

# 중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서

## 제 2권 격납건물 방호분야

2016. 8.

분 과 장 : 박현선(포항공과대학교)  
간 사 : 나영수(한국원자력연구원)  
분과위원 : 김균태(한국원자력안전기술원)  
김병조(한국전력기술)  
김상백(한국원자력연구원)  
김종태(한국원자력연구원)  
김형택(한국수력원자력)  
김환열(한국원자력연구원)  
김희동(한국원자력연구원)  
류인철(한국전력기술)  
모리야마키요푸미(포항공과대학교)  
문영태(한국전력기술)  
박래준(한국원자력연구원)  
박종운(동국대학교)  
방광현(한국해양대학교)  
이두용(미래와도전)  
이정재(한국원자력안전기술원)  
임국희(한국원자력안전기술원)  
조용진(한국원자력안전기술원)  
홍성완(한국원자력연구원)  
부위원장 : 송진호(한국원자력연구원)  
위 원 장 : 류용호(한국원자력안전기술원)

**보고서 개정  
(Revision Sheet)**

개정번호	개정일	변경부문의 쪽번호 또는 항목번호	개정 사유 및 내용
00	2016. 8.	전 체	신규작성

## 요 약

후쿠시마 원전 사고 이후 원전에서 예측가능한 원인에 의한 원전 사고뿐만 아니라 극한 자연재해와 같은 낮은 확률의 재해로 인한 설계기준을 초과하는 중대사고로 인한 방사선 위험으로부터 국민의 건강을 보호하고 환경오염을 방지할 필요성이 대두 되고 있다. 이는 중대사고에 대한 법제화가 각국의 규제 현안이 되고 있으며 또한 원전 중대사고 대처체계의 확보가 범 세계적 과제가 되었다. 이에 국내에서도 국회의 발의로 원자력안전법이 2015.6.22.일 개정·공포되어 기존 법령에서 포함되지 않았던 중대사고에 대한 대응조치로서 원자력발전소 운영허가 신청시 사업자가 중대사고관리계획을 포함한 사고관리계획서를 신청서류로 제출하도록 요구하는 내용이 제정되었다.

이러한 환경 하에서 중대사고시 방사성물질 방출 및 사고관리계획의 핵심인 격납건물의 건전성을 확보하기 위한 관련 현상 규명 및 유효한 사고관리전략 및 완화방안 개발이 더욱 시급하게 대두되고 있다. 이에 따라 국내 중대사고 전문가들이 모여 국내 중대사고 규제기술 개발(규제), 국내 원전 중대사고 대처능력 향상 기술 개발(산), 국제 수준의 중대사고 진행 예측 및 대응방안 개발 (학, 연) 등을 위해 국가 차원의 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성” 필요성을 공감하고 그 결과 원자력학회에서 특별위원회를 구성하여 격납건물방호 분과를 포함한 3개 분과가 구성되어 산학연의 관련 전문가들이 정기적인 회의 및 세미나를 개최하여 중대사고 쟁점 해결을 위한 로드맵을 작성하였다.

이러한 활동은 유럽과 일본, 미국 등에서도 유사하게 이루어진 것으로 확인되었다. 전통적으로 유럽은 유럽공동연구프레임에서의 SARNET 프로젝트에서 SARP (Severe Accident Research Priority) 라는 중대사고 현상 규명 및 대처 설비 개발을 위한 연구개발 로드맵을 2008년 개발하였고 후쿠시마사고 이후의 상황 그리고 SARNET2 프로젝트 등에서 얻는 새로운 지식을 기반으로 2014년 로드맵을 개정하고 있다. 일본은 후쿠시마 사고 이전인 2009년 원자력 학회를 중심으로 개발되었던 열수력 안전해석 기초기술증진전략 로드맵을 후쿠시마사고 이후 2015년에 중대사고 대처체계 구축을 포함한 연구 로드맵을 개발한 바 있다. 그리고 미국의 경우도 후쿠시마이후 기술적인 간극을 확인하고 에너지국의 원자력안전기술 연구개발프로그램을 재검토하는 과정에서 향후 중대사고를 포함한 연구로드맵을 구성하고 있다. 이처럼 외국에서의 앞선 노력의 결과들을 참고하면서 국내 중대사고 로드맵을 개발하게 되었다. 이렇게 만들어진 로드맵은 향후 국내 중대사고 관련 연구방향을 체계적으로 정립하는 데 기여할 뿐만 아니라 신규 법제화 활동 및 심사지침 작성 등의 규제업무 및 실효적이고 유효한 도 지원할 수 있을 것으로 기대된다.

본 특별위원회는 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 사고 방사선원향 저감의 세 분과로 나누고 구성하여 규제와 산학연의 중대사고 전문가들을 중심으로 활

동하였다. 본 보고서는 이들 세 분야 중에서 “격납건물 방호분야”의 로드맵작성을 위하여 국내 관련 전문가들이 정기적인 회의 및 워크숍을 개최하고 의견 수렴과정을 통해 최종적인 전문가 의견을 도출하여 작성하였다. 이를 기반으로 향후 도출된 현안을 연구하기 위한 로드맵을 작성하는 기반으로 활용될 것이다. 주요핵심현안을 도출함에 있어서 국내전문가들의 의견을 수렴하여 현안의 중요성과 지식수준을 고려하여 핵심현안 (지식수준 하/중요도 상), 주요현안 (지식수준 중상/중요도 상), 관심현안 (지식수준 하/중요도 중하), 해결현안 (지식수준 하/중요도 하)로 구분하였다. 향후 연구 및 개발이 필요한 세부 항목들은 핵심현안과 주요 현안에서 도출된 항목들을 기반으로 작성하였다.

본 보고서에서는 원자로심의 핵연료가 용융되어 압력용기로부터 방출 격납건물의 건전성을 위해할 수 있는 중대사고 전개를 고려하여 관련 현상(Phenomena description)에 대한 개요 및 중대사고 대처체계 및 설비, 규제에 대한 동향 그리고 후쿠시마 후속조치 현황 등을 간략히 서술하고, 지식현황 및 수준 (Status of Knowledge) 그리고 중요도 (Knowledge and significance level)를 사고관리 측면 그리고 규제 측면에서 검토하였다. 이를 기반으로 주요핵심 현안 및 향후 연구수요 (Related issues and future research needs)를 도출하고 국내전문가들이 검토한 의견을 제시하였다. 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다.

국내 전문가에 의해 도출된 핵심/주요 현안을 정리하면 아래와 같다.

