분
 - 원자력 설비(RCS 및 SSC)의 성능 향상 기술
 - 운전 성능 및 안전성 향상 기술
 - 원전 최적화 및 경쟁력 향상 기술
- ☐ 원자력 설비 (RCS 및 SSC)의 성능 향상 기술
 - 원자력 발전소의 주요 설비(SG, RCP, Reactor Head, 등) 및 부품(배관, 펌프, 밸브, 전선 등)은 장기 운전으로 인한 성능저하, 고장 잠재성 증가 등으로 안전성에 부정적 영향을 미치므로, 이를 방지하기 위해 적절한 주기의 설비 개선 및 교체가 이루어지고 있음.
 - 이와 관련, 원전 안전성 및 경제성 향상을 위해 미래 확보기술로서 다음 3가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을 제안
 - 증기발생기 성능 및 안전성 향상기술 개발
 - 증기발생기 슬러지 저감기술 개발
 - 원자로 가압열충격(PTS) 평가기술 개발
- ☐ 운전 성능 및 안전성 향상 기술
 - 현재 국내 가동 중인 원전은 23개호기, 신규 건설 중인 원전까지 고려하면, 우리나라는 원전 밀도가 세계 최고 수준으로 가동원전의 안전성은 지역주민 및 사회의 최대 현안으로 부상하고 있음.
 - 미래 사회의 지속적 성장을 위한 원자력의 안전한 운영은 국민 관심의 최우선 과제이며, 이와 관련, 안전성 측면에서 미래 확보기술로서 다음 2가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을 제안.
 - 열수력 계측, 감시 및 진단 시스템 개발
 - 가동원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통 설계기술
- ☐ 원전 최적화 및 경쟁력 향상 기술
 - 원자력 발전소의 경제성과 해외 수출을 위한 경쟁력 확보는 미래 에너지원으로서 원자력의 역할을 확보하고 에너지의 안정적 공급이라는 측면에서

국가 경제에 중요한 영향을 미침.

- 이완 관련, 국내외 경쟁력 확보를 위한 원전 최적화 방안으로서 미래에 확보해야 할 기술로 다음 2가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을 제안.
 - 원전 국부주파수제어운전 적용기술 개발
 - 종합안전해석 기반 설계프로세스 정립

5.1.2 원자력 설비 (RCS 및 SSC)의 성능향상 기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 증기발생기 해석을 위한 다분야 통합 코드를 개발하여 증기발생기 안전현안 해결 및 설계 개선에 적용할 필요가 있음. 해석 분야는 다음 기술을 독립적으로 개발한 후 연계하여 증기발생기 해석 체계를 구축.
 - 증기발생기 열수력 해석 코드 개발
 - 증기발생기 슬러지 분포 예측 기술 개발
 - 증기발생기 전열관 유체유발 진동 해석 기술 개발
- 국내 원전의 증기발생기 전열관 균열 과다 발생으로 조기 SG 교체 상황.
 - 한울3호기는 12주기 후 교체 중이며 한울4호기는 10주기 후 교체 완료.
 - 한빛3,4는 한울3,4 대비 우수한 재질로 느린 균열성장 속도를 보이지만 여전히 다수의 균열이 탐지됨.
- 미국 SONGS 원전은 증기발생기 문제로 인해 폐로를 결정한 상황.
 - SONGS1,2,3호기 성능개선('09~'10) 후 약 3000개 전열관에서 조기 마모가 발생하여 '12년 운전정지 후 '13년 6월 영구 폐로 결정.
- 증기발생기 운전 자료에 의한 전열관 손상 사례를 분석하고 이를 연계한 슬러지 생성, 유동, 퇴적 거동 모사를 위한 해석 코드 개발이 필요.
- 고리 1호기, 월성 1호기 계속 운전 및 후쿠시마 후속 대책과 관련하여 원자로 가압열충격에 의한 배관의 구조적 건전성 평가가 안전현안으로 관리.
- 원자로 가압열충격 해석을 위하여 3차원 2상유동 해석 방법을 적용하여 저온 비상냉각수 주입에 따른 열혼합 현상을 예측하기 위한 기술개발이 필요.

□ 기술개발 필요성

- 원전의 안전성 및 경제성 확보를 위해 증기발생기 정밀해석 기술을 개발하고 이를 장주기 운전을 위한 증기발생기 관리프로그램 개선에 활용 필요.
- 증기발생기 내부 슬러지 발생을 최소화시키기 위한 설계 기술은 슬러지에 의한 성능저하 및 재료 열화 방지를 위하여 중요한 기술로서 시급히 확보되어야 함.
- 과도/사고 조건에서 저온의 비상냉각수 주입에 의한 열충격현상을 해석하여 구조재의 응력변화 및 발생 균열의 성장거동을 예측하는 기술은 원전 구조재의 건전성 확보를 위하여 필수적임.

나. 세부기술 내용

1) 증기발생기 성능 및 안전성 형상기술 개발

□ 기술의 정의

- 증기발생기 전열관 내부 및 외부의 열수력 현상을 예측하기 위한 3차원 2상 유동 해석 기술.
- 증기발생기 전열관 외부의 슬러지 유동 모델을 기반으로 전열관을 포함한 내부 구조재 표면에 침적현상을 예측하여 이로 인한 열전달 저감 및 균열발생을 방지하기 위한 기술.
- 증기발생기 전열관과 이를 지지하는 구조재 사이의 복잡한 유동으로 발생하는 진동현상을 예측하여 이로 인한 전열관 파손을 방지하기 위한 기술.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에서는 1980년대 초 미국 EPRI사에서 개발된 증기발생기 열수력 해석 코드를 사용하고 있으나 보다 정밀한 예측 모델이 요구됨.
- 증기발생기 슬러지 분포 및 전열관의 유체유발진동을 예측하기 위한 해석 모델이 체계적으로 개발되지 못하고 있음.
- 증기발생기 해석 모델을 개발 및 검증하기 위한 실험 자료가 부족함.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국 및 유럽 등 원전 선진국의 경우 독자적인 증기발생기 해석 코드를 개발하여 사용 중임.

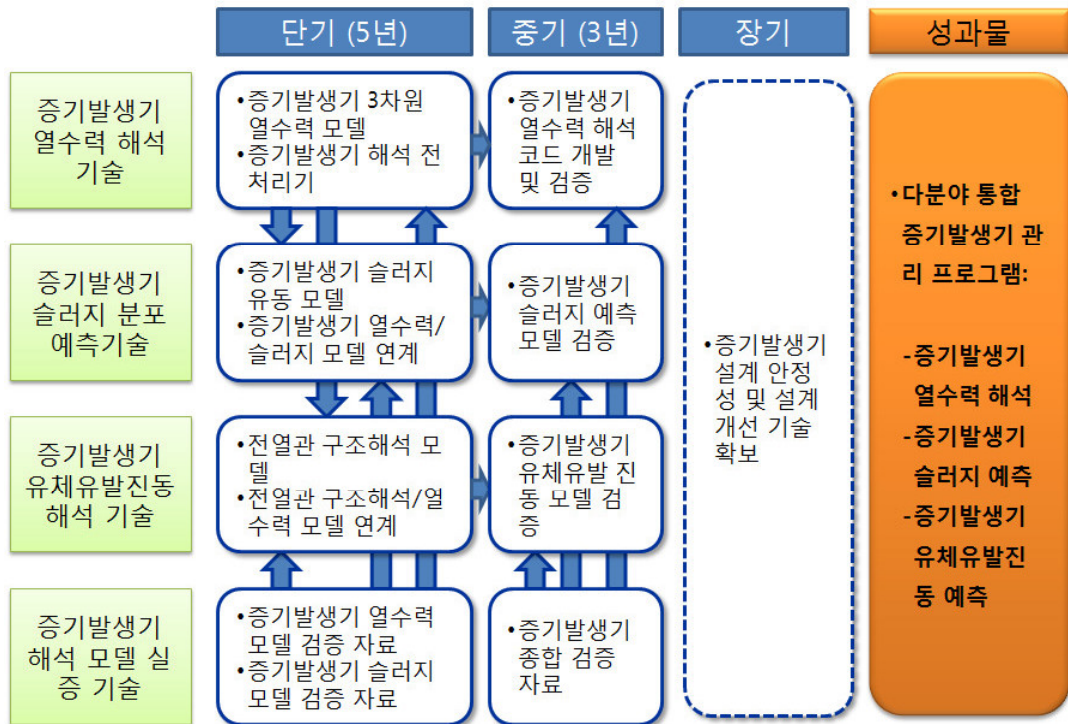
- 미국은 EPRI사의 ATHOS 코드를 기반으로 증기발생기 관리 프로그램을 운영해 오고 있음. 여기에는 슬러지 예측 및 전열관 유체유발진동 해석 모델이 포함되어 있음.
- 프랑스 EDF사에서는 증기발생기 ATHYC 코드 및 슬러지 해석 모델을 개발하여 사용하고 있음.

□ 미래동향 예측

- 최근에 장주기 운전과 관련해 증기발생기 성능관리 및 건전성이 중요하게 부각되고 있어 보다 정교한 해석 코드를 개발하기 위한 연구가 진행 중.
- 향후 원자로계통 3차원 2상유동 해석 기술 및 컴퓨터 성능의 발달로 높은 해상도를 갖는 해석 기반의 증기발생기 관리기술이 개발될 것으로 예상.

□ 기술개발 수행체계

- 증기발생기 관리 프로그램은 열수력, 수화학, 재료, 구조 등 다분야의 통합 연구가 필요한 분야로서 각 기술을 보유 또는 개발 그룹의 효율적인 연계 수행 체계가 중요함.
- 해석 분야는 3 가지 분야에 대하여 개발을 독립적으로 개발 한 후 연계하여 증기 발생기 해석 체계를 구축함 : 열수력 해석기술, 슬러지 분포 예측기술, 유체유발진동 해석기술
- 증기발생기 운전 자료에 의한 전열관 손상 사례를 분석하고 이를 연계한 슬러지 생성, 유동, 퇴적 거동 모사를 위한 해석 코드 개발.
- 산·학·연 공동연구체계.
 - 1단계(5년) : 증기발생기 해석 관련 주요 모델 개발.
 - 2단계(3년) : 실험 자료 및 현장 자료를 활용한 검증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 증기발생기 열수력 해석 기술	<ul style="list-style-type: none"> 증기발생기 3차원 2상 유동 모델 개발 CAD를 연계한 전처리 프로세서 개발 CFD 스케일 국소해석 모델 3차원 열수력 모델 개발 및 검증을 위한 실험 	<ul style="list-style-type: none"> 3차원 2상 유동 해석 기술 CFD 스케일 2상 유동 해석 기술 증기발생기 3차원 실험 자료 확보
• 증기발생기 슬러지 분포 예측 기술	<ul style="list-style-type: none"> 슬러지 생성 요인별 기구학적 모델 실험 및 현장 자료를 활용한 슬러지 퇴적 모델 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 슬러지 퇴적 모델 슬러지 분포 실험 자료 확보
• 증기발생기 전열관 유체유발진동 해석 기술	<ul style="list-style-type: none"> 전열관 구조해석 모델 개발 유동장 연계 체계 구축 진동해석 모델에 의한 전열관 마모/피로도 평가 	<ul style="list-style-type: none"> 3차원 구조해석 모델 증기발생기 열수력 해석 기술 전열관 진동해석 모델

2) 증기발생기 슬러지 저감기술 개발

□ 기술의 정의

○ 증기발생기 슬러지 제거 및 저감 장치 개발.

- 슬러지 생성, 유동 및 부착거동을 예측 가능한 열수력 프로그램 개발.
- 가동 및 건설 증기발생기 슬러지 포집 장치 설계 및 제작.

- 실증실험을 통한 슬러지 예측 프로그램 및 포집 장치 검증.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

○ 슬러지 분석 프로그램.

- 증기발생기 상세 열수력해석 프로그램인 CUPID(한국원자력연구원) 개발 중.
- 슬러 분포 예측을 위한 해석 모델이 개발 되어 있지 않음.

○ 슬러지 저감 장치.

- 한국표준형 원전(OPR-1000) 증기발생기 취출 노즐이 전열관 하부의 국부적인 슬러지 배출 가능.
- 증기발생기 내부 전체 및 전열관다발 내 별도 슬러지 저감 장치는 없음.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

○ 슬러지 분석 프로그램.

- EPRI(미국) ATHOS 프로그램이 슬러지 분석이 일부 가능.

○ 슬러지 저감 장치.

- WEC(미국)는 증기발생기 내 슬러지 포집 장치를 설치.

☐ 미래동향 예측

○ 증기발생기 슬러지 분석 코드.

- EPRI(미국)에서는 ATHOS를 대체하는 고정밀 해석 기반 슬러지 거동 분석 프로그램(TRITON) 개발 계획을 수립하여 현재 수행 중.

○ 증기발생기 슬러지 저감 장치.

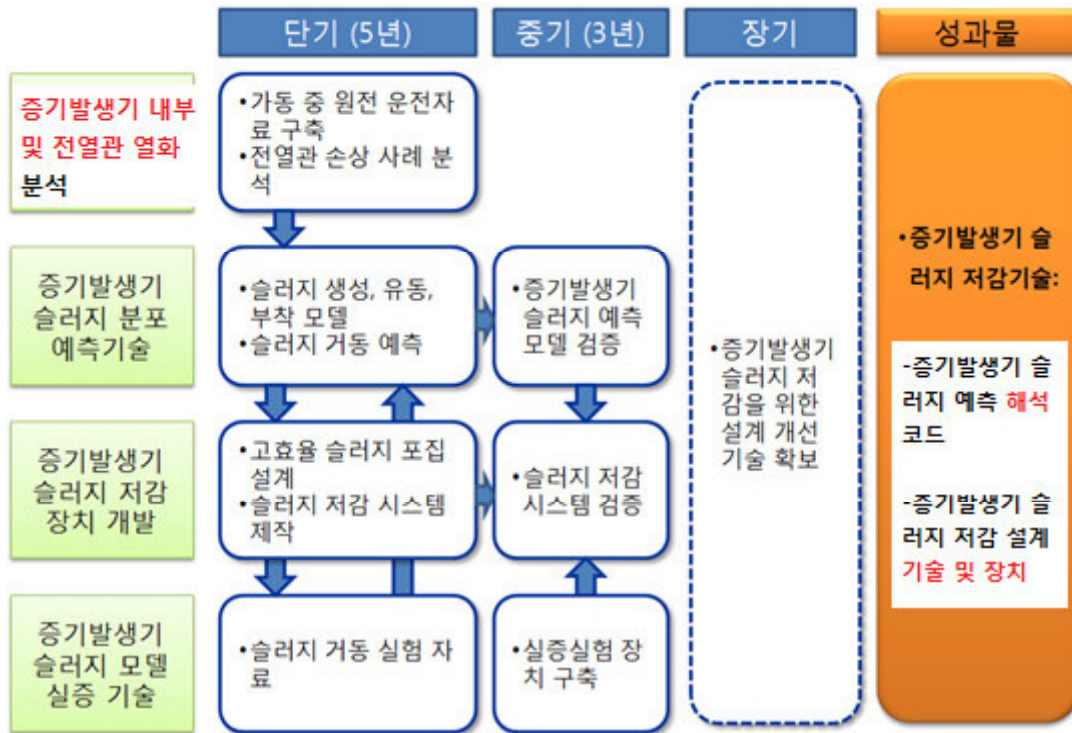
- 해외 원전 설계사(WEC 등)는 증기발생기 고효율 슬러지 포집 장치 개발 및 개선 연구 진행.

☐ 기술개발 수행체계

- 증기발생기 슬러지 예측 모델은 신뢰도 높은 원전 운전 자료의 확보가 중요하며 이를 위하여 산업체가 참여한 연구 수행이 필요함.

○ 산·연 공동연구체계.

- 1단계(5년) : 증기발생기 슬러지 저감 장치 개념 설계.
- 2단계(3년) : 증기발생기 슬러지 저감 설계 실증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 증기발생기 내부 및 전열관의 슬러지에 의한 손상사례 분석	<ul style="list-style-type: none"> 가동 중 원전 운전 및 재료 열화자료 DB 구축 증기발생기 내부 및 전열관 열화 및 손상 사례 분석 	<ul style="list-style-type: none"> 증기발생기 운전 및 재료 열화 DB 자료 증기발생기 재료(전열관) 열화 및 손상 분석 기술
• 증기발생기 슬러리 분석 코드 개발	<ul style="list-style-type: none"> 슬러리 생성, 유동, 부착 현상 모델 개발 슬러리 종류 및 크기에 따른 유동 특성 모델 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 슬러리 생성 및 퇴적 메커니즘 모델 슬러리 거동 분석 기술
• 증기발생기 슬러리 저감 장치 개발 및 검증	<ul style="list-style-type: none"> 증기발생기 고효율 슬러리 포집 장치 설계 슬러리 포집, 저감, 제거 시스템 제작 실증실험을 통한 슬러리 저감 장치 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 슬러리 포집 및 저감 설계 기술 슬러리 저감 장치 제작 기술 슬러리 분포 예측 기술

3) 원자로 가압열충격 (PTS) 평가기술 개발

□ 기술의 정의

- 내압이 유지 또는 재상승하는 상태에서 급속한 냉각에 의한 원자로 구조 건

전성을 평가하기 위한 해석 기술.

- 냉각재 상실사고 시 비상냉각수 주입 시 예측되는 성층유동 및 액막유동에 대한 열수력 해석 기술.
- 저온의 냉각수 유입에 따른 열혼합 현상을 정확히 예측하기 위한 해석 기술.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 가압 열충격 해석을 위한 국내의 연구는 주로 구조해석 관점에서 이루어졌으며 열수력 인자는 보수적인 관점에서 고려되어왔음. 다양한 사고조건 시 비상냉각수 주입에 의한 열혼합 현상의 정확한 평가는 이루어지지 않았음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

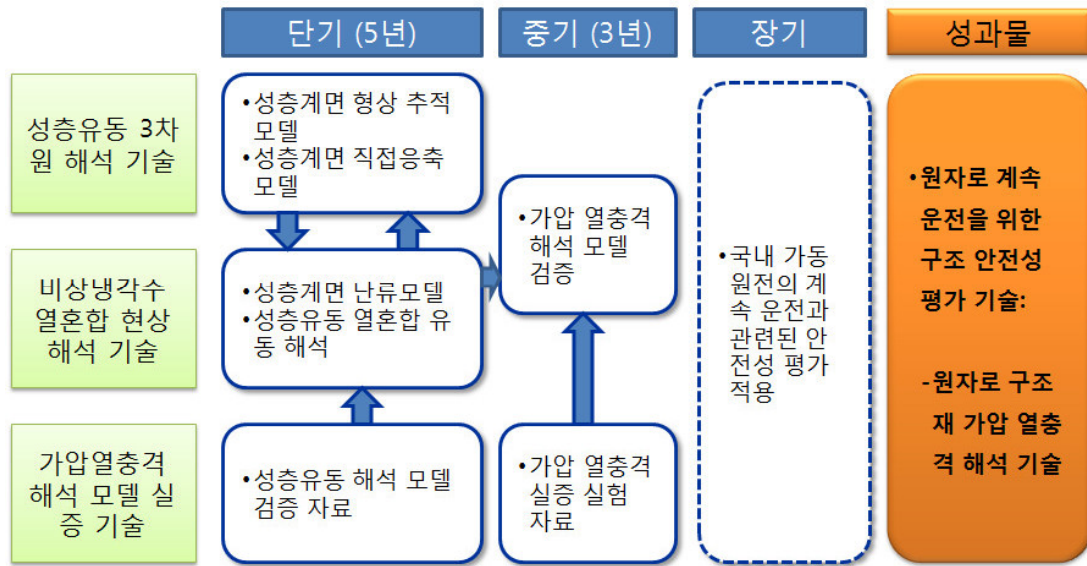
- 유럽연합에서는 2000년 초부터 소형냉각재 상실사고 후 저온의 비상냉각수 주입에 의한 가압 열충격 해석 연구를 진행해오고 있음.
- 3차원 2상 유동 해석 코드 NEPTUNE-CFD 및 상용 CFD 코드를 활용한 가압 열충격 해석.
- 해석결과 검증을 위한 열수력 실험 수행.

□ 미래동향 예측

- 비상냉각수 열혼합 현상 예측에 대한 최적 해석 기술 적용.
- 원전 계속 운전과 관련하여 안전성 평가 요건 강화.

□ 기술개발 수행체계

- 원자로 가압 열충격은 원전 계속운전과 관련된 안전현안으로서 산업체 및 안전규제기관이 참여하는 연구 수행 체계가 필요함.
- 산·학·연 공동연구체계.
 - 1단계(5년) : 원자로 가압 열충격 해석 기술 개발.
 - 2단계(3년) : 원자로 가압 열충격 안전성 평가 체계 구축



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 성층유동 3차원 해석 기술	<ul style="list-style-type: none"> • 성층계면 형상 추적모델 개발 • 성층계면에서의 직접 접촉에 의한 응축모델 개발 • 성층계면 마찰력 모델 개발 • CFD 스케일 2상 유동 해석 모델 개발 	<ul style="list-style-type: none"> • ITM (Interface Tracking Method) 기술 • 응축 모델 • 2상 유동 CFD 해석 기술
• 저온 비상냉각수 열혼합 현상 해석 기술	<ul style="list-style-type: none"> • 성층계면을 고려한 난류모델 개발 • 국소스케일 2상 유동 난류모델 개발 • 성층유동 열혼합 유동 평가 	<ul style="list-style-type: none"> • 2상 유동 RANS 모델 • 2상 유동 LES 모델
• 가압열충격 해석 모델 검증	<ul style="list-style-type: none"> • 성층유동 해석모델 검증 자료 구축 • 가압 열충격 종합 실험 자료 구축 	<ul style="list-style-type: none"> • 성층유동 고정밀 계측 기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과.

- 증기발생기 열수력 해석 코드.
- 증기발생기 슬러지 퇴적 및 유체유발 진동 예측 기술 확보.
- 증기발생기 슬러지 저감 설계 기술 확보.
- 원자로 계속운전을 위한 가압 열충격 평가 기술 확보.

○ 경제사회적 성과.

- 원전 주요기기인 증기발생기 해석 기술을 확보함으로써 원전의 안전성 및 경제성

을 크게 향상시키고 이를 바탕으로 원전 수출 경쟁력을 강화함.

- 원전 구조재의 가압 열충격에 의한 균열을 정밀하게 예측함으로써 원전 계속운전과 관련된 사회적 안전 현안 해결에 기여함.

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 자원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+3년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
증기발생기 성능 및 안전성 향상기술 개발	30	30	30	26	26	142	45	0	187
증기발생기 슬러지 저감기술 개발	20	20	20	19	19	98	27	0	125
원자로 가압열충격 평가기술 개발	15	15	13	13	13	69	28	0	97

○ 연구개발 인력

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
증기발생기 성능 및 안전성 향상기술 개발	10	10	10	9	9	48	15	0	63
증기발생기 슬러지 저감기술 개발	10	10	10	9	9	48	16	0	64
원자로 가압열충격 평가기술 개발	6	6	6	6	6	30	12	0	42

○ 연구개발 인프라.

- CUPID 코드, ATHOS 코드, 상용 CFD 코드
- 열수력 해석 코드 개발 및 증기발생기 설계 전문 인력.
- 증기발생기 정기 점검 자료.

□ 기대효과 및 파급효과.

○ 원전 증기발생기 설계 기술 선진화.

- 증기발생기 해석의 원전기술을 확보하여 국외 도입 해석 코드 및 설계 기술의 대체 등 직, 간접 경제적 효과는 매우 큼.
- 증기발생기 내부 거동에 대한 상세 예측 기술을 확보하여 원전 주요기기 설계 고도화를 실현하고 해외 원전 수출 경쟁력을 크게 높임.

○ 원전 계속 운전 안전성 확보.

- 원자로 구조재의 가압 열충격 해석의 정밀도를 크게 향상시킴으로서 원전 계속운전을 위한 안전성 확보.

- 상기 연구에서 개발된 3차원 2상 유동 해석 기술은 원자로 냉각계통의 열수력 현상 해석에 공통적으로 적용될 수 있는 기술로서 원자로 열수력 안전해석 기술의 고도화에 기여함.

5.1.3 운전 성능 및 안전성 향상 기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 원전의 과도상태에서 열수력 분야 계측, 감시 및 진단 시스템 개발을 통한 중대사고 환경의 노심상태 감시에 대한 신뢰성 향상이 요구됨.
 - 설계기준초과 비상상황에서 노심 상태를 정확하게 파악, 적절한 대처가 중요하므로, 이를 위한 신뢰성 있는 계측 및 진단 시스템의 확보가 요구.
 - 현재 가동 및 건설 원전은 노심 손상 전까지 원자로의 온도, 압력 등이 측정이 되고, 중대사고 상황에서는 다중의 기기 또는 계통에서의 열수력 인자들을 계측, 분석하여 상황을 판단함. 따라서 후쿠시마 사고에서 얻은 교훈을 반영하여 계측 시스템의 능력, 신뢰성 제고 방안이 필요.
- 가동 원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통의 다중 설계기술을 개발, 확대 적용할 필요.
 - 후쿠시마원전사고 이후 장기전원상실사고, 최종열제거원 상실사고에 대한 원전안전성 강화가 요구되어 후속조치를 수행중이나, 냉각수 외부 주입 및 전원확보 등 주로 능동형 기기 및 계통에 의존함.
 - 기존의 능동형 안전계통의 운전성, 제어성 측면에서 성능 유지도 필요한 사항이므로 능동형과 연계한 피동형의 최적설계로 안전성 증진이 필요함.

□ 기술개발 필요성

- 설계기준초과 상태에서 노심 상태의 신속, 정확한 계측을 위해 계측 및 진단 시스템을 개발하고 원전에 활용하여 중대사고관리 등 비상상황의 대처 능력을 제고할 필요가 있음.
- 따라서 고온, 고압 저항성을 보유한 열수력 계측 및 진단 시스템을 구축, 사고관리의 효율성을 획기적으로 향상시킬 필요가 있으므로, 국내의 ICT기술과 타 산업에서 이용하고 있는 고온, 고압 센서 기술을 접목한 가혹한 환경에서의 감시, 진단 시스템의 기술개발이 필요.
- 후쿠시마 원전사고 이후 인적실수를 최소화할 수 있고, 고방사선 지역으로 접

근성이 제한되어, 이의 해결을 위한 피동형 안전계통 개념 도입의 필요성 대두. 피동-능동 안전계통 최적화로 극한사고 시에도 중대사고 진입방지 혹은 중대사고 진입 확률 저감을 위한 실질적인 안전성 증진이 필요.

- 가동 원전의 지속적인 증가로 국내 원전의 실질적 안전성 향상을 요구, 혁신적 안전성 제고를 위한 피동-능동 통합 설계기술개발이 필요.

나. 세부기술 내용

1) 열수력 계측, 감시 및 진단 시스템 개발

☐ 기술의 정의

- 중대사고 발생 시 노심의 열수력 상태를 정확하게 진단할 수 있는 수 있는 계측 감시기술을 개발함.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 중대사고 발생 시 사고 관리는 다양한 기기 또는 계통에서의 다양한 열수력 인자들의 계측을 통한 분석된 데이터에 의하여 이루어지는 것으로 설계되고 있으나, 후쿠시마 사고에서 얻은 교훈과 같이 기존에 구비된 계측 시스템의 신뢰성 및 정확성이 기대에 미치지 못할 것임.
 - APR1400 원전의 원자로 온도 측정관련 계측은 400도씨이며 이는 중대사고 진입 전까지 측정이 가능하며 원자로 압력은 격납건물 대기 온도가 높아져 상당한 신호 전송 지연이 발생하고 전송기에 사용되는 용접재료 (납)의 용융점을 초과할 경우 전송기 기능은 상실됨.
 - 따라서, 중대사고시에는 원자로에 대한 직접적인 상태 감시가 어려워서 다양한 기기 또는 계통에서의 다양한 열수력 인자들의 계측을 통한 간접적인 데이터 분석에 의존하여 중대사고를 관리할 수밖에 없으므로, 기존 계측 시스템의 중대사고 관리 측면에서 볼 때 신뢰성 및 정확성이 부족한 수준임.
- 노심출구온도, 고온관 및 저온관 최대 검출값을 노심 용융온도까지 확장(기존 섭씨 1230도씨)시킨 계측 시스템 개발이 필요한 상황임.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

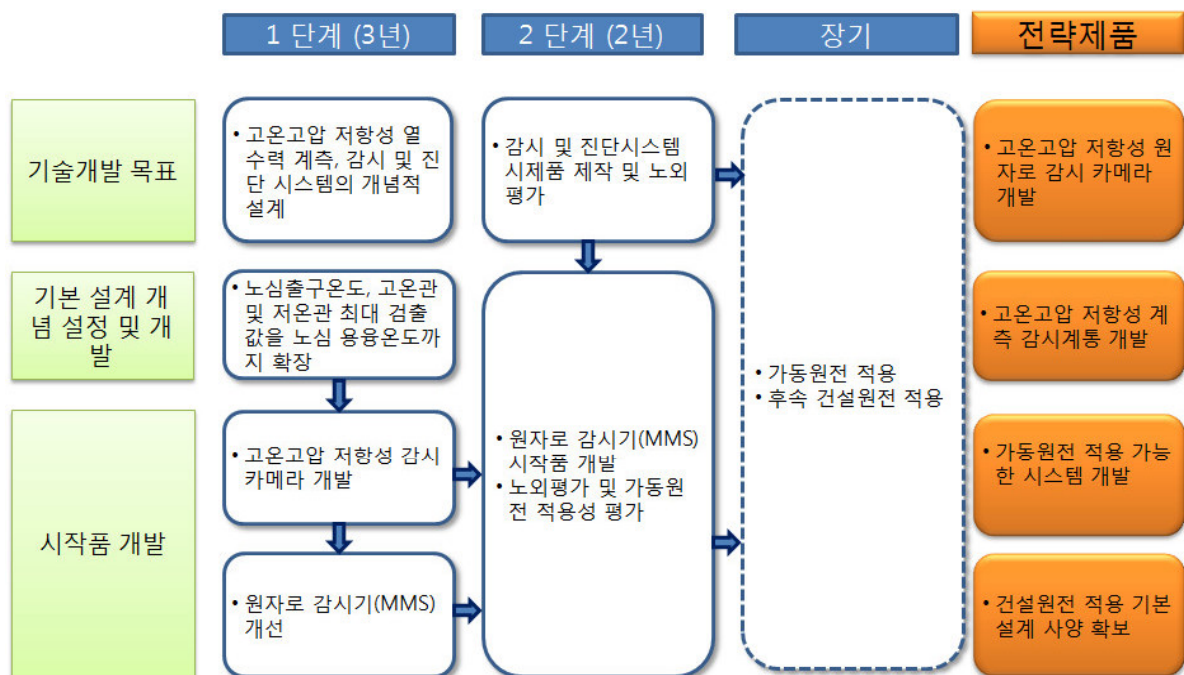
- 국내의 IT기술은 세계적 수준이며, 또한 타 산업에서 이용하고 고온고압 센서 기술이 상당한 수준이므로 이들을 잘 접목할 경우에는 원전의 중대사고 관리 용으로 고온고압 저항성을 가진 감시 및 진단 시스템을 개발할 수 있음.

☐ 미래동향 예측

- 후쿠시마사건 이후 원전 신규 도입국들은 중대사고 대처설비 혹은 관리시스템을 요건화 할 가능성이 증가할 것임. 따라서 중대사고를 감시 및 관리하는 시스템을 개발하여야 한국형 노형의 세계적인 기술 경쟁력을 확보할 수 있음.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구방식.
 - 1단계(3년): 고온고압 저항성을 가진 열수력 계측, 감시 및 진단 시스템의 개념적 설계.
 - 2단계(2년): 고온고압 저항성을 가진 열수력 계측, 감시 및 진단시스템 시제품 제작 및 노외 평가.
 - 최종목표: 가동원전에 적용 가능한 고온고압 저항성을 가진 열수력 계측, 감시 및 진단 시스템의 설계와 시제품을 제작하여 노외에서 평가.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 노심출구온도, 고온관 및 저온관 최대 검출값을 노심 용융온도까지 확장(기준 섭씨 1230도)시킨 계측 시스템 개발.
- 노심 내 열수력 거동(수위, 압력 등)을 직관적으로 확인할 수 있는 고온고압 저항성 감시 카메라 개발.
- 노심 냉각상태를 진단할 수 노심 열수력 상태 감시기 개발 및 과냉각 감시기(SMM)의 개발.

- 개발 계측 시스템의 시제품 제작.
- 개발 계측 시스템의 노외 평가 및 가동원전 적용성 평가.

2) 가동원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통 설계기술

□ 기술의 정의

- 능동형 안전계통 위주인 가동원전에 피동형 안전계통을 추가하여 노심손상 빈도를 저감할 수 있는 기술 개발.
- 개발된 피동형 안전계통을 기존 능동 안전계통과 연계하여 노심 손상 빈도를 획기적으로 저감하는 최적 설계 개념 연구.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 능동형 안전계통 개념의 가동원전 다수 운영 및 원전 건설 중.
- APR1400 수출 성공 등 능동형안전계통 설계 안전성 입증.
- APR+ 설계 시 2차 측 피동안전계통 설계 완료.
- 명품원전 설계 시 1, 2차 측, 격납건물 피동냉각계통 설계 추진.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국의 AP600, AP1000은 피동냉각계통 채택.
- 중국의 경우, AP1000을 바탕으로 CAP1400 개발 추진 중.

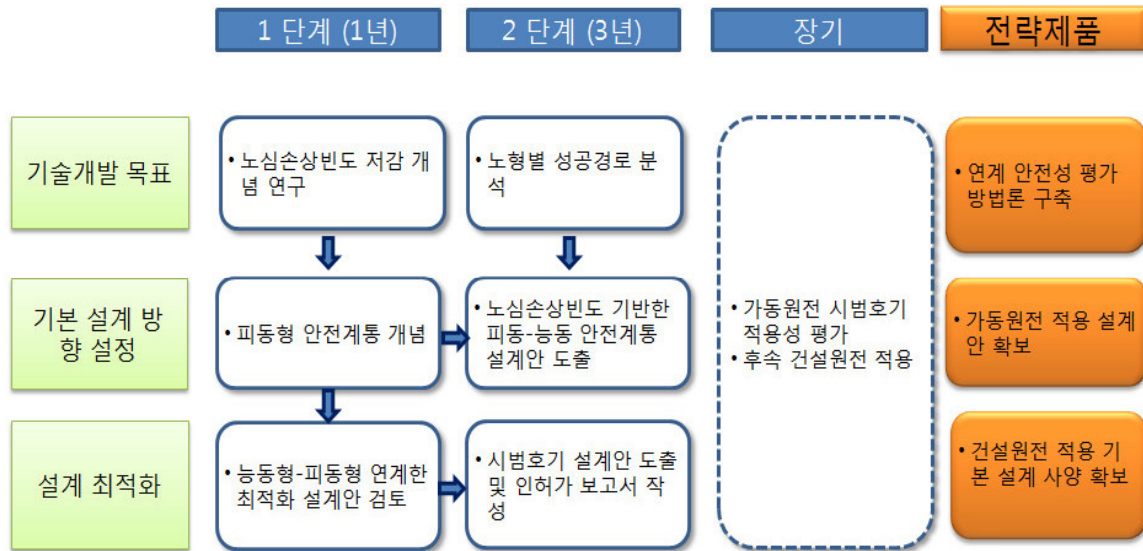
□ 미래동향 예측

- 세계 각 원전 보유국에서는 후쿠시마 사고 후속대책으로 가동원전에 대한 스트레스 테스트를 완료하여 후속 안전성 취약 부분에 대하여 안전성 강화를 위한 설비개선을 추진 예정.
- 후쿠시마 원전 사고 이전까지만 해도 원전 건설은 경제에 초점이 맞춰졌으나, 향후 건설될 원전은 경제성뿐만 아니라 안전성 측면이 부각 될 것으로 판단되며, 피동냉각 개념이 다수 포함된 원전(예, AP1000)이 원전건설 시장에서 경쟁력을 가질 수 있을 것으로 예측됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구방식.

- 1단계(1년): 노심손상빈도 획기적 저감 개념 연구.
- 2단계(3년): 노형별 success path 분석 및 피동-능동 안전계통 설계.
- 최종목표(1년): 노형별 시범호기 최적안전계통 설계안 도출 및 인허가.세부기술의 구성 및 주요 내용



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 통합 피동안전계통 개념 연구(1차 측, 2차 측, 격납건물).
- 중대사고 진입방지 success path 분석 및 노형별 적용 타당성 연구.
- 노형별 개념설계 및 시범호기 상세설계.
- 통합 피동안전계통 설계 인허가.

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

- 과학기술적 성과.
 - 고온고압 저항성 가진 원자로 열수력 계측 및 진단 시스템 구축.
 - 가동 중인 원전의 중대사고 진입방지 및 중대사고 진입 최소화에 따른 획기적 안전성 증진.
 - 열수력학적 계통 코드, 중대사고 코드, 격납용기 열수력 코드 연계 체계 구축.
 - 계통코드 기반 설계기준초과사고 종합분석 도구.
- 경제사회적 성과.

- 가동 중인 원전의 중대사고 관리 신뢰성 향상으로 원전에 대한 대국민 불안감 해소할 수 있음.
- 원전에 대한 극한사고 대처 성능을 향상하여 안전성 제고 및 이에 따른 국민들과 원전 주변 지역민들에게 원전에 대한 불안감 해소.
- 가동 중 원전의 실질적 안전성 증진을 통하여 후쿠시마 원전사고 이후 원전 안전성에 대한 사회적 수용성 제고.

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
열수력 계측, 감시 및 진단 시스템 개발	10	10	10	20	20	70	0	0	70
가동원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통 기술	40	40	40	40	50	210	100	0	310

○ 연구개발 인력

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
열수력 계측, 감시 및 진단 시스템 개발	5	5	5	10	10	35	10	0	45
가동원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통 기술	10	10	10	20	20	70	20	0	90

○ 연구개발 인프라

- 가동 중인 원전의 중대사고 관리방안 개선 및 중대진입방지 및 중대사고 진입 최소화물리 분야별 시뮬레이션 기술을 융합하여 과학적 지식 기반의 첨단 원전 시뮬레이션 기술을 개발함으로써 국제 원자력 안전해석 기술을 선도.

□ 기대효과 및 파급효과

○ 설계기준초과 상황에 대한 관리의 정확성, 신뢰성 확보.

- 고온고압 저항성 감시 카메라 개발로 직관적 감시 시스템 구축.
- 미래원전 및 가동원전 중대사고시 계측 감시 시스템 개선.
- 기존 계측 시스템의 혁신적 업그레이드 가능.
- 타 분야와의 협업 및 융합을 통한 시너지 효과 기대.

○ 가동 원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통 최적화.

- 피동안전계통 개념을 도입하여 가동원전의 중대사고 진입 확률을 최소화하고 노심손상빈도를 크게 저감하여 실질적인 안전성을 제고함.
- 가동원전 적용 시 가동원전의 안전성 개선으로 원전 대중 수용성을 제고하고, 해외원전 수출 주력노형인 APR1400 적용 시 국제경쟁력 제고.
- 가동 중 원전에 대한 사고 관리 신뢰성 증진 및 안전성 제고를 통하여 원전 주변 지역민 및 국민들의 원전 불안감 해소 및 사회적 수용성 제고.

5.1.4 원전 최적화 및 경쟁력 향상 기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 해외수출 시장에서 경쟁력과 원전의 전력생산 유연성을 확보하기 위해 원전의 국부주파수운전제어에 관한 성능요건을 개발할 필요가 있음.
- 국내에서 국부주파수운전제어에 대한 가능성을 평가한바 있으나 관련 기술이 구체화되지 않았으며, 일부 해외에서는 이를 설계요건으로 요구.
- 결정론적 안전해석, PSA, 중대사고 해석 등 제반 안전성평가가 설계 후 원전의 안전성 확인을 중심으로 개별적으로 수행되어 설계 초반에 필요한 전반적인 안전성 향상과 안전기능의 최적화를 위한 능력이 취약함.
- 설계 초기에 종합적인 안전해석을 기반으로 설계기준의 정립과 안전기능요건 수립을 체계적으로 수행할 수 있는 설계프로세스 정립 필요.

□ 기술개발 필요성

- 원전의 해외 수출을 위해 도입국의 설계요건으로 요구되는 국부주파수제어 운전 기술을 확보하여 수출 경쟁력을 제고할 필요.
- 국내 가동중인 원전에 대해 국부주파수제어운전을 적용하여 관련 기술을 확보하고, 원전의 해외수출시 국내의 국부주파수제어운전 경험을 활용.
- 국내 전력망 운용 측면에서도 장기적으로 자연 현상에 의존적인 태양열 및 풍력 등 재생 가능한 에너지원 확대에 따라 원전의 주파수제어운전 능력 확보가 필요.
- 신규원전의 안전성 강화와 설계기준의 확장으로 해외에서 종합적이고 체계적인 설계절차를 요구하는 바, 국제 환경 변화에 맞춰 설계 선행 업무로 종합 안전해석 기반 설계절차 개발이 필요.
- 대규모 설계변경이 수반되거나 신형 원전을 개발하는데 안전성 목표를 달성하기

위해 종합적인 안전해석이 선행되어야 하며 이를 바탕으로 기능별 설계요건의 수립이 필요.

- 아울러 설계의 취약성을 보완하기 위한 확대설계기준(EDC)이 확대 적용되는 추세이며 이를 위해 종합적인 안전해석 결과를 바탕으로 설계에 고려될 EDC를 선정하는 방법의 개발이 필요.

나. 세부기술 내용

1) 원전 국부주파수제어운전 적용기술 개발

☐ 기술의 정의

- 원전의 국부주파수제어운전을 위한 설계 및 평가 기술.
 - 국부주파수제어운전에 따른 원전의 운전 영향 평가 기술.
 - 원전의 국부주파수제어운전 적용을 위한 인허가 기술.
- 다단계 국부주파수제어운전 적용 기술.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 주파수제어 운전에 대한 계통 능력 평가 수준의 연구업무는 수행되었으나 실질 적용 단계의 연구 경험은 없음.
- OPR1000 및 APR1400 노형에 대한 국부주파수제어운전 능력 평가를 수행하였으나 상세 설계영향 평가는 이루어지지 않음.
- APR+ 공통핵심기술개발에서 국부주파수제어운전을 포함한 설계를 수행하였으나 실제 적용을 위한 기술수준은 미흡.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 해외 원전 수출에 발주자 요건으로 전력생산의 유연성 확보를 위해 원전의 국부주파수운전제어를 성능요건으로 요구.
- AREVA사는 국부주파수제어운전을 포함한 부하추종운전 경험이 풍부하고 실제 운전 적용.

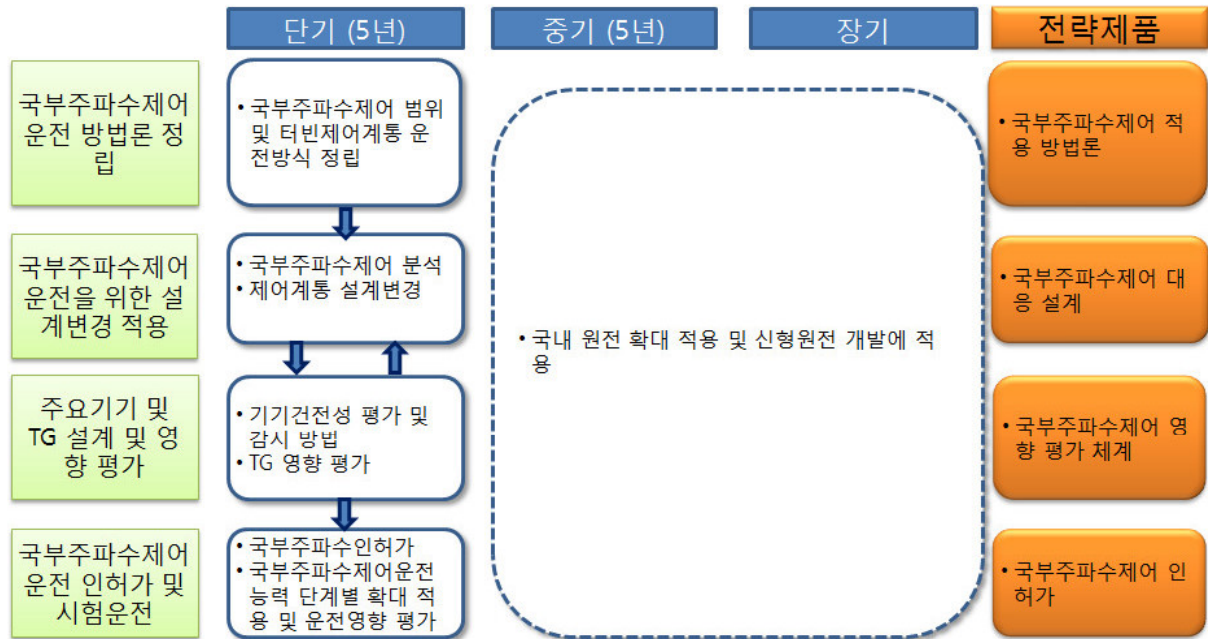
☐ 미래동향 예측

- 해외 시장에서 원자력 발전을 포함한 전력망 운용의 유연성을 향상시키기 위해 국부주파수제어운전 적용에 대한 요구가 확대될 전망.

☐ 기술개발 수행체계

○ 산업체주도 개발.

- 1단계(3년) : 국부주파수제어운전을 위한 설계변경 및 인허가.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 국부주파수제어운전 방법론	• Grid 요건 분석 • 터빈제어계통 운전 연계	• Grid 및 터빈제어 연계 국부주파수제어운전 방법론
• 국부주파수제어운전을 위한 설계 변경	• 국부주파수제어 분석 • 제어계통 설계변경	• 국부주파수제어운전을 위한 설계 변경 및 평가 방법론
• 주요기기 및 TG 설계 및 영향 평가	• 기기건전성 평가 • TG 영향 평가	• 기기 건전성 평가 및 감시 방법론 • TG 영향 평가 기술
• 국부주파수제어운전 인허가 및 시험운전	• 국부주파수제어 운전 인허가 • 국부주파수제어운전 범위 단계별 확대 적용 및 운전 영향 평가	• 국부주파수제어운전 운전영향 평가기술 • 국부주파수제어운전 다단계 인허가 방법론

2) 종합안전해석 기반 설계프로세스 정립

□ 기술의 정의

- 고유의 설계기준사건과 발생빈도 평가 기술.
- 위험도 정보를 고려한 확대설계조건 설정 기술.
- 종합적 안전해석 결과에 기반을 둔 안전기능에 대한 상위 요건 수립 기술.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 지금까지 원전 건설에 결정론적 안전해석, 확률론적 안전성평가, 중대사고 해석은 설계에 대한 안전성 확인이 주된 역할로 안전기능 설계에 필요한 종합적인 요건 기능은 미흡.
- 설계의 취약성을 보완하기 위한 확대설계조건(EDC)가 확대 적용되는 추세이나 이에 필요한 안전해석 결과 적용 기술은 부족한 상황.
- 기술도입에 의존한 원전기술 확보로 체계적이고 논리적인 안전해석기반 설계 절차와 기술은 부족한 상황.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

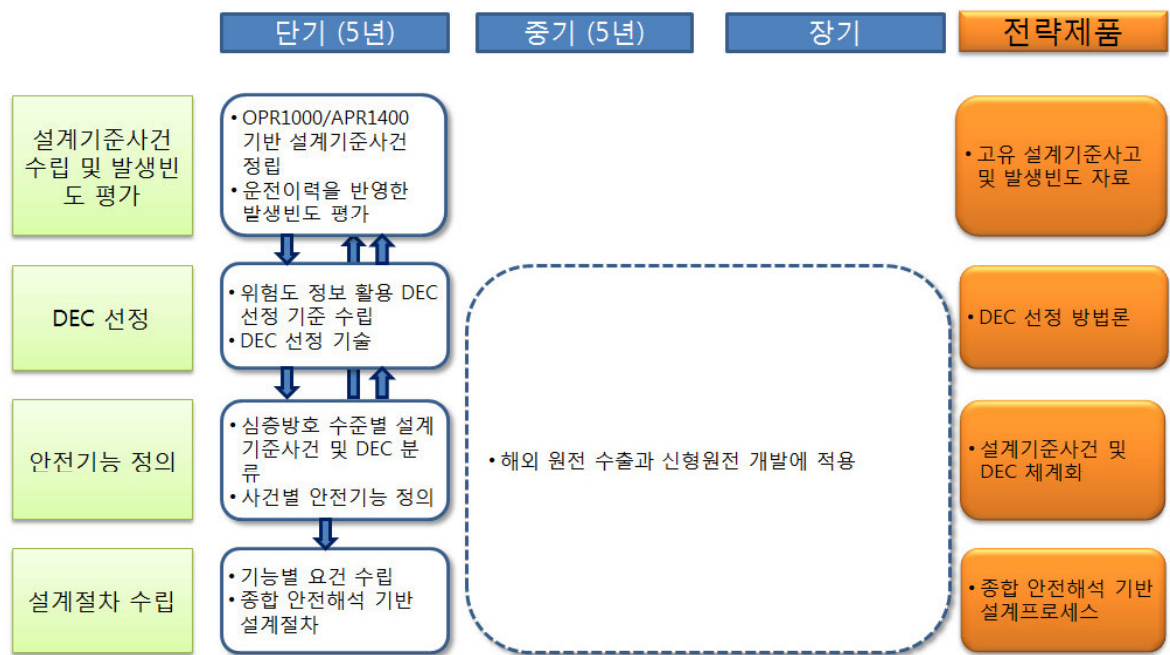
- 자체 기술로 원전을 개발해온 미국 및 프랑스는 안전성 관련 설계요건 수립에 체계적이고 논리적인 프로세스를 적용할 수 있는 기반을 확보하고 있음.

□ 미래동향 예측

- 원전의 안전성 강화를 위해 많은 규제요건이 강화되거나 신규 적용됨에 따라 이를 체계적으로 적용할 수 있는 설계기술 필요.
- 설계의 취약성을 보완하기 위한 확대설계조건(EDC)가 확대 적용될 것으로 예상되어 이를 설계에 적용하는 기술이 필요.

□ 기술개발 수행체계

- 산·연 공동연구 체계.
 - 1단계(3년) : 종합 안전해석 기반 설계프로세스 정립.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 고유 설계기준사고 및 발생빈도 평가 	<ul style="list-style-type: none"> 국내 원전의 운전이력을 고려한 설계기준사고 수립 이와 관련된 발생빈도 평가 	<ul style="list-style-type: none"> 설계기준사고 선정 기술 발생빈도 평가 기술
<ul style="list-style-type: none"> EDC 선정 기술 	<ul style="list-style-type: none"> 위험도 정보를 활용한 EDC 선정 EDC 선정을 위한 기술 정립 	<ul style="list-style-type: none"> EDC 개념 정립 및 EDC 선정 기술
<ul style="list-style-type: none"> 안전기능에 대한 최상위 요건 수립 	<ul style="list-style-type: none"> 종합적 안전해석 기반 안전기능 선정 안전기능별 요건 수립 체계적인 설계절차 수립 	<ul style="list-style-type: none"> 종합적 안전해석 기반 설계절차 확립

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과.

- 원전 국부주파수제어운전 기술 확보.
- 결정론적 안전해석 기술과 PSA를 종합한 설계절차 개발로 고유 설계기술 강화.

○ 경제사회적 성과.

- 국내 원전의 국부주파수제어운전 능력 확보에 따른 전력망 운영의 유연성 증대.

- 체계적이고 논리적인 프로세스를 적용한 포괄적인 안전성 향상.
- 원전 수출에 필요한 기술적인 국제경쟁력 향상.

☐ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
원전 국부주파수제어운전 적용기술 개발	10	10	10	0	0	30	0	0	30
종합안전해석 기반 설계 프로세스 정립	20	20	20	0	0	60	0	0	60

○ 연구개발 인력

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
원전 국부주파수제어운전 적용기술 개발	5	5	5	0	0	15	0	0	15
종합안전해석 기반 설계 프로세스 정립	10	10	10	0	0	30	0	0	30

○ 연구개발 인프라

- 원전 성능해석코드, 안전해석 코드, PSA 분석 코드, 중대사고 해석 코드, 노심분석 코드.
- 원전 운전이력 자료.
- 안전해석, PSA 전문인력 및 설계 전문 인력.

☐ 기대효과 및 파급효과.

- 국내 원전의 국부주파수제어운전 능력 확보에 따른 전력망 운영의 유연성 증대.
- 국내 고유의 안전성 중심 설계 논리 및 절차 확보.
 - 체계적인 안전해석 기반 절차 적용을 통한 안전성 강화.
 - 신형원전 개발에 확대 적용.
- 국제적인 기술경쟁력 강화

5.1.5 예상성과 및 기대효과

- ☐ 「가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램」을 성공적으로 추진, 필

요한 미래기술을 확보함으로써 예상되는 성과

- 원자력 설비(RCS 및 SSC)의 성능 향상 기술과 관련해, 증기발생기 성능 및 안전성 향상기술 개발, 증기발생기 슬러지 저감기술 개발, 원자로 가압열충격 평가기술 개발 등 선진 기술의 확보로 원전의 장기운전성능을 향상.
- 운전 성능 및 안전성 향상 기술과 관련해, 열수력 계측, 감시 및 진단 시스템 개발, 가동원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통 설계 기술 개발 등 첨단 기술의 확보로 원전의 계속운전 안전성을 향상.
- 원전 최적화 및 경쟁력 향상 기술과 관련해, 원전 국부주파수제어운전 적용 기술 개발, 종합안전해석 기반 설계프로세스 정립 등 선진 최적화 기술의 확보로 해외 수출 경쟁력을 제고.
- 또한, 이러한 미래기술의 확보를 통해 원전의 최적화 설계, 경쟁력 있는 한국형 원전개발로 경제사회적 성과도 예상.

□ 기대효과 및 파급효과

- 국내 가동 및 건설 원전의 안전성 향상은 우리나라 원전 고유의 원천기술 확보, 미래 에너지원으로서 원자력의 지속적 성장, 해외 원자력 수출 경쟁력을 향상시킬 것으로 기대.
- 특히, 「가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램」은 우리나라 가동 및 건설원전의 밀도가 세계 최고 수준인 상황에서 지역주민 및 사회의 최대 현안과 직결되는 프로그램으로 관련 미래기술의 확보는 국민 안심에 크게 기여
- 또한, 본 프로그램을 통해, 국내 원전의 운전경험 자료, 안전 및 설계 해석 코드, 평가 방법론, 실험설비 및 측정기술, 산·학·연 우수인력 양성 등 다양한 연구개발 인프라 확충의 효과.

5.2 안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램 (SAMP)

5.2.1 개요

□ 「안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램」은 다음 3개의 중분류 단위로 구분

- 원자력 시스템 해석 기술
- 원자로건물(Containment) 및 사용후핵연료저장조(SFP) 해석 기술
- 안전현안 및 안전여유도 평가 기술

□ 원자력 시스템 해석 기술

- 원자력 시스템 해석 기술은 원전의 정상상태 및 과도/사고상태 (Transient and Accident Analysis)에서 계통의 열수력 거동을 분석하는 기술로서 해석용 전산코드, 해석 방법론, 사고 시나리오 등의 요소기술로 구성되며, 이 분야는 우리나라가 세계 최고 수준에 올라 있음.
- 그러나 미래 원전 시스템 해석기술은 분야간 이질적인 코드체계를 통합 해석하는 기술 (예, 노심-계통-격납건물의 통합코드), 다차원 해석능력을 가진 정밀코드 기반의 해석방법론, 사고 전 시나리오를 빠르고 정확하게 예측하는 해석기술 등이 원전 안전성 제고를 위해 요구되고 있는 실정.
- 이와 관련, 세계를 선도하는 안전해석 분야의 미래 확보기술로서 다음 5가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을 제안
 - 다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발 및 검증 기술
 - 비냉각재상실사고 최적해석 방법론 개발
 - 전 범위 냉각재상실사고(LOCA) 최적평가 모델 개발
 - 3차원 SPACE 코드 기반 안전해석체계 개발
 - 중수로 안전해석 방법론 개발

□ 원자로건물 및 사용후핵연료저장조(SFP) 해석 기술

- 일본 후쿠시마 사고는 사고상황에서 방사성 물질의 환경으로 유출을 제한하기 위해 원자로 계통뿐만 아니라 원자로건물(Containment)과 사용후핵연료저장조(SFP)의 건전성을 확보하는 기술이 안전성에 중요하다는 교훈.
- 이와 관련, 원자로건물 및 사용후핵연료저장조의 안전성 향상을 위해 미래 확보기술로서 다음 3가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을

제안.

- 원자로건물 통합해석 방법론 개발
- 원자로건물배기여과계통(CFVS) 방사성물질 제거 방법 및 평가 기술
- 사용후핵연료저장수조(SFP)의 안전성 향상 기술

□ 안전현안 및 안전여유도 평가 기술

- 일본 후쿠시마 사고는 설계기준을 초과하는 외부사건(지진, 해일 그리고 침수)에 기인한 복합사고로서 다양한 분야의 안전 현안, 다중고장사고 (Multiple Failure Events), 단일부지내 다수호기사고 (Multi-Unit Accidents) 등, 향후 해결해야 할 많은 과제를 남김.
- 특히, 기존의 안전성 평가 방법 및 수단의 한계성을 극복하기 위한 향상된 평가 기술을 요구하고 있으며, 여기에는 사고해석 대상의 확대 (예, 설계기준초과 외부사건에 대한 평가), 복합사건에 대한 대응 강화 (예, 다중고장사건에 대한 평가), 결정론적 해석방법과 확률론적 해석방법을 연계한 안전여유도 평가기술의 활용, 실제적이고 최적의 해석기술 등을 요구.
- 이와 관련, 우리나라가 세계를 선도하는 안전성 평가 기술력을 구축하기 위한 미래 확보기술로서 다음 4가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발 할 것을 제안.
 - 다차원 예측기술 적용 원전 안전여유도 평가 및 개선 기술
 - 안전해석 현안해결 기술
 - 다중고장사고 현안 연구
 - 다수호기사고 현안 연구

5.2.2 원자력 시스템 해석 기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 원자력 시스템 해석 기술은 사고 시 원전의 전체적인 거동을 분석하여 원전의 안전성을 확보하는 데 사용되는 기술로서, 크게 분석 도구인 전산코드에 관한 기술과 전산코드의 적용 및 운용 방법을 내용으로 하는 방법론 기술로 구분할 수 있음.
- 현재 국내의 원자력 시스템 해석 기술은 사고별로 다른 전산코드 또는 방법

론을 적용하기 때문에 원전 안전성 분석의 효율성이 낮고, 분석 결과가 지니는 보수성의 크기도 사고별로 달라서 전체 안전해석을 관통하는 철학적 일관성이 부족함.

- 예로, 냉각재상실사고(소형-대형)와 비냉각재상실사고로 구분되는 설계기준 사고를 통합해 다룰 수 있는 전산코드나 불확실도 정량화 방법의 개발이 필요.
- 또한, 원자로 노심의 핵적 거동과 원전의 열수력적 거동의 상호 영향을 정확히 반영하지 못하거나, 사고 시 원자로용기 내에 발생하는 다차원 이상 유동을 정교하게 예측할 수 없는 등, 현재 시스템 해석 전산코드의 한계를 극복하기 위한 연구가 필요함.
- 원전 설계국의 기술을 도입, 수정 후 활용하는 수준인 중수로 시스템 해석 기술을 개선하여 후쿠시마 원전 사고 이후 국제적으로 강화된 최신의 기술 기준을 충족시킬 수 있는 안전해석 방법론을 구축하여야 함.
- 다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발 및 검증 기술
 - 핵연료 연소도 증가에 따라 반응도인가사고 관련 안전성 관심 증가하므로, 관련 사고 해석의 정확도 제고가 필요.
- 비냉각재상실사고 최적해석방법론 개발
 - 관련 규제요건 강화로 주급수관파단사고와 같은 비냉각재상실사고의 과압 관점 안전 여유도가 현저히 낮아짐. 기존의 보수적 해석 방법론을 최적 해석 방법론으로 대체할 필요성이 제기됨.
- 전 범위 냉각재상실사고 최적평가모델 개발
 - 최적평가모델을 적용하는 대형 냉각재상실사고와는 달리 보수적 평가모델을 적용하는 소형 냉각재상실사고의 안전 여유도가 지나치게 작을 뿐만 아니라, 동종의 사고에 대해 파단 크기에 따른 별도의 평가 모델을 적용하는 것은 효율적이지 못함.
- 3차원 SPACE 코드 기반 안전해석체계 개발
 - 기존 1차원 계통 코드를 적용한 안전해석 방법론은 다차원 유동 해석이 불가능하여 불필요한 보수성을 내포하고 있음. 3차원 SPACE 코드를 적용한 안전해석 방법론 개발을 통해 안전해석 예측정확도 제고가 필요.
- 중수로 안전해석 방법론 개발
 - 캐나다 CNSC에서는 최근 IAEA 국제 기준 및 경수로 요건을 반영한 최신 기술 기준 문서를 발행하였음. 이 문서는 신규 원전이 적용 대상이지만, 캐나다 원전 운영자는 가동 원전에 적용하기 위한 연구를 수행 중.

□ 기술개발 필요성

○ 다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발 및 검증 기술

- 핵연료 고연소도에 따른 반응도인가사고에 대한 안전성 우려가 높아짐.
- 반응도인가사고에 대한 예측 정확도를 높이기 위해서는 다차원 노심 동특성 코드와 계통 열수력 코드, 부수로 코드 등을 유기적으로 통합한 코드 체계가 필요함.
- 원전 수출을 위해서는 도입국 요건에 부합하는 원전의 운전 성능 및 안전 여유도 확인이 필요하며, 이를 위해 기존의 반응도인가사고 해석 방법을 선진화해야 함.
- 미국 Westinghouse, 프랑스 AREVA 등 주요 원전 공급자는 다차원 노심 안전 해석 코드 개발을 완료하고 설계 적용 단계에 있음.

○ 비냉각재상실사고 (Non-LOCA) 최적해석(Best Evaluation) 방법론 개발

- 복잡한 현상에 대한 정확한 이해를 통하여 결정론적 방법으로 부여한 과도한 보수성을 제거해야 함.
- 최적 해석을 통하여 실제 현상에 따른 안전성 저해요소를 파악하고, 필요한 부분에만 보수성을 부여, 불필요한 보수성을 제거함으로써 효율성을 증진시켜야 함.

○ 전 범위 냉각재상실사고 최적평가모델 개발

- 기존 소형 냉각재상실사고 해석이 보수적 방법론을 적용하여 수행됨에 따라 지나치게 보수적임. 대형 냉각재상실사고 해석에 최적 평가 모델을 적용함에 따라 소형 냉각재상실사고가 운전여유도 제한 사고가 될 가능성 높음.
- 파단 크기에 따라 다른 평가 모델을 유지, 개선, 활용해야 하므로 전체 냉각재상실사고 해석의 효율성을 저해.
- 해외 선진국 사업자는 전 범위 냉각재상실사고 최적 평가 모델을 개발 완료, 인허가 검토 진행 중.

○ 3차원 SPACE 코드 기반 안전해석체계 개발

- 기존의 안전 해석은 1차원 계통 코드에 의존, 원자로용기 노심 및 강수관, 상·하부 플레넘에서 발생하는 다차원 유동 해석에 한계.
- 개발 중인 3차원 SPACE 코드를 적용한 비냉각재상실사고 및 냉각재상실사고 안전 해석 체계를 개발함으로써 1차원 코드에 기반을 둔 안전 해석 체계의 한계를 극복, 안전 해석 체계의 정확성 및 신뢰성 제고 필요.

○ 중수로 안전해석 방법론 개발

- 강화된 신규 기술기준 문서는 국내 규제기관에서 원전의 적용성을 연구 중이며, 가동 원전의 주기적안전성평가(PSR)에서 안전성 개선사항으로 제기되고 있음.

- 중수로 원전의 안전성 향상을 위해 안전해석 방법론의 개선, 보완 및 설비 개선이 이루어져야하며, 이를 위해 사전 연구가 필수적임.

나. 세부기술 내용

1) 다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발 및 검증 기술

☐ 기술의 정의

- 3차원 과도상태 노심 동특성 코드 개발, 계통 열수력 코드 및 노심 열수력 부수로 코드와의 통합 프로그램 개발.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 고유 안전 해석 전산코드개발 (RETRAN/MASTER/TORC 통합 코드 개발) 등 기존의 노심 해석, 열수력 해석, 연료봉 해석, 계통 해석 코드를 연계한 다양한 연구가 진행된 바 있으나 상용화 되지 못하였음.
- 고유 노심 해석 및 안전 해석 코드의 개발이 완료되었으며 이 코드를 활용한 다차원 노심 안전 해석 코드 체계 개발이 가능함.
- 설계에 적용할 수 있는 안전 해석 기술 고유화를 위해서는 고유 코드의 융복합화와 설계에 사용할 수 있는 수준의 코드 체계 검증 및 방법론 인허가가 필요함.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- Westinghouse는 RETRAN/ANC-K/VIPRE (RAVE) 통합 코드를 개발하여 2003 년도에 인허가를 취득하였고 USNRC는 PARCS/TRACE를 연계한 코드를 개발하여 사용하고 있음.
- AREVA는 ARTEMIS/COBRA-FLX (ARCADIA) 통합 코드 체계를 개발하여 2013년 3월 USNRC 인허가를 취득하였으며 EPR 원전 설계에 적용함.
- MITSUBISHI는 TWINKLE-M/VIPRE-01M 통합 코드를 개발, US-APWR에 적용하여 USNRC 설계 인증 인허가 검토 중.

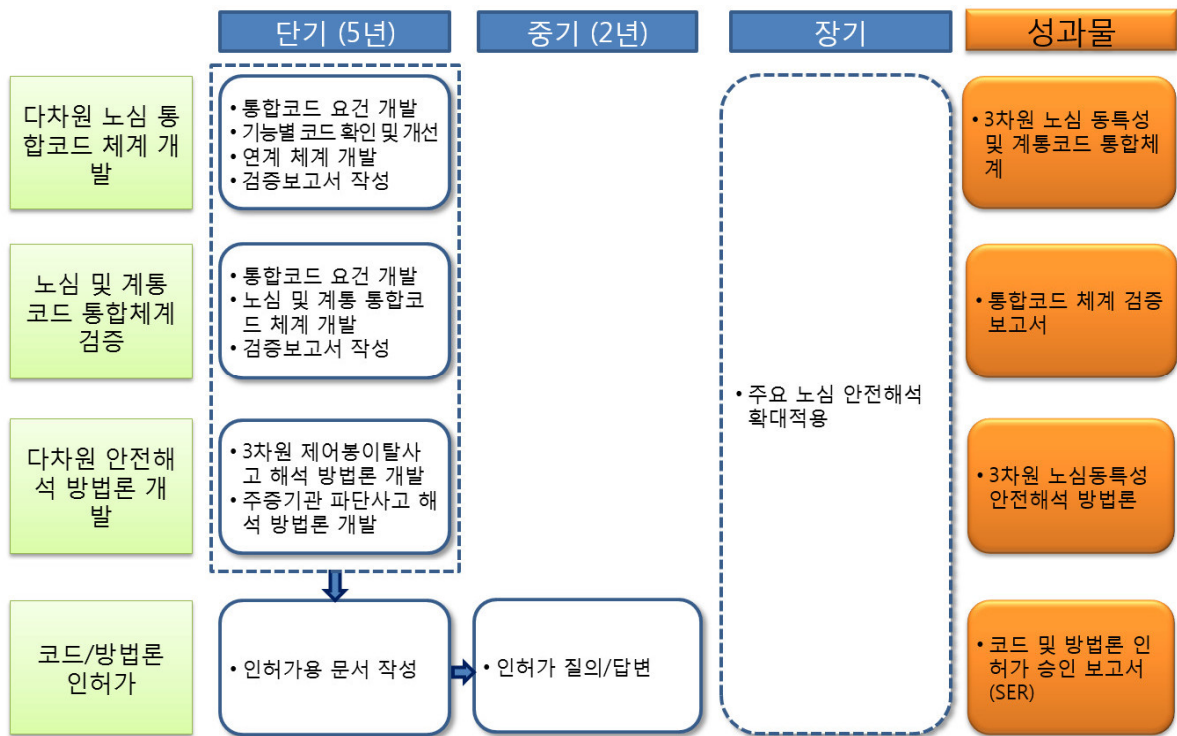
☐ 미래동향 예측

- 전산기의 발전에 따라 계통 열수력 코드, 노심 동특성 코드, 연료봉 성능 해석 코드, 노심 열수력 부수로 코드 등의 연계 또는 통합 계산 체계 개발이 가속화 될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

○ 산·학·연 공동연구

- 산·학·연 공동으로 코드 요건 및 V&V Matrix 정립
- 산·학·연 공동으로 코드 개발 및 코드 Verification 수행
- 산업계 주도로 코드 Validation 수행
- 산업계 주도로 사고 해석 방법론 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 다차원 노심 동특성 코드 개발 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 다차원 과도상태 동특성 코드 개발 개발된 코드의 확인 및 개선 	<ul style="list-style-type: none"> 다차원 노심 과도해석 기술 과도조건 연료봉거동 해석 기술
<ul style="list-style-type: none"> 다차원 노심 동특성 코드-계통 열수력 코드 통합 프로그램 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 이종 코드의 연계 계산 체계 개발 연계 계산 체계의 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 프로그램 연계 및 데이터 전달 기술 입력 및 출력 자동화 기술
<ul style="list-style-type: none"> 3차원 과도해석 방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 제어봉이탈사고 해석 방법론 개발 주증기관파단사고 해석 방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 사고조건 모사 기술 모델 불확실도 정량화 기술
<ul style="list-style-type: none"> 3차원 과도해석 방법론 인허가 문서 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 제어봉이탈사고 해석 방법론 특정기술주제보고서 작성 및 인허가 주증기관파단사고 해석 방법론 특정기술주제보고서 작성 및 인허가 	<ul style="list-style-type: none"> 규제 요건 부합성 평가 기술

2) 비냉각재상실사고 최적해석 방법론 개발

☐ 기술의 정의

- 냉각재상실사고 해석에 적용되고 있는, 불확실도 정량화를 수반하는 최적 방법론을 비냉각재상실사고에 적용하여 추가적인 안전 여유도를 확보, 최적 방법론을 모든 사고에 적용토록 요구하고 있는 유럽 국가로의 원전 수출에 대비하기 위한 기술.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에서 개발된 대형 냉각재상실사고에 대한 최적 방법론인 KREM은 기술 수준이 미국 및 유럽에서 개발된 방법론에 필적하나 비냉각재상실사고에 대해서는 개발 경험이 전무.
- 비냉각재상실사고에 적용하는 최적 방법론은 기술적인 내용에 있어서 냉각재상실사고에 적용된 것과 기본적으로 동일하므로, 국내외 규제 요건에 명시된 지침에 따라 체계적으로 개발될 경우 국제적으로 최적 안전 해석 분야에서 기술적으로 우위를 확보할 수 있는 좋은 기회임.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국 및 유럽에서는 냉각재상실사고에 대해 개발된 최적 방법론을 실제 발전소 설계를 위한 인허가 계산 및 증기발생기 교체, 출력 증강 및 기타 인허가 대상 설계 변경에 대한 인허가 계산에 적용하고 있으며, 방법론 개선에 대한 연구도 지속적으로 수행하고 있음.
- 독일에서는 특정 비냉각재상실사고에 대해 최적 방법론을 적용하여 가동 중 원전의 안전성을 검증하고 있으나, 전체 비냉각재상실사고에 적용하는 단계는 아님.

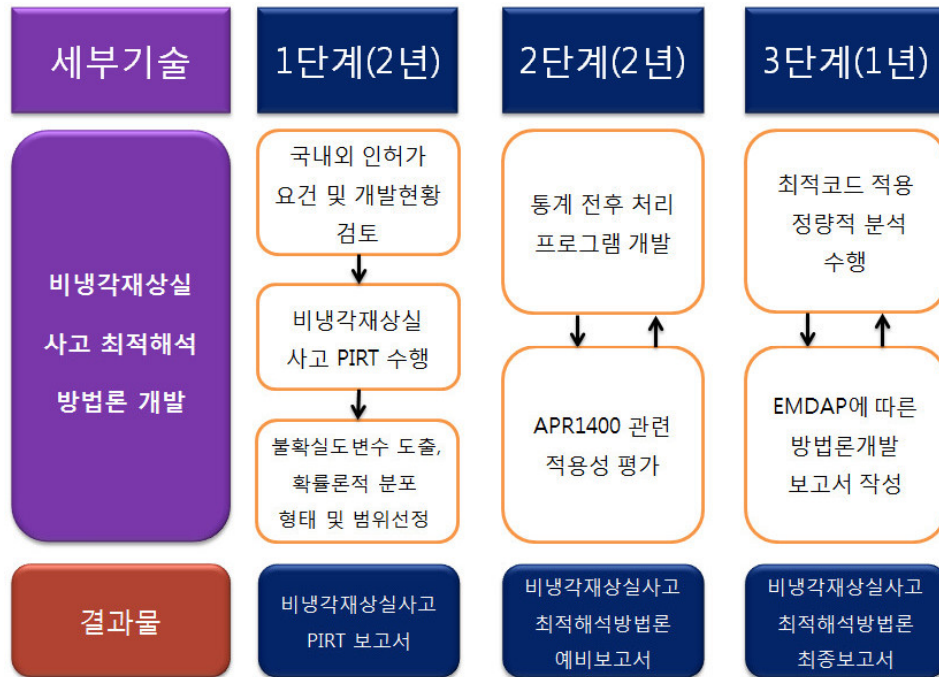
☐ 미래동향 예측

- 가동 원전의 설비 (증기발생기, 핵연료 등) 교체와 출력 증강과 같은 설계 개선 및 변경 관련 인허가시 추가적인 안전 여유도 확보로 인허가 취득이 용이해질 것으로 예상됨.
- 비냉각재상실사고를 포함한 전 사고 유형의 평가에 최적 해석 방법의 광범위한 적용을 인허가 요건으로 요구하고 있는 핀란드를 포함한 유럽국가에 원전을 수출할 때 유용하게 활용할 수 있을 것으로 예상됨.

☐ 기술개발 수행체계

○ 산·학·연 공동 연구

- 1단계(2년): 비냉각재상실사고 최적 해석 방법론 원형 개발
- 2단계(2년): 통계 전후 처리 프로그램 개발 및 APR1400 원전 적용성 평가
- 3단계(1년): 인허가성을 갖춘 비냉각재상실사고 최적 해석 방법론 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 사고별 PIRT 개발	<ul style="list-style-type: none"> • 사고별 시나리오 수립 • 사고별 주요 현상 선정 및 중요도 부여 	<ul style="list-style-type: none"> • 사고별 시나리오 정립 기술
• 사고별 불확실도 변수 선정 및 변위 설정	<ul style="list-style-type: none"> • PIRT에 상응하는 불확실도 변수 선정 • 최적 코드 검토를 통한 불확실도 변수 변위 설정 	<ul style="list-style-type: none"> • 운전 불확실도 변수 세트 • 코드 불확실도 변수 세트
• 비냉각재상실사고 실험 평가 계산	<ul style="list-style-type: none"> • 비냉각재상실사고 관련 실험에 대한 최적 계산 • 비냉각재상실사고 관련 실험에 대한 예측 정확도 또는 불확실도 정량화 	<ul style="list-style-type: none"> • 관련 실험 입력 • 예측 정확도 정량화 방법 • 해석 불확실도 정량화 방법
• 사고별 최적 계산 및 불확실도 정량화	<ul style="list-style-type: none"> • 설계기준 비냉각재상실사고 최적 계산 • 사고별 해석 불확실도 정량화 	<ul style="list-style-type: none"> • 해석 불확실도 정량화 방법

3) 전 범위 냉각재상실사고 최적평가 모델 개발

□ 기술의 정의

- 대형, 소형, 중형 파단 냉각재상실사고 모두에 적용할 수 있는 최적 평가 모

델 개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- RELAP5 기반 대형 냉각재상실사고 최적 평가 모델 적용 중.
- RELAP5 기반 소형 냉각재상실사고 보수적 평가 모델 적용 중.
- SPACE 기반 대형 냉각재상실사고 최적평가모델 개발완료, 인허가 검토 중.
- SPACE 기반 소형 냉각재상실사고 보수적 평가 모델 개발 완료, 인허가 검토 중
- SPACE 기반 소형 냉각재상실사고 최적 평가 모델 타당성 연구 진행 중.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- Westinghouse는 2010년 11월 FSLOCA™ Evaluation Model 개발 완료, 인허가 검토 중

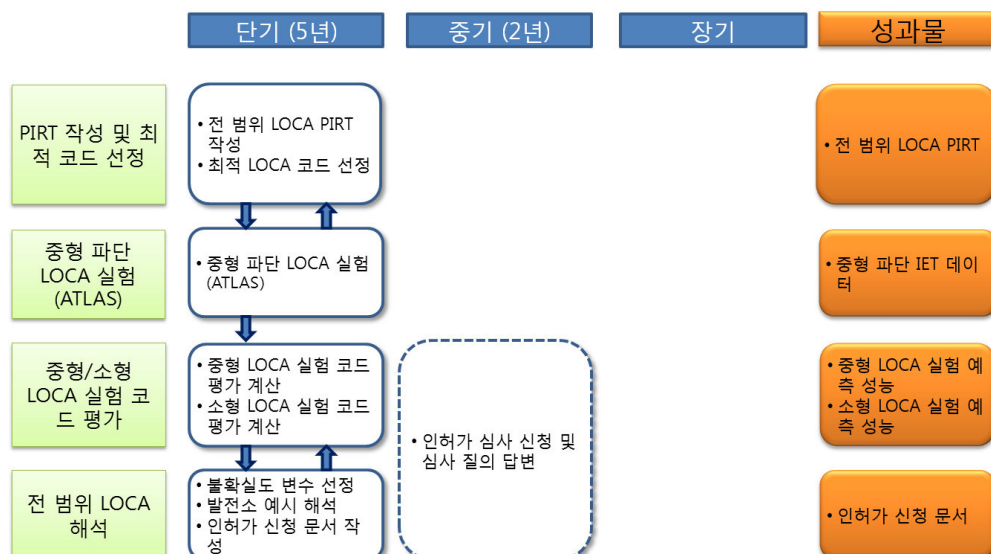
□ 미래동향 예측

- 파단 크기를 불확실도 변수의 하나로 취급하는 대형 냉각재상실사고에 대한 최적 방법론이 이미 전 세계적으로 적용되고 있으므로 대형 냉각재상실사고 최적 방법론을 소형 냉각재상실사고에까지 확장 적용하려는 시도가 기술 선진국을 중심으로 일반화될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

○ 산·연 공동 연구

- KAERI는 ATLAS 장치를 이용 중형 파단 냉각재상실사고 실험.
- 산업계는 코드 평가 계산 등 최적 평가 모델 개발.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 전 범위 냉각재상실사고 대상 PIRT 개발	• 중형 냉각재상실사고 PIRT 개발 • 소형 냉각재상실사고 PIRT 개발 • 전 범위 냉각재상실사고 PIRT 개발	• 파단 크기별 시나리오 정립 기술
• 최적 코드 선정	• 가용한 안전 해석 코드의 비교 분석	• 최적 코드의 수치적 안정성 및 정확성의 정량적 비교 기술
• 중형 LOCA ATLAS 실험	• ATLAS를 활용한 중형 냉각재상실사고 실험	• ATLAS 실험장치의 운영 기술
• 중형 LOCA 실험 평가	• 중형 냉각재상실사고 실험에 대한 코드 예측성능 확인	• 코드 예측성의 정량화 기술
• 소형 LOCA 실험 평가	• 중형 냉각재상실사고 실험에 대한 코드 예측성능 확인	• 코드 예측성의 정량화 기술
• 중형 및 소형 LOCA 불확실도 변수 선정	• 중형 및 소형 냉각재상실사고 예측에 필요한 불확실도 변수 선정, 변위 설정	• 불확실도 변수 민감도 분석 기술
• 전 범위 LOCA 해석	• 실제 원전에서의 예시 적용 및 인허가 신청 문서 작성	• 원전 해석 기술 • 인허가 문서 작성 기술

4) 3차원 SPACE 코드 기반 안전해석체계 개발

□ 기술의 정의

- 원전 계통 내 다차원 유동 해석 능력을 구비한 3차원 SPACE 코드를 적용한 냉각재상실사고 및 비냉각재상실사고 해석 기술.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 1차원 계통 코드인 RELAP5를 활용한 대형 냉각재상실사고 최적 방법론 개발 및 인허가 완료.
- 국산 원전 안전 해석용 계통 열수력 코드인 SPACE 코드 개발 완료, 1차원 유동 모델 기반 냉각재상실사고, 비냉각재상실사고 해석 방법론 인허가 추진 중.
- 3차원 SPACE 코드 개발 중.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 프랑스는 CEA를 중심으로 3차원 코드인 CATHARE3 코드 개발 추진 중.
- 미국은 INL 중심으로 기존의 최적 계통 열수력 코드인 RELAP5의 수치 해법을 획기적으로 개선한 RELAP7 코드 개발 추진 중.
- 중국은 COSINE 프로젝트를 통해 자체 안전 해석 코드 개발 추진 중.

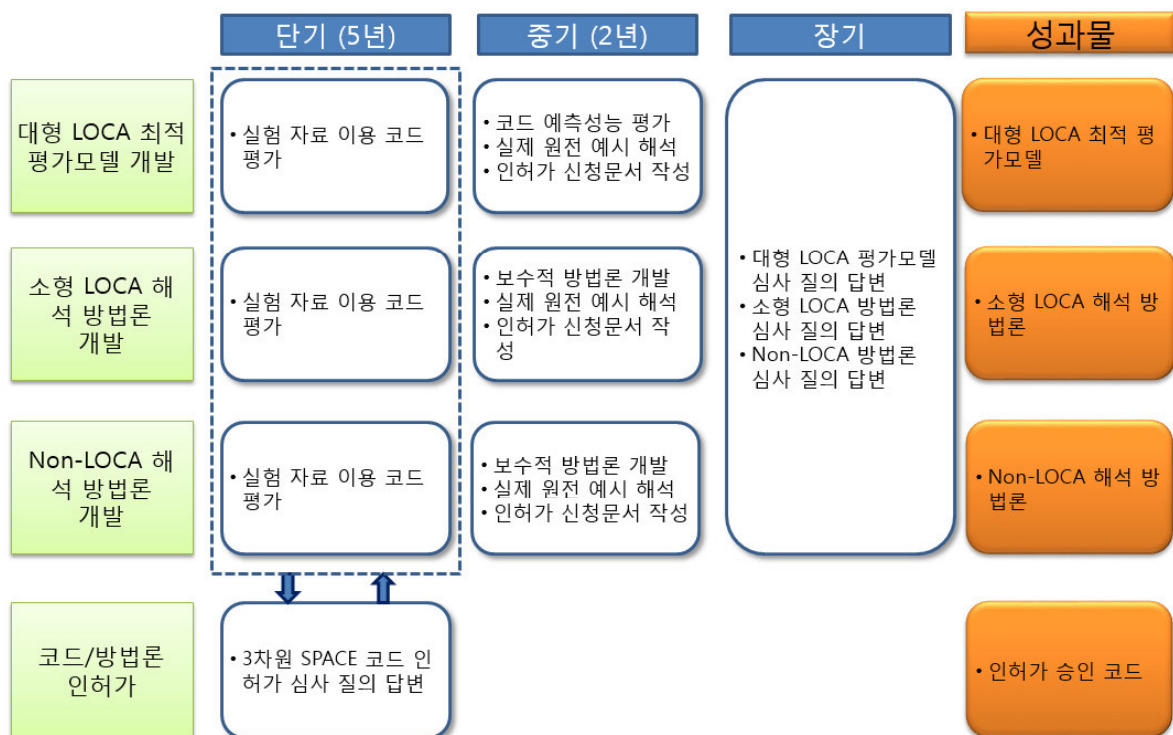
□ 미래동향 예측

- 전산기의 발달과 관련 해석 기술의 발달로 인해, 기존 기술 선진국과 후발 기술 진입국간에 새로운 안전 해석 코드 및 설계 적용 체계 개발 경쟁이 가속화 될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

○ 산·연 공동연구

- SPACE 개발 기관(산·연)은 3차원 SPACE 코드 인허가 심사 질의 답변
- 산업체는 평가 모델 및 방법론 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 3차원 SPACE 코드 인허가	<ul style="list-style-type: none"> • 인허가 문서 작성 • 인허가 심사 질의 답변 	• 인허가 문서 작성 기술
• 3차원 SPACE 코드를 적용한 대형 LOCA 최적 평가 모델 개발	<ul style="list-style-type: none"> • 대형 LOCA 관련 실험 평가 계산 • 대형 LOCA 관련 실험 데이터 커버링 확인 • 대형 LOCA 관련 스케일 바이어스 평가 • 실제 원전예의 예시 적용 및 인허가 문서 작성 	<ul style="list-style-type: none"> • 대형 LOCA 관련 실험 장치의 3차원 모델링 및 분석 기술 • 3차원 SPACE 코드 예측의 스케일 왜곡 가능성 분석 기술
• 3차원 SPACE 코드를 적용한 소형 LOCA	<ul style="list-style-type: none"> • 소형 LOCA 관련 실험 평가 계산 • 초기 및 경계조건, 보수적 모델링 	• 소형 LOCA 관련 실험 장치의 3차원 모델링

해석 방법론 개발	<ul style="list-style-type: none"> • 방법론 개발 • 원전에 예시 적용 및 인허가 문서 작성 	및 분석 기술
<ul style="list-style-type: none"> • 3차원 SPACE 코드를 적용한 비냉각재상실사고 해석 방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> • 비냉각재상실사고 관련 실험 평가 계산 • 초기 및 경계조건, 보수적 모델링 방법론 개발 • 실제 원전에서의 예시 적용 및 인허가 문서 작성 	<ul style="list-style-type: none"> • 비냉각재상실사고 관련 실험 장치의 3차원 모델링 및 분석 기술
<ul style="list-style-type: none"> • 코드 및 방법론 인허가 취득 	<ul style="list-style-type: none"> • 3차원 SPACE 코드 심사 Q&A • 대형 LOCA 최적평가모델 심사 Q&A • 소형 LOCA 해석 방법론 심사 Q&A • 비냉각재상실사고 해석 방법론 심사 Q&A 	<ul style="list-style-type: none"> • 인허가 문서 작성 기술

5) 중수로 안전해석 방법론 개발

☐ 기술의 정의

- 중수로 원전 신규 규제 요건 적용성을 평가할 수 있는 기술.
- 신규 규제 요건의 적용이 예상되는 중수로 원전의 안전 해석 방법론 및 원전 시범 적용 해석 기술.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 원전 기술 보유국인 캐나다의 전산코드를 도입 활용하고 있음.
- 캐나다 안전 해석 방법론의 국내 원전에서의 적용 기술 보유하고 있음.
- 캐나다 최신 기술 기준의 국내 반영 방안을 연구하고 있음.
- 신규 규제 요건을 반영한 안전 해석 방법론은 현재 없음.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

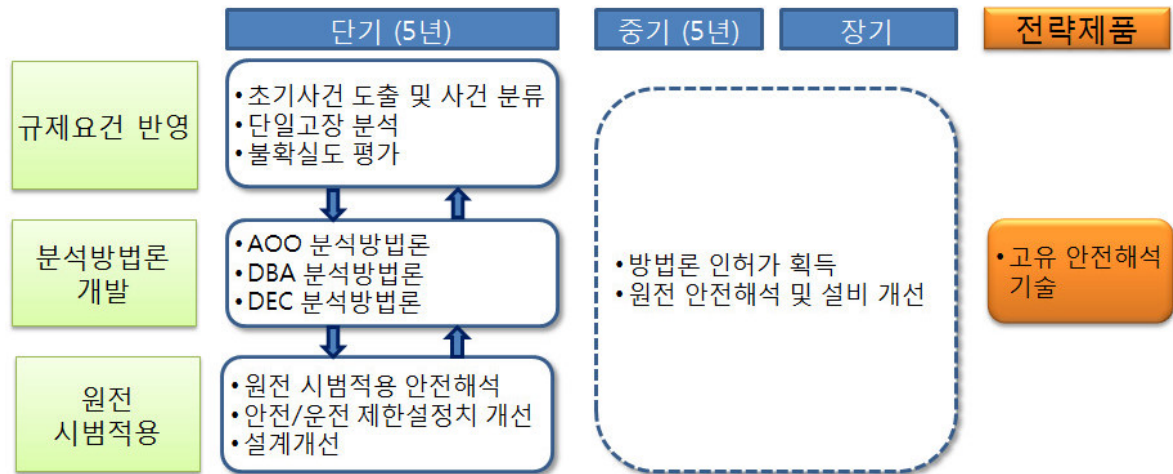
- 캐나다 CANDU Energy 및 OPG에서 주요 기술을 개발하고 있음.
- 중국, 루마니아 등 CANDU 원전 보유국은 캐나다의 기술에 의존하고 있음.

☐ 미래동향 예측

- 신규 규제 요건 기반한 안전 해석 방법론이 기존 방법론을 대체할 것으로 예측됨.