#### 격납건물 고온가압

- 격납건물 손상거동을 해석을 위한 정적/동적 구조해석
- 수소연소등과 같은 현상에 의한 국부고온현상
- 개통설비손상에 따른 국부누출
- 여과배기 성능평가 및 사고관리 전략

#### HPME/DCH

- HPME/DCH에 따른 노심용융물 분출/확산/이송 모델 개선

#### 수소연소 및 폭발

- 수소확산분포모델 (방출수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소성층화)따른 노심용융물 분출/확산/이송 모델 개선
- DDT (압력파와 화염면의 중첩에 따른 Detonation, 강한 연소 충격파의 전파모델) 수소연소모델 개선
- 법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성 평가 기술
- 국산화에 따른 국산 피동축매결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증 (산소희석조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동)

노심용융물-냉각수 반응 (FCI/SE)

- 용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과
- 복합형상 체계에서의 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합구조)
- 용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우, 냉각성에의 영향
- 장기 냉각으로 연계 시 용융물 파편화 현상
- 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 파편 잔해층 열전달 모델
- 사고조건 (용융물온도, 총수깊이 등)을 고려한 원전스케일의 불확실성 분석을 통한 평가 방법론
- 증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발

노심용융물-콘크리트 반응 (MCCI)

- 용융물 분출, 퍼짐 및 MCCI 용발 현상 모델
- 콘크리트 유형을 고려한 비응축, 가연성 기체 생성 모델
- MCCI에 따른 핵분열 생성물의 방출모델
- Top flooding시 파편층냉각, 상부금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향 등을 고려한 용융물 냉각거동 모델
- 습식공동전락시 노심용융물 파편화, 입자분포 등에 대한 노심용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물의 거동 현상
- 습식공동전락시 총수조건에 따른 노심용융물 침적 및 퍼짐현상
- 총수공동에서의 다공성 노심용융물 냉각성 (파편층 형상, 열전달 모드, 파편층 내 물 유입, 총수깊이 및 용융물 냉각 가능성)
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
- 노외노심용융물의 냉각을 유도할 수 있는 전용 설비 (코어캐처) 기술개발

이들 중 지식수준이 현저히 떨어지지만 중요도가 높은 현안으로 아래와 같은 항목들이 도출되었다.

- 격납건물 고온가압 완화를 여과배기 성능평가 및 사고관리 전략
- 국산화에 따른 국산 피동촉매결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증 (산소희석조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동)
- 복합형상 체계에서의 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합구조)
- 증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발
- 용융물 냉각성과 연계된 용융물-냉각수 상호작용에 의한 용융물 파편화 모델
- 용융물 냉각성과 연계된 파편입자 침적에 따른 침적층 형성(입자층, Cake) 및 파편 잔해층 비등열전달(다공성) 모델

- 중수 공동에서의 노심용융물 냉각성 (파편층 형성, 다공성열전달, 용융물 산화반응영향, 파편층 내 냉각수 유입, 중수세부전략에 따른 용융물 냉각가능성)
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
- 다양한 현상이 연계된 사고조건을 고려한 원전스케일의 불확실성 분석을 위한 종합적인 중대사고 안전평가 방법론 개발

종합적인 관점에서 국내전문가들의 중대사고 격납건물 내 주요현상에 대한 현황검토와 국내의 원전 현안 그리고 향후 원전이 청정에너지로서의 역할의 지속적인 발전을 고려한 산학연 그리고 규제계의 견해는 격납건물의 건전성을 위협하는 중대사고 현상에 대한 이해와 이를 완화 억제하여 유효한 사고관리전략을 수립함으로써 국민의 원전안전에 대한 불안을 해소하고 안심시킬 수 있는 물리적인 현상보다는 실효적 현안에 초점을 맞추었다고 본다. 이와 같은 도출된 현안들은 지속적인 관리와 유관한 연계 위해도 높은 현상의 현안해결에 도움을 주기 위해 꾸준한 노력이 필요하고 이를 위해 예기치 못한 중대사고 안전연구를 통한 현안 해결을 위한 기본 인프라를 구축하는 것이 필수적이라 생각한다.

이와 같은 기본 인프라는 현상과 사고 시나리오에 따르는 사고의 결과를 이해하고 검증하기 위한 꾸준한 연구가 필수적이지만 많은 연구 자원이 필요하기에 적극적으로 국제적인 공동연구를 추진하여 우리의 안전현안을 국제적인 공동체에서 함께 다루고 국외의 연구 결과를 국내에 도입하는 보다 적극적이고 주도력있는 연구 활동이 필요하다.

그리고 상대적으로 많은 연구 자원이 필요한 중대사고 연구의 지식관리와 집단지성에 의한 안전성 증진을 도모하기 위해서는 관련 현상에 대한 해석코드의 개발과 개발된 코드의 지속적인 관리가 매우 중요하다. 특히 이는 갈수록 주요 안전해석 코드(MELCOR, MAAP, 그 외 주요현상코드)의 접근성(소스코드의 접근성 등)이 현저히 떨어지고 License가 필요함에 따라 외부의존성이 매우 높아지고 이로 인하여 관련 연구의 전문인력을 양성함에 매우 어려움이 있다. 이는 결국 국내의 원전안전에 대한 해외 의존성을 높임으로써 단순히 원전수출과 같은 경제적 이유뿐만 아니라 에너지 안보측면에서도 매우 우려할 부분이기도 하다. 이와 같은 환경 속에서 중대사고 관련 연구 지식관리 향상 그리고 관련 인력양성에 안전해석 코드의 국산화는 필요 불가결한 과제라 하겠다. 이는 이미 국내 설계기준 사고 해석 코드의 국산화가 가지고 오는 시너지 효과를 통해서 경험한 바가 있다. 또한 이와 같은 개발과 관리과정에서 관련 전문분야의 문호를 개방하여 다양한 학문적 이해의 폭을 넓히고 참여함으로써 원전의 안전성에 대한 특수성에 따른 불필요한 폐쇄성이 야기하는 소통의 한계를 넓히고 이해의 공유 범위를 확대하는 도구로 활용할 수 있다. 이와 같은 연구인프라가 구축이 되기 위해서는 안전해석 및 모델 개발을 위한 원전 플랜트모형 모델을 국가차원에서 개발하여 공유함으로써 원전에 대한 안전해석을 누구나 다양하게 접근할 수 있도록 하는 것이 우선적인 과제라 할 수 있다. 요약하면 중대사고 현안 해결을 위한 노력과 지속적인 안전성 향상을 위해서는 다음의 세 가지 노력을 제안한다.

- (1) 중대사고 안전해석 시스템 및 모델코드의 국산화
- (2) 대표 원전 모형모델개발을 통한 다양한 혁신적 아이디어개발 및 검증
- (3) 국제공동연구를 활용한 국내 현안의 국제화 및 국외 현안의 국내화

앞으로 본 특별위원회 격납건물방호분과에서 도출한 현안을 기반으로 실효적이고 유용한 중대사고 현안 해결 로드맵을 만들어 나가는데 활용되기를 기대한다.