☐ 기술개발 수행체계

- 산업체 공동 연구



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 규제 요건 반영	<ul style="list-style-type: none"> 신규 규제 요건 상세 검토 초기사건 도출 및 사건분류 단일고장 분석 불확실도 평가 	<ul style="list-style-type: none"> 초기사건 도출 및 사건분류 기술 단일고장 도출 분석 기술 설계자료 및 전산코드 불확실도 평가 기술
• 분석방법론 개발	<ul style="list-style-type: none"> AOO Level 2 분석방법론 개발 AOO, DBA Level 3 분석방법론 개선 EDC Level 4 분석방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 운전과도사건(AOO) Level 2 사건(비정상단계) 분석 기술 설계기준사고(AOO, DBA) Level 3 사건(사고진행 최소화) 분석 기술 설계기준초과사고(EDC, 공통원인사건) Level 4 사건 (중대사고) 분석 기술
• 원전 시범 적용	<ul style="list-style-type: none"> 원전시범 적용해석 안전 및 운전 제한설정치 개선 설계 개선 	<ul style="list-style-type: none"> 원전 적용해석 기술 안전 및 운전 제한설정치 검증 기술 설계 개선 기술 운전기술지침서 개선 기술
• 방법론 인허가 및 원전 안전 해석/설비 개선	<ul style="list-style-type: none"> 개발된 방법론의 인허가 수행 원전 안전 해석 수행 원전 설비 개선 수행 	<ul style="list-style-type: none"> 규제기관의 인허가 승인 획득 안전 해석을 통한 SAR 확보 원전 현장의 설비 개선 기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 반응도 인가 사고 해석의 예측 정확도 제고
- 국제 경쟁력을 갖춘 비냉각재상실사고 해석 방법론 확보

- 단일 평가 모델로 전 범위 냉각재상실사고 최적 평가 가능
- 안전 해석 체계의 다차원 유동 분석 성능 제고
- 강화된 중수로 안전 규제 요건에 부합하는 안전 해석 방법론 확보

○ 경제사회적 성과

- 노심 상세 안전 해석 코드 체계를 통한 안전 여유도의 정량화 시현으로 원자력 안전성에 대한 국민 인식 개선
- 가동 원전의 설비(증기발생기, 핵연료 등) 교체와 출력 증강과 같은 설계 개선 및 변경 시 추가적인 안전 여유도 확보
- 전 범위 냉각재상실사고 평가 모델 개발을 통한 평가 모델 유지, 개선, 활용 비용 절감
- 안전 해석 기술 경쟁력 확보를 통한 원전 수출 가능성 제고
- 중수로 원전 안전 해석 기술의 선진화 및 고도화, 수출 산업화 가능

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 자원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발 및 검증 기술	5	5	5	5	5	25	5	5	35
비냉각재상실사고 최 적해석 방법론 개발	16	16	16	16	16	80	0	0	80
전 범위 냉각재상실사 고 최적평가모델 개발	20	20	10	10	10	70	22	0	92
3차원 SPACE 코드 기 반 안전해석체계 개발	20	32	32	40	40	164	40	80	284
중수로 안전해석 방법 론 개발	30	30	30	30	30	150	100	200	450

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발 및 검증 기술	2	2	2	2	2	10	2	2	14
비냉각재상실사고 최 적해석 방법론 개발	8	8	8	8	8	40	0	0	40
전 범위 냉각재상실사 고 최적평가모델 개발	10	10	5	5	5	35	4	0	39
3차원 SPACE 코드 기 반 안전해석체계 개발	10	16	16	20	20	82	20	40	142
중수로 안전해석 방법 론 개발	15	15	15	15	15	75	50	100	225

○ 연구개발 인프라

- 다차원 노심 핵설계 코드 (정상상태 계산용)
- 대형 냉각재상실사고 최적 해석 방법론 (KREM)
- 최적 계통 열수력 코드 SPACE (또는 RELAP5)
- 최적 해석 불확실도 정량화 방법론
- 3차원 계통 열수력 코드 SPACE3D
- 노심, 계통 및 격납건물 분석 CANDU Owners Group IST 해석 코드
- 국내 원전의 설계 개선, 안전 해석 및 인허가 수행 체계 구축 경험

□ 기대효과 및 파급효과

- 다차원 노심 상세 안전 해석 코드는 발전소 운영을 위한 노심 상세 시뮬레이션 및 운전지원용 프로그램으로 활용 가능.
- 냉각재상실사고를 포함한 모든 사고에 최적 방법론의 적용을 광범위하게 요구하고 있는 유럽 국가로의 원전 수출 시 활용할 수 있는 기술을 미리 확보. 추가 안전 여유도 확보를 통한 가동 원전 설비 교체와 설계 개선 인허가 지원 가능.
- 전 범위 냉각재상실사고를 고려한 비상노심냉각계통 최적화 가능.
- 세계적인 수준의 안전 해석 및 신형로 설계 안전성 평가 기술을 보유, 세계 원전 시장에서의 경쟁력 확보.
- 중수로 안전 해석 및 성능해석 독자 기술 보유, 중수로 원전 기술의 수출 산업화 가능.

5.2.3 원자로건물 및 사용후핵연료저장조 (SFP) 해석 기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 원자로건물은 원전의 1차 계통 또는 2차 계통에서 심각한 사고가 발생할 경우 방사성 물질이 대기로 방출되는 것을 차단하는 다중방호설계 개념의 최후 방호임.
- 격납건물계통의 구성은 원자로건물 뿐만 아니라 열제거계통, 격리계통, 가연성기체제어계통 등으로 설계기준사고가 발생할 경우 원자로건물의 건전성과 관련 기기들의 생존성을 평가할 수 있는 통합 고유 해석 체계 및 방법론이 필요함.
- 유럽 일부 국가에서 원자로건물배기여과계통(CFVS)에 대한 연구개발이 진행 중이며, 1990대 초부터 핀란드, 프랑스, 독일, 스웨덴을 중심으로 중대사고 완화 계통으로 CFVS를 적용한 원전이 소개됨에 따라 CFVS에 대한 영향평가 및 기술 개발이 진행 중임. 최근에는 후쿠시마 사고 이후 중대사고 예방과 완화에 대한 재평가를 실시하면서 CFVS의 중요성이 재조명됨.
- 후쿠시마 사고는 사용후핵연료저장조(SFP) 사고에 대한 안전성 평가, 비상냉각 대처설비 마련, 관련 해석코드의 평가, 비상운전절차 및 중대사고관리절차의 확립 등에 대한 필요성을 제기함.
- 그러나 SFP의 냉각상실사고, 비상냉각 특성 평가, 핵연료 파손 거동, 방사선선원항 평가 등의 열수력 또는 재료 분야의 연구는 극히 제한적으로 진행되어 왔음. 또한 최근에는 후쿠시마 사고 이후 IAEA 등에서 전문가 그룹을 결성하여 다양한 논의가 진행 중으로 국제 안전기준의 환경 변화 등에 고려해 SFP 감시, 설비 강화, 평가 등 기술개발이 필요함.
- 원자로건물 통합해석 방법론 개발
 - 현재 원자로건물 설계는 주요 역무의 이원화로 질량 및 에너지 (M/E) 방출해석과 침투 압력 및 온도 (P/T) 해석을 분리 수행하기 때문에 해석의 효율성이 낮음.
 - 분리 수행되는 각 해석 단계에서 보수성을 부여하기 때문에 전체 해석 결과가 과도하게 보수적임.
- 원자로건물배기여과계통 (CFVS) 방사성물질 제거 방법론 개발
 - 국내 원전의 경우 중대사고 완화 계통인 CFVS의 적용 사례가 없으며 핵심 설비인 필터 제작 및 성능 검증에 대한 기술력이 낮은 수준임.

- 해외 원전 수출 시 CFVS 설계 요건 및 기준 미달로 걸림돌이 될 수 있으며, AREVA, Westinghouse와 같은 해외 원전 공급자의 경우 CFVS 제작 및 성능 검증 기술력을 확보, CFVS의 선두주자로 자리매김하고 있음.

○ 사용후핵연료저장수조 (SFP) 안전성 향상 기술 개발

- 국내에 SFP 비상냉각 특성에 관한 열수력 거동 실증 실험 자료가 확보되지 않았은 상황이며, 내·외부 초래 사건 영향, 장기 소내전원상실, 열침원상실사고 등 새로운 안전 현안이 대두되고 있음.
- 국내에 SFP 사고 해석에 사용되는 코드의 검증을 위한 실증 시험 데이터가 부족하고, 핵연료 거동연구가 설계기준사고 시 노심 내에서의 거동 연구에 국한되어 중대사고 평가에 요구되는 핵연료 파손 거동과 선원향 데이터가 부재함.

□ 기술개발 필요성

○ 원자로건물 통합해석 방법론의 개발이 필요

- 원자로건물 해석을 효율적으로 수행하고 과도하게 보수적인 설계를 지양함으로써 원자로건물을 경제성을 제고할 수 있음.
- 특히, 이원화된 M/E 방출해석 및 P/T 해석을 통합하여 해석의 과도한 보수성을 줄이면서 원자로건물의 효율적인 설계, 운영으로 원전의 안전성 및 경제성을 향상시킬 수 있음.

○ CFVS 방사성물질 제거 방법론의 개발이 필요

- 유럽의 경우 중대사고 시 원자로건물 감압설비로 CFVS 설치가 의무화 되어 있어 유럽 국가로의 수출을 위해서는 CFVS 설계 및 제작에 대한 기술 개발이 필요함.
- CFVS 핵심 설비인 방사성물질 제거 필터 개발 및 제작 기술력 확보가 필요하고 필터에 대한 성능 검증 기술이 필요함.
- 해외원전업체의 의존도를 낮추고 국내 원전의 CFVS 설계, 제작, 성능 검증에 대한 기술 자립이 필요함.

○ SFP 안전성 향상 기술의 개발이 필요

- 후쿠시마 사고 이후 SFP 사고에 대한 안전대책 마련이 시급하며, 해외에서도 SFP 사고 시 안전성능 평가, 비상냉각 대처설비 마련, 안전해석 코드 검증 및 평가, 비상운전절차 및 중대사고관리절차 강화에 착수.
- 국내에서도 후쿠시마 SFP 사고 교훈을 반영하여 SFP의 설계 및 인허가 배경 평가, 내·외부 초래 사건의 재평가, 장기 소내외전원상실, 열침원상실사고 시 대처능력 평가, 중대사고관리 평가 등이 필요함.
- 국제적인 SFP 규제 환경 변화에 따라 국내 SFP의 안전성 실증 평가, SFP 감시 및 비상냉각 설비의 강화, 중대사고로 진전 방지 및 중대사고 진입 시 다각적 완화

능력 확보를 위한 핵심 기술 개발, 그리고 핵연료 건전성 확보를 위한 핵연료 파손 기준 및 사고선원항 개발이 필요함.

나. 세부기술 내용

1) 원자로건물 통합해석 방법론 개발

□ 기술의 정의

- 냉각재상실사고 및 주증기관파단사고를 대상으로 한, SPACE 고유 코드를 이용한 질량/에너지 (M/E) 방출 해석과 CAP 고유 코드를 이용한 원자로건물의 침투 압력/온도 (P/T)해석을 통합하여 하나의 코드 체계로 해석하는 기술.
- 원자로건물 설계의 과도한 보수성을 줄여 원자로건물 설계의 경제성을 향상시키는 기술.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 최근 한기(주)에서 냉각재상실사고, 주증기관파단사고 시 질량/에너지 방출 해석을 위해 RELAP5/MOD3 기반의 RELAP5-ME 코드와 이를 이용한 KIMERA 방법론(M/E 해석 방법론)을 개발하였음. 그러나 P/T 해석은 여전히 분리하여 수행(CONTEMPT-LT/028 코드 사용)하기 때문에 전체 해석이 과도하게 보수적이며 비효율적임.
- OPR1000 및 APR1400 원전에는 전통적인 방법론을 적용하여 냉각재상실사고 M/E 해석에는 CEFLASH-4A 코드(LBLOCA시 RCS Blowdown 열수력 분석), FLOOD3 코드(LBLOCA시 Post-Blowdown 열수력 분석), CEFLASH-4AS 코드(SBLOCA시 Blowdown RCS 열수력 분석), CELDA 코드(SBLOCA Recovery 열수력 해석)를 적용하고, 주증기관파단사고 M/E 해석에는 SGN-III 코드를 사용함. 원자로건물 P/T 해석에는 CONTEMPT-LT/028 코드를 사용함. 최근 건설 원전 (신고리 5,6호기 및 APR+ 등)에는 M/E 방출 해석에 KIMERA 방법론을 적용하고 있음.
- 한기(주)에서는 현재 GOTHIC 코드의 원자로건물 P/T 해석 적용성을 자체 연구하고 있으며, 국외에서는 원자로건물 설계회사의 입장에 따라 고유의 설계코드를 사용하였음. 최근에는 대체로 원자로건물 P/T 해석에 GOTHIC 코드를 사용하는 추세임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- US-APWR은 냉각재상실사고 M/E 해석에 SATAN-VI 코드(M1,0)와

WREFLOOD 코드(M2,0)를 적용하고, 주증기관파단사고 M/E 해석에는 MARVEL-M 코드를 사용하며, 원자로건물의 P/T 해석에는 GOTHIC 코드를 사용함.

- US-EPR은 냉각재상실사고 및 주증기관파단사고 M/E 해석 모두에 RELAP5/MOD2-B&W 코드를 사용하며, 원자로건물 P/T 해석에는 GOTHIC 코드를 사용함.
- AP1000에서는 냉각재상실사고 M/E 해석에 SATAN-VI 코드를, 주증기관파단사고 M/E 해석에는 LOFTRAN 코드를 사용하며, 원자로건물 P/T 해석에는 WGOTHIC 코드를 사용함.
- US-APWR, US-EPR, AP1000 및 국내 원전(OPR1000, APR1400) 공히 M/E 해석과 P/T 해석을 분리하여 수행함. 아직까지 국내외 모두 M/E, P/T 통합 해석을 위한 코드나 방법론을 개발하지 않고 있음.

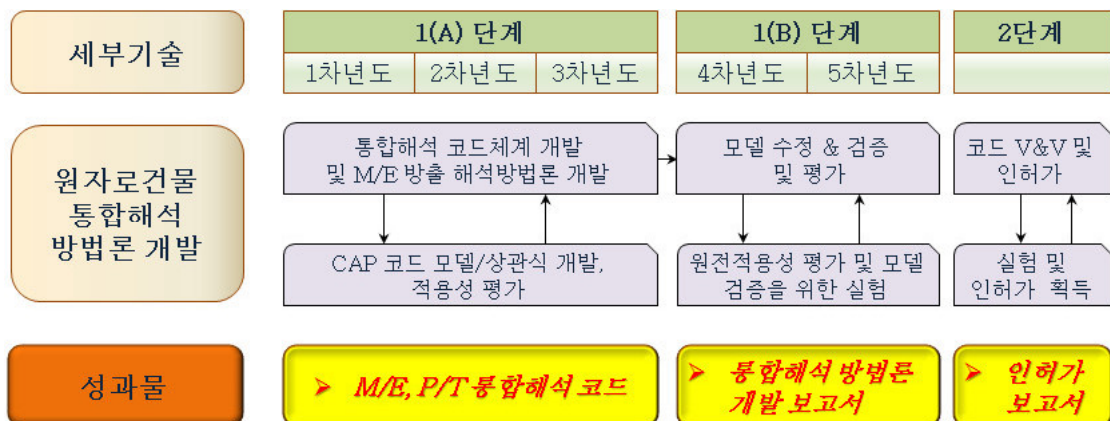
□ 미래동향 예측

- 최신 열수력해석 기술을 활용하여 다양한 사고에 적용할 수 있고 M/E 해석과 P/T 해석을 동시에 수행할 수 있는 전산코드와 방법론을 개발하여 과도한 보수성을 줄이고 효율적인 설계로 경제성을 추구할 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

○ 산학연 공동연구 방식

- 통합 해석 코드 체계 개발 (SPACE-CAP) 및 SAPCE M/E 방출 해석 방법론 개발
- CAP 코드 모델과 상관식 개발 및 적용성 코드 평가
- 코드 모델 수정과 검증 및 평가
- 원전 적용성 평가 및 모델 검증을 위한 실험 도출
- 실험을 통한 코드 V&V 및 인허가



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 원자로건물 통합 해석 방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 통합해석용 코드 체계 개발 (SPACE-CAP) LOCA M/E 및 MSLB ME 방출해석 방법론 개발 CAP 고유 코드의 모델/상관식 개발 원자로건물 침투압력 해석 방법론 개발 원자로건물 침투온도 해석 방법론 개발 원자로건물 EQ 해석 방법론 개발 원자로건물 부격실 해석 방법론 개발 통합 해석 방법론 원전 적용 해석 CAP 모델 검증을 위한 실험 통합 코드의 V&V 통합방법론의 인허가 획득 	<ul style="list-style-type: none"> 사고별 M/E 해석 기술 열수력 해석 기술 M/E, P/T 통합 해석 기술 원자로건물 P/T 해석 기술 M/E, P/T 해석 검증을 위한 추가 실험 및 실험 자료 확보

2) 원자로건물배기여과계통(CFVS) 방사성물질 제거 방법론 개발

□ 기술의 정의

- 중대사고 및 설계기준 초과 사고 시 원자로건물의 과압을 방지하는 CFVS의 핵심 설비인 방사성물질 제거 필터의 시제품 제작.
- CFVS 방사성물질 제거 필터 시험장치 개발을 통한 필터의 성능 검증 실시.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- CFVS에 대한 국내 원전의 적용 사례가 없으며 CFVS 방사성물질 제거 필터 제작 및 성능 검증 실험은 전무한 수준임.
- CFVS에 대한 설계 및 성능요건이 없고 CFVS 방사성물질 제거 필터 제작 업체 및 성능 검증 설비에 대한 기술력이 미비함.
- 국내에서 개발된 ISAAC (Integrated Severe Accident Analysis code for CANDU plants) 코드 분석을 통해 중대사고 시 CFVS에 대한 단순 영향 평가 정도만 진행됨.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 유럽, 미국의 경우 CFVS에 대한 제작 및 성능 검증 기술력을 확보하고 있으며 유럽의 경우 중대사고 시 원자로건물 감압 설비로 CFVS 설치가 의무화 되어 있음.

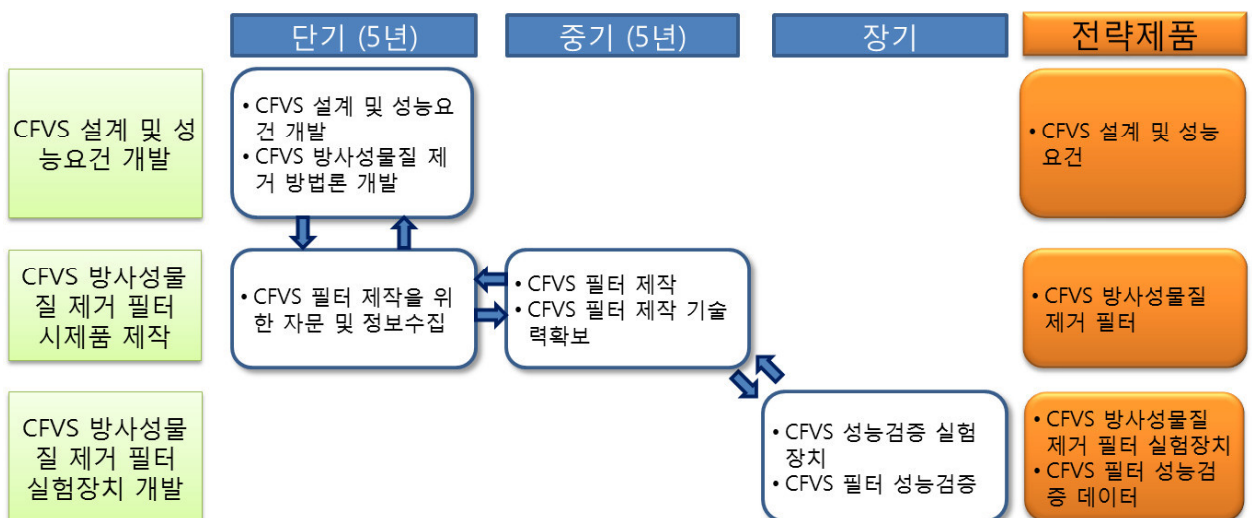
- Westinghouse는 Dry Filter Method 개발을 통해 CFVS 제작 및 성능 검증에 대한 자체 기술력을 확보하고 있으며 AREVA는 세계적으로 50여개 이상의 발전소에 CFVS 제작 및 설치경험과 함께 신뢰성을 입증받고 있음.
- 핀란드, 프랑스, 독일, 스웨덴 등 유럽국가의 경우 중대사고 시 요구하는 CFVS의 설계 요건(Aerosols, Iodine 제거율) 및 기준(운전방법, 운전시점, 필터효율)이 요건화 되어 있음.

□ 미래 동향 예측

- 중대사고 및 설계기준 초과 사고 시 원자로건물의 건전성을 유지하고 환경으로의 방사성물질 방출을 막기 위해 국내 및 해외 원자력 발전소에 중대사고 대처설비로서 CFVS 설치가 의무화될 것임.
- CFVS 방사성물질 제거 필터의 설계 요건 및 기준이 유럽요건에 따라 강화될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행 체계

- 산학연 공동연구 방식
 - CFVS 방사성물질 제거 방법론 기술조사(Wet Type, Dry Type 등)
 - 국내 원전 고유의 CFVS에 대한 필터 제작 및 시험 설비 구축
 - 시험 설비의 성능 및 활용의 극대화를 위한 산학연의 긴밀한 협력 체계 구축
 - CFVS 적용에 따른 중대사고의 영향 평가



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> CFVS 방사성물질 제거 필터 시제품 제작 	<ul style="list-style-type: none"> CFVS 방사성물질 제거 방법론 기술조사(Wet Type, Dry Type 등) 국내외 CFVS 방사성물질 제거 필터 제작업체 자문 및 기술조사 CFVS 방사성물질 제거필터 시제품 제작 	<ul style="list-style-type: none"> CFVS 방사성물질 제거 방법론 CFVS 방사성물질 제거 필터
<ul style="list-style-type: none"> CFVS 방사성물질 제거 필터 실험장치 개발 및 성능 검증 	<ul style="list-style-type: none"> CFVS 방사성물질 제거필터 실험장치 개발 CFVS 방사성물질 제거필터에 대한 성능 검증 시험 CFVS 방사성물질 제거필터에 대한 방사성물질 제거효율 분석 및 평가 	<ul style="list-style-type: none"> CFVS 방사성물질 제거 필터 실험장치 CFVS 방사성물질 제거 필터 성능 검증 기술

3) 사용후핵연료저장수조 (SFP) 안전성 향상 기술 개발

□ 기술의 정의

- 사용후핵연료저장수조의 열침원상실사고 시 비상냉각 특성을 평가하고, 핵연료 파손 실험을 통해 파손 기준 및 주요 방사성 선원항 기초자료를 생산.
- SFP 비상냉각 대처 설비(피동계통, Spray cooling 등)의 효과를 평가하고, 이를 바탕으로 관련 해석 코드를 평가 검증하며, SFP 비상운전절차서를 작성.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- SFP 비상냉각 특성 평가와 핵연료 거동에 관한 실험은 전무한 수준임.
- SFP 사고 시 열수력-핵연료 거동 평가 데이터베이스가 전무하고, 국내 안전 해석 코드의 검증이 미비하며, 비상운전절차 구축 관련 데이터가 축적되지 않고 있음.
- SFP의 구조 및 냉각 특성은 원전에 따라 상당한 차이를 지니고 있지만, 국내 원전의 SFP에 대한 성능 평가, 코드 검증, 비상운전절차, 운전원 조치 시간, 재임제시 대책 등이 없음.
- 사고 시 노심 내의 핵연료 거동에 대한 연구는 많이 수행되었으나, 상대적으로 SFP 내의 핵연료 거동에 대한 실험적 연구는 미비한 단계임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 프랑스 규제지원기관인 IRSN은 후쿠시마 사고 이후 SFP의 열침원상실사고의 중요성을 인식하고 DENOPI 시험을 착수함.

- DENOPI 시험은 사용후핵연료의 냉각성능, 스프레이 냉각 효과 검증, 사용후핵연료 파손 재료 거동, SFP 내 대류 및 냉각 시나리오 검증을 대상으로 함. 이를 바탕으로 열수력-구조 해석 코드(DRACCAR), 중대사고 해석 코드(ASTEC), CFD 코드를 평가할 예정임.

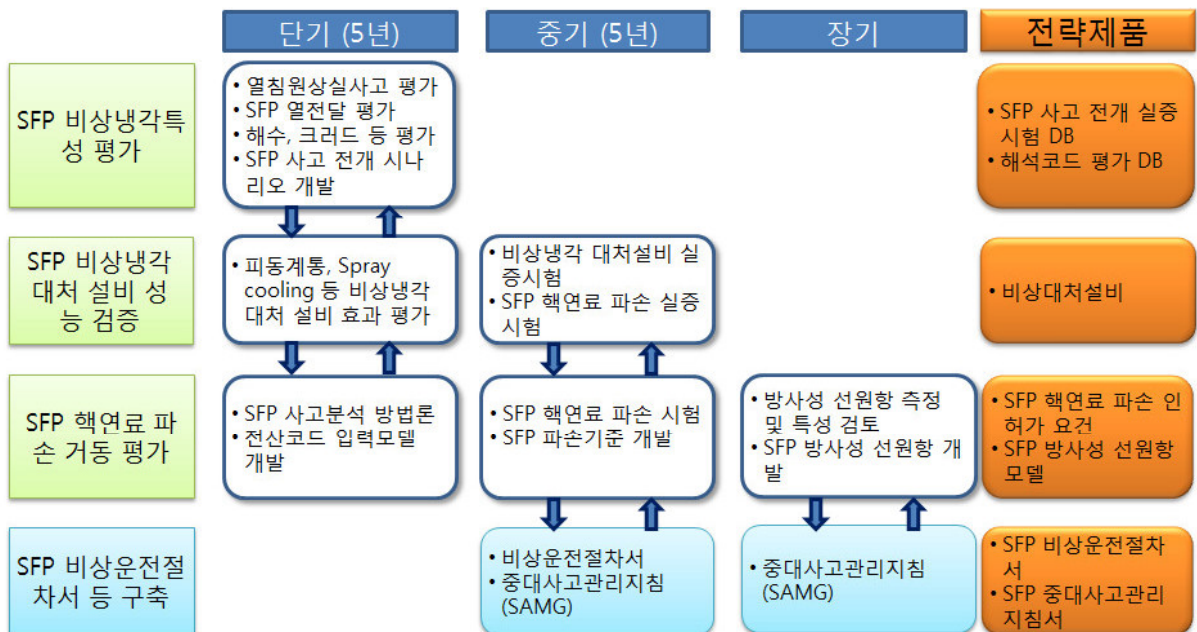
□ 미래 동향 예측

- SFP의 비상냉각 시나리오 개발, 비상냉각 대처 설비의 개선 등을 통해 SFP 안전성의 향상이 이루어질 전망.

□ 기술개발 수행 체계

○ 산학연 공동연구 방식

- 국내 원전 고유의 SFP 설계 및 운전을 모의할 수 있는 시험 설비 구축.
- 사용후핵연료의 열수력과 재료 비상냉각 특성 거동 분리 모의.
- 시험 설비의 성능 및 활용의 극대화를 위한 산·학·연의 긴밀한 협력 체계 구축.
- SFP 중대사고 진입 방지 및 완화 기술 개발을 위한 비상냉각 특성 평가.
- 국내 원전의 규제 관련 안전 현안 및 관심사의 독자적 조기 해결.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> • 사용후핵연료저장수조 열침원상실사고 비상냉각 특성 평가 	<ul style="list-style-type: none"> • 열침원상실사고 시 사용후핵연료 냉각 특성 평가(fast & slow transient) • 열침원상실사고 시 비상냉각 대처 설비 효과 평가(spray cooling 등) • 사용후핵연료 재임계 조건에서의 CHF, Post-CHF 열전달 특성 평가 • SFP 내부 대류 열전달 및 냉각 시나리오 평가 • 해수, 소방수 등 기타 비상냉각수의 영향, 장기 보존시 크러드 영향 평가 • SFP 피동냉각계통 개발 및 성능 검증 • 국내 안전해석 코드 검증 및 평가 • 비상운전절차 및 SAMG 마련을 위한 비상냉각 특성 종합 평가 데이터 구축 	<ul style="list-style-type: none"> • SFP 비상냉각 평가 기술 • SFP 비상냉각 대처설비 • 재임계 조건 평가 기술 • 비상냉각수 영향 평가 기술 • 피동냉각계통 개발 기술 • SFP 비상운전절차, 중대사고관리지침
<ul style="list-style-type: none"> • 사용후핵연료저장수조 핵연료 거동 분석 	<ul style="list-style-type: none"> • 사용후핵연료저장수조 사고 시 핵연료 거동분석 • 핵연료 파손거동 종합시험 장치구축 및 성능시험 • 핵연료 혼합분위기 파손거동 종합시험, 결과분석 및 평가 • 핵연료 파손 기준 수립 및 주요 선원항 평가 	<ul style="list-style-type: none"> • SFP 핵연료 파손 거동 • SFP 파손 기준 기술 • 주요 선원항 평가 기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 원자로건물 내 복잡한 열수력 현상 모의 및 평가 기술 향상
- M/E 방출해석과 원자로건물 통합 해석의 원천기술 확보
- CFVS 방사성물질 제거 필터 시제품 제작 및 설계 자립
- 수출형 및 국내 원전에서의 CFVS 적용 기술 확보
- CFVS 설계에 대한 해외의존도 감소 및 자체 기술력 확보
- SFP의 내·외부 초래 사건 영향 평가, 장기 소내전원상실, 열침원상실사고 등 새로운 안전 현안의 해결
- 국내 원전의 SFP 운영, 운전의 신뢰성과 안전성 현안 해결 및 안전성 향상
- SFP 비상냉각 능력 강화를 위한 필수 기술을 확보
- SFP 핵연료 중대사고 진입 시 다각적 완화 능력 확보를 위한 핵심 기술 개발
- SFP 내의 핵연료 거동에 대한 실험 자료 취득

- 핵연료 파손 기준 정립 및 선원항 평가에 활용

○ 경제사회적 성과

- 원자로건물 M/E, P/T 해석의 원천 기술 확보 및 세계적 기술 입지 구축.
- 원자로건물 설계 및 EQ 온도 최적화에 기여
- CFVS 방사성물질 제거 필터 제작 국산화 및 원자력 안전성 기술 확보
- 극한적인 외부 사고 시 사용후핵연료 안전 관리 기술 확보
- 방사성물질 대기 방출 제한 및 방지를 통한 대국민 원전 수용성 향상
- 중대사고를 포함하는 확대설계조건(EDC)에 대한 사고 관리 능력 향상과 시장 경쟁력 향상
- 원자력 안전성 향상 및 안전 기술 체계 구축을 통해 원전 산업의 경쟁력 강화
- 국제적 규제 기준 변화에 능동적으로 대처하여 국내 원전의 안전성을 추가 검증함으로써 선진국 수준의 기술적 신뢰도 확보에 기여
- SFP 비상냉각 안전성 실증 및 향상 연구에 따른 원전의 안전성 향상, 신뢰도 제고로 지속적인 원자력 이용기반 제공 및 대국민 원자력 사회적 수용성 증진

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 자원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
원자로건물 통합해석 방법론 개발	20	24	36	28	24	132	36	0	168
CFVS 방사성물질 제거 방법론 개발	10	10	10	10	10	50	50	50	150
SFP 안전성 향상 기술 개발	30	30	30	30	30	150	100	100	350

○ 연구개발 인력

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
원자로건물 통합해석 방법론 개발	10	12	18	14	12	66	18	0	84
CFVS 방사성물질 제거 방법론 개발	5	5	5	5	5	25	25	25	75
SFP 안전성 향상 기술 개발	10	10	10	10	10	50	25	25	100

○ 연구개발 인프라

- 계통 및 노심 과도 열수력 분석 고유 코드 SPACE
- 원자로건물 열수력 분석 고유 코드 CAP
- 열수력 분석 코드들 간의 연계체계 구축 및 해석 방법론 개발
- 원자로건물 종합실증시험 설비 및 실증 기술 체계
- 중대사고 전용 해석 코드인 MELCOR 및 MAAP
- 냉각수 및 증기/수소 거동 평가를 위한 CFD코드 STAR-CCM+
- 무차원 분석 코드와 3차원 해석 코드간의 연계 해석 방법론 개발
- 사용후핵연료 냉각 및 파손 종합시험 설비 개발
- ATLAS, FESTA, MIDAS 등 대형 시험 설비 구축 및 운영 기술
- 중소형 열수력 시험 설비 및 인적 인프라
- 원자로 종합실증시험 설비 및 안전성 실증기술체계
- APR+ 및 SMART 유동분포 기술
- 신규 안전계통 고정밀 안전성 실증
- 핵연료 재료 특성 평가 기계, 재료 시험 설비 및 핫셀

□ 기대효과 및 파급효과

- 원자로건물 M/E, P/T 통합 해석의 원천기술 확보로 원자로건물의 설계 및 EQ 온도 등의 설계최적화 기술 확보.
- 원전 설계의 안전 여유도 및 운전 여유도 향상을 통해 원전 경제성 및 기술 고도화에 기여.
- CFVS 방사성물질 제거 필터 시제품 개발 및 제작을 통해 CFVS 기술력 확보 및 기술 자립.
- CFVS 방사성물질 제거 필터 실험장치 개발 및 필터 성능 검증 데이터 확보.
- 사용후연료저장조 내의 핵연료 거동에 대한 기초 자료 확보 및 핵연료 파손 기준에 대한 정량적 수치 자료 확보.
- 사용후연료저장조 냉각재상실사고에 대한 안전대책 수립.
- 중대사고 진입 방지 및 완화 기술 개발을 위한 비상냉각 특성 종합 평가.
- 사용후핵연료의 열수력-재료 다분야 연계 안전성 종합 평가.
- SFP 비상냉각 능력 평가 및 안전성 향상 열수력 실증 평가.

- SFP 수소 발생, 핵연료 변형/용융, 피복재 화재 등 재료 실증 평가 .
- SFP 사고 대처 비상냉각 설비 강화 및 운전절차 개발로 국내 SFP 안전성 향상.

5.2.4 안전현안 및 안전여유도 평가 기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 안전해석체계의 일차원 계산 방식에 따른 계산 결과의 부정확성을 개선하기 위해서는 계면면적이송방정식 개발, 고정밀 실험을 통한 난류 효과 모델 개발, 액적 유동장 모델 개발 등이 필요함.
 - 해석결과의 비보수성 제거 및 다차원 현상 발생 사고에 대한 예측 정확성을 위해 다차원 해석 도구 개발 필요.
 - 다차원 해석 방법에 적용이 어려운 유동맵의 사용을 최소화하기 위해 계면면적이송방정식을 적용할 필요가 있으며, 다차원 물리적 상관식 개발에 고비용 실험을 최소화하고 기기스케일 및 CFD 스케일의 코드를 활용하는 등 체계적 노력 필요.
- 다양한 안전현안의 해결을 위해서는 현안의 성격과 중요도, 해결에 필요한 기술 등을 고려하여 다양한 분야의 지식과 기술의 체계적인 활용이 필요.
 - GSI-191 (재순환 집수조 막힘 현안), GL 2008-01 (안전계통 배관 가스 축적의 영향), IN 2009-23 (연소도에 따른 소결체 열전도도 저하) 등
- 다중 고장 사고(Multiple Failure)는 리스크 평가에 포함되어 있으나 정해진 해석 도구나 방법론이 부재함. 국내 원전에 대한 다중 고장 사고 시나리오를 설정하고 최적 해석 체계를 확립함으로써 일관성 있는 성공 기준 데이터 베이스를 구축하여야 함.
- 후쿠시마 사고 이후 단일부지 다수호기에서 동시 중대사고가 발생하는 경우에 대한 평가 필요성이 부각됨. 다수호기 부지 리스크 평가 방법론을 개발하여 리스크 해석에 기반을 둔 원전부지관리 체계를 구축하여야 함. 특히 방사선 선원향 분석 및 소위 리스크 평가 기법의 체계 확립 필요.

□ 기술개발 필요성

- 현 안전해석 체계에서는 다차원 현상을 일차원으로 계산함에 따른 계산 결과의 부정확성이 존재하며 이는 비보수적인 해석 결과를 생산할 수 있음. 이를 제거하기 위해서는 다차원 현상이 발생하는 사고를 정확히 계산할 수 있는 검증된 다차원 해석 도구의 개발이 필요함.

- 기존 계통 코드는 다차원 해석을 위한 틀(frame)은 갖추고 있으나, 다차원 해석의 정확도를 결정하는 열수력 모델은 1차원 실험에서 개발된 것을 그대로 사용하고 있어 계산 결과의 신뢰도는 매우 낮으므로, 최신 기술인 계면면적이송방정식의 활용, 기기스케일 및 CFD 스케일의 코드의 활용 등을 통해 국제적으로 안전해석 기술을 선도할 필요가 있음.
- 국내 원전의 운영 및 해외 운전 경험에서 도출되는 안전 현안의 해결을 위해서는 현안의 성격과 중요도, 해결에 필요한 기술 등을 고려하여 다양한 분야의 지식과 기술의 체계적인 활용하는 연구가 필요함.
- 최근 안전현안 중, GSI-191 “재순환 집수조 막힘 현안”은 수리학, 열수리학, 수화학, 계통기술, 핵연료 등의 다양한 기술과 지식의 적용이 요구됨. 안전계통 배관 가스 축적의 영향(GL 2008-01)은 실제 원전 점검 시 발견 사례가 있으며 노심냉각의 신뢰도 확보에 매우 중요함. 연소도에 따른 소결체 열전도도 저하(IN 2009-23) 현상은 핵연료 선출력을 제한 할 수 있는 중요한 사항임. 또한, LBLOCA Blowdown Quenching 등의 현안은 냉각재상실사고 안전 여유도 평가에서 중요한 연구 과제임.
- 원전의 리스크 평가에 다중 고장 사고 시나리오는 이미 포함되어 있으나 이에 대한 최적 열수력 분석은 부족한 상황으로 현재 많은 경우 정확도가 떨어지는 코드 (예, MAAP)를 사용한 분석 결과가 사용되고 있음.
 - 성공 기준은 원전 리스크 평가에 많은 영향을 미치는 요소로 국내 대표 노형에 대한 성공 기준을 정립할 필요가 있음.
 - 다중 고장 사고 시나리오에 대한 최적 분석 결과를 토대로 실질적인 원전 안전을 향상시킬 필요가 있음.
- 후쿠시마 원전 사고 이후 전 세계적으로 다수 호기 부지 리스크에 대한 관심이 급증, 현행 단일 호기 기준의 안전 목표에 따른 원전 안전 관리 개념의 적합성은 부지 내 다수 호기 상황을 고려한 추가 안전기준 수립을 요구.
 - 다수 호기 부지 리스크 평가 체계 개발 결과를 토대로 신개념의 원전 부지 안전 목표 설정 및 관리가 가능한 공학적 의사 결정 체계를 확립하는 것이 지속 가능한 에너지 생산을 위해 무엇보다도 시급한 현안임.

나. 세부기술 내용

1) 다차원 예측기술 적용 원전 안전여유도 평가 및 개선

□ 기술의 정의

- 계면면적이송방정식(IAT), 난류항이 고려된 운동량 및 에너지방정식, 다차원 현상 예측 물리적 상관식, 액적 거동 모의 상관식, 수평관에서의 액적 이탈/점착 상관식, 재관수 조건에서의 액적 거동 모델 등을 개발하고 이를 적용한 다차원 열수력 모델 정립

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 다차원 계산을 할 수 있는 기본적인 프레임을 갖춘 시스템 해석 코드(MARS, SPACE)는 개발이 되었으나 다차원 해석의 정확도를 결정하는 열수력 모델은 1차원 실험에서 개발된 것을 그대로 사용하고 있어 계산 결과의 신뢰도는 매우 낮음.
- 기기 스케일의 다차원 해석 코드로는 CUPID가 있으나 원전 사고해석에의 직접 적용에는 무리가 있음. 따라서 기기스케일 코드는 상업용 CFD 코드와 함께 계통 스케일 다차원 코드의 물리적 상관식을 개발 하는 데 활용하는 것이 바람직함.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 프랑스 CEA는 안전 해석 코드인 CATHARE2.5의 다차원 현상 모의 불확실성을 줄이기 위해 계면면적이송방정식을 도입하고 원자로 노심의 물리적 상관식을 개발하기 위한 실험을 수행중임. 일부 실험은 KAERI와 공동으로 수행 중.
- 미국은 CASL 프로젝트를 통해 기존 다중 스케일 코드의 연계해석(DNS, CFD의 결과를 sub-channel 코드에 적용)을 추진하고 있으나, 원전 사고해석에 적용을 목표로 하고 있지 않음. 또한 TRACE 및 RELAP5-3D는 다차원 Solver는 갖추고 있으나 사용되는 열수력 모델은 1차원 실험에서 개발된 모델을 활용하고 있어 계산 신뢰도는 낮음.

□ 미래동향 예측

- 원자력 선진국을 중심으로 다차원 예측 기술, 고정밀 열수력 모델 개발을 위한 실험 등에 많은 예산이 투입될 것으로 예상되며, 이 결과물이 안전 해석 코드에 적용되면, 안전 현안 및 안전 여유도 평가에 이를 사용하고자 할 경우 기술소유권 등의 문제로 많은 갈등이 발생할 수 있음.

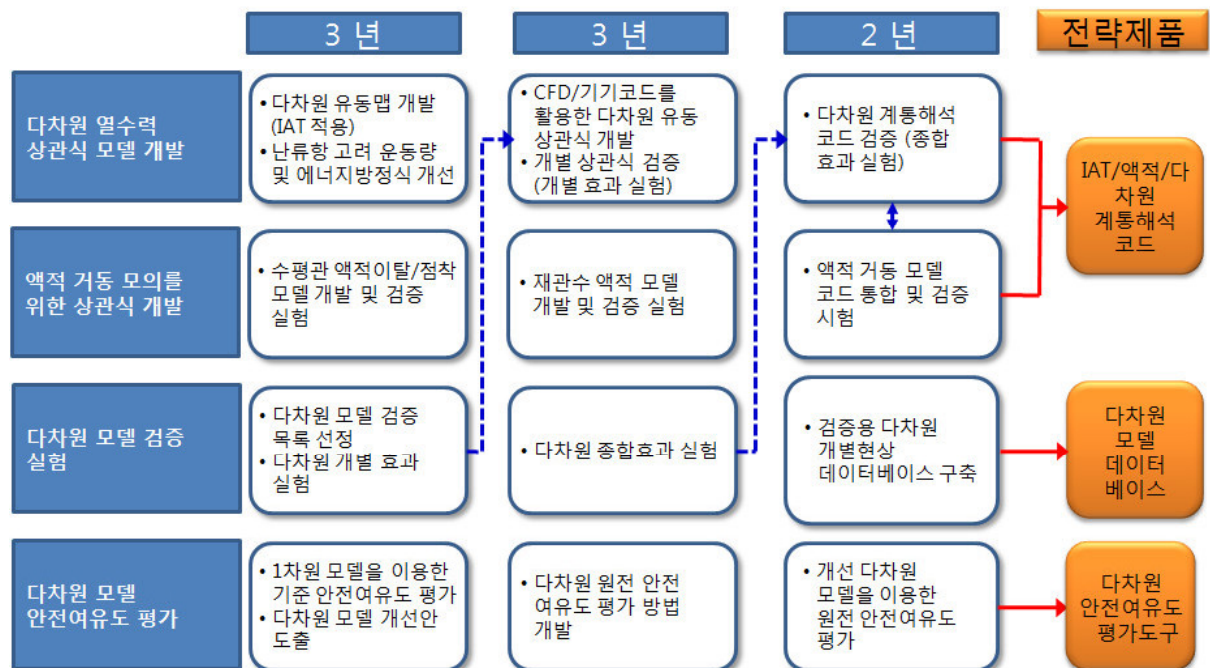
□ 기술개발 수행체계

- 산업계에서는 안전 현안 및 다차원 모델 적용 시 원전 안전 여유도를 평가해야 하고, 다차원 열수력 모델 개발을 위한 고정밀 실험 등을 위해서는 연

구제와 학계의 공동 참여가 필요함.

○ 산·학·연 공동연구방식

- CFD, 기기스케일 코드를 활용한 다차원 모델 개발(학·연)
- 고정밀 실험을 통한 난류 효과 모델 개발 및 검증(학·연)
- 액적 거동 모델 개발 및 검증(산·학·연)
- 다차원 개별효과 실험 데이터베이스 구축(산·학·연)
- 개별효과 및 종합효과 실험 자료를 통한 다차원 현상 검증(산·학·연)
- 기존 1차원 해석과 비교 계산을 통한 원전 사고의 안전 여유도 평가(산)



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 다차원 열수력 상관식 정립	<ul style="list-style-type: none"> • 계면면적이송방정식(IAT) 적용 (유동맵 천이 최소화) • 운동량 및 에너지방정식에 난류향 고려 • 다차원 현상 예측 물리적 상관식 개발 	<ul style="list-style-type: none"> • 계면면적이송방정식 • 난류에너지방정식 • 다차원 물리 상관식
• 액적 거동 모의를 위한 상관식 개발	<ul style="list-style-type: none"> • 수평관에서 액적 이탈/점착 상관식 개발 및 검증 • 재관수조건에서 액적거동 개발 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> • 수평관 액적이탈/점착 상관식 • 재관수 액적 모델
• 다차원 현상 검증	<ul style="list-style-type: none"> • 다차원 모델 검증 목록 선정 • 검증용 다차원 개별현상 DB 구축 • 개별현상 실험 자료를 통한 다차원 	<ul style="list-style-type: none"> • 다차원 개별현상 데이터베이스 • 열수력 모델 검증

	열수력 모델 검증 • 종합효과 실험 자료를 통한 다차원 현상 예측능력 평가	• 종합효과 실험 다차원 현상 검증
• 기존 일차원 계산 기반 안전 해석 코드와 비교한 안전 여유도 평가	• 기존 계통 코드의 계산 결과와 다차원 해석 결과 비교 • 다차원 계산에 따른 원전 사고별 안전 여유도 평가	• 1차원-다차원 해석 비교 • 사고별 안전 여유도

2) 안전해석 현안해결 연구

☐ 기술의 정의

- 1980년대에서 현재에 이르는 원전 설계 및 운전에서 도출된 안전 현안 중 안전 해석에 관련된 현안을 도출하고, 도출된 현안의 특성을 분석하여 현안의 해결에 필요한 안전 해석 기술을 결정.
- Screen된 현안 중 대표적인 현안에 현재의 안전 해석 기술을 적용하여 해결 방안 및 안전 여유도를 평가하고, 향후 예상되는 현안 및 미래형 원전 현안에 대비한 필요 기술을 도출함.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내 원전 설계 및 운전의 USNRC의 TMI Action Item, GSI 등 미국의 현안시스템이 적용되어 오고 있으나, 자체적인 분류 및 관리 추적 체계적으로 이루어지지 못함.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

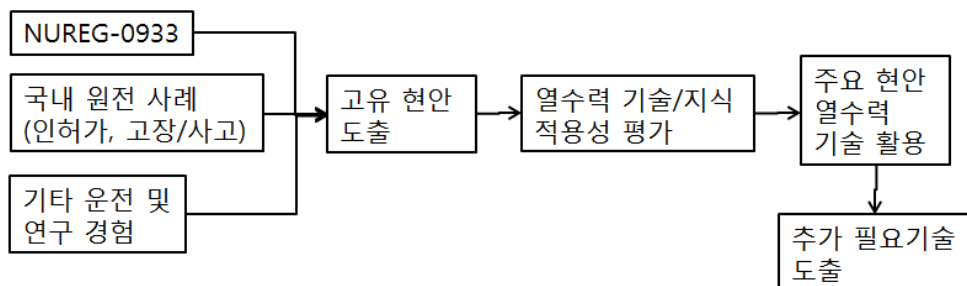
- USNRC의 Generic Issue Program (NUREG-0933)이 대표적이며, 대부분의 나라에서 이를 원용하고 있음. USNRC에서는 현안 해결에 필요한 연구 개발을 체계적으로 추진해 오고 있음. 다른 나라에서도 이 연구 결과를 참조하여 자국 원전에 대한 적용성 평가를 수행하고 있음.

☐ 미래동향 예측

- 안전 현안 및 안전 해석 현안의 도출, 분류 및 해결 연구는 미국 등에서 중심으로 운영되고 있으며 다른 나라들은 이를 수용하여 해결 방안을 모색하기 위한 연구를 수행해 오고 있음. 이러한 동향은 당분간 계속될 것으로 전망됨.
- 현안의 분류 및 체계적 해결을 위한 기술 개발은 OECD 등을 중심으로 진행되고 있는 바, 가동 원전의 수가 증가할수록 이의 해결에 대한 사회적 요구가 심화될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 안전 현안의 분류, 안전 해석 현안의 도출, 적용 기술의 결정 등에는 산업계, 연구계, 학계 각계의 관심과 참여가 필수적이며, 안전 여유도의 평가를 위해서는 정부 및 규제기관의 참여가 필요함.
- 정·산·학·연 공동연구방식
 - 정·산·학·연 공동으로 안전 현안 및 안전 해석현안의 도출, Screening
 - 현안 평가에 필요한 기술의 적용은 산업체, 규제기관 공동 추진
 - 필요한 기술의 도출 및 개발에는 산업체, 연구계, 학계가 공동으로 참여



(1단계: 1~2차년도)

(2단계: 2~4차년도)

(3단계: 4~5차년도)

□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 기존-최근 안전 현안 조사	<ul style="list-style-type: none"> • 미국 NRC NUREG-0933 현안 검토 • 국내 안전 현안 검토 	<ul style="list-style-type: none"> • 안전 현안 및 안전 해석 현안의 결정
• 현안의 분류 및 Screening	<ul style="list-style-type: none"> • 안전 해석 및 열수력 관련 현안의 도출 및 분류 • Screening Criteria 개발 • 기존 평가의 문제점 및 개선점 조사 	<ul style="list-style-type: none"> • 안전 해석 현안(안) • 안전 현안 및 관련 사고, 열수력 현상 도출 • Screening Criteria
• 현안 해결을 위한 열수력학 기술 적용성 평가	<ul style="list-style-type: none"> • 도출 현안에 대한 핵연료 해석, 노심 해석, 계통열수력 및 상세 열수력 해석, 격납건물 분석 등 분야별 평가 	<ul style="list-style-type: none"> • 상세 분야별 평가기술
• 추가적인 개발이 필요한 열수력학 기술의 도출	<ul style="list-style-type: none"> • 미해결 현안 특성 조사 • CMFD 적용성 조사 • Full Core Analysis 적용성 평가 	<ul style="list-style-type: none"> • CMFD 기술, 전노심 분석기술 등

3) 다중고장사고 현안 연구

□ 기술의 정의

- 국내 원전에서 발생할 수 있는 다중 고장 사고 시나리오를 기준으로 열수력 적 거동에 대한 최적 열수력 분석 체계를 구축하여 성공 기준을 위한 데이터베이스를 구축

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 다중 고장 사고 시나리오의 현실적 가능성이 존재할 것으로 예상되나, 국내에서는 다중 고장 사고 시나리오를 분석함에 있어 MARS와 같은 최적 코드와 MAAP 코드와 같은 중대사고 해석코드를 혼용하여 사용하고 있어 동일 사고 시나리오에 대해 상이한 결과를 보여주고 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

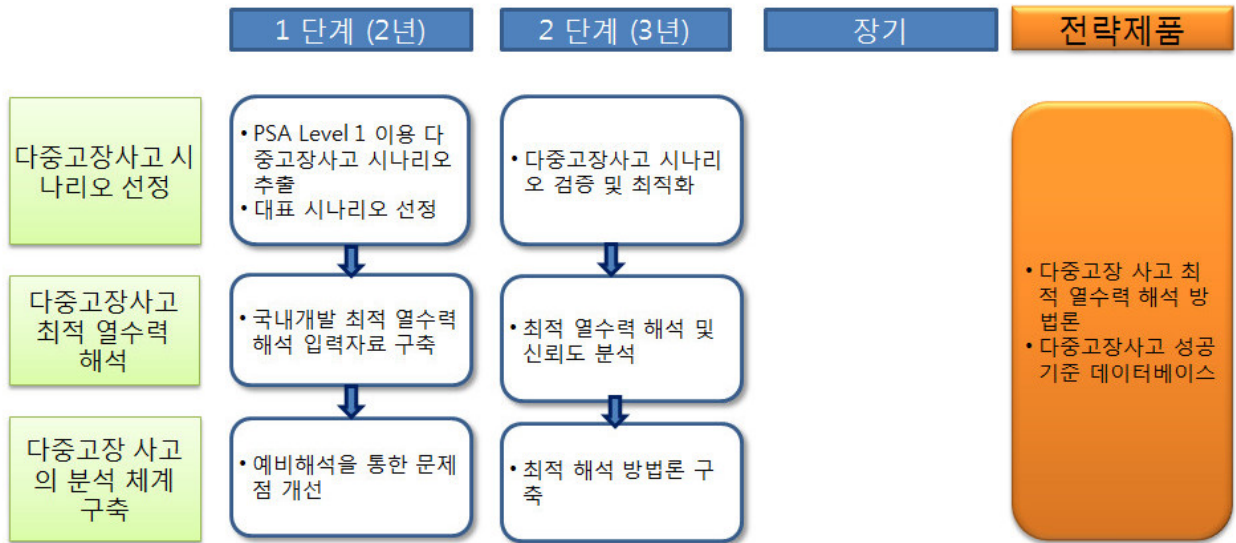
- 미국의 경우 ASME PRA Standard 요건 등에서 성공 기준 분석에 있어 최적 열수력 코드의 사용을 권장하고 있음.

□ 미래동향 예측

- 후쿠시마 사고 교훈으로부터 다중 고장 그리고 다중호기 시나리오를 대상으로 한 열수력 안전 최적 연구의 중요성이 증대되고 있는 상황임.
- 국내에서 개발된 SPACE 코드 등을 이용한 최적 성공 기준에 대한 시나리오 구축을 통해 안전성 향상을 도모할 수 있을 것으로 기대됨.

□ 기술개발 수행체계

- 연구계가 주도하여 다중 사고 시나리오 해석 체계를 구축하고 학계 및 산업계가 참여하여 세부 해석 및 성공 기준 데이터베이스를 구축하는 방식
- 산·학·연 공동연구방식
 - 다중 고장 사고 최적 열수력 해석 체계 구축(연)
 - 다중 고장 사고 시나리오 최적 열수력 분석 및 데이터베이스 구축(산·학·연)



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 다중 고장 사고 시나리오 설정 및 최적 열수력 해석 체계 구축 	<ul style="list-style-type: none"> 다중 고장 사고 시나리오 설정 최적 열수력 코드 해석 방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 다중 고장 확률론적 분석 방법론 PSA Level 1 해석 코드 다중 고장 적용 기술
<ul style="list-style-type: none"> 최적 열수력 상세 해석 및 성공 기준 데이터베이스 구축 	<ul style="list-style-type: none"> 다중 고장 열수력 상세해석 및 오차분석 성공 기준 도출 및 데이터베이스 구축 	<ul style="list-style-type: none"> MARS, SPACE 열수력 최적 해석기술

4) 다수호기사고 현안 연구

□ 기술의 정의

- 국내 원전의 단일 부지 다수 호기에서 동시다발적으로 일어날 수 있는 사고에 대한 리스크 평가 체계를 개발하고 원전 부지별로 적용시킬 수 있는 방법론을 개발. 한국형 신개념 SRISM (Site Risk-Informed Safety Management) 개발

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- KAERI에서 다수 호기 부지 리스크 평가와 관련된 다양한 기술 현안들이 파악된 바 있고, 실질적인 현안 해결 연구를 위한 제반 인프라 정비 등 준비 단계에 있음.
- 그러나 후쿠시마 사고의 교훈으로부터, 단일 부지에 5~6호기의 원전이 건설

된 국내의 경우 실질적인 현안 해결을 위한 연구개발이 매우 시급함.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

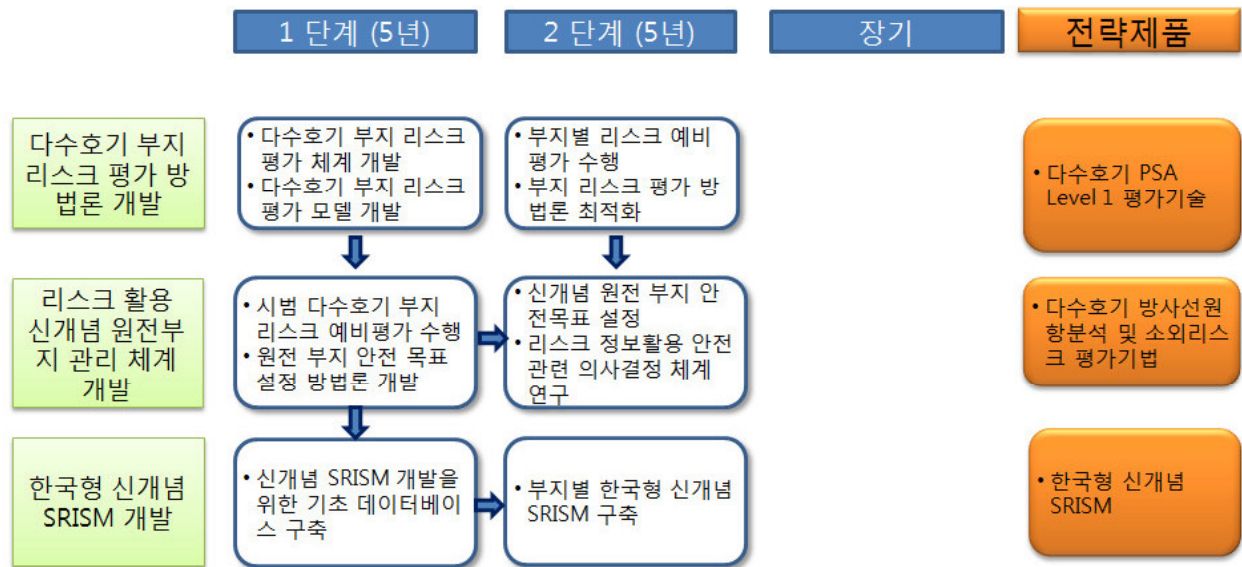
- 세계적으로 원전 안전관리체계는 우리나라와 마찬가지로 단일 호기를 기준으로 하기 때문에 후쿠시마 원전사고 이후 다수 호기 부지 리스크에 대한 연구의 필요성을 인식하고 대규모 연구투자를 시작함. (예: EU의 ASAMPSA_E 프로젝트, 미국의 SOARCA 프로젝트 등)
- 국내에 비해 상대적으로 다수 호기 부지 리스크 평가와 관련한 기존 연구 인프라 활용이 용이한 원전 선진국들이 주도적으로 국제 공동 연구 형태로 진행하고 있는 상황임.

□ 미래동향 예측

- 후쿠시마 사고 교훈으로부터 다중 고장과 다수 호기 시나리오를 대상으로 한 방사선 선원향 분석 및 소외 리스크 평가 체계 개발 및 현안 연구의 중요성이 증대되고 있는 상황임.
- 국내 및 국외 다수 호기 부지를 대상으로 한 다수 호기 리스크 평가 체계의 개발이 진행 중이고, 향후 인허가 요건으로 발전될 가능성이 존재함.

□ 기술개발 수행체계

- 연구기관이 주도하여 다수 호기 사고 리스크 평가 체계를 마련하고 세부 시나리오 선정 및 해석을 수행
- PSA Level 1 해석, 방사선 선원향 분석, 그리고 소외 리스크 평가는 산·학·연 협력으로 수행
- 산·학·연 공동연구방식
 - 다수 호기 사고 리스크 평가 체계 개발 및 국내 원전 부지별 적용 연구
 - 원전 부지 안전 목표 설정 및 부지 리스크 정보 활용 안전관리 체계 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 다수 호기 부지 리스크 평가 방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 다수 호기 부지 리스크 평가 체계 개발 다수 호기 부지 리스크 평가 모델 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 다수 호기 PSA Level 1 평가기술 다수 호기 방사선 선원향 분석 및 소외 리스크 분석
<ul style="list-style-type: none"> 리스크 활용 신개념 원전 부지 관리 체계 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 신개념 원전 부지 안전 목표 설정 리스크 정보를 활용한 안전 관련 의사 결정 체계 연구 	<ul style="list-style-type: none"> 다수 호기 안전 목표 및 관리체계 기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 계면면적이송, 난류, 액적 거동 등의 다차원 해석 모델
- 국부 열수력 현상 예측 모델의 검증 데이터베이스
- 대표 안전 현안에 대한 원전별 안전 여유도 평가방법 및 안전 여유도
- 국내 원전 리스크의 정확한 평가를 통한 안전성 향상
- 일관성 있는 다중 고장 사고 성공 기준 제공
- 다수 호기 부지 리스크 평가기술 체계
- 국내 원전 부지별 다수 호기 부지 리스크 프로파일
- 원전 부지 안전 목표 및 관리 체계

- 원전 부지 리스크 정보 활용 안전관리 체계(SRISM) 구축

○ 경제사회적 성과

- 다차원 및 3유동장을 다루는 검증된 해석 도구의 개발로 안전 해석 기술을 국제적으로 선도할 수 있음.
- 다차원 안전 해석을 통해 지나친 비보수성 제거가 가능하게 되어 원전 수출 경쟁력에 확보에 기여함.
- 안전 현안 도출 분류 정리 및 적용 기술 등을 체계적으로 정리하여 향후 현안 해결과정에 도움을 줄 수 있으며, 예시 평가된 현안의 해결 과정을 투명하게 제시하여 안전에 대한 신뢰성을 증진시킬 수 있음.
- 안전성이 강화된 원전 설계/건설/운영관리 유도
- 신개념 안전 관리체계로 원자력에 대한 대중 수용도 증대
- 미래 노형에도 적용 가능한 tech-neutral 안전관리 프레임 제공

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다차원 예측기술 적용 원전 안전여유도 평가 및 개선	27	27	27	27	27	135	54	81	270
안전해석 현안해결 연구	3	3	3	3	3	15	0	0	15
다중고장사고 현안 연구	4	4	6	6	6	26	30	0	56
다수호기사고 현안 연구	50	50	50	75	75	300	120	180	600

○ 연구개발 인력

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다차원 예측기술 적용 원전 안전 여유도 평가 및 개선	8	8	8	8	8	40	16	20	76
안전해석 현안해결 연구	7	7	7	7	7	35	0	0	35
다중고장사고 현안 연구	1	1	1	1	1	5	5	0	10
다수호기사고 현안 연구	20	20	20	30	30	120	40	60	220

○ 연구개발 인프라

- 다차원 다유동장 난류 등을 고려한 모델 개발체계
- 고정밀 모델의 타당성 확인 실험 및 검증 체계
- 안전 현안 도출, 분류 및 열수력학적 평가 체계

- 다중 고장 사고 PSA Level 1 평가체계
- 다중 고장 사고 최적 열수력 해석 평가 체계
- 다수 호기 사고 리스크 평가 체계
- 다수 호기 사고 방사선 원항 분석 체계

□ 기대효과 및 파급효과

- 다차원 다유동장 고정밀 열수력 모델의 기술기반 제공
 - 다차원 및 3유동장을 다루는 검증된 해석 도구의 개발로 안전 해석 기술을 국제적으로 선도할 수 있음.
 - 다차원 안전 해석을 통해 지나친 비보수성 제거가 가능하게 되어 원전 수출 경쟁력에 확보에 기여함.
- 안전현안 및 안전해석현안의 도출 분류, 최신 기술의 적용을 통한 안전 현안 평가 및 안전 여유도 평가를 통하여 원전 안전성의 대국민 신뢰 제고 및 국제사회 기술우위 획득
 - 안전 현안 도출 분류 정리 및 적용 기술 등을 체계적으로 정리하여 향후 현안 해결과정에 도움을 줄 수 있으며, 예시 평가된 현안의 해결 과정을 투명하게 제시하여 안전에 대한 신뢰성을 증진시킬 수 있음.
- 다중고장사고 및 다수호기사고 리스크 평가 체계 개발
 - 다중 고장 사고 성공 기준 데이터베이스 구축으로 인한 가동원전 안전성 향상
 - 다수 호기 사고 리스크 평가 체계 구축을 통해 국내 원전 부지별 다수 호기 부지 리스크 프로파일을 작성하여 체계적 관리 달성
 - 원전 부지 안전 목표 설정을 통해 원전 부지 리스크 정보 활용 안전관리체계 (SRISM) 구축

5.2.5 예상성과 및 기대효과

가. 예상성과

- 가동 및 건설원전의 「안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램」을 성공적으로 추진, 필요한 미래기술을 확보함으로써 예상되는 성과
- 원자력 시스템 해석 기술과 관련해, 다차원 노심 동특성 및 열수력 통합코드 개발, 비냉각재상실사고 최적해석 방법론 개발, 전 범위 냉각재상실사고 최적평가 모델 개발, 3차원 SPACE 코드 기반 안전해석체계

개발, 중수로 안전해석 방법론 개발 등 선진 기술의 확보로 원전의 안전해석능력을 세계 최고 수준으로 도약.

- 원자로건물 및 사용후핵연료저장조 해석 기술과 관련해, 원자로건물 통합해석 방법론 개발, 원자로건물배기여과계통 방사성물질 제거성능 향상, 사용후핵연료저장수조의 안전성 향상 등 선진 기술의 확보로 원전의 종합적인 안전성을 제고.
- 안전현안 및 안전여유도 평가 기술과 관련해, 다차원 예측기술을 적용한 원전 안전여유도 평가, 안전해석 현안해결, 다중고장사고 현안연구, 다수호기사고 현안연구 등 선진 기술의 확보로 후쿠시마 원전 사고로 제기된 국제적 현안을 해결하고 안전여유도 평가 기술을 선도.
- 또한, 이러한 미래기술의 확보를 통해 원전의 안전관리, 안전여유도 확보로 국민의 불안감을 해소할 수 있는 경제사회적 성과도 예상.

□ 기대효과 및 파급효과

- 국내 가동 및 건설 원전의 안전해석 및 안전여유도 평가 능력을 강화함으로써 우리나라 원전 고유의 원천기술 확보, 원자력 에너지의 지속적 성장, 해외 원자력 수출 경쟁력을 향상시킬 것으로 기대.
- 특히, 가동 및 건설원전의 「안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램」은 일본 후쿠시마 원전 사고 교훈으로부터 알 수 있듯, 원전의 안전관리를 위한 한 국가의 기술력과 직결되는 프로그램으로 관련 미래기술의 확보는 원자력 선진국으로 진입하는데 기여
- 또한, 본 프로그램을 통해, 국내 안전 및 설계 해석 코드, 평가 방법론, 실험 설비 및 측정기술, 산·학·연 우수인력 양성 등 다양한 연구개발 인프라 확충의 효과.

5.3 비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램 (EMP)

5.3.1 개요

- ☐ 「비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램」은 다음 3개의 중분류 단위로 구분
 - 노심손상 진입방지 기술 (중대사고 예방)
 - 노심손상 후 사고억제 기술 (중대사고 완화)
 - 비상대응 및 대비능력 향상 기술 (비상계획)
- ☐ 노심손상 진입방지 기술 (중대사고 예방)
 - 일본 후쿠시마 사고 이후, 설계기준초과 사건의 일환으로서 노심이 손상되는 비상상황으로 사고가 진행되는 시나리오에 대해 많은 관심을 가지게 됨.
 - 노심손상사고로 진행될 수 있는 사건은 안전관련 설비의 공통원인고장, 외부사건으로 인한 연속적 안전기능 상실, 다중고장사건 등이 있으며, 이러한 설계기준초과사건에 대한 분석, 평가와 대응 조치 기술들이 요구.
 - 이와 관련, 노심손상으로 진입을 방지하기 위한 미래 확보기술로서 다음 2가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을 제안.
 - 급격한 과압사고시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입 방안의 분석과 평가 기술
 - 원자로 냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지기술
- ☐ 노심손상 후 사고억제 기술 (중대사고 완화)
 - 일본 후쿠시마 사고는 원자로 노심이 손상되는 비상상황에서 신속하고 적합한 조치가 취해지지 못할 경우, 국민 및 환경의 방사선 피해가 심각해 질 수 있다는 교훈을 보여줌.
 - 이와 관련, 노심용융의 확대 진행을 억제할 수 있는 능력을 향상시키기 위한 미래 확보기술로서 다음 2가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을 제안.
 - 노심용융후 원자로공동에 냉각수 주입방안 및 평가 기술
 - 원자로용기 외벽냉각시 열전달 성능평가 및 향상방안 기술
- ☐ 비상대응 및 대비능력 향상 기술 (비상계획)
 - 일본 후쿠시마 사고는 비상상황에서 발전소 외부로 유출되는 방사성 물질

을 최소화하기 위한 기존 비상대응절차서 (EOP, SAMG 등)가 실제적 효과성이 부족하며, 다양한 복합재해에 대한 충분한 대비 능력을 갖추고 있지 못하다는 교훈을 보여줌.

- 이와 관련, 비상상황에서 대응 능력을 향상시키기 위한 미래 확보기술로서 다음 2가지 세부기술을 우선 체계적으로 연구 및 개발할 것을 제안.
 - 비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서(SAMG) 재평가 및 향상 기술
 - 복합재해 대처 설계기준 및 평가방법론 기술 개발

5.3.2 노심손상 진입방지 기술 (중대사고 예방)

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 국내 가동 및 건설 원전의 고압사고 시 원자로용기 내에 냉각수를 주입하고 원자로용기 파손 시 격납용기직접가열(Direct Containment Heating)에 의한 격납건물 조기파손을 방지하기 위하여 원자로용기 감압은 필수적임.
 - 원자로용기를 감압하는 방안은 증기발생기를 이용한 감압과 안전감압밸브를 이용한 감압으로 구분할 수 있음.
 - 한빛 3,4호기 이후의 원전은 안전감압밸브가 구비되어 있으나, 이전 국내 가동 원전은 구비되어 있지 못한 실정.
- 원자로용기를 감압한 이후에는 노심손상을 방지 및 완화하기 위하여 원자로용기 내에 냉각수 주입이 필수적으로 이루어져야 함.
 - 안전주입계통을 유효적절하게 작동시켜 중대사고를 방지 또는 완화시키는 방법.
 - 안전주입계통이 작동되지 않은 경우를 대비하여 비상냉각수 주입 방안을 개발하고 검증하여야 함.
- 원자로계통 피동냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지기술의 체계적인 연구개발을 통해 장기원전의 안전성을 획기적으로 향상시킬 필요가 있음.
 - 가동원전의 경우 피동냉각계통보다는 능동냉각계통에 의존하는 설계가 대부분이므로 전원상실사고 시 중대사고 진입가능성이 높을 것으로 예상.
 - 설계변경을 최소화하며 기존의 피동냉각계통의 냉각능력을 확장시킬 수 있는 여지가 충분히 있으나 체계적인 연구개발이 부족함.

□ 기술개발 필요성

- 국내 가동 및 건설 원전의 노내 중대사고 관리 지침서를 효과성 제고 측면

에서 보완하고 절차서를 재평가, 개선할 필요가 있음.

- 국내 가동 및 건설 원전의 노내 중대사고 관리방안인 원자로용기 감압과 냉각수 주입 방안의 개발, 평가는 중대사고 관리 향상에 크게 기여.
 - 원자로용기 감압과 냉각수 주입은 WH형, Framatom형, OPR1000, APR1400, CANDU형 등 원전설계에 따라 상이하기 때문에 설계를 반영한 정확한 평가와 분석이 필요함.
- 증기발생기를 이용하여 원자로용기를 감압하는 경우 다음 요소기술에 대한 R&D가 필요함.
 - 1차 냉각재계통내 자연순환 상세 평가 및 검증
 - 증기발생기 세관 파손 평가 및 검증
 - 발전소 정전상태에서도 운영이 가능한 설비 확충 및 평가
 - 정전사고 시 RCP 축밀봉 손상을 통한 냉각재 누설량 평가 및 계통에 미치는 영향 해석
- 원자로 냉각능력 확장을 위한 피동냉각계통의 개선 및 추가 요소기기 개발과 관련해 다음 요소기술의 R&D가 필요.
 - 가동원전 피동냉각계통의 냉각능력 확장을 위한 설계변경 및 적응성 평가
 - 가동원전 피동냉각계통의 추가 요소기기 개념설계 및 적응성 평가
 - 개발된 피동냉각능력 확장 시스템의 안전해석 및 중대사고해석

나. 세부기술 내용

1) 급격한 과압사고시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입 방안의 분석과 평가 기술

☐ 기술의 정의

- 국내 가동 및 건설 원전의 고압사고 시 원자로용기 감압 방안.
- 국내 가동 및 건설 원전의 원자로용기내 냉각수 주입 방안.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 한빛 3,4호기 이후의 국내 가동 원전의 원자로용기 직접감압 밸브가 있으나 이전 가동 원전은 없음.
- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 발생 시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입을 정확하게 평가하고 중대사고 관리지침서를 개발하여야 하나 상세 해

석을 수행하지 않았음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

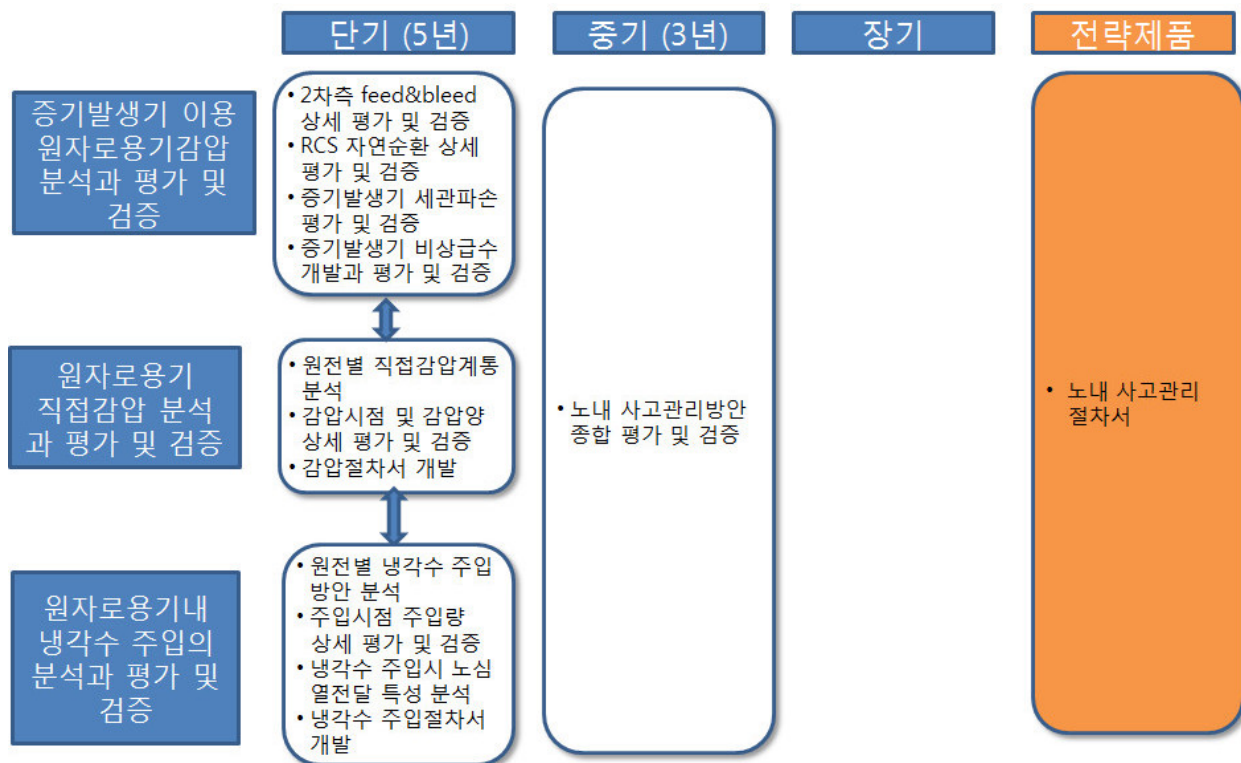
- 최근 세계 각국의 가동 및 건설 원전은 중대사고관리 지침서에 노내 중대사고 관리 방안이 적용되어 있으나 좀 더 상세한 평가를 한 후 중대사고 관리 지침 및 절차를 개발하려는 노력이 있음.

□ 미래동향 예측

- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고관리지침서를 개선하고 관련 상세해석을 통하여 절차서 개발이 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 본 기술은 계통설계 및 해석, 열수력, 재료, 구조 등의 분야가 필요하여 산.학.연의 효율적인 연계 수행 체계가 중요함.
- 산·학·연 공동연구체계.
 - 1단계(5년) : 급격한 과압사고 시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입방안 분석과 평가 및 검증.
 - 2단계(3년) : 노내 사고관리 방안의 종합 평가 및 검증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 증기발생기를 이용한 원자로용기 감압방안의 분석과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 2차측 feed & bleed 수행시기 및 양에 대한 상세한 평가 및 검증 RCS 자연순환의 상세 평가 및 검증 정전사고 시 RCP 축밀봉 손상 영향 평가 SG 세관파손 상세 평가 및 검증 SG로의 냉각수주입 시스템 (중력 혹은 비상수단) 설계와 상세 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 냉각수주입계통 기술 계통 열수력 및 자연순환 증기발생기 세관과 관련한 기계 및 재료 RCP 축밀봉 손상 평가
<ul style="list-style-type: none"> 안전감압밸브를 이용한 원자로용기 직접감압 방안의 분석과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 원전별 원자로용기 직접감압계통 특성 분석 감압시기 및 감압양에 대한 상세 평가 및 검증 고온고압 시 안전밸브 특성 평가 및 검증 원자로용기 감압 절차서 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 계통 열수력 밸브 특성 평가 원자로용기 감압 절차서
<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기내 냉각수 주입의 분석과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 원전별 원자로용기내 냉각수 주입방안 분석 냉각수 주입시기 및 주입양에 대한 상세 평가 및 검증 냉각수 주입 시 노심에서의 열전달 특성 평가 및 검증 원자로용기내 냉각수 주입 절차서 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 계통 열수력 노심내 열전달 특성 원자로용기내 냉각수 주입 절차서

2) 원자로 냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지기술 개발

□ 기술의 정의

- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 발생 방지를 위한 피동냉각능력 확장 기술 개발
- 도출된 피동냉각능력 확장 기술을 위한 설계 변경 및 가동 원전에서의 적용을 위한 성능 평가 방법론 개발

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- APR1400에 PAFS 적용을 통한 피동냉각능력 확장이 설계에 고려되었으나, OPR1000 주 가동원전에 대한 피동냉각능력 확장에 대한 기술적 연구는 보고되고 있지 않음.
- 주 가동원전의 냉각능력 확보를 위해 소방호스나 이동형 발전기를 이용한 냉각능력 확보 등 사고발생 이후의 사고완화에 초점이 맞춰져 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

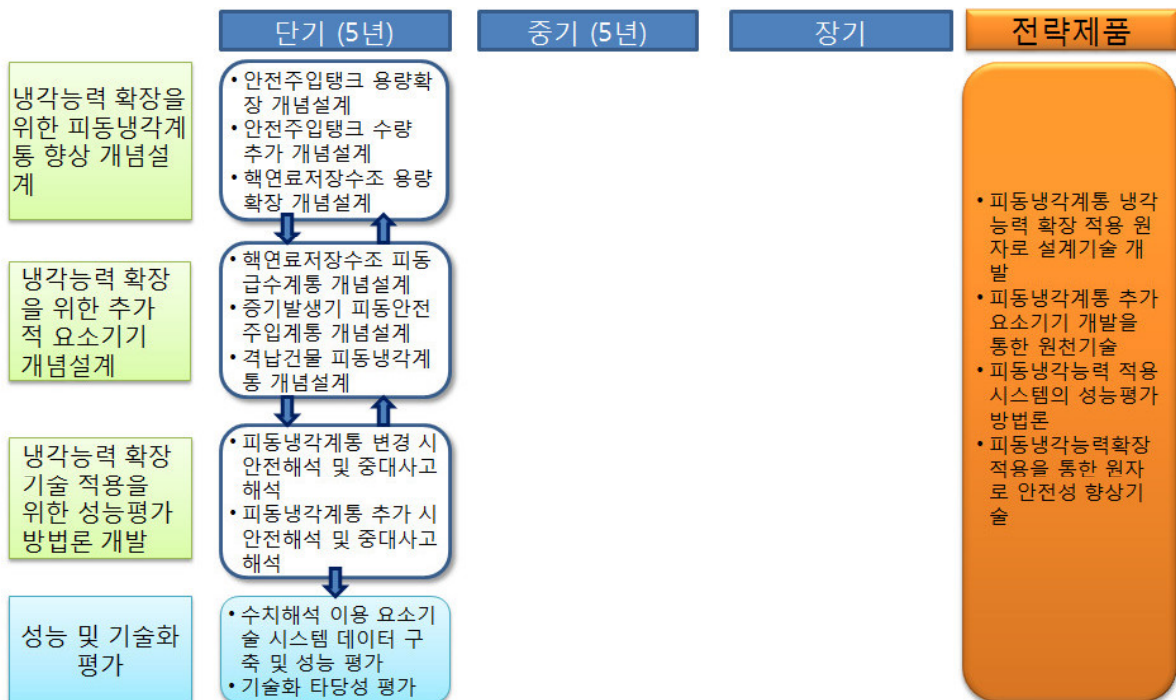
- 후쿠시마 사고 이후, 유럽연합에서는 EU Stress Test를 통해 발전소의 안전성을 재점검하고, 중대사고 방지를 위한 시스템 변경을 적극적으로 고려하고 있음. 그러나 노후 원전의 피동냉각능력 확장을 위한 시스템 변경에 대한 체계적인 기술 개발은 보고되고 있지 않음.

□ 미래동향 예측

- 설계단계부터 안전성이 보완된 신형원전(APR1400, AP1000 등) 이후의 원전에 비하여 노후원전의 원전 안전성 확보가 매우 중요함으로 가동원전에 대한 안전성 확보를 위한 기술개발이 전 세계적으로 지속될 것으로 예측됨. 관련 기술의 개발로 인한 국내 가동원전 안전성을 확보하여 대중의 신뢰를 회복할 수 있을 것으로 기대됨.

□ 기술개발 수행체계

- 본 기술은 계통설계 및 해석, 열수력, 재료, 구조 등의 분야가 필요하여 산.학.연의 효율적인 연계 수행 체계가 중요함.
- 산·학·연 공동연구체계.
 - 1단계(3년) : 원자로 냉각능력 확장을 위한 요소기기 및 시스템 변경 개념설계. 원자로 냉각능력 확장 평가를 위한 정밀 해석 방법론 개발
 - 2단계(2년) : 냉각능력 확장용 시스템 변경 및 요소기기 추가를 적용한 안전해석 및 중대사고 해석.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 냉각능력 향상을 위한 피동냉각계통 향상 개념 설계 	<ul style="list-style-type: none"> 안전주입탱크 용량 확장 개념설계 안전주입탱크 수량 추가 개념설계 핵연료저장조 용량 확장 개념설계 	<ul style="list-style-type: none"> 안전주입탱크 설계 핵연료저장조 설계
<ul style="list-style-type: none"> 냉각능력 향상을 위한 추가적 요소기기 개념 설계 	<ul style="list-style-type: none"> 핵연료저장조 피동급수계통 개념설계 증기발생기 피동안전주입계통 개념설계 격납건물 피동냉각계통 개념설계 	<ul style="list-style-type: none"> 핵연료저장조 설계 증기발생기 설계 격납건물 설계
<ul style="list-style-type: none"> 냉각능력 확장기술 적용을 위한 성능평가 방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 안전주입탱크 용량 확장 및 수량 추가 시 안전해석 및 중대사고 해석 핵연료저장조 용량 확장을 적용한 안전해석 및 중대사고해석 증기발생기 피동안전주입계통을 적용한 안전해석 및 중대사고해석 격납건물 피동냉각계통 적용을 통한 안전해석 및 중대사고 해석 	<ul style="list-style-type: none"> 안전해석 방법론 중대사고해석 방법론

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과.

- 고압사고 시 원자로용기 감압방안 개발.
- 원자로용기내 냉각수 주입방안 개발.
- 정전사고 시 원자로냉각재펌프 축밀봉 손상 및 영향 평가 기술.
- 노내 중대사고 관리 지침서 및 절차.
- 피동냉각능력 향상을 통한 원자로 시스템 안전성 향상.
- 피동냉각 요소기기 개발을 통한 원천기술 확보

○ 경제사회적 성과.

- 가동 및 건설 원전의 중대사고 예방 및 완화를 통한 방사성물질의 대기방출 방지.

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 자원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+3년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
급격한 과압사고시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입 방안의 분석과 평가기술	38	38	39	41	41	197	50	0	247
원자로 냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지기술 개발	20	20	20	20	20	100	0	0	100

○ 연구개발 인력

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+3년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
급격한 과압사고시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입 방안의 분석과 평가기술	13	13	14	16	16	72	20	0	92
원자로 냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지기술 개발	5	5	5	5	5	25	0	0	25

□ 기대효과 및 파급효과.

- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고지침서 개선 및 절차서 개발.
- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 발생시 정확한 관리를 통하여 대규모 방사성 물질의 대기방출 방지를 통한 원전의 대국민 신뢰성 획득.
- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 가능성을 획기적으로 감소.
- 중대사고 관리 기술 및 미래원전 개발에 기여.

5.3.3 노심손상 후 사고억제 기술 (중대사고 완화)

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 국내 가동 원전은 중대사고 발생 시 용융물을 냉각할 수 있는 전용 대처설비가 설치되어 있지 않음.
 - 중대사고 관리 방안으로 원자로용기 외벽냉각(IVR-ERVC: In-Vessel corium Retention through External reactor Vessel Cooling)과 원자로공동에 냉각수 주입 방안이 있으나 상세한 평가와 검증이 필요한 상황.
 - 한울 3,4호기 이전의 국내 가동 원전은 원자로공동에 냉각수를 주입할 수 있는 효과적 방안 개발 및 검증이 필요함.
- 국내 건설 원전은 중대사고 발생 시 용융물을 냉각할 수 있는 전용 대처설

비가 일부 설치되어 있으나 충분하지 못함.

- 중대사고 관리 방안으로 원자로용기 외벽냉각과 원자로공동에 냉각수 주입방안으로 원자로공동 충수계통이 있으나 상세한 평가와 검증이 필요한 상황.
- 원자로용기 외벽냉각은 원자로용기 단열재 설계, 외벽에서의 열제거 능력 상세 평가 및 검증 등의 기술적 쟁점들이 제기되고 있음.

□ 기술개발 필요성

- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 발생 시 원자로용기 파손방지를 위한 외벽냉각과 원자로용기 파손 시 원자로공동에 재배치된 용융물을 냉각하기 위하여 원자로공동에 냉각수 주입은 필수적임.
- 원자로공동에 냉각수를 주입할 수 있는 방안이 원전별로 상이하기 때문에 발전소별 고유 평가와 분석이 필요.
- 원자로용기 외벽냉각을 위해서 신속한 냉각수 주입이 필요하기 때문에 냉각수 주입시점과 주입량에 대한 정확한 분석과 검증이 필요. 또한 원자로공동에 재배치된 용융물을 냉각하기 위해서도 정확한 냉각수 주입시점과 주입량이 중요함.
- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 발생 시, 방사성 물질의 대량 유출 방지를 위해서 원자로용기 파손방지 목적으로 수행되는 원자로용기 외벽냉각은 효과적인 방안으로 고려됨.
- 원자로용기 외벽냉각 시, 외벽에서 2상 자연순환 현상과 최대 열제거량 평가 및 검증 실험이 중요함.
- 고출력 원전의 원자로용기 외벽냉각 성공을 위해서 외벽을 통한 열제거 향상 방안 개발과 검증 실험이 중요하며 정확한 평가가 필요함.

나. 세부기술 내용

1) 노심용융후 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발 및 평가 기술

□ 기술의 정의

- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 발생 시 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발과 평가 및 검증.
- 원자로공동에 피동 냉각수 주입방안 개발과 평가 및 검증.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 한울 5,6호기 이전의 국내 가동 원전은 원자로공동에 냉각수를 주입하는 방안이 명확하지 않아 주입방안 개발과 평가 및 검증이 필요하고 OPR1000과

APR1400도 정확한 평가와 분석이 수행되지 않았음.

- 국내 가동원전과 APR1400은 중대사고 관리 전략으로 원자로용기 외벽냉각이 채택되었으나 상세한 평가 및 검증실험이 수행되지 않았음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

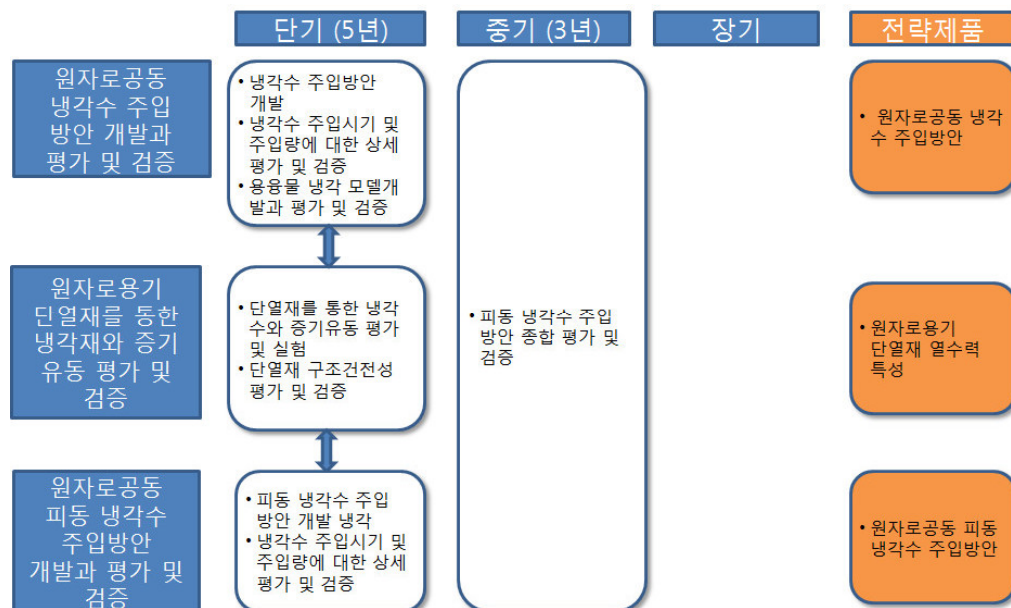
- 최근 세계 각국에서 건설되는 원전은 원자로공동에 냉각수를 주입하는 방안이 명확하나 가동 중인 원전은 냉각수를 주입하는 방안이 명확하지 않고 평가 및 분석이 수행되지 않았음.
- 미국의 AP1000 등은 원자로공동에 냉각수를 피동적으로 주입하는 방안을 개발하고 상세히 평가 및 검증하여 적용하고 있음.