## 목 차

제1장 서론 .....	14
제1절 배경 및 필요성 .....	14
제2절 목적 및 내용 .....	15
제2장 격납건물방호 관련 중대사고 현상 해석 .....	17
제1절 격납건물방호 관련 중대사고 현상 현황 .....	17
1. 격납건물 내 중대사고 진행 .....	17
2. 주요현상 개요 및 지식수준 .....	19
가. 격납건물 고온과압 .....	19
나. 노심용융물 고압분출 및 직접가열(HPME/DCH) .....	22
다. 가연성기체 연소폭발 .....	24
라. 노심용융물-냉각수반응(FCI) .....	25
마. 노심용융물-콘크리트반응(MCCI) .....	27
제2절 격납건물방호 관련 중대사고 해석방법론 현황 .....	31
1. 중대사고 안전해석방법론 개요 .....	31
가. 결정론적 해석방법론 .....	31
나. 확률론적 해석방법론 .....	31
2. 중대사고 안전해석코드 현황 .....	33
가. MELCOR .....	33
나. MAAP .....	34
다. ASTEC .....	35
라. SAMPSON .....	37
마. 국내개발코드 .....	38
제3장 격납건물방호 관련 중대사고 대처 체계 .....	41
제1절 완화전략 .....	41
1. 중대사고 관리전략 .....	41
제2절 완화설비 .....	43
1. PCCS .....	43
2. CFVS .....	44
3. PAR 및 점화기 .....	45
4. 급속감압설비 .....	46
5. 살수(Spray) .....	47
6. 원자로공동 충수설비 .....	48
제3절 후쿠시마 후속조치 .....	49
1. 후쿠시마 후속조치 배경 .....	49

가. 국내원전 안전점검 .....	49
나. 추가안전조치 .....	50
2. 후쿠시마 후속조치 추진현황 .....	51
가. 후속대책 이행 현황 .....	51
3. 현재까지 후속조치 내용 중 중요사항 .....	52
가. 설비보강 .....	52
나. 중대사고관리 지침서 보완 .....	54
다. 중대사고관리 지침서 보완 .....	55
4. 향후계획 .....	55
가. 후쿠시마 후속조치 (추가대책포함) 이행 및 관리 .....	55
나. 가동원전 스트레스테스트 세부 추진계획 .....	55
다. 사고관리 계획서 개발 .....	55
제4장 격납건물 방호 관련 규제현황 .....	56
제1절. 국내원자력안전법 .....	56
1. 중대사고 정책성명 .....	56
2. 원자력안전법 개정 .....	57
3. 하위법령 재개정 .....	58
제2절. 국외 격납건물 중대사고 규제 .....	60
1. 미국 .....	60
2. 일본 .....	61
3. 유럽 .....	61
4. 국제협약 .....	62
제5장 중대사고 시 격납건물방호이슈 및 중요도 .....	63
제1절 격납건물벽체, 격실 및 돔 방호 .....	63
1. 격납건물 고온과압 .....	63
가. 현상개요 .....	63
나. 실험 및 해석 현황 .....	64
(1) 실험프로그램 현황 .....	64
(2) 전산모델 현황 .....	65
다. 사고관리 완화전략 및 설비 .....	65
라. 지식수준 및 중요도 .....	66
(1) 지식기반수준 및 중요도 .....	66
(2) 사고관리기반수준 및 중요도 .....	67
(3) 규제기술기반수준 및 중요도 .....	68
2. 노심용융물 고압분출 및 격납건물 직접가열(HPME/DCH) .....	68
가. 현상개요 .....	68
나. 실험 및 해석 현황 .....	70

(1) 실험프로그램 현황 .....	70
(2) 전산모델 현황 .....	71
다. 사고관리 완화전략 및 설비 .....	72
라. 지식수준 및 중요도 .....	73
(1) 지식기반수준 및 중요도 .....	73
(2) 사고관리기반수준 및 중요도 .....	74
(3) 규제기술기반수준 및 중요도 .....	74
마. 관련현안 및 향후 연구수요 .....	75
3. 가연성기체 연소 또는 폭발 .....	76
가. 현상개요 .....	76
나. 실험 및 해석 현황 .....	77
(1) 실험프로그램 현황 .....	77
(2) 전산모델 현황 .....	77
다. 사고관리 완화전략 및 설비 .....	79
라. 지식수준 및 중요도 .....	80
(1) 지식기반수준 및 중요도 .....	80
(2) 사고관리기반수준 및 중요도 .....	80
(3) 규제기술기반수준 및 중요도 .....	81
마. 관련현안 및 향후 연구수요 .....	81
4. 노심용융물-냉각수 반응(FCI) .....	83
가. 현상개요 .....	83
나. 실험 및 해석 현황 .....	84
(1) 실험프로그램 현황 .....	84
(2) 전산모델 현황 .....	85
다. 사고관리 완화전략 및 설비 .....	86
라. 지식수준 및 중요도 .....	87
(1) 지식기반수준 및 중요도 .....	87
(2) 사고관리기반수준 및 중요도 .....	87
(3) 규제기술기반수준 및 중요도 .....	87
마. 관련현안 및 향후 연구수요 .....	88
5. 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI) .....	89
가. 현상개요 .....	89
나. 실험 및 해석 현황 .....	90
다. 사고관리 완화전략 및 설비 .....	90
라. 지식수준 및 중요도 .....	92
(1) 지식기반수준 및 중요도 .....	92
(2) 사고관리기반수준 및 중요도 .....	92
(3) 규제기술기반수준 및 중요도 .....	92
마. 관련현안 및 향후 연구수요 .....	93

제2절 격납건물바닥 방호 .....	94
1. 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI) .....	94
가. 현상개요 .....	94
나. 실험 및 해석 현황 .....	95
(1) 실험프로그램 현황 .....	95
(2) 전산모델 현황 .....	96
다. 사고관리 완화전략 및 설비 .....	96
라. 지식수준 및 중요도 .....	96
(1) 지식기반수준 및 중요도 .....	96
(2) 사고관리기반수준 및 중요도 .....	97
(3) 규제기술기반수준 및 중요도 .....	97
마. 관련현안 및 향후 연구수요 .....	97
2. 노심용융물-냉각수 반응(FCI) .....	98
가. 현상개요 .....	98
나. 실험 및 해석 현황.....	99
(1) 실험프로그램 현황 .....	99
(2) 전산모델 현황 .....	99
다. 사고관리 완화전략 및 설비 .....	99
라. 지식수준 및 중요도 .....	100
(1) 지식기반수준 및 중요도 .....	100
(2) 사고관리기반수준 및 중요도 .....	100
(3) 규제기술기반수준 및 중요도 .....	100
마. 관련현안 및 향후 연구수요 .....	100
제6장 향후 관련 연구를 위한 제언 .....	101
제1절 지식수준 및 중요도 기반 Ranking .....	101
1. PIRT 구성 .....	101
제2절 Ranking 기반 우선중점과제 및 로드맵 .....	107
1. 우선과제도출 제안 .....	107
2. 로드맵 .....	111
제7장 결론 .....	117
제8장 참고문헌 .....	121