□ 미래동향 예측

- 중대사고시 노내외에서 용융물을 냉각하기 위해서는 원자로공동에 냉각수를 주입하는 상세한 평가와 검증이 수행되어 관련설비들이 구축되고 관련 절차들이 정비될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 중대사고 시 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발과 평가 및 검증은 계통설계, 열수력, 구조 등의 분야가 필요하여 산.학.연의 효율적인 연계 수행 체계가 중요함.
- 산·학·연 공동연구체계.
 - 1단계(5년) : 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발과 평가 및 검증.
 - 2단계(3년) : 피동 냉각수 주입방안 종합 평가 및 검증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 원자로공동 냉각수 주입방안 개발과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 원자로공동 냉각수 주입 방안 개발 원자로용기 파손전 냉각수 주입시기 및 주입양에 상세 평가 및 검증 원자로용기 파손후 냉각수 주입시기 및 주입양에 상세 평가 및 검증 원자로공동에서 용융물 냉각 현상 규명 모델개발과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 냉각수 주입 계통 기술 냉각수 주입 해석 및 실험 기술 냉각수에 의한 용융물 냉각의 열전달 평가 기술
<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기 단열재를 통한 냉각재와 증기 유동 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기 단열재를 통한 냉각수와 증기 유동 평가 원자로용기 단열재를 통한 냉각수와 증기 유동량 평가 실험 냉각재 유동시 원자로용기 단열재 구조건전성 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 구조물을 통한 냉각재 유동 평가 및 실험기술 냉각재 유동시 구조물 건전성 평가기술
<ul style="list-style-type: none"> 원자로공동 피동 냉각수 주입방안 개발과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 원자로공동 피동 냉각수 주입 방안 개발 원자로용기 파손전 피동 냉각수 주입시점 및 주입양에 상세평가 및 검증 원자로용기 파손후 피동 냉각수 주입시점 및 주입양에 상세 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 피동 냉각수 주입 계통 기술 피동 냉각수 주입 해석 및 실험 기술

2) 원자로용기 외벽냉각 시 열전달 성능평가 및 향상방안 개발

□ 기술의 정의

- 국내 가동 및 건설 원전의 노내 노심용융물 억류 및 냉각(IVR-ERVC)을 위한 원자로용기 외벽냉각 시 외벽에서 열전달량 평가 및 검증.
- 원자로용기 외벽냉각 시 원자로용기 외벽에서 열전달 향상방안 개발과 평가 및 검증

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내 가동 및 건설 원전의 원자로용기 외벽냉각.
 - 국내 가동 및 건설원전은 중대사고 관리방안으로 원자로용기 외벽냉각 방안이 마련되어 있으나 상세한 평가 및 검증이 수행되지 않았음.
 - 국내 개발 소형원전인 SMART에는 중대사고 대처설비로 원자로용기 외벽냉각이 채택되었으나 상세한 평가와 검증이 수행되지 않았음.
- 원자로용기 외벽에서의 열전달 향상 방안.
 - APR1400은 원자로용기 외벽에서의 열전달을 위하여 원자로용기 단열재에 냉각

수 주입구, 냉각수 순환구, 증기 배출구를 설치하였으나 외벽에서 열전달 증진을 위한 노력은 미미하였음.

- 나노 유체 등을 사용한 CHF 향상 기초 실험은 KAIST, 포항공대 등에서 수행하였으나 원자로용기 외벽에 적용하는 검증실험은 수행되지 않았음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

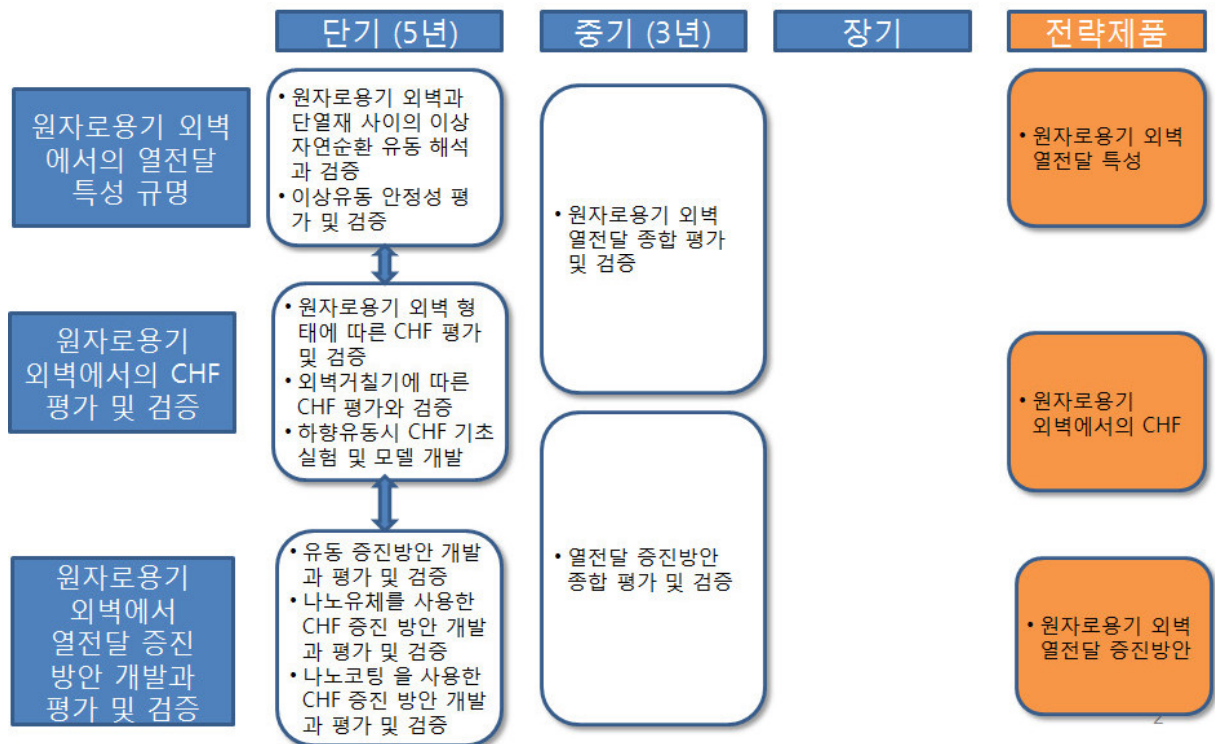
- 미국의 AP600과 AP1000, 중국의 CAP1000과 CAP1400, 핀란드의 Loviisa는 원자로용기 외벽냉각을 채택하여 관련 연구를 많이 수행하였음.
- 유럽에서는 NUGENIA를 통하여 VVER1000 등 가동과 건설 원전의 외벽냉각 향상방안 개발 관련인 IVMR 과제를 기획하고 있음.
- 원자로용기 외벽에서의 열전달 향상 관련하여 미국의 MIT, 펜실바니아대학 등에서 소규모 현상규명 실험을 수행하였음.

□ 미래동향 예측

- 후쿠시마 사고 이후 가동 중이나 건설원전에 대하여 열출력이 작은 원전은 중대사고 시 원자로용기 파손을 방지하는 원자로용기 외벽냉각이 주요한 수단으로 평가되고 검증될 것으로 예상됨.
- 열출력이 큰 원전을 위해서는 외벽에서 CHF 향상 방안을 개발하고 평가 및 검증을 위한 많은 노력이 있을 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 중대사고 시 원자로용기 파손을 방지하기 위한 원자로용기 외벽냉각은 계통설계, 자연순환, CHF, 나노기술 등의 분야가 필요하여 산.학.연의 효율적인 연계 수행 체계.
- 산·연 공동연구체계.
 - 1단계(5년) : 가동 및 건설 원전의 원자로용기 외벽냉각 시 외벽에서 열전달 특성 평가 및 실증.
 - 2단계(3년) : 외벽에서 열전달 향상방안 종합 평가 및 검증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기 외벽에서의 열전달 특성 규명 	<ul style="list-style-type: none"> 외벽과 단열재 사이의 2상 자연순환 유동 해석과 검증 이상유동 안정성 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 2상 자연순환 유동 불안정성
<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기 외벽에서 CHF 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기 외벽 형태에 따른 CHF 평가 및 검증 외벽 거칠기에 따른 CHF 평가 및 검증 하향 유동시 CHF에 대한 기초 실험 및 모델 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 임계 열유속(CHF: Critical Heat Flux) 표면 거칠기 측정기술 하향 유동에서의 비등 특성
<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기 외벽에서 열전달 증진 방안 개발과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 외벽과 단열재 사이의 유동 증진 방안 개발과 평가 및 검증 나노 유체를 사용한 CHF 증진 방안 개발과 평가 및 검증 원자로용기 외벽 코팅을 통한 CHF 증진방안 개발과 평가 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 원자로용기 단열재 설계 나노유체 열전달 외벽 코팅

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과.

- 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발.

- 원자로용기 외벽냉각을 통한 중대사고 시 원자로용기 파손 방지기술.
- 원자로용기 외벽냉각을 위한 용기 단열재 설계.
- 원자로용기 외벽 열전달 향상을 위한 나노유체 및 외벽코팅기술.
- 중대사고시 원자로공동에서 용융물 장기냉각 기술 확보.

○ 경제사회적 성과.

- 가동 및 건설 원전의 중대사고 시 원자로용기 파손 방지를 통한 방사성물질의 대기방출 방지.
- 가동 및 건설 원전의 중대사고 시 용융물을 안정적으로 장기 냉각하여 방사성물질의 대기방출 방지.

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+3년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
노심용융후 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발 및 평가기술	36	40	40	40	40	196	50	0	246
원자로용기 외벽냉각시 열전달 성능평가 및 향상방안 개발	36	40	41	43	44	204	50	0	254

○ 연구개발 인력

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+3년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
노심용융후 원자로공동에 냉각수 주입방안 개발 및 평가기술	12	13	13	13	13	64	0	0	64
원자로용기 외벽냉각시 열전달 성능평가 및 향상방안 개발	12	12	12	14	14	64	0	0	64

□ 기대효과 및 파급효과

- 국내 가동 및 건설 원전의 원자로용기 파손 및 용융물 냉각을 위한 원자로 공동에 냉각수 주입방안 개발과 적용.
- 국내 가동 및 건설 원전의 원자로용기 외벽냉각 향상방안 개발 및 적용.
- 열전달 증진에 대한 기본기술 축적.
 - 원자로용기 단열재 설계를 통한 2상 자연순환 유량 증가.

- 나노유체 기술 및 나노코팅 기술.
- 중대사고 발생 시 방사성 물질의 대량 대기 누출 방지를 통한 원전의 대국민 신뢰성 획득.

5.3.4 비상대응 및 대비능력 향상기술 (비상계획)

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 기존 비상운전절차서가 모든 발전소 운전상태 (정지에서 전출력까지)를 포괄하지 못하며, 중대사고관리지침서 또한 모든 발전소 운전상태를 포괄하지 못하고 있음.
 - 후쿠시마 원전 사고 이후 특별점검을 통해 기존 비상운전절차서들이 모든 발전소 운전상태를 포괄하지 못함을 확인함에 따라 실질적인 개선이 필요.
 - 기존의 비상운전절차서와 중대사고관리지침서에 대한 재평가와 실효적인 사고대응절차서 개발이 필요.
- 건설원전의 경우 후쿠시마 후속조치 이후 설계기준초과의 다수호기/복합사건에 대한 종합적이고 체계적인 연구개발이 부족하다는 인식.
 - 미국 NRC, IAEA 및 유럽 규제기관은 설계기준초과의 해일/홍수 등 자연재해와 항공기충돌을 포함한 테러 등 인위적 재해에 기인한 다수호기/복합사건에 대해 보다 향상된 체계적인 발전소 완화전략(Mitigation Strategy)을 강화하고 있음

□ 기술개발 필요성

- 후쿠시마 수준의 극한 자연재해에 의해 야기되는 광범위한 원전 사고의 대처 능력 관점에서 현재 비상운전절차서와 중대사고관리절차서를 재평가 하는 기술이 필요함.
 - 비상절차서가 원전의 노형에 따라 다양하기 때문에 원전 종류에 따른 절차서의 재평가와 이를 반영한 새로운 절차서가 필요.
 - 전 발전소 운전상태를 포함하지 못하는 절차서로 인한 문제점을 도출하고, 포함되지 못한 사고 시나리오 고려 여부에 대한 종합 판단이 마련되어야 함.
 - 안전해석 및 확률론적 안전성 평가 등을 활용한 다각도에서의 지침서 및 절차서에 대한 타당성과 신뢰성을 확보할 필요가 있음.
- 미국 9/11사태 및 일본 후쿠시마사고 이후, USNRC, IAEA 및 유럽 규제기관

은 다수호기/복합사고에 대해 종합적이고 체계적인 연구개발이 이루어짐.

- 국내의 경우 다수호기/복합사고에 대한 비상대응 전략/절차가 충분히 확립되지 못해, 상대적으로 가동 및 건설원전의 안전성이 취약함. 수출형 원전의 경우 도입 국 요건을 만족하기 위해 추가적인 노력이 예상됨.
- 대형 화재 및 폭발을 유발되는 악의적 사건(Malicious Event) 등 의도적 재해(intended hazard)에 기인한 복합사건을 고려할 필요가 있음.
- 국내 원전의 안전성 향상 및 원전 수출시장의 경쟁력 우위 확보를 위해서는 자연 재해, 인위적 재해 등 설계기준초과사건에 대해 국제적 규범을 고려한 독자적인 대처설비 설계기준, 안전성 평가기술, 대응전략/절차 개발 등 관련기술의 조기 확보가 시급한 실정임.
- 복합재해 사건범주별 비상대응 표준 전략 및 절차 개발이 필요함.

나. 세부기술 내용

1) 비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서(SAMG) 재평가 기술

□ 기술의 정의

- 비상운전절차서(EOP)가 모든 발전소 운전상태(전출력~정지)를 포함하고 중대사고관리지침서(SAMG)가 모든 발전소 운전상태를 포함할 수 있도록 재평가 기술 확립.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 비상운전절차서 및 중대사고관리절차서에 대한 문제점 발견되었음.
- 기존 절차서 문제점 발견으로 이에 관한 강화 및 보완 필요성이 확인되었음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국은 설계기준 초과사고에 대비해 12개의 개선사항을 도출하였으며 이중 ‘지진과 홍수 위험도 재평가’, ‘발전소 정전 규제조치’, ‘비상운전절차서 및 중대사고에 대한 관리지침서, 완화지침서’ 3개 사항에 대해서는 즉시 강화·보완을 권고함.
- 프랑스는 79개 원전의 안전점검 결과에 따라 극한 상황에 견딜 수 있는 견고함을 확보할 수 있도록 안전성을 보강해 나갈 계획이며 이 계획에는 ‘병커화된 위기관리센터’, ‘비상대처용 디젤발전기’, ‘신속대응반 구성’ 등이 포함되어 있음.
- 원자력 국제기구인 IAEA는 원자력 안전사고 대응체제의 취약성을 개선하기

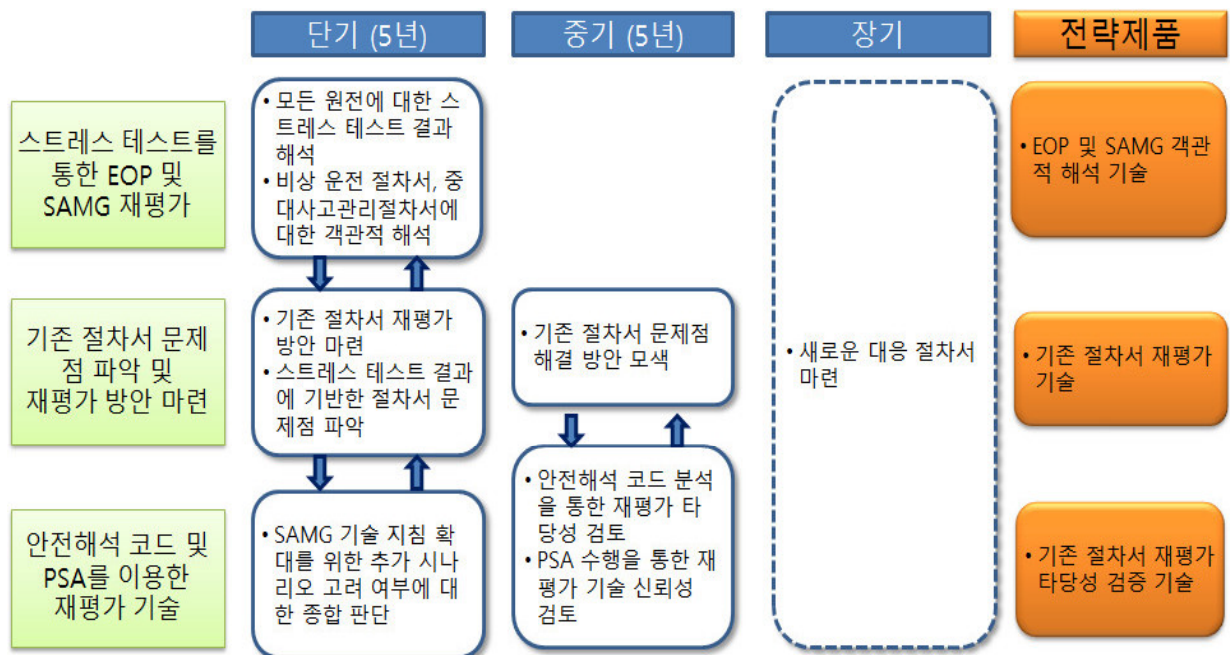
위해 지난해 9월 ‘IAEA Action Plan’ 을 채택. 이는 IAEA의 안전기준을 강화하기 위해 취약도 평가, IAEA 검토서비스 강화, 원전 후발국 인프라구축 지원 등 12개 항목으로 이뤄져있음.

□ 미래동향 예측

- 후쿠시마 원전 사고 이후 세계 각국에서 기존 비상운전절차서와 중대사고관리지침서를 비롯한 원전사고 대처 시스템에 대한 재검토 및 보완이 이루어질 것으로 예상되며 이에 따른 재평가 기술 확립이 필요할 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 비상운전절차서 및 중대사고관리지침서 재평가 및 재평가 기술 개발은 절차서 및 지침서, 안전해석 코드, 확률론적 안전성평가 등이 필요하여 산.학.연의 연계 수행 체계가 중요함.
- 산·학·연 공동연구체계.
 - 1단계(5년) : 스트레스 테스트를 통한 비상원전절차서, 중대사고관리절차서를 재평가.
 - 2단계(3년) : 문제점의 파악 및 재평가 방안 마련, 통합 방안의 가능성 연구.
 - 3단계(2년) : 안전해석 코드 및 PSA 등을 이용한 재평가 기술 확립 및 반영



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 스트레스 테스트를 통한 비상운전 절차서, 중대사고관리절차서 재평가 	<ul style="list-style-type: none"> 모든 원전에 대한 스트레스 테스트 수행 비상운전 절차서, 중대사고관리 절차서에 대한 객관적 해석 	<ul style="list-style-type: none"> 객관적인 절차서 해석 기술 스트레스 테스트 해석 기술
<ul style="list-style-type: none"> 기존 절차서 문제점 파악 및 재평가 방안 마련, 통합 방안 가능성 연구 	<ul style="list-style-type: none"> 기존 절차서 재평가 방안 마련 스트레스 테스트 결과에 기반한 기존 절차서 문제점 파악 	<ul style="list-style-type: none"> 기존 절차서 재평가 기술
<ul style="list-style-type: none"> 안전해석 코드 및 PSA등을 이용한 재평가 기술 	<ul style="list-style-type: none"> SAMG 기술 지침 확대를 위한 추가 사고 시나리오 고려 여부에 대한 종합 판단 안전해석 코드 분석을 통한 재평가 타당성 검토 PSA 수행을 통한 재평가 기술 신뢰성 검토 	<ul style="list-style-type: none"> 안전해석 코드 분석 확률론적 안전성평가(PSA) 해석 기술

2) 복합재해 대처 설계기준 및 평가방법론 개발

☐ 기술의 정의

- 다수호기/복합사건 비상대응전략 및 절차를 개발하고 원전설계에 반영하기 위한 설계기준 및 가동원전에 대한 방영 방안 확립.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 복합사건에 대한 평가방법론 및 일부 자연재해에 대한 연구가 일부 수행됨.
- 안전정지기기목록 및 안전중요기기목록 기반 복합사건 발생 시 성공경로 개발 및 대처전략과 설계기준은 미비한 상태임.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- IAEA는 복합사건 범주별 평가 기준 및 방법론을 개발하여 회원국의 준수를 권고하고 있음.
- 미국 NRC는 설계, 건설 및 운영의 안전성 여유도 측면에서 관련 규정을 반영하여 검토하고 있음
- 핀란드의 경우, Loviisa 1&2, Olkiluoto1&2 및 Olkiluoto 3에 대해 복합사건에 대한 stress test 후 설계개선을 수행하였음.

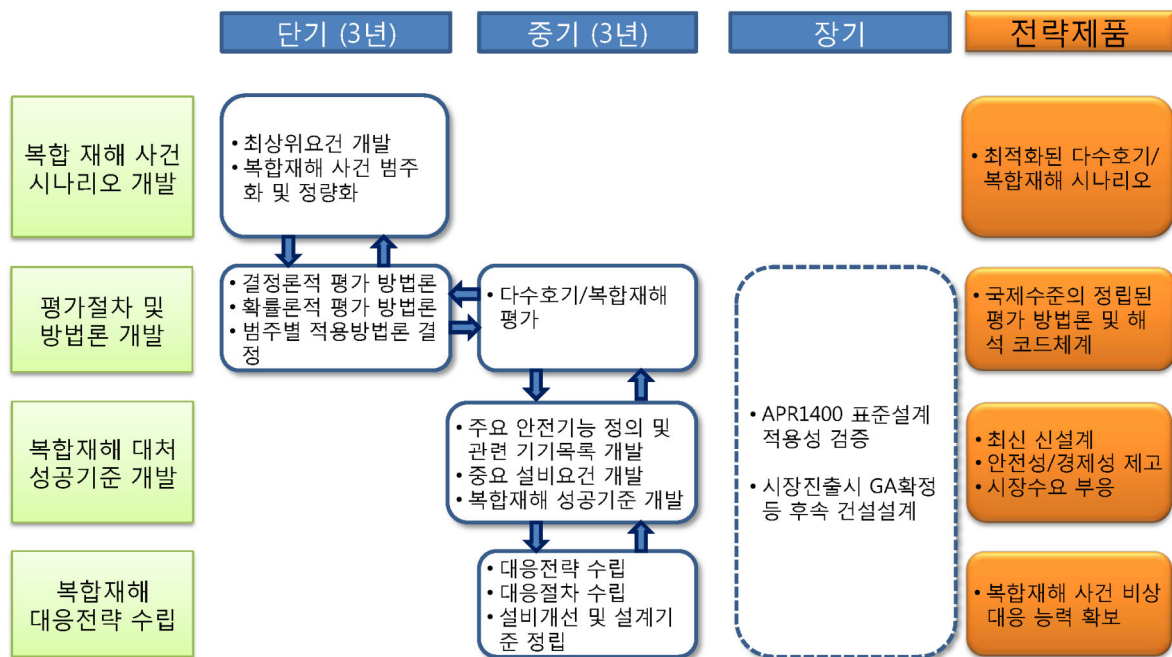
☐ 미래동향 예측

- 미국 911 및 후쿠시마 원전 사고 이후 세계 각국에서 다수호기/복합사건에

대한 원전안전성 유지를 위한 설계 및 대응전략 및 절차에 대한 재검토 및 보완이 이루어질 것으로 예상되며 이에 따른 재평가 기술 확립이 필요할 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 다수호기/복합사건에 대한 평가 기술 개발은 절차서 및 지침서, 안전해석 코드, 확률론적 안전성평가 등이 필요하여 산학연의 연계 수행 체계가 중요함.
- 산·학·연 공동연구체계.
 - 1단계(3년) : 국내외 관련요건 및 해외적용 사례조사와 다수호기/복합사건 대처 설계기준 개발
 - 2단계(3년) : 평가기술 및 비상대응 전략 개발
 - 3단계(2년) : 개발기술의 APR1400 표준설계 적용성 검증



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

항목	주요 내용	개발대상 핵심 요소기술
• 복합재해 범주별 사고시나리오 개발	<ul style="list-style-type: none"> 기후, 지진 및 침수를 포함한 자연재해(natural hazard) 사보타주 및 항공기 충돌과 같은 의도적 재해(intended hazard) 범주 	• 복합재해 사건의 범주화 및 정량화 기술
• 범주별 평가 절차 및 방법론 개발	<ul style="list-style-type: none"> 해외 사례조사 및 검토 한국형 평가절차 및 방법론 수립 	• 복합재해 사건에 대한 국내 고유의 평가방법론

	<ul style="list-style-type: none"> • 다수호기/복합재해 영향 평가 	정립
<ul style="list-style-type: none"> • 복합재해 대응 절차 및 대응 전략 수립 	<ul style="list-style-type: none"> • 복합재해 범주별 안전정지능력 확보를 위한 주요 안전기능 및 관련 안전기기 목록 개발 • 복합재해 사고 대처설비 설계기준 개발 • 복합재해 사고 비상대응 전략 및 절차 개발 	<ul style="list-style-type: none"> • 비상 대응설비의 설계기준 정립 • 다수호기/복합재해 대응 전략 및 절차서 개발

다. 예상성과 및 투입자원 분석

☐ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 비상운전절차서(EOP)와 중대사고관리절차서(SAMG)에 대한 객관적 해석 기술.
- 기존 절차서 재평가 기술.
- 안전해석 코드 및 확률론적 안전성평가(PSA)를 통한 재평가 타당성 검증 기술.
- 기존의 문제점이 강화 · 보완된 비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서(SAMG)
- 다수호기/복합사건의 범주화 및 정량화 기술
- 복합사건에 대한 대응 전략 및 절차서 개발
- 다수호기/복합사건의 영향 평가 기술 개발
- 복합사건에 대비한 주요 안전정지 기능 및 관련 중요 대응설비의 설계기준 정립

○ 경제사회적 성과

- 원전 비상운전 및 중대사고 지침서에 대한 국민의 불신 해소.
- 후쿠시마 원전 사고와 같은 기존 절차서가 지니고 있는 대응체계 한계 극복.
- 자연재해에 대한 원전 안전성에 대한 국민의 불신 해소.
- 후쿠시마 원전 사고와 같은 기존 절차서가 지니고 있는 대응체계 한계 극복.

☐ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+3년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서(SAMG) 재평가 기술	30	30	45	45	45	195	150	150	495
복합재해 대처설계 기준 및 평가방법론 개발	30	30	40	0	0	100	100	100	300

○ 연구개발 인력.

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+3년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서(SAMG) 재평가 기술	20	20	20	20	20	100	100	100	300
복합재해 대처설계 기준 및 평가방법론 개발	15	15	20	0	0	50	50	50	150

□ 기대효과 및 파급효과.

- 중대사고 관리 지침을 산업계 전반에 걸쳐 표준화해야 하는지 여부와 일본에서 배운 교훈을 토대로 SAMG 기술 지침의 확대를 위해 추가 사고 시나리오를 고려해야 하는지 등에 대한 종합 평가 판단 마련.
- 강화·보완된 지침서를 통한 원전에 대한 국민의 신뢰성 회복.
- 다수호기/복합재해 대응전략 및 절차서 개발의 중요성은 일본 후쿠시마 원전 사고에서 배운 교훈을 토대로 종합 평가 기술 확보.
- 강화·보완된 지침서를 통한 원전에 대한 국민의 신뢰성 회복.

5.3.5 예상 성과 및 기대효과

□ 가동 및 건설원전의 「비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램」을 성공적으로 추진, 필요한 미래기술을 확보함으로써 예상되는 성과

- 노심손상 진입방지 기술과 관련해, 원전의 급격한 과압사고시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입 방안, 원자로 냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지 등 선진 기술의 확보로 원전의 노심손상 예방능력을 제고.
- 노심손상 후 사고억제 기술과 관련해, 중대사고인 노심용융후 원자로공동에 냉각수 주입방안, 원자로용기 외벽냉각 시 열전달 성능향상 방안 등 선진

기술의 확보로 원전의 노심손상 완화능력을 제고.

- 비상대응 및 대비능력 향상 기술과 관련해, 전 원전의 비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서(SAMG) 개선, 복합재해 대처 설계기준 및 평가방법론 등 선진 기술의 확보로 비상 대응능력을 제고.
- 또한, 이러한 미래기술의 확보를 통해 원전의 안전관리로 국민의 불안감을 해소할 수 있는 경제사회적 성과도 예상

□ 기대효과 및 파급효과

- 국내 가동 및 건설 원전의 중대사고 예방 및 완화, 비상대응능력 강화 기술의 확보로 우리나라 원전 고유의 원천기술 확보, 원자력 에너지의 지속적 성장, 해외 원자력 수출 경쟁력을 향상시킬 것으로 기대.
- 특히, 가동 및 건설원전의 「비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램」은 일본 후쿠시마 원전 사고 교훈으로부터 알 수 있듯, 국민의 안전과 환경 보호에 직결되는 프로그램으로 관련 미래기술의 확보는 국민 신뢰에 기여
- 또한, 본 프로그램을 통해, 국내 중대사고 안전해석 코드, 평가 방법론, 실험 설비 및 측정기술, 해석기술, 산·학·연 우수인력 양성 등 다양한 연구개발 인프라 확충의 효과.

◆ 배경

- 미래 원자력 열수력·안전분야의 산·학·연·관 유기적 상호협력을 통한 미래지향적 중장기 발전전략을 수립하여 미래 원자력 연구방향 수립과 국가정책에 반영하고자, 「미래원자력 안전기술 분과」에서는 비전 수립과 중장기 연구개발 로드맵을 개발하여 제시함.
- 미래전략특별위원회에서 수립한 미래비전 “국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술 창조”에 대한 미래원전 및 안전기술 분과의 비전을 설정.
 - 안전성이 강화된 미래형 원전 핵심기술 및 안전기술 확보
 - 유효성과 혁신성이 큰 기술의 과감한 기술도전을 통한 원자력 기술의 혁신
 - 미확보 대열용량 및 대형 기반시설 구축, 다차원 실규모 검증기술 확보
- 「미래 원자력 안전기술 분과」의 주요 대형 연구개발 프로그램.
 - 수출형 신형원자로 핵심 기술 개발 및 검증
 - 미래형 핵심 열제거 기술 개발 및 실증
 - 미래형 원전 공통 핵심 기술 개발
 - 대열용량 플랫폼 구축 및 이용기술 개발
 - 핵연료 CHF 및 대형 노심 다차원 효과 실증
 - 신냉매 및 신개념 냉각시스템 기술
 - 미래형 중대사고 저감 및 확산방지 기술
 - 소형원전 및 해양원전 적용기술
 - ICT 융합 열수력-안전
- 본 보고서에서는 상기 3개 프로그램, 중분류 기술 9개, 소분류 기술 42개의 세부기술을 도출하여 필요성, 연구개발내용, 예상성과 및 투입자원을 분석 제시함. (기술분류 총괄표 참조)

◆ 기술분류 총괄표

대분류 (프로그램)	미래예측	미래 기술	
		중분류	소분류
6.1 미래형 원자로 핵심기술 개발 프로그램	미래 원자로 안전기술 및 공동핵심 기술 향상	6.1.1	개요
		6.1.2 수출형 신형원자로 핵심 기술 개발 및 검증	1) 1000 MWe 급 수출형 원전 설계기술 개발
			2) 계통설계 및 안전성능 종합 실증 기술 개발
		6.1.3 미래형 핵심 열제거 기술 개발 및 실증	1) 피동 원자로 격납건물 냉각계통 기술개발
			2) 원자로 격납건물 파손 억제 기술 개발
			3) 완전피동형 미래안전계통 개발
			4) 미래형 피동계통 안전/성능 해석 Tool 개발
			5) 안전계통 기능통합 및 단순화 기술개발
			6) 격납건물 소형 최적화 기술개발
			7) 수냉/공냉 혼합냉각계통 기술개발 및 실증
			8) 피동 격실냉각용 혁신적 냉방설비 기술개발
		6.1.4 미래형 원전 공동 핵심 기술 개발	1) 미래형 안전계통 최적화 개발
			2) 원자로 유동-구조물 간섭 실증기술 개발
			3) 한국형 IRWST Sparger 고유 모델 개발 및 검증 실험
			4) 3차원 CFD 코드를 이용한 IRWST 열수력 현상 및 관련 하중 평가 모델 개발
			5) 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술개발
			6) 원전 운전 및 시험 자동화 기술개발
			7) 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술 개발
			8) 미래형 원전 중대사고 완화 설계 적용을 위한 기술 개발
			9) IRWST pH 분석, 핵분열 생성물 제거 분석 및 방사선 결말 분석
6.2 대열용량 및	다차원/ 대열량 대형	6.2.1	개요
		6.2.2 대열용량 플랫폼	1) 대용량 실증시험 플랫폼 구축
			2) 대용량 증기 공급 장치를 이용한

대분류 (프로그램)	미래예측	미래 기술	
		중분류	소분류
대형실증시험 프로그램	실규모급 실증기반을 통한 안전성 강화	구축 및 이용기술개발	신형원전피동 계통 실증 실험
			3) 대형가압용기를 이용한 고압 2상유동 가시화
		6.2.3 핵연료 CHF 및 대형 노심 다차원 효과 실증	1) 핵연료 CHF 검증 시험
			2) 실규모급 노심의 다차원효과 실험
			3) 열전달실험에 기초한 원전의 각종 구조물 열전달계수 개발
			4) 원자로 대칭/비대칭 3차원 열혼합 특성 검증/실증 기술개발
6.3 High Challenge High Return 미래기술 프로그램	과감한 미래기술의 도전을 통한 원자력혁신기술개발	6.3.1	개요
		6.3.2 신냉매 및 신개념 냉각시스템 기술	1) 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장수조 피동 열제거 기기 개발
			2) 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 연구
			3) 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각
			4) 미래원전 적용 전력변환 시스템 개발
			5) 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각 방식 연구
		6.3.3 미래형 중대사고 저감 및 확산방지 기술	1) ATF적용 중대사고 저감 열수력 시스템 개발
			2) 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술개발
			3) 중대사고 확산 방지용 차수벽 기술 개발
		6.3.4 소형원전 및 해양원전 적용기술	1) 해양환경에서의 경수로 안전성 평가기술 개발
			2) 마이크로 모듈형 원전 안전성 평가 기술 개발
			3) 중수기반 장주기 고속로 열수력 시스템 개발
			4) 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발
		6.3.5 ICT 융합 열수력-안전	1) 빅 데이터 기반 고장전조 감시 시스템 개발
			2) 미래과학기술 기반 지능형 사고관리 시스템 개발
			3) IT 기반 핵심 안전기기 온라인 성능평가 및 건전성 정량화 기술
			4) 무인운전 및 사고대처 원자로

6.1 미래형 원자로 핵심기술 개발

6.1.1 개요

- ☐ “미래형 원자로 핵심기술개발 “은 신형 1000 MWe 급 수출형원자로 핵심기술로부터 GEN-IV 건설이전까지 건설될 가압경수로를 대상으로 안전성 및 계통설계기술 혁신에 적용하기 위한 기술개발로 구성되었음.
 - 수출형 신형원자로 핵심기술 개발 및 검증
 - 미래형 핵심 열제거 기술 개발 및 실증
 - 미래형 원전 공통핵심 기술개발
- ☐ 수출형 신형원자로 핵심기술 개발 및 검증
 - 개도국을 중심으로 수요가 확인되고 있는 중형의 1000 MWe 급 신형원자로 개발 및 핵심기술 검증
 - 후쿠시마 사고 이후 원전의 안전개념반영 열제거 계통의 피동화
 - 원전 수출상품의 다양화와 해외수요에 유연하게 대처 가능한 기술개발.
- ☐ 미래형 핵심 열제거 기술 개발 및 실증
 - 피동계통 핵심기술 기술
 - 미래형 안전계통 기술
 - 융합형 혼합형 안전계통 기술
- ☐ 미래형 원전 공통핵심 기술개발
 - 미래형 안전계통 최적화
 - 고유기술 고유모델개발
 - 해체를 고려한 설계 등 친환경 및 관련 계통 설계 변경에 따른 계통 보완 등 핵심기술
- ☐ 원전의 안전성과 기술 혁신성을 담보하는 기술개발 등

6.1.2 수출형 신형원자로 핵심기술 개발 및 검증

가. 기술 개요

☐ 이슈 및 문제점

- 원전해외수출은 2009년 UAE에 APR1400 원자로 4기 이후 추가 실적 없음.
- 우리나라의 원전 수출 품목은 APR1400으로 한정되어 있어 포트폴리오 측면에서 수입국의 다양한 요구에 대응할 수 있는 원전 발전 용량의 다양성과 특수/요구 계통 조합의 다양성이 부족함.
- 세계 원전 시장에서 VVER1200과 ATMEA1 등 중형원전은 시장이 형성되어 있으나, 1400MWe 급 이상의 대형원전은 시장수요가 선진국에 집중되고 제한적임. 이에 비해, 중-저개발국인 이집트, 말레이시아 등 다수의 국가가 1000MWe 급 원전을 선호하고 있음.
- 후쿠시마원전사고 이후, 중진국과 선진국 구분 없이 원전건설을 추진하는 모든 국가가 최신의 안전설비를 갖춘 3세대 또는 3.5세대의 원전을 요구함.

☐ 기술개발 필요성

- 1000MWe 급 중형원전을 요구하는 국가별 수요에 능동적으로 대응하고, 원전산업을 수출산업으로 육성하기 위해서는 1000MWe급 중형원전 개발이 필요함.
- 국내에서 성능이 검증된 OPR1000 설계를 최대한 활용하되, 최신의 안전성을 요구하는 국제적인 추세에 맞추기 위해서는 APR+ 와 동등 또는 그 이상의 안전 설비의 개발 및 검증이 필요함.
- 기존 국내 1000MWe 급 원전을 수출상품화하기 위해서는 기존 능동형 안전 계통을 대폭 피동화로 전환시키고, 최신원전기술을 적용하여 개발해야 함.

나. 세부기술 내용

1) 1000 MWe급 수출형 원전 설계기술 개발

☐ 기술의 정의

- OPR1000의 원자로계통 및 제어계통을 준용하고, APR+ 또는 그 이상의 안전계통을 구비한 1000MWe 급 중형원전 (가칭 APR+¹⁰⁰⁰) 기본설계 개발

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내 신형원전 개발은 전력수급계획 및 사회적 수용성을 고려하여 원전건설 기수 최소화하고 발전량 확보를 위해 대용량 원전개발에 집중해 왔음.
- APR14000 수출시 도출된 기술협정에 의한 원전수출제한사항 해소를 위해 APR+ 기술개발과 후속 기술개발은 원전기술자립에 초점을 두고 개발됨.
- 최근 1500MWe 급 APR+ 개발을 완료하여 PAFS 등 최신의 안전계통 설계기술은 확보하고 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

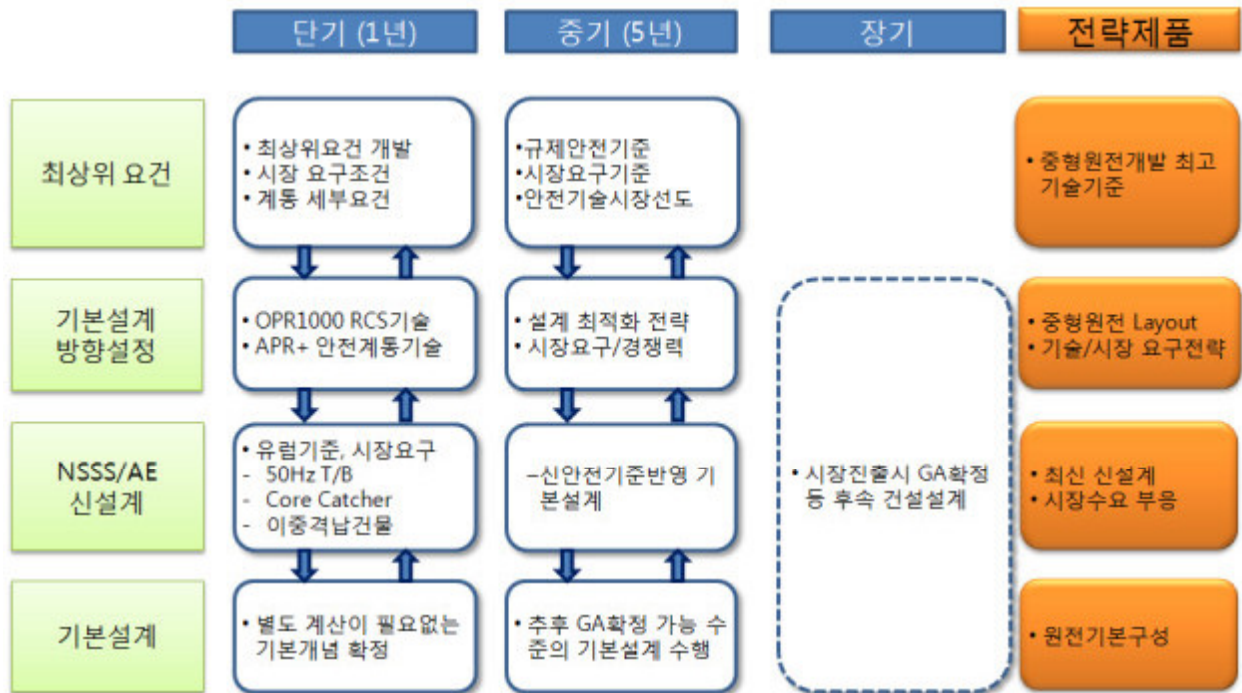
- 미국 WEC의 경우, GEN-III+ 세대급 1000MWe 용량의 피동형안전계통을 적용한 AP1000을 개발하여 미국과 중국 등에서 다수호기를 건 설중에 있음.
- 프랑스 AREVA와 일본 MHI는 합작회사를 건립하여, GEN-III+ 세대급 중형 원전인 ATMEA1을 개발, 터키로부터 수주하여 현재 상세설계중임.
- 러시아는 VVER1000에 피동안전계통을 추가한 신형원전인 VVER1200을 개발하여 건설 중임.

□ 미래 동향 예측

- 후쿠시마 사고 이후 원전안전에 대한 관심이 증폭되어 경제성을 개선하기 위한 대용량화 경쟁 보다는 안전성을 개선하기 위한 기술경쟁이 될 것으로 예상됨.
- 1400MWe급 이상의 대용량 원전은 원전 선진국을 중심으로 제한적 수요가 있을 것으로 예상되며, 중-저개발도상국은 여러 가지 여건상 1000MWe 급 수준의 중형원전에 대한 수요가 증가할 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 국내 건설용이 아니기 때문에 다양한 해외시장요구에 능동적으로 대처할 수 있는 유연한 원전계통기술 Option/조합형 원전개발체계가 필요함.
 - OPR1000과 APR+를 조합한 개념설계를 우선 수행하되, 산업체 주도로 수행함.
 - 해외수출이 가시화되었을 경우, 입찰이 가능한 수준의 기본설계 개발 및 실증.
 - 해외건설이 가시화 되었을 경우, 실시설계를 개발함.
- 산.연 공동연구방식
 - 1단계(1년) : 산업체주도 OPR1000과 APR+의 기술을 조합한 개념설계.
 - 2단계(5년) : 입찰이 가능한 수준의 기본설계와 필요기술 실증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> APR+1000의 최상위 요건(Top-Tier Requirement)개발 	<ul style="list-style-type: none"> 1000MWe급 원전의 개발 목표 및 안전성능 기준 	<ul style="list-style-type: none"> 원전개발 목표 관리기술
<ul style="list-style-type: none"> APR+1000의 설계 방향 확정 	<ul style="list-style-type: none"> 1000MWe급의 원전 핵심 Spec. 개요 원전 시장수요 및 안전규제현황반영 	<ul style="list-style-type: none"> 1000MWe급의 원전의 설계/사업성 평가기술
<ul style="list-style-type: none"> 홍보책자 발행 수준의 개념설계 수행 	<ul style="list-style-type: none"> 1000MWe급의 원전 용량 NSSS/AE 구성 개요 1차 계통 및 2차 계통 Balance 	<ul style="list-style-type: none"> 1000MWe급의 원전의 계통 구성 Key Spec. 홍보용 원전 주요 Spec.
<ul style="list-style-type: none"> 1000MWe급 원전 기본설계 수행 	<ul style="list-style-type: none"> 시장이 가시화 되었을 경우, GA를 확정할 수 있는 수준의 NSSS/AE 기본설계 	<ul style="list-style-type: none"> NSSS/AE 기본설계

2) 계통설계 및 안전성능 종합 실증 기술 개발

□ 기술의 정의

- 1000MWe 급 중형원전 기본설계 적용용 신안전계통 안전성 실증 종합평가
 - OPR1000와 APR+ 안전계통 축소/확대조합 및 추가된 신안전계통 기술 실증
 - 1000MWe 급 중형원전의 수출에 필요한 설계 성능 및 안전성 실증
 - 열적여유도 향상용 1000MWe 원전 고유 유동분포 실증

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내 원전의 안전성 실증은 APR1400 노형의 개발에 이어 APR+의 본격 개발과정에서 채택된 신안전계통 및 원전 안전성 종합 실증을 통해 비약적으로 발전하였음.
- 국내원전은 해외 경수로 대비 펌프구동 기반/능동형 가압경수로 기술은 앞서 있으나 피동안전계통의 설계/실증 기술은 추가 개발해야 함.
- 해외경쟁노형대비 기술경쟁력이 앞서는 신안전계통의 적극적 개발 필요함
- 구 CE 기술기반의 OPR1000 적용 데이터는 적용상 한계가 있으며, OPR1000 용 고유 실증 데이터의 확보를 통한 열적여유도 향상 등의 여지가 큼.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국 AP1000 원전은 피동안전계통을 구비하였으며, 미국 원전 건설시장과 중국 1000 MWe 급 원전시장을 주도하고 있음.
- 중국은 미국의 AP1000 피동형안전계통 기술을 도입하여 가압경수로를 자립 기술화하여 1400MWe 등 용량의 다변화를 추진하였으며, 관련 실증기술도 활발하게 개발 추진 중에 있음.
- 러시아는 최신피동 안전계통을 구비한 VVER1200을 개발하여 건설 중이며 해외원전시장의 상당 부분을 점유하고 있음.
- APR+ 의 노심유동분포 실증시험을 통해 구 CE 기술기반 데이터 적용시 문제가 되었던 불확도를 낮추어 APR+ 노심열적여유도를 대폭 향상시켰음.

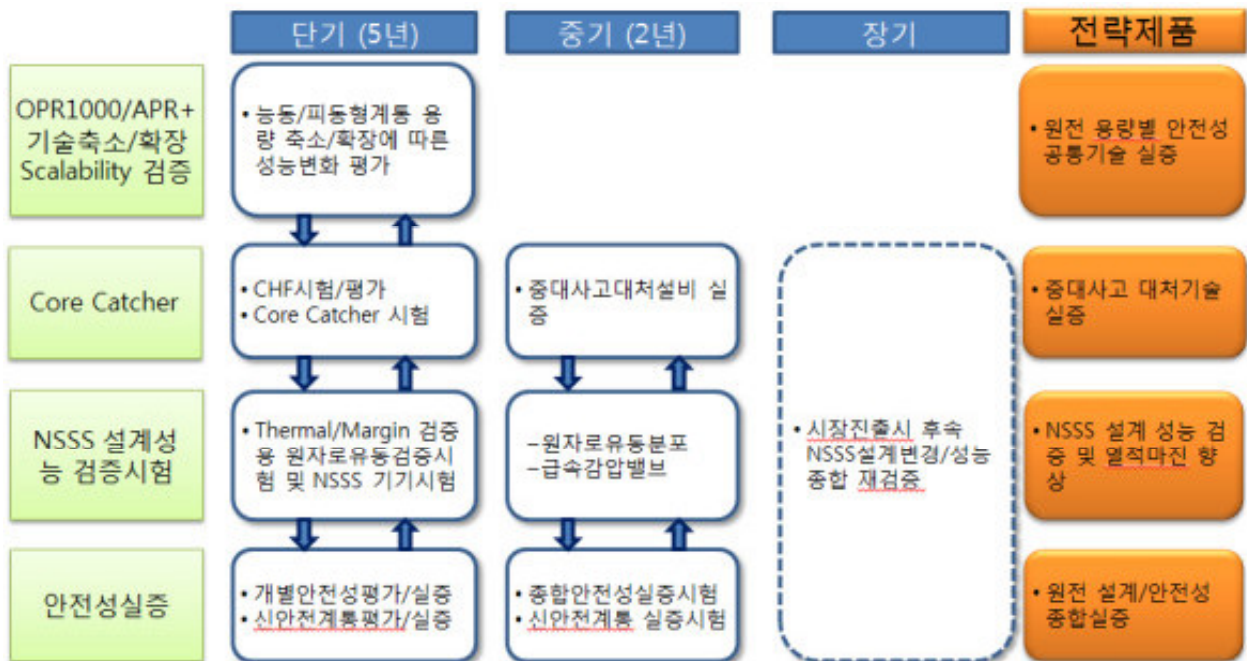
□ 미래 동향 예측

- 후쿠시마원전사고 이후 촉발된 원전의 피동안전계통 기술경쟁은 더욱 치열해질 것이며, 안전성은 경쟁성과 더불어 국내/외 원전시장의 중요한 원전선택 기준이 될 것임.

- 대형자연재해 대처 SBO 안전성 및 중대사고 안전성과 확대설계 안전성은 신규원전 안전기준의 변화가 예상되므로 이에 대비한 기술개발이 필요함.
- 피동안전계통기술을 자립한 중국 등 신흥 원전 개발국의 적극적인 해외원전시장 진출이 있을 것이며, 관련 원전안전기술의 경쟁이 가속화 될 것임.

□ 기술개발 수행체계

- 1000MWe급 중형원전의 설계 및 안전성실증은 해외 원전시장 진출시 입증된 기술인가 여부를 판별하는 중요한 기준이므로 기본설계시 확보되어야 함.
 - 산업체 : 중형원전 설계기술개발
 - 연구계 : 신안전 요소기술 개별/종합 안전성 실증, 1000MWe 고유 노심유동분포
- 산.연 공동연구방식
 - 1단계(5년) : 중형원전 계통설계 및 안전계통 기술 실증
 - 2단계(2년) : 신안전 요소기술 실증 및 종합실증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> • APR+피동계통 1000MWe급 축소/확대에 따른 Scalability 적용성 평가 	<ul style="list-style-type: none"> • 1000MWe급 원전에 적용 가능한 1400MWe 급 및 1530 MWe 급 계통설계 모델의 척도 영향 평가 	<ul style="list-style-type: none"> • 적용모델의 척도 상사성 평가/검증
<ul style="list-style-type: none"> • Core Catcher 해석 기술 	<ul style="list-style-type: none"> • IVR 평가 • Core Catcher 열제거 모델. 	<ul style="list-style-type: none"> • 중대사고 대처기술
<ul style="list-style-type: none"> • 1000MWe급 Thermal Margin 평가용 유동분포실증 	<ul style="list-style-type: none"> • Fuel Assembly 배치 및 노심 구조물 영향에 따른 원자로 유동분포시험 • 원자로 Pressure Drop 	<ul style="list-style-type: none"> • 다차원형 F/A 개별 유량측정기술
<ul style="list-style-type: none"> • 신설계/추가안전계통 요소 기술 실증 	<ul style="list-style-type: none"> • 신설계/추가안전계통 요소 기술의 성능 침 민감도 평가/실증 	<ul style="list-style-type: none"> • 신설계/추가안전계통 성능평가기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 최신의 안전계통을 구비한 1000 MWe급 중형원전 설계기술 확보
- 최신의 1000 MWe급 중형원전기술 핵심요소기술 및 원전 안전성 실증
- APR1400, APR+, EU-APR1400 등 국내 원전개발 사업을 통해 도출된 신규기술의 종합평가 및 경수로형 원전설계 기술 최적화

○ 경제사회적 성과

- OPR1000을 기반으로 시작된 원전 기술자립 종합수출체계 구축 및 완성
- 원전건설 기기 공급체계 구축을 통한 생산유발
- 원전유지보수 서비스 수출체계 구축
- 원전설계성능 및 안전성 실증에 따른 대국민 원전신뢰성 향상

□ 소요 투입자원 분석

- 연구개발 재원 규모 : 초기 홍보책자 개발 수준의 개념설계에는 약 20억원 이 소요될 것으로 예상되며, 수출이 가시화되었을 경우 상세설계 및 검증이 완료되는 수준까지는 약 3000억원 소요.

세부기술명	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 1000 MWe급 수출형 원전 개발	20	-	-	-	-	20	200	-	2220
	-	500	500	500	500	2,000			
• 계통설계 및 안전성능 종합 실증 기술 개발	-	150	150	150	150	600	200	-	800

- 연구개발 인력 : 초기 홍보책자 개발 수준의 개념설계에는 약 100MY가 필요할 예상되며, 수출이 가시화되었을 경우 상세설계 및 검증이 완료되는 수준까지는 약 860MY 필요.

세부기술명	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 1000 MWe급 수출형 원전 개발	20	200	200	200	200	820	40	-	860
• 계통설계 및 안전성능 종합 실증 기술 개발	-	10	10	10	10	40	20	-	60

- 연구개발 인프라 :

- 중형원전 종합실증시험설비 및 안전성 실증기술체계
- APR+ 및 APR1400 실증기술 및 기술체계 활용
- 신규 안전계통 안전성 실증

□ 기대효과 및 파급효과

- 중형원전 한기 수출시 약 5조원의 경제적 효과가 있음.
- 동남아 등 개발도상국의 요구에 맞는 GEN-III+급 중형수출원전 상품 확보
- 원자력분야 인재 육성 및 원자력 산업의 기술경쟁력 제고

6.1.3 미래형 핵심 열제거 기술 개발 및 실증

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 현재 세계 원전시장에는 AP1000 및 VVER과 같은 피동안전계통을 채택한 가압경수로가 보급되고 있으며, 후쿠시마 원전사고 이후 전원완전상실사고 조건(SBO)에서도 피동형으로 냉각시킬 수 있는 노형을 선호하고 있음.
- 국내에서는 APR+를 위한 피동보조급수계통을 개발 하였으나, 완전피동안전 계통을 도입하고 있는 경쟁 노형과 대응하기 위해서는 피동원자로 격납건물 냉각계통, 피동 용융노심 냉각계통, 피동 안전주입계통, 피동 사용후 연료저장조 냉각계통 등에 대한 개발이 요구됨.
- 후쿠시마 원전 사고 이후 원전 1) 안전성 강화, 2) 대중의 원전 수용성 제고를 위해 극한재해 및 복합적인 사고시에도 자연력을 이용하는 완전 피동안전계통으로 구성된 원전의 필요성이 크게 증대되고 있음.
- 피동안전계통은 구동력이 미약한 자연력을 이용하고 있어 계통 작동이 물리적으로 보장된다 할지라도 계통 요소성능확인, 핵심기술 개발 그리고 계통 종합기술실증이 필요함.
- 피동계통에 대한 3차원 유동모델과 다물리 연계해석의 적정성 및 타당성
- 극한 자연재해 환경하에서 냉각수의 재보충 없이도 72시간 이상 장기 원자로 노심잔열 제거가 가능한 자연순환 냉각시스템의 신개념 적용성, 공냉열교환기의 적용성과 원자로 열부하 특성을 고려한 수냉/공냉 혼합냉각계통 특성.
- 혁신적 경수로 안전을 위한 피동 MCR 및 기기 격실 냉각을 위한 획기적인 피동냉방설비 핵심 요소기술의 구성방안 등.

□ 기술개발 필요성

- 미래형 핵심 열제거 기술 개발과 실증을 통해 SBO조건을 포함한 어떠한 경우에도 원전의 냉각이 가능하며, 최후 방벽인 원자로 격납건물 건전성을 유지하여 방사성물질의 외부 누출을 원천적으로 방지할 수 있는 기술개발 필요함.
- 피동 원자로건물 냉각계통(PCCS)은 원자로 격납건물 내부의 열을 외부로 방출하고 원자로 격납건물의 건전성을 유지할 수 있는 설비로써, 피동안전

계통의 상호연계상 핵심조합을 이루는 냉각계통이므로 개발이 필수적임.

- 최근 국제 원전시장에 등장하는 원전은 피동 안전계통을 광범위하게 도입하고 있어 이에 경쟁하기 위해 우리나라도 완전 피동안전계통 관련 원천기술의 개발이 시급하게 요구됨.
- 수냉 기반의 피동냉각시스템의 작동시간 제한 취약성이 노출됨에 따라, 극한 자연재해 환경하에서도 냉각수의 재보충 없이 72시간 이상 장기 원자로 노심잔열제거가 가능한 작동시간 무제한형 자연냉각시스템의 개발 필요성이 증가함. 특히 AP1000과 VVER1200의 공냉시스템을 능가하는 자연냉각시스템 개발의 필요성이 증대됨.
- 정전시를 포함한 어떠한 경우에도 공학적 안전설비가 설치된 격실의 냉방도 가능 할 수 있도록 피동격실 냉방설비의 기술개발이 필요함.

나. 세부기술 내용

1) 피동 원자로 격납건물 냉각계통 기술 개발

☐ 기술의 정의

- 혁신적 안전 경수로의 원자로 격납건물을 피동적으로 냉각시킬 수 있는 피동 원자로 격납건물 냉각계통을 개발하기 위한 설계 및 실증 기술

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 혁신적 안전 경수로에 적용하기 위한 피동형 원자로 격납건물 냉각계통(PCCS)의 개념을 개발하기 위한 연구가 학계를 중심 수행되고 있음. 개념 개발에 필요한 기초 모델, 해석 기술 개발 등과 같은 원천기술 개발이 진행 중임.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

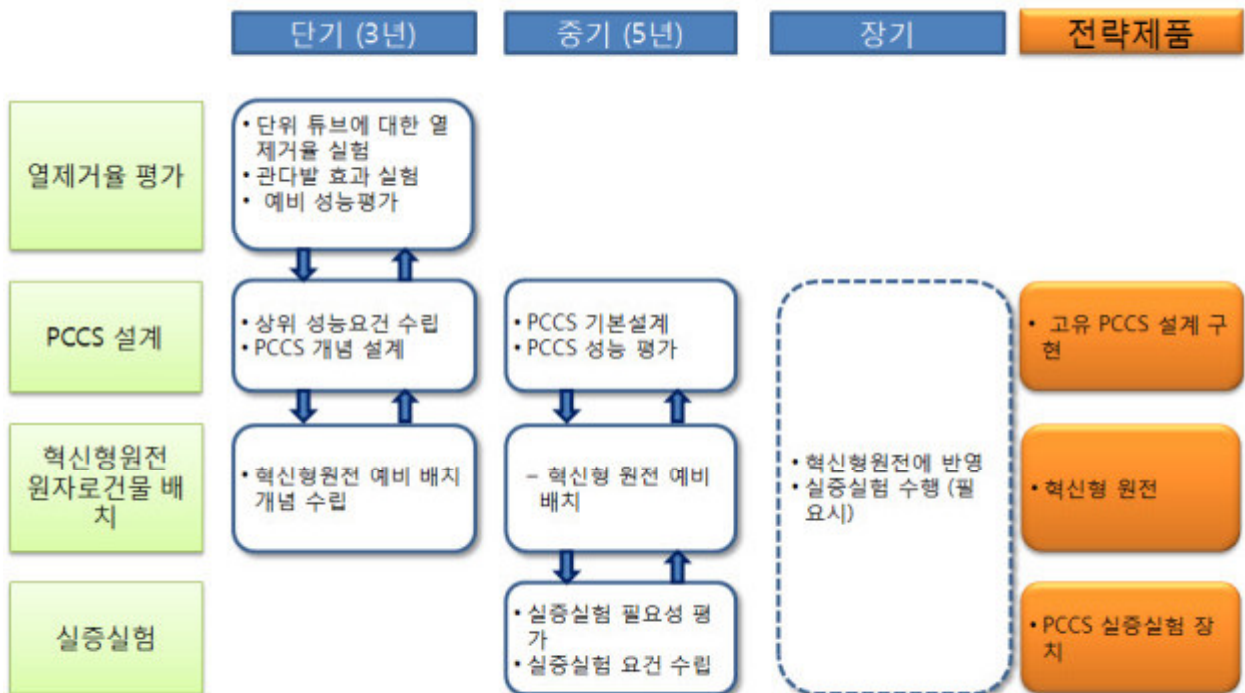
- 미국 Westinghouse는 철제 원자로 격납건물과 냉각수 살수설비를 결합한 피동형 원자로 격납건물 냉각계통을 개발하여 AP1000에 적용하였음.
- 러시아 Rosatom은 냉각수조와 열교환기를 사용하는 방식의 PCCS를 PWR 노형인 AES-2006에 적용하였음.
- 미국/일본 GE-Hitachi는 냉각수조와 열교환기를 사용하는 방식의 PCCS를 ESBWR에 하였음.

☐ 미래 동향 예측

- 후쿠시마 사고 이후 안전에 대한 관심이 증폭되어 경제성을 개선하기 위한 대용량화 경쟁 보다는 안전성을 개선하기 위한 경쟁이 될 것으로 예상됨.
- 설계 기준 이상의 사고시에도 원자로 격납건물 내부로 방사성물질의 누출을 제한할 수 있는 원자로 격납건물 피동냉각계통은 원전 안전성 제고를 위한 핵심 기술로 각 국의 미래 혁신 원전에 채택될 것이라 예측됨.

□ 기술개발 수행체계

- 원자로 격납건물 피동냉각계통은 열교환기의 열제거율이 설계에 미치는 영향이 매우 크며, 피동냉각계통에 의해 전체 원자로 격납건물 설계가 영향을 받으므로, 산, 학, 연이 긴밀한 협조 하에 수행되는 것이 바람직함.
- 한국형 원전과 같이 콘크리트 원자로 격납건물을 채택하는 원전의 경우 피동 원자로 격납건물 냉각계통의 용량은 원자로 격납건물 크기에 제한을 받음. 따라서 피동 원자로 격납건물 냉각계통 개발은 혁신형 원전의 원자로 격납건물 배치와 병행해서 수행되어야 함.
- 산,학,연 공동 수행방식
 - 1단계(3년) : 수직 열교환기의 열제거율 측정 및 평가
 - 2단계(5년) : 피동 원자로 격납건물 냉각계통 기본설계 및 평가
 - 3단계(5년) : 혁신형 원전에 반영시 실증 실험 수행



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 피동 원자로 격납건물 냉각계통 설계요건 및 기본설계 개발
- 피동 원자로 격납건물 냉각계통 성능평가 해석체계 구축/검증 기술 개발
- 피동 원자로 격납건물 냉각계통 성능평가 및 설계 최적화

2) 원자로 격납건물 파손 억제 기술개발

□ 기술의 정의

- 중대사고 시 전원 및 운전원조치 없이 노심용융물을 냉각시킬 수 있는 피동 노심용융물 냉각계통의 개념을 도출하고 설계하기 위한 기술이며, 냉각 성능 향상, 다양한 사고 조건에서의 작동 성능 평가, 기타 중대사고 대처 설비와의 연계 기술을 포함함.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 유럽지역 수출을 위한 중대사고 대처설비의 하나로 노외 노심용융물 냉각계통을 개발 중에 있으나, 직류전원에 의해 동작하는 능동형임. 또한, 12시간 이후에는 운전원의 개입이 필요하여 피동계통 설계요건을 100% 만족시키지는 못함.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 안전성 향상을 위해 피동형 용융노심포집장치 (코어캐처, Core Catcher)를 채택한 원자로 건설 및 관련 기술개발 중
 - Areva는 열감지 스프링밸브를 통해 피동으로 냉각수 공급하는 Core Catcher 개발
 - GE-Hitachi는 BiMAC형식으로 열감지 가스 추진형 밸브를 통해 피동 동작하는 Core Catcher 개발
 - Rosatom는 희생물질을 탑재한 도가니형 Core Catcher 개발

□ 미래 동향 예측

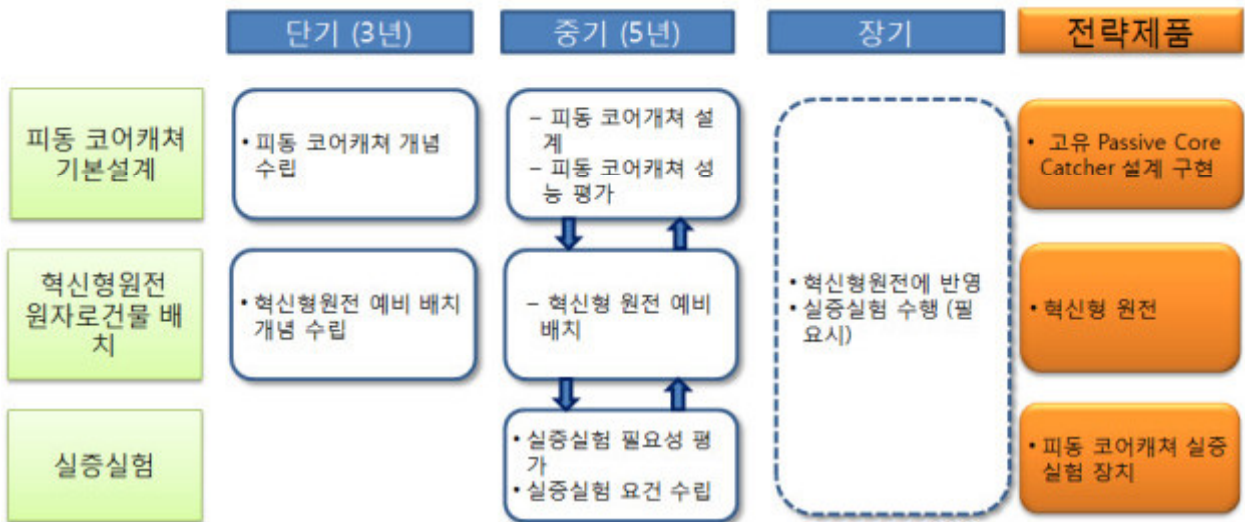
- 후쿠시마원전사고 이후 촉발된 원전의 피동안전계통 기술경쟁은 더욱 치열해질 것이며, 안전성은 경제성과 더불어 국내/외 원전시장의 가장 중요한

선택기준이 될 것임.

- 외부 대형자연재해 대처, 중대사고 안전성, 확대설계 안전성 등 신규원전 안전기준의 변화가 예상되며, 이로 인해 중대사고 시에도 자연력에 의해 작동하여 사고에 대처할 수 있는 냉각계통 도입의 가속화가 예측됨.

□ 기술개발 수행체계

- 피동 원자로 격납건물 냉각계통 개발과 연계하여 개발
 - 1단계(3년) : 미래형 피동 코어캐처 및 여과배기 설계 개발
 - 2단계(5년) : 미래형 피동 코어캐처 실증 실험



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 미래형 피동 용융노심 냉각계통 개념 도출 및 성능해석
 - 하부 냉각 성능을 증진하여 희생물질의 종류에 관계없이 원자로 공동 침수 시점까지 3시간 이상 Core Catcher를 보호할 수 있는 성능을 갖도록 설계 하고 다양한 조건에서 타당성을 확인
- 미래형 피동 노심용융물 냉각 개념 개발
 - 중대사고 시 전원 및 운전원조치 없이 작동하는 완전 피동형 Core Catcher 를 개발하여 최소 72시간까지 운전원 개입 없이 노심용융물 냉각이 가능한 개념을 도출
- 기타 피동 중대사고 대처설비 및 격납건물 여과배기 최적 계통 선정, 연계 설계

3) 완전피동형 미래안전계통 개발

□ 기술의 정의

- 완전 피동형 미래안전계통 개념 및 원천 핵심기술 개발.
 - 피동안전계통 개념 개발
 - 피동안전계통 평가 원천기술 개발
 - 피동안전계통 실증실험 데이터베이스 개발

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에서는 APR+에서 기존 증기발생기 능동 보조급수 계통을 대체하는 피동보조급수계통이 채택되었고, PAFS 축소모의 실증시험을 수행하였음.
- APR+ 의 후속 보완을 고려한 Hybrid SIT와 유사한 CMT를 포함하는 피동안전계통에 대한 연구가 진행중에 있음.
- 피동안전계통 기반 원전인 혁신형원전(IPOWER) 그리고 중소형 모듈원전의 등장이 예상되고 있으나 관련 미래 안전계통 원천 기술 확보는 취약함.
- SMART 원전의 완전피동안전계통화를 위한 연구가 수행되고 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국은 완전 피동형안전계통을 채택한 AP1000을 개발하여 자국에 건설하고 있으며, 동일 원전을 중국에 수출하였음. AP1000 에서는 피동격납건물냉각 계통, CMT, 중력구동안전주입계통 등을 광범위하게 적용하고 있음.
- 또한, 미국은 피동기반 비등형 경수로인 ESBWR, 소형모듈원전 개발도 진행하고 있음.
- 러시아는 CMT 및 증기발생기 냉각용 피동안전계통이 채택된 VVER 형 원전을 개발하여 각국에 수출하고 있음. 건설노형에 공냉열교환기를 채택하여 가장 혁신적 설계를 실제 채택하고 있음.

□ 미래 동향 예측

- 피동안전계통은 극한 자연재해 대처 능력을 보유한 원전의 안전성 확보 측면과 원전기술 신뢰성 향상측면에서 채택이 확대되는 세계적 추세이며, 이에 대한 원전기술의 우위를 점하려는 경쟁이 격화될 것임.

- 미래형 피동안전계통에 대한 원천 기술 및 기반 기술 보호경향이 보다 강화 될 것으로 예상되며, 기술경쟁력이 시장 지배력에 크게 영향을 줄 것임.

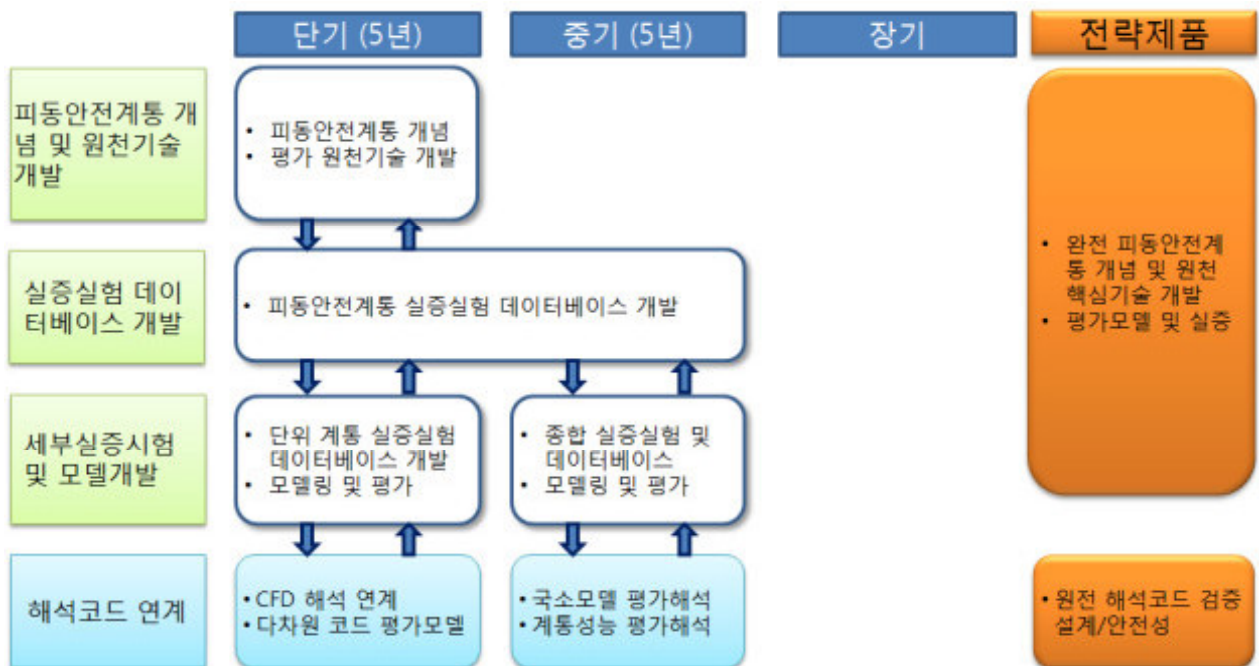
□ 기술개발 수행체계

○ 수행체계

- 산업계 : 미래형 완전피동계통 요건 및 계통 설계개념
- 학계 : 미래형 피동안전계통 원천기술 및 해석을 위한 물리모델 개발
- 연구계 : 실증실험데이터 생산, 계통성능 실증

○ 산.학.연 공동연구방식

- 1단계(5년) : 미래형 피동안전계통 개념개발 및 평가 원천기술 개발
- 2단계(5년) : 미래형 피동안전계통 실증실험 데이터베이스 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 미래형 피동안전계통 개념 개발
- 미래형 피동안전계통 평가원천 기술 개발
- 미래형 피동안전계통 실증실험 데이터베이스 개발

4) 미래형 피동계통 안전/성능 해석 Tool 개발

□ 기술의 정의

- 미래형 피동계통 안전/성능 해석 Tool 개발
 - 미래형 피동계통 성능평가 해석체계 및 안전해석 방법론 개발
 - 3차원 유동해석, 다물리, 다중 스케일 해석 코드 개발
 - 인허가 시현성 평가 및 코드 최적화

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내원전은 펌프 동력을 기반으로 하는 안전계통으로 이에 따라 강제 대류형 해석 도구와 모델 개발이 수행되어 왔음. 자연 구동력 기반인 피동계통의 해석을 위해서 자연대류와 3차원 효과 등이 혼합된 도구(Tool) 및 튜브 집합체 등의 해석이 가능한 도구와 모델의 개발이 필요한 상황임.
- APR+ PAFS에 대한 해석은 기존 모델의 제한적 범위에 대한 수정과 모델평가가 수행되어 피동열교환기의 튜브 집합체의 다차원 효과 및 자연대류 조건에 대한 고정밀 및 다차원 해석 중요성이 부각되는 상황임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국은 다차원 다물리 연계코드개발을 수행중에 있으며, W/H는 피동형 원전인 APR600, APR1000을 상용화 단계로 개발하면서, 핵심 피동계통에 대한 실증실험을 통해 성능검증을 완료하고, 이를 바탕으로 안전해석 및 성능해석 코드 개발을 완료하였음.
- 중국은 AP1000 기반기술을 바탕으로 CAP1400등의 피동안전계통의 실증 및 용량확대 설계 등의 국산화 기술개발에 집중하고 있으며, 자국의 중대사고 해석코드 개발 및 피동안전계통의 실증연구를 통한 자국 고유기술 개발을 추진중에 있음.
- 피동 안전에 대한 관심과 중요성이 증가하면서 미국의 AP1000 건설 및 중국의 CAP1400 개발 등 피동원자로 개발연구가 지속적으로 수행됨에 따라, 피동계통에 대한 3차원 모델을 기반으로 한 해석 코드 개발 및 원전설계적용체계 개발 경쟁이 가속화 될 것으로 예상됨.
- 유럽과 미국에서는 국제공동프로그램으로 다차원 다물리 안전해석 통합해석코드를 개발하고 있음.

□ 미래 동향 예측

- 대형자연재난 대처가 가능한 원전의 안전성 강화를 위한 피동안전계통의 채택 증가와 더불어, 이의 해석에 필요한 정교한 다차원 피동안전계통 고유

모델 개발은 가속화 될 것임.

- 이에 따라, 미래형 피동계통의 신개념개발과 해석에 필요한 코드/도구 및 개별 모델개발과 실증 연계 체계의 구축이 중요하며, 이는 원전 안전성 종합평가의 중요한 해석기술 수단이 될 것으로 예상됨

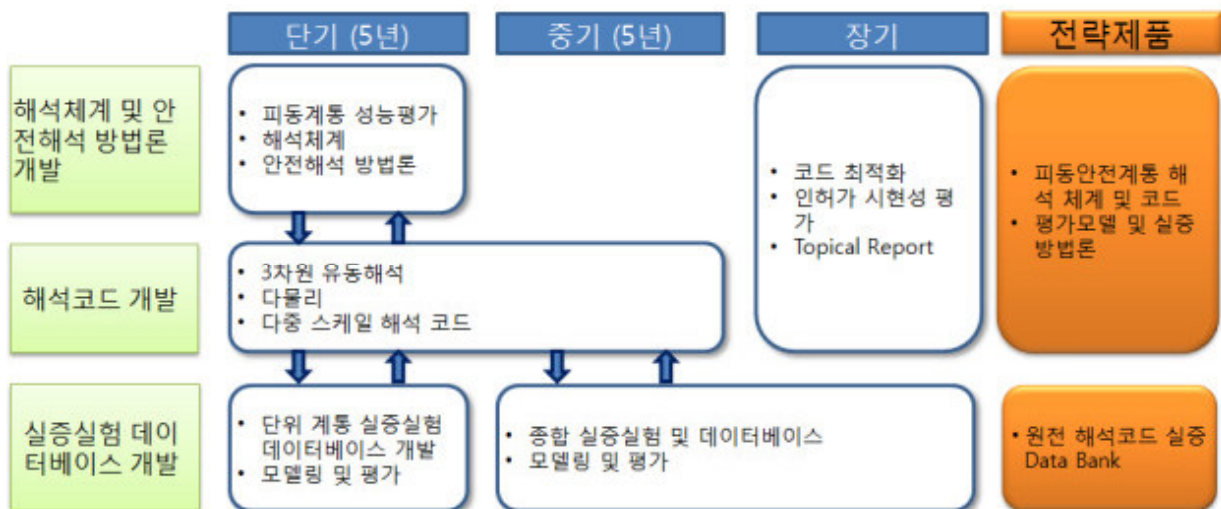
□ 기술개발 수행체계

○ 수행체계

- 산업계 : 미래형 피동냉각계통 요건
- 학계 : 미래형 피동계통 성능해석 코드 개발
- 연구계 : 미래형 피동계통 성능해석 코드 개발, 실증실험, 계통성능 실증

○ 산.학.연 공동연구방식

- 1단계(5년) : 미래형 피동계통 성능평가 해석체계 및 안전해석 방법론 개발
- 2단계(5년) : 3차원 유동해석, 다물리, 다중 스케일 해석 코드 개발
- 3단계(5년) : 인허가 시현성 평가 및 코드 최적화



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ 미래형 피동계통 성능평가 해석체계 및 안전해석 방법론 개발

- 미래형 피동계통 성능해석 코드 개발
- 미래형 피동형 원전에 대한 안전해석 방법론 개발
- 자연력에 의해 작동하는 피동계통의 예상 운전시나리오 별 성능평가 방법론 개발

- 피동계통내의 3차원 유동해석, 다물리, 다중 스케일 해석 코드 개발
- 인허가 시현성 평가 및 코드 최적화

5) 안전계통 기능통합 및 단순화 기술개발

□ 기술의 정의

- 상용원전 안전성을 높이기 위한 안전계통의 단순화, 중복된 안전계통 기능 통합, 운전 전략 단순화, 사고대처 시나리오 단순화 및 인적 오류 최소화.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 신형로 개발 관련 연구 기관(KAERI) 및 산업체(CRI)에서 안전계통을 피동화 개념으로 여러 개념을 도입 개발하고 있음.
- 능동계통 및 피동계통 혼합안전계통의 운용, 복잡한 절차와 이에따른 오작동 및 인적오류 가능성 증가를 억제시키는 기술개발에 관심이 집중됨.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

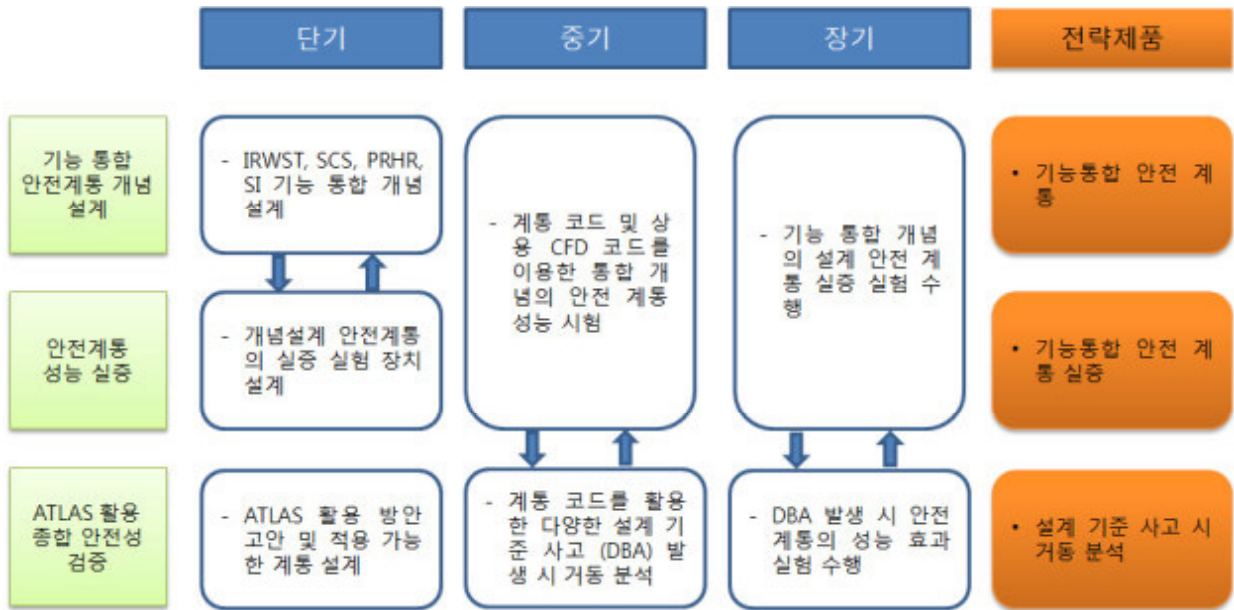
- 국내 연구개발 동향과 유사함.

□ 미래 동향 예측

- 기존 안전계통은 피동화에 중점을 두고 추진 중이나 신뢰성 있는 안전성은 피동화 뿐만 아니라 단순화 개념 도입이 필요함.
- 이를 통한 안전의 신뢰성향상을 추구할 것으로 예상됨

□ 기술개발 수행체계

- 기존 경수로의 안전계통의 단순화 개념 설계 및 실증이 필요함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 계통 개념 설계 및 검증 실험.
 - 2단계(5년): 안전계통 기능통합 평가.
 - 3단계(5년): 안전계통 기능통합 실증.



☐ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 기능이 통합된 안전계통 개념 설계
- 안전주입, 피동잔열제거계통, 정지냉각계통, 격납건물 내부 재장전 수조(SI, PRHR, SCS, IRWST) 등의 기능을 통합
- 안전 계통 성능 실증
- ATLAS 활용 종합 안전성 검증

6) 격납건물 소형 최적화 기술개발

☐ 기술의 정의

- 격납건물의 크기 축소는 원전 설계 기술력의 상징으로서 원자로 출력 대비 격납건물 체적의 최적화/소형화 및 안전계통 피동화에 따른 계통 재배치.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 격납건물 최소화 개념은 아직 고려되고 있지 않음.
- 36개월로 공기단축을 위한 모듈공법의 도입이 연구되고 있음.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

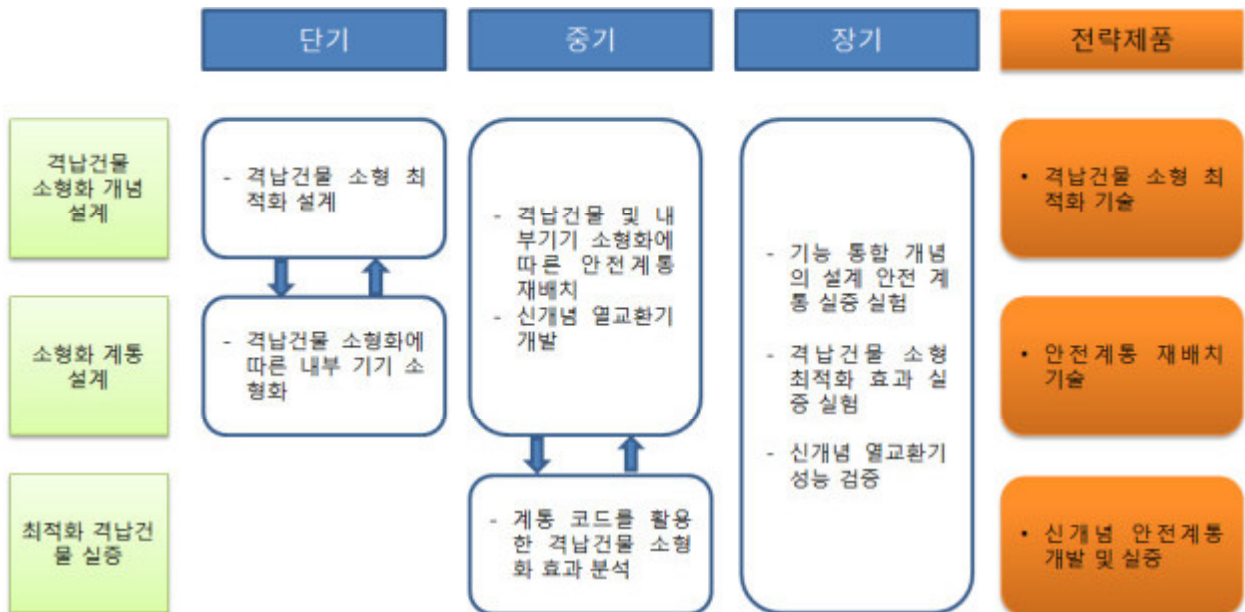
- 국내 연구개발 동향과 유사함.

☐ 미래 동향 예측

- 현재는 격납건물의 이중화 및 격납건물 피동냉각계통 개발에 치중하고 있는 상태이나, 격납건물의 소형화 및 최적화는 경제성 향상과 외부 사고 방어 능력향상에 중요한 역할을 하므로 이에 연계된 연구를 수행할 것임.

□ 기술개발 수행체계

- 격납건물 최적화를 위한 계통 재배치 설계 및 종합적 실증이 필요함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 격납건물 소형최적화 설계.
 - 2단계(5년): 격납건물 소형최적화 안전계통 재배치, 효과분석.
 - 3단계(5년): 격납건물 소형최적화 신개념 열교환기, 종합평가 실증.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 격납건물 내부 기기 냉각 성능 향상
- 신개념 열교환기 개발 및 검증 실험

7) 수냉/공냉 혼합냉각계통 기술개발 및 실증

□ 기술의 정의

- 냉각시간 무제한형 공냉/수냉 혼합냉각계통(Air/Water Combined Cooling System) 기술개발
 - 72시간 이상 냉각수 비충수형 Air Cooling(공냉) 기술개발
 - 72시간 이상 Air/Water 혼합냉각계통 기술개발
 - 냉각시간 무제한형 혼합 잔열제거 냉각계통 기술개발

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 극한 자연재해 대비 안전계통의 확보를 위해서 72시간급이상의 냉각시간 확대가 요구되고 있으나, 열교환기 냉각탱크의 확대를 통한 냉각시간의 확장은 과도한 물탱크 체적증가로 인해 설계상 한계가 있음.
- 국내형 기존 냉각계통은 수냉 기반의 피동보조급수냉각계통(PAFS) 뿐이어서 자연대류 냉각을 위한 신개념에 대한 발상의 전환이 필요함.
- IPOWER 원전 요소기술로써 격납건물 피동냉각계통 기술개발이 추진중에 있으나, 외부 냉각계통은 물탱크를 기반으로 하고 있어서, 보조건물 주변에 배치되는 PAFS 열교환기 냉각탱크와 PCCS 냉각용 물탱크의 추가시 보조건물의 외부 하중이 상당히 증가할 것으로 예상됨.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국의 AP1000은 철재(Steel)형 격납건물의 외부냉각방식의 격납건물 피동냉각기술을 구현하고 있으며, 러시아 VVER1200는 격납건물 상부 주변에 증기발생기 이차측 냉각용 공냉열교환기를 배치한 시스템을 개발하였음.
- SFR에서 공냉 잔열제거시스템을 적용하고 있으며, 현재 기술실증을 추진중에 있음.

□ 미래 동향 예측

- 극한 자연재해 대처용 장기 냉각능력의 확보는 원전 안전성 강화의 매우 중요한 지표가 되었으나, 원전의 피동냉각시간 확장을 위한 기존 수냉기반의 냉각계통의 냉각수탱크 용량 확대는 지진하중평가 및 항공기 충돌 평가시 하중 부담이 많은 설계 이므로 냉각수탱크 용량 확대 적용에 한계가 있음.
- 수냉/공냉 혼합형 냉각계통으로 기존 수냉방식의 물탱크 체적 증가를 최소화시키거나 공냉방식의 잔열제거계통의 확대 적용을 위한 기술경쟁이 가속

화 될 것으로 예상됨.

- 따라서, 장기 원자로냉각을 위한 공냉 장기냉각시스템의 기술확보와 수냉/공냉 혼합 냉각시스템의 기술 확보가 중요해 질 것으로 예상됨.