## 표 목차

표 1.1 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원 .....	16
표 3.1 국내원전 후쿠시마 후속 조치 이행 현황 .....	49
표 3.2 2016년 이후 사업자 조치계획 .....	51
표 3.3 후속조치 설비보강 사항 .....	52
표 4.1 노심의 현저한 손상 이후 발생하는 위협요인 .....	59
표 4.2 결정론적 안전기준 및 확률론적 안전목표치 .....	60
표 5.1 최근 수소제어 연구 실험현황 .....	77
표 5.2 최근 수소제어 해석을 위한 전산 코드 .....	78
표 5.3 수소 거동 별 해석의 어려움 .....	82
표 6.1 유럽 중대사고 로드맵 .....	102
표 6.2 일본 중대사고 로드맵 .....	103
표 6.3 미국 로드맵 내 knowledge gap (노외 용융 노심) .....	104
표 6.4 미국 로드맵 내 knowledge gap (수소) .....	105
표 6.5 미국 중대사고 로드맵 (노외 용융 노심) .....	105
표 6.6 미국 중대사고 로드맵 (수소) .....	105
표 6.7 국내 PIRT 구성: 격납건물 고온과압 .....	112
표 6.8 국내 PIRT 구성: 격납건물 직접가열 (HPME/DCH) .....	112
표 6.9 국내 PIRT 구성: 가연성기체 연소 또는 폭발 .....	113
표 6.10 국내 PIRT 구성: 노심용융물-냉각수 반응 (FCI) .....	114
표 6.11 국내 PIRT 구성: 노심용융물-콘크리트 반응 (MCCI) .....	115
표 6.12 국내 PIRT 구성: 종합 .....	116

## 그림 목차

그림 2.1 격납건물 내 중대사고 전개과정 .....	19
그림 2.2 노외 노심용융물-냉각수 반응 .....	26
그림 2.3 ASTEC 주요 구성 모듈과 코드구조 및 계산과정 .....	36
그림 2.4 중대사고 해석코드 주요 현상모듈 개념도 .....	40
그림 3.1 중대사고 사고관리지침 진입 .....	41
그림 3.2 격납건물 파손방지를 위한 안전목표 수목 .....	42
그림 6.1 주요현안 도출 개념도 .....	106

## 제1장 서론

### 제1절 배경 및 필요성

후쿠시마 원전 사고 이후 원전에서 예측 가능한 원인에 의한 원전 사고뿐만 아니라 극한 자연재해와 같은 낮은 확률의 재해로 인한 설계기준을 초과하는 중대사고로 인한 방사선 위험으로부터 국민의 건강을 보호하고 환경오염을 방지할 필요성이 대두 되고 있다. 이는 중대사고에 대한 법제화가 각국의 규제 현안이 되고 있으며 또한 원전 중대사고 대처체계의 확보가 범 세계적 과제가 되었다. 국제적으로 IAEA는 2015년 2월에 원자력안전에 관한 비엔나 선언(Vienna Declaration on Nuclear Safety)을 공포한 바 있으며 신규 원전에 대해서는 사고 발생 시 소외 장기오염을 초래할 수 있는 방사성물질의 방출을 줄이고, 조기방출 및 방사성물질의 대량방출을 배제할 것과, 가동 원전에 대해서는 안전성 향상을 위한 포괄적, 체계적, 주기적 안전평가를 이행할 것을 합의하였다. 또한 IAEA가 2011. 7월과 2014. 12월에 수행한 한국의 규제체계, 제도와 규제활동에 대한 검토(통합규제검토서비스, IRRS: Integrated Regulatory Review Service) 결과로서 권고한 바 중대사고에 의한 소외주민의 피폭선량 제한치 설정을 적합하게 이행해야 할 의무가 있다. 한편 국회의 발의로 원자력안전법이 2015.6.22.일 개정·공포되어 기존 법령에서 포함되지 않았던 중대사고에 대한 대응조치로서 원자력발전소 운영허가 신청 시 사업자가 중대사고관리계획을 포함한 사고관리계획서를 신청서류로 제출하도록 요구하는 내용이 제정되었다.

이러한 환경 하에서 중대사고시 방사성물질 방출 및 사고관리계획의 핵심인 격납건물의 건전성을 확보하기 위한 관련 현상 규명 및 유효한 사고관리전략 및 완화방안 개발이 더욱 시급하게 대두되고 있다. 이에 따라 국내 중대사고 전문가들이 모여 “중대사고 현안 해결을 위한 로드맵” 작성을 2014년 10월 원자력학회 추계학회 워크숍에서 논의하였고 학회의 원자로 열수력 및 안전 연구부회 및 중대사고 연구회 회원들 사이에서 국내 중대사고 규제기술 개발(규제), 국내 원전 중대사고 대처능력 향상 기술 개발(산), 국제 수준의 중대사고 진행 예측 및 대응방안 개발 (학, 연) 등을 위해 국가 차원의 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성” 필요성에 대한 공감대가 형성되었다. 그 결과 원자력학회에서 특별위원회를 구성하여 이 활동이 추진되었고 격납건물방호 분과를 포함한 3개 분과가 구성되어 산학연의 관련 전문가들이 정기적인 회의 및 세미나를 개최하여 중대사고 쟁점 해결을 위한 로드맵을 작성하였다. 이러한 노력은 중대사고 관련 연구방향을 체계적으로 정립하는 데 기여할 수 있을 뿐만 아니라 신규 법제화 활동 및 심사지침 작성 등의 규제업무도 지원할 수 있을 것으로 기대된다.

이러한 활동은 유럽과 일본, 미국 등에서도 유사하게 이루어진 것으로 확인되었다. 전 통적으로 유럽은 유럽공동연구프레임에서의 SARNET 프로젝트에서 SARP (Severe Accident Research Priority) 라는 중대사고 현상 규명 및 대처 설비 개발을 위한 연구개

발 로드맵을 2008년 개발하였고 후쿠시마사고 이후의 상황 그리고 SARNET2 프로젝트 등에서 얻는 새로운 지식을 기반으로 2014년 로드맵을 개정하고 있다. 일본은 후쿠시마 사고 이전인 2009년 원자력 학회를 중심으로 개발되었던 열수력 안전해석 기초기술증진전략 로드맵을 후쿠시마사고 이후 2015년에 중대사고 대처체계 구축을 포함한 연구 로드맵을 개발한 바 있다. 그리고 미국의 경우도 후쿠시마이후 기술적 간극을 확인하고 에너지국의 원자력안전기술 연구개발프로그램을 재검토하는 과정에서 향후 중대사고를 포함한 연구로드맵을 구성하고 있다. 이처럼 외국에서의 앞선 노력의 결과들을 참고하면서 국내 중대사고 로드맵을 개발하게 되었다.

특별위원회의 추진은 표 1.1과 같이 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 사고 방사선원향 저감의 세 분야로 나누고 규제와 산학연의 중대사고 전문가들을 중심으로 활동하였다. 본보고서는 세 분야 중에서 “격납건물 방호분과”의 로드맵으로서 국내 관련 전문가들이 모여 정기적인 회의 및 워크숍을 개최하고 의견 수렴을 통해 최종적인 로드맵으로 작성하였다.

## 제2절 목적 및 내용

본 보고서에서는 원자로심의 핵연료가 용융되어 압력용기로부터 방출 격납건물의 건전성을 위해할 수 있는 중대사고전개를 고려하여 관련 현상(Phenomena description)에 대한 개요, 지식현황 및 수준 (Status of Knowledge) 및 중요도(Knowledge and significance level)를 지식적 측면, 사고관리적 측면 그리고 규제적 측면에서 검토하고, 관련 현안 및 향후 연구수요(Related issues and future research needs) 등에 관해 국내 전문가들이 검토한 의견을 제시하였다. 또한 중대사고 대처체계 구축 측면에서 격납건물 내 완화설비 및 사고관리전략에 대하여 격납건물 내 관련 현상(Related phenomena), 현안의 중요성(Significance on issue), 중대사고 관리지침서 조치(SAMG action), 규제측면(법제화 포함)(Regulatory aspects including rulemaking)을 기술하였다. 이어 참조로 후쿠시마 후속조치의 현황을 기술하고 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다.

표 1.1 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원

구분	구성	운영 위원
위원장	1명	류용호 (한국원자력안전기술원)
부위원장	1명	송진호 (한국원자력연구원)
일차계통 방호	19명	김동하(한국원자력연구원:분과장), 손동건(한국원자력연구원:간사), 김균태(한국원자력안전기술원), 김상백(한국원자력연구원), 김환열(한국원자력연구원), 김희동(한국원자력연구원), 박래준(한국원자력연구원), 박종운(동국대학교), 안광일(한국원자력연구원), 윤선홍(한국전력기술), 이걸우(한전원자력연료), 이영승(한국수력원자력), 임국희(한국원자력안전기술원), 정법동(한국원자력연구원), 정용훈(한국과학기술원), 조용진(한국원자력안전기술원), 최유정(한국수력원자력), 하광순(한국원자력연구원), 홍성완(한국원자력연구원)
격납건물 방호	20명	박현선(포항공과대학교:분과장), 나영수(한국원자력연구원:간사), 김균태(한국원자력안전기술원), 김병조(한국전력기술), 김상백(한국원자력연구원), 김종태(한국원자력연구원), 김형택(한국수력원자력), 김환열(한국원자력연구원), 김희동(한국원자력연구원), 류인철(한국전력기술), 모리아마 키요푸미(포항공과대학교), 문영태(한국전력기술), 박래준(한국원자력연구원), 박종운(동국대학교), 방광현(한국해양대학교), 이두용(미래와도전), 이정재(한국원자력안전기술원), 임국희(한국원자력안전기술원), 조용진(한국원자력안전기술원), 홍성완(한국원자력연구원),
핵분열 생성물 거동	15명	김한철(한국원자력안전기술원:분과장), 김성일(한국원자력연구원:간사), 강상호(한국전력기술), 김성중(한양대학교), 서미로(한국수력원자력), 송용만(한국원자력연구원), 연제원(한국원자력연구원), 윤종일(한국과학기술원), 이두용(미래와도전), 이종성(한국원자력안전기술원), 임희정(한국원자력연구원), 조창석(한전원자력연료), 진영호(한국원자력연구원), 하광순(한국원자력연구원), 조성원(자문위원),

## 제2장 격납건물방호 관련 중대사고 현상 해석

### 제1절 격납건물방호 관련 중대사고 현상 현황

#### 1. 격납건물 내 중대사고 진행

그림 1은 원자로용기 파손 후 격납건물 내에서 중대사고 전개과정을 보여주고 있다. 격납건물 내에서 중대사고 전개과정은 원자로용기 파손 시 용기 내 압력에 따라 다르게 전개된다. 원자로용기가 고압인 상태에서 원자로용기가 파손되면 용융물 고압분출(HPME: High Pressure Melt Ejection)에 의한 격납건물 직접가열(DCH: Direct Containment Heating) 발생으로 격납건물이 조기 파손될 수 있다. 이와 같은 DCH 발생으로 인한 격납건물 조기 파손을 방지하기 위해서는 원자로용기가 파손되기 전에 안전감압계통(SDS: Safety Depressurization System) 등을 작동시켜 원자로용기 내 압력을 DCH 방지압력인 약 1MPa 이하로 감압시켜야 한다. DCH를 완화하기 위해서는 방출되는 용융물을 원자로공동 내에서 나포하여 가두어 두기 위해 집수구를 설치할 수 있다.

원자로용기가 저압인 상태에서 파손되면 원자로공동(Reactor Cavity) 내에 냉각수 존재유무에 따라 발생현상이 구분된다. 원자로공동 내에 냉각수가 존재하면 증기폭발(Steam Explosion)이 발생되어 격납건물이 조기 파손될 수 있다. 증기폭발이 발생하지 않더라도 용융물이 냉각수와 반응하면서 노심파편층(debris bed)이 형성된다. 노심파편층의 형성과정과 냉각수와의 열전달은 관련 현상이 매우 복잡하고 용융물의 원자로공동에서의 퍼짐(spreading)도 매우 복잡하다. 원자로용기가 저압상태에서 파손될 때 원자로공동 내에 냉각수가 존재하지 않으면 용융물이 원자로공동 내에 재배치되어 용융물층을 형성하고 용융물과 콘크리트 반응(MCCI: Molten Core Concrete Interaction)이 발생한다. MCCI가 발생하면 콘크리트를 용발시켜 하부 라이너 이하까지 용발시킬 수 있으므로 이를 완화시키기 위해서는 원자로공동충수계통(CFS: Cavity Flooding System)을 작동시켜 냉각수를 원자로공동 내의 용융물층 상부로 주입하여야 한다. MCCI가 발생할 때 용융물 상부에 냉각수를 주입하는 경우에 대한 용융물 냉각 가능성을 평가하는 것이 매우 중요하다.

원자로공동 내에서 발생하는 증기폭발, MCCI, 용융물 냉각 등의 복잡한 중대사고 현상 발생을 억제하기 위하여 코어캐처를 설치할 수 있다. 코어 캐처는 원자로용기 파손 시 방출되는 용융물을 코어캐처 상부에 가두고 냉각수를 주입하여 냉각하는 것이다. 코어캐처는 USEPR, ESBWR, VVER, EU-APR1400 등의 원전에 설치하고 있다.