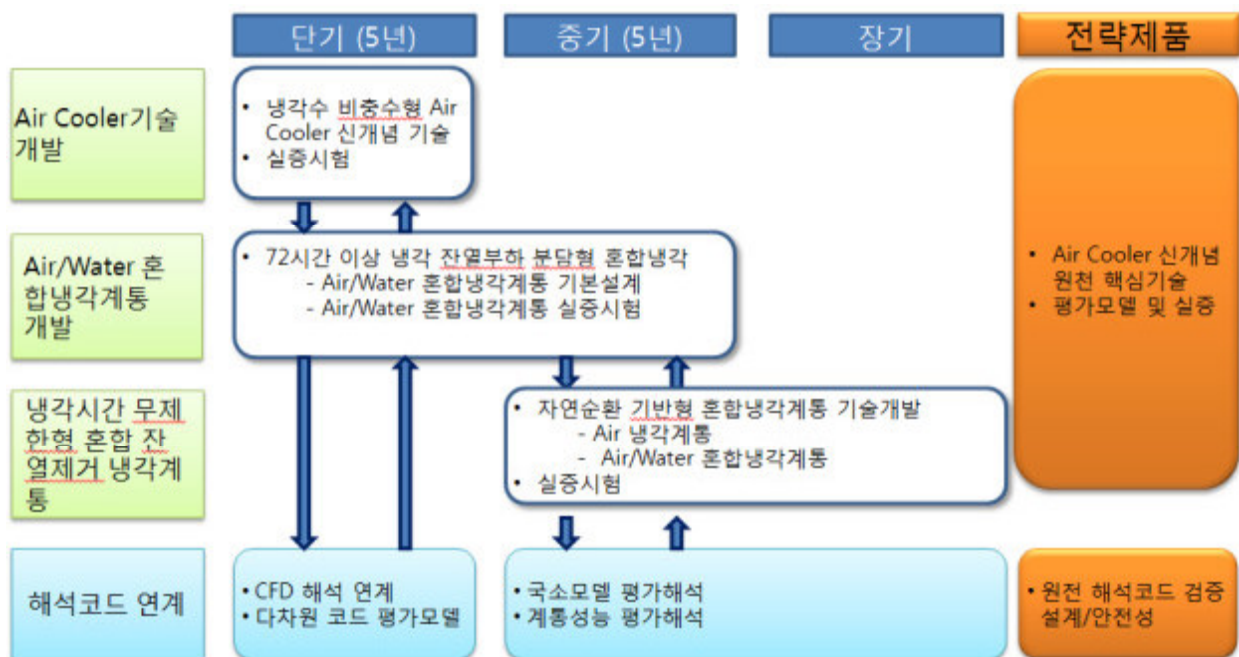
□ 기술개발 수행체계

○ 수행체계

- 산업계 : 공냉/혼합 장기냉각시스템의 설계요건
- 학계 : 공냉/혼합 장기냉각시스템의 핵심요소 모델 개발
- 연구계 : 실증실험, 시스템성능 실증

○ 산.학.연 공동연구방식

- 1단계(5년) : 72시간 이상 냉각수 비충수형 Air Cooling(공냉) 기술개발
- 2단계(5년) : 72시간 이상 Air/Water 혼합냉각시스템 기술개발
- 3단계(5년) : 냉각시간 무제한형 혼합 잔열제거 냉각시스템 기술개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 72시간 이상 냉각수 비충수형 Air Cooling(공냉) 기술개발
 - 냉각수 비보충형 Air Cooling(공냉) 시스템 기본개념/설계
 - 냉각수 비보충형 Air Cooling(공냉) 실증시험
- 72시간 이상 Air/Water 혼합냉각시스템 기술개발

- 사고 초기 높은 잔열부하 및 사고 후기 낮은 잔열부하 특성 분담형 혼합냉각
- Air/Water 혼합냉각계통 기본설계
- Air/Water 혼합냉각계통 실증시험
- 냉각시간 무제한형 혼합 잔열제거 냉각계통 기술개발
 - 자연순환 기반형 혼합냉각계통 기술개발

8) 피동 격실냉각용 혁신적 냉방설비 기술개발

□ 기술의 정의

- 피동 격실냉각을 위한 획기적인 냉방설비 기술개발
 - 소내 정전시 포함 어떠한 경우에도 공학적 안전설비가 설치된 격실의 냉방이 가능하도록 격실 냉각계통 기술개발

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 극한 자연재해 대비 안전계통의 피동화 등은 관심이 집중되었으나, MCR의 피동냉각이나 공학적 안전설비 및 기기가 설치된 격실의 피동 냉각화는 추진되지 못하고 있음.
- 대부분의 기기 냉각계통은 CCW를 이용하여 소내/소외 전원이 상실되면 냉각기능이 상실됨.
- 기존의 전원판넬 냉각펜 등의 냉각방식도 무소음 자연대류 냉각계통화 검토가 필요함.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 해외의 경우에도 대부분의 기기 냉각계통은 국내의 경우와 대동소이한 상황임.
- AP1000는 MCR에 피동설비를 설계하여, 비상시 외부의 전원 등의 공급 없이 72시간 동안 MCR 내부의 온도상승을 120F 이내로 제한이 가능한 설계가 되어 있어, MCR내에서 안전기능을 수행할 수 있도록 설계되어 있음.

□ 미래 동향 예측

- 후쿠시마사고 이후 운전원의 생존성에 대한 조건이 피동냉각계통의 작동성과 동일하게 중요한 상황이 됨. 따라서 장기 정전상태에서 MCR등 필요한 격실이 피동자연냉각 확보가 매우 중요함.

- 이에따라, 피동 격실냉각을 위한 획기적인 냉방 개념개발 및 안전성 확보 기술경쟁이 치열해 질 것으로 예상됨.

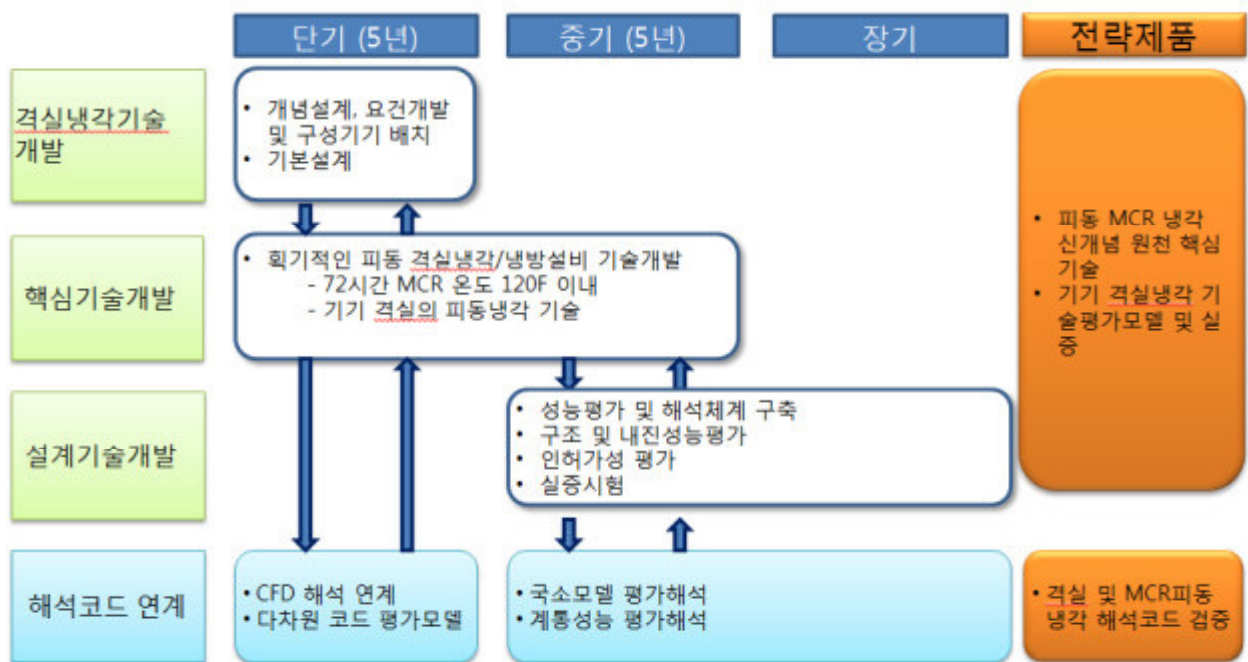
□ 기술개발 수행체계

○ 수행체계

- 산업계 : 계통 설계요건
- 학계 : 핵심요소 모델 개발
- 연구계 : 실증실험, 계통성능 실증

○ 산.학.연 공동연구방식

- 1단계(5년) : 격실냉각 개념설계, 요건개발 및 구성기기 배치 기술개발
- 2단계(5년) : 성능평가 해석
- 3단계(5년) : 인허가



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ 피동 격실냉각을 위한 획기적인 냉방설비 기술개발

- 72시간 MCR 내부 온도상승 120°F 이내 제한 가능한 피동 냉각 기술
- 기기 격실의 피동 냉각 기술

○ 세부기술개발

- 개념설계 및 설계 요건 개발
- 구성 기기 배치
- 성능평가 및 해석 체계 구축
- 구조 및 내진 성능평가
- 인허가성 평가

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 피동 원자로 격납건물 냉각계통, 원자로건물파손억제 기술은 피동비상노심냉각 계통과 결합하여 원전의 안전성을 기존원전 대비 10배 향상(CDF 1E-7/RY 이하) 시킬 수 있음.
- 피동 사용후연료 저장조 냉각계통은 극한조건에서도 냉각 성능을 유지하여 사용 후연료 저장조의 궁극적 안전성 확보 가능.
- 피동안전계통 핵심요소기술 확보로 피동형 원전 설계 능력 보유 가능.
- 혁신형 핵심열제거 기술 및 신개념 공냉 혼합식 냉각계통 등 취약한 신개념 개발

○ 경제사회적 성과

- 후쿠시마 사고 이후 증대된 안전성에 대한 시장의 요구를 충족시킬 수 있는 미래형 핵심 열제거기술의 적용기반을 확보함과 동시에 강화된 기술경쟁력을 바탕으로 원전시장 확대를 꾀할 수 있음
- 미래형 핵심 열제거기술을 통한 원전안전성능 향상을 통한 원전신뢰성 향상

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 피동 원자로 격납 건물 냉각계통 기술 개발	33	49	48	42		172			172
• 원자로 격납건물 파손 억제 기술개발	35	35	35	35	35	175	60		235

• 완전피동형 미래안전계통 개발	15	20	20	20	20	95	250		345
• 미래형 피동계통 안전/성능 해석 Tool 개발	10	10	10	10	10	50	100	100	250
• 안전계통 기능통합 및 단순화 기술개발	100	100	150	150	100	600	5	5	610
• 격납건물 소형 최적화 기술개발	50	50	50	50	50	250	50	50	350
• 수냉/공냉 혼합냉각계통 기술개발 및 실증	30	30	50	50	30	190	100	100	390
• 피동 격실냉각을 위한 획기적인 냉방설비 기술개발	10	10	10	10	10	50	50	50	150

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 피동 원자로 격납 건물 냉각계통 기술 개발	20	20	20	20		80			80
• 원자로 격납건물 파손 억제 기술개발	10	10	10	10	10	50	40		90
• 완전피동형 미래안전계통 개발	15	15	15	15	15	75	75		75
• 미래형 피동계통 안전/성능 해석 Tool 개발	5	5	5	5	5	25	25	25	50
• 안전계통 기능통합 및 단순화 기술개발	30	30	30	30	30	150	5		150
• 격납건물 소형 최적화 기술개발	10	10	10	10	10	50	10	10	70
• 수냉/공냉 혼합냉각계통 기술개발 및 실증	10	10	10	10	10	50	50	50	100
• 피동 격실냉각을 위한 획기적인 냉방설비 기술개발	5	5	5	5	5	25	25	25	50

□ 기대효과 및 파급효과

○ 미래형 핵심열제거 피동 원자로 냉각계통 기술 확보

- 피동원자로 개발을 통해 후쿠시마 사고 이후 증대된 안전성에 대한 시장의 요구를 충족함과 동시에 원전시장 확대를 꾀할 수 있음. 설계, 해석, 평가 등의 핵심 공통 기술은 향후 다양한 원자로 피동계통 개발에 활용될 수 있음.

○ 혁신형 혼합계통기술 확보

- 세계 최고 수준의 피동 용융 노심 냉각계통 설계 기술 및 안전성을 확보하여 원전사업의 지속적 수출 경쟁 우위를 확보할 수 있음.
- 전원완전상실사고 대처 및 대형자연재해 대처가 가능한 혁신원전 핵심기술 확보

6.1.4 미래형 원전 공통 핵심기술 개발

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 피동 안전계통과 능동계통을 적용한 원전 설계에 계통 최적화를 통한 안전 성능 최적화 연구 미흡.
- 원자로의 수명과 건전성 평가는 열유체-열진동-구조물 상호간섭 기인 현상으로 실제 원자로 유동 특성과 구조물 특성을 반영하여 실증이 필요함.
- APR1400의 안전감압배기계통의 Sparger를 해외 공급사에 의존하기 때문에 신규 발전소 설계나 설계 변경 등이 발생할 때 마다 관련된 설계 관련 핵심 기술이나 자료를 지속적으로 공급사에 의존하고 있음.
- Sparger 및 IRWST 관련 현상 및 하중들에 대해 BWR 방법론을 토대로 연구가 진행되었으나 대부분 해외기술에 의존하고 있음.
 - Sparger를 통해 IRWST로 방출되는 열수력 현상을 3차원 전산해석을 이용하여 단계별 연속적인 열수력적 현상 및 주변의 기하학적 형상에 의한 유동 특성을 반영하여 분석할 수 있는 방법론 확보 필요
- 정지 저출력에 대한 사고분석이 강화되고 있으며 규제 요건화 가능성 있어 이에 대처하기 위한 기술개발 필요
- 원전에서 수동으로 수행하는 원자로 기동과 각종 수동 조작 및 시험은 인적 오류 유발 가능성이 상대적으로 높아 운전자동화에 대한 요구 확대
- 원전의 설계, 운전, 해체 시점에서 시설과 환경 오염을 최소화 하고 해체 용이성과 방사성폐기물 발생 최소화 방안이 요구되어 설계단계에 적용할 해체를 고려한 설계기술 개발 필요

- 피동 원자로 격납건물 냉각계통의 경우에는 능동계통인 원자로 격납건물 살수계통이 삭제되기 때문에 사고시 원자로 격납건물로부터 소외로의 방사능 방출 제어에 있어 가장 중요한 인자들인 IRWST 내 원소형 요오드의 재회발 제한 및 원자로 격납건물 대기중 핵분열 생성물의 신속하고 효과적인 제거 기능이 상실되는 결과를 초래함. 따라서, 이의 대처방안을 포함한 피동 원자로 격납건물 냉각계통에 대한 사고시 원자로 격납건물 내 핵분열 생성물의 거동과 관련한 기존과는 전혀 다른 새로운 접근방법 및 분석방법의 정립이 필요
- 중대사고의 영향을 최소화하기 위해 심층방어개념(Defense-in-Depth)에 기반한 적극적인 노심용융물 억류 및 냉각 설비에 대한 연구 미흡
 - 기 개발된 노내 노심용융물 억류 전략(IVR-ERVC)은 능동형 기기를 사용하므로 펌프와 전력이 필수적인 제약점이 있음
 - 노외 노심용융물 억류 및 냉각 전략에서는 원자로 용기 내부에 가둘 수 있는 노심용융물을 원자로 격납건물로의 방출 허용과 냉각수 공급 격리밸브 구동에 필요한 전원이 필수적인 한계점이 있음

□ 기술개발 필요성

- 미래형 안전계통 최적화 개발
 - 해외 개발 노형 대비 안전성이 혁신적으로 증대된 미래형 최적 안전계통의 개발로 국내 노형의 경쟁력 획기적 제고
 - 능동/피동 구동방식의 조합으로 냉각효율이 획기적으로 증대된 고냉각유속 안전계통 개발로 경수로의 안전성과 경제성의 혁신적 제고
- 원자로 유동-구조물 간섭 실증기술 개발
 - 원자로 노심 외곽의 연료봉 손상과 구조물 접합부의 피로 부식 파괴는 열유체-기계구조 상호간섭에 의한 열진동/피로파괴 현상으로써 원자로 하부 유동특성과 구조물의 상호간섭을 다차원적 측면에서 규명이 필요함.
 - 단상유동 및 이상유동-구조물 간섭 기인 구조물 피로 및 다차원 유동의 통합해석/평가 체계구축이 필요함
- 한국형 IRWST Sparger 고유 모델 개발 및 검증 실험
 - 발전소에 설치되는 Sparger 들은 해외 공급사들이 특허를 보유하고 독점적으로 공급하고 있어 지적재산권 문제나 핵심기술 미확보로 인해 국내 발전소 실정에 적합한 Sparger로의 변경이 어려우므로 독자적인 한국형 Sparger를 개발하여 이를 극복함

- 3차원 CFD 코드를 이용한 IRWST 열수력현상 및 관련 하중평가 모델 개발
 - Sparger를 통해 IRWST로 방출되는 열수력 현상은 방출 유체에 따라 여러 단계로 나누어 방출되기 때문에 그 현상이 매우 복잡하고 해석적인 방법으로는 각 단계를 상호연계한 평가나 3차원적 거동 분석이 어려움.
 - 3차원 전산해석으로 각 단계의 연속적인 열수력적 현상 및 기하학적 형상에 의한 유동 특성을 분석하는 것이 가능함
- 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술개발
 - 부분충수운전 시의 정지냉각기능 상실로 인한 사고 가능성 배제
 - 정지저출력 사고 대처능력 향상
 - 자동화된 저수위 운전 수위제어계통 설계로 인한 운전원 편의성 증대
- 원전 운전 및 시험 자동화 기술개발
 - 해외 경쟁국들의 노형들은 전영역 혹은 부분 운전자동화 기능을 제공함
 - 국내에서 수동으로 수행하는 원자로 기동과 각종 수동 조작과 시험은 인적오류 유발 가능성이 매우 높음
 - 원전의 안전성에 대한 우려가 매우 높아지고 있는 반면에 국내 원자력 기술인력은 제한되어 있으므로 자동화를 통한 운전 부담을 경감시킴으로써 운전원들의 안전 및 이상상태 감시/평가 기능에 대한 역할 강화가 가능함.
- 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술 개발
 - 원전 운전 중 오염을 최소화 하고 수명 만료 후 제염과 해체를 용이하게 하도록 설계단계에서 이를 반영하는 기술이 필요함
 - 원전 제염해체시 방사선준위와 작업자 피폭 저감, 작업효율 향상과 방사능 오염 확산 억제를 위한 계통설계 필요
 - 해외사업 진출 시 원전 해체를 고려한 설계기술이 필요함
- IRWST pH 분석, 핵분열생성물제거분석 및 방사선 결말분석
 - 피동 원자로 격납건물 냉각계통의 경우 원자로 격납건물 살수계통과 같은 능동계통의 삭제에 따라서 사고시 IRWST의 장기 pH를 7 이상 유지하기 위한 TSP를 용해할 수원이 제거되어 이의 대체 방안이 필요
 - 원자로 격납건물 살수계통의 삭제에 따라 사고시 원자로 격납건물 대기중의 핵분열 생성물의 능동제거 수단이 상실되므로 다른 제거 메커니즘에 대한 연구 및 분석 방법론의 개발이 필요
- 원자로 유동-구조물 미래형 원전 중대사고 완화설계 적용을 위한 기술 개발 (DCH, FCI, MCCI, CP, ES 대처설계 포함)

- 노내 노심용융물 억류 기능과 노외 노심억류 및 냉각기능을 복합적으로 수행할 수 있는 복합 노심용융물 억류 및 냉각설비 개발이 필요
- 복합 노심용융물 냉각설비는 완전 피동형으로 개발하여 전원완전상실 등과 같은 사고조건으로부터 제약점이 없어야 함
- 복합 노심용융물 냉각설비를 통해 증기폭발과 dynamic FCI (Fillet Cladding Interaction) 현상 배제, MCCI (Molten Corium Containment Interaction) 근원적 배제 및 이를 통한 수소생성 최소화는 수소폭발 및 수소연소에 의한 대기온도 상승 측면에서 유리함으로 원자로 격납건물 건전성 및 필수기기 생존성 향상에 기여할 수 있으므로 종합 평가체계 구축 및 관련 모델 개발이 필요

나. 세부기술 내용

1) 미래형 안전계통 최적화 개발

□ 기술의 정의

○ 혁신적 신형 냉각계통 개발

- 노심의 잔열을 획기적으로 제거할 수 있는 고효율, 고냉각율의 신형 냉각계통

○ 안전계통 성능 최적화

- 피동계통과 기존의 능동계통을 최적화하여 안전성과 경제성의 동반 향상과 각 제어 성능을 최적화

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- APR+ 원전에 피동 보조급수계통(PAFS)의 개발로 최초의 피동 안전계통이 적용되었으나, 피동계통과 기존의 능동계통을 최적화하여 안전성의 향상 및 냉각 제어 성능을 최적화한 본격적인 연구는 미흡

- 고효율의 냉각성능을 갖는 안전계통의 개발은 초보적 단계임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 원자력 선진국에서는 기존의 능동계통을 피동계통으로 단순히 대체하려는 다양한 설계개념들을 제안하고 있으나, 최적화에 대한 심도 있는 연구는 미미함.

□ 미래 동향 예측

○ 혁신적 신형 냉각계통 개발

- 타 산업분야와의 융합연구를 통해 고효율, 고냉각율의 성능을 갖는 신형 냉각계

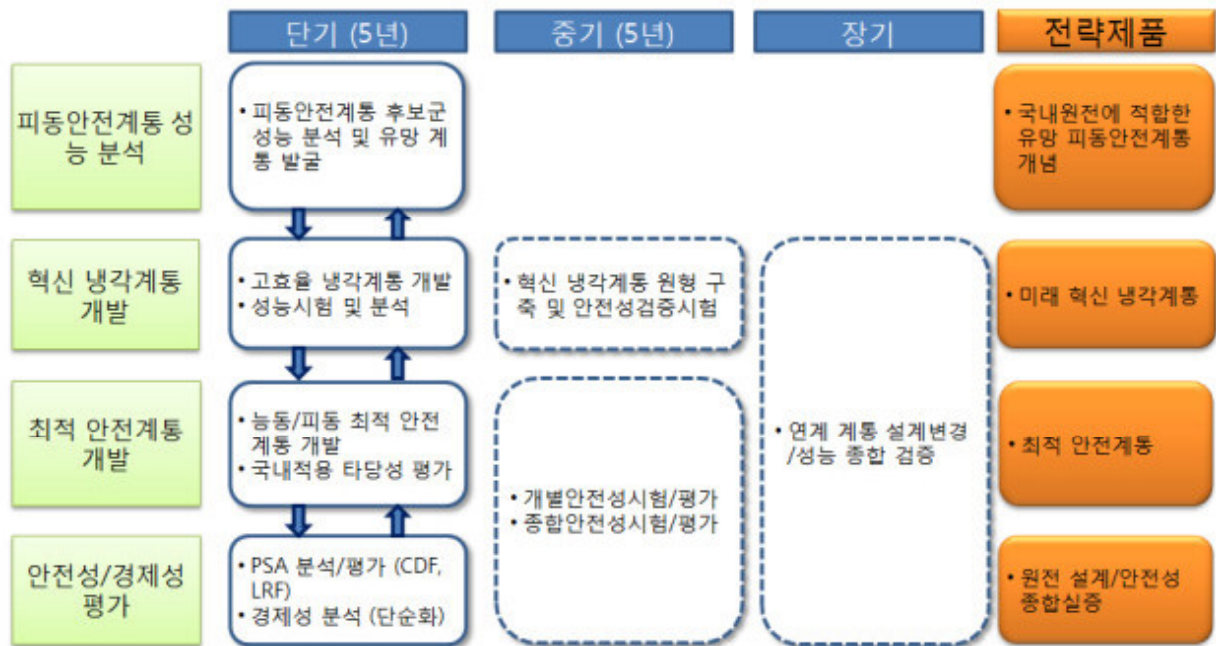
통을 개발하여 신형 원전에 도입하고자 하는 기초 연구가 활발할 것으로 전망함.

○ 안전계통 성능 최적화

- 다양한 피동계통의 성능 검증 및 단점을 최소화하여 능동계통과 최적화하여 안전성과 경제성을 동반 향상시키고자 하는 연구가 활발히 이루어질 것임.

□ 기술개발 수행체계

○ 산업계(중소기업 포함)·학계·연구계 참여 연구방식



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ 해외 개발 노형 안전계통 성능 분석 및 예비 성능 평가

- 해외 개발 신형 가압경수로형의 안전계통 설계안을 종합적으로 분석하여 예비 성능평가 수행
- 고냉각율을 갖는 혁신적 신형 냉각계통 개발
- 획기적으로 노심잔열을 제거할 수 있는 고효율, 고냉각율의 신형 냉각계통 개발

○ 미래형 최적 안전계통 개발 및 성능 평가

- 능동/피동 기기의 조합과 고냉각율의 안전계통을 접목한 미래형 최적 안전계통 개발 및 국내 노형 적용 타당성 및 성능평가

2) 원자로 유동-구조물 간섭 실증기술 개발

□ 기술의 정의

○ 열유체-구조물 기인 구조물 상호간섭 영향평가 실증기술 개발

- 열유체-구조물 기인 진동 및 피로 해석/평가 기술 개발
- 이상유동-구조물 간섭 해석/평가 기술 개발
- Flow Accelerated Corrosion 등

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 증기발생기 U-tube 진동특성 평가를 위한 Air-Water 시험이 수행되었으며, 최근 증기발생기파손사고와 맞물려, 다차원 유동영향 왜곡방지 유동-구조물 간섭에 대한 종횡비(Aspect ratio) 1/1 보존형 및 실규모 실증의 필요성이 증가함.
- 국내에서는 아직 열유체-구조물 기인 구조물 상호간섭평가에 대한 실규모 급 실증연구는 없었으며, 최근 소규모 검증 실험을 추진 준비중에 있음.
- Top Mounted ICI 기술 개발에 따라 원자로 유동-구조물 간섭 통합해석/평가 기술개발도 필요함. 유동-구조물진동의 통합해석 및 실증체계를 갖추지 못하고 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 탄소강 재질의 배관 분기관과 압력용기 헤드 노즐 부위의 부식등 원자로계통에서의 유체-구조물 간섭에 의한 부식파괴 사례가 보고된 이후 이에 대한 연구가 활발하게 추진되었음.
- 유동-구조물 진동의 통합해석/평가 기술을 개발하여 상용원전에 적용하고 있으며, 재료건전성 연계 평가기술 등 핵심기술에 대한 독점적 지위를 공고히 하고 있음.
- 원전의 수명예측 기술 및 재료 특성과 연계된 연구가 활발함.

□ 미래 동향 예측

- 원전안전성 강화를 위한 다분야 연계 원전 안전성 평가기술의 필요성에 따라, 수화학, 유동-재료부식 연계 해석 및 재료건전성 연계평가기술의 개발 필요성이 증대되고 있음.
- 해석모델의 개발 및 검증을 위한 실제 형상-유동조건에서의 실증평가와 모델검증이 필요하며, 다차원 코드의 등장에 따라서, 국소해석 모델화가 필요함.

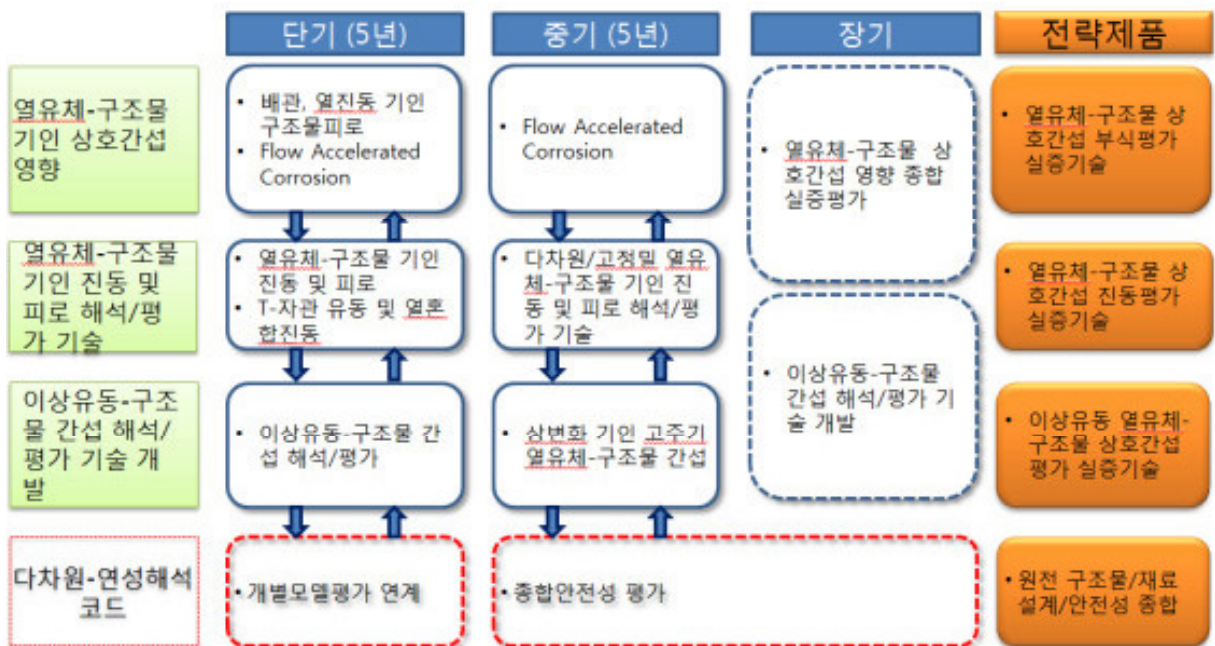
□ 기술개발 수행체계

○ 열수력-재료-코드해석 연계 수행체계가 필요함.

- 유동특성 및 재료부식 특성 연계
- 실증기술 및 코드 모델개발 연계
- 원전 구조물-재료 건전성 평가 기술 연계.

○ 산.연 공동연구방식

- 1단계(5년) : 산업체 필요기술과 실증분야.
- 2단계(5년) : 모델평가 및 실증 연계.
- 3단계(5년) : 원자로 유동-구조물 수명 건전성평가 연계



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ 열유체-구조물 기인 구조물 상호간섭 영향평가 실증기술 개발

- 배관, 원자로용기 유동유발 진동
- 열진동 기인 구조물피로
- Flow Accelerated Corrosion

○ 열유체-구조물 기인 진동 및 피로 해석/평가 기술 개발

- 다차원/고정밀 열유체-구조물 기인 진동 및 피로 해석/평가 기술
- T-자관 유동 및 열혼합 진동

○ 이상유동-구조물 간섭 해석/평가 기술 개발

- 이상유동 상변화 기인 고주기 열유체-구조물 간섭

3) 한국형 IRWST Sparger 고유 모델 개발 및 검증 실험

☐ 기술의 정의

- 한국형 Sparger 모델 개발 및 시제품 제작
- Sparger 실증실험

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내 발전소에 설치된 Sparger는 웨스팅하우스사에서 설계하고 국내 TSM사를 통해 제작 공급된 I-type Sparger이며, 독자적인 Sparger 개발은 전무함

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

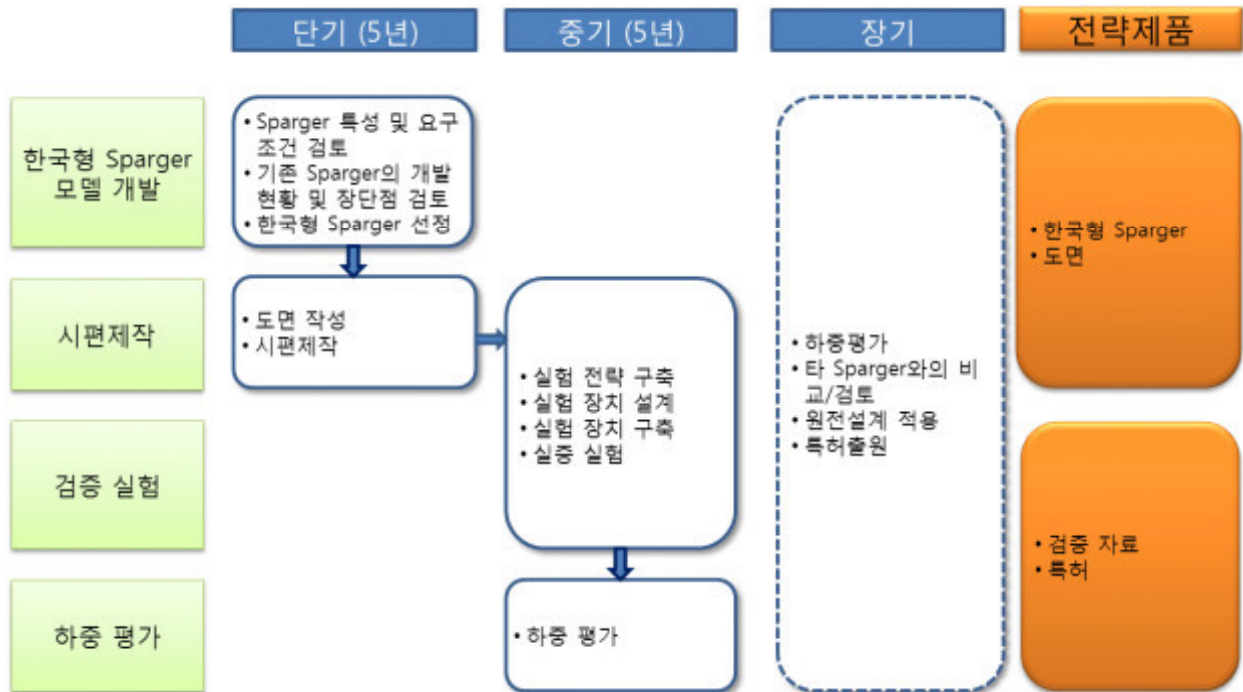
- 국내외적으로 공급되고 있는 Sparger는 multi-holes 형태의 quencher 들로 GE에서 설계 공급하는 T 또는 X quencher와 웨스팅하우스사에서 설계 공급하는 LRR(load reduction ring)을 갖는 I Sparger 등이 있음
- Sparger들은 모두 공급사가 특허를 가지고 있으며 설계 관련한 핵심 자료나 실험자료들은 외부로 공개하고 있지 않음

☐ 미래 동향 예측

- 우수한 성능의 Sparger 개발
 - 재장전 탱크가 원자로건물 안으로 들어오면서 LOCA, SRV, RCGVS 및 PCCS 등의 각종 안전감압계통들의 고온 고압의 증기를 suppression pool로 방출하여 구현하려는 추세임.
 - 다양한 안전감압계통들이 고온 고압의 증기를 IRWST를 통해 방출함에 따라 방출하중을 최소화하고 효과적인 응축을 도모할 수 있는 진보된 Sparger 개발에 대한 요구가 계속적으로 증대될 것으로 전망됨.
 - 원전 수출에 있어 경쟁력 확보를 위해 우수한 성능의 독자적인 Sparger 개발을 위한 연구가 계속적으로 진행될 것으로 예상됨.

☐ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동 추진



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 한국형 IRWST Sparger 모델 개발을 위한 자료 수집 및 검토
- 국내 발전소에 적합하고 수출 가능한 Sparger 개발 및 시제품 제작
- 실증 실험
- 하중 평가 및 비교

4) 3차원 CFD IRWST 열수력 하중 평가 모델 개발

□ 기술의 정의

- CFD 코드를 활용한 3차원 수치해석 방법론
 - IRWST내 Sparger를 통한 air 및 water 방출에 따른 열수력적 거동 해석
 - 한국형 IRWST Sparger 개발에 필요한 핵심기술

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 차세대 원전에서 처음으로 Sparger 및 IRWST 관련 현상 및 하중들에 대해 BWR 방법론을 토대로 연구가 진행되었으나 대부분 해외기술에 의존하여 진행되어 왔음

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

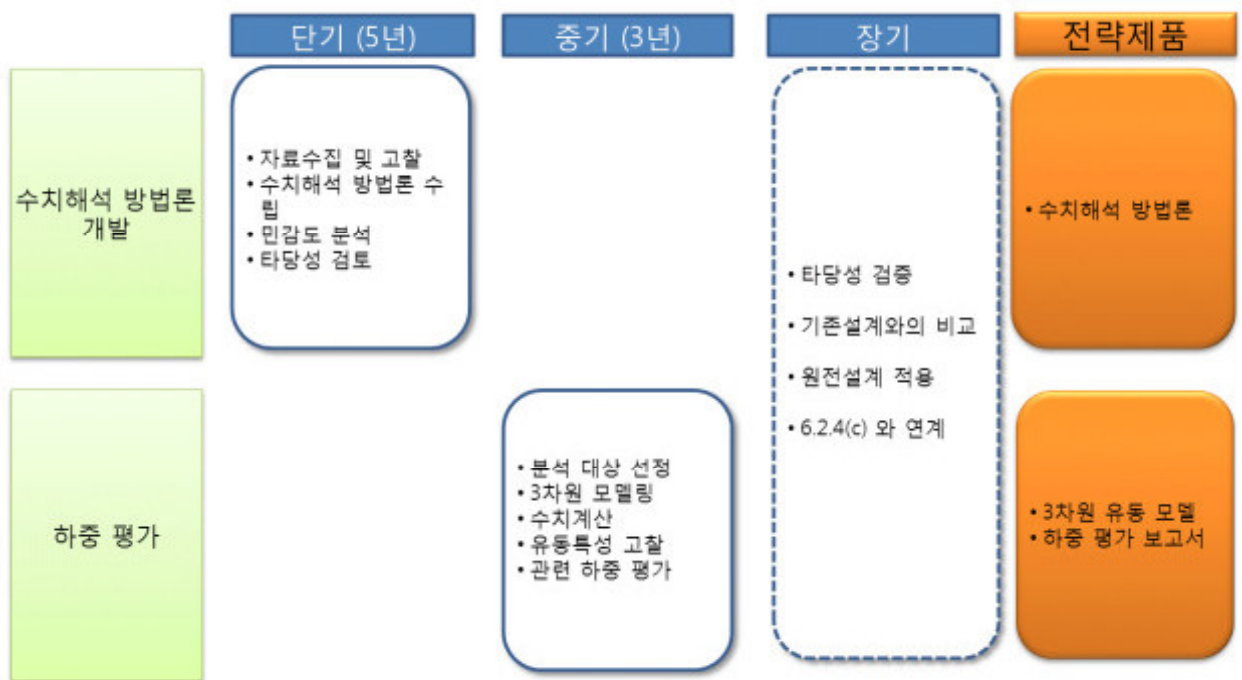
- Sparger 공급업체들은 장기간의 다양한 실험 자료에 근거하여 설계 자료를 생산하여 왔으며 하중 계산용 자체 코드도 보유하고 있음
- 아직까지 3차원 전산해석을 통한 설계는 수행된 바 없으며 보고서들을 통해 향후 3차원 CFD 해석의 필요성을 언급하고 있음

□ 미래 동향 예측

- CFD를 통한 열수력 하중 평가 방법 개발
 - 최근 NRC의 규제동향은 하중의 평가 시 상관식을 통한 단순한 하중 평가보다는 3차원적인 유동의 특성을 반영한 하중 평가를 요구하고 있으며, 해외 원전 (US-EPR, APWR, ESBWR) 들도 인허가 과정에서 CFD를 통해 이를 해결하려는 노력들이 활발히 이루어지고 있음.
 - 기존에 계산 부하의 문제로 해결하지 못했던 문제들이 최근에 전산기와 수치기술의 발달로 CFD를 통해 분석하려는 노력들이 활발히 진행되고 있으며 이를 설계 분야에 활용하려는 수요가 계속적으로 증가될 전망이다.
 - Sparger 공급업체들도 기존 평가 보고서에서 향후 CFD를 이용한 하중 평가를 계속적으로 언급하고 있어 추후 이에 대한 연구가 활발히 진행될 것으로 예측됨.

□ 기술개발 수행체계

- CFD 전문 업체와의 공동 추진



☐ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- IRWST내 Sparger를 통한 공기 및 물 방출에 따른 열수력적 거동을 모의할 수 있는 3차원 수치해석 방법론 개발
- IRWST 내 공기방출에 따른 pool swell 현상 분석
- Sparger 설계를 위한 bubble source pressure, bubble oscillation 도출
- IRWST 에 대한 압력 하중 분포 도출
- IRWST 내 구조물들에 대한 drag load 하중 도출
- 기존 설계 자료와의 비교 및 전산해석 결과의 타당성 검증

5) 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술개발

☐ 기술의 정의

- 부분충수운전을 배제하기 위해 증기발생기 위치 상향 조정
 - 원자로건물 GA
 - 증기발생기 내진검증
- RCS 저수위운전 수위제어 자동화

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 정지저출력에 대한 사고분석이 강화되고 있으며 규제 요건화 가능성 있음
- 부분충수운전 배제를 위한 연구개발이 진행되고 있지 않음

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

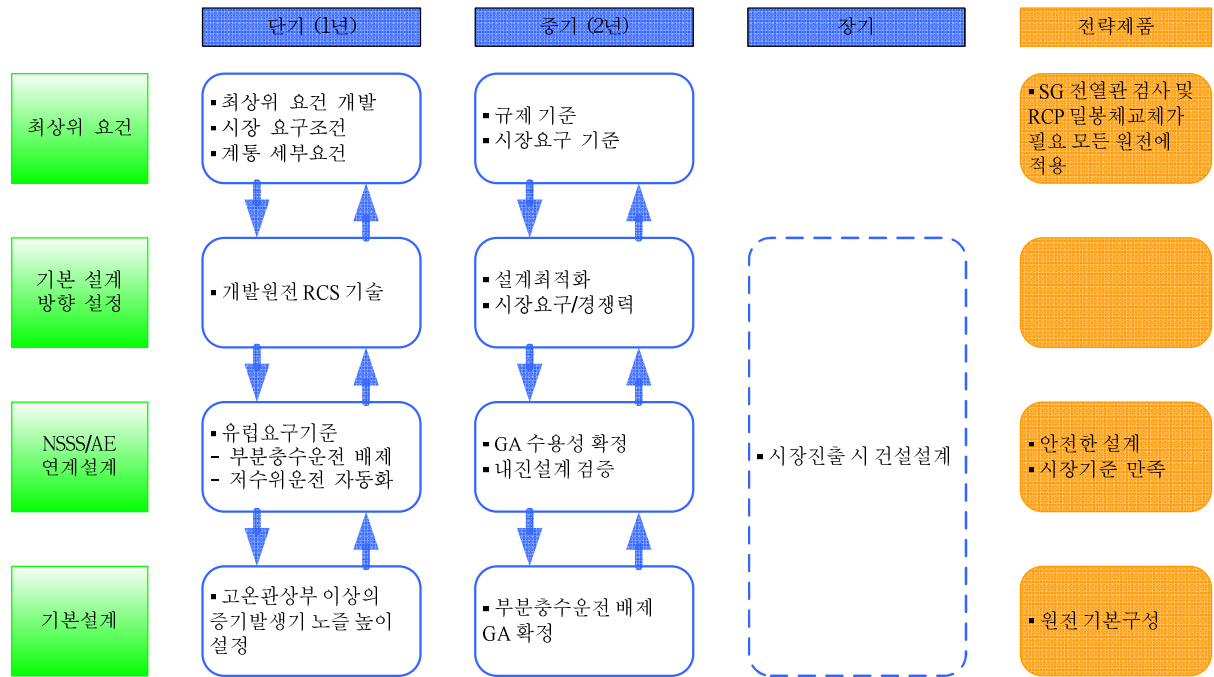
- 정지저출력 중대사고에 대한 규제요건이 강화되고 있으며, 유럽 사용자요건은 부분충수운전 배제를 요구함.

☐ 미래 동향 예측

- 확률론적 위험도 분석의 설계 반영 및 정지저출력 중의 정지냉각상실 사고 분석이 요건화 될 가능성이 있음.
 - 노심손상빈도 저감

☐ 기술개발 수행체계

- 계통설계자-종합설계자-기기제작자 공동연구방식



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 증기발생기 위치 상향
 - 원자로건물 GA 영향 검토 및 증기발생기 내진검증
- 증기발생기 배수 최저 수위
 - 증기발생기 전열관 배수를 위한 공기 유입량 - 배수량 상관관계
- 원자로냉각재계통 저수위운전 수위제어 자동화 설계

6) 원전 운전 및 시험 자동화 기술개발

□ 기술의 정의

- 원전의 운전/시험 자동화 및 운전지원기능 제공을 통한 운전원들의 인적 오류에 의한 사고발생 가능성 최소화와 이용율 향상
 - 원전 운전과 시험을 자동화하는 계측제어 설계 기술
 - 자동화 기능 소프트웨어 개발
 - 프로토타입 구축
 - 인간공학 평가와 검증

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에서 원전 운전자동화와 관련된 과제가 부분적으로 수행된 적이 있으나 실제 원전 설계자의 불참으로 실험실 수준의 결과를 도출함
- 실제 적용을 위해서는 광범위한 운전/시험절차와 공정계통에 대한 분석을 포함하는 계통설계의 수행이 선행되어야 하며, 구현상 예상되는 각종 H/W 적 S/W적인 문제들에 대한 해결이 요구됨

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

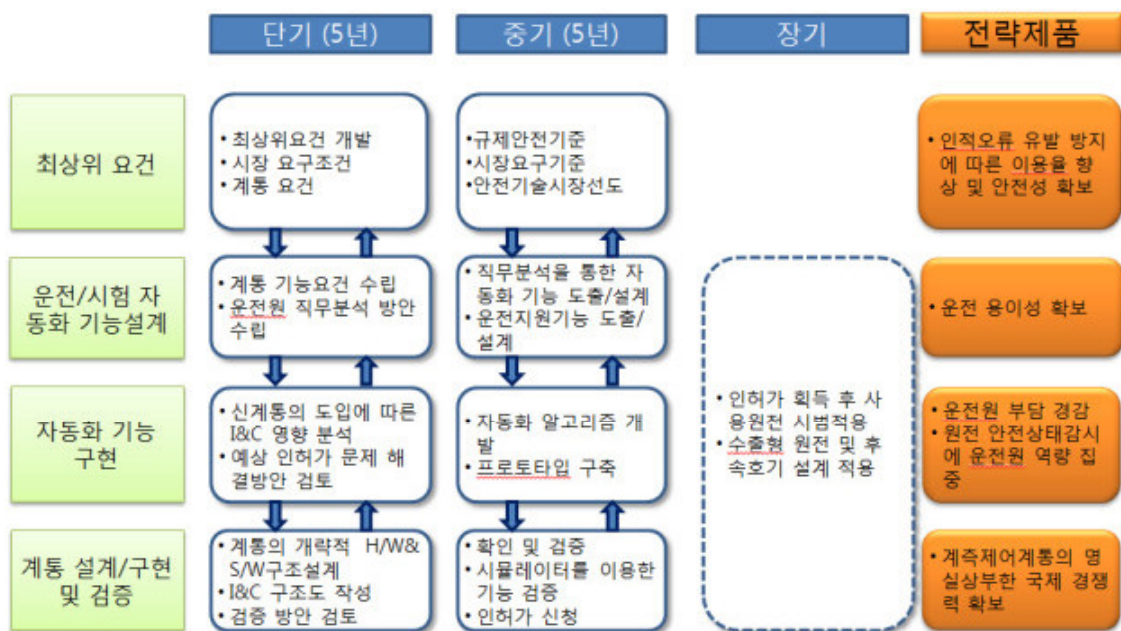
- 일본과 프랑스에서는 이미 운전자동화시스템을 개발하여 적용하고 있음

□ 미래 동향 예측

- 원전에서 운전시 인적 오류에 따른 이용율 저하 및 안전성 위협의 증가
- 원전 운전요원 확보의 어려움 예상
- 인적 오류와 운전요원 확보 문제를 해결하기 위한 방안으로 운전/시험 자동화 기능이 필수적으로 요구
- 세계의 원전들과 경쟁력을 확보하기 위해서는 다양하고 신뢰성 있는 운전 지원기능과 이상상태 진단 기능의 제공이 요구될 것임

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구 방식 (가능하면 규제기관 참여 필요)



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 운전원 직무분석을 통해 운전/시험 자동화 가능 직무도출
- 자동화 불가능 직무에 대한 운전/시험 지원기능 도출
- 자동화 및 운전지원 기능 구현 방안 검토 및 상세설계 수행
- 운전/시험 자동화 및 운전지원 계통 구조 설계 및 I&C 구조도 작성
- 자동화 및 운전지원 기능 S/W 구현
- 프로토타입 구축
- 계통 확인 및 검증과 인간공학 평가
- 인허가 보고서 작성 및 인허가 획득

7) 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술 개발

□ 기술의 정의

- 원전 해체를 고려한 NSSS 설계 기술
 - NSSS 방사선원향 저감을 위한 방사화물질 함량 및 부식생성물 제거 방안 도출
 - 대형기기 교체 및 해체를 고려한 모듈 방식의 계통설계 기술 확보

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 오염 최소화와 해체를 고려하여 계통 설계 수행한 경험이 없음
- 건설원전의 종합설계에서 규제 질의답변 형식의 해체용이 검토보고서를 제출하는 수준의 기술검토 수행
- 상용원전의 해체에 대비한 기술적 준비 단계

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- US AP1000 원전의 해체고려설계는 설계인증을 획득하였으며, US APWR 및 US EPR은 설계인증 진행중임.

□ 미래 동향 예측

- 원전 수명 종료에 따른 해체의 중요성이 부각되어 원전의 계획, 설계, 건설 시 해체를 고려한 설계가 중요한 요건으로 대두되고 있음.
- 원전의 설계단계에서 국내외 기준과 요건에 부합하도록 오염최소화 및 해

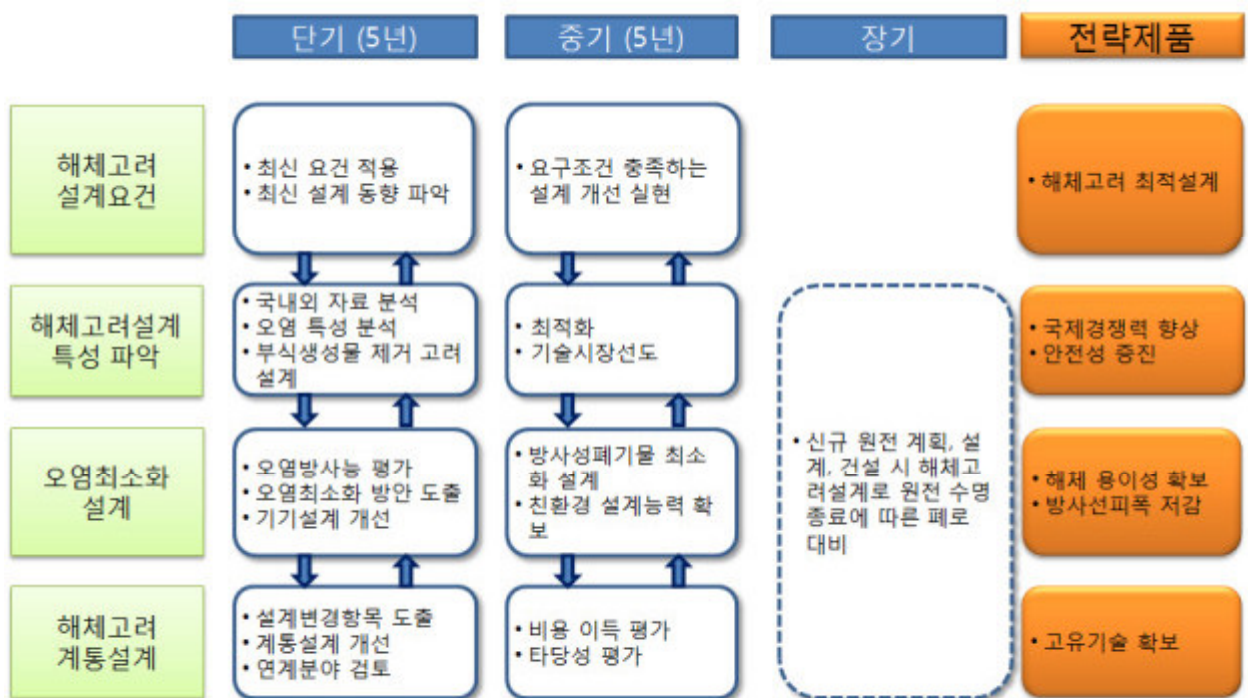
체 용이성을 고려한 설계를 지속적으로 요구할 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구 방식

□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 국내외 NSSS 해체고려 설계 특성 파악 및 관련 자료 수집
- NSSS 방사선원향 저감을 위한 방사화물질 함량 및 부식생성물 제거 방안 도출
- 대형기기 교체 및 해체를 고려한 모듈 방식의 계통설계 기술 확보
- 효과적인 원전 해체를 위한 NSSS 설계 요건 및 설계 개선항목 도출



8) 미래형 원전 중대사고 완화 설계 적용을 위한 기술개발 (DCH, FCI, MCCL, CP, ES 대처설계 포함)

□ 기술의 정의

○ 피동 복합 노심용융물 냉각계통 개발

- 심층방어 개념에 입각해서 피동 노내 노심용융물 억류 기능과 노외 노심용융물 억류 및 냉각 기능을 순차적으로 수행할 수 있는 복합 냉각 설비 개발

○ 계통 배치 최적화

- 안전성 및 경제성을 위한 계통 구성 및 배치를 통해 필요 기기 및 공간 최적화

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- APR1400에서 노내 노심용융물 억류 및 냉각전략 (IVR-ERVC) 수행을 위한 원자로 단열재 설계 및 관련 평가 기술 확보

- EU-APR1400에서 노외 노심용융물 억류 및 냉각계통 설계 및 관련 평가 기술 확보

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- EPR은 노외 완전 피동 노외 노심 용융물 냉각계통 개발, VVER-1000은 고유의 IVR-ERVC 개념을 사용한 노외 노심용융물 냉각계통 개발, AP1000은 원자로 격납건물 피동냉각과 IVR-ERVC 개발, ESBWR은 원자로 격납건물 피동냉각과 노외 노심용융물 냉각계통을 개발하였음

□ 미래 동향 예측

○ 원전의 발전 방향

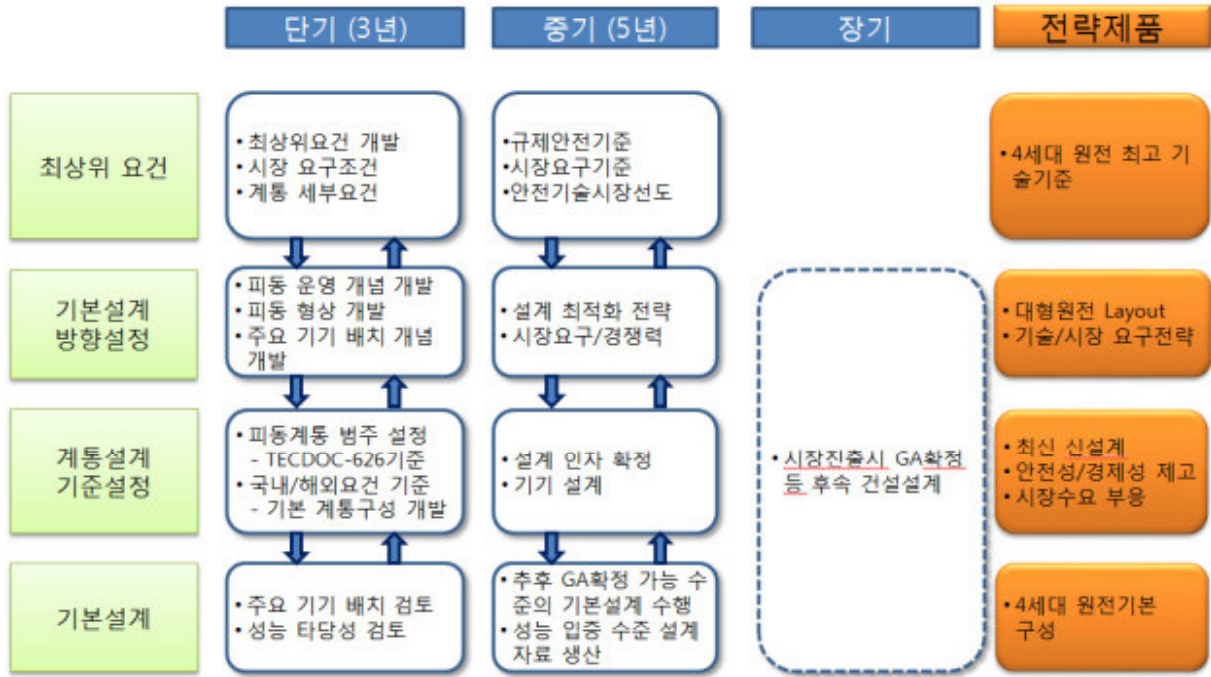
- 3 세대(Gen III) 원전은 한국을 포함한 원전 선진국에서 이미 건설 및 운영을 시작하였고, 4세대(GEN IV)원전이 2030년 운영을 목표로 다양한 형태로 개발되고 있음.
- 4세대 원전은 피동 안전계통 개발을 통해 경제성과 안전성 향상에 중점을 두고 개발되고 있는 것으로 판단됨.

○ 신규 원전 수요 전망

- IAEA는 후쿠시마 원전사고에도 불구하고 향후 20년간 적게는 17%, 많게는 94% 향후 20년간 원전 설비 용량의 증대를 예상하고 있음. 세계원자력협회는 2030년까지 2010년 대비 약 2배 원전이 건설될 것으로 전망하고 있음.

□ 기술개발 수행체계

- 산업체와 연구기관 공동 연구



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 노심용융물 열 속-원자로용기 외벽냉각 열 제거 메카니즘 평가 모델 개발
 - 원자로 용기 하부 헤드에서의 열 속 분포
 - 노심용융물 층화 실증 및 해석
 - 하부 원자로 용기 표면에서의 2상 유동 열전달 해석 모델 개발
- 노외 노심용융물 억류 및 냉각 설비 열 제거 모델 및 해석 기술 개발
 - 노심용융물 퍼짐 해석/평가 기술 개발
 - 열 하중 및 동 하중-구조물 변형 평가 및 해석 기술 개발
 - 열 침식 및 재임계 방지 방호물질 개발 및 평가 기술 개발
- 냉각수 자연순환 해석/평가 기술 개발
 - 피동 구동 냉각수 공급 및 증기 배출 방안 개발
 - 유동 안정화 평가 및 확보 방안 개발

9) IRWST pH 분석, 핵분열 생성물 제거 분석 및 방사선 결말 분석

□ 기술의 정의

- 피동 원자로 격납건물 냉각계통에서의 능동형 원자로 격납건물 살수계통의 삭제에 따른 IRWST pH 조절을 위한 TSP에 대한 대체 수원 및 IRWST pH

분석 기술

- 원자로 격납건물 대기중 핵분열 생성물의 능동 제거 수단인 원자로 격납건물 살수계통의 삭제에 따른 이를 대체할 수 있는 수준의 다른 제거 메커니즘 검토 및 분석 기술
- 새로운 사고시 핵분열 생성물 거동 분석 방법론을 적용한 방사선 결말 분석 기술

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에서는 해당 기술 관련 선행 연구 사례가 없음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

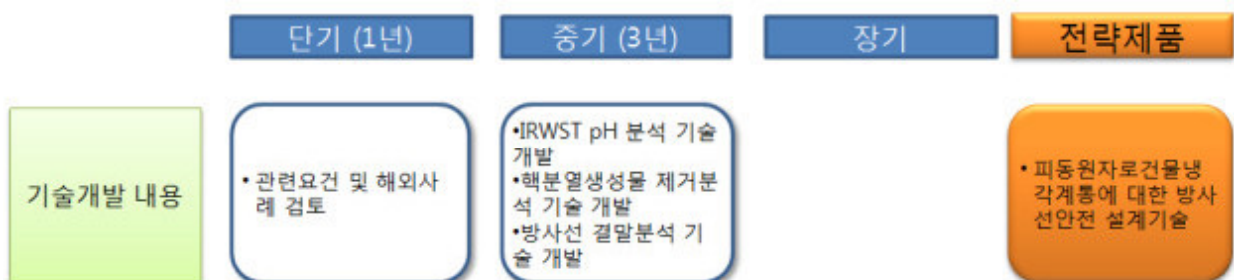
- 피동냉각계통을 적용한 AP1000, 그리고 EPR 및 APWR 등에서 사고시 핵분열 생성물의 살수 제거 효과를 고려하지 않고 핵분열 생성물 거동 분석 및 방사선 결말 분석을 수행함.

□ 미래 동향 예측

- 향후 원자로는 피동 개념 또는 고유 안전성을 갖는 개념을 채택함으로써 사고시 운전원조치나 능동계통의 불확실성으로부터 자유롭고 안전한 원자로 설계를 지향할 것으로 예상됨.
- 해외 경쟁원전은 입증된 피동안전 개념을 적용하였거나 제한된 피동안전 개념을 채택하고 있으며 궁극적으로 완전 피동형 원자로 개발을 지속적으로 추진 중에 있음.
- 이러한 향후 피동안전 개념의 핵심인 피동 원자로 격납건물 냉각계통 설계를 고려한 사고시 원자로 격납 내 핵분열 생성물 거동에 대한 새로운 접근방법 및 분석 방법을 적용한 방사선 안전 설계기술의 정립이 시급함.

□ 기술개발 수행체계

- 산업계(중소기업 포함)·학계·연구계 참여 연구방식



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ IRWST pH 분석

- TSP 용해를 위한 원자로 격납건물 살수계통의 대체 수원 및 TSP 설치 위치 등 대체 방안 검토
- 새로운 수원 및 TSP 설치 위치에 대한 사고시 시간에 따른 IRWST pH 분석

○ 핵분열생성물 제거분석

- 자연침적에 의한 사고시 원자로 격납건물 대기중의 핵분열 생성물 제거 메커니즘 분석
- 핵종별 자연침적에 의한 시간에 따른 제거계수 계산

○ 방사선 결말 분석

- 새로운 사고시 핵분열 생성물 거동 분석에 의한 시간에 따른 IRWST pH 및 원자로 격납건물 대기중 핵분열 생성물 제거 계수를 적용한 사고시 원자로 격납건물로부터 소외로의 방사능 방출량 계산
- 신규 방사능 방출량에 따른 소외 주민 및 주 제어실 운전원에 대한 선량 계산 및 인허가 요건 충족성 평가

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 안전성이 대폭 증대된 피동안전계통 개발을 위한 원천기술 개발
- 국내 고유의 피동계통 안전분석 및 성능해석 Tool 개발
- 피동형/자연순환 냉각방식의 공냉시스템 또는 물-공기 혼합냉각계통 개발
- 72시간 MCR 내부 온도상승 120°F 이내 제한 가능한 피동격실냉방설비 개발
- 피동원자로건물냉각계통 방사선안전 설계기술 개발
- 복합형 피동 노심용융물 냉각설비 개발
- 피동/능동계통의 최적화 기술 및 고냉각유속 냉각계통 개발
- 다차원 원자로 열유체 기인 열적진동 기계진동피로 실증 및 해석 기술개발
- 독자적인 Sparger 개발
- 3차원 CFD 코드를 이용한 IRWST 열수력 현상 및 관련 하중 평가 모델 개발

- 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술개발
- 원전 운전 및 시험 자동화 기술개발
- 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술 개발

○ 경제사회적 성과

- 장기 자연구동냉각 기술의 확보를 통한 원전안전성 향상
- 피동설비의 성능해석 평가기술의 산업계 기술이전을 통한 국내 산업 활성화
- 노심손상빈도 저감에 따라 발전소 신뢰도 및 원전 안전성에 대한 수용성 향상
- 수출형 원자력발전소 안전성 강화 및 해외시장에서의 경쟁력 강화
- 원전해체 고려 계통설계로 인한 원전 해체 비용 절감

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 미래형 안전계통 최적화 개발	15	20	20	20	20	95	250		345
• 원자로 유동-구조물 간섭 실증기술 개발	20	30	30	30	30	140	70	50	260
• 한국형 IRWST Sparger 고유 모델 개발 및 검증 실험	20	20	40	60	60	200	100	100	400
• 3차원 CFD 코드를 이용한 IRWST 열수력 현상 및 관련 하중 평가 모델 개발	10	10	10	10	10	50	50	50	150
• 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술개발	10	20	10			40	10		50
• 원전 운전 및 시험 자동화 기술개발	10	10	5			25	15	10	50
• 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술 개발	10	20	20	20	10	80	20	-	100
• 미래형 원전 중대사고 완화 설계 적용을 위한 기술 개발	10	10	10	10	10	50	100	50	200
• IRWST pH 분석, 핵분열 생성물 제거 분석 및 방사선 결말	10	10	10	10	10	50	100		150

분석									
----	--	--	--	--	--	--	--	--	--

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 미래형 안전계통 최적화 개발	15	15	15	15	15	75	75		150
• 원자로 유동-구조물 간섭 실증기술 개발	5	5	5	5	5	25	25	25	75
• 한국형 IRWST Sparger 고유 모델 개발 및 검증 실험	5	5	10	15	15	50	50	50	150
• 3차원 CFD 코드를 이용한 IRWST 열수력 현상 및 관련 하중 평가 모델 개발	5	5	5	5	5	25	25	25	75
• 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술개발	5	10	5			20	5		25
• 원전 운전 및 시험 자동화 기술개발	10	10	5			25	15	10	50
• 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술 개발	5	10	10	10	5	40	10	-	50
• 미래형 원전 중대사고 완화 설계 적용을 위한 기술 개발	5	5	5	5	5	25	25	25	75
• IRWST pH 분석, 핵분열 생성물 제거 분석 및 방사선 결말 분석	5	5	5	5	5	25	25		50

다. 기대효과

- 향후 국내에서 개발될 것으로 예상되는 완전 피동형 대형 원전 및 소형모듈 원전에 공통적으로 적용할 수 있어 국내 고유 원전개발 능력을 획기적으로 발전시킬 수 있을 것임.
- 원전의 해외수출을 통한 국가 신성장동력 창출, 궁극적으로 원전의 대국민 수용성 증진에 결정적으로 기여할 것임.
- 세계 최고수준의 피동 격실냉각을 위한 획기적인 냉방설비 설계 기술 및 안전성 확보.
- 수출형 원자력발전소 안전성 강화 및 해외시장에서의 경쟁력 강화.

6.1.5 예상성과 기대효과

가. 예상성과

- 과학기술적 성과
 - 1000 MWe급 수출형 원전 및 실증
 - 피동 원자로 격납건물 냉각계통
 - 완전피동형 미래안전계통
 - 미래형 원전 중대사고 완화 설계 적용을 위한 기술 개발
 - 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술
 - 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술
 - 한국형 IRWST Sparger 고유 모델
 - 원전 운전 및 시험 자동화 기술
- 경제사회적 성과
 - 국내고유형 기술 및 고유모델 창조를 통한 기술의 우위 및 원전 시장지배력 강화
 - 안전성이 강화된 미래형 원전의 국민 수용성 증대

다. 기대효과

- 해외 수출형 원전용량의 다양화를 통한 원전 수출기반 산업화
- 후쿠시마원전사고 이후 개발된 피동안전계통을 기반으로 하는 원전의 SBO/대형자연재해 대처 능력 향상을 통한 원전 안전성 획기적 증대

6.2 대 열용량 및 대형 실증시험

6.2.1 개요

☐ 세계적 기술 선도형 대형 다차원 실증 플랫폼

- 대형 실증시험의 공통 기반시설을 단일 플랫폼으로 구축함으로써 다양한 대형/대용량 실증시험 기반의 집중, 기술 및 인적 인프라 유지가 가능해짐
- 범용 기반시설의 단일화는 시험설비의 구축비용의 중복 방지, 기술의 단순화, 전문 기술과 인적 인프라의 유지 보존 등의 다양한 장점을 지니고 있음
- 종래의 소규모 실증 시험에서 탈피하여 대형 다차원 실증 플랫폼의 구축함으로써 중대사고를 포함하는 열수력 대형/다차원 실증 기술의 세계적 선도가 가능해짐
- 단일 플랫폼 사용으로 각종 후속 대형 시험에 조속한 대처와 일정 단축이 가능해짐

☐ 신형원전의 피동계통 대용량 실증시험

- 원전의 안전성이 획기적으로 향상되도록 다양한 피동계통의 성능 검증에 요구되는 대용량 실증시험 수행으로 피동계통의 설계 혹은 성능 검증에 직접 반영
- 국외 원전 개발 기관들은 피동형 원전을 상용화 단계로 개발하면서 핵심 피동계통에 대한 대용량 성능 검증을 완료하고, 이를 바탕으로 관련 코드의 개발과 검증을 완료함
- 후쿠시마 사고 이후 다양한 피동계통을 활용하여 원전의 안전성을 더욱 향상시키는 노력이 경주될 전망임
- 국내에서도 신형원전의 피동계통에 관한 대용량 실증시험 평가 기반을 구축하고, 이를 바탕으로 피동계통의 성능과 안전성을 평가 검증할 필요가 있음

☐ 고압 2상유동 가시화 실험

- 계통해석코드, 기기해석코드, 국소스케일 코드의 고도화를 위해 실제 원전의 운전 조건과 유사한 고온 고압 조건에서 대형 노심 다차원 효과, 3차원 열혼합, 2상유동의 가시화 등이 요구됨
- 이러한 고정밀 열수력 실험을 위해서는 첨단 측정기술의 개발이 병행되어야 함

- 최근에 사용중이거나 개발중인 다유동장, 3차원 안전해석코드들을 검증할 수 있는 실규모급-다유동장-다차원-고정밀 실험 데이터들이 요구됨
- 안전해석코드의 정확도를 높이기 위해서는 원전 구조물에서의 열전달계수와 같이 안전해석코드의 입력으로 사용되는 데이터에 대한 타당성의 검증이 필요함
- 보수적인 가정과 보수적인 안전해석코드 입력에서 탈피하여 최적 안전해석방법의 사용이 더욱 확대되어 사용될 전망이다

□ 핵연료 임계열유속 시험

- 새로운 핵연료가 개발되거나 원자로 원전 조건이 크게 변경되는 경우 대형 물(Water) 시험설비를 이용한 임계열유속(CHF; Critical Heat Flux) 시험이 인허가에 필수적임
- 국내에는 대형 Water 임계열유속 시험설비를 보유하고 있지 않아 외국의 설비를 이용하고 있음
- 국내 개발 핵연료 시험을 비롯한 다양한 수요를 고려할 때 대형 Water 임계열유속 시험설비의 국내 구축이 요구됨. 시험설비의 국내 구축 필요성에 대한 공감대는 오래 전부터 형성되어 오고 있음

6.2.2 대 열용량 플랫폼 구축 및 이용 기술 개발

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 대형 다차원 실증 플랫폼 개발
 - 대형 실증시험을 개별적으로 구축하는 경우 기반설비의 투자비가 증가함
 - 국내에는 대용량 전기, 증기 등을 공급하는 기반설비가 없어, 대형시험설비를 개별적으로 구축함으로써 비용 증가, 공동 이용의 어려움 등이 발생함
 - 또한 시험설비와 인적 인프라를 개별 기관에서 보유함으로써 시험 기술과 전문성이 떨어짐
 - 따라서 대형실증시험의 기반시설을 단일화하여 구축하여 기반시설 구축에 대한 중복 투자 방지와 시험기술과 전문 인력의 집중화가 필요함
 - 대형 후속 실증시험이 요구되는 경우 구축된 기반시설을 이용함으로써 시험설비 구축 일정을 단축 할 수 있고, 시설 인프라와 전문 인력을 최대한

활용하는 것이 가능해짐

○ 피동계통 대용량 실증시험 개발

- 후쿠시마 사고이후 원전의 안전성 증대 방안으로 피동안전계통 적용에 대한 수요 증가가 예상됨
- 국내 상업용 원전에서 수소제어계통, 보조급수저장계통에서 부분적인 피동설비의 적용은 이루어져 있으나, 노심냉각 및 원자로건물 냉각 기능을 수행하는 안전계통에 대한 피동설비 적용 설계 경험이 전무함
- 피동안전계통 설계 구현을 위해서는 실규모 실증 실험자료 확보 및 성능평가 체계 구축이 필요함

○ 고압 2상 유동 가시화 실험 개발

- 소형 실험 장치를 이용한 국소 비등 현상 등을 가시화하는 실험들이 수행되고 있으나, 실제현상 모사에 한계가 있음
- 안전해석코드의 신뢰도 확보 및 성능 검증을 위해서는 실제 원전의 운전조건과 유사한 고온 고압 조건에서의 2상 유동에 대한 실증실험 데이터 확보가 필요함

□ 기술개발 필요성

○ 대형 실증시험의 공통 기반시설인 대용량 전기/증기 공급시설을 플랫폼화

- 공통/범용 기반시설 구축비 중복투자 방지 및 기술의 단순화/집중화
- 각 대형시험은 해당 시험대만 별도로 구축한 후 공용 플랫폼 이용
- 대형 증기공급에 필요한 대용량 전원설비도 공동 플랫폼을 이용

○ 단일 플랫폼 구축으로 CHF, IVR CHF, PAFS 열교환기 번들효과 실증시험 등을 개별적으로 추진하는 것에 비해 기반설비 투자비용이 대폭 절감됨

- 개별 대형시험구축 비용을 대폭 낮춰 대형실증시험 추진이 용이해짐
- 대형설비 운영/유지비가 상대적으로 저렴함
- 이는 국내 원자력 R&D 경쟁력의 강화에 기여

○ 피동계통의 성능 검증에 직접 활용될 수 있는 대용량 피동계통 성능 평가 시험들이 다양하게 수행될 필요가 있음

- 원전의 안전성을 획기적으로 향상시킬 수 있도록 피동계통의 안전성을 확인하고 효과적인 운전절차 및 사고관리 절차 수립에 활용

- 피동계통의 설계 및 안전 해석코드의 성능평가 및 검증
- 실제적인 국내 원전의 피동계통 설계와 성능 검증에 요구된 대규모 피동계통 실증시험이 필요함
- 이를 바탕으로 국내 설계, 안전해석코드들을 평가 검증하여, 원전 설계에 직접 활용할 수 있음
- 고정밀 해석기술의 발달과 이를 이용한 원전 안전해석이 수행되고 있음
 - 고정밀 해석기술의 발달로 2상 유동 해석의 정확도 향상을 위한 저압 조건에서의 시험과 계측방법의 기반은 마련되었으나, 고압 조건에서는 2상 유동에 대한 가시화 실험과 정밀계측 방법이 전무함
 - 고압 2상 유동 가시화 실험을 통해 원전의 운전조건 및 과도 조건에서 사용되는 주요 2상 유동 모델의 정확도를 향상시켜 원전의 안전성 평가의 정밀도를 제고할 필요가 있음

나. 세부기술 내용

1) 대용량 실증시험 플랫폼 구축

□ 기술의 정의

- 대형실증시험의 공통 기반시설인 대용량 전기공급계통, 증기공급계통 등을 갖춘 단일 플랫폼으로 구축되어 기반 시설에 대한 재투자가 필요 없이 다양한 대형 실증시험을 수행할 수 있는 Test Bed 구축
- 대용량 실증시험 플랫폼을 이용하면 대형 피동계통 실증시험, 임계열유속 시험, 실규모급 노심 실증시험, 고압 2상 유동 가시화 실험 등 다양한 대형 시험을 용이하게 추진할 수 있음

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에는 대용량 전기/증기를 공급하는 기반 시설이 없으며, 대형시험시설을 개별 구축하여 공동이용이 어려움
- 기 구축된 중소형 규모의 기반 시설이 기관별로 분산되어 있고, 시험설비, 시험기술, 전문 인프라의 확보와 유지가 어려움
- 대규모 실증시험이 요구되는 경우 기반 시설부터 새롭게 구축해야 하므로, 시험설비 구축 비용이 증가하고 시험 일정이 길어지고 있음

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 이탈리아 안살도, 독일은 화력발전소 대용량 증기로 원자로 열유체 거동시험을 수행하였음
- 이탈리아 SIET는 대용량 전원공급계통, 대용량 증기 공급계통 등 기반 공통시설을 보유하고 있어, 이를 바탕으로 다양한 실험을 빠른 시일 내에 수행할 수 있으며 실험시설 인프라와 함께 전문 인력을 확보하고 있음

□ 미래 동향 예측

- 대용량 대형 실증시험에 요구되는 기반시설을 단일화하고, 시험 기술과 전문 인적 인프라를 갖추어 비용 절감, 전문 인력 확보와 유지, 대형실증시험시설의 그룹화 등이 이루어질 것으로 예상됨
- 기반시설을 단일화, 집중화함으로써 대용량 전원, 증기 공급계통 등을 공동으로 활용함으로써, 중복 투자의 방지와 후속 대형시험 요구에 빠르게 대처할 수 있도록 경쟁력 강화가 예상됨

□ 기술개발 수행 체계

- 산학연 공동연구 방식



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 대형 시험용 대용량 전원 공급 플랫폼 설계 구축
 - Full Scale 핵연료 CHF 시험 공용
 - 원자로 IVR CHF 시험 공용
- 대형 시험용 대용량 증기 공급 플랫폼 설계 구축

- 실규모 척도 Sparger 시험 공용
- 원자로 다차원 시험 공용
- 증기발생기 튜브집합체 진동/Crud 시험 공용
- PAFS 열교환기 튜브열(Bundle) 효과 시험 공용
- * 핵연료 CHF 시험시설은 핵연료 사업 측면에서 지속적인 활용이 예상되므로 대용량 실증시험 플랫폼을 우선적으로 이용하고, 향후 핵연료 CHF 시험의 국내 수요를 반영하여 핵연료 CHF 시험 전용 단일 플랫폼을 갖추는 것이 필요함.

2) 대용량 증기 공급 장치를 이용한 신형원전 피동 계통 실증시험

☐ 기술의 정의

- PAFS(Passive Auxiliary Feedwater System), PCCS(Passive Containment Cooling System)와 같은 피동계통에 대한 대형 성능 평가 및 해석코드 검증을 위한 대용량 신형원전 피동계통 실증시험
- 원전의 설계와 해석코드 검증에 직접 활용이 가능하도록 대용량의 증기공급장치를 구비한 피동계통 실증시험

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 한국원자력연구원이 보유하고 있는 APR1400 설계검증 실험장치인 ATLAS의 운영경험을 바탕으로 최적화된 성능해석 수행 가능
- 국내에서는 중소규모의 PAFS 실증시험설비인 PASCAL 등을 구축하였지만, 실제 원전 설계에 적용하기에는 운전 조건의 제약이 있음

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국 WH는 피동형 원전인 AP600, AP1000을 상용화원전 단계로 개발하면서 핵심 피동계통에 대한 실증실험을 통해 성능검증을 완료하고, 이를 바탕으로 안전해석 및 성능해석 코드 개발을 완료하였음

☐ 미래 동향 예측

- 후쿠시마 사고 이후 안전성을 더욱 향상시켜 수출 경쟁력이 확보된 원자로의 개발이 활발하게 이루어질 것임
- 특히 다양한 피동계통을 활용하여 원전의 안전성을 향상시키는 연구들이

다양하게 수행될 전망이다

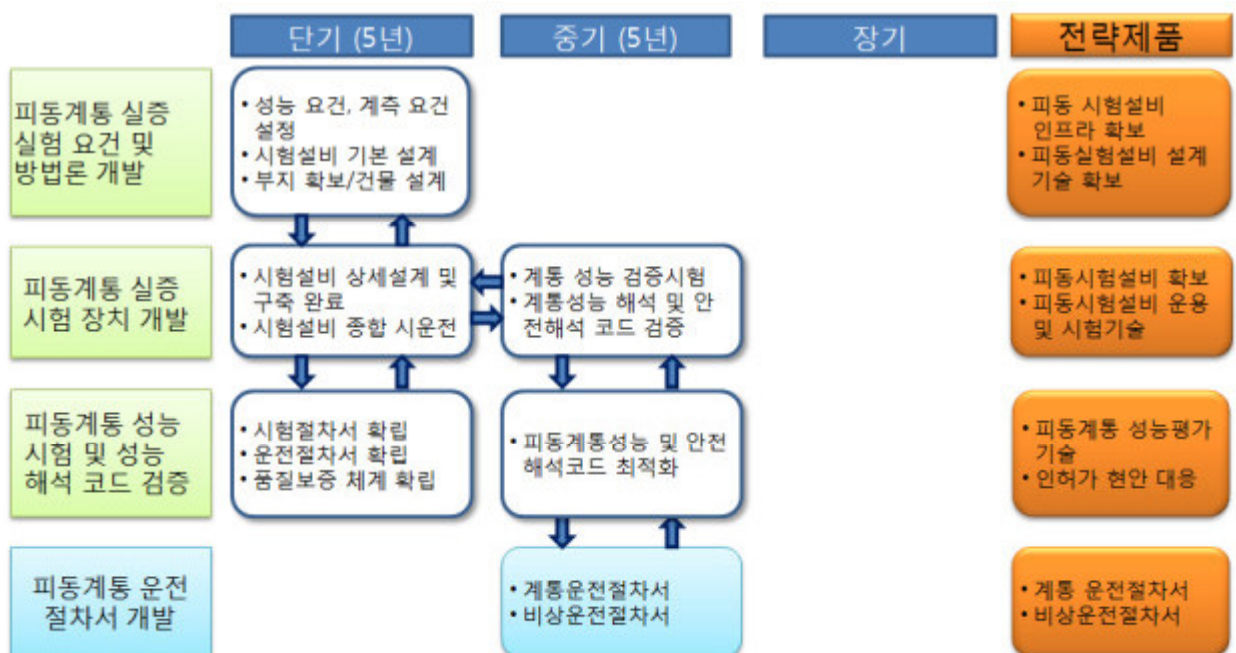
□ 기술개발 수행 체계

○ 산학연 공동 연구를 통해 피동계통 실증시험 수행

- 피동계통 실증시험 요건, 시험 대상(PAFS, PCCS 등), 피동계통 설계 개념을 산업체에서 도출
- 산학연 공동으로 구체적인 시험 방법론과 계측 요건을 도출
- 연구계에서 대용량 실증시험 플랫폼을 사용하여 피동계통 실증시험 수행
- 산학연 공동으로 실증시험 데이터 해석 및 안전해석코드 평가 검증
- 실증시험 데이터를 기반으로 산업체에서 피동계통 설계 보완

□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 피동계통 실증시험 요건 및 시험 방법론 개발
- 피동계통 실증시험 장치 개발
- 피동계통의 성능검증 및 성능해석 코드 검증
- 피동계통 운전절차서 및 비상운전절차서 개발



3) 대형 가압용기를 이용한 고압 2상 유동 가시화

□ 기술의 정의

- 고압 2상 유동에 대한 가시화 및 정밀계측 실험기법을 구현하여, 원전의 원전과 과조건에 적용 가능한 고압 조건에서의 고정밀 2상 유동 실험 데이터 베이스 구축

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 소형 실험장치를 이용하여 비교적 저압 조건에서 국소 비등 현상 등을 가시화하는 실험들이 수행되고 있음
- 원전의 운전 혹은 과도기 조건에 적용 가능한 고압 조건에서 적용할 수 있는 정밀 계측 기법들은 개발 단계에 있음
- 기기해석코드인 CUPID, 전산유체역학코드의 2상 유동 적용의 분야가 원전의 운전 혹은 과도 조건에서 발생하는 고압 2상 유동 해석 분야로 확대될 전망

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 독일의 TOPFLOW 실험장치에서는 대형 가압 용기를 이용하여 고압 조건에서의 가시화 실험들을 활발하게 수행하고 있음
- 전산유체역학코드의 2상 유동 적용 분야가 실제적인 적용을 위해 고압 조건의 정상 및 과도상태 CHF, LOCA 사고 조건의 고정밀 해석으로 확대되고 있음. 특히 MB LOCA, SB LOCA 해석을 위해서는 중고압 이상의 2상 유동 고정밀 실험 데이터의 확보가 요구되고 있음.

□ 미래 동향 예측

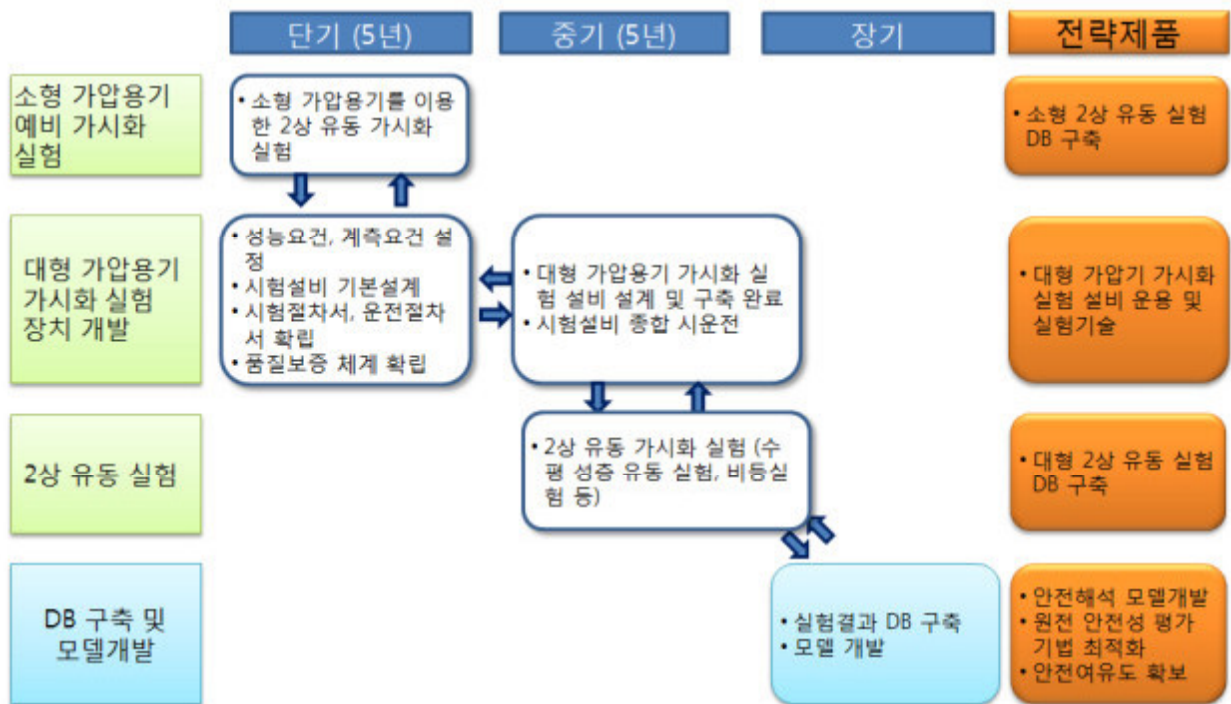
- 전산해석코드의 원전 적용과 관련하여 실제 원전 조건에서의 2상 유동 고정밀 실험들이 더욱 활발하게 수행될 전망
- 기존의 저압 핵비등에서 고압 핵비등, 임계열유속, 중고압 사고 조건 등으로 고정밀 해석 적용 분야가 더욱 확대될 전망

□ 기술개발 수행 체계

- 연구계 주도
 - 대형가압용기를 이용하는 정밀계측 실험으로 실험장치의 규모 및 요구되는 계측 기술의 수준을 고려할 때 경험과 전문 기술을 확보하고 있는 연구계

의 주도가 필요함. 일부 요소 기술 및 모델 개발과 관련하여 학계가 보조.

- 초기 5년 동안 소형가압용기를 이용한 실험을 통해 압력용기 및 가시화 실험장치 제작 기술을 수립하며, 이를 기반으로 중단기 연구를 진행함.
- 고압 2상 유동에 대한 가시화를 통해 고정밀 해석코드의 성능을 향상시키는 것을 목적으로 실험 그룹과 정밀해석코드 개발 그룹간의 긴밀한 협조가 필요



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 소형 가압용기를 이용한 예비 가시화 실험
- 고압 2상 유동 실험의 가시화 및 정밀화를 위한 대형 가압용기 이용 기술 개발
- 수평 성층 유동 가시화 실험, 비등 실험 등을 통한 가압 열충격, 고압 비등 메커니즘 규명 실험 수행
- 가시화 및 고정밀 계측을 통한 고압 2상 유동 DB 구축 및 관련 모델 개발

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

- 과학기술적 성과

- 실규모급 노심의 다차원 효과 실험을 통해 원전안전성 향상에 기여
- 다차원 열수력전산코드 검증에 통한 안전성 검증방법 개발로 안전성 평가 기술 확보
- 고정밀 2상 유동, 다차원 실증시험 데이터의 확보로 국내 해석코드의 예측 신뢰도 향상

○ 경제사회적 성과

- 실제원자로 구조물 및 노심반영 다차원 해석코드 검증활용
- 국내 원전의 안전성 향상으로 수출 경쟁력 제고

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모 :

세부기술	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 대용량 실증시험 플랫폼 구축	80	80	80	80	80	400			400
• 대용량 증기 공급 장치를 이용한 신형원전 피동 계통 실증 실험 (PAFS, PCCS 등)	10	40	150	200	150	550	300	300	1,150
• 대형가압용기를 이용한 고압 2상유동 가시화	5	5	5	5	5	25	30	30	85

○ 연구개발 인력 :

세부기술	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 대용량 실증시험 플랫폼 구축	5	5	5	5	5	25			25
• 대용량 증기 공급 장치를 이용한 신형원전 피동 계통 실증 실험 (PAFS, PCCS 등)	5	10	10	10	10	45	10	30	85
• 대형가압용기를 이용한 고압 2상유동 가시화	3	3	3	3	3	15	15	15	45

○ 연구개발 인프라 :

- 대형 시험설비 구축 및 운영 기술

- 중소형 열수력 시험설비 및 인적 인프라
- 원자로 종합실증시험설비 및 안전성 실증기술체계
- APR+ 및 SMART 유동분포 기술
- 신규 안전계통 고정밀 안전성 실증

□ 기대효과 및 파급효과

- 세계적 기술 선도형 대형/대용량 다차원시험/실증 기반 플랫폼 구축
 - 대형시험장치 전기/증기 공급기반시설의 범용 플랫폼화로 전체 비용 대폭 절감
 - 대형 시험의 대용량 전원/증기 공용 플랫폼 선 구축
 - 각종 후속 대형 시험장치 실험대 구축일정 단축
 - 원전 안전성평가/해석의 3차원/대형 실증 기반기술 구축
 - 대형/다차원 실증기술의 세계적 선도
- 실규모급 노심의 다차원 효과 실험을 통해 원전안전성 향상에 기여
 - 실규모급 노심의 다차원 효과 실험을 통해 원전안전성 향상에 기여
 - 다차원 열수력전산코드 검증에 통한 안전성 검증방법 개발로 안전성 평가 기술 확보

6.2.3 핵연료 CHF 및 대형 노심 다차원 효과 실증

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 신형 핵연료 개발 혹은 원자로 운전 조건이 변경되는 경우 인허가를 위해서는 대형 Water CHF(Critical Heat Flux, 임계열유속) 시험이 필수적임. 해외 웨스팅하우스, 아레바 등은 자사 핵연료 개발과 안전해석 자료 취득을 위해 대형 임계열유속 시험시설을 보유 운영 중이며, 자사의 시험시설 이용에 대하여 전략적인 관점에서 타 기관의 사용을 제한하고 있음.
- 국내에는 대형 임계열유속 시험설비가 구축되어 있지 않아 인허가를 위한 임계열유속 시험을 외국에 의뢰하여 수행하고 있음. 외국 시험설비에 의존하는 경우 시험 비용의 과다, 개발 기술의 누출, 개발 일정의 지연 등의 문제가 심각하게 발생하고 있음.