MCCI가 발생하고 이를 억제하기 위해 용융물 상부에 냉각수를 주입하면 증기, 비응축성기체, 에어로졸 등의 발생으로 격납건물 내 압력이 상승한다. 이와 같은 점차적인 격납건물 내 압력상승은 격납건물을 후기에 파손시킬 수 있다. 격납건물 내 압력상승을 감소시키기 위해서는 격납건물 살수계통과 팬쿨러 등을 작동시킨다. 이와 같은 계통을 작동시키면 격납건물 내 압력이나 온도를 감소시킬 수 있지만 격납건물내 수소농도를 증가시킬 수 있

다. 격납건물 내 압력과 온도를 제어하기 위해서는 피동격납건물 냉각계통(PCCS: Passive Containment Cooling System)과 격납건물 여과배기계통(CFVS: Containment Filtered Venting System)이 설치되어 있으면 이 계통들을 이용할 수 있다.

원자로용기 내 노심에서 냉각수 고갈로 핵연료 피복재 온도가 상승하면 핵연료 피복재와 증기의 산화반응으로 수소가 발생한다. 이와 같이 노심에서 생성된 수소는 원자로용기가 파손되기 전에는 파손된 냉각재 배관 및 가압기 상부 안전밸브(SRV: Safety Relief Valve)와 안전감압계통 등을 통하여 격납건물 내로 방출된다. 또한 원자로용기가 파손되는 경우에는 원자로냉각재 계통 내에 있던 수소가 용융물과 같이 원자로공동 내로 방출되고, 방출된 수소는 격납건물 대기로 이동하게 된다. 이와 같이 노심손상의 중대사고 발생 시에는 수소가 격납건물 내로 방출된다. 격납건물 내 수소농도가 약 10%이상이 되면 수소연소가 발생되어 격납건물이 파손될 수 있다. 2011년 일본 후쿠시마 사고 시에는 수소연소가 발생되어 보조건물이 파손된 바 있다. 이와 같이 수소연소가 발생할 때 증기와의 혼합 등에 의한 격납건물 내 수소분포가 매우 중요하다. 노심에서 생성된 수소가 원자로냉각재계통을 거쳐 격납건물 내 어느 격실로 방출되는가에 따라 일부 격실의 수소농도가 수소연소 발생 농도 이상으로 상승될 수 있다. APR1400에서 전원상실사고와 급수완전상실사고와 같은 원자로 냉각재계통 고압사고 발생 시에는 노심에서 생성된 수소가 가압기 상부를 거쳐 원자로건물 내 재장전수저장탱크(IRWST: In-Containment Refueling Water Storage Tank)로 방출되기 때문에 이 탱크의 수소농도가 수소연소 발생농도 이상으로 상승될 수 있다. 이에 따라 APR1400에는 가압기 상부에 three-way 밸브를 설치하여 노심용융 시에는 가압기 상부로 방출되는 증기와 수소를 IRWST로 방출시키지 않고 격납건물 대기로 바로 방출시킨다. 격납건물 내에서 수소를 제어하여 수소연수를 방지시키기 위해 수소제어 설비인 PAR(Passive Autocalitic Recombiner)나 Igniter를 설치한다.

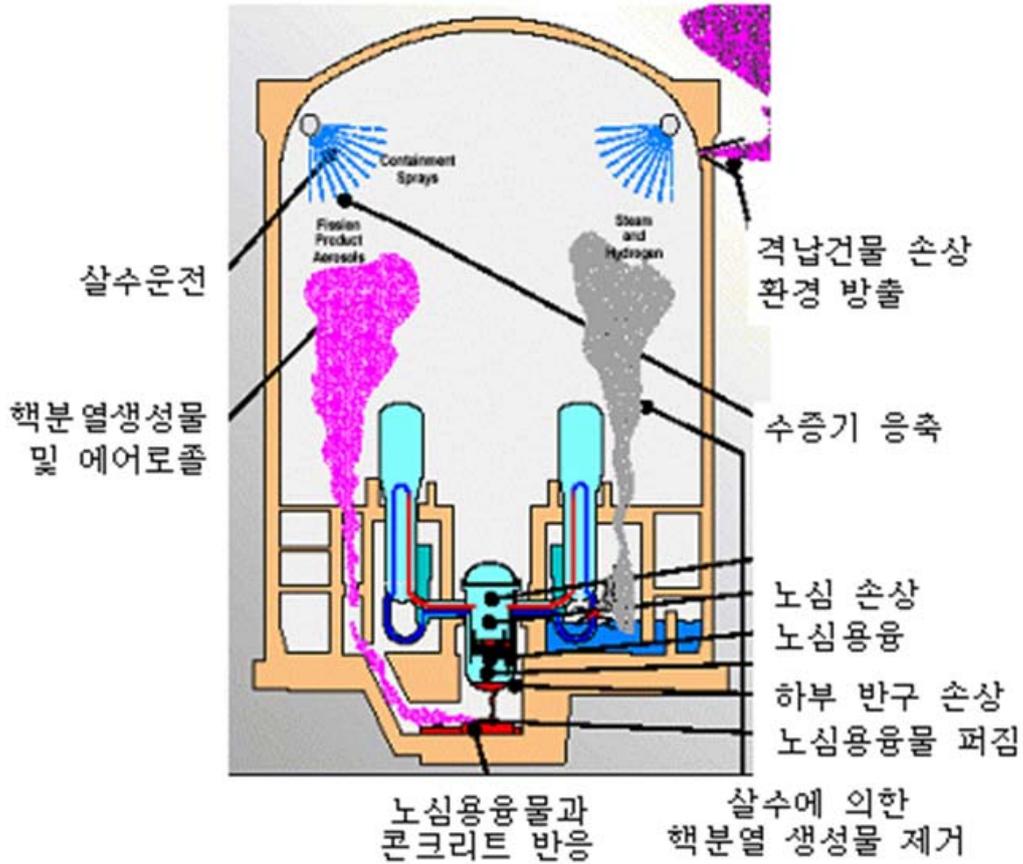


그림 2.1. 격납건물 내 중대사고 전개과정

## 2. 주요현상 개요 및 지식수준

### 가. 격납건물 고온고압

격납건물은 사고 시 환경으로의 방사성 물질 방출을 차단하는 마지막 방호벽이며 파손 유형과 파손 시점에 따라 방사성물질 방출량과 주변 환경 및 주민에 미치는 영향에 큰 차이가 있을 수 있다. 중대사고가 발생한 경우, 격납건물 냉각 및 감압이 실패하면 노심물질의 붕괴열에 의한 증기 생성, 금속물 산화와 노심물질-콘크리트 반응에 의한 비응축성 기체 생성, 생성된 기체에너지와 노심물질의 복사에너지 등으로 인해 격납건물 압력과 온도는 상승하게 된다. 격납건물이 방호벽 기능을 유지할 수 있는 최대 압력을 극한내압(UPC, Ultimate Pressure Capacity)으로 정의하며 일반적으로 극한내압은 설계기준압력의 1.5~2.5배 수준이다. 중대사고 시 격납건물의 압력과 온도를 상승시키는 다양한 기재들에 대해서는 여전히 불확실성이 존재하지만 그간의 연구를 통해 현상학적 모델링 및 평가방법론의 정립, 분석코드 개발을 통해 현상의 분석 및 사고완화전략 개발 등이 수행되어 왔다. 하지만 격납건물의 파손 메커니즘에 대한 기술적 이해도는 상대적으로 부족하다고 할 수 있다.