- 제한된 해외 시험설비를 이용함에 따라 일정의 제약, 비용의 과다, 해외 거대 경쟁사들의 전략적 견제 등으로 인하여 국내의 개량형 고성능 핵연료 개발과 상용 공급에 필요한 임계열유속 시험 자료의 적기 확보가 사실상 불가능함.
- 원전설계 기기성능 및 안전성 실증시 다차원효과가 강한 경우는 축소모델은 실제현상과 왜곡되어 다차원 대형 또는 실규모 시험이 불가피함, 특히 기존 전원/열용량 부족에 따른 축소모델 Sparger 분사시험, 원자로 유동시험은 다차원효과를 왜곡시켜 다차원 대용량/대형실험이 불가피함.
- 신형 원전에 적용하고자 하는 피동계통의 작동에 있어서 원전 구조물의 열전달계수는 주요한 인자로 작용함. 기존의 과도하게 보수적인 열전달계수로 는 정확한 피동계통의 작동 성능을 예측하기 어려움.

□ 기술개발 필요성

- 신형 핵연료에 대한 임계열유속 시험을 적기에 수행하고, 국내 개발 기술의 보호를 위해 대형 임계열유속 시험설비를 국내에 구축하여, 국내 신형 원자로 및 고성능 핵연료 개발에 필수적인 임계열유속 시험을 국내 독자 기술로 적기에 수행하여 국제적 경쟁력 강화, 수출 기반 확보 및 국내 기술의 보호가 필요함.
- IVR검증 원자로 하반구 CHF 시험, 핵연료 CHF 시험, PAFS 열교환기 튜브 Bundle 시험, 실규모 Sparger 분사/응축시험, PCCT 실증은 다차원 해석과 연계된 다차원 대형시험을 위해 대용량/전원공급 시설이 필요함.
- 국내 화력발전소나 열병합발전소의 대용량 증기를 안전성 검증시험에 사용하기는 현실적으로 어려운 상황을 감안하면, 대용량 전원시설은 대용량 열/증기 공급장치에 공동활용 가능한 기반 플랫폼화가 필요함.
- 후쿠시마 사고 이후 노심 안전성 향상을 위한 안전설비가 필요하지만, 실규모급 실증시험은 국제적으로 매우 제한적이며, 실험 결과 입수도 지적재산권 등의 제약이 있음. 안전설비에 대한 설계기준사고 및 중대사고 시의 노심 다차원 평가기술의 확보가 필요하며, 실규모급 실증시험을 통해 원전 안전성 향상을 위한 노심열수력 다차원 전산코드 검증이 이루어질 수 있음.
- 열전달 실험에 기초하여 다양한 원전 구조물의 열전달계수를 확보함으로써 원전 설계에 적용하는 열전달계수의 과도한 보수성을 감소시킬 수 있음. 피동계통 설계를 위한 해석 등을 포함한 고정밀 수치해석에 적용할 수 있음.

나. 세부기술 내용

1) 핵연료 CHF 검증시험

☐ 기술의 정의

- 고성능 핵연료 설계/개발 및 인허가에 필수적으로 요구되는 임계열유속 자료의 생산을 위한 15 MW급 핵연료 임계열유속 시험설비 구축 및 검증시험.
 - 최대 운전 압력 18.5 MPa, 최대 출력 15 MW, 가압경수로 6x6 봉다발 규모 (중소형 원자로와 BWR 시험 능력 겸비).

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 핵연료 설계 및 제조 기술은 기술 선진국 수준에 근접하였으나, 핵연료 성능 시험 및 노심 안전성 평가 기반은 상대적으로 취약함.
- 아틀라스, 원자로냉각펌프 성능 시험설비 등 대형 열수력 시험설비의 구축과 운영, 해외 임계열유속 시험 경험이 풍부하며, 관련된 기반 기술과 중소형 임계열유속 시험설비는 보유하고 있음.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 국외 경쟁기관들은 임계열유속 시험설비를 보유하고 있어 핵연료 개발/인허가 시험자료의 독자 생산으로 핵연료 개발 장애 제거, 기술 보호, 시험 시장을 선점하기 위해 노력함
- 노심 및 안전해석용 열전달 시험자료의 생산을 병행하며, 전략적 관점에서 타기관의 시험을 제한하고 있음

☐ 미래 동향 예측

- 현재 세계적으로 구축되어 가압경수로 조건의 정상적인 임계열유속 시험이 가능한 시험설비는 아레바의 KATHY, CEA의 OMEGA-2가 유일함. 최근 캐나다 Stern Lab.에서도 임계열유속 시험설비를 구축하였지만, 주로 중소형 원자로에 대한 임계열유속 시험이 가능함.
- 최근 국내 임계열유속 시험은 프랑스 CEA의 OMEGA-2 시험설비를 이용하여 수행되고 있음. 2015년부터 CEA의 열수력 관련 업무가 타회사로 이전됨에 따라 OMEGA-2 시험설비의 해체 혹은 타회사로 이전이 확정되지 않고 있음. 이에 따라 시험설비의 운영 인력의 보존도 불확실하여, 향후 OMEGA-2 시험설비에 국내 임계열유속 시험을 의뢰할 수 없는 경우 국내 핵연료 개발에 심각한 문제가 발생할 수 있음.

- 세계적으로 안전성이 향상된 신규 원전의 개발 등이 수행되면서 원자력 산업의 수출 경쟁력을 지속적으로 강화하기 위하여 고성능 신형 핵연료 개발이 지속적으로 이루어질 것으로 예상됨.
- 고정밀 2상 유동 실험 데이터가 요구되는 새로운 안전해석코드 개발, 고정밀 수치해석코드, 전산유체역학의 2상 유동 적용 등에 대한 연구가 세계적으로 활발하게 진행되고 있음. 국외의 대형 임계열유속 시험설비들은 임계열유속 시험뿐만 아니라, 2상 유동 노심 안전성 연구도 수행할 수 있는 설비 능력을 갖추고 있어 다양한 분야의 시험을 수행할 수 있음. 또한 안전 현안 발생시 이를 자체적으로 적기에 해결할 수 있는 능력을 겸비함.

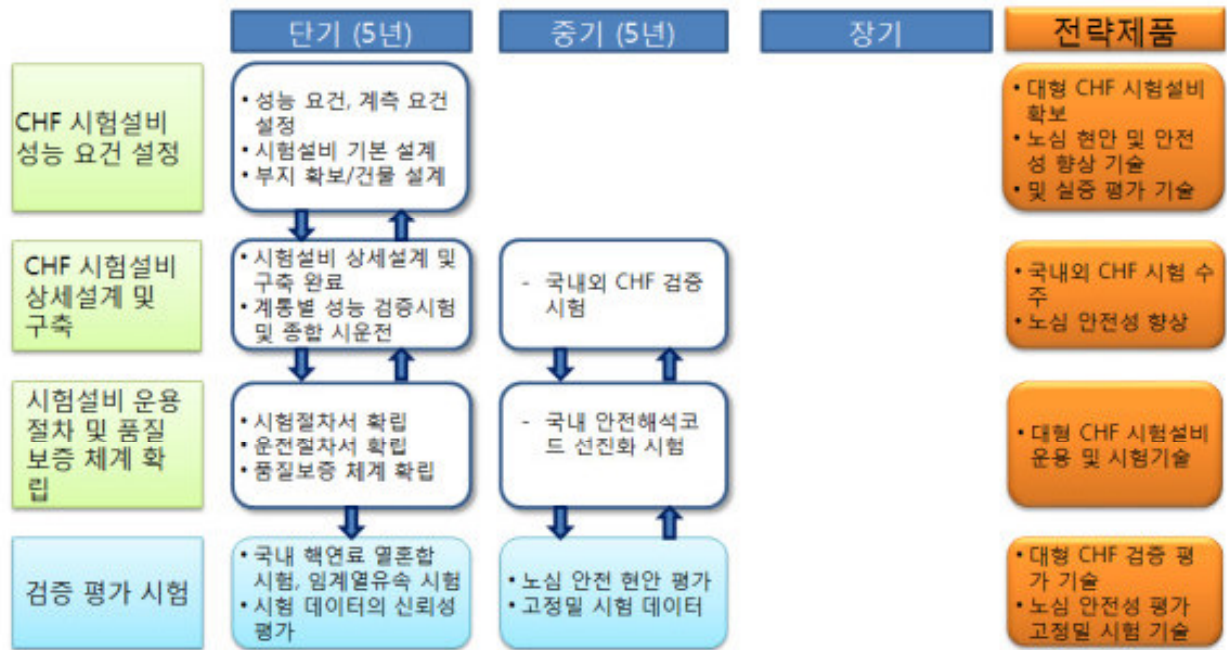
□ 기술개발 수행 체계

○ 산학연 공동연구 방식

- 세계 최고의 핵연료 임계열유속 시험설비 구축 및 검증
- 시험설비의 성능 및 활용의 극대화를 위한 산학연의 긴밀한 협력 체계 구축
- 시험 전문성(연구계), 핵연료 개발/해외 시험 경험(산업계), 고정밀 평가(학계) 등 국내 산학연의 인프라와 경험을 적극 활용
- 핵연료 제조 회사, 인허가 기관, 원전 설계 기관 등 산학연관 전문가 자문 그룹과 시험설비 운영 위원회 구성

○ 추진전략

- 국내 시험을 최우선으로 수행하며, 시험설비의 활용 극대화를 위해 해외 시험 적극 수주
- 핵연료 개발, 인허가 시험, 고정밀 비상냉각 평가에 필요한 Test Bed로 활용
- 원자로 노심 비상냉각 특성 평가와 선진형 고정밀 사고노심 평가 DB 구축에 활용될 수 있도록 시험설비의 활용도 제고
- 대용량 실증시험 단일 플랫폼은 우선적으로 CHF 시험을 위해 구축하는 것이 필요함



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ 시험설비 성능 요건 설정

- 시험설비 성능 요건, 계측 요건 및 기본 설계

○ 임계열유속 시험설비 상세 설계 및 구축

- 최고 운전 압력 18.5 MPa, 최대 운전 출력 15 MW
- 가압경수로용 6x6 핵연료 봉다발 모사 가능
- 비등경수로 핵연료 봉다발에 대해서도 일부 조건 실험 가능
- 기계/배관계통, 전력계통, 계측/제어계통 및 기타 계통 제작, 설치 완료
- 계통별 성능 검증시험 및 종합 시운전

○ 시험설비 운용 절차 및 품질 보증 체계 확립

- 시험절차서, 운전절차서 및 품질보증 체계 등 시험기술과 시험설비 운영 체계 확립

○ 검증 평가 시험

- 국내 개발 핵연료를 대상으로 검증 시험용 시험대 설계, 제작 및 검증 요건 정립
- 국내 개발 핵연료를 대상으로 열혼합 특성 및 임계열유속 검증 시험 수행
- 임계열유속 성능시험 시험 데이터의 신뢰성 평가 및 검증 완료

- 임계열유속 시험설비의 검증 및 인증 획득

2) 실규모급 노심의 다차원 효과 실험

□ 기술의 정의

- 실규모급의 크기를 갖는 노심에서의 다차원 효과를 실증함으로써 원전의 안전성 향상에 기여하고, 다차원 열수력 전산코드의 검증과 안전성 평가 검증 방법의 개발로 원전의 다차원 안전성을 상세 평가하는 기술

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- APR1400 형 원전의 노심 열수력 실험은 ATLAS 실험장치 구축 및 국제열수력실험(ISP)로 수행
- 노심 다차원거동은 해석을 위한 MARS, SPACE 코드 개발 완료
- 고정밀 기기해석코드인 CUPID가 개발 중이며, 원전의 2상 유동 분야에 전산해석코드의 적용이 확대되고 있어, 이를 검증 평가할 수 있는 다차원 실증 시험 데이터가 요구되고 있음

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

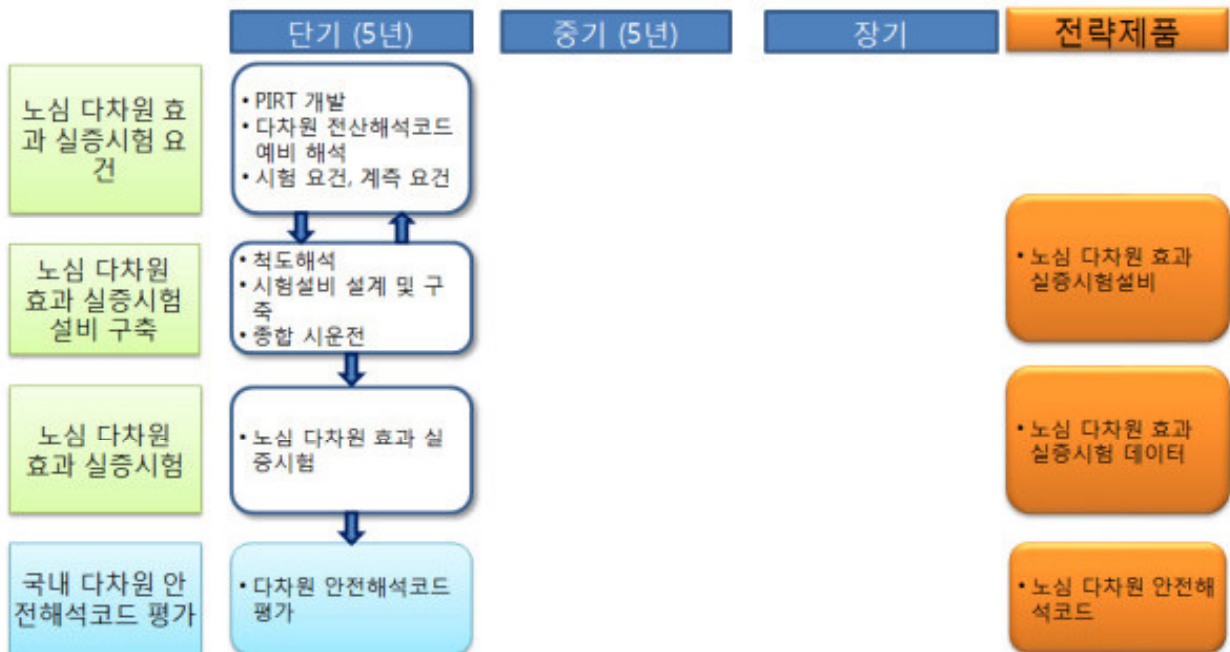
- 국제적으로 노심 다차원 실험은 일본의 LSTF, 프랑스의 PKL 등에서 안전현안 해결을 위한 실증 시험을 수행 중에 있음
- 미국 핵규제위원회 (USNRC)는 노심 다차원 평가를 위한 TRACE 전산코드를 개발하고 검증을 수행중에 있음

□ 미래 동향 예측

- 후쿠시마 사고 이후 원자로 노심의 안전성 향상을 위한 안전설비의 강화가 요구되고 있으며, 노심 다차원 해석코드 등의 개발과 병행하여 이를 평가 검증할 수 있는 실증 실험 데이터가 요구됨.
- 세계적으로 실규모급 원자로 노심 다차원 실증 실험은 매우 제한적이며, 실험 결과의 입수도 비밀 보호, 지적 재산권 등으로 많은 제약이 따르고 있음.
- 원자로의 안전설비에 대한 설계기준사고, 중대사고 시의 노심 다차원 평가 기술이 대두되고 있어, 향후 다차원 전산코드의 검증을 위한 실규모 노심 다차원 실증 실험들이 수행되어 이를 바탕으로 예측 성능이 향상된 다차원 전산코드들의 사용이 확대될 전망이다.

□ 기술개발 수행 체계

○ 산학연 공동연구 방식



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 노심 실험 기반 구축을 위한 PIRT 및 실증시험 장치 설계
- 노심 실증 실험을 위한 전산코드 계산 및 실증 실험
- 향상된 안전설비 개발 및 실증 시험
- 열수력시험 등록 및 다차원 노심실험 전산코드 평가

3) 열전달실험에 기초한 원전의 각종 구조물 열전달계수 개발

□ 기술의 정의

- 원전의 설계 시 요구되는 각종 구조물의 열전달계수에 관한 실증시험
 - 실제 원전에 적용되는 재료를 이용하여 열전달계수 값에 대한 타당성 검증

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 본 기술개발과 관련된 기존 선행 연구는 없음
- 원자로건물 설계와 관련하여 실제 적용된 콘크리트의 열전달계수를 측정한

사례는 있으나 체계적인 연구를 수행한 적은 없음.

- 원자로건물 설계를 위한 해석에 있어 다양한 재료의 열전달계수 값이 적용되고 있으나 체계적인 연구가 수행되지 않아 과도하게 보수적인 값이 적용되는 경향이 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

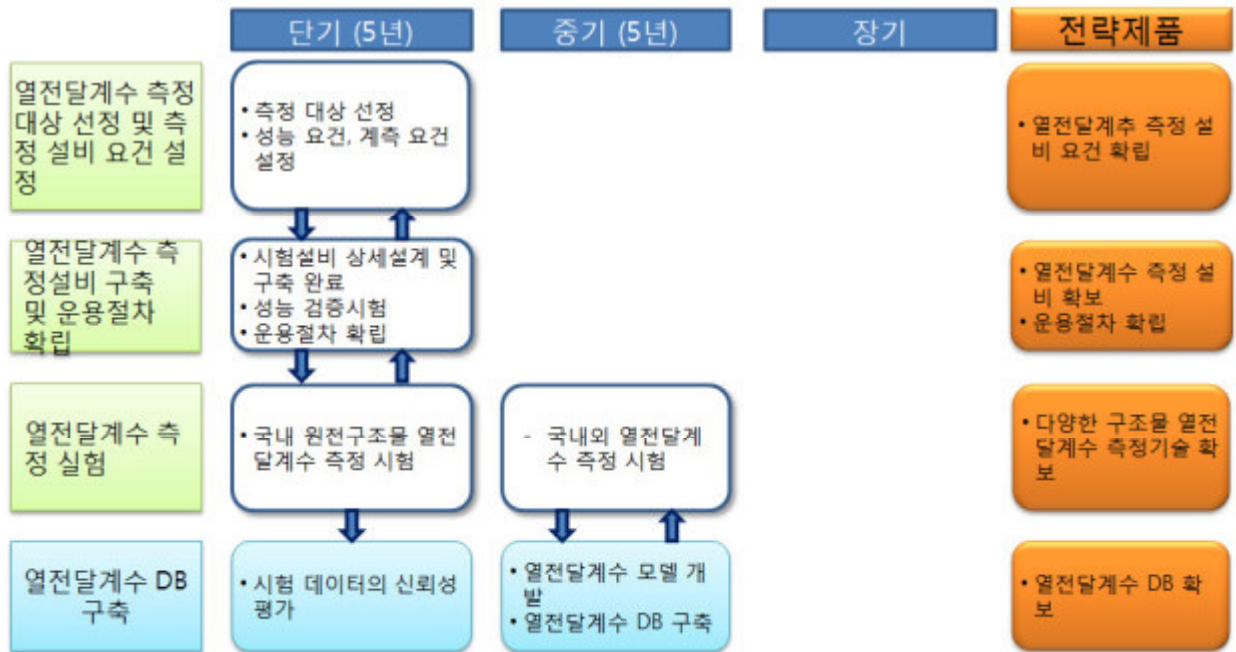
- 특정한 구조물에 대하여 단편적인 연구를 수행한 적은 있으나 원전 구조물 전반에 대하여 체계적인 연구를 수행한 적은 없음

□ 미래 동향 예측

- 현재 건설되고 있는 원전은 사고 시 원자로 냉각에 능동 기기가 적용되어 냉각 성능에 충분한 여유도를 가짐. 또한 능동 냉각 방식에서는 각종 구조물의 열전달계수가 주요한 제한 요소로 작용하지 않음.
- 피동형 원전의 상용화를 위해서는 사고 시 피동계통의 작동 성능이 보장되어야 함. 피동계통의 작동에 있어서 원전 내부 구조물의 열전달계수는 주요한 인자로 작용함.
- 현재 국내 원전의 경우 원자로건물 냉각 해석 시 외부에 단열 조건을 적용하고 있으나, UAE, 핀란드와 같이 외기 온도가 매우 높거나 낮은 경우 외부 열전달 적용 여부의 검토가 필요함. 피동 원자로건물 냉각의 경우는 외부 열전달이 필수적으로 고려되어야 함.
- 안전성이 향상된 신규 피동형 원전의 개발을 위하여 원전 구조물에 대한 실증 실험은 지속적으로 이루어질 것으로 예상됨.
- 2상 또는 단상 자연순환의 해석에 있어서 외부/내부로의 열전달은 주요한 요소로 작용함. 열전달 실험에 기초하여 다양한 원전 구조물의 열전달계수를 확보함으로써 고정밀 수치해석을 수행할 수 있음.

□ 기술개발 수행 체계

- 산학연 공동연구 방식
 - 대열용량 플랫폼 활용
 - 체계적인 열전달계수 측정 시험설비 구축 및 검증
 - 시험설비의 성능 및 활용의 극대화를 위한 산학연의 긴밀한 협력체계 구축
 - 시험 방법의 표준화와 산업계 요구 사항 반영을 위해 국내 산학연의 인프라와 경험을 적극 활용



○ 추진전략

- 국내 시험을 최우선으로 수행하며, 시험설비의 활용 극대화를 위해 해외 시험 적극 수주
- 다양한 재료, 형상, 온도, 외기조건에 따른 열전달계수 측정 수행
- 원자로건물 설계, 핵연료 개발, 고정밀 비상냉각 평가, 피동계통 성능평가에 활용될 수 있도록 DB 구축

□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 관련 자료 검토 및 산업계 요구를 반영한 실험 매트릭스 작성
- 시험설비 운용 절차 및 품질 보증 체계 확립
 - 시험절차서 및 품질보증 체계 등 시험기술과 시험설비 운영 체계 확립
- 열전달계수 실험을 통한 각종 원전 구조물의 열전달계수 평가
 - 재료, 제작방식, 온도를 포함한 외기조건, 형상 등에 따른 열전달계수 측정
- 기존 열전달계수의 보수성 확인
- 원전 설계에 직접 활용 가능한 각종 열전달계수 모델 개발
- 열전달계수 DB 구축

4) 원자로 대칭/비대칭 3차원 열혼합특성 검증/실증 기술개발

☐ 기술의 정의

- 원자로 대칭/비대칭 다차원 열유동 혼합 검증/실증시험을 3차원 해석코드의 검증에 활용 가능한 수준과 실제원자로 유동환경하 초정밀 실증.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에서는 APR14000 및 APR+ 원전의 안전성 실증시험을 축소모델 시험으로 수행하여, 다차원효과가 큰 원자로 열혼합이 왜곡되어 나타남.
- 단면축소비가 과도한 기존 대형종합시험은 다차원 특성이 왜곡되므로, 최근 다차원코드 해석의 세계적 추세와 맞물려 종횡비(Aspect ratio) 1/1 보존형 및 다차원/실규모 실증을 통해 국소 다차원 특성 및 척도영향(Scaling Effect)이 왜곡되지 않는 실규모 초정밀 실증시험이 필요함.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 원자로계통 유동실험인 독일 ROCOM실험에서는 원자로 노심 및 주요 구조물을 모두 생략하여, 원자로 노심 및 구조물에 의한 다차원 유동 특성이 계측은 되지 않았음.
- 최근 다차원코드의 개발에 따라, 이상유동 등 개별 단위 실험에 의존한 검증이 진행 중에 있음. 전산해석코드 급의 실증시험 데이터가 없어, 다차원 코드와 전산해석코드의 검증이 어려움.

☐ 미래 동향 예측

- 다차원 원전안전해석의 정확성을 제고하기 위하여 해석코드체계가 다차원 국소스케일 해석으로 정밀화될 것임. 국소 정밀 해석급 국소모델의 검증에 정교한 다차원 실증시험의 필요성이 증가할 것임.
- 원자로계통의 다차원 유동 특성의 실증을 위해서 실제 원자로 유동특성을 반영하고, 원자로 구조물의 종횡비(Aspect ratio)를 1/1로 보존한 원자로 다차원 열유동 특성의 고정밀 실증이 필요함.

☐ 기술개발 수행체계

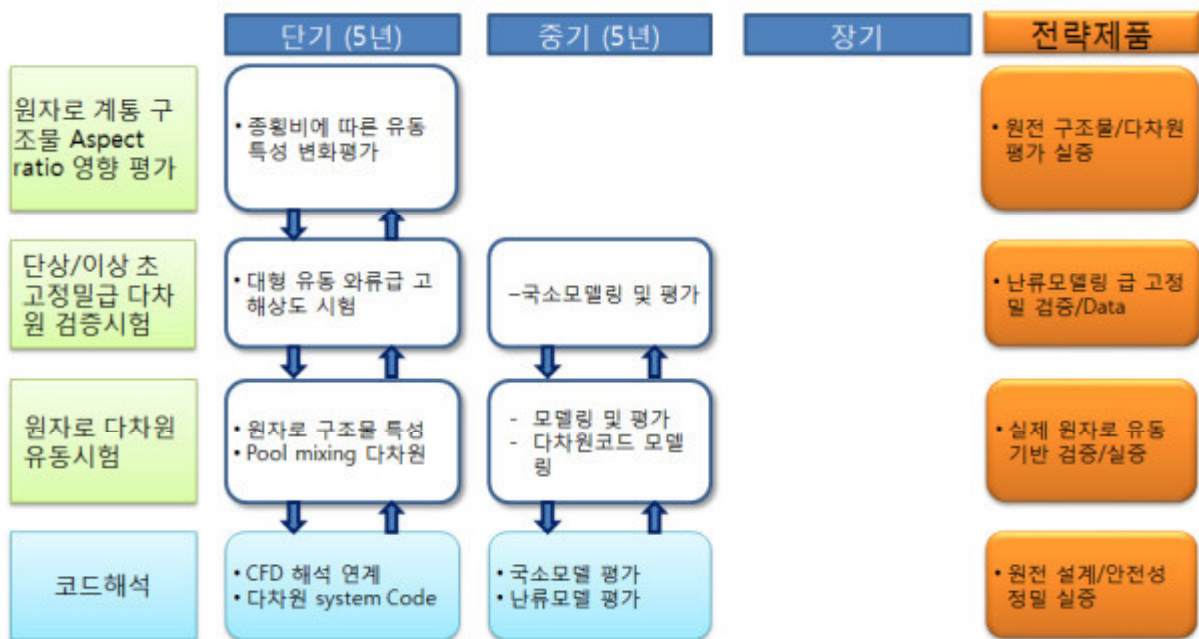
- 다차원 측정기술, 국소모델등 활용연계 기술화
 - 원자로 다차원 특성 예비해석기술
 - 구조물 특성

- 신안전 요소기술 등

○ 산.연 공동연구방식

- 1단계(5년) : 원자로 다차원 대칭/비대칭 열혼합 실증

- 2단계(2년) : 다차원 응용 실증



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 원자로 계통 구조물 Aspect ratio 영향 평가
- 단상 초고정밀급 다차원 검증시험
- 이상 원자로 다차원 유동시험
- 원자로 대칭 유동특성 고정밀 시험
- 원자로 비대칭 유동특성 고정밀 시험

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

- 과학기술적 성과
 - 실규모급 노심의 다차원 효과 실험을 통해 원전안전성 향상에 기여
 - 다차원 열수력전산코드 검증을 통한 안전성 검증방법 개발로 안전성 평가

기술 확보

- 고정밀 2상 유동, 다차원 실증시험 데이터의 확보로 국내 해석코드의 예측 신뢰도 향상

○ 경제사회적 성과

- 실제원자로 구조물 및 노심반영 다차원 해석코드 검증활용
- 국내 원전의 안전성 향상으로 수출 경쟁력 제고

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모 :

세부기술	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 핵연료 임계열유속 검증시험	30	60	80	90	40	300	50		350
• 대형 노심 다차원 효과 실증: 실규모급 노심의 다차원 효과 실험	5	10	10	10	5	40			40
• 열전달실험에 기초한 원전의 각종 구조물(예; 콘크리트) 열전달계수 개발	20	40	50	50	40	200	140		340
• 원자로 대칭/비대칭 3차원 열혼합특성 검증/실증 기술개발	20	30	30	40	30	150	50	50	250

○ 연구개발 인력 :

세부기술	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 핵연료 임계열유속 검증시험	5	10	10	10	10	45	20		65
• 대형 노심 다차원 효과 실증: 실규모급 노심의 다차원 효과 실험	5	5	5	5	5	25			25
• 열전달실험에 기초한 원전의 각종 구조물(예; 콘크리트) 열전달계수 개발	10	20	20	20	20	90	70		160
• 원자로 대칭/비대칭 3차원 열혼합특성 검증/실증 기술개발	10	10	10	10	10	50	50	50	150

○ 연구개발 인프라 :

- 대형 시험설비 구축 및 운영 기술
- 중소형 열수력 시험설비 및 인적 인프라
- 원자로 종합실증시험설비 및 안전성 실증기술체계
- APR+ 및 SMART 유동분포 기술
- 신규 안전계통 고정밀 안전성 실증

□ 기대효과 및 파급효과

○ 노심 운영, 안전 현안 독자 해결 체계 구축

- 국내 고성능 핵연료 임계열유속 인허가 시험자료 독자 생산 체계 구축
- 노심 핵연료 고성능화 및 안전성 향상 연구 전개
- 노심 안전성 평가 고정밀 시험자료 생산과 해석코드 개발 연계
- 해외 기관과 상호 보완 협력 연구 기반 구축과 해외 임계열유속 시험 및 노심 비상냉각 평가 시험 수주

○ 실규모급 노심의 다차원 효과 실험을 통해 원전안전성 향상에 기여

- 원자로 다차원 실증/해석 검증/평가 기술 구축 및 원자력 안전성 제고
- 원자로 다차원 고정밀 해석 기반 실증 연계 기술 구축
- 다차원 열수력전산코드 검증을 통한 안전성 검증방법 개발로 안전성 평가 기술 확보
- 국내 원전안전성 검증에 활용
- 국제적인 원전 안전성 향상에 기여
- 실규모급 노심의 다차원 효과 실험을 통해 원전안전성 향상에 기여
- 다차원 열수력전산코드 검증을 통한 안전성 검증방법 개발로 안전성 평가 기술 확보

○ 실제 원전에 적용 가능한 안전해석 설계 기술 자립 및 선도

- 향후 원전 안전해석의 중요한 인자 중 하나인 각종 구조물의 열전달계수 값을 확보함으로써 안전해석 설계기술의 자립에 기여

○ 원자로 노심 3차원 열혼합 특성 검증 및 실증 기술

- SPACE, CUPID코드등 다차원 유동해석 계통코드의 검증 실험 DB제공
- CFD 3차원 Fine Mesh급 다차원유동 및 VOF 모델 검증 실험 DB제공
- 원자로 3차원 열혼합특성 검증/실증 기술개발
- 원자로 3차원 열혼합특성의 실증에 기반한 CFD급 해석코드 실증 체계 확보

6.2.4 예상성과 및 기대효과

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 대형/대용량 다차원시험/실증 기반 플랫폼 구축
- 국내 핵연료 임계열유속 검증 시험 체계 구축 및 독자 시험자료
- 원자로 대칭/비대칭 3차원 열혼합특성 검증/실증
- 실규모급 노심의 다차원 효과 실험 데이터
- 다차원 열수력 전산코드 검증을 통한 다차원 안전성 평가기술 확보
- SPACE, CUPID코드 등 다차원 계통코드의 검증 실험 DB제공
- CFD 3차원 Fine Mesh급 다차원유동 및 VOF 모델 검증 실험 DB제공

○ 경제사회적 성과

- 대형시험장치 전기/증기 기반시설의 범용 플랫폼화로 전체 비용 대폭절감
- 원자로/핵연료 핵심 설계정보의 국외 유출 방지
- 임계열유속 시험 비용 절감 및 외화 유출 방지
- 국내 원전의 안전성 향상으로 수출 경쟁력 제고

□ 기대효과

- 세계적 기술 선도형 대형/대용량 다차원시험/실증 기반 플랫폼 구축
 - 전기/증기 기반시설의 범용화로 플랫폼이용 대형 실험 추진 용이함
 - 플랫폼이용 각종 대형 시험장치 후속 구축 일정 단축효과
- 해외 의존형 임계열유속 시험 체계 변화
 - 해외 의존형 원자로/핵연료 인허가 시험자료 독자 생산

- 해외 임계열유속 시험 역수주 가능
- 원자로 다차원 실증/해석 검증/평가 기술 구축 및 원자력 안전성 제고
- 실제 원전에 적용 각종 구조물의 열전달계수 값을 확보

6.3 High Challenge High Return 미래기술

6.3.1 개요

- 장기간 소요 또는 개발 실패의 고위험성은 있지만 성공할 경우 원전설계/안전성에 큰 도약이 기대되는 기술을 도전적으로 개발함
 - 실패가능성이 큰 기술이라해도 성공했을 경우의 이득이 매우 큰 기술은 미래원전안전과 기술의 혁신성이 담보된다면 기술을 적극 개발해야 함.
 - 연구과정상의 실패도 기술 축적의 한 단계임을 인식해야 함
 - 학계를 중심으로 실패 위험성이 큰 기술개발 시도는 국내 원자력계의 수준을 한 단계 끌어올리는데 중요한 역할을 할 것임.
 - 현재 부각되고 있는 상당수의 기술들도 1960년대부터 시도되어 수 많은 실패와 보완을 통해 완성된 기술들 임.
- 산업간/타분야간 융복합화는 현 정부가 가장 중점을 두고 있는 분야이며, 원자력 분야가 가장 취약한 분야이기도 함.
 - 세계최고 수준의 기술력을 가지고 있는 국내 IT 기술과 원자력을 잘 융합하면 “ICT-원자력안전”의 융복합기술 개발을 통해 원전의 안전을 강화할 수 있음.
 - 기술의 융합을 통한 시너지 및 상호발전 추구
- “High Challenge High Return 미래기술” 는 4개 그룹으로 구성하였으나 기술의 특성상 개별적/독립적 기술개발로 다루어져야 함
 - 신냉매 및 신개념 냉각시스템 기술
 - 미래형 중대사고 저감 및 확산방지 기술
 - 해양원전 적용기술
 - ICT 융합 열수력-안전
- 탐색연구의 활성화를 통한 기술개발 가능성 향상과 신기술 개발
 - 실패에 따른 책임을 연구단계에 적용함으로써 도전적 연구가 이루어지지 않고 있음. 이에 따라 연구환경을 보다 도전적 방향으로 유도해야 함.
 - 원전 안전기술 및 설계기술의 진보를 통한 세계 원전의 주도국이 되려면 창조적 연구개발을 주도해야 함.

6.3.2 신냉매 및 신개념 냉각시스템 기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 원전 신냉매 및 신개념 열제거계통에 대한 도전적 연구개발
 - 저장수조 신개념 피동냉각 기술 연구
 - 하이브리드형 제어봉 노내 피동냉각
 - 미래원전 적용 전력변환 시스템 개발
- 경쟁 가능한 가동 원전을 위한 기반기술 확보 대비
 - 신형 원전 및 원천기술에 대한 체계적인 연구 인프라 구축
 - 원전 안전성 정확한 평가를 위한 시스템 해석 방법론 개발
- 신개념 피동 냉각계통 개발 필요
 - 피동 냉각계통의 다양화, 정량화, 기술 개발 로드맵 필요
 - 실질적 노심손상빈도 저감 및 원자로 안전성 증진이 요구됨
- 사고 시 인적 오류 저감을 위한 계통 복잡성 해결 필요
 - 원자로 시스템 단순화 및 최적화 기술 개발

□ 기술개발 필요성

- 사용후연료 저장수조 피동 냉각 타당성 연구가 진행되고 있음. 보다 획기적 방안의 하나로 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장수조 피동 열제거 기 기 개발필요서 있음
- 제어봉을 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각계통으로 구성하여 제어봉을 대체할 수 있는 개념의 연구가 필요함.
- 신개념 냉매 사이클을 이용한 피동 보조냉각 열 사이클의 구성과 이를 응용한 전력변환 시스템의 결합을 통한 원전의 안전성 향상 연구 필요함.
- 현재 원전 안전 계통 작동에 있어 인적 오류 가능성과 계통의 복잡성으로부터 기인하는 사고 대처 불확실성에 대한 대처가 요구됨.
- 궁극적으로 신냉매 및 신개념 열제거 계통에 대한 연구를 통해 보다 안전하고 경제적인 원전을 위한 체계 구축이 필요함.

나. 세부기술 내용

1) 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장수조 피동 열제거 기기 개발

□ 기술의 정의

- 극한 조건에서도 사용후연료의 냉각성능을 유지하기 위한 피동 사용후연료 저장조 냉각 기기 개발 기술. 피동열교환기를 이용한 열제거를 통해 저장조 내 비등 발생을 억제하여 작업자 접근, 배기 등의 문제없이 지속적인 냉각 성능 공급 가능.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 전원상실에 의한 저장조 수위 감소 시 피동 충수를 위한 계통 개발 진행

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

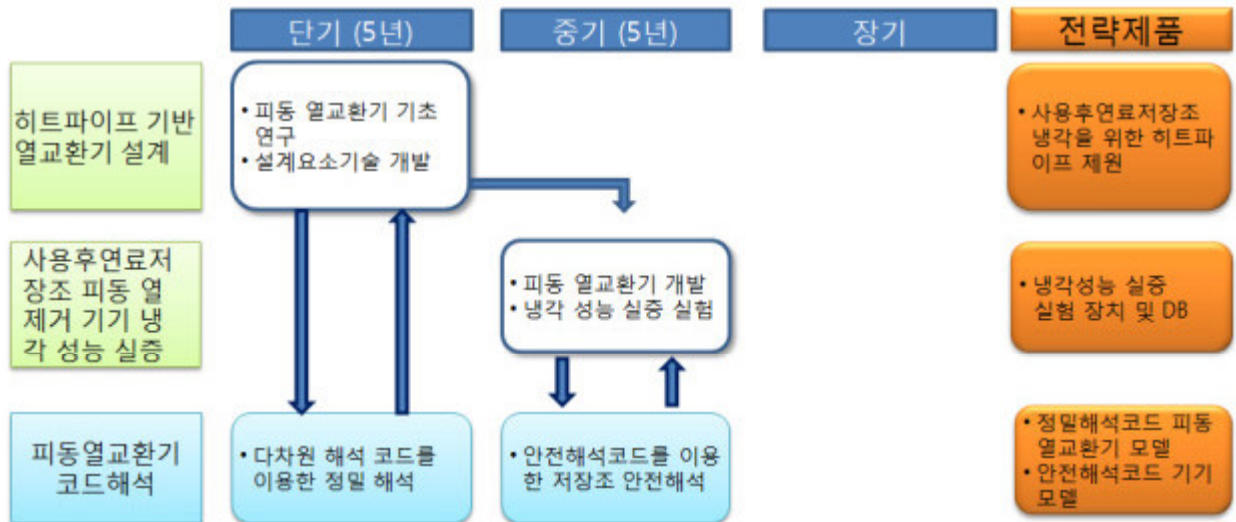
- 안전성 향상을 위해 피동형 용융노심포집장치 (코어캐처, Core Catcher)를 채택한 원자로 건설 및 관련 기술개발 중.
 - Westinghouse는 이동식 부유 피동 열교환기를 이용한 사용후연료 저장조 냉각시스템 개발
 - AREVA는 Gosgen 원전 외부 사용후연료 저장조 피동냉각계통 개발

□ 미래 동향 예측

- 후쿠시마원전사고 이후 전원상실사고, 외부재해 등 극한조건 시 사용후연료 저장조 장기 냉각의 중요성이 부각되었으며, 이 영향으로 사용후연료 저장조 피동냉각계통의 도입이 확대될 것으로 예측됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산업계 주도, 연구계: 열교환기 개발 및 실증, 학계: 요소기술 개발
 - 1단계(5년) : 사용후연료 저장조 피동 냉각을 위한 열교환기 설계 및 요소기술 개발
 - 2단계(2년) : 사용후연료 저장조 피동 열제거 기기 냉각 성능 실증



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 사용후연료 저장조 냉각을 위한 히트파이프 기반 피동 열 제거 기기 개발
- 히트파이프 기반 열교환기 설계를 위한 요소 기술 개발
- 사용후연료 저장조 피동 냉각 성능 실증 및 안전성 평가

2) 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 연구

□ 기술의 정의

- 원자로 환경에서 적용 가능한 물보다 열용량이 크면서 녹는점이 낮은 유체, 음의 열팽창 계수를 가지는 유체, 점성이 낮지만 열전도도는 높은 유체 등의 다양한 종류의 냉매 개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 나노 유체 및 Molten salt 연구 등.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

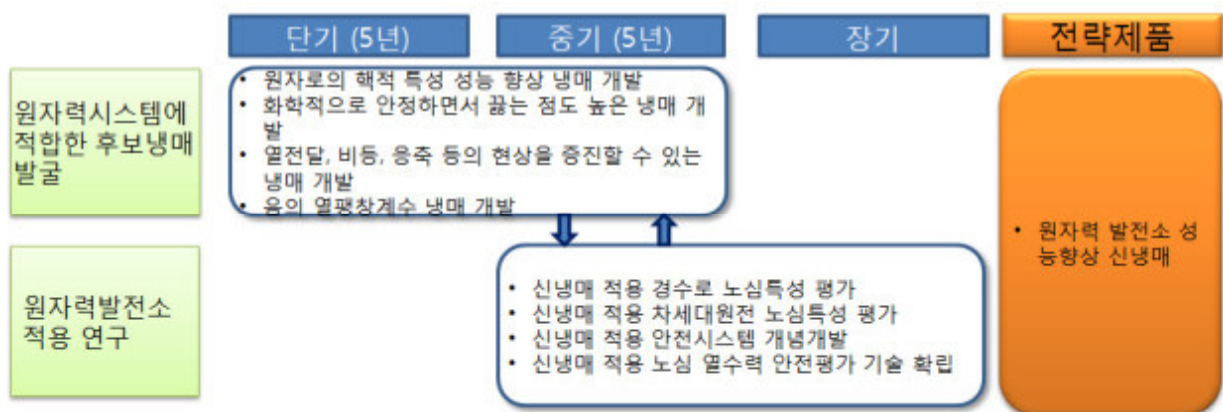
- 나노 유체 및 Molten salt 연구 등.

□ 미래 동향 예측

- 냉매에 대한 신재료 연구는 비원자력 계통에서는 이루어지고 있으나, 원자력 분야에서는 수행된 전례가 많지 않으며, 근원적으로 혁신적인 열수력 안전시스템을 개발하기 위해서 냉매 개발 연구가 병행되어야 함.

□ 기술개발 수행체계

- 원자력 발전소 성능증진을 할 수 있는 새로운 냉매 개발을 위한 기존 원자로 환경과 냉매 적용을 위한 연구가 필요함.
- 학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 핵적-열수력학적 특성 측면에서 원자력 발전소의 성능 증진이 가능한 새로운 냉매 후보 물질 기초연구
 - 2단계(10년): 발굴된 또는 새롭게 조성된 냉매를 활용하여 원자력 발전소 적용 연구



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 원자로의 핵적 특성 성능 향상 냉매 개발
- 열전달, 비등, 응축 등의 현상을 증진할 수 있는 냉매 개발
- 음의 열팽창계수 냉매 개발
- 화학적으로 안정하면서 비등점도 높은 냉매 개발

3) 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각

□ 기술의 정의

- 원자로 내부 피동 채널 구성 및 하이브리드 제어봉에 기반한 노내 피동냉각 시스템 구현, 원자로 소내의 전원 상실 사고 (Station blackout, SBO) 및 SBLOCA 시 감압의 수월성 및 노심용융 지연을 통한 골든타임 (Golden time) 확보 및 CDF 저감 기술 개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 신형원전 APR+에 피동형 보조 급수 계통 (PAFS)과 비슷한 개념의 열사이편 냉각 시스템 개념이 제안되었으며 디자인에 따른 압력강하 계산 및 MARS 코드 해석 수행.
- 개발 중인 신형 원전들에 대한 피동 냉각 장치로서의 히트파이프 사용 개념이 증가하는 추세이긴 하지만 개념 제안에 그치며 정량적 성능평가를 위한 실험은 수행된 바 없음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

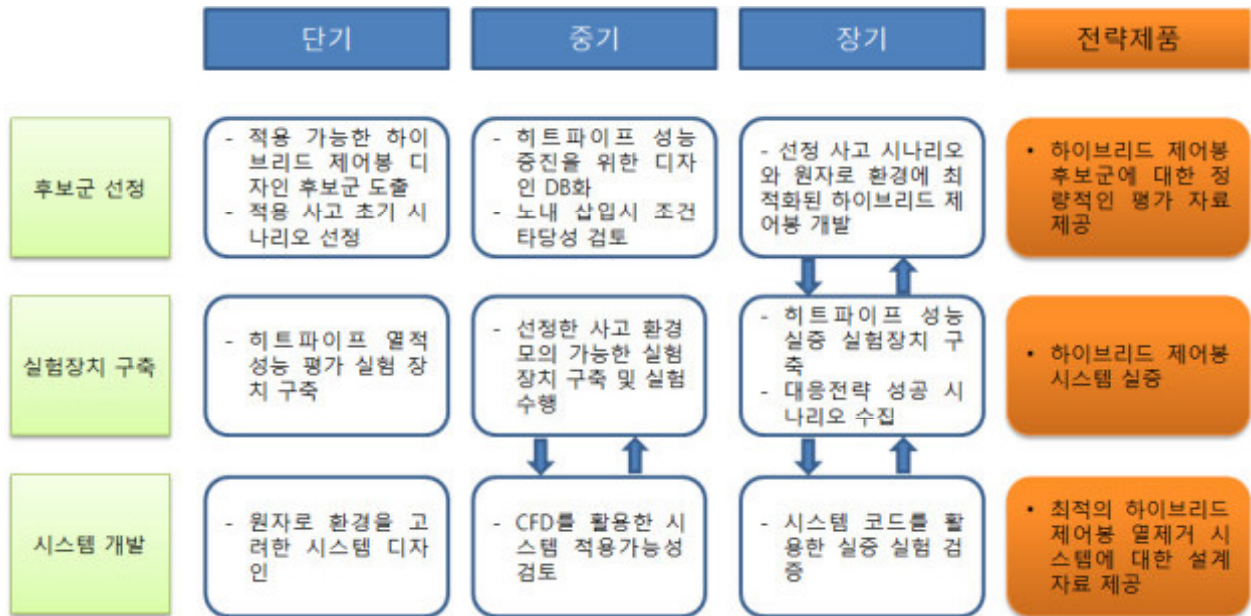
- 차세대 원전들에 대한 다양한 히트파이프 피동 냉각계통 개념이 제안되었으나 개념 제안에 그치며 정량적 성능 및 기대효과 수행된 바 없음.

□ 미래 동향 예측

- 후쿠시마 사고 후 피동냉각계통의 중요성이 대두됨에 따라 히트파이프를 이용한 피동 냉각계통에 대한 연구가 꾸준히 증가하는 추세.

□ 기술개발 수행체계

- SBO 사고 시 노심잔열제거를 위한 피동 냉각 개념의 하이브리드 제어봉은 기존 안전계통과 차별화된 기술이므로 설계와 성능 평가 및 실증이 필요함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(2년): 원자로에 적용 가능한 하이브리드 제어봉 및 신개념 노내 피동 직접 냉각기술 후보군 도출, 열원-열침원 확보를 위한 노내외 시스템 후보군 정립, 적용할 원전 사고 초기 시나리오 선정, CRDM의 변경을 통한 노내 피동 직접 냉각기술을 위한 열침원 설계.
 - 2단계(2년): 노내 피동 직접 냉각시스템 제작 및 원자로 헤드 열침원 시스템 Scale-down Mock-up을 이용한 열적 성능 평가 실험 장치 구축과 실험 수행.
 - 3단계(5년): 신개념 노내 피동 직접 냉각시스템 및 하이브리드 제어봉 삽입 시 원자로 거동과 노심 용융 지연 현상 분석을 위한 실증 시설 건설 및 실증 실험.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 원자로에 적용 가능한 노내 피동 직접 냉각시스템 후보군 도출 후 시제품 제작
- 노심 잔열 제거 성능에 영향 미치는 변수 설정 및 test matrix 작성
- Test matrix를 고려한 노내 피동 직접 냉각시스템 열적 성능 평가 실험장치 구축 및 실험 수행
- CRDM 변경 및 대체 시스템을 통한 열침원 확보 및 시스템 개발
- 하이브리드 제어봉 및 신개념 노내 피동 직접 냉각시스템의 열적 성능 증진 기술 개발 및 원자로 내 삽입 시 기대효과의 정량적 평가

4) 미래원전 적용 전력변환 시스템 개발

☐ 기술의 정의

- 초임계 CO₂ 사이클 개발을 통한 미래원전 효율향상, 부지축소, 경제적인 공랭식 발전 구현.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 초임계 CO₂ 발전시스템 개발 진행 중.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

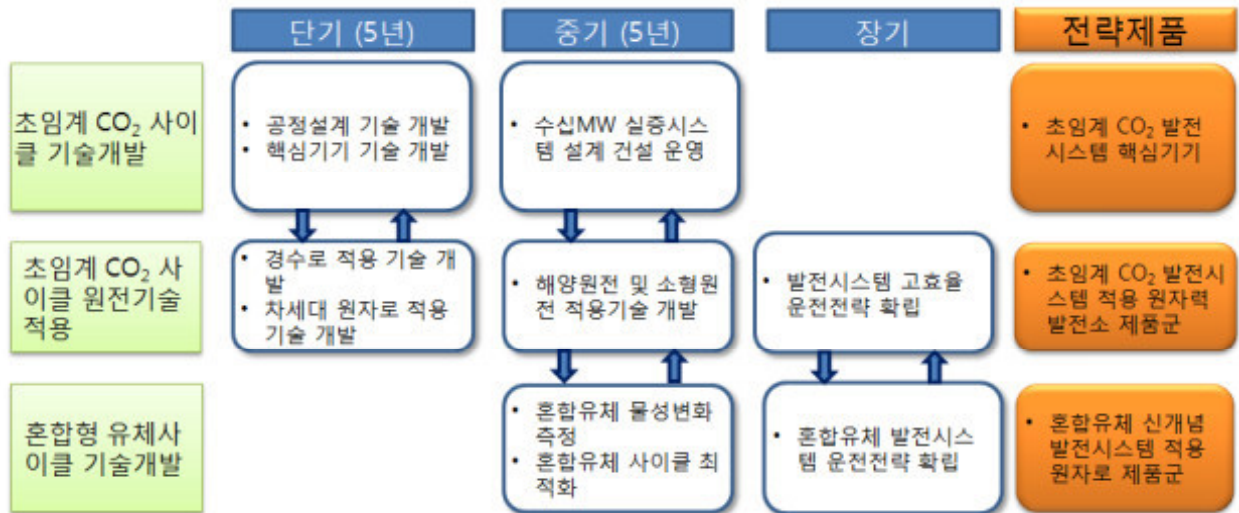
- 미국, 일본, 중국 등에서 활발하게 연구 진행 중.

☐ 미래 동향 예측

- 공간제한, 부지축소, 기존의 대량 수원이 필요한 원전의 부지 제한성 극복 차원 및 소듐냉각 고속로를 비롯한 차세대 원전에 적용 시 안전성 증진의 부수적 효과 등으로 인해 초임계 CO₂ 사이클 연구가 활발히 진행.

☐ 기술개발 수행체계

- 차세대 원전 적용을 위한 기존의 발전시스템과 차별화된 초임계 CO₂를 이용한 발전시스템 개발이 필요함.
- 단계별로 초기에는 학·연이 주도하고, 사업화가 진행됨에 따라 사업자 주관 형태로 기술개발 추진
 - 1단계(5년): 초임계 CO₂ 사이클 기술 개발.
 - 2단계(5년): 초임계 CO₂ 사이클 원전 적용기술개발.
 - 3단계(5년): 혼합형 유체 사이클 기술개발.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 초임계 CO₂ 발전기술 개발
- 차세대원전 적용 초임계 CO₂ 기술개발
- (초)소형 경수로 및 해양원전 적용 초임계 CO₂ 기술개발
- 미래형 혼합유체 발전기술 개발

5) 제어반 및 계측제어 판넬을 생각하기 위한 피동 생각방식 연구

□ 기술의 정의

- 혁신적 안전 경수로 적용을 위한 제어반 및 계측제어 판넬을 생각하기 위한 피동생각방식 연구(소음저감 등) 기술개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 제어반 및 계측제어 판넬을 생각하기 위한 피동 생각방식 연구(소음저감 등) 체계 구축은 현재 미비한 단계임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- EU에서는 발주처(예: 핀란드 OL4)가 제어반의 생각방식을 피동생각계통으로 설계하도록 요건을 명시하였으며, 현재 확인한 바로는 경쟁 해외 원자력 발전소에도 제어반 및 계측제어 판넬을 생각하기 위한 피동생각계통 설계

반영은 파악된 바가 없음.

□ 미래 동향 예측

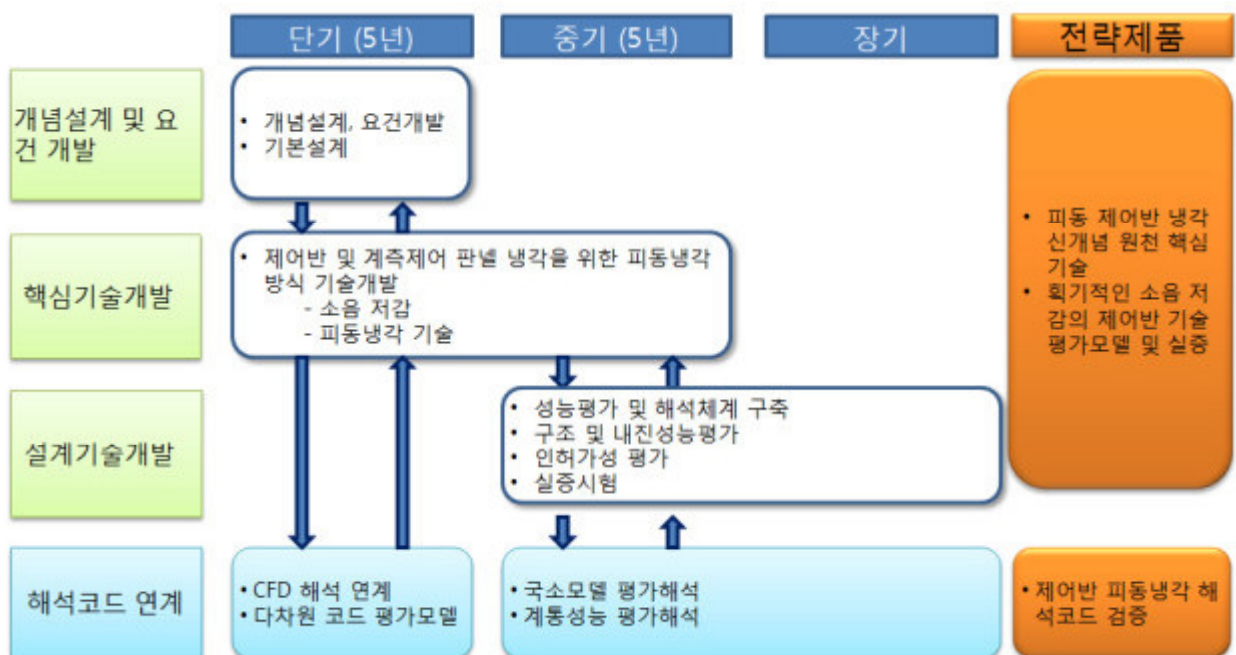
- 피동 냉각방식 연구 및 기술개발을 통해 소음을 저감하여 주제어실의 소음/진동을 혁신적으로 감소시키며 안전성 확보.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 개념설계 및 요건개발.
 - 2단계(5년): 성능평가 해석.
 - 3단계(10년): 인허가.

□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각방식 연구 및 기술개발
 - 개념설계
 - 설계요건 개발
 - 성능평가 해석 체계 구축
 - 구조 및 내진 예비평가
 - 인허가 평가



다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- “High Challenge High Return” 신냉매 및 신개념냉각시스템 연구의 도전
- 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장수조 피동 열제거 기기 신기술 개발
- 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 신기술 개발
- 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각 신기술 개발
- 미래원전 적용 전력변환 시스템 신기술 개발
- 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각 방식 신기술 개발
- 원전안전성능 향상을 통한 원전신뢰성 향상

○ 경제사회적 성과

- 도전적 신기술개발을 통한 원전안전성의 비약적 도약 기회
- 보수적 기술발전의 원전에 대해 최첨단 기술의 접목을 통한 이미지 변화 및 원전 안전성확대
- 안전성에 대한 시장의 요구를 충족하여 원전시장 확대를 꾀할 수 있음

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장조 피동 열제거 기기 개발	5	5	5	5	5	25	25		50
• 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 연구	10	10	20	20	20	80	160	160	400
• 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각	10	10	20	20	20	80	60	60	200
• 미래원전 적용 전력변환 시스템 개발	10	10	20	20	20	80	60	60	200
• 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각 방식 연구	10	10	10	10	10	50	50	50	150

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장조 피동 열제거 기기 개발	5	5	5	5	5	25	10		35
• 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 연구	5	5	10	10	10	40	70	70	180
• 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각	10	10	20	20	20	80	50	50	180
• 미래원전 적용 전력변환 시스템 개발	30	30	50	50	50	210	50	50	310
• 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각 방식 연구	5	5	5	5	5	25	25	25	75

□ 기대효과 및 파급효과

○ 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장조 피동 열제거 기기 개발

- 세계 최고 수준의 사용후연료 저장조 피동냉각기술 확보하여 사용후연료 저장시설 안전성 증진 및 국민 신뢰 확보

○ 신냉매, 전력변환, 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각 기술개발

- 세계 최고 수준의 신냉각계통 기술 및 안전성을 확보하여 원전사업의 지속적 수출 경쟁 우위를 확보할 수 있음.

○ 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각 방식 신기술 개발

- 전원 완전상실사고 대비 MCR 생존성 확보를 위한 피동기기 냉각 기술
- 원전안전성능 향상을 통한 원전신뢰성 향상

6.3.3 미래형 중대사고 저감 및 확산방지 기술

가. 기술 개요

☐ 이슈 및 문제점

- 기존 피복관은 노심용융시 불과 반응하여 수소생성 및 폭발위험성이 증가
 - 수소반응 억제 재료 연구
 - 수소제거 기술 연구
- 기존의 피복관 재질의 열전달 특성과 물성에 상이함

☐ 기술개발 필요성

- 기존 핵연료 피복재의 수소폭발 가능성 원천 배제를 위한 연구 필요함
- 사고저항성 핵연료피복관(ATF)의 적용시 기존 원전의 열수력시스템은 많은 변화가 동반됨.
- 기존의 열수력시스템과 차별적인 열수력시스템의 구성이 예측되며, 이에 대한 연구는 새로운 원전안전성 향상 분야가 되고 있음

나. 세부기술 내용

1) ATF 적용 중대사고 저감 열수력 시스템 개발

☐ 기술의 정의

- 후쿠시마 사고 이후 고온에서의 핵연료 피복관과 냉각재와의 반응에 의한 수소생성을 원천적으로 봉쇄하기 위해 사고저항성 핵연료 피복관(ATF) 개발이 원자로 재료분야에서 큰 관심을 받고 있으며, 미래에 이를 적용하여 사고 시 수소생성 가능성을 현저히 줄이고 중대사고 현상을 방지 또는 완화시킬 수 있는 원자로 시스템 개발.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 원자력연구원 재료연구부에서 ATF 개발 중이나 ATF 적용을 위한 원자로 시스템 개발은 고려되고 있지 않음.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

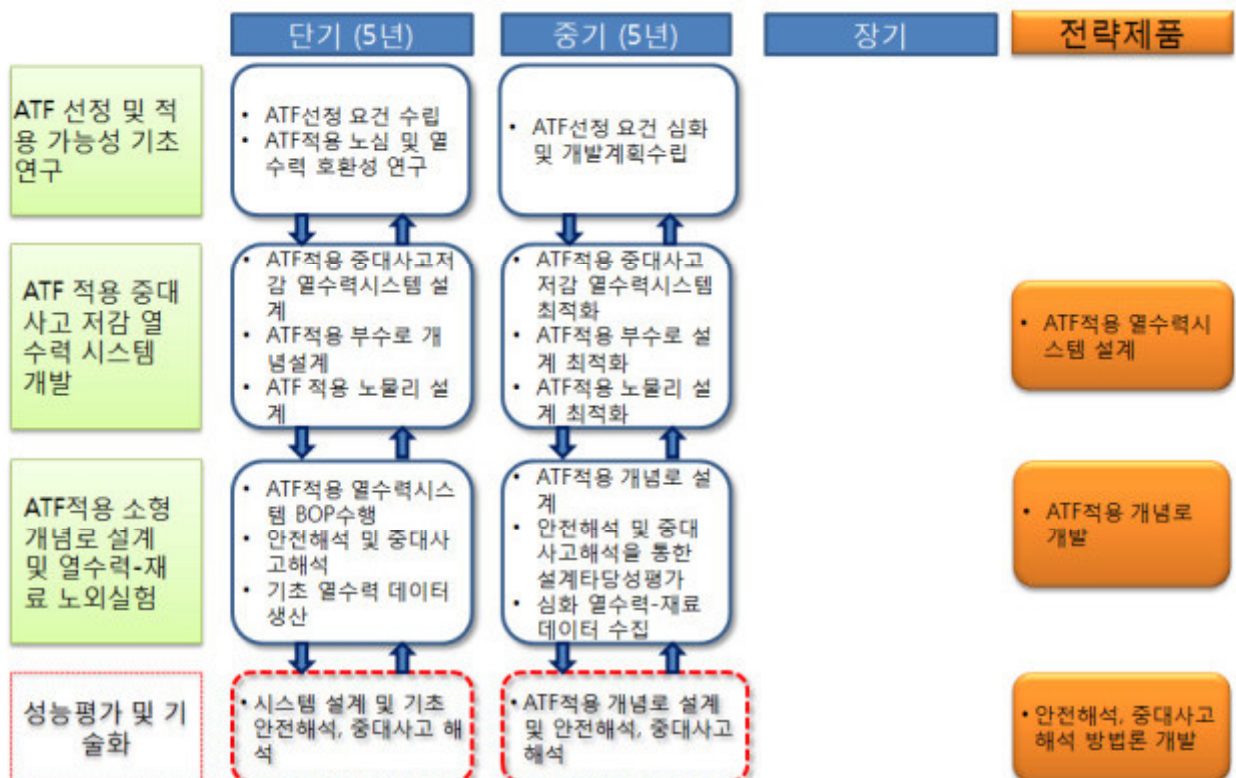
- 미국 ORNL에서 ATF 개발을 선도하고 있으나 ATF 적용을 위한 원자로 시스템 개발은 보고되고 있지 않음.

□ 미래 동향 예측

- 기존의 피복관 재질의 열전달 특성과 물성에 기반한 원전의 열수력시스템은 사고저항성 핵연료피복관(ATF)의 적용시 많은 변화가 동반되어 기존의 열수력시스템과 차별적인 열수력시스템의 구성이 예측됨

□ 기술개발 수행체계

- 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용으로 인한 기존의 경수로 시스템과의 차별적인 열수력 시스템 개발이 필요함.
 - 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 시 정상상태 및 과도해석, 부수로 해석 등의 전산해석 개발함.
 - 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 개념로 설계함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 선정 및 적용 가능성 연구와 ATF 적용을 위한 중대사고 저감 열수력 시스템 개념 설계 및 개별 성능 평가
 - 2단계(5년): 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 소형 개념로 설계 및 열수력-재료 노외 실험



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 개념로 설계
 - 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 부수로 개념설계
 - 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 노물리 설계
 - 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용을 위한 중대사고 저감 열수력 시스템 개념 개발
- 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 시 원자로 거동 해석
 - 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 부수로, 노물리, 열수력, 재료 성능 평가
 - 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 개념로 안전해석 및 중대사고해석 평가
- 사고저항성 핵연료피복관(ATF) 적용 열수력-재료 노외 실험 수행을 통한 열수력 데이터 확보

2) 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술

□ 기술의 정의

- 기존 물을 이용한 외벽냉각 전략 시스템에서 임계열유속 발생 가능성에 대한 충분한 안전 여유도가 존재하지 않으며, 이러한 문제점을 해결하고 원자력 발전소의 안전성을 향상시키기 위한 액체금속을 이용한 외벽냉각 기술. APR1400과 같은 대용량 원자로에 대해 노심 붕괴열 제거를 위한 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC의 충분한 열적 안전 마진 확보.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 노심용융물이 발생하는 중대사고의 완화전략으로 물을 이용한 외벽냉각 전략과 원자로 하반구 아래에 넓은 면적을 가진 장치 설치를 통한 core catcher 설치방법이 연구됨.
- 액체 갈륨을 적용한 IVR-ERVC 모형 원자로용기 실험진행.
- 방열핀 형상 최적화 및 적용여부 검토.
- 액체 갈륨과 물의 반응문제 해결필요.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- ULPU 실험장치로 대표되는 외벽냉각 전략 실험장치를 통해서 외벽냉각 장

치의 인허가를 획득함.

- 노심 열용량이 큰 원자력발전소(1400 MW 이상급)에는 노내 냉각전략(예: 외벽냉각) 보다는 노외 냉각전략이 채택되고 있으며, 이에 대한 연구도 활발한 상태임.
- 중국의 경우 CAP1400 원자로용기 외부에 열적 절연 구조물을 설치하여 시뮬레이션을 통한 분석 실시하였음.
- 용융코륨으로 인한 금속층의 열전달 특성분석 및 원자로용기 외벽의 자연 대류 및 CHF에 대한 시뮬레이션 분석하였음.

□ 미래 동향 예측

- 현재 대형 원전이 가지고 있는 외벽냉각 불확실성을 제거하고 성공 가능성을 강화시킬 외벽냉각 전략들이 개발될 것이며, 이의 일환으로 액체금속을 이용한 외벽냉각 전략이 현재의 문제를 해결할 수 있음.
- 대용량 원자로에 대해 노심 붕괴열 제거를 위한 IVR-ERVC 전략의 중요성이 대두되고 있으며, 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술 확보를 통해 국제 경쟁력 강화 및 기술개발 선도.

□ 기술개발 수행체계

- 기존 외벽냉각 전략의 문제점 및 한계로 인해 액체금속을 이용한 외벽냉각 전략 구축이 필요하며 전략에 대한 실증 및 평가가 요구됨.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(2년): 액체 금속을 이용한 외벽냉각 시스템의 실증 실험 장치 설계 (상사법칙을 이용한 원자로 외벽냉각 전략 실증 실험장치, Parameter study를 통한 주요인자 분석 및 적용을 위한 최적화된 시스템 설계 및 충수 물질에 따른 부식 특성 및 하중에 의한 구조물 건전성 평가에 기반한 복합설계)
 - 2단계(2년): 액체 금속 기반 외벽냉각 실증 실험 장치 제작/ 상세설계 및 분석
 - 3단계(2년): 실증 실험을 통한 열제거 능력 평가 및 인허가를 위한 DB 구축



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 기존 외벽냉각 전략의 문제점 및 한계 평가
- 액체 금속을 이용한 외벽냉각 전략의 주요 인자 평가 및 최적화
- 액체 금속 외벽냉각 실증 시험 시설 구축
- 실제 외벽냉각 상황 모사 및 실험결과 축적

3) 중대사고 확산 방지용 차수벽 기술 개발

□ 기술의 정의

- 대형 냉각봉 열교환기를 이용한 중대사고 확산 방지용 차수벽 기술 개발, 이를 통한 노심용융 사고 시 방사능에 오염된 지하수 유입 방지 및 원전 격납건물/지반 보호.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 폐기물 매립장의 매립폐기물로부터 흘러나온 침출수가 지하수 층으로 이동하는 것을 막기 위한 차수막 및 차수벽 구조에 대한 연구가 진행되고 있으며, 이에 관련된 다수의 특허 및 기술이 존재함.
- 건축, 토목 분야에서 오염된 토양에서의 오염물질이동 차단을 위한 동결차수벽 형성에 관한 실험적인 연구와 특허 기술이 존재함.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

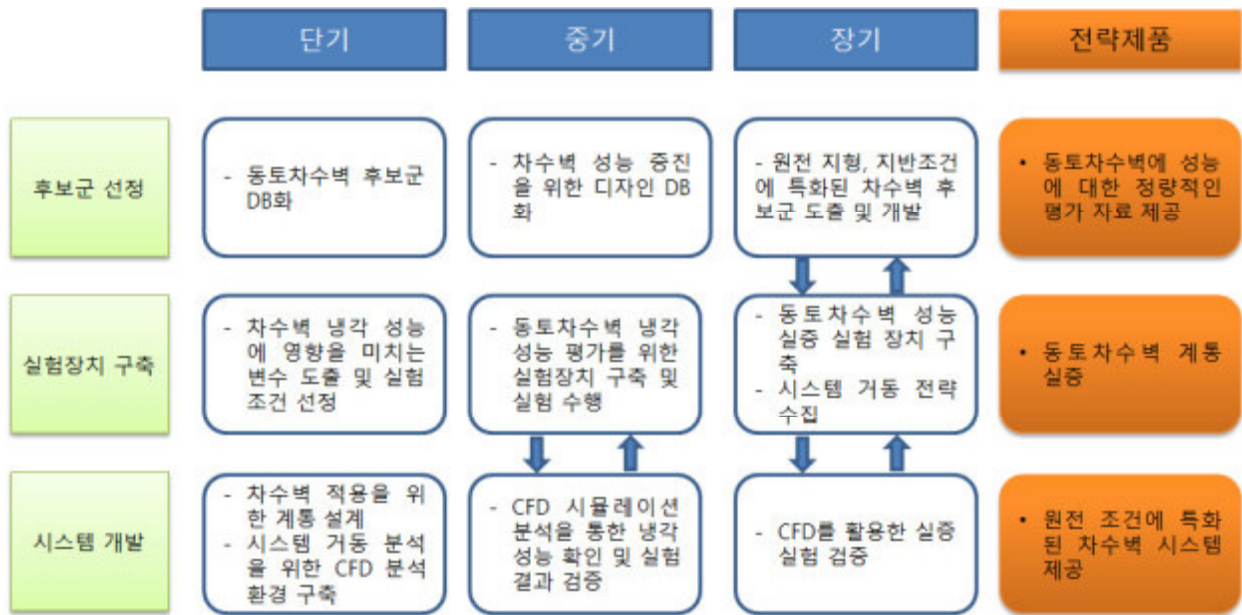
- 해저 터널 및 연약지반 공사 시, 드릴링을 위한 동토 생성을 목적으로 차수벽에 대한 연구가 진행되었으며 현재 상업적으로 활발하게 차수벽 기술이 사용되고 있음.
- 후쿠시마 사고 후 지하수를 통한 방사능 누출 저감을 위해 동토 차수벽 설치에 대한 시뮬레이션 및 실험이 진행되었으며, 현재 후쿠시마 사고 원전에 설치 예정임.

□ 미래 동향 예측

- 이미 일본에서는 후쿠시마 사고 후 지하수를 통한 방사능 누출 저감을 위해 동토 차수벽 설치에 대한 시뮬레이션 및 실험이 진행되는 중이며 심층방어 측면에서 추가적인 방호벽 확보 필요성 대두.

□ 기술개발 수행체계

- 원자로 노심용융 및 방사능 물질 유출 대비책으로서 동토 차수벽 기술의 특이성을 고려한 설계 및 실증이 필요함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 다양한 원자력 발전소 지형, 지반을 토대로 적합한 중대사고 확산 방지용 차수벽 디자인 후보군 도출 및 동토 차수벽 설치에 대한 경제성 분석.
 - 2단계(5년): 시뮬레이션 분석을 통한 냉각성능 확인. 동토 차수벽 냉각 성능평가를 위한 실험 장치 구축 및 실험 수행.
 - 3단계(5년): 동토 차수벽 냉각 성능 증진 방안 연구, 실증 실험을 위한 대규모 시설 구축 및 실증 실험 수행.



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 중대사고 확산 방지용 동토 차수벽 디자인 후보군 도출
- 지하수 유입량 및 지형 조건 test matrix 작성
- Test matrix를 고려한 동토 차수벽의 냉각 성능 평가를 위한 실험장치 구축
- 동토 차수벽에 관한 시뮬레이션 수행 및 기술 경제성 분석
- 동토 차수벽 냉각 성능 증진 기술 개발 및 사고 완화 효과에 대한 정량적 평가

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

- 과학기술적 성과
 - 미래형 혁신기술을 통한 중대사고 저감 및 사고확산 방지를 위한 기술 확보를 위한 도전적 연구
 - 액체금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술 확보
 - 동토차수벽을 통한 심층방어 개념의 추가적인 대비책 마련

○ 경제사회적 성과

- 도전적 신기술개발을 통한 원전안전성의 비약적 도약 기회
- 중대사고 저감 및 확산방지를 위한 기술확보를 통한 원전안전성확대
- 안전성에 대한 시장의 요구를 충족하여 원전시장 확대에 기여함

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• ATF적용 중대사고 저감 열수력 시스템 개발	15	15	15	20	20	85	85	0	170
• 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술개발	10	10	10	20	20	70	60	60	190
• 중대사고 확산 방지용 차수벽 기술 개발	15	30	50	100	100	295	5	5	305

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• ATF적용 중대사고 저감 열수력 시스템 개발	7	7	7	10	10	41	50	0	91
• 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술개발	10	10	10	10	10	50	50	50	150
• 중대사고 확산 방지용 차수벽 기술 개발	10	10	10	10	10	50	5	5	60

□ 기대효과 및 파급효과

○ 사고저항성 피복관(ATF) 원자로 기술개발 개발

- 중대사고 수소 발생 억제 및 배제 신기술
- 중대사고에 대한 국민 저항성 해소에 기여

- 액체금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술 확 기술개발
 - IVR을 통한 중대사고 악화방지
 - 중대사고시 용융물질 방출에 따른 대처설비 작동 배제 개념의 타당 근거제공
 - 원자로용기 파손이 배제되는 원전의 신개념안전기술
- 동토차수벽을 통한 침침방어 개념의 추가적인 대비책 마련
 - 원자로 격납건물 외부 누출 방사선물질의 확산 방지기술 확보
 - 지하수 유동에 따른 방사선물질의 확산 방지 비상대응 기술 확보

6.3.4 소형원전 및 해양원전 적용기술

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 육상형 원전에 치우친 국내 원전 이용의 집중에 따라서, 해상원전에 대한 국내 연구는 전무하다시피 함.
 - 해양플랜트 연구
 - 해양원자력 동력 공급선 연구
 - 이동형 원전등의 연구
- 이 분야는, 육상으로부터 동력을 공급받기 어려운 동토를 넓게 보유한 지리적 특성에 따라, 러시아 등이 앞서 있는 분야임.
- 해상플랜트의 동력을 공급하기 위하여 해양선진국 및 중국등에서 활발하게 개발하고 있음

□ 기술개발 필요성

- 육상형 원전과 더불어, 해상자원을 위한 플랜트 증가시 필요한 해상원전분야에 대한 기술개발이 필요함.
- 제한적이며, 다축 진동형 육상 환경에 트구한 해상원전 설계 운영기술은 기존의 육상형원전기술의 확대 발전적 적용분야 임. 이에 대한 연구 기본 연구 없이는 기술을 선도할 수 없음
- 소형원전 적용 및 이용기술의 개발이 필요함

나. 세부기술 내용

1) 해양환경에서의 경수로 안전성 평가 기술 개발

☐ 기술의 정의

- 미국, 러시아, 중국을 포함하여 우리나라에서 관심을 가지고 있는 해양원자력 시스템 개발에서 해양환경에 따른 요동조건 하에서 원자로 시스템 전체가 어떻게 거동하는가에 대한 종합적인 해석 및 평가 방법론 개발.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 주로 육상형 원전의 안전성 평가기술만 개발 중임.
- 대학교에서 일부 국부 열수력 실험 수행됨.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

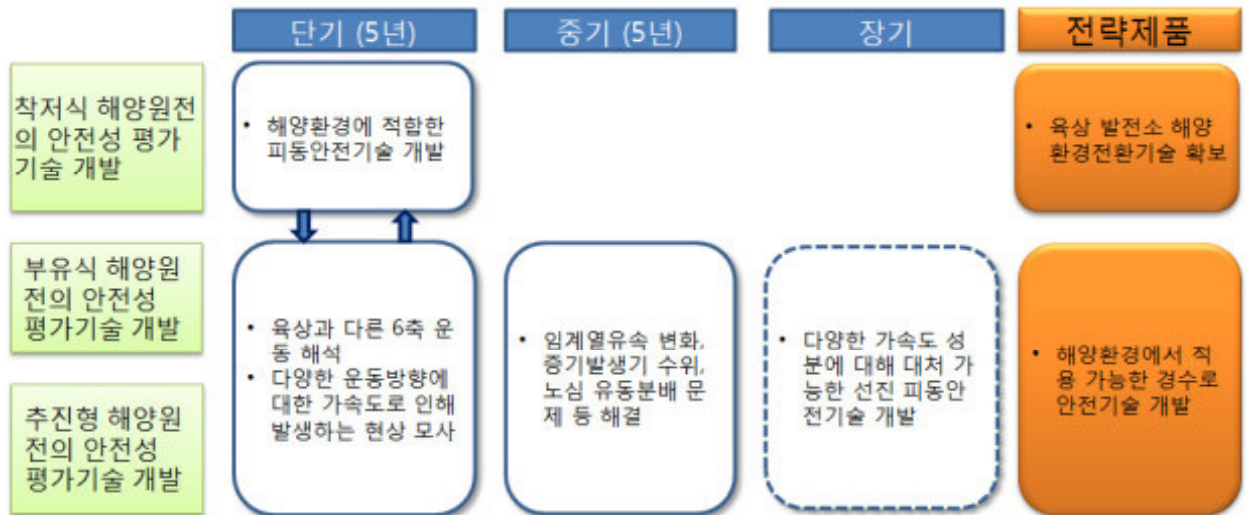
- 미국, 독일, 일본, 러시아, 중국 등은 이미 해양원전 경험을 보유하고 있기 때문에 기술개발 완료됨.

☐ 미래 동향 예측

- 다수 해외 국가들은 해양원전 경험을 보유하고 있고 기술개발이 완료되었으나, 국내 연구 현황은 그에 비해 미비한 상황이므로 해양원전 시장에서의 경쟁력 확보를 위한 육상원전에서 발생하지 않는 여러 가지 열수력-안전 관련 현상 및 시스템 거동 모의가 중요함.

☐ 기술개발 수행체계

- 해양원자력 시스템 개발에 대한 관심도가 높아지는 추세에서 해양원전이 가지는 특수한 환경을 고려한 설계 및 해석 코드, 대형 열수력 실험설비, 종합적인 해석 및 평가 방법론 개발이 필요함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(2년): 착저식 해양원전의 안전성 평가기술 개발
 - 2단계(3년): 부유식 해양원전의 안전성 평가기술 개발
 - 3단계(10년): 추진형 해양원전의 안전성 평가기술 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 해양환경에서 적용 가능한 경수로 안전성 평가기술 개발
- 육상과 다른 6축 운동에 대한 고려
- 다양한 운동방향에 대한 가속도로 인해 발생하는 현상 모사
- 임계열유속 변화, 증기발생기 수위, 노심 유동분배 문제 등 해결

2) 마이크로 모듈형 소형 원전 안전성 평가기술 개발

□ 기술의 정의

- 마이크로 모듈원전에 대한 관심이 증가하고 이에 대한 연구개발이 진행되고 있음에 따라 기존에 대형경수로에서 관찰하지 못하였던 다른 열수력 현상이 안전에 지배적으로 영향을 미칠 수 있으며 이를 종합적으로 해결하기 위해 수치해석적 접근과 실험적 접근을 통한 안전성 평가기술 개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 산업체, 대학, 연구소에서 개별적으로 국부적 현상 위주의 연구 진행.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

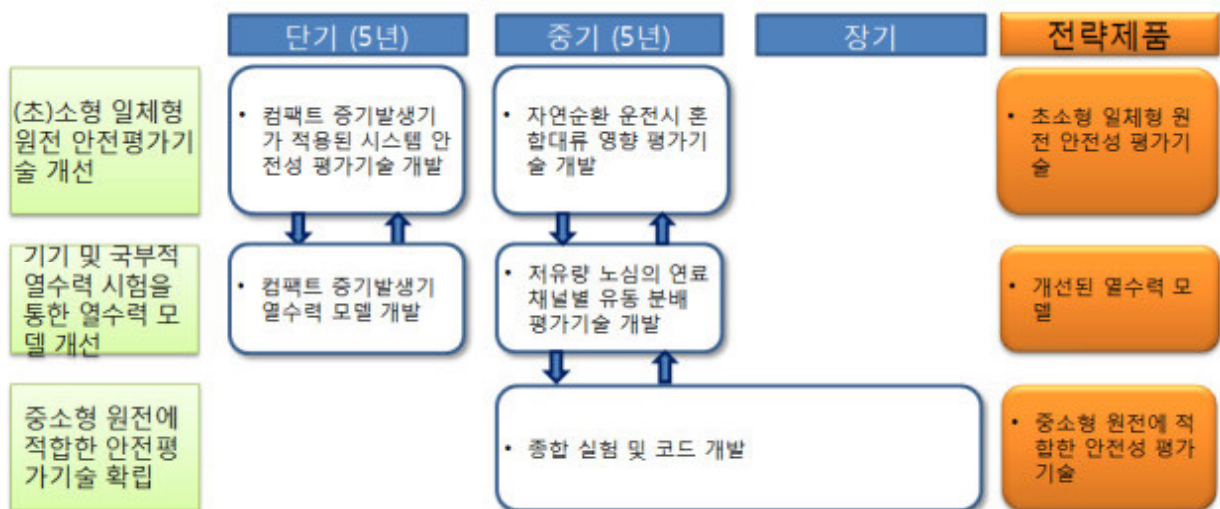
- 해상에 적용되는 소형원전에 대한 여러 가지 경험에서 초소형 원전이 가지는 특성에 대한 평가기술 일부 확보하고 있음

□ 미래 동향 예측

- 국외 국가들은 해양 소형원전에 대한 경험으로부터 초소형 원전이 가지는 특성에 대한 평가기술을 확보하고 있는 상황이고 소형원자로에 대한 관심이 세계적으로 증가하는 추세이므로 안전성 평가기술 개발 진행이 필요함.

□ 기술개발 수행체계

- 마이크로 모듈형 소형 원전 안전성 및 평가 시 기존 대형경수로와 다른 다양한 불확실성이 존재함에 따라 이를 해결하기 위한 대안이 필요함.
- 단계별로 초기에는 학·연이 주도하고, 사업화가 진행됨에 따라 사업자 주관 형태로 기술개발 추진
 - 1단계(5년): (초)소형 일체형 원전 안전평가기술 개선
 - 2단계(5년): 기기 및 국부적 열수력 시험을 통한 열수력 모델 개선
 - 3단계(5년): 중소형 원전에 적합한 안전평가기술 확립



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 컴팩트 증기발생기 안전성 평가기술 개발
- 자연순환 운전시 혼합대류 영향 평가기술 개발
- 저유량 노심의 연료채널별 유동 분배 평가기술 개발
- 종합 실험 및 코드 개발

3) 중수기반 장주기 고속로 열수력 시스템 개발

☐ 기술의 정의

- 고순도 중수를 냉매로 사용하고 열수력 부수로 격자를 조밀하게 설계하여 중성자 스펙트럼을 강화시킴으로써 고속로를 실현할 수 있을 것으로 기대되며, 사고저항성 핵연료 및 피복관을 도입하여 안전성을 획기적으로 향상시키고, 더불어 장주기 고연소를 달성하여 경제성을 확보할 수 있는 고속로 개발.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 해당사항 없음

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

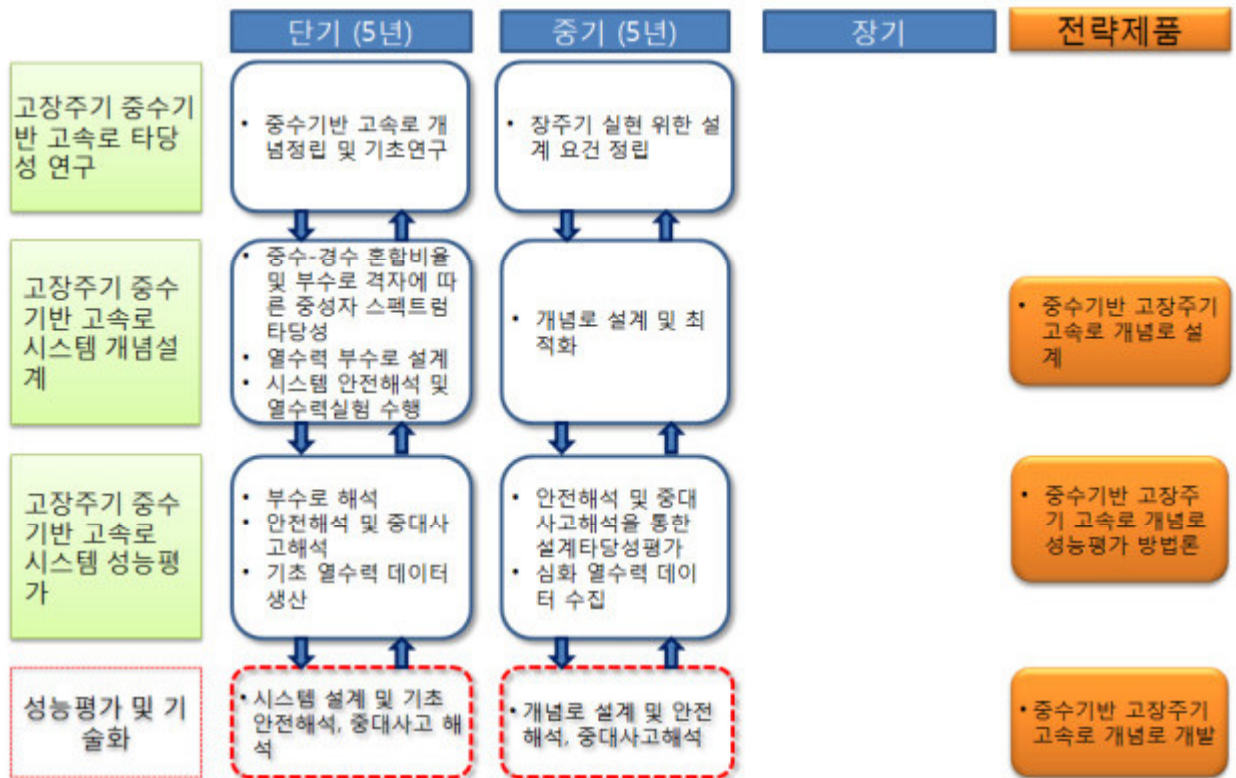
- 해당사항 없음

☐ 미래 동향 예측

- 핵주기 정책의 기조변화에 따라 고속로 개발의 필요성은 여전히 논란의 대상이 될 수 있으나 미래 원자력에너지 수요 및 관련 응용기술기반의 성숙도 등의 여건에 따라 고속로 개발의 필요성이 대두될 수 있음.

☐ 기술개발 수행체계

- 기존 액체금속 고속로 관련 기술이 선진국에 의해 독점되어 원천기술 확보가 거의 불가능하다는 단점이 있으며, 기체를 냉매로 한 경우 경제성 및 효율성의 측면에서 경쟁력 확보가 어려우므로 새로운 개념의 고장주기 고속로 개념이 필요함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 고장주기 중수기반 고속로 열수력 시스템 타당성 연구 및 개념설계
 - 2단계(5년): 고장주기 중수기반 고속로 열수력 시스템 기본 성능 평가



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 고장주기 중수기반 고속로 열수력 시스템 타당성 연구 및 개념 설계
 - 중수-경수 혼합비율 및 열수력 부수로 격자에 따른 고속로용 중성자 스펙트럼 타당성 분석
 - 중수기반 고속로 적용 가능한 ATF 선정 및 타당성 평가
 - ATF를 적용한 중수기반 열수력 부수로 설계 및 해석
 - ATF를 적용한 중수기반 열수력 시스템 안전해석 및 개별 열수력 실험 수행
- 고장주기 중수기반 고속로 열수력 시스템 기본 성능 평가
 - 중수기반 열수력 시스템 개념로 설계 및 성능 평가

4) 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발

□ 기술의 정의

- 노심잔열의 장기 냉각 개념은 안전연구의 핵심내용으로서 무한열제거 및 근원적 중대사고방지를 위해서 원자로 하부 자연대류 냉각 혁신기술의 개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 장기 노심잔열냉각 기술의 표준설계시간은 8시간에서 후쿠시마원전사고 이후 확장의 필요성이 제기되었으며, 피동냉각계통의 목표시간은 현재 72시간 급 임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

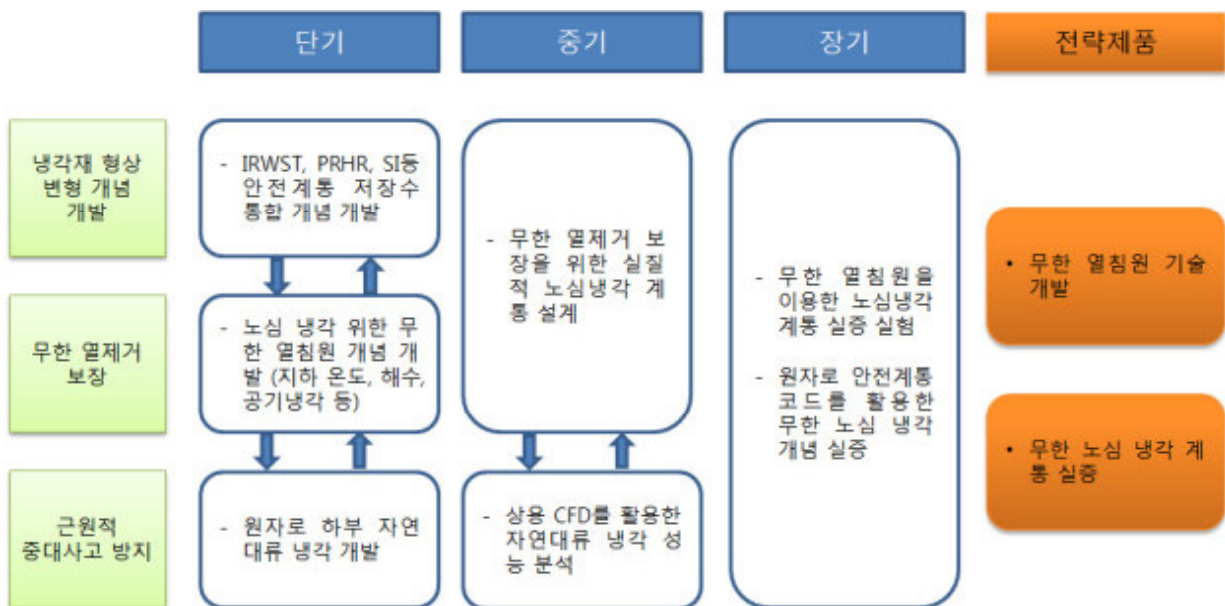
- 무한열제거 기술은 SFR의 공기냉각 잔열제거계통과 가압경수로에서는 미국 웨스팅하우스사의 AP1000에서 채택한 철재격납건물 외벽의 공냉방식을 예로 들 수 있으며, 최근 국내에서 개발중인 공냉혼합냉각계통 등이 있음.