격납건물의 과압은 격납건물의 실패로 이어질 수 있는데, WASH-1400에 따르면, 격납건물 파손 유형을 6 가지로 제시하고 있으며 개별 유형은 1)  $\alpha$ -Mode: 노내 증기폭발에 격납건물 파손, 2)  $\beta$ -Mode: 격납건물 관통부, 밀봉(seal) 누설 또는 격리 실패에 의한 격납건물 기능 실패, 3)  $\gamma$ -Mode: 수소 폭발(detonation)에 의한 압력 급증에 의한 격납건물 실패, 4)  $\delta$ -Mode: 점진적인 수증기, 수소, 일산화탄소 누적에 따른 가압에 의한 격납건물 실패, 5)  $\varepsilon$ -Mode: 격납건물 바닥 용융관통(melt-through)에 의한 격납건물 파손, 6) V-Mode: 격납건물 우회에 따른 격납건물 기능 실패로 정의된다. 이들 중,  $\beta$ -Mode와 V-Mode는 격납건물 구조물의 파손이 수반되지 않지만 격납건물의 방호벽 기능을 실패한 유형이다. 노내 증기폭발에 의한 격납건물 손상에 해당하는  $\alpha$ -Mode에 의한 파손 확률은 충분히 낮은 것으로 조사되었으며, 노외 증기폭발에 의한 하중은 여전히 중요한 안전 현안이다.

격납건물의 구조 건전성 또는 방벽 기능 상실을 모두 격납건물 실패(containment failure)로 간주하며 발생 시기에 따라 조기(early) 실패와 후기(late) 실패로 구분된다. 이러한 구분의 기준은 방사선비상계획에 따른 주민 소개(evacuation) 혹은 차폐(shielding) 등의 소외 대민 보호조치에 필요한 시간을 기준으로 한다. NUREG-1150에 따르면 조기 격납건물 파손은 가압경수로(PWR)의 경우 원자로파손 이후 수 분 이내, 비등경수로(BWR)의 경우 원자로파손 이후 2 시간 이내에 격납건물이 파손되는 것으로 정의하고 있으나 조기 격납건물 실패의 시간적 기준은 국가별, 발전소별로 다를 수 있으며, 발전소 확률론적안전성평가(PSA, Probabilistic Safety Assessment) 관점에서 고유하게 정의되기도 한다.

조기격납건물 파손을 유발하는 파손 유형은 노외증기폭발에 의한 격납건물 실패( $\alpha$ -Mode), 격납건물 누설, 격리실패 또는 우회 누설( $\beta$ -Mode, V-Mode), 수소 폭발에 의한 압력 급증( $\gamma$ -Mode)이며 고압용융분출(HPME, High Pressure Melt Ejection)에 의한 격납건물 직접가열(DCH, Direct Containment Heating)도 조기 격납건물 파손의 원인이 된다. 격납건물의 조기 파손 시에는 대량의 방사선원의 방출이 수반될 수 있으며 주민 소개가 효과적이지 않을 수 있다.

후기 격납건물 파손은 격납건물 살수계통, 팬냉각기 등 격납건물 능동 냉각 설비들이 장기간 기능을 상실한 경우에 발생할 수 있으며, 장기적인 격납건물 과압(overpressure)의 기제는 증기와 비응축성 기체 생성에 따른 점진적인 가압(pressure build-up)이다. 노내 혹은 노외의 노심용융물이 냉각재에 의해 냉각되는 경우, 노심용융물의 붕괴열로 인한 냉각재 비등 증기가 격납건물 내에 축적되면서 격납건물이 가압될 수 있다. 노심용융물이 노외로 방출된 경우에는 고온의 노심용융물이 격납건물 바닥의 콘크리트와 반응(MCCI: Molten Core-Concrete Interaction)하게 되는데, 이 과정 중에서 콘크리트에 함유된 수분이 기화되면서 증기가 발생하고, 탄산칼슘에 포함된 이산화탄소가 발생할 수 있다. 또한 노심용융물에 포함된 지르코늄(Zr), 철(Fe) 등의 금속이 수증기와 반응하여 수소가 발생할 수 있다. 이외에도 노심용융물과 콘크리트 구성 물질간의 복합적인 화학반응으로 인해 다양한 비응

축성 기체가 발생할 수 있다. 이러한 비응축성 기체는 격납건물에 지속적으로 축적되면서 격납건물을 가압하게 된다. 노심용융물과 콘크리트 반응이 지속되어 콘크리트가 계속 침식될 경우, 격납건물 바닥이 파손되어 환경으로의 방사성물질 방출 경로가 형성될 수 있는데, 이러한 콘크리트 용융관통(basemat penetration or melt-through)은 대표적인 격납건물 후기 파손 유형이다. (하기부터 우회누출 사고와 콘크리트 용융관통은 제외한 고온고압 조건에 대해서만 고려한다.)

격납건물 성능(containment performance)에 대해 NUREG-1150에서는 파손 면적, 파손 위치, 파손 시점을 주요 성능 결정 인자로 제시하고 있다. 파손면적이 클수록 환경으로의 방사성물질의 누출은 빨라지며 방사성물질 누출의 가속화는 방사성 물질이 격납건물 내에 침전될 수 있는 시간을 줄어든다 할 뿐만 아니라 효과적인 소외 비상대응의 기회도 줄어든다. 위험도 연구(risk study)에서는 격납건물의 파손 크기를 크게 누설(leak), 파단(rupture), 대형 파단(catastrophic rupture) 세 가지로 분류한다. NUREG/CR-6906에 따르면 누설은 격납건물의 점진적 가압(gradual pressure buildup)은 억제되지만 격납건물 감압이 2시간 이내에 발생하지 않도록 하는 수준의 파손으로 정의되며 파손 면적은  $0.1\text{ft}^2$  수준으로 고려된다. 파단은 격납건물의 점진적 가압은 억제되지만 격납건물 감압이 2시간 이내에 발생할 수 있는 수준의 파손 면적으로 약  $1.0\text{ft}^2$  수준으로 고려된다. 대형 파단은 격납건물 압력경계의 상당 부분이 상실된 파손으로  $10.0\text{ft}^2$  수준으로 고려된다. 격납건물의 파손 위치와 시점도 환경으로의 방사선 방출량에 따른 결말 분석에 중요한 인자가 될 수 있다.