□ 미래 동향 예측

- 현재는 장기 노심냉각계통의 설계 목표시간을 72시간급으로 추진하고 있으며, 장기 원자로 노심잔열계통의 개발은 원전 안전성 확보의 핵심 이며, 이의 달성을 위해 노심냉각 무한 열침원이 필요.

□ 기술개발 수행체계

- 원자로 정지 후 무한 열제거 보장을 위한 계통 설계 및 실증이 필요함.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 계통 개념개발
 - 2단계(5년): 무한열제거 노심냉각계통 설계 개발
 - 3단계(5년): 무한열제거 노심냉각계통 실증.



다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 미확보 기술인 해양원전 적용기술을 위한 도전적 연구
- 마이크로 모듈형 원전 안전성 평가 기술 확보
- 중수기반 장주기 고속로 열수력 시스템 개발
- 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발

○ 경제사회적 성과

- 해양원전 적용기술 확보를 통한 해양플랜트 사업에 진출
- 온난화에 따른 북극항로 개척등 신해양환경변화에 따라 필요성이 제기되는 해양 원전에 대비한 기술확보
- 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발에 따른 원전안전성 강화 및 이에 따른 시장 확대

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 해양환경에서의 경수로 안전성 평가기술 개발	10	10	20	20	20	80	160	160	400
• 마이크로 모듈형 원전 안전성 평가 기술 개발	10	10	20	30	30	100	160	160	420
• 중수기반 장주기 고속로 열수력 시스템 개발	10	10	10	20	20	70	50	0	120
• 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발	50	50	50	50	50	250	50	50	350

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 해양환경에서의 경수로 안전성 평가기술 개발	5	5	10	10	10	40	70	70	180
• 마이크로 모듈형 원전 안전성 평가 기술 개발	5	5	5	5	5	25	70	70	165
• 중수기반 장주기 고속로 열수력 시스템 개발	10	10	10	20	20	70	50	0	120
• 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발	10	10	10	10	10	50	10	10	70

□ 기대효과 및 파급효과

○ 해양환경에서의 경수로 안전성 평가기술 개발

- 육상형원전과 해양원전 설계 및 안전성 기술개발 확장
- 미확보 기술인 해양원전 적용기술을 위한 도전적 연구

○ 마이크로 모듈형 원전 안전성 평가 기술 확보

- 용량확장형 소형 모듈원전의 개발에 따라 좁은 공간에 배치가능
- 마이크로 모듈형 원전의 적용 분야 확장 가능

○ 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발

- 중대사고 발생 배제/억제형 원전설계 가능 기술 확보
- 고립형 해상플랜트에 적용시 유용하게 적용 가능한 기술

6.3.5 ICT 융합 열수력-안전

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 전 세계적으로 정보통신기술 (ICT: Information and Communication Technology)의 혁신적 발전이 지속되고 있으며, 국내 ICT 또한 세계 최고 수준에 도달해 있음. 이에 각 산업계에서는 ICT와의 융합을 통한 기술혁신을 모색하고 새로운 부가가치와 성장동력을 창출하고자 노력을 경주하고 있음. 원자력 산업계 또한 이러한 정보통신기술과의 접목을 통해 신규 산업 창출 및 기존 산업의 발전 및 도약을 모색할 필요가 있음.
- 원자력 산업계는 안전성에 대한 확고한 보장을 위해 검증된 기술의 적용을 중심으로 발전해왔으며, 이는 혁신적 ICT와의 융합 활성화를 저해하는 요인으로 작용하였음. 그러나 후쿠시마 원전사고 이후 보다 향상된 원전 안전성이 요구되고 있기에, ICT와의 접목을 통한 원자력발전소 안전성 향상 기술에 대한 연구가 세계적으로 주목을 받게 됨.
- ICT 융합 원자력 R&D는 실효를 얻기 까지 오랜 시간이 걸리며 성공 여부도 불확실한 상황이므로, 산업계의 적극적 기술 도입을 추진하기에 어려움이 존재할 수 있음. 따라서, 학계 및 연구계의 노력을 통해 ICT 융합 원자로 열수력 안전 기술을 개발하고 융합 전략을 구체화하는 것이 필요하다 판단됨.

□ 기술개발 필요성

- 대량의 정보를 수집, 저장, 관리, 분석할 수 있는 빅데이터 기술이 비약적으로 발전하면서, 빅데이터 처리 기술을 원자력 기술과 융합하여 설비 고장 징후를 분석하고 이를 통해 원전의 안전성 및 가동률을 증진시킬 수 있는 기술을 개발할 필요가 있음.
- 특히, 노형의 노후화에 따라 핵심 안전기기의 실시간 건전성을 평가하여 원전의 불시 운전정지 및 대형 사고의 원천적 예방 기술을 확보할 필요가 있음.
- 이러한 기술은 원전의 설계기준사고, 확대설계 저항성을 실시간으로 평가하여 가동원전의 운전메뉴얼에 반영 가능. 또한 원전 수명 기간 동안 거의 사용되지 않는 안전계통의 건전성을 실시간으로 평가하고 사고위험도를 정량화하여 안전여유도의 가시화 및 안전성의 혁신적 제고를 달성할 수 있음.
- 미래에 개발 가능한 기술로서 고용량 연료전지, 무선전력송신, 광대역 원격 제어, 인공지능 로봇 등이 있음. 이들에 기반한 지능형 사고관리 시스템을

개발하여 발전소 사고 시 작업자가 접근할 수 없는 고방사선 구역에 대해 무인 사고관리를 수행할 수 있는 요소기기 및 시스템을 개발하여 사고관리의 영역을 확대하고 안전성을 확보할 필요성이 있음.

- 원전 사고 시 피동 열제거원을 계속적으로 제공할 수 있는 무인 운전 및 사고 대처 원자로를 개발함으로써 원자력발전의 근원적 안전성을 보장해야만, 원자력이 미래 지속가능한 에너지원으로 경쟁력을 가질 수 있음. 이를 달성하기 위해 격납건물 소형 최적화 기술, 원자로건물 지하매설 기술, 공기 냉각 열교환기 등의 원전기술 확보가 요구됨.

나. 세부기술 내용

1) 빅데이터 기반 고장전조 감시 시스템 개발

☐ 기술의 정의

- 빠르게 발전하고 있는 빅데이터 분석 기법의 원전 적용을 통해 안전성을 증대하는 혁신적 연구로서, 고장전조 감시 시스템을 이용한 설비 불건전성에 대한 선제적 대응을 가능케 하는 기술.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 해당 기술에 대한 연구 및 응용은 국내 원자력 산업계에서는 활발히 이루어지지 않고 있음.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

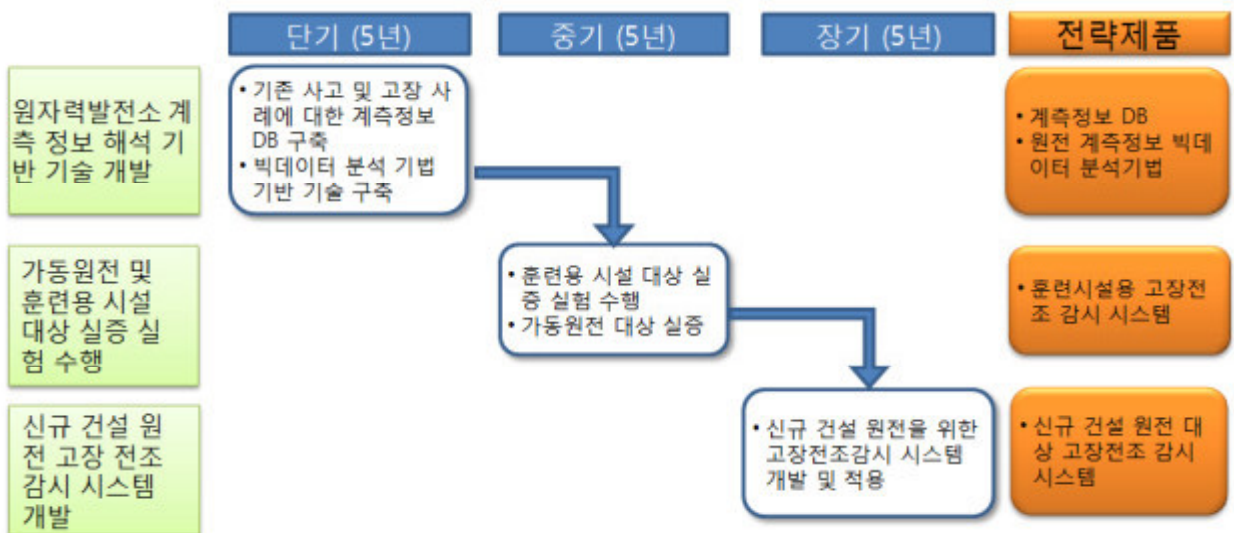
- 일본 NEC는 Shimane 원자력 발전소 대상 고장전조 시스템 개발 및 실증 실험 진행
- 미국 EPRI는 원전 고장감시스템 (Fleet-Wide Prognostics and Health Management) 개발

☐ 미래 동향 예측

- 현재의 추세로 볼 때 빅데이터 분석 기술은 급속도로 발전할 것이며, 대규모 플랜트에 적용되어 발전소 설계 역량을 개선하고 운전 효율을 향상시키는 등의 자료로 활용될 것임.
- 국내의 경우 이러한 방법론은 원자력 분야 외에서 보다 활발히 진행될 것이라 예측됨. 국외의 경우, 일부 원자력 산업체가 진행 중인 빅데이터 활용 기술이 확대되고 실제 발전소에 적용하기 위한 연구가 진행될 것이라 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산업계 및 연구계 주도로 기술 개발 수행. 학계는 기반 기술 개발 수행
- 산업계: 발전소 계측 정보 수집 시스템 개발, 데이터 베이스 구축
- 연구계: 빅데이터 분석 기법 및 고장 전조 검출 기법 개발
- 학계: 빅데이터 분석 기반 기술 연구
 - 1단계(5년) : 원자력발전소 계측 정보 해석 기반 기술 개발
 - 2단계(5년) : 가동원전 및 훈련용 시설 대상 실증 실험 수행
 - 3단계(5년) : 신규 건설 원전 고장 전조 감시 시스템 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 가동원전 계측 정보 수집 시스템 개발
- 이전 사례 분석을 통한 고장 징후 분석 기법 개발
- 실증 실험을 통한 유효성 검증

2) 미래과학기술 기반 지능형 사고관리 시스템 개발

□ 기술의 정의

- 미래에 개발 가능한 고용량 연료전지, 무선전력송신, 광대역 원격제어, 인공

지능 로봇 등을 원자력 발전소에 도입하여, 발전소 사고 시 작업자가 접근할 수 없는 고방사선 구역에 대해 무인 사고관리를 수행할 수 있는 요소기기 및 시스템을 개발하기 위한 기술. 미래과학기술에 기반한 창조적 사고관리 시스템을 개발하기 위한 기술로 열수력 진단 및 계측장비를 위한 비상전원공급, 능동안전계통 대체전원 공급, 사고 진단 및 사고 관리를 위한 열수력 인자 수집 등을 이행할 수 있는 기술을 포함.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 해당 사항 없음.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

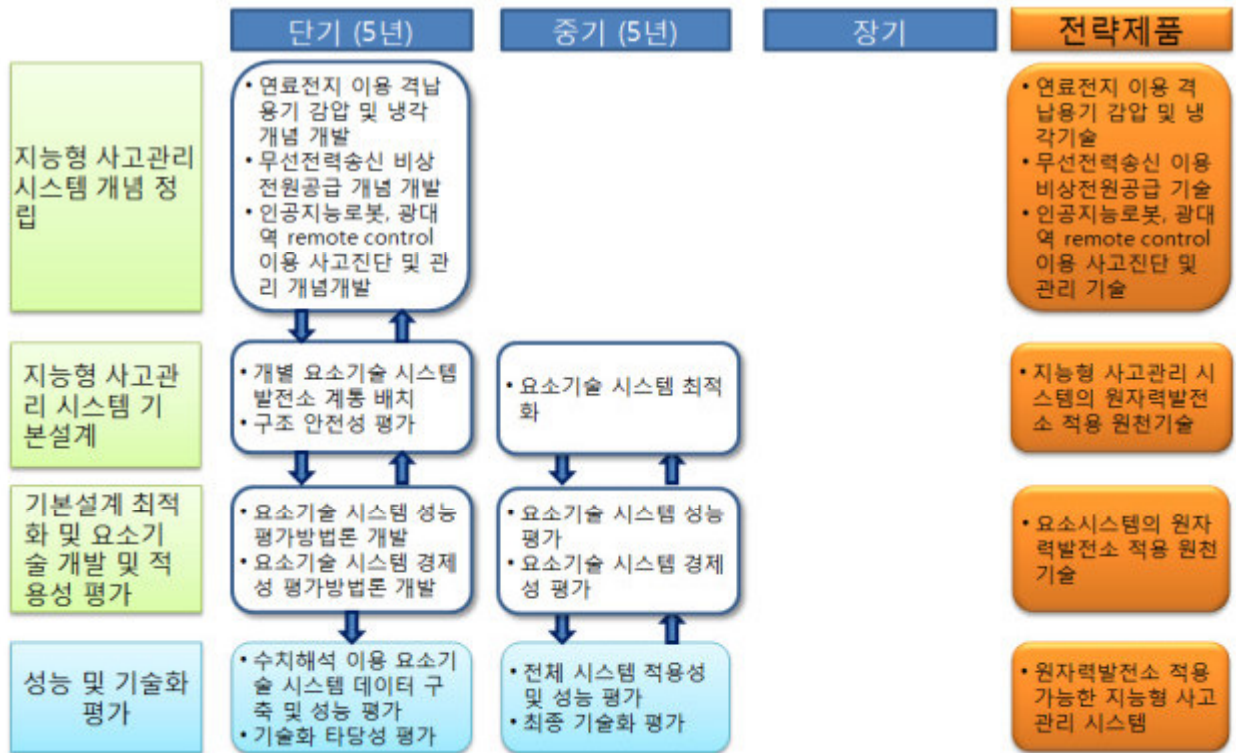
- 해당 사항 없음.

☐ 미래 동향 예측

- 고용량 연료전지, 무선전력송신, 광대역 원격제어, 인공지능 로봇 등은 원자력계 이외의 일반 산업계에서 획기적인 발전을 이룩할 것이라 예측됨. 이러한 미래 기술의 원자력 산업 적용을 위한 시도가 국내외에서 활발히 진행될 것이라 예측됨.

☐ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년) 목표: 지능형 사고관리 시스템 개발을 위한 미래과학기술 기반 요소 기술 개념 정립 및 기본설계
 - 2단계(5년) 목표: 기본설계 최적화, 요소기술 시스템 개발 및 적용성 평가



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ 1단계(5년) 연구개발내용

- 고용량 연료전지를 이용한 사고관리 기술의 개념설계
- 무선전력송신 기술을 이용한 전원상실 시 비상전원공급 기술의 개념설계
- 사고관리를 인공지능 로봇과 광대역 원격제어를 이용한 고방사선 구역에서의 사고 진단 및 관리 시스템 개념설계
- 개별요소기술 시스템 발전소 계통 배치
- 개별요소기술 시스템 성능 및 경제성 평가방법론 개발

○ 2단계(5년) 연구개발내용

- 개별 요소기술 시스템 최적화
- 개별 요소기술 시스템 성능 및 경제성 평가
- 전체 발전소 계통 적용성 및 성능 평가
- 최종 기술화 평가

3) IT 기반 핵심 안전기기 온라인 성능평가 및 건전성 정량화 기술

□ 기술의 정의

- 원전의 상태를 실시간으로 평가하여 모니터링함으로써, 고장, 불시정지, 대형사고를 예방하고 사전 조치하여 운전성능의 혁신적인 향상을 이룩할 수 있는 기술. 원전 안전성을 위협할 수 있는 안전여유도를 IT 기술을 기반으로 하여 실시간으로 평가하고 정량화하는 원천 기술이며, 원전의 사고 저항성을 실시간으로 평가하여 운전매뉴얼에 반영할 수 있는 핵심 기술임.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국내에서는 실시간 PSA 기술에 대한 기반연구는 지속적으로 이루어져 왔으나, 온라인 현장신호를 리스크 평가기술과 (다이나믹 PSA) 접목하는 기술은 아직 실제 원전에 적용되고 있지 않음.
- 핵심 주요 열수력 기기들의 건전성을 결정론적 또는 통계적인 방법에 의하여 실시간으로 평가할 수 있는 원천 계측기술은 초보적 단계임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

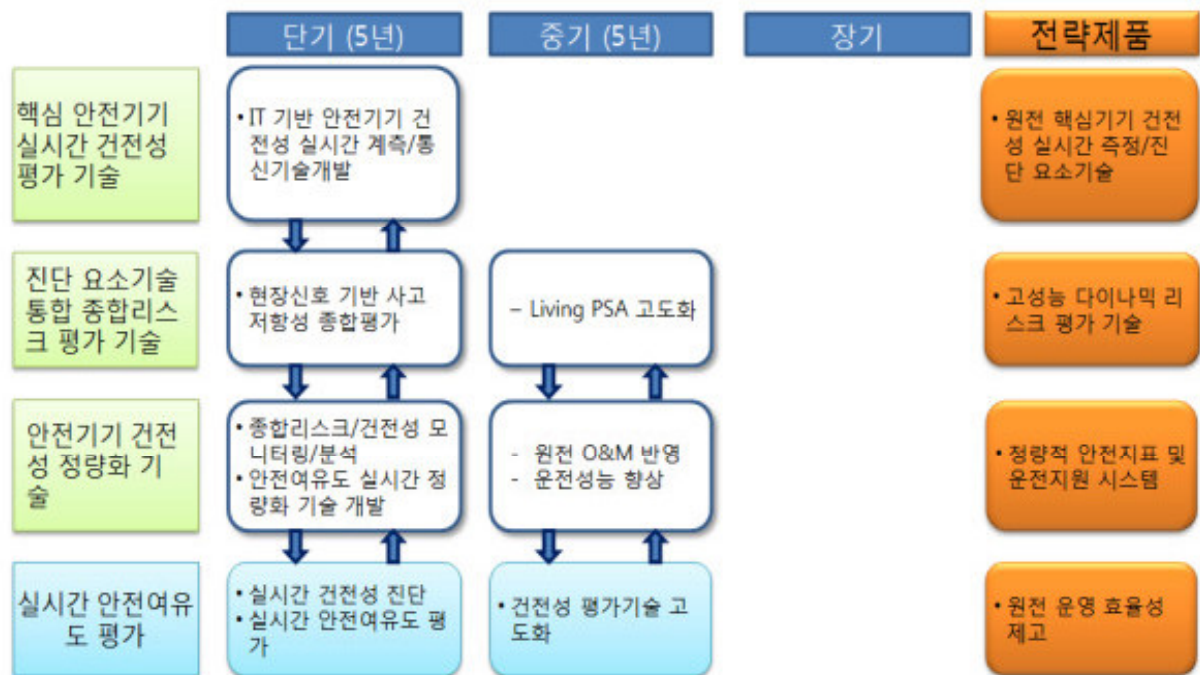
- 실시간 PSA 기술을 실제 원전에 적용하는 사례는 아직 초보적인 연구 수준이며, 열수력기기의 실시간 건전성 평가기술은 확립되어 있지 않음.

□ 미래 동향 예측

- IT기술의 원자력 산업계 접목이 지속적으로 진행될 것이라 예측됨. 특히 원전계측 데이터를 입력정보로 실시간 PSA를 수행하여 핵심 열수력 기기의 건전성을 평가하는 기술은 원전 운전 및 유지보수에 실제적으로 적용될 수 있는 기술로서, IT 융합을 통한 원전 안전성 향상에 선도적 역할을 담당할 것이라 판단됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산업계(중소기업 포함)·학계·연구계 참여 연구방식
 - 1단계(3년) : 핵심 안전기기 실시간 건전성 측정 기술 개발
 - 2단계(2년) : 진단 요소기술 통합 종합 리스크 평가 기술 개발
 - 3단계(4년) : 고성능 실시간 리스크 모니터링 및 핵심 안전기기 건전성 정량화 기술 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 핵심안전기기 실시간 건전성 평가기술 	<ul style="list-style-type: none"> IT 기반 원전 핵심기기 건전성 실시간 계측 및 통신 기술 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 핵심기기 건전성 실시간 측정/진단 요소 기술
<ul style="list-style-type: none"> 진단 요소기술 통합 종합 리스크 평가 기술 	<ul style="list-style-type: none"> 현장신호와 IT 접목 가동/노후 원전의 사고 저항성 종합 평가 기술 개발 (다이나믹 PSA 연계) 	<ul style="list-style-type: none"> 고성능 다이나믹 리스크 평가 기술
<ul style="list-style-type: none"> 안전기기 건전성 실시간 정량화 기술 	<ul style="list-style-type: none"> IT 기반 계측정보 통합 건전성 분석/모니터링 시스템 개발 핵심 안전기기의 온라인 안전지표 개발 및 운전지원 시스템 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 실시간 리스크 모니터링/평가 기술 현장신호 활용 안전여유도 정량화 기술

4) 무인운전 및 사고대처 원자로

□ 기술의 정의

- 원전 사고 시 피동 열제거 능력의 지속적인 공급을 가능하게 하여 원전의 근원적 안전을 달성하기 위한 기술로서, 원자로 건물 지하 매설, 공기 냉각 열교환기 개발 등을 포함함.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 혁신형 경수로 개발을 위해 사고 시 72 시간 동안 원자로 냉각 및 격납건물 냉각이 가능한 피동안전계통 개발이 진행 중에 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

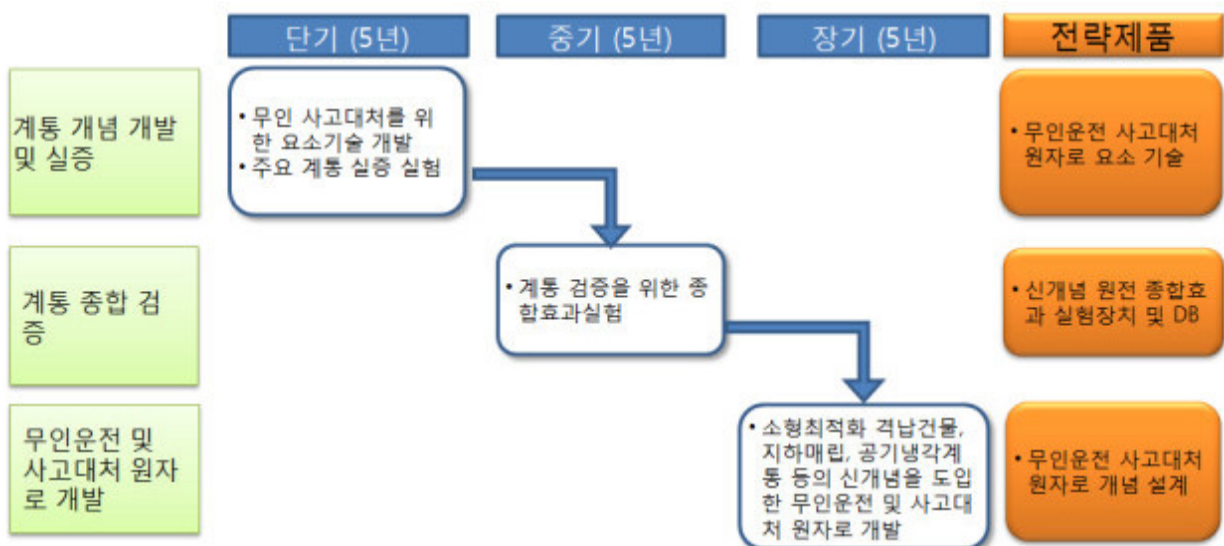
- 미국 AP1000, 중국 CAP1400, 러시아 AES-2006 등의 원전이 72 시간 동안 피동노심 냉각이 가능한 안전계통을 채택하였음.

□ 미래 동향 예측

- 피동안전계통을 도입한 혁신 원전이 향후 국내외 신규 건설 원전의 주류를 이룰 것으로 예측됨. 그러나 원자력발전이 지속가능한 미래에너지원으로서 활용되기 위해서는 근원적 안전성이 보장되어야 하며, 이를 달성하기 위한 연구가 원전선진국 들을 중심으로 진행될 것이라 예측됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산업계·학계·연구계 공동연구방식
 - 1단계(5년) : 계통 개념 개발 및 실증
 - 2단계(5년) : 계통 종합 검증
 - 3단계(5년) : 무인운전 및 사고대처 원자로 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 작동 개념 개발 및 건전성 검증

- 소형 최적화 격납건물 개념 도입 및 검증
- 근원적 중대사고 예방 개념 검증
- 단순화된 안전계통 종합 검증

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- ICT와 원자력 기술 간의 융합을 통해 원전 운영률 안정화, 불시정지 예방, 운전 성능 향상 등 운전 및 관리에 실질적 기여 가능.
- 원전 안전계통의 실시간 종합리스크 평가 엔진 개발 예상.
- 연료전지, 무선전력송신기술, 원격 제어 기술 등의 활용을 통한 사고진단 및 관리 시스템을 개발하여 원전 사고관리 영역을 확대하고 사고 관리의 효율성을 획기적으로 향상시킬 수 있음.
- 무인 운전 및 사고대처가 가능한 원전을 개발하여 근원적 안전성 보장 가능.

○ 경제사회적 성과

- ICT와 원자력 기술 융합을 통한 신 성장 동력 창출
- 원전안전성능 향상을 통한 원전신뢰성 제고
- 안정된 운영률, 불시정지 감소, 운전 성능 향상 등으로 인한 원전 경제성 향상

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 빅데이터 기반 고장전조 감시 시스템 개발	5	5	5	5	5	25	15	15	55
• 미래과학기술 기반 지능형 사고관리 시스템 개발	10	10	10	20	20	70	0	0	70
• IT 기반 핵심 안전기기 온라인 성능평가 및 건전성	15	15	15	15	15	75	50	50	175

정량화 기술									
• 무인운전 및 사고대처 원자로	75	125	125	125	125	575	50		625

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
• 빅데이터 기반 고장전조 감시 시스템 개발	5	5	5	5	5	25	15	10	50
• 미래과학기술 기반 지능형 사고관리 시스템 개발	10	10	10	20	20	70	0	0	70
• IT 기반 핵심 안전기기 온라인 성능평가 및 건전성 정량화 기술	10	10	10	10	10	50	30		80
• 무인운전 및 사고대처 원자로	25	25	25	25	25	125	10	10	145

□ 기대효과 및 파급효과

○ 빅데이터 기반 고장전조 감시 시스템 개발

- IT융합 기술 도입을 통한 혁신적 원전 안전성 증대
- 원전 설비 건전성 증대를 통한 안전성 증진 및 국민 신뢰도 향상

○ 미래과학기술 기반 지능형 사고관리 시스템 개발

- 사고관리 기술 획기적 향상 및 원천기술 획득

○ IT 기반 핵심 안전기기 온라인 성능평가 및 건전성 정량화 기술

- 핵심 안전기기의 온라인 성능 평가 및 건전성 정량화 기술 확보
- 계측 및 PSA 기술의 선점 및 원전사업의 지속적 수출 경쟁 우위 확보

○ 무인운전 및 사고대처 원자로

- 원자로 안전성 의 궁극적 목표 접근

6.3.6 예상 성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 히트파이프를 이용한 사용후연료 저장수조 피동 열제거 기기
- 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 확보
- 하이브리드 제어봉 노내 피동냉각)
- 미래원전 적용 전력변환 시스템
- 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각
- ATF적용 중대사고 저감 열수력 시스템
- 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술
- 해양환경에서의 경수로 안전성 평가기술
- 빅 데이터 기반 고장전조 감시 시스템
- 지능형 사고관리 시스템

○ 경제사회적 성과

- 첨단 신기술의 원전 안전성 향상 기술 연계화
- 기술의 융합 및 접목을 통한 원전안전성 향상과 원전 국민 수용성 향상기대
- ICT와 원자력 기술 융합을 통한 신 성장 동력 창출

□ 기대효과

○ 실패를 두려워하지 않는 연구 환경 조성

- 성공시 획기적 기술 선도 및 도약 효과 기대
- 창조적 연구의 활성화

○ 미래 원전사업 영역의 확장 가능한 해상 플랜트 진출 교두보 확보

- 소형/모듈형 원전 및 해상원전 기술 확보
- 학문간 상호융합을 통한 신기술 창조

-

◆ 기술분류 총괄표

대분류 기술	미래 예측	미래 기술	
		중분류	소분류
7.1 선진형 안전해석 체계 개발	국민 안심 원전설계를 위한 안전해석체계 혁신	다중스케일 안전해석 체계 개발	다중스케일 열수력 안전해석코드 개발
			대규모 실험 의존도를 줄이기 위한 국소스케일 열수력코드 개발
		통합 사용 환경 및 가상현실 적용 기술 개발	통합 사용 환경 개발
			가상현실 기술의 원전 적용 기술 개발
7.2 다물리 및 다분야 융합 안전해석 도구 개발	안전해석기술 선도를 통한 국제경쟁력 확보	다물리 통합안전해석 체계 개발	3차원 노심동특성, 노심열수력, 연료봉 성능해석 및 계통열수력 통합 해석 체계 개발
			핵연료봉 복합표면구조변형 모사 및 실증 연구
			계통코드 해석범위 확장을 위한 설계기준초과사고 모의 기능 개발
			계통/중대사고 통합 해석 체계 개발
		통합 안전해석 방법론 개발	확대설계조건(EDC) 해석 모델 및 방법론 개발
			통합해석 불확실성 평가방법 개발
7.3 안전해석기 술 고도화	설계기술 최적화를 위한 안전해석기술 고도화	현행기술 개선/유지 및 인력양성	현행 계통코드 유지 및 보수
			재관수 노심 액적 이탈모델 개발
			CAD 기반 안전해석체계 개발
			계통스케일 3차원 2상 유동 모델개발, 실험 및 검증
			안전해석 지식전수 및 인력양성체계 개발

7.1 선진형 안전해석체계 개발

7.1.1 개요

□ 다중스케일 안전해석 체계 개발

○ 다중스케일 연계체계 개발 및 적용방법론 개발

- 국내 원전 계통설계에는 계통, 기기, 국소스케일 코드를 서로 독립적으로 사용하고 있음.
- 그러나 서로 정밀도를 달리하는 열수력 코드간 연계 체계가 미비하여 다중 스케일 해석이 불가능함.
- 계통(SPACE), 기기(CUPID), 국소스케일(CFD 등) 코드의 연계 체계 개발 및 이를 활용한 안전해석 방법론을 개발함.

○ 대규모 실험 수요를 줄이기 위한 국소스케일 열수력 코드 개발

- 계통 및 기기 스케일 코드는 2상 유동맵 및 이에 근거한 상관식을 사용하고 있어 불확도가 큼.
- 2상 유동맵의 다차원화 및 단순화를 통한 안전해석 정밀도 획기적 향상
- 궁극적으로 2상 유동맵에 의존하지 않는 국소스케일 2상 유동해석 기술 개발
- 순차적 정밀해석으로 대규모 실험수요 축소
- 국소 스케일 열수력 실험 DB 구축

□ 통합 사용 환경 및 가상현실 원전 적용 기술 개발

○ 통합 사용 환경 개발

- 원전 설계를 위해 다물리, 다중스케일코드 등의 코드들이 개발되고 있음.
- 이들 코드를 정확하고, 신뢰성 있게 사용되기 위해서는 코드의 입력을 체계적이고, 정확하게 생산하는 표준화된 전처리기능, 다양한 설계코드를 종합관리하고, 실행하는 기능, 분석결과가 설계에 정확히 반영될 수 있도록 가시적이고 체계적인 후처리기능 등을 갖춘 통합플랫폼을 개발함.

○ 가상현실 원전 적용 기술 개발

- 가상현실 기술은 컴퓨터 모형화 및 모의실험을 통해 사용자로 하여금 인공적인 3차원, 4차원 시각적 및 그 밖의 감각적 환경과 상호반응하게 하는 기술로 컴퓨터 게임, 비행훈련, 군사용 및 의료용으로 많이 활용되고 있는 기술임.
- 가상현실 기술을 원전 설계 및 운영에 적용하여 원전 운전, 유지보수, 비상운전 대응능력 향상 등에 활용함으로써 원전 안전성 및 경제성을 획기적으로 향상시킬

수 있음.

- 3D CAD 등과 연계한 가상현실 기술기반 입출력 에디터 개발, Virtual Reality Mockup(발전소, 계통, 기기 등) 개발, 이상유동, 중대사고시 발전소 현상 표현기술(Visualization Technology) 개발, interactive model 개발, 발전소 운전지원, 유지보수, 설계 및 설계검증, 비상운전 및 중대사고 모의 및 교육훈련시스템 등을 개발함.

○ 플랜트엔지니어링 Cloud 구축

- Cloud와 비슷한 개념의 가상시스템을 구축하여 원자력 발전소를 비롯한 플랜트 설계 및 엔지니어링 자료를 공유하고, 각 단계간, 부서간, 업체간의 커뮤니케이션을 원활하게 하여 종합적으로 시간을 단축하고, 정밀도를 높여서 플랜트엔지니어링 업무의 효율성을 증진시킬 수 있음.

7.1.2 다중스케일 안전해석 체계 개발

가. 기술 개요

☐ 이슈 및 문제점

- 다물리-다중스케일 해석기술 개발 필요성 증가
 - 가상원자로 개발을 위한 원천기술 확보
 - 다물리-다중스케일 연계 해석을 위한 Frame 연구 필요
- 지속 가능한 원전을 위한 기반기술 확보 대비
 - 다중스케일-다분야 고정밀 해석 기법의 적용을 통한 안전여유도 평가
 - 원전 안전여유도 정확한 평가를 위한 다차원 계통코드 개발
- 통합해석 대비 종합적인 예측 불확실도 평가 필요

☐ 기술개발 필요성

- 계통, 기기 및 국소 스케일의 복합 스케일 계산에 적용 가능한 계산체계 및 적용 방법론 개발 필요
- 궁극적으로 2상 유동맵에 의존하지 않는 2상 유동해석 기술을 개발하여 대형실험의 수요를 최소화 노력이 필요함.

나. 세부기술 내용

1) 다중스케일 열수력 안전해석코드 개발

□ 기술의 정의

- SPACE 코드 개발로 계통 열수력 안전해석 코드 기술 고유화를 달성하였고, 기기수준의 3차원 고정밀 안전해석 코드(CUPID) 역시 개발되었으나, 상용 CFD 코드를 포함하여 서로 정밀도를 달리 하는 열수력 코드 간의 연계 체계가 미비하여, 이를 극복하기 위한 다중 스케일 코드 체계 개발 및 이를 활용한 안전해석 방법론 개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국산 원전 안전해석용 계통열수력 코드인 SPACE 코드 개발 완료하고 1차원 유동 모델 기반 LOCA, Non-LOCA 해석방법론 인허가 추진 중
- 기기수준의 고정밀 열수력 코드인 CUPID 코드를 개발 완료하고 성능개선 추진 중
- MARS 코드와 CUPID 코드 연계 기술 시연 완료

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 프랑스 CEA를 중심으로 SPACE 코드와 유사한 수준의 CATHARE3 코드 개발 추진 중. 또한 NEPTUNE 프로젝트를 통해 NEPTUNE CFD, FLICA 등 전산유체역학 및 기기수준 고정밀 열수력 코드 연계 방법론 개발 중

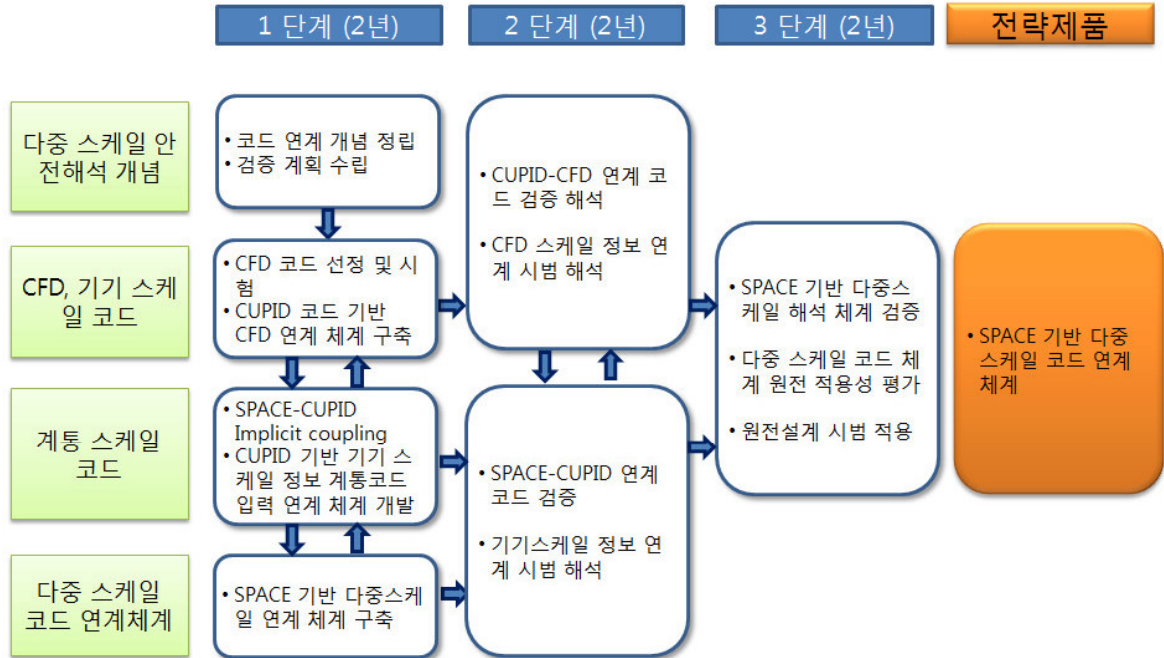
□ 미래동향 예측

- 기존 원전설계기술 선도국과 후발 원전설계 원천기술 진입국간의 신 원전 안전해석코드 및 원전설계적용체계 개발 경쟁이 가속화 될 것으로 예상됨

□ 기술개발 수행체계

- 산업계에서 원전 설계에 활용이 가능한 수준으로 개발이 되어야 하기 때문에 산업체의 참여가 필요함.
- 안전해석의 선도 기술로 기존 모델이 없어 학계와 연구계에서 국내 고유 모델 개발을 위한 참여가 필수적임.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 산·학·연 공동으로 코드 요건 및 검증 계획 정립
 - 연구계, 학계에서 기기 스케일, CFD 스케일 연계 체계 개발
 - 산업계는 원전설계용 안전해석 코드 기반 기기 스케일 연계 체계 개발

- 1단계(2년): SPACE 코드 기반 다중스케일 안전해석 개념 개발
- 2단계(2년): SPACE 코드 기반 다중스케일 코드 개발
- 3단계(2년): SPACE 코드 기반 다중스케일 안전해석방법론 구축



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 계통, 기기, 국소스케일 연계체계 검토 	<ul style="list-style-type: none"> 계통, 기기, 국소 스케일 정보 연계 개념 정립 다중스케일 연계 체계 검증 계획 수립 	<ul style="list-style-type: none"> 다중 스케일 연계 개념
<ul style="list-style-type: none"> SPACE 코드 기반 CUPID, 상용 CFD 연계코드 개발 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> SPACE-CUPID implicit coupling SPACE-상용 CFD의 explicit coupling SPACE-CUPID, CUPID-CFD 스케일 간 정보 연계 체계 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 다중 스케일 코드간 implicit coupling 기술 다중 스케일 코드 간 정보 연계 기술
<ul style="list-style-type: none"> 3차원 이상유동 모델 검증 및 안전해석방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 해석 영역간 연계 체계 검증 코드간 정보 전달 체계 검증 SPACE 기반 다중 스케일 해석 체계 검증 원전 적용성 평가 	<ul style="list-style-type: none"> SPACE 기반 다중 스케일 해석 체계 개발 다중스케일 체계 활용 안전해석 방법론

2) 대규모 실험 의존도를 줄이기 위한 국소스케일 열수력코드 개발

□ 기술의 정의

- 현재 원전 계통 안전해석에 적용되고 있는 2상 유동맵은 안전해석의 불확도

를 증대시키는 주요 인자임. 2상 유동맵의 다차원화 및 단순화를 통하여 안전해석의 정밀도를 향상시키기 위한 연구가 필요하며, 궁극적으로 2상 유동맵에 의존하지 않는 2상 유동해석 기술을 개발하여 대형실험 수요를 최소화하는 기술.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 단상유동의 경우 국소스케일 해석을 위한 전산수치모델 개발 연구(DNS, LES) 가 지속적으로 성과를 내고 있음.
- 2상 유동의 경우 단일기포 거동에 대한 직접수치해석(DNS)에 대한 연구가 다수 진행되었으나 공학적 적용을 위한 단계에는 진입하지 못하고 있음.
- 최근에는 LES(Large Eddy Simulation) 기법을 2상 유동에 적용하기 위한 연구가 시도되고 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국 CASL 과제에서는 계면추적법을 적용한 2상 유동 직접수치해석에 대한 연구를 수행하고 있음.
- 유럽연합에서는 NEPTUNE-CFD 코드를 국소스케일 2상 유동해석에 적용하기 위한 연구를 수행 중에 있음. 이 연구에서는 작은 계면과 큰 계면을 분리하여 큰 계면에 대해서는 2상 유동맵을 적용하지 않고 계면추적모델을 적용하여 계산하는 기법을 개발 중에 있음.

□ 미래동향 예측

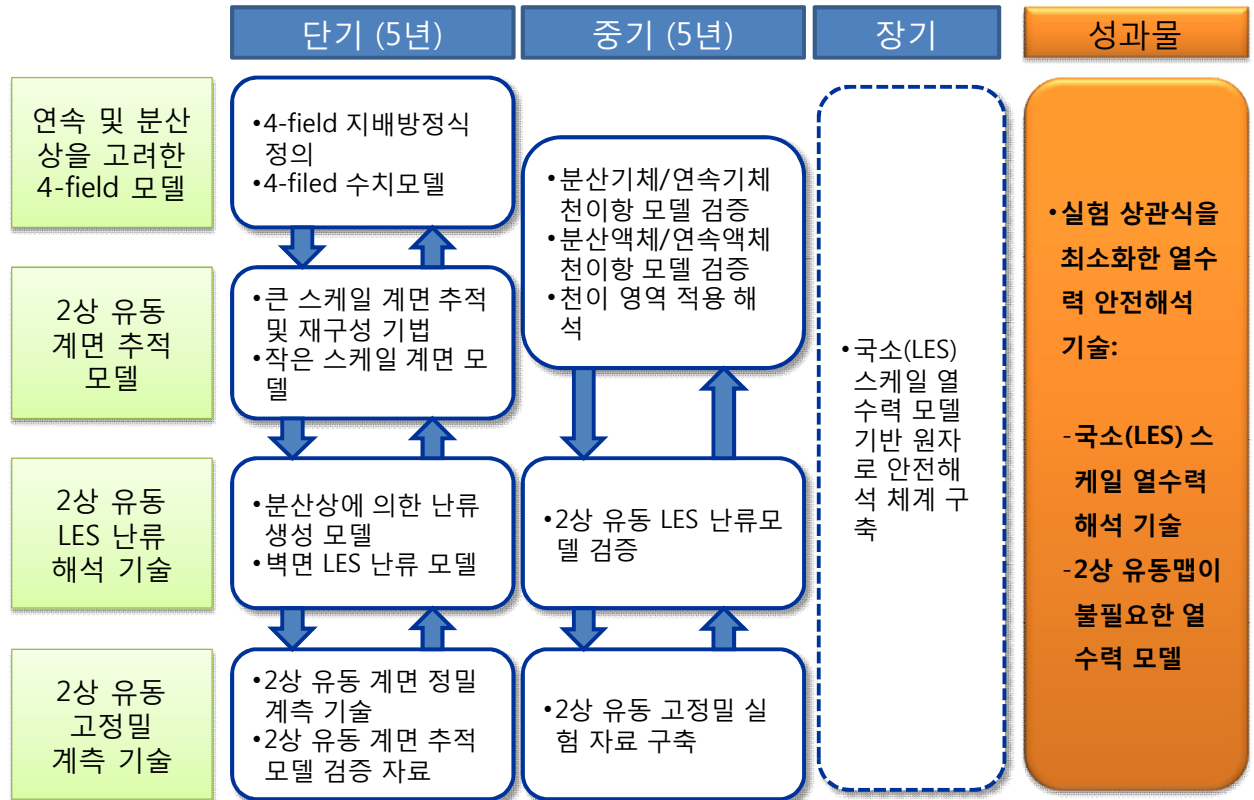
- 2상 유동해석 기술에 대한 연구는 주로 계통스케일 일차원 해석에 의존하였으나 점점 다차원 다중스케일 해석으로 패러다임이 변하고 있음. 이에 따라 원전수출국에 걸맞게 다차원 다중스케일 해석에 선행적으로 대처해야 함.

□ 기술개발 수행체계

- 2상 유동 안전해석의 선도 기술로 기존 연구 사례가 없어 학계와 연구계가 선도적으로 참여하고 연구 성과의 설계코드 반영을 위한 산업계 참여 방식이 바람직함.
- 선진국의 개발 현황을 파악하고 기술 협력을 통하여 선행 연구의 위험도를 최소화시킴.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 분산기체/연속기체/분산액체/연속액체(4-filed) 지배방정식 구축 및 계

면 추적모델 개발

- 2단계(5년): 4-field 생성형 및 소멸형 모델 개발/검증 및 2상 유동 LES 모델 검증



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 기체-액체 계면 추적 모델 (Interface Tracking Method, ITM) 개발 	<ul style="list-style-type: none"> VOF (Volume Of Fluid), Level Set 등의 기법을 적용하여 기체와 액체 사이의 계면을 직접 계산. 	<ul style="list-style-type: none"> 2상 유동 계면 추적 기술
<ul style="list-style-type: none"> RANS (Reynolds Averaged Navier-Stokes 방정식) + ITM 2상 유동해석 기술 	<ul style="list-style-type: none"> 대형 계면은 ITM에 의하여 직접 계산. 작은 계면은 기존의 2상 유동맵을 활용하여 모델. 	<ul style="list-style-type: none"> 2상 유동 성층류 해석 기술
<ul style="list-style-type: none"> LES (Large Eddy Simulation) + ITM 2상 유동해석 기술 	<ul style="list-style-type: none"> 아주 작은 기포를 제외한 모든 계면은 ITM에 의하여 직접 계산. 2상 유동맵은 기포류, 액적류등의 유동으로 최소화함. 	<ul style="list-style-type: none"> 기포류, 환상류를 제외한 2상 유동맵 단순화
<ul style="list-style-type: none"> 국소스케일 열수력 실험 DB 구축 	<ul style="list-style-type: none"> 국소 해석 기술 검증을 위한 실험 및 DB구축. 	<ul style="list-style-type: none"> 국소 2상 유동 계측 기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 복합 스케일 계산 코드 체계 확보
- 국소스케일 계산 코드 확보

○ 경제사회적 성과

- 본 기술 개발 완료 시, 세계적인 수준의 원전 안전현안 해결 및 신형원전의 설계 안전성 평가 기술을 보유하여 해외 원전건설 시장에서의 경쟁력 확보

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 자원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다중스케일 열수력 안전해석코드 개발	19	24	20	24	15	102	70		172
대규모 실험의존도를 줄이기 위한 근원적 열수력코드 개발	20	20	20	15	15	90	90		180

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다중스케일 열수력 안전해석코드 개발	12	17	15	17	10	71	36		107
대규모 실험의존도를 줄이기 위한 근원적 열수력코드 개발	6	6	6	5	5	28	28		56

○ 연구개발 인프라

- 계통, 기기, 국소 스케일 안전해석체계 및 방법론 구축
- 국소 스케일 2상 유동해석코드

□ 기대효과 및 파급효과

○ 원전의 안전성 확보를 위한 핵심 기술기반 제공

- 계통, 기기, 국소 스케일코드 연계 해석 체계로 복합 스케일 안전해석 기술 보유

- 원자로 열수력 대형실험 대체 해석 기술 확보
- 열수력 해석기술 선도로 대국민 신뢰 제고 및 국제사회 기술우위 획득
- 미래형 안전계통 설계 기술 구축
- 국소스케일 코드 개발로 원자로 2상 유동해석의 불확실도를 획기적으로 개선함으로써 원전의 안전성 및 경제성을 대폭 향상시킴.

7.1.3 통합 사용 환경 및 가상현실 적용 기술 개발

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 다물리, 다중스케일코드 등과 같이 설계코드의 입·출력이 복잡하고, 최적/정밀 설계를 위해 코드간의 연계계산의 필요성이 증대되고 있고 있으나 이를 용이하게 지원할 수 있는 전산 플랫폼 부재
- 원전 설계 및 계측장치로부터 많은 자료가 운전원에 제공되고 있으나, 운전원이 짧은 시간내에 정보를 정확히 파악하고 대처하기 위해서는 숙련이 필요하고, 숙련되기까지는 반복적인 수많은 훈련이 필요함. 또한, 발전소 비상시 수많은 설계 및 운전자료를 바탕으로 효과적으로 대응하고, 의사결정을 할 수 있는 방안 필요
- 원자력 발전소 설계 및 엔지니어링은 다양한 사항들이 고려되어서 복잡한 의사결정 구조를 가지고 진행되는데, 각각의 단계마다 부서간 또는 업체간의 커뮤니케이션이 원활하지 못하여 효율성이 저해됨.

□ 기술개발 필요성

- 원전 설계 신뢰성 향상을 위한 통합 사용환경 개발
 - 기존의 원전 설계는 비교적 설계코드의 입·출력이 단순하고, 독립된 설계기준을 적용함으로써 설계코드간의 연계계산 필요성이 적었으나, 지금은 다물리, 다중스케일코드 등과 같이 설계코드의 입력이 복잡하고, 최적/정밀 설계를 위해 코드간의 연계계산의 필요성이 증대되고 있음.
 - 설계코드들의 입·출력생산 및 연계계산이 체계적으로 이루어지지 않을 경우 설계에 많은 시간 및 인력이 소요될 뿐만 아니라, 설계자간의 정보 전달 오류 등으로 설계 결과의 신뢰성은 낮아지게 됨.
 - 따라서, 다양한 설계코드를 원전 설계에 편리하고, 신뢰성있게 이용하기 위해서는 표준화된 전처리기능, 종합관리실행기능 및 후처리기능을 갖춘 통합 사용환경(플

랫폼) 개발이 필요함.

- 통합플랫폼은 CAD 및 가상현실 기술 등과 연계하여 각종 코드의 입력을 체계적으로 생산함으로써 입력의 정확성을 향상하고, 분석결과를 가시적이고 체계적으로 보여줌으로써 원전 설계 및 운영에 용이하게 할 수 있음. 또한 코드간 coupling 계산을 용이하게 하는 등 원전 설계의 신뢰성 향상, 설계기간 단축 및 소요인력을 크게 절감할 수 있음.

○ 가상현실 기술의 원전 적용 기술 개발

- 원전의 안전성 확보를 위해 신규 원전뿐만 아니라 가동 원전에도 많은 계측설비들이 추가되어 운전원에 제공되고 있고, 이러한 정보들은 주제어실내 계기판 또는 경보신호 등으로 제공되어 운전원이 발전소 상태를 짧은 시간내에 정확히 파악하기에는 많은 숙련이 필요하고, 운전원이 숙련되기까지는 단순반복적인 수많은 훈련이 필요함.
- 그러나 가상현실 기술은 이러한 많은 정보를 상황에 따라 효과적으로 운전원에게 제공하여 발전소 상태를 짧은 시간내에 파악할 수 있게 함으로써 사고시 운전원의 대응을 용이하게 할 수 있고, 또한 실재 환경과 동일한 가상환경을 제공하여 발전소 운전, 사고대응능력 함양, 유지보수 등 다양한 분야의 교육훈련시스템을 개발하여 운전원 교육을 효과적으로 할 수 있음.

○ 플랜트엔지니어링 Cloud 구축

- 플랜트 엔지니어링은 다양한 분야의 융합 기술이므로 진보한 IT 기술을 바탕으로 상호간의 커뮤니케이션을 촉진하여서 설계 및 엔지니어링 과정을 효율화함.
- 통합적 플랜트 엔지니어링 시스템 구축은 원자력에만 국한된 것이 아니라 모든 플랜트 업계에 공유될 수 있는 도구이기 때문에, 선진 원자력 열수력 기술을 다른 분야에 파급되는 부수적 효과도 있음.

나. 세부기술 내용

1) 통합 사용환경 개발

□ 기술의 정의

- 통합 사용환경 기술은 다물리, 다중스케일코드 등 다양한 형태의 코드들을 사용하여 원전을 설계를 할 때 각종 코드의 입력을 체계적이고, 정확하게 생산하는 기능, 다양한 설계코드를 종합적으로 관리하고, 실행할 수 있도록 하고, 코드간 정보 전달을 용이하게 하는 기능, 코드들의 계산결과를 가시적이고 체계적으로 보여주는 기능 등을 갖추어 설계자가 설계를 용이하게 하고, 원전 설계의 신뢰성을 높이는 통합 플랫폼을 개발하는 기술임.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 산업부 사업으로 진행중인 원전 안전해석코드(SPACE) 및 중대사고 해석코드 개발, 규제기관의 규제검증코드인 MARS-KS 코드 개발에서 각 코드의 전처리 및 후처리를 용이하게 할 수 있는 Graphical User Interface를 개발하고 있으나, 통합 플랫폼 기술은 외국에 비하여 초보적인 단계에 머물러 있음

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 프랑스는 다물리, 다중스케일코드 개발과 함께 2001년부터 SALOME Platform 을 개발하고 있음. SALOME Platform은 CAD와 연계한 전처리 process, 코드 연계 계산을 위한 종합관리실행 기능 및 후처리 process 등을 포함하고 있음.

□ 미래동향 예측

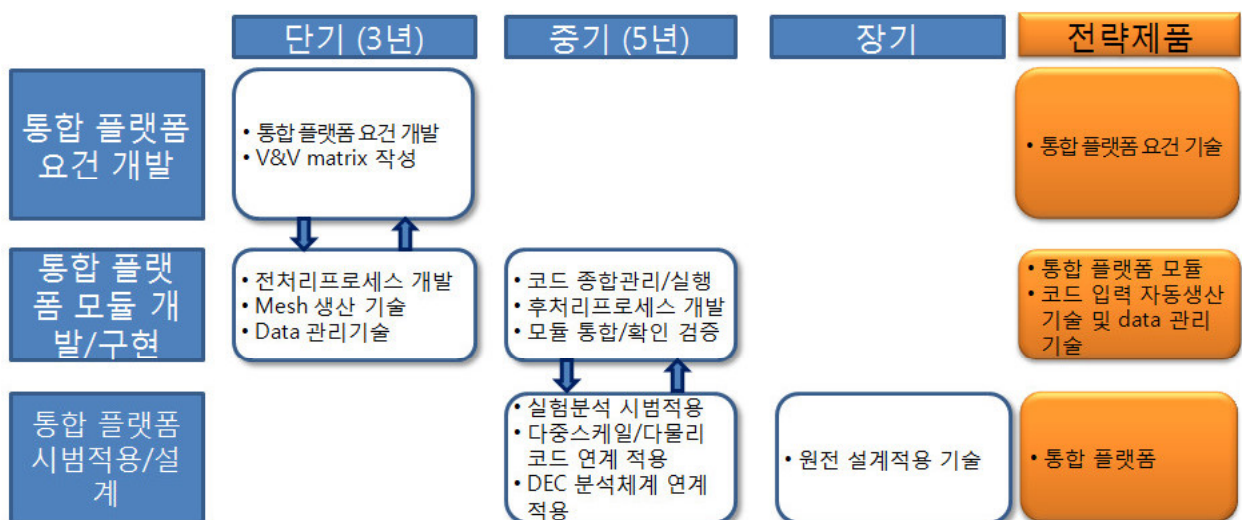
- 원전 설계 기술이 점점 최적화, 정밀화 추세에 있고, 이를 뒷받침하기 위한 설계코드들도 다양화, 복잡화됨에 따라 통합 사용환경 기술은 개발 경쟁이 가속화 될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구로 추진하되, 산업계에서는 설계 활용성 측면에서 통합플랫폼 요건 개발 및 통합 플랫폼 검증 및 적용연구를 수행하고, 학계 및 연구소는 각 모듈 개발을 담당함.

- 1단계(3년): 통합플랫폼 요건 개발 및 모듈 설계

- 2단계(5년): 통합플랫폼 모듈 구현 및 통합 버전 생산



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
• 통합플랫폼 요건 개발	<ul style="list-style-type: none"> • 통합플랫폼 요건 개발 • V&V matrix 작성 	<ul style="list-style-type: none"> • 요건 작성 기술
• 통합플랫폼 모듈 설계 및 구현, 검증	<ul style="list-style-type: none"> • 전처리프로세스 설계/구현 • Mesh 생산 설계/구현 • Data 관리 설계/구현 • 코드 종합관리/실행 방안 설계/구현 • 후처리프로세스 설계/구현 • 모듈 통합/확인 및 검증 	<ul style="list-style-type: none"> • CAD 등 연계 입력생산기술 • 코드간 연계 정보 전달/관리기술 • 계산결과 가시화기술 • 전산 프로그램 확인 및 검증기술
• 통합플랫폼 시범적용	<ul style="list-style-type: none"> • 특정사고 실험분석 시범 적용 • 다중스케일/다물리코드 연계 시범적용 • EDC 분석체계 개발 연계 시범적용 	<ul style="list-style-type: none"> • 통합플랫폼 개선 및 적용성 확장기술

2) 가상현실 기술의 원전 적용 기술 개발

□ 기술의 정의

- 가상현실 기술은 컴퓨터 모형화 및 모의실험을 통해 사용자로 하여금 인공적인 3차원, 4차원 시각적 및 그 밖의 감각적 환경과 상호반응하게 하는 기술로 컴퓨터 게임, 비행훈련, 군사용 및 의료용으로 많이 활용되고 있는 기술임.
- 가상현실 기술을 원전에 적용하여 원전 운전, 유지보수, 비상운전 대응능력 향상 등에 활용함으로써 원전 안전성 및 경제성을 획기적으로 향상시킬 수 있음.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 한전 전력연구원은 2002년도에 발전소 운전 및 유지보수를 지원하기 위해 가상현실 기술을 적용한 VRCATS(Virtual Reality Computer Assisted Training System)을 개발한 바 있으나, 이후 가상현실 기술을 원전에 적용하려는 노력은 미미한 수준임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국 등의 전력회사에서는 가상현실 기술을 종사자의 방사선 선량 저감, 작업 계획 수립, 시설 설계 평가 및 교육훈련에 활용하기 위한 기술들을 개발하고 있음.

- 스페인에서는 가상현실 기술을 이용하여 발전소 Blackout 시 현장을 내비게이션하여 현장 브레이커를 투입하는 훈련 시스템을 개발하고 있음. 발전소 증기발생기 교체시 작업 기간 및 종사원의 방사선 피폭량을 산정하는 시스템을 개발하여 적용하였음.
- 미국 EPRI는 2014년에 3D 모델링과 애니메이션 기술이 접목된 공기구동밸브(AOV)용 가상현실 유수보수 앱을 출시함(EPRI AOV Diagnostics V2.0). 이 앱은 밸브 설치, 분해, 정비에 이르는 유지보수 전체 과정을 쉽게 이해할 수 있도록 하고, 정비 현장에서 관련 내용을 파악, 숙지하면서 정비가 가능토록 함.

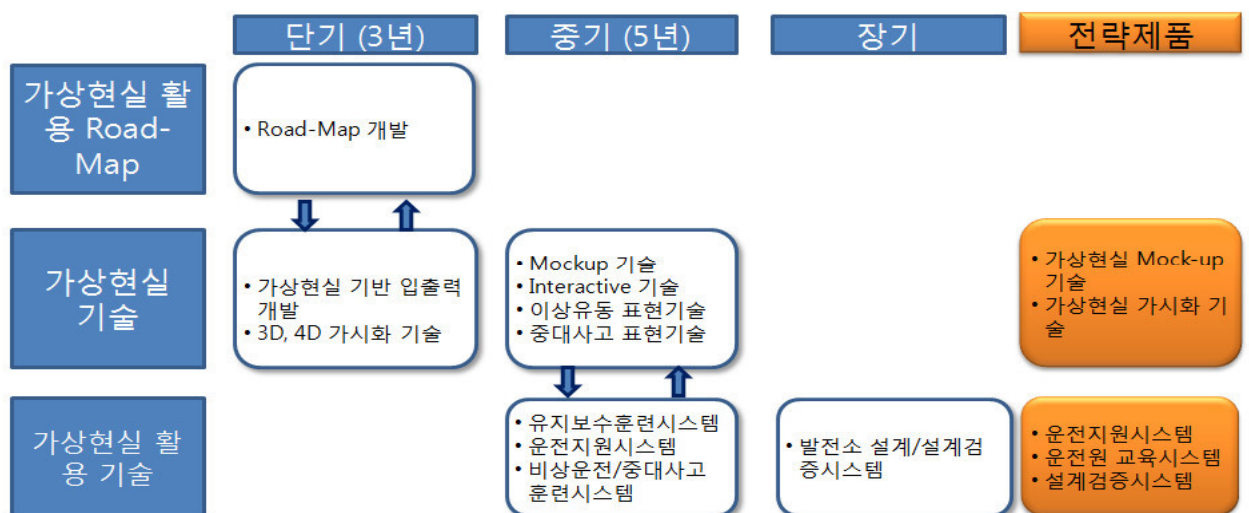
□ 미래동향 예측

- 가상현실 기술은 시각, 청각 등 다양한 감각기능을 이용하여 실재상황과 동일한 환경을 운전원에 제공함으로써 원전 운전, 유지보수 및 사고대응능력 함양 등 운전원 교육·훈련 측면 뿐만 아니라, 사고시 decision making에도 중요한 수단으로 활용될 수 있는 등 활용성이 아주 높아 원자력 선진국들간의 기술 개발 경쟁이 가속화 될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동으로 기술개발 Road Map을 개발하고, 산업계는 응용분야별 시스템 구성 및 3D CAD 등 이용 가상현실 기반 입출력 에디터 개발, Virtual Reality Mockup 개발 등에 참여하고, 학계 및 연구소는 visualization 기술 및 interactive model 기술 등의 개발에 참여

- 1단계(3년): 원전 산업을 위한 가상현실기술 활용 Road-map 개발
- 2단계(5년): Virtual Reality 활용 기술 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 가상현실기술 활용 Road-map 개발 	<ul style="list-style-type: none"> Road-map 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 가상현실기술 활용 기술
<ul style="list-style-type: none"> 가상현실 기술 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 3D CAD 등 이용 가상현실 기반 입출력 에디터 개발 3D, 4D Visualization 기술 개발 Virtual Reality Mockup 기술 개발 Interactive model 기술 개발 가상현실이용 이상유동 현상 표현기술 개발 중대사고시 발전소 현상 표현기술 	<ul style="list-style-type: none"> CAD 등 연계 에디터 기술 3D, 4D Visualization 기술 Virtual Reality Mockup 기술 열수력현상 표현기술 발전소상태 표현기술
<ul style="list-style-type: none"> 가상현실 활용기술 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 가상현실 이용 발전소 운전지원 시스템 개발 유지보수 훈련시스템 개발 설계/설계검증 시스템 개발 비상운전 및 중대사고 simulation 및 교육훈련시스템 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 통합플랫폼 개선 및 적용성 확장기술

3) 플랜트엔지니어링 Cloud 구축

☐ 기술의 정의

- Cloud와 비슷한 개념의 가상시스템을 구축하여 원자력 발전소를 비롯한 플랜트 설계 및 엔지니어링 자료를 공유하고, 각 단계간, 부서간, 업체간의 커뮤니케이션을 원활하게 하여 종합적으로 시간을 단축하고, 정밀도를 높여서 업무의 효율성 증진

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 지금까지의 설계, 인허가, 건설, 운영은 산업체 각각의 고유 업무영역이었기 때문에 정보 공유가 원활하지 않았고 때로는 잘못된 커뮤니케이션으로 인해서 많은 지연이 발생할 수 있는 구조.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 해외 사례도 대동소이하며 이를 모두 통합할 수 있는 cloud와 같은 시스템은 아직 존재하지 않음.

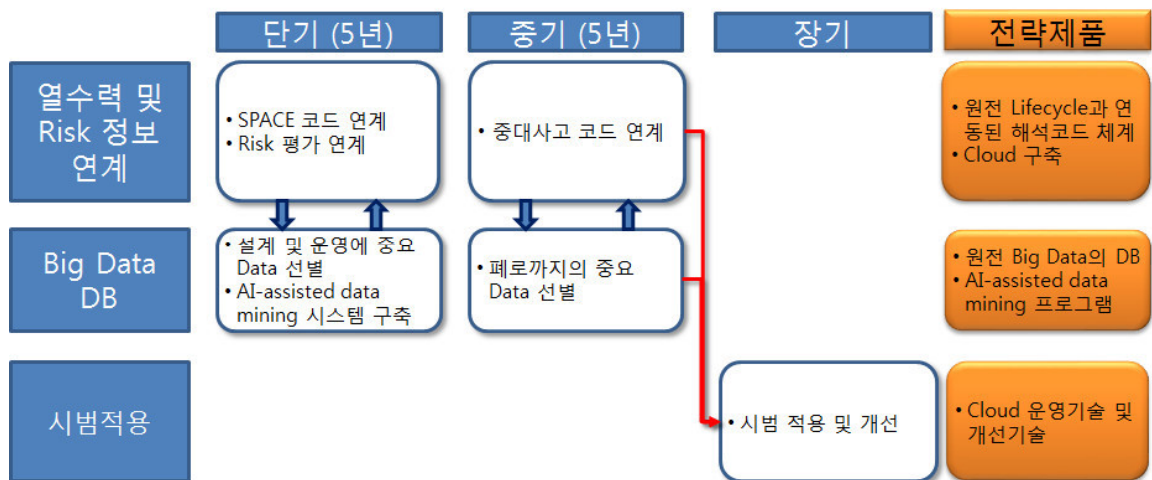
☐ 미래동향 예측

- 우리나라가 세계에서 1등 산업(조선, 전자 등)을 하는 것들은 공통적으로 다른 국가에 비해서 선진 IT기술을 빨리 적용하였다는 공통점이 있음.
- 플랜트 설계 및 엔지니어링과 같은 고부가가치 분야에서 앞으로 우리나라가 선도적인 역할을 하기 위해서는 선진 IT 기술을 빨리 접목하여 커뮤니케

이전에 소모되는 시간과 정보전달의 불확실성으로 유발될 수 있는 부정확함을 최소화하여야 함

□ 기술개발 수행체계

- 모든 단계는 산업체 주도로 학·연이 주변에서 지원해주는 형태로 진행되어야 함.
- 플랜트 엔지니어링과 IT 융합을 통한 설계에서부터 건설 운영까지 효율적 관리 체계 구축 (10년)
 - 1단계(5년)목표: 개념 및 기본설계 단계 (간단한 열수력 설계 코드 개발 후 통합)
 - 상세설계 단계 (리스크 평가 동시 수행)
 - 인허가 과정 단계 포함
 - 2단계(5년)목표: 건설현장에서 설계 수정 관리 (수정후 플랜트 영향평가 반자동화)
 - 5단계(5년)목표: 운영 및 유지보수 데이터 관리 (플랜트 운전기간 동안 리스크 관리)



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 설계 및 운영 단계별 열수력해석과 Risk 평가 통합 지원 	<ul style="list-style-type: none"> 열수력해석 연계를 통해서 설계 및 운영 결정사항에 따라서 어떤 결과가 도출되는지 자동으로 평가 각 단계에서 Risk도 자동적으로 평가할 수 있게 하여 Risk informed 설계 및 운영을 가능하게 함 	<ul style="list-style-type: none"> 설계자료와 열수력해석 연계기술 Risk 평가기술
<ul style="list-style-type: none"> 설계에서부터 운영, 폐로까지의 모든 정보를 DB화 	<ul style="list-style-type: none"> 전 Life cycle에 관련된 정보를 DB화 향후 원자력 발전소의 설계, 운영, 폐로의 표준화에 기여 전 공정의 표준화를 통해서 경제성을 높이면서 안전성을 증진할 수 있는 통합관리 시스템 구축 	<ul style="list-style-type: none"> Big Data에서 중요 Data 선별 및 DB화 AI 적용을 통한 DB 운영의 효율성 증진
<ul style="list-style-type: none"> 엔지니어링 Cloud 시범적용 	<ul style="list-style-type: none"> 특정사고 실험분석 시범 적용 다중스케일/다물리코드 연계 시범적용 EDC 분석체계 개발 연계 시범적용 	<ul style="list-style-type: none"> Cloud 개선 및 적용성 확장기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 원전 설계 통합플랫폼 확보
- 가상현실기술 이용 운전원 교육훈련시스템 및 원전 비상대응시스템 확보
- 원전 설계 및 엔지니어링 통한 Cloud 시스템

○ 경제사회적 성과

- 세계적인 수준의 원전 설계 시스템, 교육훈련 및 비상대응 시스템을 보유하여, 국내 원전의 안전성 확보 극대화 및 해외 원전 시장에서의 경쟁력 확보

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
통합사용 환경 개발	10	20	20	20	20	90	60	30	180
가상현실 기술의 원전 적용 기술 개발	10	20	20	20	20	70	60	100	230
플랫폼 엔지니어링 Cloud 구축	10	10	10	20	20	70	140	140	350

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
통합사용 환경 개발	5	10	10	10	10	45	30	15	90
가상현실 기술의 원전 적용 기술 개발	5	10	10	10	10	45	30	50	125
플랫폼 엔지니어링 Cloud 구축	5	5	5	10	10	35	70	70	175

○ 연구개발 인프라

- 원전 설계용 전산코드 및 전산시스템
- CAD 등 상용 전산프로그램

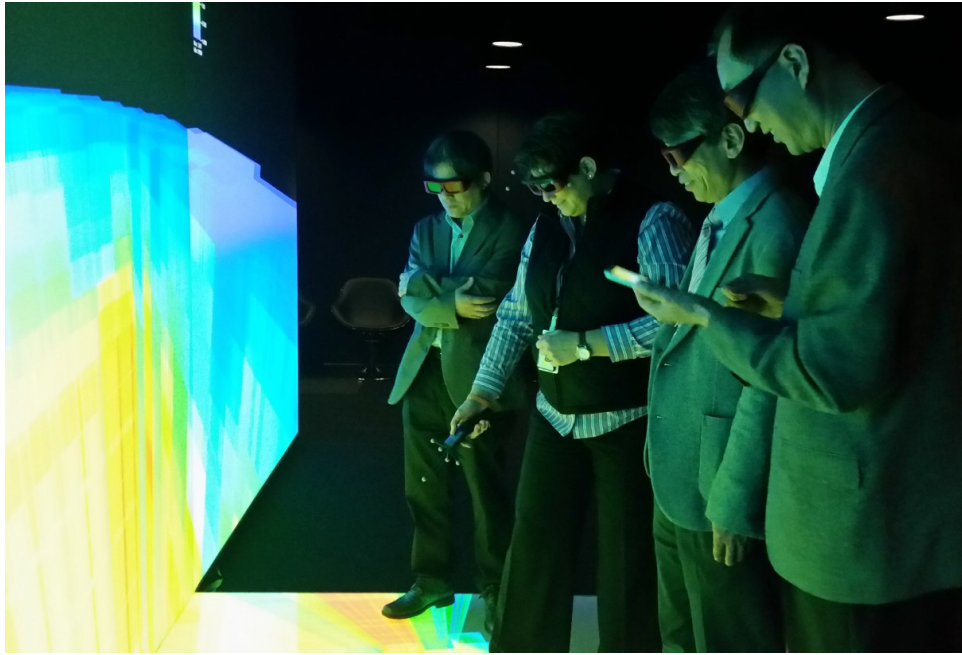
□ 기대효과 및 파급효과

- 사용자가 편의 및 신뢰성을 갖추고, 소수의 인력이 단기간 내 원전 설계가 가능한 원전 설계 플랫폼 확보
- 다양한 감각기능(시각, 촉각, 청각 등)을 활용한 운전원 교육시스템 및 비상대응시스템 확보
- 대국민 원전 안전성 신뢰 제고 및 대외 기술우위 확보

7.1.4 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

- 과학기술적 성과
 - 복합 스케일 원전 안전해석코드 체계 확보
 - 원전 설계용 통합플랫폼 확보
 - 가상현실기술 이용 운전원 교육훈련시스템 및 비상대응시스템 확보
 - 원전 설계 Cloud 시스템 확보
- 경제사회적 성과
 - 세계적인 수준의 원전 설계, 운전원 교육훈련 및 비상대응 시스템을 보유하여, 원전 안전에 대한 국민의 우려를 해소하고, 해외 원전건설 시장에서의 경쟁력 확보



[ORNL 가상현실 공간]

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
69	94	90	99	90	442	420	270	1132

○ 연구개발 인력

단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
33	48	46	52	45	224	194	135	553

○ 연구개발 인프라

- 안전해석코드(SPACE), 원전 설계 전산코드 및 전산시스템
- CAD, CFD 등 상용 전산코드

□ 기대효과 및 파급효과

○ 원전의 안전성 확보에 필요한 핵심 기술 확보

- 복합 스케일 원전 안전해석코드 체계

- 원전 설계용 통합플랫폼
- 고효율 운전원 교육훈련시스템 및 비상대응시스템
- 원전 안전기술 선도로 대국민 신뢰 제고 및 국제사회 기술우위 확보
 - 고정밀 고신뢰도 원전 설계체계 확보
 - 오감을 활용한 고효율 운전원 훈련시스템 및 비상대응시스템 확보
 - 원전 설계 효율화를 위한 플랜트엔지니어링 Cloud 시스템 확보

7.2 다물리 및 다분야 융합 안전해석 도구 개발

7.2.1 개요

□ 다물리 통합 안전해석 체계 개발

- 국산 안전해석용 계통열수력 코드인 SPACE를 비롯하여 격납용기 열수력 및 핵설계 코드 등 핵심 원전설계코드 국산화가 완료되었으나 물리 현상간 상호 영향 분석 기술은 미흡한 수준임. 3차원 노심 동특성, 노심 열수력, 연료봉 성능과 계통 열수력 간 다물리 현상 예측을 위해 SPACE 코드 기반 다물리 통합 안전해석 연계 체계를 개발함.
- 현재의 대형실증 실험의 한계를 극복하기 위해 실제 스케일의 다물리 현상 예측이 가능한 가상원자로 기술을 개발함.
- 연료봉 복합표면구조변형에 대한 예측 능력을 갖춘 전산해석 코드 체계를 개발하고 이를 활용하여 피복재 표면 구조변형을 방지 또는 완화하기 위한 안전기술을 개발함.
- 기존의 계통 코드는 주로 설계기준사고 해석용으로 설계기준초과 사고 해석 시 해석 범위가 계통 열수력만으로 한정됨. 이러한 한계를 극복하고 설계기준초과 사고 시 원전 안전성을 종합적으로 평가하기 위해 계통코드의 해석 범위를 확장하여 초기 노심용융 및 계통 거동에 대한 통합 시뮬레이션 기술을 개발함.
- 후쿠시마 원전사고 이후 중대사고 코드의 정확도 개선 및 계통열수력, 중대사고, 격납용기 열수력 현상에 대한 통합해석체계 개발 요구가 증대됨. 고유 안전해석 코드로 개발된 SPACE 코드를 기반으로 계통열수력, 중대사고, 격납용기 열수력 사이의 상호 영향을 현실적으로 모사하기 위한 통합 안전해석 체계를 개발함.

□ 통합 안전해석방법론 개발

- 후쿠시마 원전사고 이후 기존의 설계기준외사고와 중대사고를 포함한 확대설계조건(Extended Design Conditions; EDC)을 원전 설계 요건으로 적용하려는 규제가 활발히 진행 중이나, 이에 대한 대비가 부족함. 설계기준사고, 설계기준외사고 및 중대사고를 일관되게 분석·평가할 수 있는 통합 안전해석방법론을 개발하여 DEC 및 복합사고에 대한 원전 안전성 규제 강화에 능동적으로 대처하고, 가동 원전 및 신형 원전의 안전성을 강화함.
- 다물리, 다중스케일코드 등과 같은 코드들을 실제 원전 설계에 활용하기 위해서는 코드 연계에 따른 불확실도, 사용 모델 및 입력 등의 불확실도를 정량화하는 기술이 개발되어야 함. 이러한 불확실도 정량화기술을 개발하여 통합 안전해석에 기반한 선진국 대비 비교우위의 독자 설계기술을 확보함.

□ 리스크정보 활용 통합해석 체계 개발

- 원전에 사고 발생하면 국가 방재시스템 가동으로 전문가와 정부 관련자가 사고를 진단하고 효율적 대처방안을 마련해야 하지만, 제한된 시간에 정확한 사고원인 및 사고 진행상황의 파악하기에는 어려움이 있음. 따라서 사고상태를 진단하고 사고전개 추이를 미리 파악할 수 있는 지능형 사고진단 시스템을 개발로 방재전문가가 올바른 판단을 내릴 수 있도록 참고자료를 제공함.
- 리스크 정보를 포함한 확률론적 안전해석 결과의 신뢰도를 제고하기 위하여 사건수목 리스크 평가 모델의 불확실도를 평가하기 위한 검증 자료를 구축함.

7.2.2 다물리 통합 안전해석 체계 개발

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 미래 원자로 시스템 해석 기술은 개별 물리현상 예측 기술의 통합을 통해 상호 작용 효과를 계산 중에 반영하는 방향으로 발전할 것으로 전망
- 다물리 연계 해석 상용화 체계 미흡
 - 개별 물리 분야별 원전 안전해석 또는 설계용 분석 코드 개발 완료
 - 물리 분야별 상호 영향을 고려한 종합적인 코드 연계 실용화 체계 미비
- 후쿠시마 원전사고 이후 안전해석 범위 확대
 - 후쿠시마 원전사고 이후 기존의 설계기준사고 뿐만 아니라 설계기준초과사고 및 중대사고 분석의 중요도가 점차 증대되는 추세에 있음.
- 핵심 원전설계코드 국산화 이후 기술선진화 단계 진입
 - 국내에서 SPACE 코드 등 핵심 원전설계코드 국산화가 이루어졌으며, 이러한 기술개발 과정에서 원전 안전해석 및 설계코드 개발 경험을 갖춘 전문가 그룹이 형성되었음.
 - 국제 원자력 건설시장에서 기술개발 경쟁이 가속화 됨에 따라 원전설계코드 국산화 이후 이를 활용한 안전해석 체계 선진화 노력이 요구되는 단계임.

□ 기술개발 필요성

- 미국, 프랑스 등 원전설계 선도국의 경우 CATHARE-3, RELAP7 등 차세대 계통 코드를 개발 중이며, 후발 주자인 중국의 경우 COSINE 프로젝트를 통해 고유 안전해석 코드를 개발하는 등 국제 원자력 건설 시장에서 원전설계 기술 선도국 및 후발 주자간의 기술경쟁이 가속화 되고 있음.
- 미국, 프랑스, 독일, 유럽연합은 기존의 물리 분야별 분석도구를 연계한 다

물리 연계 체계 개발을 추진 중에 있으며, 미국의 경우 슈퍼컴을 활용한 가상원자로를 개발 중임.

- 국내에서 SPACE 코드 등 핵심 원전설계코드 국산화가 이루어졌으나, 국제 원자력 건설 시장에서의 기술경쟁력 확보 및 유지를 위해서 설계코드의 정밀도 향상, 적용범위 확대, 코드간 연계 체계 개발, 가상원자로 기술 개발 등 기술 선진화 노력이 요구되는 단계임.
- 후쿠시마 원전사고 이후 설계기준초과 사고 시 원전 안전성을 종합적으로 평가하기 위한 노심용융 및 계통 거동에 대한 통합 시뮬레이션 기술 개발이 요구되고, 더불어 중대사고 코드의 정확도 개선 및 계통열수력, 중대사고, 격납용기 열수력 현상에 대한 연계해석체계 개발 수요가 확대되고 있음.

나. 세부기술 내용

1) 3차원 노심동특성, 노심열수력, 연료봉 성능해석 및 계통 열수력 통합 해석 체계 개발

□ 기술의 정의

- 기존의 안전해석방법론은 계통열수력 해석, 노심부수로해석, 핵연료봉 성능 해석, 3차원 노심 동특성 해석이 분리되어 물리 현상간의 상호 영향에 대한 최적해석이 불가하므로 이러한 다물리 현상을 종합적으로 다룰 수 있는 SPACE 코드 기반 다물리 통합 안전해석 해석 연계 체계를 개발함.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- RETRAN-MASTAER-TORC 연계 코드 개발 등 기존의 노심해석, 열수력해석, 계통 해석 코드 연계 연구를 통해 다물리 연계 개념이 실증되었으나 실용화되지 못하였음.
- KNF에서 과도 상태 계산이 가능한 핵연료봉 설계 코드 개발 중이며, KINS에서는 MARS/FRAPTRAN 연계해석 연구를 수행 중에 있음.
- SPACE, ASTRA, THALES 등 국산 안전해석 및 노심해석 코드 개발이 완료되어, 국산 설계코드를 연계한 다물리 통합 안전해석 코드 체계 개발 및 설계 적용이 가능한 시점에 도달하였음.
- KAERI에서는 미국 ANL과의 INERI 과제를 통해 직접수송해석코드인 DeCART를 개발하고 후속으로 서울대에서 제 2세대 수치원자로인 SOOCHIRO를 개발 중임.

- 기본적인 코드간 연계에 대한 연구개발을 하고 있으나 고성능전산기를 이용한 전노심 봉단위 해석기술이 미흡하여 실제적인 고정밀 안전성 평가해석의 활용도가 낮음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- WEC 사는 RETRAN-ANCK-VIPRE(RAVE) 통합코드를 개발하여 2003년도에 인허가를 취득하였고, US NRC는 PARCS/TRACE를 연계한 코드를 개발하여 사용 중임.
- AREVA사는 MANTA/SMART 연계를 통해 1차원 계통 열수력 및 3차원 노심 동특성 연계해석 체계를 구축 운영 중이며, CATHARE 코드를 기반으로 원전의 최적 Software Simulator를 개발하기 위한 SCAR Project를 수행하여 최적 사고해석 코드 체계를 구축하였음.
- 미국은 과도 계산 연료봉 해석 코드인 보유 중(FRAPTRAN 1.4m 2011), NRC는 현재 TRACE/FRAPTRAN 연계 해석 코드 개발 중임.
- 미국 DOE에서는 LWR의 고정밀계산을 위한 CASL 과제를 추진 중이며 연구소-대학-산업계의 10여개 기관이 참여하여 다분야를 통합하는 해석기술 개발에 착수하였음. 또한 고속로 대상 NEAMS 과제가 추진 중임. 두 과제 모두 슈퍼컴을 활용하여 봉단위 전 노심해석을 수행하는 것을 목표로 하고 있음.
- 프랑스는 계통-기기-국소 스케일의 다중스케일 해석체계 개발을 NEPTUNE 과제로 수행하고 있음. 유럽연합에서는 13개국 18기관이 협력하여 NURESIM, NURISP, NURENEXT 등 일련의 과제를 수행하여 다물리 다중스케일의 통합 해석 체계 확보를 위해 노력하고 있으며, 이미 고정밀 안전성 평가에 활용하고 있음.

□ 미래동향 예측

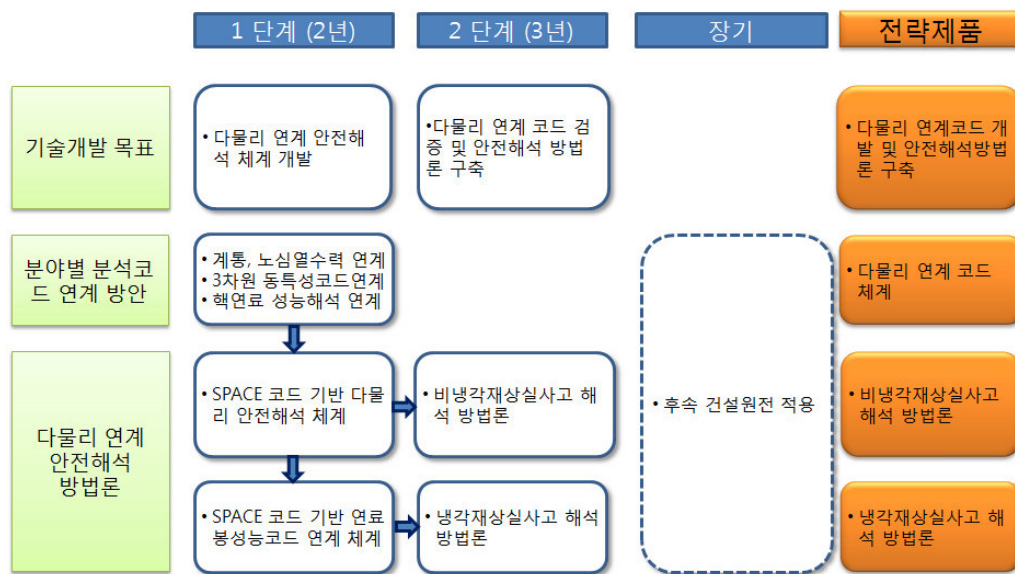
- 국제 원자력 수출 시장에서의 기술 경쟁이 가속화됨에 따라 각국의 국가별 요건에 부합하는 원전 운전 및 안전여유도 확보를 위해 3차원 노심동특성 및 계통 열수력 통합해석에 기반한 안전해석방법론 선진화가 필수적으로 요구되는 추세임.
- 기존의 설계 분야별로 분리된 해석코드 체계가 상호 연계 또는 통합되고, 해석 도구의 고정밀화 추세가 지속될 것으로 판단됨.
- 미국, 프랑스 등 원자력선진국에서는 해석기술의 혁신적 개발을 통하여 가동원전 안전성 확보 및 경제성 제고, 신형원전 개발 분야의 기술적 우위를

선점하려 하는 추세에 있으며, 이들 국가에서 가상원자로 기술이 곧 실용화 될 것으로 전망됨.

□ 기술개발 수행체계

○ 산·학·연 공동연구방식

- 1단계(2년): SPACE 코드 기반 다물리 안전해석 체계 개발
- 2단계(3년): SPACE 기반 다물리 안전해석 코드 검증 및 안전해석방법론 구축



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

○ SPACE 코드 기반 다물리 안전해석 연계 코드 체계

- 계통 열수력, 3차원 노물리, 노심열수력 연계 체계 개발
- 계통코드 기반 연료봉 설계코드 연계 체계 개발
- 과도계산용 연료봉 설계코드 개발
- 전노심 봉단위 해석용 다물리 연계 수치해법 및 병렬처리 기술 개발
- 핵연료, 재료분야 연계 해석 기술 개발

○ 다물리 안전해석방법론 구축

- 3차원 노심동특성 연계 해석 방법론
- 연료봉 성능코드 연계 대형냉각재상실사고 해석 방법론
- 다물리 코드 연계 기술 기반 핵연료 안전성 평가 방법론
- 첨단 가상원자로 구축 및 적용성 검증

2) 핵연료봉 다중스케일 복합표면구조변형 모사 및 실증 연구

☐ 기술의 정의

- 핵연료 피복재는 연소도에 따라 수소화, 산화, 크러드 등 개별 요소들의 복합적 결합에 의해 표면구조 변형이 유발되므로 이에 대한 예측 능력을 갖춘 전산해석 코드 체계를 개발하고 이를 활용하여 피복재 표면 구조변형을 방지 또는 완화하기 위한 기술

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 원자력연구원에서는 크러드 관련 실험적 연구를 수행 중이며, 한양대학교에서 수소화 및 산화의 표면구조변형 관련 실험적 연구를 수행 중임
- 복합표면구조변형 전산해석 기술 개발 연구는 전무한 실정임

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

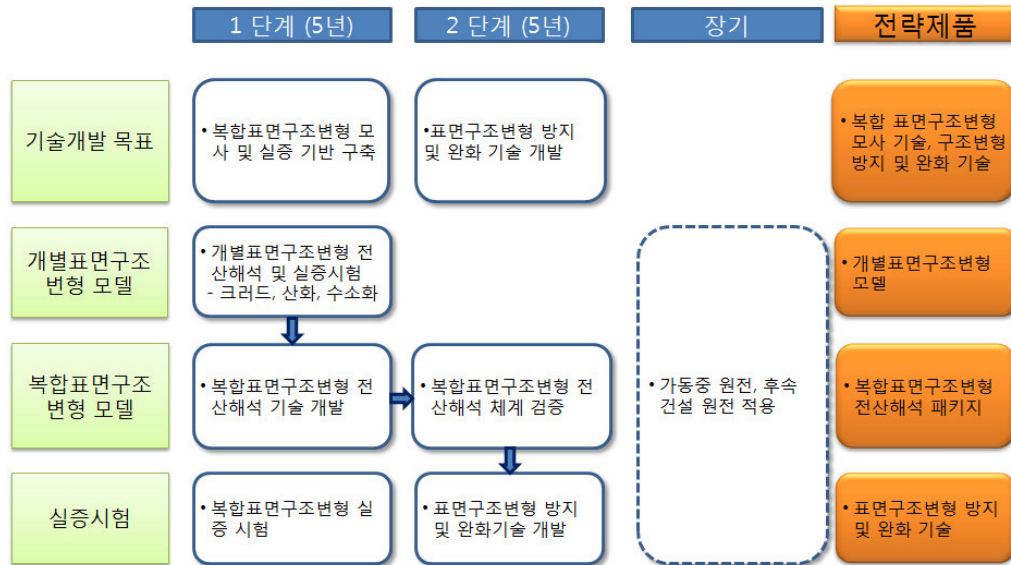
- 미국 CASL 과제에서는 크러드 형성 예측 및 방지/완화 기술을 개발 중임.
- 미시건 대학교에서 크러드 형성을 매크로 단위에서 모사할 수 있는 MAMBA 코드를 개발 중이며, MIT 에서는 크러그 형성 모사를 실험적으로 실증하기 위한 장치 설계를 완성하고 기초 실험을 수행 중임

☐ 미래동향 예측

- 기존의 단순한 유지보수 차원의 핵연료봉 표면 구조변형 관리 기술로부터 점차 고정밀 표면 구조변형 해석 및 이를 활용한 표면구조변형 방지 및 완화 기술 개발 추세로 전환되고 있음.

☐ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(5년): 핵연료봉 다중스케일 복합표면구조변형 모사 및 실증 기반 구축
 - 2단계(5년): 핵연료봉 복합표면구조변형 완화 및 방지 안전기술 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 핵연료봉 복합표면구조변형 전산해석 기술 개발
 - 원자스케일
 - 마이크로/매크로스케일
 - 미터스케일
- 마이크로/매크로 스케일 핵연료봉 복합표면구조변형 실험 기술 개발
- 핵연료봉 복합표면구조변형 완화 및 방지 안전기술 개발
- 핵연료봉 복합표면구조변형 안전규제 요건 개발

3) 계통 코드 해석 범위 확장을 위한 설계기준초과사고 모의 기능 개발

□ 기술의 정의

- 기존의 계통 코드는 주로 설계기준사고 해석용으로 설계기준초과 사고 해석 시 해석 범위가 노심용융 이전 계통 열수력만으로 한정됨. 이러한 한계를 극복하고 설계기준초과 사고 시 원전 안전성을 종합적으로 평가하기 위해 계통코드의 해석 범위를 확장하여 핵연료 용융 및 노내 이송에 대한 통합 시뮬레이션 기술 개발을 추진

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 분야별 코드 개발 경험이 충분히 축적되어 계통 코드를 기반으로 핵심 중대 사고 모델을 포함한 설계기준초과사고 모의용 통합코드 개발을 위한 전문

가 그룹이 형성되어 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

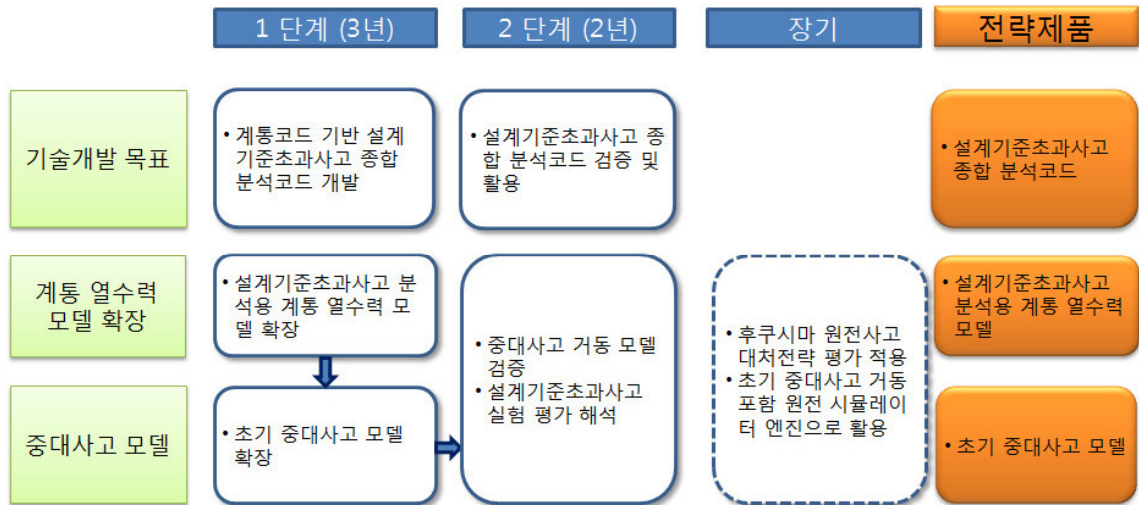
- 미국의 CASL, EU 의 URESAFE, 독일의 ATHLET 코드 확장 등 원자력선진국에서는 다분야 코드 모델을 결합하여 통합 플랫폼을 구축하려는 연구가 활발하게 진행중에 있음.

□ 미래동향 예측

- 후쿠시마 원전사고 이후 설계기준초과사고에 대한 관심이 집중되고 있고, 설계기준초과사고 시 노심, 계통 거동에 대한 통합 시뮬레이션 기술 수요가 증대하고 있음.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동연구방식
 - 1단계(3년): 설계기준초과사고 모의를 위한 종합 분석 코드 개발
 - 2단계(2년): 설계기준초과사고 분석 코드 검증 및 활용



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

- 계통코드 기반 설계기준초과사고 종합 분석 코드 개발
 - 핵연료 용융 및 노내 이송 모델
 - 노심용융 및 계통 열수력 모델 연계
- 설계기준초과사고 종합 분석 코드 검증 및 활용
 - 중대사고 거동 모델 검증

- 설계기준초과사고 실험 검증
- 설계기준초과사고 시뮬레이터 엔진 활용

4) 계통/중대사고 통합해석 체계 개발

□ 기술의 정의

- 기존의 중대사고 해석에서는 사고 초기부터 불확실도가 큰 중대사고 코드를 사용하여 중대사고 진입 이전의 열수력 과도현상 예측에 불확실도가 크므로 이러한 문제점을 해결하고, 계통열수력, 중대사고, 격납용기 열수력 사이의 상호 영향을 현실적으로 모사하기 위한 통합 안전해석 체계 개발

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 한수원을 비롯한 산업체와 원자력연구원 등 산학연 공동으로 중대사고 코드 개발 과제를 추진 중이나, 중대사고 코드의 경우 계통 열수력 모델의 정확도가 상대적으로 낮음.
- 미국 NRC의 RELAP5 에 기반한 최적해석 코드인 MARS 코드를 개발 운영 중이며, SCDAP 및 CONTAIN 코드 연계를 시도하여 부분적인 결과물을 도출하였음.
- SPACE 코드 개발 등 국내 최적 계통 열수력 코드 개발 경험이 충분히 축적되어 중대사고 코드 연계를 위한 특수 기기모델, 3차원 열수력, 노심용융에 의한 냉각형상 연계 모델 개발을 위한 전문가 그룹이 형성되어 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 미국 NRC는 MELCOR 및 RELAP5/SCDAP 코드를 개발하여 활용 중에 있음.
- 프랑스 IRSN은 ASTEC, 독일 GRS는 ATHLET-CD, 일본은 RELAP5 기반 SAMPSON 코드를 개발 중임. 이들 코드는 비교적 상세계산이 가능하도록 개발되고 있으며, 특히 프랑스, 독일, 일본의 경우는 최적 해석 기법에 기반한 계통 안전해석 코드와 연계되어 있어 중대사고 진입 이전의 현상을 비교적 정확히 계산할 수 있는 능력을 갖추고 있음.

□ 미래동향 예측

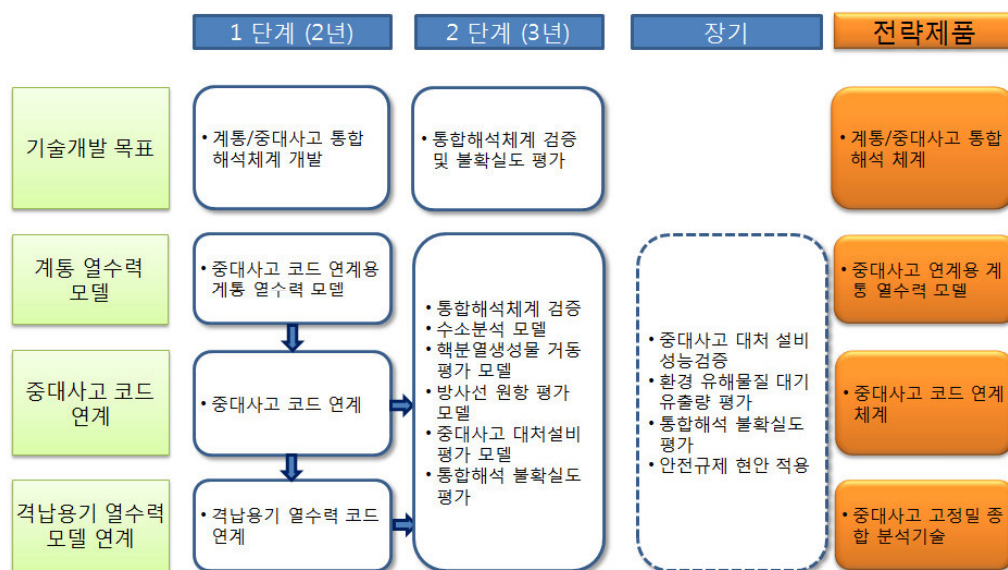
- 현재 국내에서 중대사고 코드로 활용 중인 MELCOR, MAAP 코드는 더 이상 소스코드가 제공되지 않으며, 현재 국산 중대사고 코드 개발을 추진 중임. 후쿠시마 원전사고 이후 중대사고 코드의 정확도 개선 및 계통열수력, 중대

사고, 격납용기 열수력 현상에 대한 통합해석체계 개발 수요가 확대될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

○ 산·학·연 공동연구방식

- 1단계(3년): 최적 계통, 중대사고, 격납용기 통합 안전해석 도구 개발
- 2단계(2년): 통합 안전해석 도구 검증 및 불확실도 평가 기술 개발
- 3단계(2년): 통합 안전해석 현안 적용



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

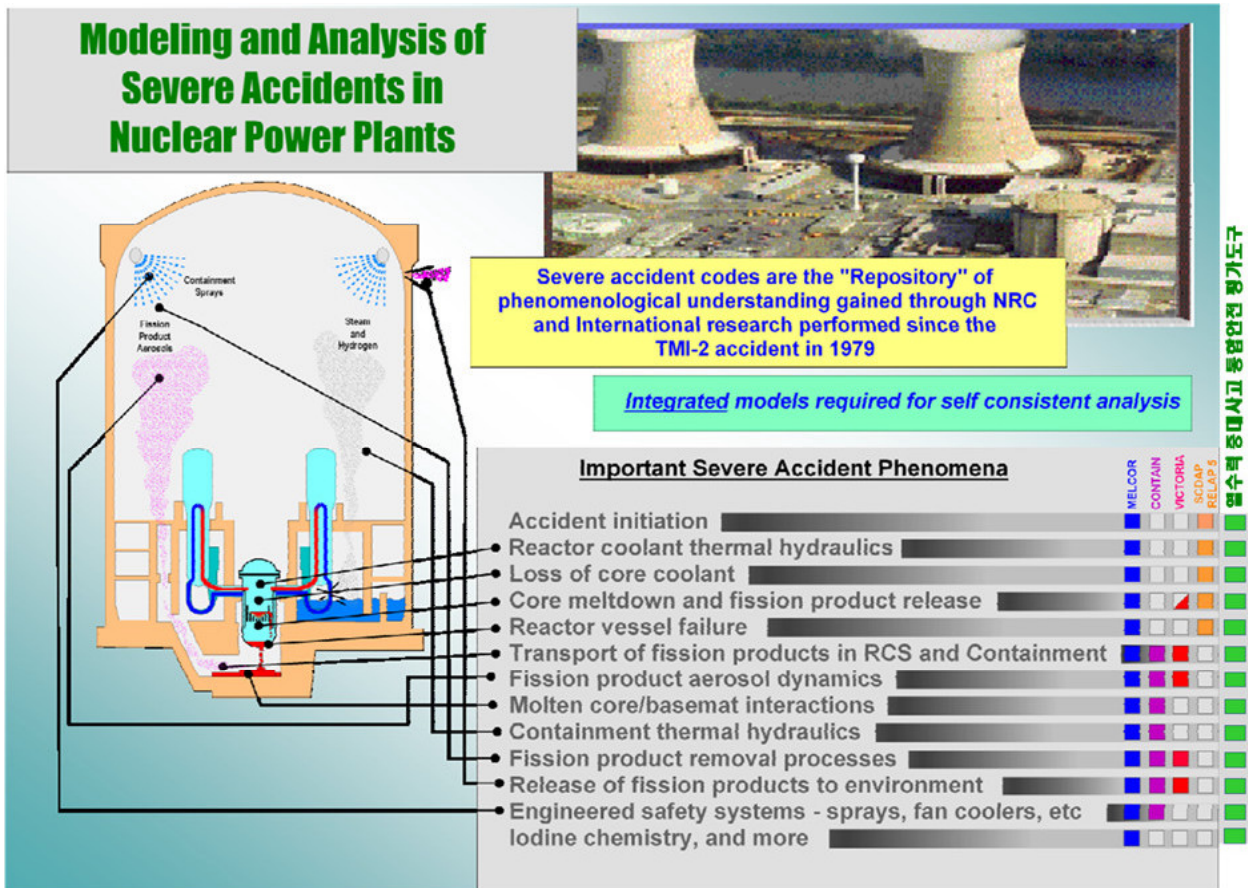
○ 최적계통코드+최적중대사고코드+격납용기 열수력 통합 플랫폼 개발

- 계통코드 기반 최적 중대사고 계통 열수력 모델
- 노심용융에 의한 냉각형상 연계 모델
- 핵분열생성물 거동 모델
- 다차원 최적 격납용기 열수력 모델
- 에어로졸, 수소 거동 모델

○ 통합 코드 검증 및 통합 안전해석 방법론 개발

- 통합 코드 검증
- 통합 안전해석 방법론 구축
- 통합 계산 불확실도 평가

- 통합 안전해석 현안 적용 기술
 - 중대사고 대처설비 성능 평가
 - 방사선 원항 평가 기술
 - 환경유해물질 대기 유출량 불확실도 평가



[계통/중대사고 통합해석체계 예상 성능]

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

- 과학기술적 성과
 - 국산 안전해석코드(SPACE) 기반 다물리 코드 연계 체계 구축
 - 슈퍼컴을 활용한 첨단 가상원자로 구축
 - 과도해석용 고유 연료봉 설계코드 개발
 - 최적 계통 코드, 중대사고 코드, 격납용기 열수력 코드 연계 체계 구축

- 계통코드 기반 설계기준초과사고 종합분석 도구

○ 경제사회적 성과

- 물리 분야별 시뮬레이션 기술을 융합하여 과학적 지식 기반의 첨단 원전 시뮬레이션 기술을 개발함으로써 국제 원자력 안전해석 기술을 선도
- 핵심 중대사고, 계통 및 격납용기 거동 모의를 포괄하는 종합 안전성평가 도구 개발로 후쿠시마 원전사고 이후 안전성 종합 평가 기술 선도 및 원전 안전성에 대한 사회적 수용성 제고

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부 기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
3차원 노심동특성, 노심 열수력, 연료봉성능해석 및 계통 열수력 통합 해석 체계 개발	38	40	40	40	40	198	150		348
핵연료봉 다중스케일 복합표면구조변형 모사 및 실증 연구	20	20	20	20	20	100	100		200
계통코드 해석범위 확장을 위한 설계기준초과사고 모의 기능 개발	10	30	20	20	20	100			100
계통/중대사고 통합 연계해석 체계 개발	10	20	20	20	20	90	50		140

○ 연구개발 인력

세부 기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
3차원 노심동특성, 노심 열수력, 연료봉성능해석 및 계통 열수력 통합 해석 체계 개발	22	22	22	22	22	110	75		185
핵연료봉 다중스케일 복합표면구조변형 모사 및 실증 연구	10	10	10	10	10	50	50		100
계통코드 해석범위 확장을 위한 설계기준초과사고 모의 기능 개발	5	15	15	10	10	60			60
계통/중대사고 통합 연계해석 체계 개발	6	10	10	10	10	46	25		71

○ 연구개발 인프라

- 고유 안전해석코드, 격납용기 열수력 코드, 기기 스케일 고정밀 열수력 코드
- 고유 핵설계 코드, 노심부수로 코드
- 중대사고 코드 모델

- 대형 슈퍼컴퓨터

□ 기대효과 및 파급효과

- 물리 분야별 시뮬레이션 기술의 융복합화 기술 선도
 - 계통, 노물리, 연료봉설계, 격납용기 열수력 등 물리 분야별 분석기술 융합
 - 계통 열수력 및 3차원 동특성 연계로 고정밀 노심 안전해석 기술 상용화
 - 계통 열수력 및 연료봉 설계코드 연계로 안전여유도 확보
 - 첨단 가상원자로 개발 등 가상 사고시나리오에 대한 봉단위 정밀 예측 기술 선도
 - 연료봉 복합표면구조변형 예측 모델 개발 및 완화 기술 개발
 - 계통코드 해석범위 확장으로 설계기준초과사고 시 계통, 중대사고 종합 모의 도구 확보
 - 고유 계통코드 기반 중대사고, 격납용기 열수력 모델 통합 해석으로 고정밀 중대 사고 분석 기술 확보
- 원전 안전성 평가 기술에 대한 대국민 신뢰 제고 및 국제 원자력 건설시장에서의 기술경쟁력 확보
 - 고정밀 원전 계통, 노심, 핵연료봉 설계기술 개발로 국제 기술 경쟁력 확보
 - 첨단 가상원자로를 활용한 가상 실험으로 대형 실증시험 대체
 - 핵연료봉 표면구조변형 예측 및 완화 기술 개발로 원전 안전성 및 경제성 제고
 - 후쿠시마 원전 사고 이후 관심이 집중되고 있는 설계기준초과사고에 대한 종합 안전성 평가로 대국민 신뢰도 제고

7.2.3 통합 안전해석방법론 개발

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 안전해석코드의 해석범위가 확대설계조건(Extended Design Conditions; EDC)까지로 확장되고 계통해석 코드와 중대사고 코드의 경계가 없어질 것으로 전망됨.
- 후쿠시마 원전사고 이후 유럽 및 미국을 중심으로 기존의 설계기준외사고와 중대사고를 포함한 확대설계조건을 원전 설계에 적용하는 규제 움직임

이 활발히 진행되고 있으나, 국내에서는 이에 대한 대비가 이루어지지 않고 있음.

- 다물리, 다중스케일코드 등과 같이 다양한 코드들을 연계한 원전 설계기술이 개발되고 있으나, 이 코드들을 원전 설계에 적용하기 위해서는 코드 연계에 따른 불확실성, 사용 모델 및 입력 등의 불확실도를 정량화하는 기술을 개발하여 설계에 반영되어야 함.

□ 기술개발 필요성

- 원전 확대설계조건(EDC) 해석 모델 및 방법론 개발

- 후쿠시마 원전 사고 이후 국내외 규제기관에서는 중대사고를 포함하여 노심손상을 방지하고 일반 대중에 방사능 누출이 제한되도록 원전 설계단계에서 확대설계조건을 요건화하고, 유럽의 경우 이미 적용을 요구하고 있음.
- 국내에서는 이에 대한 대비가 부족한 상황으로 설계기준사고, 설계기준외사고 및 중대사고를 일관되게 분석·평가할 수 있는 해석체계를 개발하여 EDC 및 복합사고에 대한 원전 안전성 규제 강화 추세에 능동적으로 대처하고, 가동 원전 및 신형 원전의 안전성을 강화할 필요가 있음.

- 통합해석 불확실성 평가방법 개발

- 기존 보수적 원전설계방법론의 비보수성에 대한 우려 증대 및 원전 사고시 최적의 비상대응을 위하여 복합적 물리현상에 대한 최적평가기술의 개발 필요성이 증가됨에 따라 원전 안전해석코드, 구조해석코드 등 다양한 분야의 설계코드를 통합한 다물리, 다중스케일코드 등이 개발되고 있음.
- 다물리, 다중스케일코드 등을 원전 설계 및 현안해결에 활용하기 위해서는 코드 및 코드 사용에 따른 불확실성, 코드 coupling에 따른 불확실도 등을 정량적으로 평가하여 설계에 반영하여야 함.
- 원자력 선진국에서는 통합코드 불확실도 정량화 기술을 개발하고 있으나, 우리나라에서는 아직 이에 대한 연구가 진행되고 있지 않음. 우리나라도 국내 원전의 안전성 확보 및 지속적 원전수출을 위해서는 선진국 대비 비교우위의 독자 설계기술 확보가 필요함.

나. 세부기술 내용

1) 확대설계조건(EDC) 해석 모델 및 방법론 개발

□ 기술의 정의

- 확대설계조건은 기존의 설계기준외사고와 중대사고를 합하여 통칭하는 것으로 후쿠시마 원전사고이후 원전 설계의 강화를 목적으로 IAEA 및 유럽을

중심으로 규제요건이 구체화되고 있는 기술임.

- 본 기술은 기존의 안전해석코드를 활용하여 확대설계조건중 기존의 설계기준외사고들에 대한 해석방법론을 개발·검증하는 기술과 기존의 안전해석코드와 중대사고해석코드를 연계·통합하여 모든 확대설계조건 사고들을 일관되게 해석할 수 있는 해석체계 개발을 포함하고 있음.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 후쿠시마 원전사고 이후 원전 안전에 대한 국민 우려 증대로 국내에서도 확대설계조건에 대한 규제 움직임이 활발히 진행중임.
- 국가 전략사업으로 확대설계조건에 부분적으로 적용이 가능한 안전해석코드(SPACE)와 중대사고해석코드를 독립적으로 개발하고 있음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

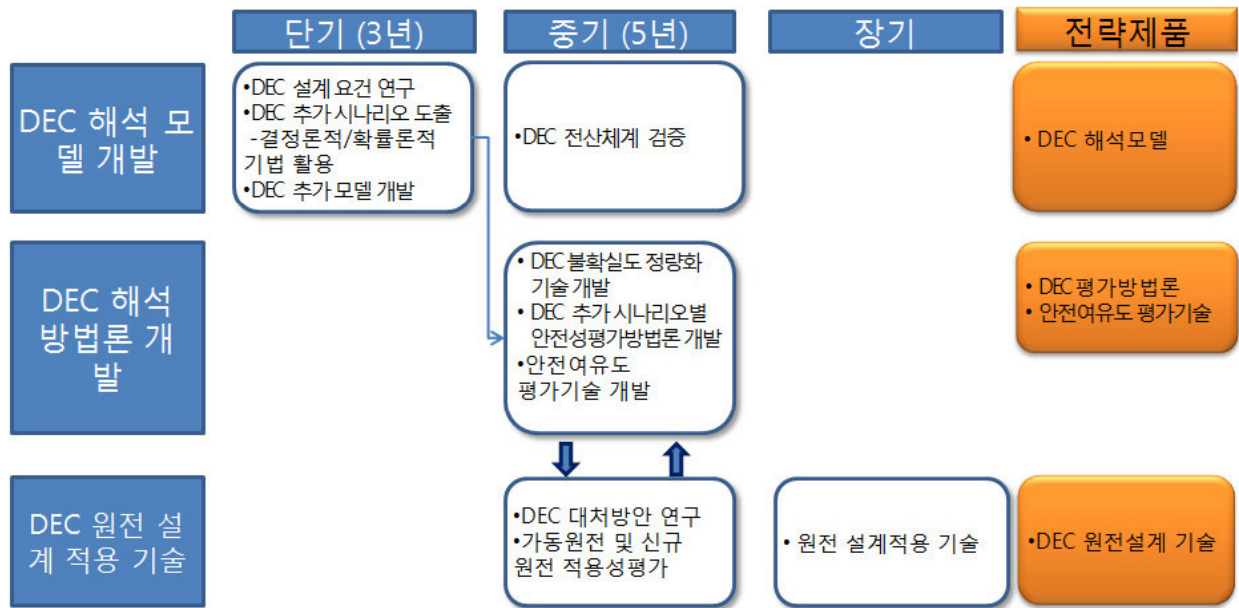
- IAEA Safety Requirement, USNRC SECY 보고서 및 EU SNETP TF 보고서 등을 통해 확대설계조건에 대한 규제요건이 구체화되고 있고, 일부 원전 설계에 적용하고 있으나, 확대설계조건에 대한 완전한 해석체계 정립이 되지 않은 상황임.
- 미국, 프랑스 등에서는 SCDAP/RELAP5, ICARE/CATHARE 코드 등을 개발하여 설계기준사고와 확대설계조건 해석이 가능한 전산코드를 개발하였음.

□ 미래동향 예측

- 후쿠시마 원전사고 이후 세계적으로 원전 안전에 대한 우려는 증가하고 있고, 이에 따라 각국의 규제기관들도 확대설계조건에 대한 규제 움직임이 강화되고 있는 추세이므로 동 기술의 개발 및 원전 설계적용은 불가피한 것으로 판단됨.
- 또한, 본 기술은 원전 안전성 확보 및 신노형 개발의 핵심기술로 원자력 선진국간 기술개발 경쟁은 가속화될 전망이다.

□ 기술개발 수행체계

- 산.학.연 및 규제기관 공동연구로 수행하되, 산업체는 설계 요건, 설계방법론 개발 및 적용 연구, 연구기관에서 코드간 연계, 검증 실험 및 검증을 수행, 학계에서는 코드 연계 및 불확실도 정량화를 위한 기초 연구를 수행함. 규제기관은 EDC 및 해석체계 규제기술을 개발함.
 - 1단계(3년): SPACE 기반 EDC 해석방법론 개발
 - 2단계(5년): EDC 안전성평가를 위한 해석체계 구축
 - 2단계(3년): 원전 설계 적용 기술 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
• EDC 해석 모델 개발	<ul style="list-style-type: none"> EDC 설계 요건 연구 EDC 추가 시나리오 도출 <ul style="list-style-type: none"> - 결정론적 및 확률론적 기법 활용 EDC 추가 모델 개발/검증 <ul style="list-style-type: none"> - 모델 개발을 위한 실험연구 병행 EDC 전산체계 검증 	<ul style="list-style-type: none"> 추가 시나리오 도출 기술 EDC 추가 모델 개발/검증 기술
• EDC 해석방법론 개발	<ul style="list-style-type: none"> EDC 평가 불확실도 정량화 기술 개발 시나리오별 안전성평가방법론 개발 안전여유도 평가기술 개발 	<ul style="list-style-type: none"> EDC 평가 방법론 안전여유도 평가기술
• EDC 원전 설계 적용 기술 개발	<ul style="list-style-type: none"> EDC 대처 방안 연구 가동 및 신규원전 적용성 평가 	<ul style="list-style-type: none"> EDC 원전설계 기술

2) 통합해석 불확실성 평가방법 개발

□ 기술의 정의

- 통합해석 불확실도 정량화 기술은 다물리, 다중스케일코드 등의 원전 설계 코드를 설계에 사용시 각 코드 모델의 불확실도, 사용자 입력의 불확실도,

코드 coupling에 따른 불확실도 등을 정량적으로 평가하는 기술로 원전을 최적으로 설계하는데 필요한 기술임.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 원전 비상냉각계통 설계를 위해 KREM등의 최적안전해석방법론을 개발하여 설계에 활용하고 있으나, 다양한 코드 coupling을 통한 원전 설계에 적용 가능한 불확실도 정량화 기술을 개발한 실적은 없음.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

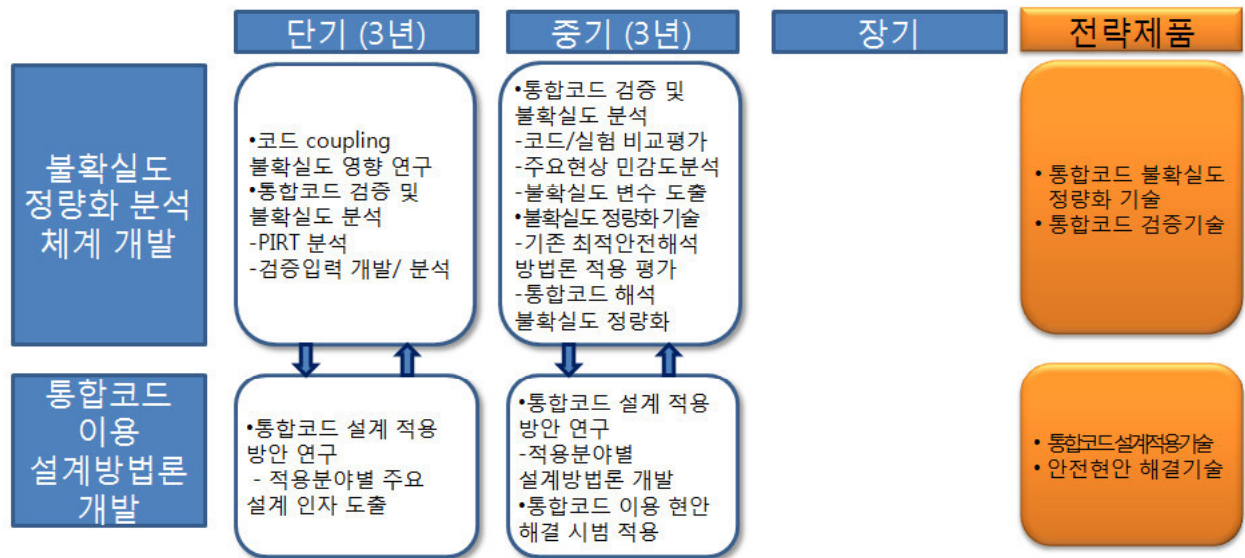
- 미국, 프랑스는 각각 CASL, NURES SAFE 프로젝트를 통해 코드 coupling시 불확실도 정량화 기술 및 이를 반영한 안전현안 해결 및 설계방법론 개발을 추진하고 있음.

□ 미래동향 예측

- 다물리, 다중스케일코드 등의 원전 설계코드 개발이 국내외적으로 활발히 추진되고 있으므로 원자력 선진국들간 불확실도 정량화기술의 개발 경쟁은 가속화 될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동으로 통합코드의 검증 및 불확실도 정량화 체계 수립하되, 산업체는 통합코드 사용분야별 검증, 불확실도 정량화 및 설계방법론 개발에 참여, 학계 및 연구소는 코드 coupling에 따른 불확실도 분석, 코드검증 및 검증용 실험 등에 참여
 - 1단계(3년): 불확실도 정량화 분석 체계 개발
 - 2단계(3년): 통합코드 이용 설계방법론 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> • 불확실도 정량화 분석 체계 개발 	<ul style="list-style-type: none"> • 코드 coupling 불확실도 영향 연구 • 통합코드 검증 및 불확실도 분석 <ul style="list-style-type: none"> - 사용목적별 PIRT 분석 - 코드 검증 입력 개발 및 분석 - 코드/실험 비교평가 - 주요현상 민감도분석 - 주요 불확실도 변수 도출 • 불확실도 정량화 기술개발 <ul style="list-style-type: none"> - 기존 최적안전해석방법론 적용 평가 - 통합코드 불확실도 정량화 	<ul style="list-style-type: none"> • 코드 coupling 불확실도 기술 • 통합코드 검증 및 불확실도 분석 기술 • 불확실도 정량화 기술
<ul style="list-style-type: none"> • 통합코드 이용 설계방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> • 통합코드 설계 적용 방안 연구 <ul style="list-style-type: none"> - 적용분야별 주요 설계 인자 도출 - 적용분야별 설계방법론 개발 • 통합코드 이용 현안 해결 시범 적용 <ul style="list-style-type: none"> - CRUD-induced power shift 등 원전 현안 문제 해결을 위한 시범적용 	<ul style="list-style-type: none"> • 통합코드 설계 적용 기술 • 통합코드 안전현안 적용기술

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 확대설계조건 원전 해석체계 및 해석방법론 확보
- 원전 통합해석 불확실도 정량화기술 및 설계방법론 확보

○ 경제사회적 성과

- 세계적인 수준의 원전 설계방법론을 보유하여, 국내 원전의 안전성 제고 및 해외 원전 시장에서의 경쟁력 확보

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

세부 기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
확대설계조건(EDC) 해석 방법론 개발	40	40	40	40	40	200	150		350
통합해석 불확실도 평가방법 개발	45	80	80	50	50	305	150		455

○ 연구개발 인력

세부 기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
확대설계조건(EDC) 해석 방법론 개발	20	20	20	20	15	95	60		155
통합해석 불확실도 평가방법 개발	25	35	35	30	30	155	85		240

○ 연구개발 인프라

- 기존 원전 설계용 전산코드 및 다물리, 다중스케일코드
- 계통안전해석 및 중대사고 통합/연계 코드
- KREM 등 기존 안전해석방법론

□ 기대효과 및 파급효과

- 중대사고를 포함한 EDC를 반영한 원전설계로 국민 수용성의 획기적 개선
- 다물리, 다중스케일코드 이용 설계방법론 확보로 고정밀/최적원전설계 가능
- 미국, 프랑스 등과 대등한 수준의 원전 설계기술 확보 및 수출 경쟁력 제고

7.2.4 리스크 정보 활용 통합해석체계 개발

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 원전 사고발생시 사고원인 및 사고 진행상황을 파악을 위한 효율적 대처방안 부재
 - 차세대형 국가 방재시스템 개발
 - 원전 사고의 원인 및 진행상황 파악 및 예측을 통한 효과적인 사고 대처방안 도출
- 설계기준사고에 대한 안전성 검증은 전세계적으로 활발하게 이루어졌으나, 저빈도, 고위험의 다중복합사고를 포함하는 설계기준초과사고에 대한 안전성 검증 기반 취약
- 후쿠시마 사고 이후 가동 및 신형 원전에 피동 안전계통의 도입이 활발해질 것으로 예상되지만, 구동력이 작고, 제어성이 취약한 피동계통의 성능에 대한 검증 부족

□ 기술개발 필요성

- 기존 설계기준사고(DBA)에 의한 원전 안전성 평가는 설계기준 사고에 국한되었기 때문에 다중호기실패 또는 심각한 외부사건에 의한 발전소 안전 위해도 평가는 거의 이루어지지 않았음. 따라서 다중호기실패 및 외부사건 위해도를 포함한 리스크정보를 원전 안전성 평가에 활용하여 원전의 안전성 향상시킬 필요가 있음(기존원전 포함). 구체적으로 설계기준사고에서 고려하지 못한 시나리오에 대한 안전성 평가를 통해 원전 안전성을 확보하고 BOP를 포함한 최적계통해석으로 개별 사건의 리스크의 불확실도를 축소하며 리스크정보 통합해석에 대한 불확실도를 평가해야 함.
- 세계적 추세는 리스크를 고려한 높은 안전성 확보를 추구하는 방향이며 극한 재해를 포함한 모든 사건의 리스크 평가를 통해 높은 안전성 확보하고자 하고 있음. 후쿠시마 이후 공통적인 안전과제는 심층방어 (DID) 강화와 안전여유도 추가 확보이며 외부 재해를 포함한 리스크 평가가 주요 이슈로 부상하였음. 또한 미래형 원전에도 DID를 강화하고 원전 안전성 평가에 리스크정보 활용할 예정임. 이밖에 부지당 많은 원전 개수와 높은 인구 밀집도 등 국내의 고유한 환경 영향을 고려할 때 보다 높은 안전성을 확보할 방안이 반드시 필요한 실정임.
- 후쿠시마 사고의 교훈을 바탕으로 사고발생시 운전원 개인능력 차이에 따

라 인적오류가 발생할 가능성이 있으며 이는 사고 확대로 이어질 수 있음. 따라서 이러한 인적오류의 감소를 위해 현재 사고상태를 진단하고 사고전개 추이를 미리 파악할 수 있는 지능형 사고진단 시스템을 개발하고 TSC의 참고자료로 활용할 필요가 있음.

- 리스크 정보를 활용한 확률론적 안전해석의 중요성이 확대됨에 따라 사건 수목 리스크 평가 모델의 불확실도를 평가하기 위한 검증 실험 필요

나. 세부기술 내용

1) 리스크 정보 활용 통합해석 체계 개발

□ 기술의 정의

- 리스크 정보를 활용하여 기존 설계기준사고에 의한 안전성 평가로 커버하지 못하는 사고에 대한 안전성 평가로 실질적인 원전 안전성 확보하고, 원전 사고발생시 사고원인 및 사고 진행상황을 파악을 위한 효율적 대처하기 위한 도구 개발.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 원자력안전위원회에서 정비규정의 국내 도입이 의결되었으며, 규제기관에서도 위험도 정보를 활용한 검사체제 및 위험도 정보를 활용한 안전해석 규제 체계 관련 제도 도입을 위해 지속적 연구 수행중임.
- KAERI에서 SAMG기반의 리스크 정보활용 사고 DB구축을 위해 MAAP 코드와 연계 해석을 시도한 연구가 전부이며, 그 이후의 후속 개선연구가 부족한 실정임.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- IAEA를 포함한 유럽, 미국, 캐나다 등의 주요 원자력 주도국들에서도 위험도 정보 기술의 도입을 적극적 추진.
- INL에서는 계통열수력코드 RELAP7, PRA (Probabilistic Risk Analysis)와 불확실도 정량화(Uncertainty quantification)를 접목한 RAVEN 프로젝트를 수행 중임.

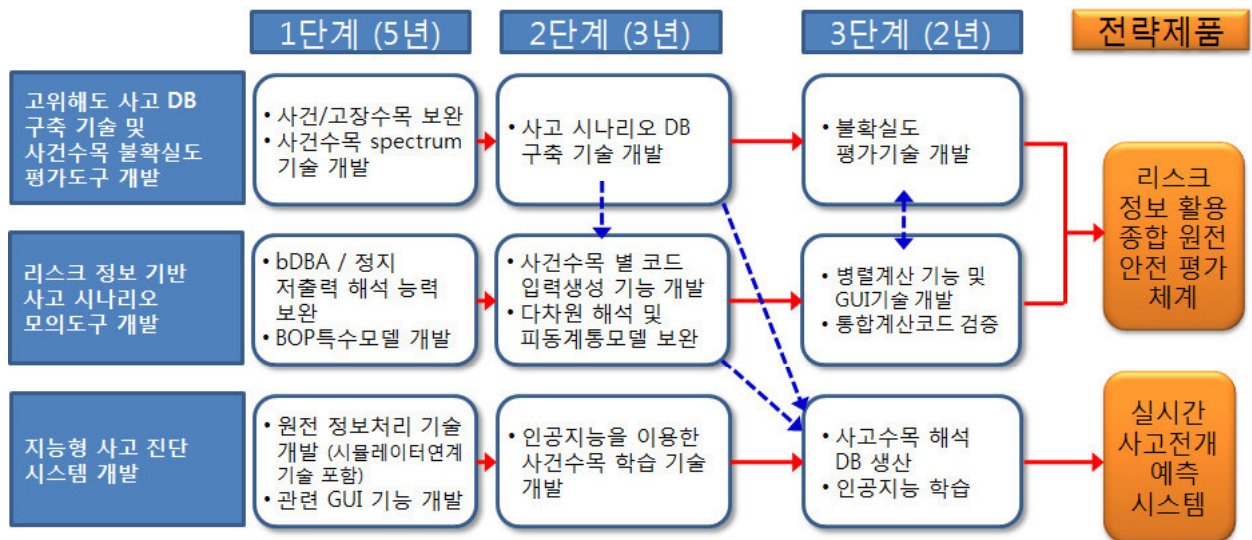
□ 미래동향 예측

- 후쿠시마 사고 이후 설계기준사고의 만족만으로 원전 안전성이 확보되지 않음을 확인하였기 때문에 리스크 정보를 활용하여 실질적인 원전 안전성 확보의 필요성이 증가하고 있음.

- IAEA는 2008년에 Management Safety Display라는 제목으로 원전 사고발생 시 사고 원인 및 사고 진행상황을 예측하는 시스템의 안(Robert Prior, M. Jankowski, M. Modro, 김경두)을 제안한 적이 있으며, 후쿠시마 사고 이후 원전 사고의 효율적인 대처를 위한 차세대 국가 방재시스템의 개발 필요성이 대두됨.

□ 기술개발 수행체계

- 다분야(열수력해석기술 및 PSA) 융합연구를 통해 개별 분야의 연구 성과를 극대화함.
- 원전 안전성 향상에 실질적으로 사용될 수 있도록 분야 간 연계를 통해 종합적인 원전 안전성 평가가 가능하도록 추진
- 학·연 공동연구방식
 - 학·연 공동으로 리스크정보 활용 종합안전평가 도구의 개발 요건 정립.
 - 연구계 및 학계에서는 도구 개발 및 Verification 수행
 - 1단계(5년): 리스크 정보 기반 사고 시나리오 모의도구 개발
 - 2단계(2년): 지능형 사고 진단 시스템 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 고위해도 사고DB 구축기술 및 사건수목 불확실도 평가도구 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 외부사건 및 다중호기 실패를 고려한 사건/고장수목 개발 기술 사건의 종류 및 발생 시간에 따른 사건수목 spectrum 기술 개별 사고 시나리오 해석모의를 위한 사건수목 DB 구축 기반 기술 통합연계해석의 불확실도 평가방법 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 외부사건 및 다중호기 실패를 고려한 사건/고장수목 개별 사고 시나리오 해석모의를 위한 사건수목 DB 구축 기반 기술
<ul style="list-style-type: none"> 리스크 정보 기반 사고 시나리오 모의도구 개발 	<ul style="list-style-type: none"> BOP모델을 위한 특수 부품모델 개발 계통해석코드의 설계기준초과사고 / 정지 저출력 해석 능력 보완 사고 시나리오 모의를 위한 사건수목 별 계통코드 입력 자동화 다차원 모의기능 및 피동계통모델 개발 병렬계산 기능 및 사용자 편의를 위한 GUI 기술 	<ul style="list-style-type: none"> BOP 모델 계통해석코드의 설계기준초과사고 / 정지 저출력 해석기술 다차원 모의기능 및 피동모델 기술
<ul style="list-style-type: none"> 지능형 사고 진단 시스템 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 최적계통해석 코드 연계 사건수목 모의 자동화 기술 사고 시나리오 계통해석 결과 DB 구축 기술 	<ul style="list-style-type: none"> 최적계통해석 코드 연계 사건수목 모의 자동화 기술

2) 리스크 정보 활용 냉각성능 통합 평가

☐ 기술의 정의

- 리스크 정보를 활용한 저빈도, 고위험, 다중 고장사고 등 다양한 가상 사고에 대한 리스크 프로파일 개발
- 노심 손상을 야기시킬 수 있는 냉각성능 리스크 프로파일의 불확실도를 실질적으로 평가/검증할 수 있는 통합평가 실험

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 리스크 모델의 불확실도를 줄이기 위한 연구는 활발히 진행 중이나, 냉각성능 검증에 리스크 정보를 활용한 통합평가 실험 연구는 미미함.

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 상대적으로 풍부한 원전 운영 경험을 보유한 원자력 선진국에서는 실제 원전의 운전 자료를 토대로 리스크 모델을 가동 원전 및 신형 원전에 적용하는 연구 진행 중

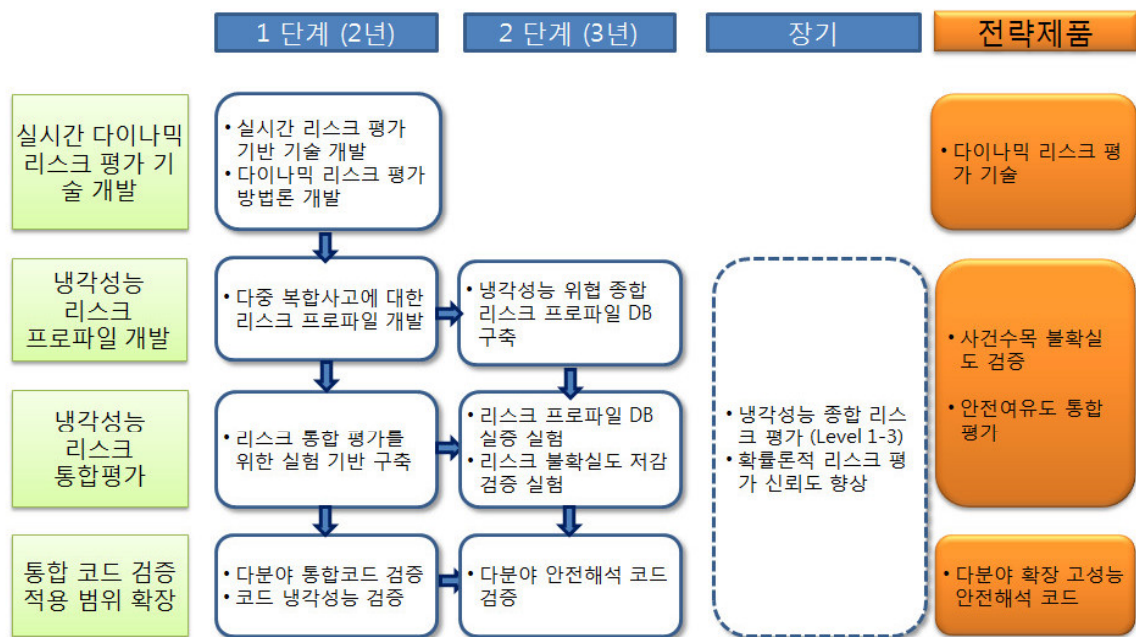
- 미국 NRC에서는 리스크 정보를 활용하여 대형냉각재상실사고(LBLOCA)를 재정의하고 규제요건(10CFR50.46)을 개정하려는 연구를 선도적으로 추진하고 있음

□ 미래동향 예측

- 리스크 정보를 활용한 안전해석 기반 연구 증대
 - 리스크 정보 활용 안전성 평가의 불확실도 정량화 연구 확대 및 규제요건 변화
- 확률론적 냉각성능 검증 기술의 확산
 - 저빈도, 고위험 다중 복합사고를 통합적으로 고려하는 냉각성능 통합평가 실험의 중요성으로 실증 실험의 범위가 대폭 확장될 것임

□ 기술개발 수행체계

- 산업계(중소기업 포함)·학계·연구계 참여 연구방식



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
• 냉각성능 리스크 프로파일 개발	• 저빈도, 고위험, 다중 복합사고를 고려한 설계기준초과사고 리스크 프로파일 개발	• 다중 복합 고위험 사고 리스크 평가 기술
• 냉각성능 리스크 통합 평가/검증	• 리스크 프로파일 검증을 위한 실험 기반 구축 • 리스크 불확실도를 저감할 수 있는 통합 검증 실험 수행	• 냉각성능 리스크 모델 검증 통합 DB 확보

다. 예상성과 및 투입자원 분석

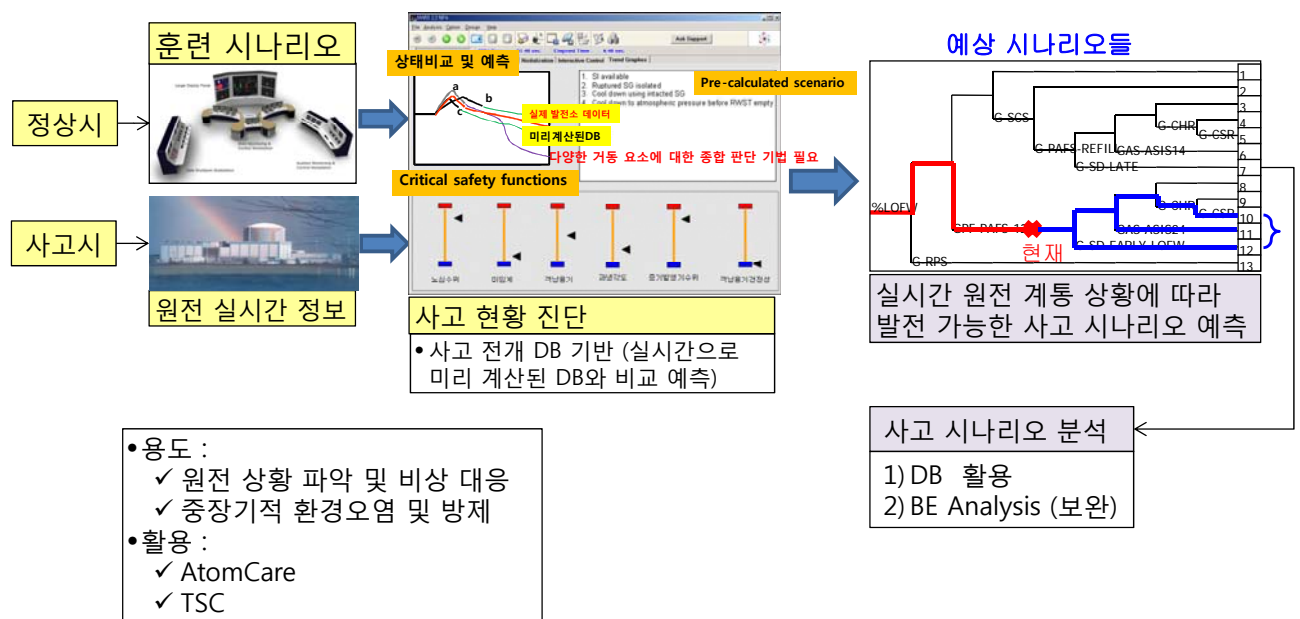
□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 지능형 사고 진단 시스템 개발로 원전 사고시 대처능력 향상
- 리스크 정보를 활용한 사고분석으로 실질적인 원전 안전성 증가에 기여
- 통합 냉각성능 리스크 프로파일 확보로 안전 및 운전 여유도 신뢰도 확보

○ 경제사회적 성과

- 본 기술 개발 완료 시, 국가방재시스템의 획기적 기술도약으로 원전의 국민 수용성 증진 및 해외 수출도 가능함



지능형 사건진행 추적 시스템 개요

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 자원 규모

세부 기술	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
리스크 정보활용 통합 해석 체계 개발	30	30	30	30	30	150	100		250
리스크 정보활용 냉각 성능 통합 평가	10	10	15	15	15	65	20	20	105

○ 연구개발 인력

세부 기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
리스크 정보활용 통합 해석 체계 개발	12	12	12	12	12	60	60		120
리스크 정보활용 냉각 성능 통합 평가	5	5	6	6	6	28	8	8	44

○ 연구개발 인프라

- 계통 안전해석코드, 중대사고분석코드, 원전 사건수목
- APR1400 개발 과정에서 축적한 안전성 검증 시설 인프라 (MIDAS, VAPER, B&C, ATLAS 등)

□ 기대효과 및 파급효과

- 리스크정보에 기반한 활용 종합 안전평가 체계를 확보
- 종합 원전안전평가 전산모의도구 확보 및 개별 사고해석 결과에 대한 DB 구축
- 종합 원전안전평가 결과에 근거한 국내 원전의 실질적 안전성 향상 제시
- 지능형 사고진단 시스템 도입을 통한 인적 오류 감소 기여
- 리스크 정보를 활용한 안전성 평가로 실제적인 원전의 안전성을 객관적으로 확인할 수 있으며, 안전성 향상 방안의 마련이 용이함.
- 다분야(열수력해석기술, 열수력실험기술 및 PSA) 융합연구를 통해 개별 분야의 연구 성과를 극대화하며 통합 계산에 필수적인 불확실성 정량화 기술에도 기여할 수 있음.
- 원전의 안전성을 종합적으로 평가할 수 있는 통합안전해석 체계가 구축될 수 있으며, 통합계산을 위한 연계 방법이나 불확실성 정량화 기술은 다른 분야에도 활용이 가능함.
- 리스크 정보를 활용한 원전 안전성 평가 기술 및 불확실성 정량화 기술은

해외에서도 기초단계이며, 우리가 기술을 선도할 가능성이 높음.

- 리스크 정보를 활용한 노심 비상냉각 성능 검증 원천 기술 선점으로 원자력 산업의 기술경쟁력 제고
- 선도적으로 종합원전안전평가 기술을 개발하여 국제적 기술 우위 확보하고 국내 원전의 해외 수출에 기여할 수 있음.

7.2.5 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- 국산 안전해석코드(SPACE) 기반 다물리 코드 연계 체계 구축
- 슈퍼컴을 활용한 첨단 가상원자로 구축
- 최적 계통 코드, 중대사고 코드, 격납용기 열수력 코드 연계 체계 구축
- 확대설계조건 원전 안전해석 체계 구축
- 지능형 사고 진단 시스템 개발로 원전 사고 시 대처 능력 향상
- 리스크 정보 활용 사고분석으로 실질적인 원전 안전성 제고

○ 경제사회적 성과

- 물리 분야별 시뮬레이션 기술을 융합하여 과학적 지식 기반의 첨단 원전 시뮬레이션 기술을 개발함으로써 국제 원자력 안전해석 기술을 선도
- 핵심 중대사고, 계통 및 격납용기 거동 모의를 포괄하는 종합 안전성평가 도구 개발로 후쿠시마 원전사고 이후 안전성 종합 평가 기술 선도 및 원전 안전성에 대한 사회적 수용성 제고
- 국가 방재시스템 기술도약 및 원전 안전에 대한 국민 수용성 증진
- 세계적인 수준의 원전 설계방법론을 보유하여 국내 원전의 안전성 확보 및 해외 원전건설 시장에서의 경쟁력 확보

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 재원 규모

기술 구분 (중분류)	단기 [억원]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다물리 통합안전해석 체계 개발	78	110	100	100	100	488	280		768
통합 안전해석 방법론 개발	85	120	120	90	90	505	300		805
리스크정보활용 통합해 석 체계 개발	40	40	45	45	45	215	120	20	355

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+5년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
다물리 통합안전해석 체계 개발	58	67	67	61	61	314	183		497
통합 안전해석 방법론 개발	45	55	55	50	45	250	145		395
리스크정보활용 통합해 석 체계 개발	12	12	12	12	12	60	60		120

○ 연구개발 인프라

- 고유 안전해석코드, 격납용기 열수력 코드, 기기 스케일 고정밀 열수력 코드
- 고유 핵설계 코드, 노심부수로 코드
- 중대사고 코드 모델, 원전 사건수목
- 대형 슈퍼컴퓨터
- KREM 등 기존 안전해석방법론

□ 기대효과 및 파급효과

○ 물리 분야별 시뮬레이션 기술의 융복합화 기술 선도

- 계통 열수력 및 3차원 동특성 연계로 고정밀 노심 안전해석 기술 상용화
- 연료봉 복합표면구조변형 예측 모델 개발 및 완화 기술 개발
- 첨단 가상원자로 개발 등 가상 사고시나리오에 대한 봉단위 정밀 예측 기술 선도
- 설계기준초과사고 시 계통, 중대사고, 격납용기 열수력 종합 모의 도구 확보

○ 설계기준사고 및 EDC 분석을 SPACE 코드로 일원화하고 신규 원전 안전현

안 및 신형로 설계안전성 평가방법론 구축

- 리스크 정보에 기반한 종합 원전안전평가 전산모의도구 확보 및 개별 사고해석 결과에 대한 DB 구축
- 지능형 사고진단 시스템 도입을 통한 인적 오류 감소 기여
- 리스크 정보를 활용한 안전성 평가로 실제적인 원전의 안전성을 객관적으로 확인할 수 있으며, 안전성 향상 방안의 마련이 용이함
- 원전 안전성 평가 기술에 대한 대국민 신뢰 제고 및 국제 원자력 건설시장에서의 기술경쟁력 확보
 - 고정밀 원전 계통, 노심, 핵연료봉 설계기술 구축
 - 첨단 가상원자로를 활용한 가상 실험으로 대형 실증시험 대체
 - 후쿠시마 원전 사고 이후 관심이 집중되고 있는 설계기준초과사고에 대한 종합 안전성 평가로 대국민 신뢰도 제고
 - 미국, 프랑스 등과 대등한 수준의 원전설계기술 확보

7.3 안전해석기술 고도화

7.3.1 개요

□ 현행 기술 개선/유지 및 인력양성

○ 안전해석 코드체계 고도화 기술

- 전 세계적으로 원전의 안전해석은 1차원 계통코드를 활용하여 이루어지고 있으며, 널리 알려진 1차원 코드의 한계에도 불구하고 향후 상당기간 동안 산업계와 규제계에서 1차원 안전해석을 선호할 것으로 전망함
- 원전의 가상사고에서 발생하는 다차원/국소 물리현상을 예측하기 위하여 다차원/다중스케일 코드개발이 원자력 선진국을 중심으로 활발하게 진행되고 있으나, 아직까지 신뢰할 만한 2상류 물리모델은 충분하지 않음
- 안전해석 코드체계의 고도화는 현행 1차원 계통코드의 지속적인 유지/보수 및 안전성에 큰 영향을 미치는 핵심 현상(예, 액적거동)의 상세 모델링, 코드 사용자의 안전해석 입력 오류를 줄이는 방향으로 달성할 수 있을 것임
- 특히, 안전해석 코드 계산결과의 신뢰도는 안전해석 입력의 건전성에 절대적으로 지배받으므로 CAD 설계자료를 기반으로 하고, 미숙련 코드 사용자의 인적 오류를 체계적으로 진단할 수 있는 체계의 개발이 필요함

○ 계통스케일 코드의 고도화

- 1차원 해석용 국산 원전안전해석용 계통열수력해석 코드인 SPACE 코드 개발 및 안전해석방법론이 개발 완료
- SPACE 코드는 다차원 해석기능을 일부 갖추고 있으나 모델상관식은 1차원 실험 기반으로 개발되어 다차원 현상의 예측에 불확실도가 큼.
- 다차원 현상 예측에 적합한 모델·상관식을 개발하고 다차원 해석방법론을 구축함.

○ 안전해석 지식전수 및 인력양성체계 개발

- 안전해석 결과의 신뢰성에 가장 큰 영향을 미치는 것은 User Effect이고, 이를 줄이기 위해서는 전문가의 노하우 및 지식전수가 필수적.
- 본 기술은 전문가의 노하우와 지식전수가 과거와 같이 직접적으로 이루어지지 않고, 위키피디아나 구글과 같은 선진 IT 시스템을 활용하여 사용자가 능동적으로 노하우와 지식을 활용할 수 있는 시스템을 구축함. 계통스케일 코드의 고도화

7.3.2 현행 기술 개선/유지 및 인력양성

가. 기술 개요

□ 이슈 및 문제점

- 고유 안전해석 코드인 SPACE 코드를 일차 개발 완료하였으나, 향후 적용범위 확장 과정에서 추가적인 사용자 요구사항이 다방면으로 발생할 것으로 예상됨. 이에 따라 이들 요구사항 사이에 상호 상충됨이 없도록 종합 관리하고, 다양한 사용자 요구를 충족하기 위한 전문가 그룹 유지 및 코드 관리 지원 필요성 대두
- 많은 예산과 인력을 투입하여 개발한 국산 안전해석 코드인 SPACE 코드의 안정적인 유지, 보수 및 적용범위 확장, 수요자 그룹 확장으로 국제 원자력 시장에서의 안전해석 기술경쟁력을 지속적으로 확보할 수 있음
- 대부분의 LBLOCA 코드에는 재관수 노심 급냉 전선에서의 액적 이탈율을 예측하기 위한 기계론적 모델 부재. 풀 비등 조건의 국부 액적 분율로부터 액적 이탈율을 추산하는 모델을 적용하고 있음
- 기존 열수력 전산코드는 코드 입력 모델링을 위하여 코드를 잘 파악하고 있는 숙련자에 의한 수작업 및 수계산에 의존하고 있음. 이에 따른 많은 노력과 시간이 소요되고 오류 발생도 빈번함.
- 불확실성 정량화: 통합해석 대비한 종합적 예측 불확실도 평가 필요
- 국내 안전해석코드 개발 역량의 유지, 전수 및 고도화 지속 노력 필요

□ 기술개발 필요성

- 현행 계통코드 유지 및 보수
 - 국내 SPACE 코드 사용자그룹 지원 필요
 - SPACE 코드 초기 사용에 따른 모델 및 코딩 오류 수정 및 개선 필요
 - SPACE 코드의 적용범위 확장에 따른 사용자 그룹 간 모델 수요 조정 및 코드 안정성 확보 필요
 - 고유 안전해석 코드의 유지, 보수 및 개선을 통해 지속적인 국제 기술경쟁력 확보 노력 필요
- 재관수 노심 액적 이탈 모델 개발
 - 재관수 노심의 상간열전달은 급냉 전선에서의 액적 이탈율이 지배함.
 - 현존하는 최적코드는 대부분 풀 비등 조건의 국부 액적분율로부터 액적 이탈율을 추산하므로 충분히 정확하지 못함.
 - 정교한 기계론적 재관수 모델을 개발하여 재관수 기간 노심 열수력 해석의 정확

도를 제고하여야 함.

○ CAD 기반 안전해석입력체계 개발

- 안전해석 시 사용자 의존성을 줄이고, CAD 데이터로부터 입력 모델링을 자동화하여 안전해석 및 이를 기반으로 한 계통 설계 품질을 개선할 필요가 있음
- 전산코드 입력 생성 자동화로 시간과 인력 절감 및 정확도 향상
- 국제 원전 건설 시장에서 CAD 데이터 기반, CFD 연계 안전해석 기술 선도
- 코드 입력 사용자 효과 (user effect)를 감소시키기 위한 체계적인 시스템 개발

○ 계통스케일 3차원 2상 유동 모델 개발, 실험 및 검증

- 3차원 2상 유동 안전현안에 적극 대처 및 코드 사용자 의존성 축소 필요
- 원전기술 선도국의 3차원 계통 열수력 코드 및 적용 기술개발에 추세에 동참하고, 3차원 이상유동 관련 원자력 안전현안에 적극적으로 대처하기 위해 기 개발된 SPACE 코드의 3차원 이상유동 모델 확장 및 실험검증이 요구됨.
- 현재 원전 계통 안전해석에 적용되고 있는 2상 유동맵은 안전해석에 내포된 많은 불확도의 주요 인자이며, 이를 극복하기 위해 2상 유동맵의 다차원화 및 단순화를 통하여 안전해석의 정밀도를 크게 향상키기 위한 연구 필요.

○ 안전해석 지식 전수 및 인력양성체계 개발

- 안전 전문인력 퇴직시 지식 전수 미흡, 대처방안 필요

나. 세부기술 내용

1) 현행 계통코드 유지 및 보수

□ 기술의 정의

- 국산 안전해석코드인 SPACE 코드의 적용범위 확장 및 사용자 그룹 지원을 위한 유지 및 보수
 - SPACE 코드 유지/보수 및 사용자그룹 지원으로 코드 초기 및 장기 안정성 확보
 - 다양한 사건 및 물리현상 적용 시 발생하는 모델 및 코딩 오류 수정 및 개선
 - SPACE 코드의 적용범위 확장에 따른 사용자 그룹 간 모델 수요 조정 및 코드 안정성 확보를 위한 코드 관리

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 고유 국산 코드인 SPACE 코드가 일차적으로 인허가 단계에 있으며, 향후 개발이 어느 정도 마무리되면 유지보수가 중요한 상황이 도래함

- 이를 위하여 사용자 그룹을 결성하여 다양한 용도의 사용자들이 제기하는 오류, 모델개선, 적용 영역 확장에 대한 요구를 수용하여 지속적으로 유지 발전시키는 방안이 필요한 시점임

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

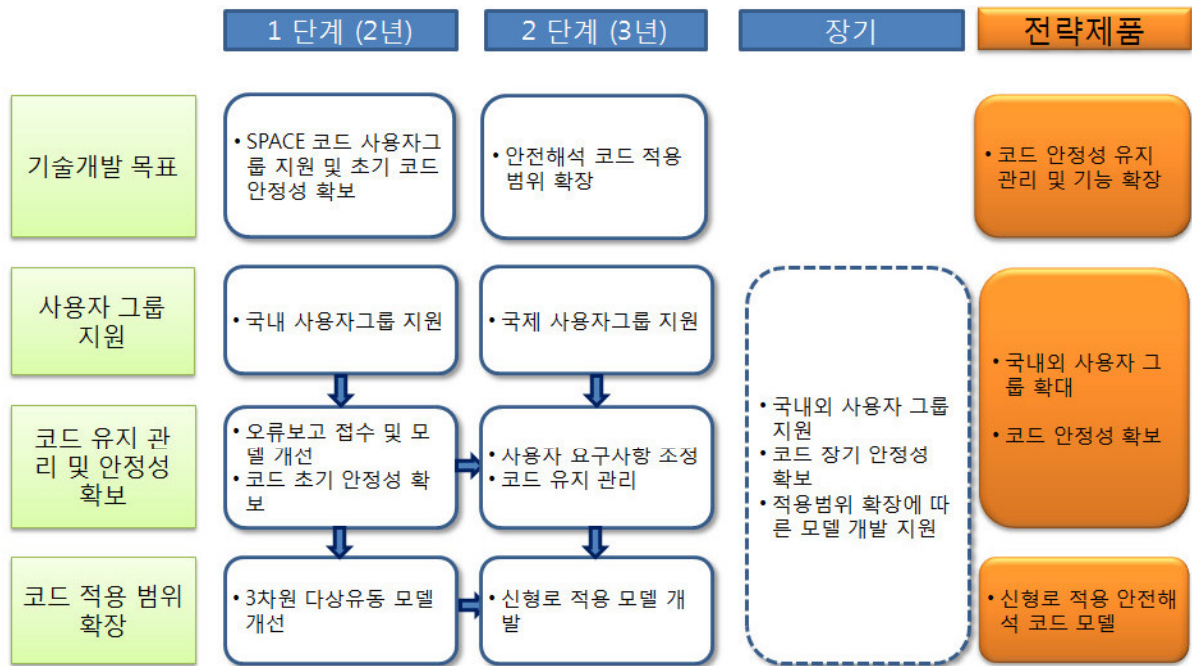
- 프랑스에서 개발하고 있는 CATHARE 코드, 미국의 RELAP, TRACE 코드도 수십년 간 개발과 병행하여 유지 보수 및 성능개선을 지속적으로 수행하고 있음

□ 미래동향 예측

- 원전 안전해석 코드 원천기술 기 보유국과 후발 코드 개발 국가 간의 안전 해석 코드 성능개선 경쟁 가속화
 - 프랑스의 경우, CATHARE-2 에 이어 CATHARE-3 개발 프로그램 진행 중
 - 미국의 TRACE 코드 유지, 관리 및 RELAP7 개발
 - 중국은 COSINE 프로젝트를 통해 고유 안전해석코드 개발
- 국내외 원전 건설시장에서의 신형로 개발 추세에 따라 안전해석 코드의 적용범위도 지속적으로 확장될 것으로 예상됨
 - 국제 원전건설 시장에서의 피동형 안전계통, SMR, 선박용 원자로, GENIV 노형 개발에 따라 안전해석코드의 적용범위도 확대 추세에 있음
 - 국내에서도 APR+, 명품원전, SMR 등 신형로 개발을 지속적으로 추진 중이며 이를 지원하기 위한 추가 모델 개발 수요가 지속적으로 발생할 것으로 예상됨

□ 기술개발 수행체계

- 산업계(중소기업 포함)·학계·연구계 참여 연구방식
 - SPACE 코드개발에 참여했던 전문가 그룹이 주관하고 코드 사용자그룹 결성



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> SPACE 코드 사용자 그룹 지원 및 코드 안정성 확보 	<ul style="list-style-type: none"> 국내외 사용자 그룹 지원 초기 사용에 따른 모델 및 코딩 오류 수정 및 개선 	<ul style="list-style-type: none"> 사용자 그룹 지원 코드 유지 관리
<ul style="list-style-type: none"> SPACE 코드 적용범위 확장 	<ul style="list-style-type: none"> 적용 범위 확장에 따른 사용자 요구사항 조정 및 모델 개발 코드 건전성 유지 및 적용범위 확장 	<ul style="list-style-type: none"> 신형로 안전해석용 모델 개발

2) 재관수 노심 액적 이탈 모델 개발

□ 기술의 정의

- 정교한 재관수 노심 액적 이탈 모델을 구비한 안전해석 코드 개발

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 액적 이탈에 중점을 둔 재관수 실험 및 모델 개발 경험 없음

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

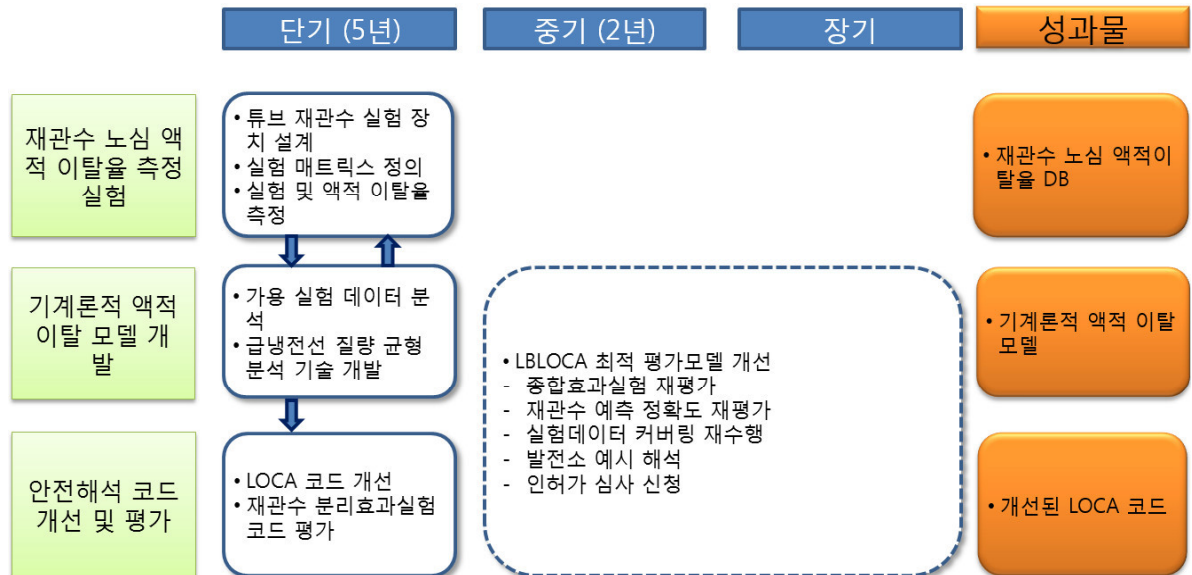
- 급냉 선단에서의 액적 이탈 모델 개발 및 COBRA-TF 적용 (Holowach, 2003)

□ 미래동향 예측

- 별도의 액적 필드를 고려하는 방향으로 최적 LOCA 코드가 발전하고 있으므로 재관수 노심에서의 액적 이탈을 계산의 정확도가 보다 중요하게 취급될 것으로 예상됨.

□ 기술개발 수행체계

- 산·학·연 공동 연구



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> • 재관수 노심 급냉으로 인한 액적 이탈을 측정을 위한 실험 	<ul style="list-style-type: none"> • 단순한 기하학적 형상과 정교한 계측장비를 갖춘 재관수 실험장치 구축 • 재관수 급냉 조건의 액적 이탈을 데이터 생산 및 분석 	<ul style="list-style-type: none"> • 급냉 전선 컨트롤 기술 • 국부 기포율 측정 기술
<ul style="list-style-type: none"> • 기계론적 액적 이탈 모델 개발 및 안전해석 코드 적용 	<ul style="list-style-type: none"> • 액적 이탈을 측정 자료에 기초한 기구학적 액적 이탈 모델 개발 • 개발된 액적 이탈 모델을 안전해석코드 (SPACE 등)에 적용 • 다양한 재관수 실험을 이용한 개발 모델 및 코드 검증 	<ul style="list-style-type: none"> • 재관수 질량 균형 계산 기술 • 안전해석코드 수정 기술 • 재관수 실험평가 기술

3) CAD 기반 안전해석입력체계 개발

□ 기술의 정의

- CAD 기반 안전해석 입력체계 개발

- CAD 기반 일반 다면체 격자 생성 기술 개발
- 다면체 격자 정보 및 CAD 데이터를 활용하여 안전해석 코드 입력용 노드 체적, 공극률, elevation change, 유로 면적 등 1차원 또는 3차원 계통 형상 정보 추출
- CFD 코드 연계 체계 개발
 - CFD 코드 해석 결과 연계를 통해 유로 저항 정보 추출
- 원전 안전해석 입력 생산 자동화
 - 안전해석 코드 입력 생산 자동화를 통해 사용자 오류 제거 및 설계 품질 제고
- 코드 사용자효과 (user effect) 감소 시스템 개발
 - 미숙련 코드 사용자에게 의한 코드 입력 오류를 진단하고, 코드 입력 가이드라인을 제공하는 체계적인 시스템 개발로 안전해석 정확도 제고

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- SPACE 코드 개발 시 정렬 및 비정렬격자 체계를 사용할 수 있도록 열수력 해법 체계를 마련하였으나 이를 충분히 활용하기 위한 최적화된 비정렬격자 생성기 개발이 미흡한 수준임
- 안전해석코드의 입력 모델 작성 시 숙련된 전문가에 의한 수계산에 의존하는 실정임
- 안전해석코드 내부 구조, 모델 특성, 수치기법 등에 대한 전문성 부족으로 인하여 코드 입력의 체계적인 품질관리가 이루어지고 있지 않음

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 외국의 경우도 아직까지는 대개 안전해석코드 입력 모델링 작성 시 숙련된 전문가에 의한 수계산에 의존하지만, 원자력안전해석에 CAD 기반 이상유동 CFD 해석기술을 적극적으로 활용하려는 추세에 있음
- 프랑스의 경우 CFD 와 계통 열수력 코드를 연계하기 위한 NEPTUNE 프로젝트를 추진하고, CAD 기반 수치해석 전후처리를 위해 플랫폼으로 SALOME 를 개발하였음

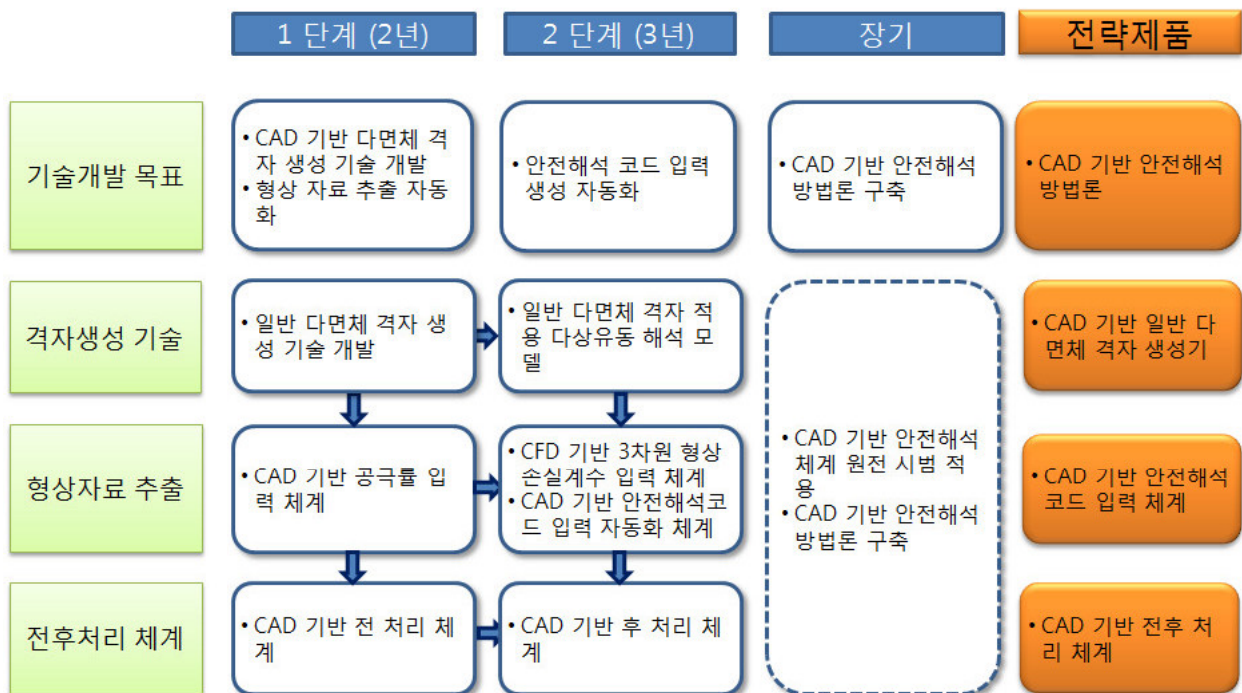
□ 미래동향 예측

- 기존의 원전 안전해석 코드들은 개발 초기에는 주로 일차원 유동망에서의 이상유동 해석을 기반으로 개발되었으나, 최근 3차원 다상유동 해석 기능을 추가 보장하는 경향을 보임
 - 3차원 직교좌표계, 원통좌표계에서의 다상유동 해석 기능 보유

- 3차원 비정렬격자에서의 다상유동 해석 기능 확대 추구
- CAD 및 CFD 해석 기술을 원자력 안전해석에 적극적으로 활용하기 위한 기술개발 추세 지속
 - 계통 코드 및 CFD 코드 연계 활용 기술
 - CAD 기반 전후처리 체계 개발
- 최신 GUI를 활용하여 코드 사용자효과를 감소시키려는 연구가 지속적으로 이루어질 것임
 - 안전해석 코드 전처리기에 주요 입력 오류 진단 기술 추가
 - 텍스트 기반에서 GUI 기반 코드 입력 도구로의 전환 가속

□ 기술개발 수행체계

- 산업체와 학계 및 연구기관 공동 연구



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> CAD 기반 격자생성기 체계 구축 	<ul style="list-style-type: none"> CAD 기반 다면체 격자생성 기술 개발 CAD 기반 공극률 입력 체계 개발 CAD 기반 3차원 형상손실 계수 입력 체계 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 다면체 격자 생성 기술 형상 자료 추출 기술
<ul style="list-style-type: none"> CAD 기반 SPACE 코드 입력 모델링 체계 구축 	<ul style="list-style-type: none"> CAD 기반 계통 열수력 코드 입력 자동화 기술 개발 CAD 기반 SPACE 코드 전, 후처리 체계개발 	<ul style="list-style-type: none"> 계통 열수력 코드 입력 생성 자동화 기술
<ul style="list-style-type: none"> 원전 설계 시범 적용 및 안전해석 방법론 구축 	<ul style="list-style-type: none"> CAD 기반 안전해석 입력체계의 원전 시범 적용 CAD 기반 안전해석 방법론 구축 	<ul style="list-style-type: none"> CAD 기반 안전해석 방법론

4) 계통스케일 3차원 2상 유동 모델 개발, 실험 및 검증

☐ 기술의 정의

- 프랑스와 미국의 CATHARE-3, TRACE 등 원전설계기술 선도국들의 3차원 계통 열수력 코드 개발 추세에 동참하고, 3차원 이상유동 관련 원자력 안전 현안에 적극적으로 대처하기 위한 기 개발된 SPACE 코드의 3차원 이상유동 모델 확장 및 실험 검증.

☐ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 국산 원전안전해석용 계통열수력 코드인 SPACE 코드 개발 완료, 1차원 유동 모델 기반 LOCA, Non-LOCA 해석방법론 인허가 추진 중
- SPACE 코드는 현재 1차원 유동 모델에 대해 검증 완료되었고, 3차원 이상 유동 모델 확장 잠재력 시연 및 부분적인 검증평가 추진 중
- 본 기술 개발 완료 시, 신규 원전안전현안 및 신형로 설계안전성 평가 기술 관련 세계적인 수준의 경쟁력 확보가 가능함

☐ 국외 기술개발 수준 및 현황

- 프랑스의 CATHARE3, 미국의 RELAP5-3D, TRACE 등 원전설계기술 선도국들의 계통 열수력 안전해석코드들은 검증된 3차원 이상유동 모델을 모두 갖추고 있음
- 미국 INEEL 중심으로 기존의 최적열수력 코드인 RELAP5의 수치해석법을 획기적으로 개선한 RELAP7 코드 개발 추진 중

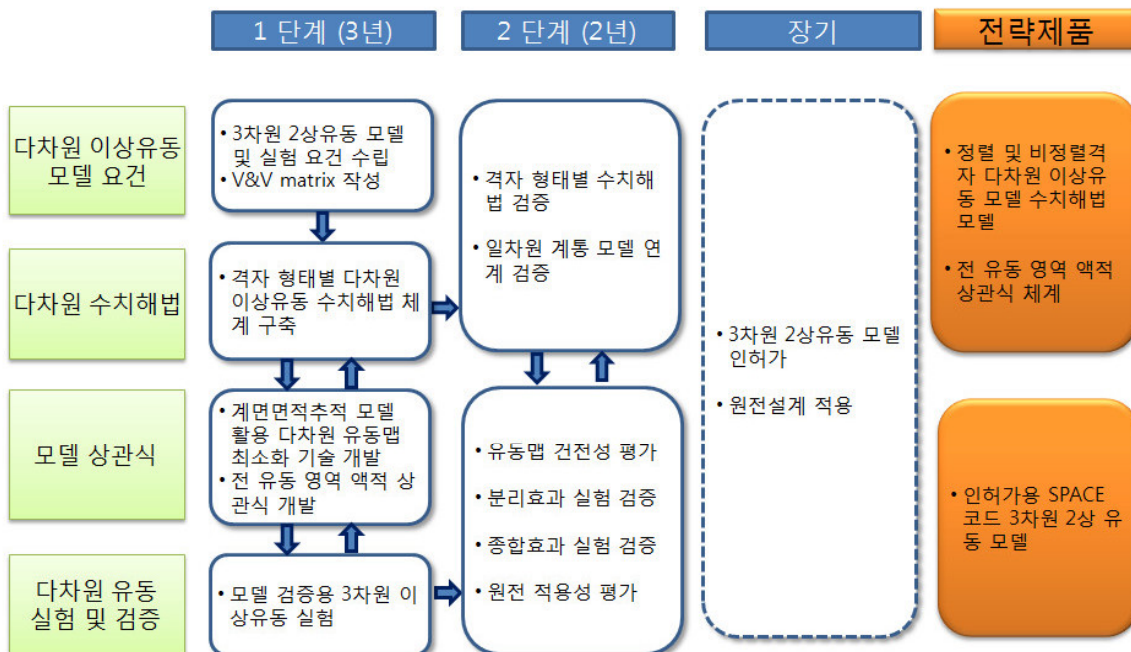
- 중국은 COSINE 프로젝트를 통해 자체 안전해석코드 개발 추진 중

□ 미래동향 예측

- 기존 원전설계기술 선도국과 후발 원전설계 원천기술 진입국간의 신 원전 안전해석코드 및 원전설계적용체계 개발 경쟁이 가속화 될 것으로 예상됨

□ 기술개발 수행체계

- 산업계에서 원전 설계에 활용이 가능한 수준으로 개발이 되어야 하기 때문에 산업체의 참여가 필요함.
- 안전해석의 선도 기술로 기존 모델이 없어 학계와 연구계에서 국내 고유 모델 개발을 위한 참여가 필수적임.
- 산·학·연 공동연구방식
 - 산·학·연 공동으로 코드 요건 및 V&V matrix 정립.
 - 연구계 및 학계에서는 코드 개발 및 코드 Verification 수행
 - 산업계 주도로 코드 검증 및 방법론 개발
- 1단계(3년): SPACE 코드 기반 3차원 2상유동 모델 개발 및 실험
- 2단계(2년): 3차원 이상유동 모델 검증 및 3차원 안전해석방법론 개발



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
<ul style="list-style-type: none"> 다차원 이상유동 모델 요건 정립 	<ul style="list-style-type: none"> 3차원 이상유동 모델 요건 작성 V&V matrix 작성 다차원 모델 개발 및 검증을 위한 실험 요건 수립 	<ul style="list-style-type: none"> 3차원 2상유동 해석 기술
<ul style="list-style-type: none"> SPACE 코드 기반 3차원 2상유동 모델 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 계면면적추적모델을 활용 다차원 유동맵 최소화 기술 개발 다차원 계면현상 모델을 위한 기구학적 모델 개발 전 유동역역 액적 상관식 개발 격자 형태별 다차원 이상유동 수치해법 체계 고도화 모델 개발 및 검증용 실험 수행 	<ul style="list-style-type: none"> 계면면적 추적모델 다차원 유동맵 액적 이탈 및 점착현상 다차원, 초정밀 실험 및 측정 기술
<ul style="list-style-type: none"> 3차원 이상유동 모델 검증 및 안전해석방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 3차원 이상유동 모델 검증 다차원 안전해석방법론 개발 	<ul style="list-style-type: none"> 다차원 실험 DB 다차원 이상유동 해석 기술 다차원 안전해석 방법론

5) 안전해석 지식전수 및 인력양성체계 개발

□ 기술의 정의

- 안전해석 결과의 신뢰성에 가장 큰 영향을 미치는 것은 User Effect이고, 이를 줄이기 위해서는 전문가의 노하우 및 지식전수가 필수적.
- 본 기술은 전문가의 노하우와 지식전수가 과거와 같이 직접적으로 이루어지지 않고, 위키피디아나 구글과 같은 선진 IT 시스템을 활용하여 사용자가 능동적으로 노하우와 지식을 활용할 수 있는 시스템 구축.

□ 국내 기술개발 수준 및 현황

- 지금까지의 시스템 해석 방법론은 전문가의 노하우를 직간접적으로 강의 또는 개인적인 경험을 바탕으로 밖에 전수하지 못하며, 시스템 해석 결과는 항상 user dependence가 큰 상황.

□ 국외 기술개발 수준 및 현황

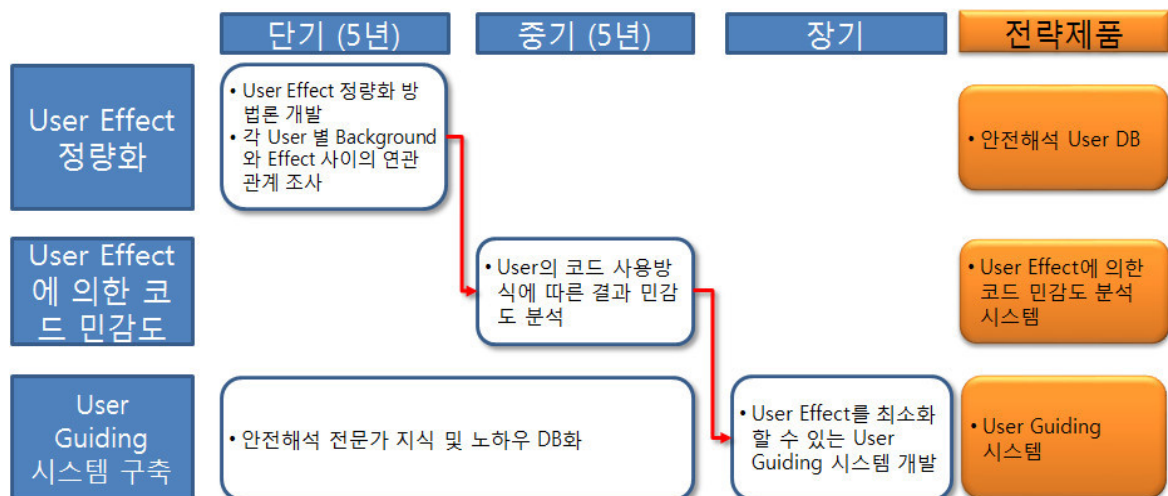
- 해외 사례도 대동소이하며, 다만 시스템 해석 코드의 input을 GUI 등을 활용하여 잘 작성하게 하는 정도의 guidance 시스템을 구축하고 있음. (e.g. SNAP 등).

□ 미래동향 예측

- 기존에 원전안전해석 분야는 정확성 높은 코드를 개발하는 것이 주된 방향이었으나 점차적으로 사용자 효과를 최소화하기 위한 방향으로 선회할 것임.
- 소수의 전문가들이 은퇴를 하게 되면 사라지는 지식과 노하우를 최대한 보존하기 위한 다각적인 노력이 진행 될 것임.

□ 기술개발 수행체계

- 1단계 User effect를 정량화하기 위해서는 산·학·연 모든 부분에서의 user 효과를 검증하여야 하기 때문에 산·학·연 모두의 참여가 필수
- 2단계의 User effect 정량화 및 해석코드 민감도 분석은 학·연 위주로 진행하며, 동시에 전문가 노하우 수집은 산·학·연에 있는 모든 전문가들로부터 이루어져야 함 모든 부분에서의 user 효과를 검증하여야 하기 때문에 산·학·연 모두의 참여가 필수
- 3단계의 User effect 최소화 및 Guiding system 구축은 연구소 위주로 진행하며, 산·학의 경험이 비교적 적은 user group이 지속적으로 guiding system을 시험하여 완성해 나가는 방향으로 진행
- 열수력 해석의 User dependence를 최소화하는 시스템 구축 (15년)
 - 1단계(5년)목표: User effect를 정량화시키는 방법론 개발
 - 2단계(5년)목표: User effect에 의한 code 민감도 분석
 - 3단계(5년)목표: User effect를 최소화 하는 User guidance system 구축



□ 세부기술의 구성 및 주요 내용

기술명	주요 내용	개발 대상 핵심 요소기술
• User Effect 정량화	<ul style="list-style-type: none"> • User Effect 정량화 방법론 개발 • User Background 조사 • User Background와 Effect간의 상관관계 조사 	• User Profiling 기술
• User Effect에 의한 코드 민감도 분석	<ul style="list-style-type: none"> • 안전해석 코드 사용방식에 따른 User Effect 분석 • User의 실수 또는 코딩방식에 따른 코드 해석결과에 대한 종합적 평가 	• User Effect 분석기술
• User Guiding 시스템 구축	<ul style="list-style-type: none"> • 전문가 노하우와 지식 DB화 • DB와 User guiding 시스템간의 연동 • User guiding 시스템에 의한 User effect 감소 분석 	• User Effect 최소화하는 Guiding 시스템 구축

다. 예상성과 및 투입자원 분석

□ 예상 성과

○ 과학기술적 성과

- SPACE 코드 안정성 유지 및 개선, 적용범위 확대, 원전설계 반영으로 원전안전성 제고
- 3차원 2상유동 물리적 모델을 구비한 선진화된 SPACE 코드
- 국제 사용자 그룹 확대로 국산 안전해석코드의 위상을 세계적 수준으로 격상
- 전산 코드 입력 자동화로 시간, 인력 절감 및 정확도 향상
- LBLOCA 재관수 노심 해석 정확도 제고
- 원전 User Effect를 최소화하는 User Guiding 시스템

○ 경제사회적 성과

- 발전소 및 안전해석 기술 수출 경쟁력 향상
- 발전소 설계의 효율화로 설계 품질 제고 및 국내 안전해석 위상 강화
- LBLOCA 해석 코드의 기술적 우위 확보, 안전해석 코드 및 기술 수출 경쟁력 제고
- 세계적인 수준의 지식 전수시스템을 보유하여, 국내 원전의 안전성 확보 극대화 및 해외 원전 시장에서의 경쟁력 확보

□ 소요 투입자원 분석

○ 연구개발 자원 규모

세부기술	단기 [억원]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [억원]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
현행 계통코드 유지 및 보수	3	3	3	3	3	15	10	10	35
재관수 노심 액적 이탈 모델 개발	10	10	4	4		28			28
CAD 기반 안전해석입력체 계 개발	3	3	3	3	3	15	6		21
계통스케일 3차원 2상 유동 모델 개발, 실험 및 검증	10	10	15	15	15	65	30	20	115
안전해석 지식전수 및 인력양성체계 개발	10	10	10	20	20	70	180	240	490

○ 연구개발 인력

세부기술	단기 [MY]						중기 (+2년)	장기 (+5년 이상)	소계 [MY]
	FY-1	FY-2	FY-3	FY-4	FY-5	소계			
현행 계통코드 유지 및 보수	5	5	4	4	4	22	20	20	62
재관수 노심 액적 이탈 모델 개발	5	5	2	2		14			14
CAD 기반 안전해석입력체 계 개발	5	5	5	5	5	25	10		35
계통스케일 3차원 2상 유동 모델 개발, 실험 및 검증	6	6	6	6	6	30	15		45
안전해석 지식전수 및 인력양성체계 개발	5	5	5	10	10	35	90	120	245

○ 연구개발 인프라

- 국내 고유의 안전해석 코드 SPACE
- CAD, CFD 등 상용 전산프로그램
- MARS, SPACE 코드개발과정에서 축적된 계통코드 개발 우수 인력 및 네트워크
- 이상 유동 실험 장치 구축 및 실험 경험 인력 다수

□ 기대효과 및 파급효과

- 원자력 안전해석 원천 기술 보유로 원자력 산업의 기술경쟁력 제고

- SPACE 코드의 국내외 사용자 그룹에 대한 지속적인 기술 지원 및 코드 적용 범위 확장에 따른 다양한 사용자 요구사항 충족
- 3차원 2상유동 물리적 모델을 갖춘 SPACE 코드 및 안전해석방법론
- CAD 기반 안전해석코드 입력체계 자동화 및 코드 사용자 효과 감소시스템 개발로 원전 안전해석용 사용자 모델링 시간 절약 및 사용자 오류 제거
- 원전 안전기술의 기술축적, 인재육성 및 지식전수시스템 확보

제3부 연구개발 로드맵 및 결론

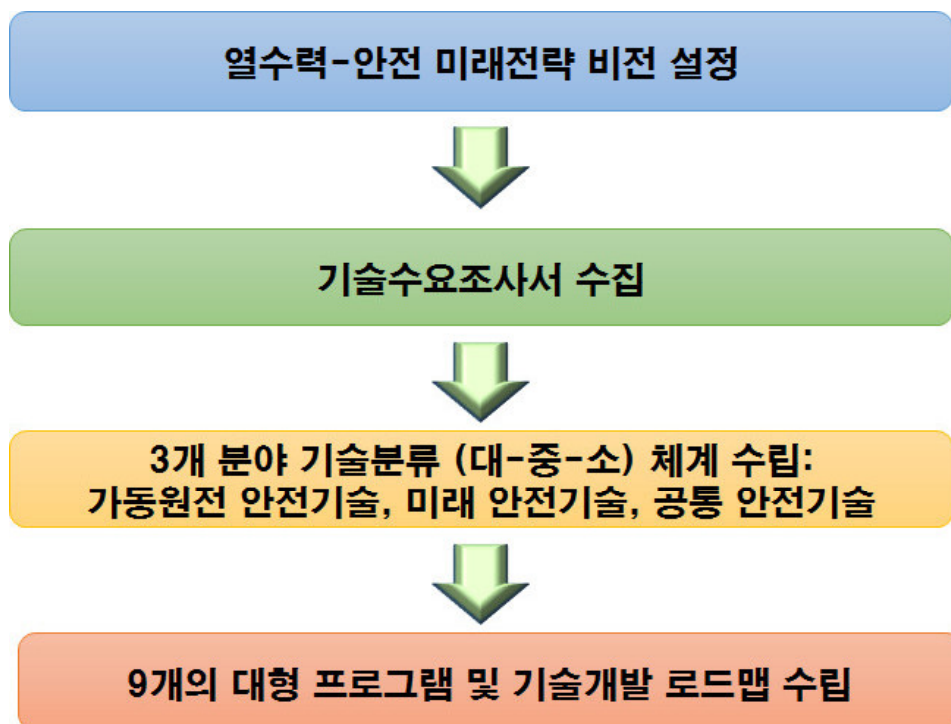
8

연구개발 로드맵

8.1 로드맵 개요

□ 로드맵 개발 절차

- 열수력·안전 미래전략 특별위원회의 소속 산·학·연 전문가들은 현재까지의 열수력·안전 연구의 성과에 대해 검토 수행
- 현재 국내의 각종 원자력 안전기술의 연구개발과 관련된 로드맵을 파악하고 해외 원자력 관련 R&D 로드맵 및 대형 사업 등도 함께 비교
- 비교검토결과를 토대로 열수력·안전 미래전략 특별위원회는 비전인 “국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술 창조”을 도출
- 제 2부에서 제시된 가동원전 안전기술, 미래 안전기술, 공통 안전기술 분야의 기술개발 로드맵은 수립된 비전을 달성하기 위한 열수력·안전 분야의 산·학·연 전문가들이 작성한 약 100개의 기술수요조사서를 토대로 제시



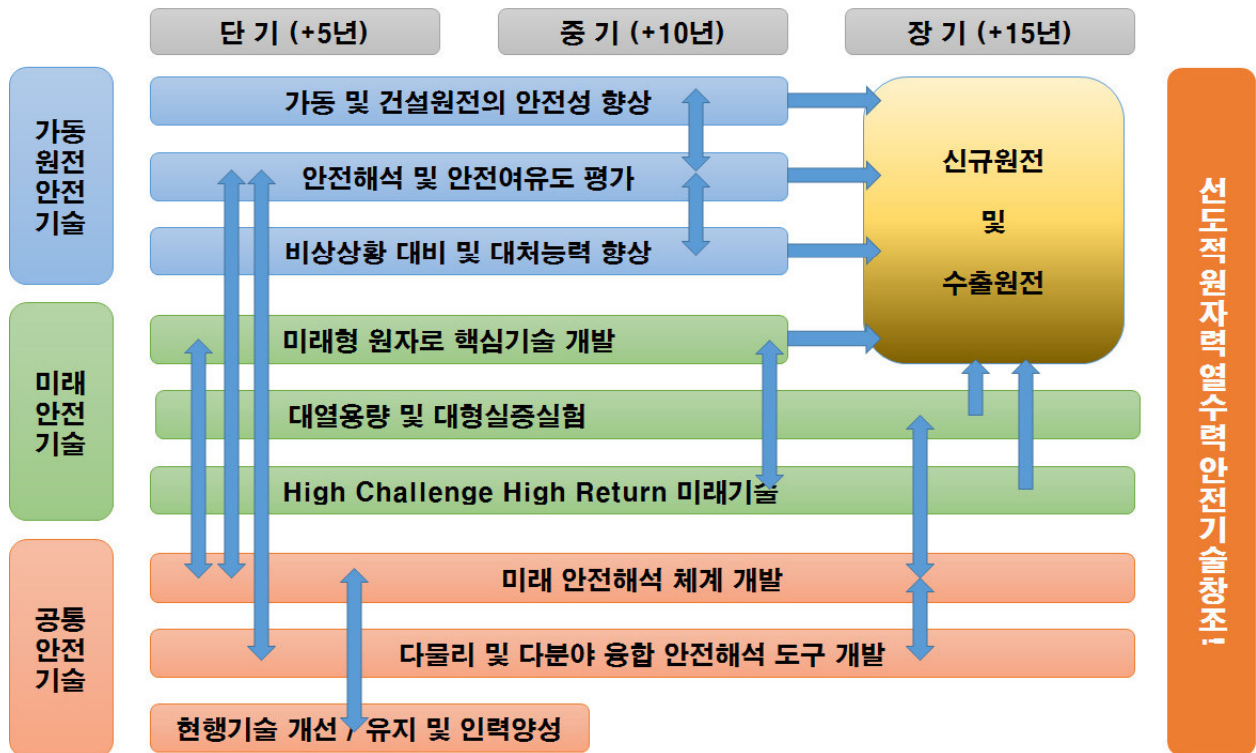
<그림 105> 로드맵 개발 절차

□ 로드맵의 의의

- 가동원전의 안전기술 로드맵의 의의는 현재 가동중인 원자력 발전소의 안전과 관련하여 원자력 열수력·안전분야의 산·학·연·관 유기적 네트워크 확보와 중장기 발전전략을 수립하여 국가정책에 반영하고자 단중기적 연구개발 로드맵을 개발하여 제시
- 미래 원자력 안전기술 로드맵의 의의는 미래 원자력 열수력·안전분야의 산·학·연·관 유기적 상호협력을 통한 미래지향적 중장기 발전전략을 수립하여 미래 원자력 연구방향에 반영하고자 중장기 연구개발 로드맵을 개발하여 제시
- 공통 안전기술 로드맵의 의의는 가동중 원전과 미래에 건설될 원자력 시스템에 공통적으로 적용될 수 있는 기술의 중장기 발전전략을 수립하여 국가정책에 반영하고자 중장기 연구개발 로드맵을 개발하여 제시
- 각 분과별 로드맵에 포함되어 있는 기술들은 다음과 같은 항목들에 대해서 산·학·연 전문가들이 분석하였음
 - 기술에 대한 정의
 - 이슈 및 문제점
 - 기술개발 필요성
 - 기술개발 국내 및 해외 현황
 - 미래 동향 예측
 - 기술개발 수행체계
 - 세부기술의 구성 및 주요 내용
 - 소요 투입자원 (예산, 소요인력, 연구 인프라)
 - 기대효과 및 파급효과

8.2 열수력·안전 미래전략 기술개발 로드맵

- 열수력·안전 미래전략 특별위원회의 비전인 “국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술 창조”를 달성하기 위해 도출한 3분야 9개 대형 프로그램의 기술개발 로드맵을 요약하면 다음과 같음



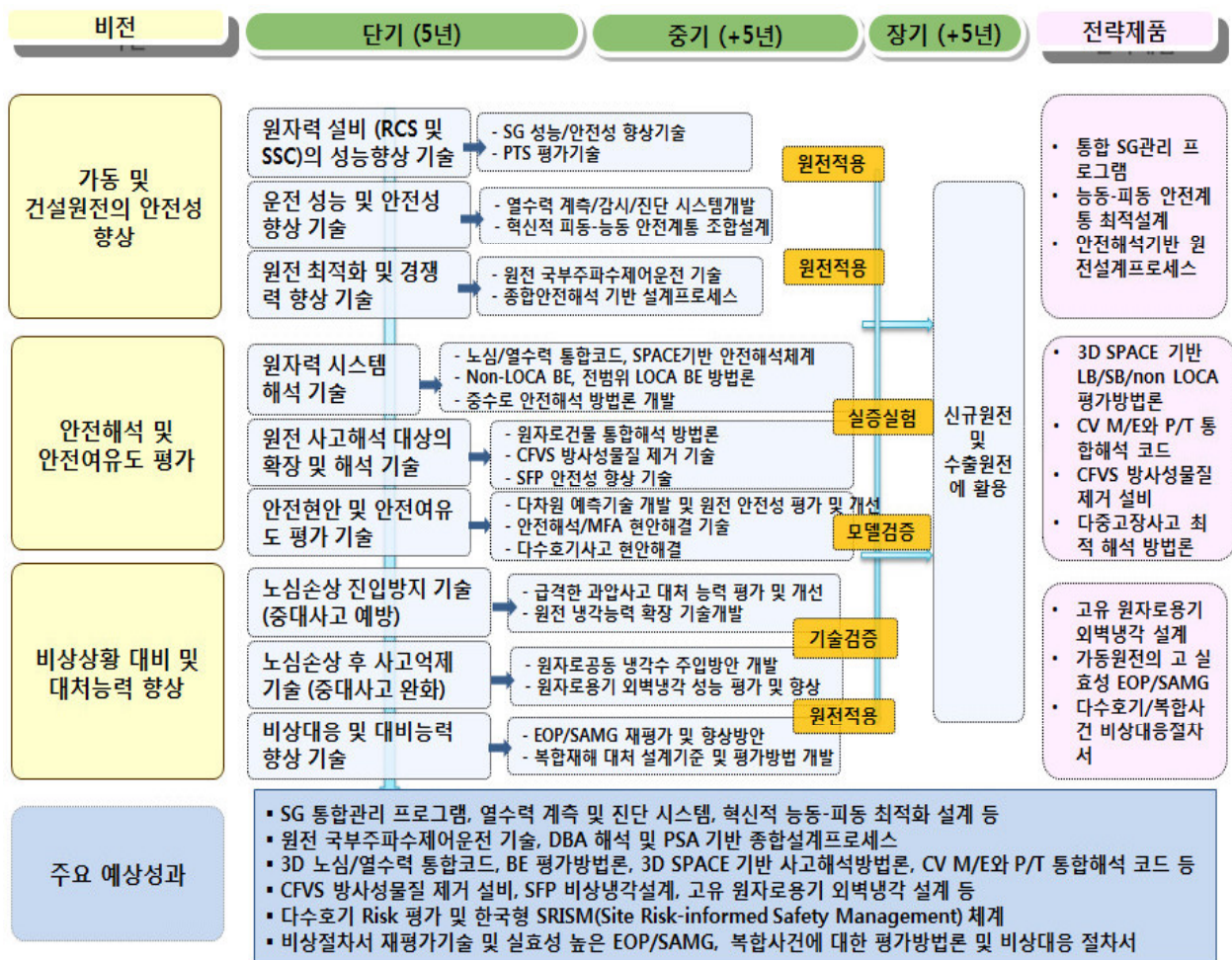
- 가동원전 안전기술은 대부분 단기와 중기 위주의 대형 프로그램으로 구성되어 있지만, 개발된 기술들은 현재의 가동 및 건설 원전에만 적용되는 것이 아니라 해외 수출 원전 및 신규로 개발하는 원전에 적용될 수 있는 기술
- 미래 안전기술은 미래형 원자로 핵심기술 개발 프로그램을 제외하고는 대부분 중장기적 기술개발이 필요하며 특히 신규원전 개발을 위해서 미래형 원자로 핵심기술 및 대형 실증실험은 필수적으로 진행되어야 함
 - High Challenge High Return 미래기술들은 우리나라가 열수력·안전기술 분야에서 세계적인 First Mover가 될 수 있게 해주는 기술들이지만 동시에 산·학·연 전문가들이 평가하기에 기술개발에 성공하기에 매우 도전적임
- 공통 안전기술은 주로 현행 원자력 안전해석을 고도화하고 열수력·안전기술의 범주를 더 넓게 적용하여 다물리 다분야 융합 안전해석이 분석도구를 개발하는 것이 주요하며, 가동원전 안전기술과 미래 안전기술 개발과 밀접하게 연계하여 추진해나가야 함

8.3 분야별 로드맵

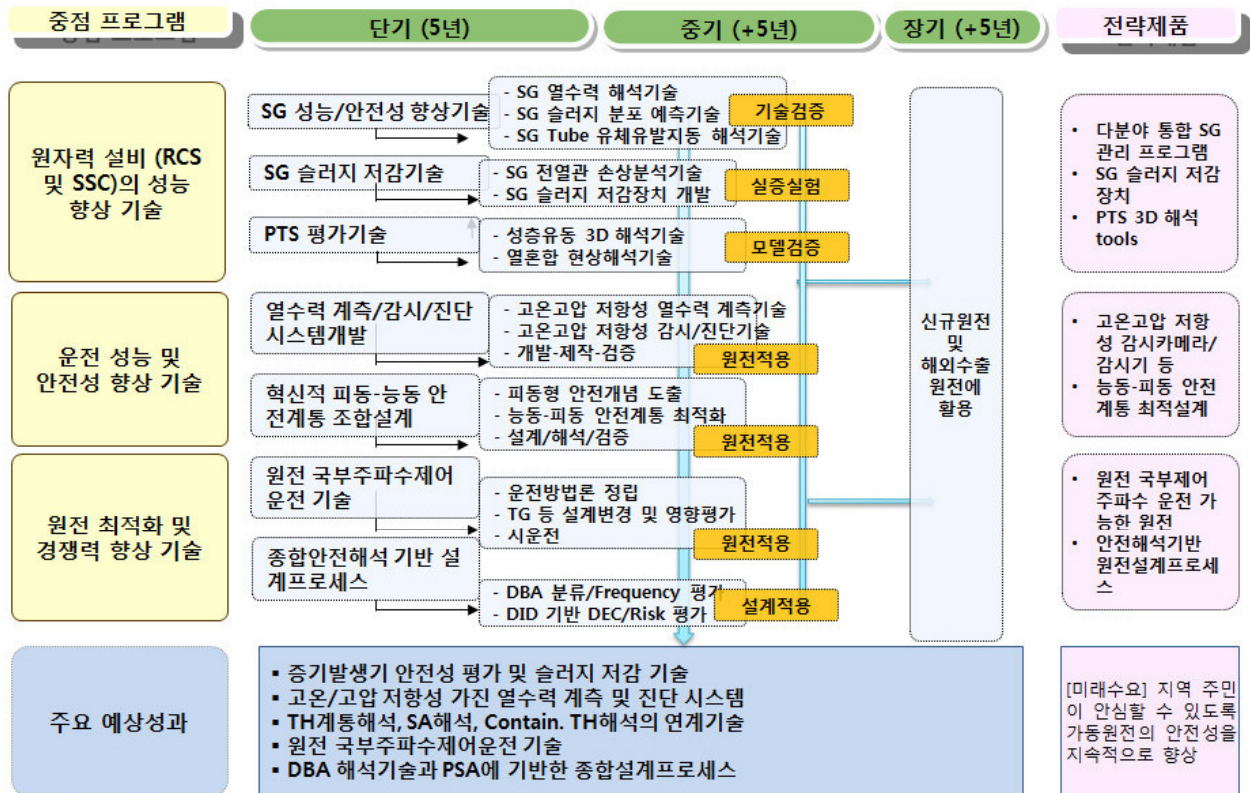
8.3.1 가동원전 안전기술 로드맵

□ 「가동원전 안전기술 분과」는 미래비전을 달성하기 위한 연구개발 로드맵 개발 전략으로서 산업계/학계/연구계를 포괄할 수 있는 대형 연구개발 프로그램을 구축, 제시.

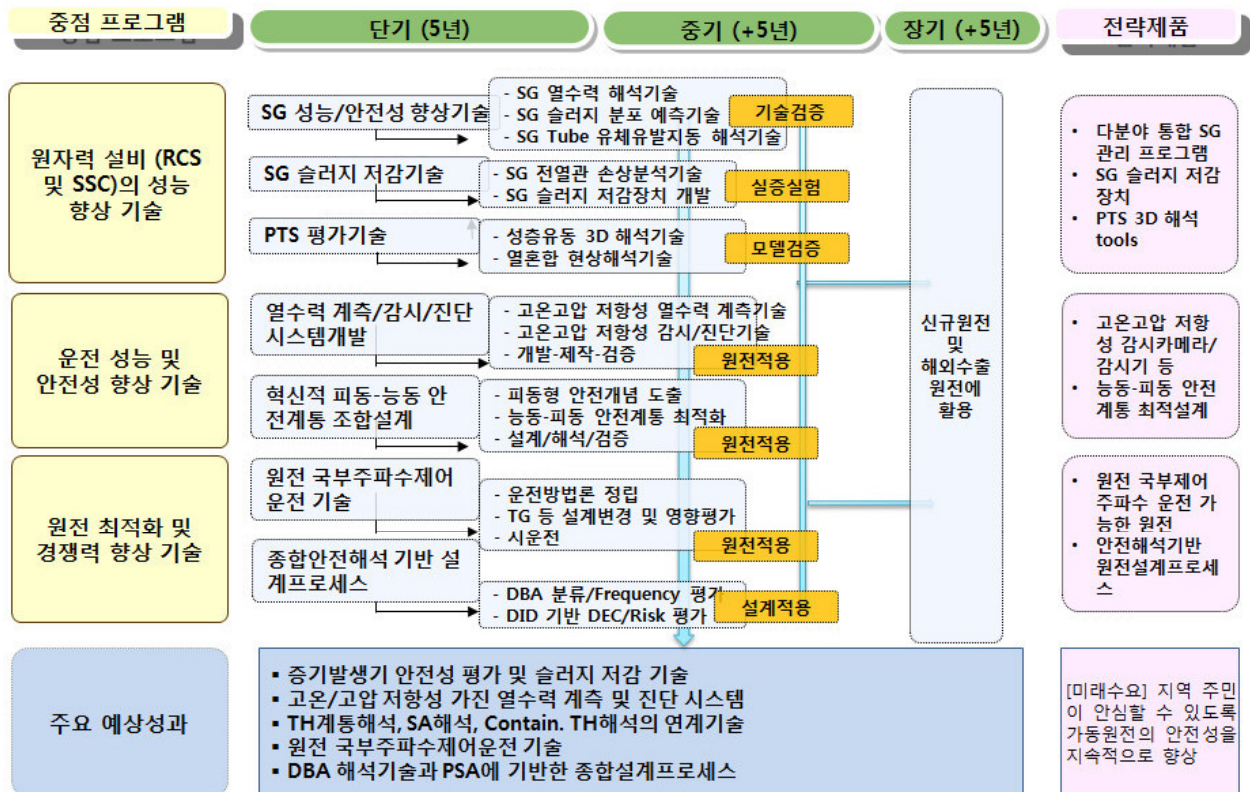
- 가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램 (SIP)
- 안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램 (SAMP)
- 비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램 (EMP)



○ SIP : 가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램



○ SAMP : 안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램



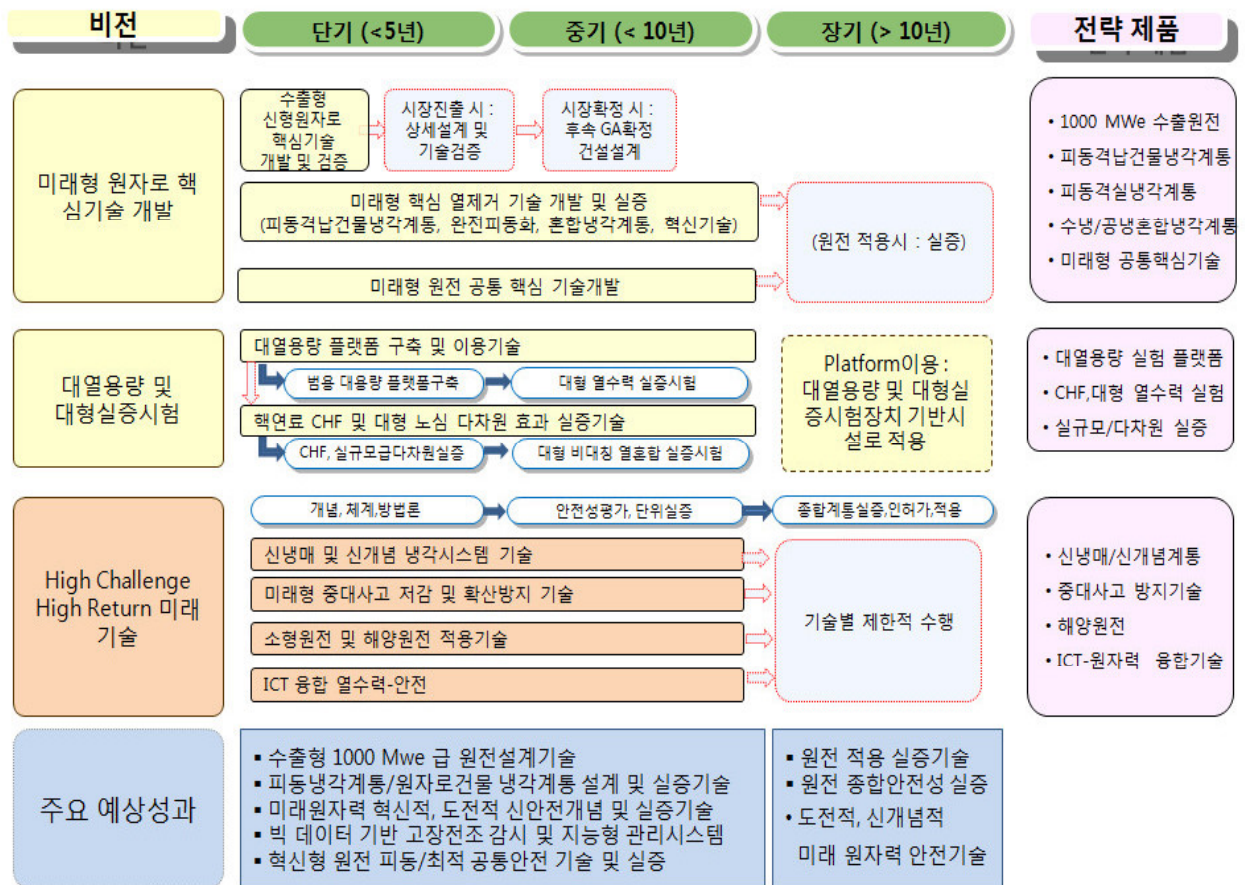
○ EMP : 비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램



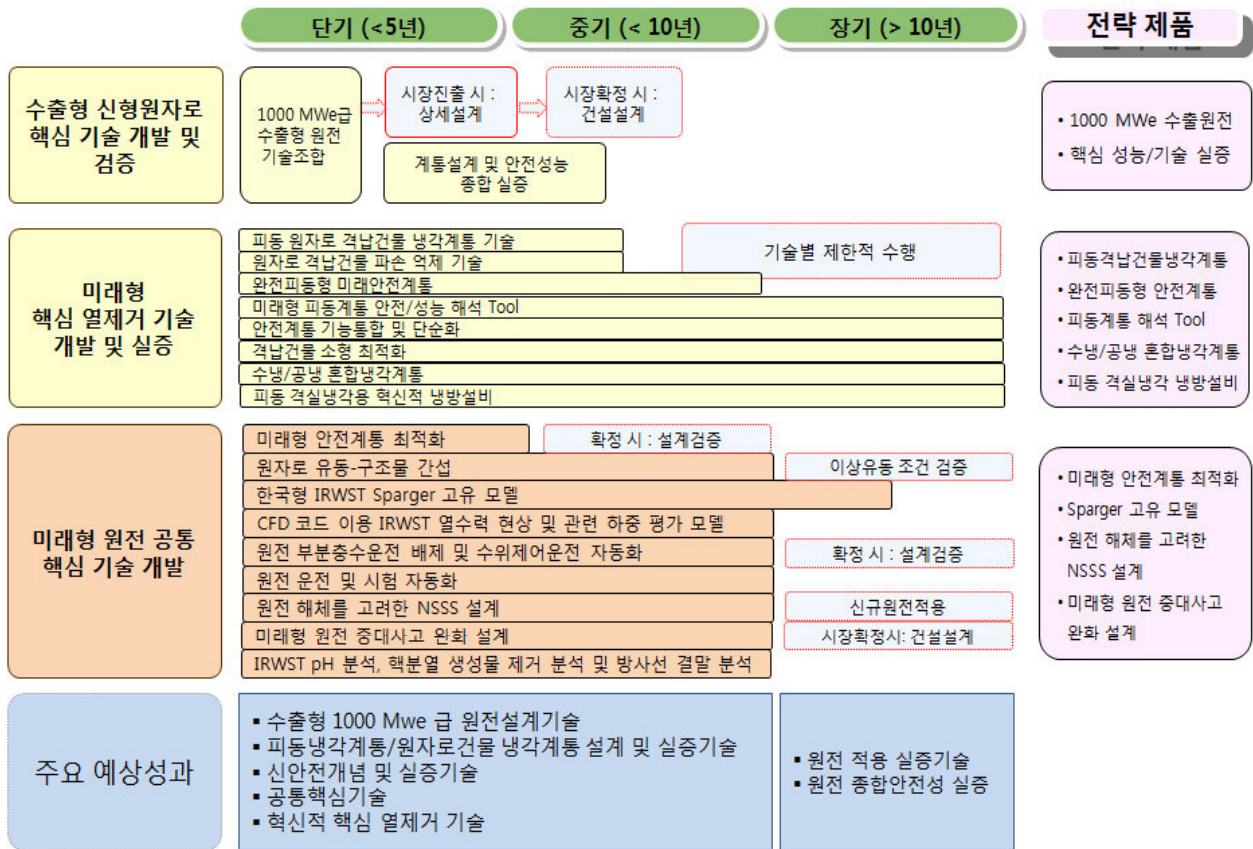
8.3.2 미래 안전기술 개발 로드맵

□ 「미래 안전기술 분과」는 미래비전을 달성하기 위한 연구개발 로드맵 개발 전략으로서 산업계/학계/연구계를 포괄할 수 있는 대형 연구개발 프로그램을 구축, 제시.

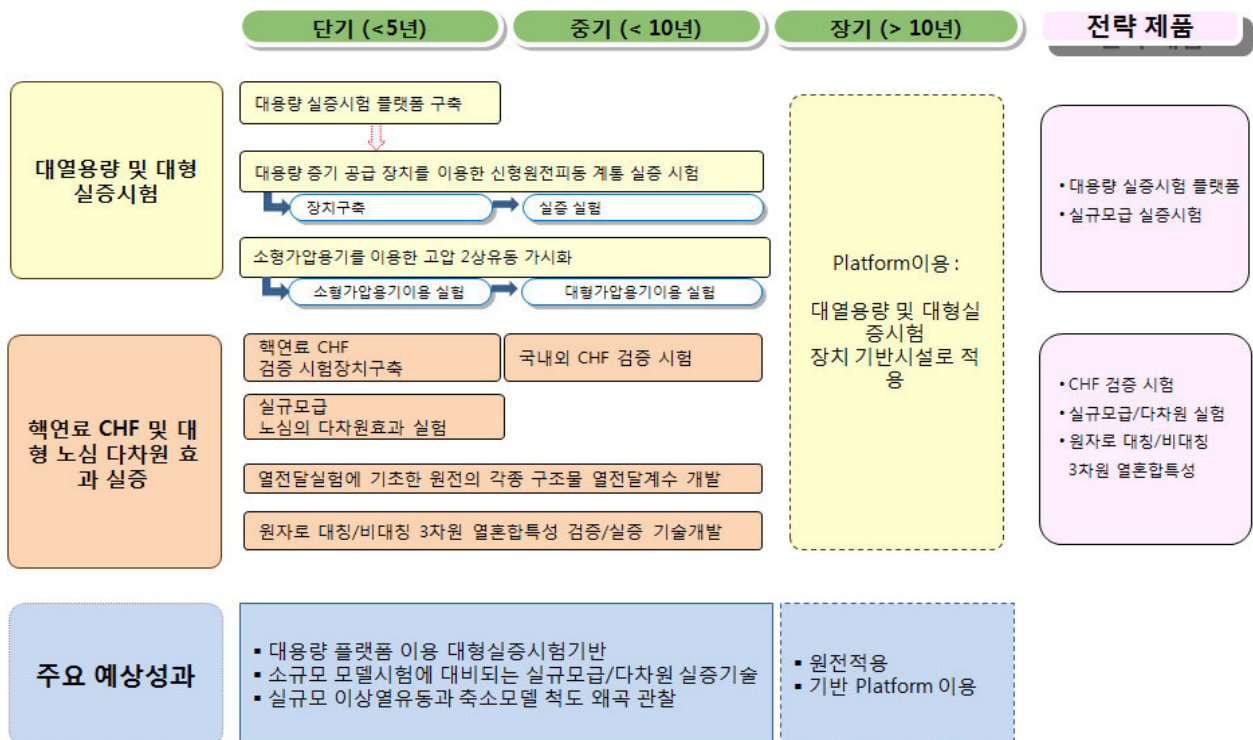
- 미래형 원자로 핵심기술 개발 프로그램
- 대열용량 및 대형실증시험 프로그램
- High Challenge & High Return 미래기술 프로그램



○ 미래형 원자로 핵심기술개발 로드맵



○ 대열용량 및 대형실증 시험 로드맵



○ High Challenge High Return 미래기술

	단기 (<5년)	중기 (< 10년)	장기 (> 10년)	전략 제품
신냉매 및 신개념 냉각시스템 기술	히트파이프를 이용한 사용후연료 저장수조 피동 열제거 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 연구 하이브리드 제어용 노내 피동냉각 미래원전 적용 전력변환 시스템 개발 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 피동 냉각 방식 연구		미래원전 신기술 및 융합기술 로 활용	• 히트파이프이용 저장수조냉각계통 • 신냉매 이용 발전 • 하이브리드 제어용
미래형 중대사고 저감 및 확산방지 기술	ATF적용 중대사고 저감 열수력 시스템 개발 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술개발 중대사고 확산 방지를 차수벽 기술 개발			• 액체 금속 및 방열핀 • ATF적용 중대사고 저감 열수력 시스템
소형원전 및 해양 원전 적용기술	해양환경에서의 경수로 안전성 평가기술 개발 마이크로 모듈형 원전 안전성 평가 기술 개발 중수기반 장주기 고속로 열수력 시스템 개발 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발			• 해양원전/플랫폼 • 마이크로모듈형원전
ICT 융합 열수력-안전	빅 데이터 기반 고장전조 감시 시스템 개발 미래과학기술 기반 지능형 사고관리 시스템 개발 IT 기반 핵심 안전기기 온라인 성능평가 및 건전성 정량화 기술 무인운전 및 사고대처 원자로			• 고장전조감시시스템 • 지능형 사고관리 시스템 • 무인운전 원자로
주요 예상성과	▪ 신냉매 및 신개념 냉각시스템 ▪ 미래형 중대사고 저감 및 확산방지 기술 ▪ 해양환경에서의 원전이용기술 ▪ ICT융합 원전 안전기술		▪ 원전적용 ▪ 미래원전 신기술 활용	

8.3.3 공통 안전기술 개발 로드맵

□ 「공통 안전기술 분과」는 미래비전을 달성하기 위한 연구개발 로드맵 개발 전략으로서 산업계/학계/연구계를 포괄할 수 있는 대형 연구개발 프로그램을 구축, 제시.

- 선진형 안전해석체계 개발 프로그램
- 다물리 및 다분야 융합 안전해석 도구 개발 프로그램
- 안전해석기술 고도화 프로그램

중점 프로그램		단기 (5년)	중기 (+5년)	장기 (+5년)	전략제품
선진형 안전해석 체계 개발	다중스케일 안전 해석체계 개발	다중스케일 안전해석코드(SPACE-CUPID-CFD) 실험 의존도 축소 열수력코드(2상계면추적, LES 난류모델/고정밀실험/검증)	원전설계 적용성 평가	원전 적용 원전 적용	• 다중스케일코드 체계
	통합사용환경/가상현실기술	통합사용환경모델개발/통합/확인 가상현실 입출력/가시화/Interactive/Mockup 플랫폼엔지니어링 Cloud 구축	시범적용 (다중스케일/다분야/DEC등) 교육훈련 등 원전 활용 기술	원전 적용 원전 적용 원전설계적용	• 통합 플랫폼 • 원전 교육훈련시스템 • 플랫폼인프라
다물리 및 다분야 융합 안전해석 도구 개발	다물리 통합 안전해석 체계 개발	다물리 연계해석체계(계통스케일) 핵연료 변형해석 기술/실증(다물리 연계코드) 설계기준초과사고 모의를 위한 계통코드 개선	가상원자로 구축 표면 구조 변경 방지 기술	원전 운영/설계적용 원전 적용 원전 적용	• 가상원자로 • 다물리·다중스케일 원전통합해석체계
	통합 안전해석 방법론 개발	DEC 해석 모델 개발 및 방법론 개발 코드 연계 계산 통합 불확실도 평가 방법론 개발	분야별 설계방법론 개발	원전설계적용 기존원전 안전성향상	• DEC해석체계 • 다물리·다중스케일 코드 설계방법론
	리스크정보 활용 통합해석체계 개발	고위해도 사고 DB 구축 기술 리스크 기반 사고 시나리오 모의 리스크 기반 냉각성능 평가실험 지능형 사고 진단 시스템		비상운전 및 재난 방재에 적용	• 리스크정보 활용 통합해석체계 • 사건추적형 사고예측시스템
	현행기술 개선/유지	현행 계통코드 유지 및 보수, 사용자그룹 운영 재관수 노심 액적 이탈/점착 모델 개발 계통스케일 3차원 2상유동 모델 개발, 실험 및 검증 CAD 기반 안전해석체계 개발		원전설계적용 기존원전 안전성향상	• 고신뢰/고정확도 1D, 3D 계통코드
현행기술 개선/유지 및 인력양성	인력양성	안전해석 지식전수 및 인력양성체계 개발		인력 양성	• User Guiding 시스템
주요 예상성과		<ul style="list-style-type: none"> • 다중스케일·다물리 안전해석 도구 및 설계방법론, 원전 설계용 통합플랫폼 • DEC 해석체계 및 설계방법론 • 고신뢰/고정확성을 갖춘 계통안전해석코드 • 가상현실기술 이용 효과적인 운전원 교육훈련 및 비상대응시스템(정상 및 사고시) • 효율적 원전 설계 및 인력양성을 위한 원전 설계 Cloud 시스템 및 User Guiding 시스템 			[미래수요] 국민이 안심하고, 수출 경쟁력을 확보할 수 있는 미래 안전해석기술

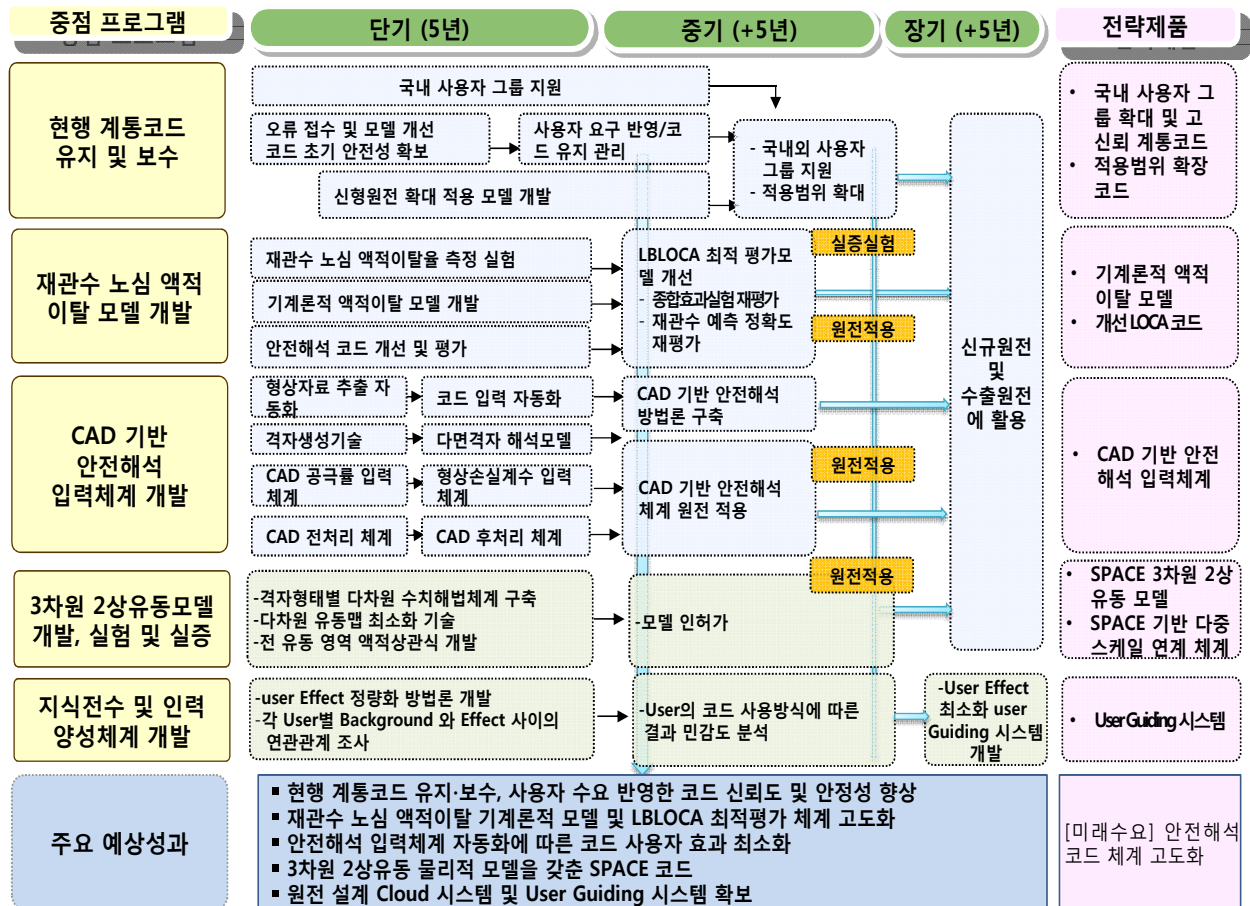
○ 선진형 안전해석체계 개발 프로그램

중점 프로그램	단기 (5년)		중기 (+5년)		장기 (+5년)		전략제품
다중스케일 안전해석 체계 개발	다중스케일 안전해석코드	-코드연계 개념정립/검증계획 수립 -CUPID-CFD 연계 -SPACE-CUPID 연계	SPACE 기반 다중스케일 해석체계 검증 원전 설계 적용성 평가	원전 설계 시범 적용	국소스케일(MS) 기반 안전해석체계 구축	SPACE 기반 다중스케일 코드 체계 • 실험상관식 최소화 열수력 안전해석기술	
	실험의존 축소 열수력 코드	-4field 수치모델 -2상 계면추적모델 -2상 유동 계면 정밀 예측기술	-2상 유동 LES 난류모델 검증 -2상 유동 고정밀 실험자료 구축				
통합 사용 환경 개발	통합사용환경 개발	-통합 플랫폼 요건 개발 -전처리 프로세스 개발(CAD 등 활용) -Mesh 생성 기술 - Data 관리 기술	-코드 종합관리/실행 기술 -후처리 프로세스 개발 -모델 통합/확인 -다중/다물리 코드 연계 적용 -DEC 분석체계 연계 적용	원전 설계 적용	통합 플랫폼		
가상현실기술의 원전적용기술 개발	가상현실 기술개발	-CAD 기반 입출력 개발 -3D, 4D 가시화 기술 -Mockup, Interactive 기술	-이상유동 표현기술 -중대사고 표현기술	원전 적용	가상현실가시화기술 • 운전지원시스템 • 비상운전/중대사고 훈련시스템 등		
	가상현실 활용 기술개발	-요건 및 RoadMap 개발	-유지보수훈련시스템 -운전지원시스템 -비상운전/중대사고 훈련시스템				
플랜트엔지니어링 Cloud 구축		-SPACE / Risk 평가 연계 -설계 및 운영에 중요 Data 선별 -AI-assisted data mining 시스템 구축	-중대사고 코드 연계 -폐로까지의 중요 Data 선별	시범 적용	원전 life Cycle 과 연동된 해석코드체계 Cloud • Cloud 운영 기술		
주요 예상성과	▪3차원 2상 유동 물리적 모델을 갖춘 SPACE 코드 및 안전해석방법론 ▪복합 스케일 원전 안전해석코드 체계 ▪원전 설계용 통합플랫폼 ▪가상현실기술 이용 운전원 교육훈련시스템 및 비상대응시스템 ▪원전 설계 Cloud 시스템 및 User Guiding 시스템 확보					[미래수요] 세계적 수준의 원전설계, 교육훈련, 비상대응 시스템 보유, 원전 안전에 대한 국민의 우려 해소/해외 경쟁력 확보	

○ 다물리 및 다분야 융합 안전해석 도구 개발 프로그램

중점 프로그램	단기 (5년)	중기 (+5년)	장기 (+5년)	전략제품	
다물리 통합 안전해석 체계 개발	<div>다물리 연계 해석체계 (계통스케일)</div> <div>핵연료 변형 해석 기술 및 실증</div> <div>DEC 해석체계 (계통코드 해석 범위 확장)</div> <div>계통/중대사고 통합해석 (다분야 연계)</div>	<div>- 기기스케일 다물리 연계체계 개발</div> <div>- 안전해석방법론 구축</div> <div>- 다중스케일 해석코드</div> <div>- 다물리 연계코드 검증</div> <div>- 안전해석방법론 구축</div> <div>- 계통코드 해석범위: 초기 중대사고커버</div> <div>- 실험 평가해석</div> <div>- 계통/중대사고코드 통합해석체계</div> <div>- 통합해석체계 검증 및 불확실도 평가</div>	<div>- 가상원자로 구축</div> <div>표면구조 변경 방지/완화 기술</div> <div>구조변경 모델 개발/검증</div>	<div>후속 건설 원전적용 가상원자로 운영</div> <div>후속 건설 원전적용</div> <div>DEC 평가 시뮬레이터에 활용</div> <div>중대사고 대처설비 평가</div>	<div>• 다물리 연계코드 개발 및 안전해석방법론 구축</div> <div>• 가상원자로 개발</div> <div>• 복합표면구조 변형 모델 개발/검증</div> <div>• 중대사고 통합해석 체계</div> <div>• 계통코드 해석범위 확대</div>
통합 안전해석방법론 개발	<div>DEC 해석방법론</div> <div>통합해석 불확실도 평가방법</div>	<div>- DEC 추가 시나리오 도출</div> <div>- 시나리오별 안전성평가방법론 개발</div> <div>- 코드 coupling 불확실도 연구</div> <div>- 통합코드 설계 적용 방안 연구</div>	<div>- 안전여유도평가 기술</div> <div>- DEC 안전성 확보 기술</div> <div>통합코드해석 불확실도 정량화</div> <div>적용분야별 설계방법론 개발</div>	<div>신규원전설계적용 기준원전 안전성향상</div> <div>신규원전설계적용 기준원전 현안해결</div>	<div>• DEC 안전성평가방법론</div> <div>• 통합(연계) 해석 불확실도 평가 방법 및 설계기술</div>
리스크 정보 활용 통합해석체계 개발	<div>고위험도 사고 DB 구축기술</div> <div>리스크기반 사고 시나리오 모의</div> <div>리스크 기반 냉각성능 평가실험</div> <div>지능형 사고진단 시스템</div>	<div>- 사건/고장 수목 보완</div> <div>- 사건수목 spectrum 기술</div> <div>- 설계초과/정지/저출력 모의기능 보완</div> <div>- BOP 특수모델 개발</div> <div>- 개발(다차원/피동) 효과 실험</div> <div>- 종합효과 실험</div> <div>- 원전 정보처리 기술</div> <div>- 인공지능을 이용한 사건수목 학습기술</div>	<div>- 리스크 정보 불확실도 평가 기술</div> <div>병렬계산 및 GUI 기술</div> <div>BOP 포함 종합계산 검증</div> <div>리스크정보 불확실도 검증 실험</div> <div>사건수목 해석 DB 생산</div> <div>사건추적형 사고예측시스템 개발</div>	<div>국가 재난 방제시스템 원전 실질적 안전향상 기여</div>	<div>• 리스크정보 종합 원전 평가 체계</div> <div>• 사건 추적형 사고예측시스템</div>
주요 예상성과	<div>▪ 다물리 연계 해석체계 및 안전해석방법론 개발 (계통스케일)</div> <div>▪ 다물리 연계 가상원자로 개발 (다중스케일)</div> <div>▪ 계통코드의 다분야 기술 통합으로 안전해석범위 확장 (다분야 연계: 계통+중대사고)</div> <div>▪ DEC 안전성평가 코드 체계 및 통합코드체계 이용 원전 설계 기술</div> <div>▪ 리스크 정보 활용 종합 원전 평가 체계 (다분야 연계: PSA+계통/중대사고)</div>				
	<div>[미래수요] 원전 사고해석 대상의 확장 및 해석 기술 (코드, 방법론 등)의 정밀화, 고도화</div>				

○ 안전해석기술 고도화 프로그램



9.1 결 론

- 원자력 열수력·안전 분야의 창조적인 중장기 발전전략을 수립하고자 한국 원자력학회 산하에 ‘원자력 열수력·안전 미래전략 특별위원회’를 운영함
 - 다양한 세대를 포함하는 산학연 전문가들로 특별위원회를 구성하고, 열수력·안전 분야의 핵심기술 유지 및 발전에 충실한 창조적·융합적인 미래 지향형 연구개발 전략을 수립함
 - 국내외 기술개발 계획 및 주요 연구개발 로드맵, 그리고 국내외 환경 변화 및 주요 연구성과의 분석을 통해 도출된 시사점을 반영
 - 장기 비전 설정, 미래수요 기술 발굴, 핵심기술 확보를 위한 연구개발 프로그램 도출, 관련 추진전략 도출 및 소요 자원 투입규모 산정 등을 수행함
 - 산학연 전문가들이 제시하는 기술수요조사서 분석을 통한 계층적 기술체계를 수립
- 특별위원회 활동을 통해 3개 기술 분과별로 기술체계 및 기술개발 로드맵 개발, 대형 연구개발 프로그램 도출 및 자원 투입계획 분석 등을 수행함
 - ‘가동 원전 안전기술’ 분과: 가동 원전 안전성 향상을 위해 직접 적용 가능한 중 단기적 소요 기술로서, 가동 및 건설 원전의 안전성 향상, 안전해석 및 안전여유도 평가, 비상상황 대비 및 대처능력 향상 등 3개의 대형 프로그램을 도출함
 - 9개의 중분류 기술 및 25개의 세부기술이 도출됨
 - ‘미래 원자력 안전기술’ 분과: 중장기적 기간이 소요되는 미래지향적 안전기술로서, 미래형 원자로 핵심 기술, 대열용량 및 대형 실증기반, High-Challenge High-Return 미래기술 등 3개의 대형 프로그램을 도출함
 - 9개의 중분류 기술 및 25개의 세부기술이 도출됨
 - ‘공통 안전기술’ 분과: 가동중 및 미래형 원전에 공통적으로 적용 가능한 핵심 안전기술로서, 선진형 안전해석 체계 개발, 다물리·다분야 융합형 안전해석 도구 개발, 안전해석 기술 고도화 등 3개의 대형 프로그램을 도출함
 - 6개의 중분류 기술 및 17개의 세부기술이 도출됨
- 본 보고서는 산학연 전문가들이 원자력 안전성 증진에 필요한 연구개발 대상을 도출한 것으로, 연구개발 사업의 중점 추진방향에 따라 수행의 우선순위가 설정되어야 할 것이며, 향후 환경변화 등을 반영하여 주기적으로 개정될 필요가 있음

비 전

국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술의 창조



목 표

원자력 열수력·안전 분야의 창조적인 중장기 발전전략 수립 및 이행
(원자력 에너지 이용의 지속가능성 및 국제적 리더십 확보)

가동 원전의 안전성
향상기술 확보

미래 원자력 핵심기술의
선도

공통 안전기술의
고도화



세부 목표 및 개발 프로그램

가동 원전의 안전성 향상을 통한 원자력 에너지의 지속가능성 증진

- 가동 및 건설 원전의 안전성 향상
- 안전해석 및 안전여유도 평가 능력의 확충
- 비상상황 대비 및 대처 능력의 향상

미래 원자력 기술의 안전성 확보에 필요한 핵심기술 개발 선도

- 미래형 원자력 시스템의 핵심 안전기술 확보
- 대열용량 및 대형 실증기반의 확보 및 운용
- 고부가 가치의 도전적 미래기술 확보: High-Challenge & High-Return 기술

선진형 안전해석 기술의 개발 및 활용을 통한 국제적 리더십 확보

- 공통기반 선진형 안전해석 체계 구축
- 다물리·다분야 융합형 안전해석 도구의 개발 및 적용
- 안전해석 기술의 지속적 고도화 추진

9.2 정책 건의사항

- 원자력 에너지의 국가적 활용에 대한 지속성 보장을 위해서는 원자력 안전성의 향상 및 관련 우수 인력의 확보를 위한 지속적인 노력이 매우 중요함
 - 후쿠시마 원전 사고 교훈으로 도출된 원자력 시설의 심층방호(Defense-in-Depth) 능력을 강화하기 위해서는 열수력·안전 분야의 체계적인 기술 개발 노력이 최우선적으로 요구되고 있음
 - 열수력·안전 분야의 기술 개발을 통해 원전의 심층방호 능력을 강화하고, 이로부터 원전의 중대사고 진입방지 확신을 통한 국민 수용성의 확보가 가장 중요함
 - 원자력기술 수출국 지위에 부합하는 고유 안전기술 확보 및 안전성 증진을 위한 국제적 선도 노력이 지속될 필요가 있음
 - 고유 안전해석 체계 구축 및 선진형 안전기술 확보 등을 통한 국제적 리더십 확보
- 본 보고서에서 도출된 기술개발 대상들은 국내 원자력 안전성 향상에 필요한 중요 연구개발 대상으로서, 국가의 원자력 정책 수립 또는 특정 정부부처의 관련 연구개발 사업의 기획방향 및 시급성에 따라 선택적으로 활용될 수 있기를 희망함
- 도출된 정책적 건의사항을 주요 관점별로 요약하면 다음과 같음:
 - 선도형 원천기술 및 범용 안전기술 개발, 그리고 기보유 안전기술의 고도화 노력 지속
 - 상용 원전의 미확보 원천기술 개발 및 안전성 증진을 위한 선도형 연구 추진
 - 연구성과의 활용성 강화를 위한 융합형 연구 촉진 및 이의 실현을 위한 연구개발 환경 조성
 - 다분야 융합형 연구개발 프로그램 개발 촉진을 통해 핵심 안전현안 해결에 기여
 - 원자력 안전연구 성과의 중립적 활용성 강화
 - 기보유 안전연구 인력의 기술개발 역량 강화, 그리고 노령화에 대비한 신규 우수인력 확보 노력
 - 정채된 원자력안전 연구비 규모의 실질적 확대 및 연구비 편성구조의 선진형 개선 노력



약 어 집

AESJ	Atomic Energy Society of Japan (Japan)
ANC-K	Kinetic version of ANC (Advanced Nodal Code, Westinghouse)
ANL	Argonne National Laboratory
AOO	Anticipated Operational Occurrences
AOV	Air Operated Valve
AP600	Advanced PWR 600 MWe (Westinghouse)
AP1000	Advanced PWR 1000 MWe (Westinghouse)
APR1400	Advanced Power Reactor 1400 MWe
APR+	Advanced Power Reactor Plus
APWR	Advanced Pressurized Water Reactor
ARTEMIS	AREVA사에서 개발한 core simulator
ASAMPSA_E	유럽의 PSA project (Advanced Safety Assessment Methodologies: Extended PSA)
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
ATF	Accident Tolerant Fuel and Cladding
ATHOS	증기발생기 열수력거동 해석용 컴퓨터 코드 (Analysis of the Thermal Hydraulics of Steam Generators, EPRI)
ATHYC	프랑스 EDF사 증기발생기 코드
ATLAS	Advanced Thermal-Hydraulic Test Loop for Accident Simulation
ATMEA1	1100 MWe PWR developed by joint venture between Mitsubishi & Areva (3-loop)
AtomCare	ATOMic Computerized technical Advisory system for a Radiological Emergency
bDBA	Beyond Design Basis Accident
BOP	Balance of Plant
CAP	Containment Analysis Package (FNC and KEPRI)
CAP1000	Chinese Advanced PWR 1000 MWe
CASL	Consortium of Advanced Simulation for LWRs
CATHARE	Code for Analysis of Thermal-Hydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation
CCW	Component Cooling Water
CDF	Core Damage Frequency
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (프랑스 에너지성)
CEFLASH	LBLOCA시 blowdown phase 해석용 열수력코드 (CE)
CFD	Computational Fluid Dynamics
CFVS	Containment Filtered Venting System
CHF	Critical Heat Flux
CMFD	Computational Multi Fluid Dynamics
CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
COBRA-FLX	AREVA사에서 개발한 core thermal-hydraulic module
COSINE	CORE and System INtegrated Engine for design and analysis (중국에서 개발한 소프트웨어 플랫폼. 열수력 코드 및 3-D 물리거동 코드 포함)
CRDM	Control Rod Driving Mechanism

CRPPH	Committee on Radiation Protection and Public Health
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
CUPID	Component Unstructured Program for Interfacial Dynamics
DBA	Design Basis Accident (설계기준사고)
DCH	Direct Containment Heating
DEC	Design Extension Condition (설계확장조건)
DiD	Defence-in-Depth (심층방어)
DNS	Direct Numerical Simulation
DOE	US Department of Energy
DSA	Deterministic Safety Analysis
DSP	Domestic Standard Problem (국내표준문제)
E-COREA	한국원자력연구원에서 개발한 전산해석코드로서, 국내 실정이 고려된 토양, 농작물, 축산물 등을 통한 방사성물질의 이동경로 및 피폭량 등을 해석
EDC	Extended Design Condition (확대설계조건)
EDF	Électricité de France (프랑스 유틸리티)
EMP	Emergency Management Program
EOP	Emergency Operating Procedures
EPR	European Pressurized water Reactor
EPRI	Electric Power Research Institute
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor (GE-Hitachi)
ESNII	European Sustainable Nuclear Industrial Initiative
EU-APR	European Advanced Power Reactor
FADAS	Following Accident Dose Assessment System
FCI	Fuel Cladding Interaction
FESTA	SMART의 열수력종합효과 실험장치 (SMART-ITL)의 다른 이름
FLEX	FLEXible (미국에서 제안된 이동형 전원 공급시스템)
FLICA	CEA에서 개발한 열수력코드
FSLOCA™	FULL SPECTRUM LOCA (Westinghouse)
FTL	Failure Transient Limit
FTREX	Fault Tree Reliability Evaluation eXpert
GCR	Gas Cooled Reactor
GEN-IV	Generation IV type reactors
GOTHIC	원자로건물 해석 코드 (Generation of Thermal Hydraulic Information in Containment, NAI)
GRS	Global Research for Safety (Germany)
GUI	Graphic User Interface
HORIZON2020	FP8, the eighth phase of the Framework Programmes for Research and Technological Development (EU-FP8의 별칭)
IAT	Interfacial Area Transport (계면이송방정식)
ICI	In-core instrument
ICT	Information and Communication Technology
IMPACT	Integrated Modular Plant Analysis and Computing Technology
INL	Idaho National Laboratory
IRSN	Institut de Radioprotection et de Surete Nucleaire (France)
IRWST	In Containment Refueling Water Storage Tank
ISAAC	Integrated Severe Accident Analysis code for CANDU plants

ISP	International Standard Problem (국제표준문제)
ITM	Interface Tracking Method
IVMR	In-vessel Melt Retention
IVR-ERV	In-Vessel corium Retention through External reactor Vessel Cooling
IAEA	Japan Atomic Energy Agency (Japan)
JNES	Japan Nuclear Energy Safety organization (Japan)
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute
KATHY	Areva의 임계열유속 실험 설비
KINS	Korea Institute of Nuclear Safety
KREM	대형냉각재상실사고에 대한 최적 방법론 (KEPRI Realistic Evaluation Methodology)
LADAS	Long-range Accident Dose Assessment System
LES	Large Eddy Simulation
LOCA	Loss of Coolant Accident
LOFTRAN	a modular Library of Transient Routines which simulate operation of a PWR (Westinghouse)
LORAS	Long-range Oceanic Radiological Assessment System
LRR	Load Reduction Ring
LSTF	Large Scale Test Facility (Westinghouse)
M/E	Mass and Energy
MAAP	Modular Accident Analysis Program (Fauske & Associates)
MAMBA	MPO (Materials Performance and Optimization, CASL consortium) Advanced Model for Boron Analysis (Univ. of Michigan)
MARS	Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety
MARVEL-M	Mitsubishi사에서 US-APWR의 MSLB해석에 사용하는 코드. MARVEL (Multi-loop Analysis of PWR System Transient ,Westinghouse)의 Mitsubishi 버전
MASTER	Multi-purpose Analyzer for Static and Transient Effects of Reactor (KAERI)
MCCI	Molten Corium and Containment Interaction
MCR	Main Control Room
MELCOR	SNL에서 개발한 중대사고 해석코드
MIDAS	Multi-Dimensional Investigation in Downcomer Annulus Simulation
MSLB	Main Steam Line Break accident
NC21	Nuclear Cogeneration Industrial Initiative
NEA	Nuclear Energy Agency
NEAMS	Nuclear Energy Advanced Modelling and Simulation
NEI	US Nuclear Energy Institute
NEPTUNE	프랑스 EDF-CEA 공동 추진의 장기 R&D 프로젝트, 차세대 원자로 전산모사 도구
NIRS	National Institute of Radiological Science (Japan)
NRC	Nuclear Regulatory Committee
NSSS	Nuclear Steam Supply System
NTTF	Near-Term Task Force
NUGENIA	NUclear GENeration II & III Association
NURESAFE	NUclear REactor SAFETY simulation platform
NURESIM	european reference SIMulation platform for NUclear REactors
NURISP	NUclear Reactor Integrated Simulation Project
OECD	Organization for Economic Co-operation & Development (경제협력개발기구)

OMEGA-2	CEA의 임계열유속 실험 설비
OPR1000	Optimized Power Reactor 1000
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
P/T	Pressure and Temperature
PAFS	Passive Auxiliary Feedwater System
PARCS	Purdue Advanced Reactor Core Simulator
PCCS	Passive Containment Cooling System
PIRT	Phenomena Identification Ranking Table
PKL	OECD/NEA의 1차 냉각수 실험 설비 (Primär-Kreis-Lauf: Primary Coolant Loop)
PRA	Probabilistic Risk Analysis
PRHR	Passive Residual Heat Removal system
PTS	Pressurized Thermal Shock
RANS	Reynolds-Averaged Navier-Stokes
RCGVs	Reactor Coolant Gas Vent System
RCP	Reactor Coolant Pump
RCS	Reactor Coolant System
RELAP	Reactor Excursion and Leak Analysis Program (INL)
RETAS	REactor Transient Analysis System
RETRAN	REactor coolant system TRANsient analysis computer code (Westinghouse)
RIPBA	Risk-Informed Performance Basis Analysis (리스크정보-성능기반 해석 기법)
RISMC	Risk-Informed Safety Margin Characterization
ROCOM	독일의 냉각수 혼합 실험 설비 (Rossendorf Coolant Mixing Model)
SALOME	software that provides a generic platform for Pre- and Post-processing for numerical simulation (EDF and CEA)
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SAMP	Safety Analysis and Margin Program
SAMPSON	Severe Accident analysis code with Mechanistic Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear field
SATAN-VI	냉각재상실사고 코드 (Westinghouse)
SBO	Station BlackOut (전원상실사고)
SCS	Shutdown Cooling System
SERENA	Steam Explosion REsolution for Nuclear Applications
SFP	Spent Fuel Pool
SFR	Sodium-cooled Fast Reactor
SG	Steam Generator
SI	Safety Injection
SIP	Safety Improvement Program
SMART	System-integrated Modular Advanced Reactor
SMM	Subcooling Margin Monitor
SNAP	Symbolic Nuclear Analysis Package (NRC)
SNETP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
SOARCA	State-Of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project
SPACE	Safety and Performance Analysis CodE for Nuclear Power Plants
SRIA	Strategic Research and Innovation Agenda
SRISM	Site Risk-Informed Safety Management

SRV	Safety Relief Valve
SSC	System, Structures, and Components
TORC	a computer code for determining the Thermal margin Of a Reactor Core
TRACE	TRAC (Transient Reactor Analysis Code)/RELAP advanced computational Engine
TRITON	EPRI사 ATHOS 대체용 고정밀 해석 기반 슬러지 거동 분석 프로그램 (Transport Rigor Implemented with Time-Dependent Operation for Neutronic Depletion)
TROI	Test for Real cOrium Interaction with water
TSC	Technical Supporting Center
TWINKLE-M	Mitsubishi version of TWINKLE (multi-dimensional neutron kinetics computer code developed by Westinghouse)
V&V	Validation and Verification
VESTA	Verification of Ex-vessel corium STabilization
VIPRE	Versatile Internals and Component Program for Reactors
VOF	Volume of Fluid model
VRCATS	Virtual Reality Computer Assisted Training System
VVER1000	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (water-water energetic reactor)
WEC	Westinghouse Company
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association



참고 문헌

- 산업부, ‘Nu-TECH2030’ , 2014.
- 미래창조과학부, ‘제4차 원자력 연구개발 계획’ , 2011.
- 원자력안전위원회 ‘원자력 안전 종합계획’ , 2013.
- 미국 CASL 프로그램
- LWRS 프로그램: USDOE, LWR Sustainability Program: Integrated Program Plan, 2013.
- 프랑스 NEPTUNE 프로그램
- 미국 산업계의 FLEX, 2011.
- 한원(연) 안전연구 발전전략, 2013.
- Technology Roadmap, Nuclear Energy, OECD/NEA, IEA, 2010.
- 2013 에너지기술 비전로드맵, 산업부/한국에너지기술평가원, 2013.
- EU NUGENIA Roadmap 2013, NUGENIA, 2013.
- EU SNETP, Strategic Research and Innovation Agenda, 2013.
- European Commission, Euratom Work Programme 2014-2015, 2013.
- USNRC Research Activities, FY ‘12~’ 14, NUREG-1925, 2013.

부록-1

특별위원회의 구성 및 활동경과

□ 특별위원회의 구성

○ 위원회 활동 개요

- (위원회 구성) 열수력·안전 분야의 장기 비전 설정, 핵심기술 확보를 위한 추진전략 및 인력양성 계획 수립 등을 집중적으로 수행할 한시적 조직으로 “특별위원회”를 구성
 - * 다양한 세대를 아우르는 산·학·연 전문성이 모두 포함되도록 위원회를 구성
 - * 이를 통해 산·학·연·관의 창조적·융합적 발전전략을 수립
- (위원회 운영) 유관 연구부회 (원자력 열수력 및 안전 연구부회 등) 활동과 긴밀한 연계하에 위원회를 운영
- (성과 목표) 국가 원자력 정책 및 연구개발 전략으로 승화할 수 있는 제언 도출
 - * 차세대 원자력 기술의 개발 및 인허가 관련 안전연구의 전략적 추진을 위한 국가 차원의 중장기적 로드맵 제시 및 이의 달성을 위한 체계적인 자원 투입계획 수립

○ 활동 목표

- 원자력 열수력·안전 분야의 장기 비전 설정, 전문인력 양성 전략 및 연구개발 전략 등을 수립하고, 이를 통해 국가 정책 반영을 위한 제언을 도출하고자 함

○ 구성 및 활동기간

- 산·학·연 전문가로 위원회를 구성하여, 단기간 집중적인 활동을 수행함
- 활동 기간: 2013. 10. 11 - 2014. 10. 31

○ 활동 방침

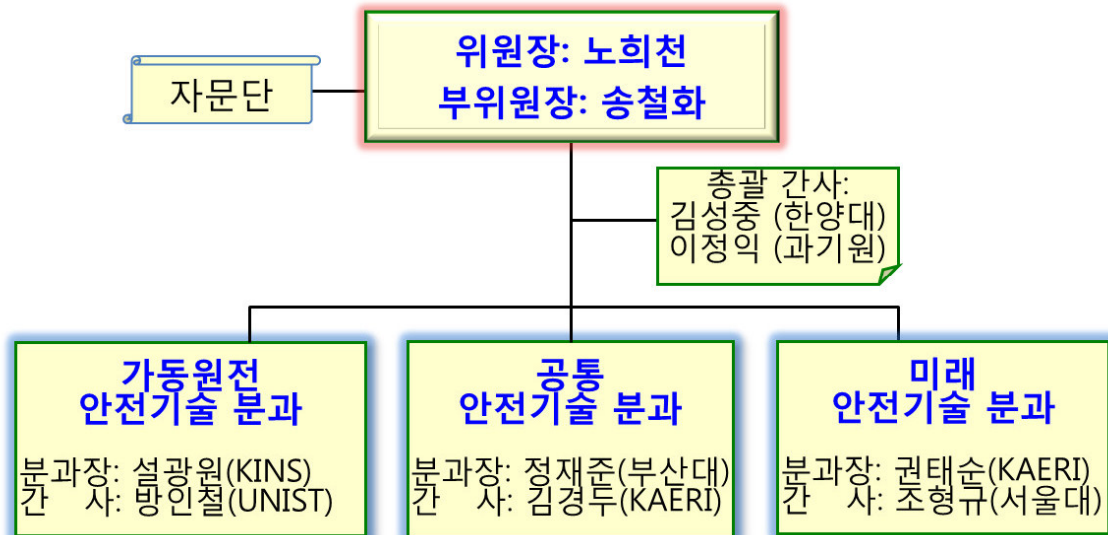
- 장기 비전 설정, 핵심기술의 정의 및 관련 기술의 확보를 위한 연구전략 수립, 인력양성 계획 수립 등을 집중적으로 수행할 한시적 조직
- 유관 연구부회 활동과 긴밀한 연계하에 위원회를 운영
- 산·학·연 전문성이 반영된 창조적·융합적 발전전략을 수립

○ 성과 목표

- 차세대 원자력 기술의 개발 및 인허가 관련 안전연구의 전략적 추진을 위한 국가 차원의 중장기적 로드맵 제시
- 이의 달성을 위한 체계적인 소요 투입자원 산정
- 장기 비전 및 목표 달성, 발전전략 이행 등에 대한 정책적 제언 제시

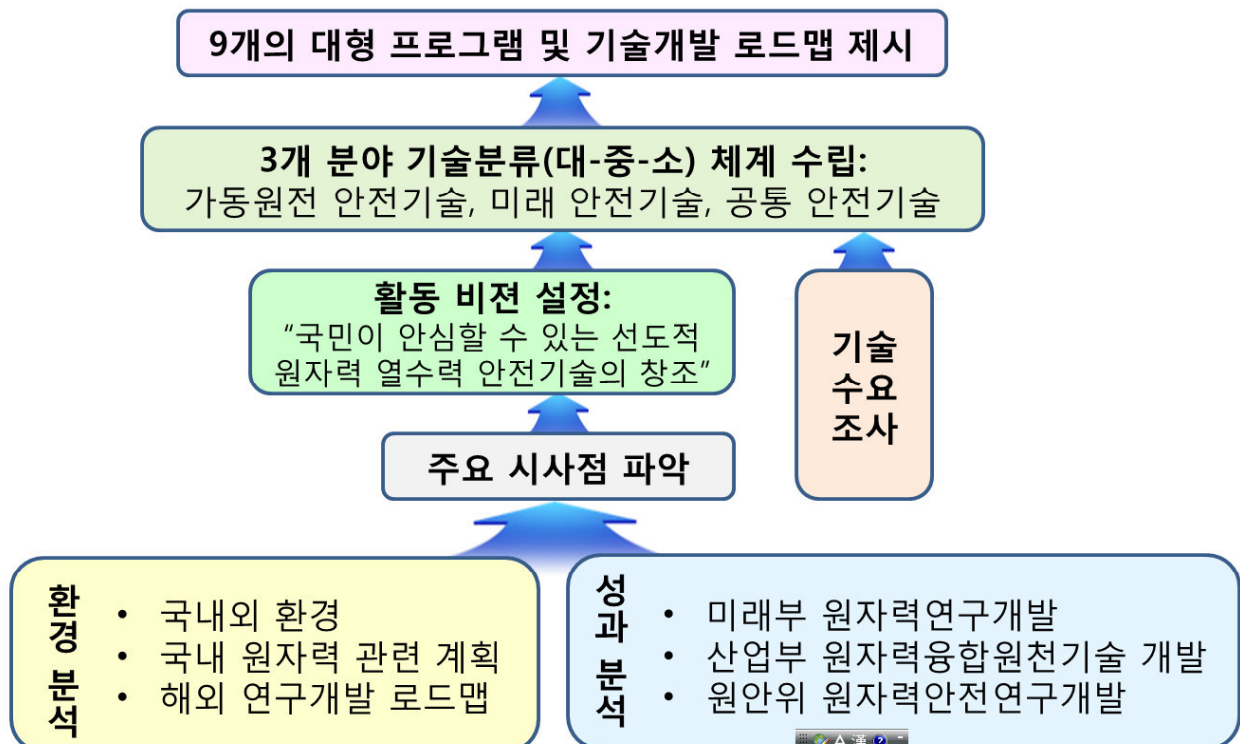
○ 활동 일정

- 제1단계: 비전 설정을 위한 브레인스토밍 (4개월)
- 제2단계: 비전 달성을 위한 분과별 구체적 방안 도출 (6개월)
- 제3단계: 분과별 세부 추진방안 도출 및 보고서 작성 (3개월)



<그림 1> 특별위원회 조직 및 구성

○ 활동 절차



<그림 2> 특별위원회 활동의 추진전략

□ 제1단계 ('13.10 - '14.2) 활동

○ 활동 비전 설정

- "국민이 안심할 수 있는 선도적 원자력 열수력 안전기술 창조"

○ 활동 성과목표 설정

- 장기적 측면의 기술수요 발굴
- 열수력 안전기술 개발 로드맵 작성
- 산학연 및 규제기관이 공동 참여할 수 있는 대형 연구개발 프로그램 도출
- 국제적 리더십 확보 전략 및 국제협력 강화 방안 도출
- 국가 원자력 정책 및 연구개발 전략으로 승화할 수 있는 제언을 도출:
 - * 연구비 집행 평가, 기존 연구시스템 평가, 인력양성 시스템 평가, 연구 재원의 다양화 (정부재원 확충 및 민간재원 신규 확보 등) 등 포함

○ 전략 수립방법

- 주요 연구개발 로드맵 및 이슈, 주요 국가/기관별 연구개발 계획, 그리고 국내외 환경 변화 및 중장기적 기술개발 수요의 분석
- 이를 통한 열수력·안전 기술개발 로드맵을 작성하고 대형 연구개발 프로그램을 도출하며, 각 프로그램별 전략제품, 추진 일정 및 소요 자원 등을 분석함.

○ 분과 구성: 3개 분과로 분리하여 후속 활동 수행

- 1) '가동원전 안전기술' 분과: 가동 원전에 적용 가능한 중단기적 개발기간이 소요되는 기술을 다룸
- 2) '미래 안전기술' 분과: 원전의 시스템 및 핵심 요소에 대한 미래지향적 안전기술로서, 중장기적 개발기간이 소요되는 기술을 다룸
- 3) '공통 안전기술' 분과: 가동중 및 미래형 원전에 공통적으로 적용 가능한 안전기술로서, 주로 해석방법론 및 해석도구의 신규 개발에 초점을 둠
 - * 중기적 생산 결과물은 가동 원전에 적용하는 방안을 적극 고려

□ 제2단계 ('14.3 - '14.7) 활동

○ 보고서 목차 및 양식 작성: 별도자료 참고

○ 기술 수요조사서의 취합 및 분석

○ 기술분류(대-중-소) 체계 수립:

- 국내 전문가들이 제시하는 각종 기술수요조사서를 취합, 분석

- 각 기술별로 해당 기술의 정의 및 세부내용 도출, 국내외 기술개발 동향 분석 및 미래동향 예측, 기술개발 수행체계 제시, 예상 성과 및 소요 자원 투입계획 분석 등을 수행함

□ 제3단계 ('14.8 - '14.10) 활동

- 기술수요조사서 분석 등을 통한 기술분류 체계 수립
- 기술개발 로드맵 작성: 각 분과별
- 소요 투입자원 규모 산정
- 정책적 제언 도출
- 종합보고서 작성 및 독립검토

[특위 활동 세부 일정]

회의명	회의 내용	시기
한원(연)-학계 교류간담회	학-연 협력 및 특별위 활동 필요성 공감	'13.8.27
KNS 이사회	특별위 설립 토의: 기타안건 상정	'13.9.13
제1차 준비회의	특별위 구성(안) 및 활동전략 토의	'13.9.16
KNS 이사회	특별위 설립 승인 ('13.10.11-'14.9.30): 추후 기간 연장 (-'14.10)	'13.10.11
제2차 준비회의	특별위 활동목표 및 착수회의 의제 토의	'13.10.17
착수회의	특별위 활동목표 및 1단계 활동방향 토의	'13.10.14
1차 전체회의	발제&토의(1): 국내외 현황	'13.11.20
2차 전체회의	발제&토의(2): 국외 주요 프로그램	'13.12.26
제3차 준비회의	분과구성(안) 및 비전(안) 준비	'14.1.22
3차 전체회의	발제&토의(3): 규제동향 분석 등	'14.2.6
4차 준비회의	비전 확정 및 분과 구성(안) 토의	'14.2.24
5차 준비회의	분과 구성 확정 및 활동방향 토의	'14.2.27
분과별 활동 착수	(3개 분과)	'14.3.20~
분과 회의 (제주)	분과별 기술분류(안) 제시 및 토의	'14.5.29
2차 총괄회의 (제주)	분과별 기술분류(안) 제시, 토의 및 조정	'14.5.30
3차 총괄회의	분과별 영역 구분, 기술분류 체계 토의	'14.6.10
전체회의 및 분과회의	기술분류/기술수요조사서 지침 설명; 분과별 기술 분류/수요조사서(안) 도출	'14.6.25
4차 총괄회의	기술분류(안) 조정 및 보고서 목차(안) 토의	'14.7.3
5차 총괄회의	기술분류 및 보고서 작성 세부지침 확정	'14.7.17
4차 전체회의	기술분류표 1차 완성 및 검토, 중분류 수준의 보고서 작성방안 협의	'14.7.29
6차 총괄회의	기술분류표 확정, 중분류 수준의 보고서 작성 및 대분류 기술 취합	'14.10.2
6차 준비회의	보고서 작성 마무리 및 KNS 워크샵 준비상황 점검	'14.10.22
보고서 작성	기술분류표 확정, 로드맵 확정 및 보고서 작성 (분과별)	'14.8~10
워크샵 개최	KNS 추계학술대회 연계 워크샵 개최: 의견 수렴	'14.10.29
평의원회 보고	특별위 활동 경과 및 결과 보고	'14.10.30
보고서 최종검토(1)	보고서 검토 회의: NTHAS9 기간 (부여)	'14.11.18
보고서 최종검토(2)	보고서 검토 회의: 한원(연) INTEC	'14.12.3
보고서 독립검토	전문가 독립검토 및 수정보완	'14.12
보고서 최종보완	독립검토 의견 반영	'14.12
이사회 보고	특위 활동 경과 및 최종결과 보고	'15.1
보고서 배포	보고서 공개 및 배포	'15.3

- * 준비회의: 위원장, 부위원장 및 총괄간사 참석
- * 총괄회의: 위원장/부위원장, 총괄간사, 분과장 및 분과 간사 참석
- * 전체회의: 특별위원회 위원 전원 참석

□ ‘가동원전 안전기술’ 기술수요조사서 목록

○ 5.1 가동 및 건설원전의 안전성 향상 프로그램(SIP)

– 5.1.2 원자력 설비(RCS 및 SSC)의 성능향상 기술

* 5.1.2(a-1) 증기발생기 안전성 및 안전운전성 향상기술 개발

* 5.1.2(a-2) 증기발생기 슬러지 저감 기술개발

* 5.1.2(c) 배관파단 방출유체에 의한 SSC 영향평가 방법론 개발

– 5.1.3 운전 성능 및 안전성 향상 기술

* 5.1.3(a) 열수력 계측, 감시 및 진단 시스템 개발

* 5.1.3(b) 가동중 원전의 혁신적 안전성 향상을 위한 피동-능동 안전계통 최적화

– 5.1.4 장주기 운전 및 원전 최적화 기술

* 5.1.4(a) 가압 열충격(PTS) 평가 기술 개발

* 5.1.4(b) 원전 국부주파수제어운전 적용 기술 개발

* 5.1.4(c) 종합 안전해석 기반 설계프로세스 정립

○ 5.2 안전해석 및 안전여유도 평가 프로그램(SMP)

– 5.2.2 원자력 시스템 해석 기술

* 5.2.2(a-1) 다차원 노심 동특성 열수력 통합 코드 개발 및 검증

* 5.2.2(a-2) 노심 다차원 안전해석 기술개발

* 5.2.2(b) 비냉각재상실사고 최적해석방법론 개발

* 5.2.2(c) 전 범위 LOCA 최적 평가 모델 개발

* 5.2.2(d-1) 3차원 SPACE 코드 기반 LBLOCA 최적 평가 모델 개발

* 5.2.2(d-2) 계통분석코드 3차원 유동모델 적용 안전해석방법론 개발

* 5.2.2(e) 중수로안전해석방법론 개발

– 5.2.3 격납건물 및 사용후핵연료저장조(SFP) 해석 기술

* 5.2.3(a) 원자로건물 통합해석방법론 개발

* 5.2.3(b) CFVS 방사성물질 제거 방법론 개발

* 5.2.3(c) 사용후핵연료저장수조(SFP) 안전성 향상 기술 개발

* 5.2.3(c-1) 사용후핵연료 냉각상실시 핵연료 거동분석

– 5.2.4 안전현안 및 안전여유도 평가 기술

- * 5.2.4(a) 다차원 예측기술 적용 원전 안전 여유도 평가 및 개선
- * 5.2.4(b) 안전해석 현안해결 연구
- * 5.2.4(c) 다중고장사고(multiple failure) 현안 연구
- * 5.2.4(d) 다수호기사고(multiple unit) 연구
- 5.3 비상상황 대비 및 대처능력 향상 프로그램(EMP)
 - 5.3.2 노심손상 진입방지 기술(중대사고 예방)
 - * 5.3.2(a) 급격한 과압사고시 원자로용기 감압 및 냉각수 주입 방안의 분석 및 평가
 - * 5.3.2(b) 원자로 냉각능력 확장을 통한 중대사고 방지기술 개발
 - 5.3.3 노심손상 후 사고억제 기술(중대사고 완화)
 - * 5.3.3(a) 노심용융후 원자로 공동에 냉각수 주입방안 개발 및 평가
 - * 5.3.3(b) 원자로용기 외벽냉각시 열전달 성능평가 및 향상방안 개발
 - 5.3.4 비상대응 및 대비능력 향상 기술
 - * 5.3.4(a) 비상운전절차서(EOP) 및 중대사고관리절차서(SAMG) 재평가 기술
 - * 5.3.4(b) 비상 대응전략 확립을 위한 안전성 평가기술 (복합재해 대처설계 기준 및 평가 방법론)

□ ‘미래 원자력 안전기술’ 기술수요조사서 목록

○ 6.1 신형원자로 핵심기술 개발 및 검증

– 6.1.2 수출형 APR1000 원전 기술 개발

- * 6.1.2(a) 노형 기본 설계 기술 개발
- * 6.1.2(b) 계통설계 및 안전성능 종합 실증 기술 개발

– 6.1.3 핵심 열제거 기술 개발 및 실증

- * 6.1.3(a) 피동 원자로건물냉각계통 성능검증 기술개발
- * 6.1.3(b) 원자로건물 성능검증시험 및 원자로건물 파손 억제 기술 개발
- * 6.1.3(d) 히트파이프를 이용한 사용후핵연료저장조 피동 열제거 기기 개발

– 6.1.4 High Challenge High Return 미래기술

- * 6.1.4(a) ATF적용 중대사고 저감 열수력 시스템 개발
- * 6.1.4(b) 중수기반 장주기 고속로 열수력 시스템 개발
- * 6.1.4(c) 해양환경에서의 경수로 안전성 평가기술 개발
- * 6.1.4(d) 마이크로모듈원전 안전성 평가기술 개발
- * 6.1.4(e) 원자력 발전소에 적용 가능한 새로운 냉매 연구
- * 6.1.4(f) 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술개발
- * 6.1.4(f-1) 액체 금속 및 방열핀 기반 IVR-ERVC 기술개발
- * 6.1.4(g) 하이브리드 제어봉 노내피동냉각 (제어봉 대체 노내피동냉각 복합기술)
- * 6.1.4(h) 중대사고 확산 방지용 차수벽 기술 개발
- * 6.1.4(i) 미래원전 적용 전력변환 시스템 개발
- * 6.1.4(j) 제어반 및 계측제어 판넬을 냉각하기 위한 반도체 냉각 방식 연구 (소음저감 등)
- * 6.1.4(k) 안전계통 기능통합 및 단순화 기술개발
- * 6.1.4(l) (SMR를 위한) 격납건물 소형 최적화 기술개발
- * 6.1.4(m) 무한 열제거 보장/근원적 중대사고 방지 기술개발

– 6.1.5 ICT 융합 열수력-안전

- * 6.1.5(a) Big data 기반 고장전조 감시 시스템 개발
- * 6.1.5(b) 미래과학기술 기반 지능형 사고관리 시스템 개발
- * 6.1.5(c) IT 기반 핵심 안전기기 온라인 성능평가 및 건전성 정량화 기술
- * 6.1.5(d) 무인운전 및 사고대처 원자로

○ 6.2 혁신형 원전 안전성 강화기술

- 6.2.2 미래형 원전 피동안전계통기술개발
 - * 6.2.2(a) 완전피동형 안전계통개념, 평가기술, 실증시험 Database 개발
 - * 6.2.2(b) 피동계통 안전분석 및 성능해석 Tool 개발
 - * 6.2.2(c) Air/Water Cooling 기술개발 및 실증
 - * 6.2.2(d) 피동 격실냉각을 위한 획기적인 냉방설비 기술개발
 - * 6.2.2(e) 미래형원전 안전재해분석방법론 개발
- 6.2.3 피동원자로 건물냉각계통의 방사선안전 설계 및 중대사고 완화 기술 개발
 - * 6.2.3(a) IRWST pH 분석, 핵분열생성물제거분석 및 방사선결말분석
 - * 6.2.3(b) 미래형 원전 중대사고 완화설계 적용을 위한 기술 개발 (DCH, FCI, MCCI, CP, ES 대처설계 포함)
- 6.2.4 미래형 원전 공통핵심 기술개발
 - * 6.2.4(a) 미래형 안전계통 최적화 개발
 - * 6.2.4(b) 원자로 유동-구조물 간섭 실증기술 개발
 - * 6.2.4(c) 한국형 IRWST Sparger 고유 모델 개발 및 검증 실험
 - * 6.2.4(d) 3차원 CFD 코드를 이용한 IRWST 열수력 현상 및 관련 하중 평가 모델 개발
 - * 6.2.4(e) 원전 부분충수운전 배제 및 수위제어운전 자동화 기술개발
 - * 6.2.4(f) 원전 운전 및 시험 자동화 기술개발
 - * 6.2.4(g) 원전 해체를 고려한 NSSS 설계기술 개발
- 6.3 대열용량 및 대형실증시험
 - 6.3.2 대열용량 플랫폼 구축 및 이용기술개발
 - * 6.3.2(a) 대용량 실증시험 플랫폼 구축
 - * 6.3.2(b) 대용량 증기 공급 장치를 이용한 신형원전피동 계통 실증 실험(PAFS, PCCS 등)
 - * 6.3.2(c) 대형가압용기를 이용한 고압 2상유동 가시화
 - 6.3.3 핵연료 CHF 및 대형 노심 다차원 효과 실증
 - * 6.3.3(a) 핵연료 CHF 검증 시험
 - * 6.3.3(b) 실규모급 노심의 다차원효과 실험
 - * 6.3.3(c) 열전달실험에 기초한 원전의 각종 구조물(예; 콘크리트) 열전달계수 개발
 - * 6.3.3(d) 원자로 대칭/비대칭 3차원 열혼합특성 검증/실증 기술개발

□ ‘공통 안전기술’ 기술수요조사서 목록

○ 7.1 안전해석 기술 (세계) 선도를 위한 미래 안전해석체계 (혹은 도구) 개발

– 7.1.2 다중스케일 안전해석 체계 개발

- * 7.1.2(a) 3차원 2상유동 모델개발, 실험 및 검증
- * 7.1.2(b) 다중스케일(CFD, 기기, 계통스케일) 열수력 안전해석코드 개발
- * 7.1.2(b-2) SPACE코드와 CUPID 코드 연계 계산체계 개발
- * 7.1.2(c) 대규모 실험 의존도를 줄이기 위한 근원적 열수력코드 개발

– 7.1.3 통합 사용 환경 및 가상현실 적용 기술 개발

- * 7.1.3(a) 통합 사용 환경 개발
- * 7.1.3(b) 가상현실기술의 원전 적용 기술 개발

○ 7.2 다물리 및 다분야 융합 안전해석 도구 개발

– 7.2.2 다물리 통합안전해석체계 개발

- * 7.2.2(a-1) 다물리 연계 3D kinetics-Rod performance-계통해석
- * 7.2.2(a-2) SPACE 코드와 연료봉 성능 해석 코드의 통합 계산 체계 개발
- * 7.2.2(a-3) 핵연료봉 다중스케일 복합표면구조변형 모사 및 실증
- * 7.2.2(a-4) 전노심 봉단위 통합연계해석체계개발
- * 7.2.2(b) 해석범위 확장을 위한 계통/중대사고 통합해석체계 개발
- * 7.2.2(c) 계통코드의 설계기준초과사고 모의 기능 개발

– 7.2.3 통합 안전해석 방법론 개발

- * 7.2.3(a) 확대설계조건(EDC) 해석방법론 개발
- * 7.2.3(b) 통합해석 불확실성 평가방법 개발

– 7.2.4 리스크정보활용 통합해석 체계 개발

- * 7.2.4(a) 리스크 정보 기반 사고 시나리오 모의도구 개발
- * 7.2.4(b) 지능형 사고 진단 시스템 개발(사고 경과에 따른 사건수목 예상)

○ 7.3 안전해석기술 고도화

– 7.3.2 안전해석코드체계 고도화

- * 7.3.2(a) 현행 계통코드 유지 및 보수
- * 7.3.2(b) 재관수 노심 액적 이탈 모델 개발
- * 7.3.2(c) user effect 감소 시스템 개발(preprocessor)

- * 7.3.2(d) CAD 기반 안전해석입력체계 개발
- 7.3.3 원전 안전성 검증 고도화 기술
 - * 7.3.3(a) 리스크 정보 활용 냉각성능 통합 평가 실험
- 7.4 지속 가능한 원전안전기술 Society 형성
 - 7.4.2 원전 안전해석 및 설계 인력 유지
 - * 7.4.2(a) 현행 계통코드 유지 및 보수
 - * 7.4.2(b) 안전해석 전문인력 양성
 - * 7.4.2(c) 플랜트엔지니어링 Cloud 구축
 - 7.4.3 원전안전 대응체계 구축
 - * 7.4.3(a) 안전 컨트롤 타워 구축
 - * 7.4.3(b) 동북아 원전 비상상황 시 공동 리스크 관리 방안

※ 기술수요조사서 세부내용은 별책으로 구성하여 별도 보관

KOREAN NUCLEAR SOCIETY



한국원자력학회
KOREAN NUCLEAR SOCIETY