파손 면적, 파손 위치의 예측과 그에 따른 결말 분석에 대해서는 현재까지 공통 기준이나 평가방법론이 정립되지 않은 상태이며 콘크리트 격납건물의 파단전 누설(leak-before-break) 가능성에 대한 논란도 존재한다. NUREG/CR-6906에서는 Zion, Surry, Sequayah, Peach Bottom, Grand Gulf 의 PWR 및 BWR 노형의 격납건물들에 대한 평가 결과로 나타난 넓은 범위의 파손 압력들의 원인을 격납건물 실패에 대한 정의와 평가방법론에 일관성이 결여되었으며 평가자들의 주관적 판단 또는 해석(elicitation)이 반영되었기 때문으로 기술하고 있다. 구조적 측면에서는 철근, 라이너, 긴장재(tendon) 등의 변형을 및 파손(tear)에 따라 격납건물의 누설의 개시 및 누설면적이 결정될 수 있으며 가압 지속 시 파손 면적의 평형(equilibrium) 또는 확장 여부에 따라 방출량은 변할 수 있다. 또한 관통부 주변 등 강성 불연속부(stiffness discontinuity)의 국부적 거동 또한 격납건물 파손을 특징짓는 요소가 될 수 있다. 따라서 격납건물의 고온고압 조건에서의 구체적인 파손 유형에 따라 결말 분석의 결과 및 격납건물 성능 지표인 조기대량방출빈도(LERF, Large Early Release Frequency)가 달라질 수 있다.

2012년 NRC는 SOARCA 보고서(NUREG-1935)에서 보다 현실성 있는 사고 결말 분석을 시도하고 있으며 Level 2 및 Level 3 PSA의 신뢰도 향상이 요구됨을 고려하면, 고온고압의 조건에서의 격납건물의 실제적 실패 거동 및 방출 특성을 규명하는 것이 중요하다고 할 수 있다.

## 나. 노심용융물 고압분출 및 직접가열 (HPME/DCH)

소형 파단 냉각재 상실사고 또는 전원 상실사고와 같은 고압사고 경위 시 노심손상에 의해 원자로 용기 파손이 일어나게 되면 용기 하부의 노심 용융물이 고압으로 원자로 캐비티(Cavity)를 통해 원자로건물 대기로 급격히 방출되게 되며, 이때 작은 입자화 된 노심 용융물과 원자로건물 대기와 열전달에 의해 원자로건물 압력 및 온도가 급격히 상승한다. 이와 같은 현상을 원자로건물 직접가열 현상 (Direct Containment Heating: DCH)이라 하며, DCH 현상 초기 단계의 압력용기의 파손에 따른 용융물의 유동현상을 용융물의 고압분출 현상 (High Pressure Melt Ejection: HPME)이라 한다. DCH 현상에 의한 원자로 건물 파손 가능성이 최초로 Zion PSS(Probabilistic Safety Study) 에서 알려진 이후 미국의 NRC(Nuclear Regulatory Commission)와 EPRI(Electric Power Research Institute)를 중심으로 DCH 현상에 대한 실험 연구와 함께 원자로건물의 조기 파손을 유발시킬 수 있는 중대사고 쟁점으로 신규 원전 및 가동 원전에 대한 많은 평가 연구가 이루어졌다. 유럽도 EPR(European Pressurized Reactor) 및 유럽 내 가동 원전을 대상으로 DCH 실험 및 해석 연구를 수행하여 왔다.

DCH 현상은 현상이 진행되는 경로 및 구역에 따라 다음 세 영역, 원자로 캐비티 내 용융물과 증기의 상호작용, 원자로건물 하부 구조물과 용융물의 작용과, 원자로건물 상부 대기와 용융물의 상호작용으로 나눌 수 있다. 원자로용기 파열시 일차적으로 원자로 용기 하부의 노심용융물이 원자로 내부 압력에 의해 분출되고 이어 일차계통의 blowdown에 의해 증기가 캐비티로 분출되면서, 캐비티 내에서는 용융물과 분출가스간의 상호작용, 즉 액적이탈(entrainment)과 분산(dispersion)에 의해 용융물이 작은 입자화 되어 캐비티의 출구를 통해 원자로건물 하부로 방출된다. 캐비티에서 생성 방출된 미세한 용융물 입자는 원자로건물 하부의 내부 구조물을 통과하는 동안 상당부분 구조물과 충돌에 의해 나포(trapping) 되며 나머지 입자는 하부 구조물과 원자로건물 상부와 연결 통로를 통해 대기로 방출된다. 이때 방출된 용융물은 원자로건물 상부대기와 급격한 열전달에 의해 열을 대기로 전달함으로써 원자로건물의 온도 및 압력 상승에 직접적인 영향을 미치게 된다. 또한 노심 용융물이 원자로 캐비티를 거쳐 원자로건물 상부의 대기로 이송하는 동안 주변의 공기와 산화반응 등 화학작용을 일으키며 이때 생성된 수소가스는 연소 반응에 의해 원자로건물내 온도와 압력을 가중시키게 된다. 따라서 DCH 시 원자로건물의 최대 압력은 원자로 용기 파손 시 용융물의 분사량, 캐비티를 통한 용융물의 방출분율, 원자로건물 내 입자의 이송 및 열전달, 용융물 입자의 반응 등 다양한 현상들에 의해 영향을 받게 된다.

DCH 압력하중을 결정하기 위하여 일차적으로 초기의 캐비티 내 고압분출 시 원자로건물 상부 대기로 방출되는 노심용융물의 양에 의해 크게 좌우되므로 노심용융물의 양을 정량화하기 위한 많은 연구가 이루어져왔다. 특히 사고조건 및 캐비티 특성에 따라 원자로건

물 대기로 방출되는 특성이 다르기 때문에 원자로 캐비티 모형에 따른 개별 효과 실험 연구가 많이 이루어졌다. 반면 방출된 용융물이 원자로건물 상부에서 대기와 열전달 및 화학 반응을 일으키는 과정은 고온용융물을 이용한 대규모의 종합 실험을 통하여 이루어져 왔다. 최근에서 신규 원전 설계와 관련하여 대부분의 용융물을 캐비티 하부에 나포(trapping)할 수 있도록 원자로건물 설계에 반영함으로써 상부 대기로의 방출을 줄이는 DCH 완화 방안 에 관한 연구도 활발히 이루어졌다. 이들 연구 결과들은 그 동안 가동 중 원전의 DCH 평가 및 신규 원전의 DCH 방지 완화 설계에 광범위하게 활용되어 왔다.

원자로건물 직접가열 하중 평가는 미국은 80년대 후반 및 90년대 초반에 걸쳐 중대형 DCH 실험연구를 통한 DCH 현상의 규명 및 해석 모델 개발을 위한 연구가 본격적으로 추진되면서 이들 연구 결과를 토대로 가동 중 원전에 대한 DCH 평가가 부분적으로 이루어졌다. 이 무렵 수행된 USNRC의 NUREG-1150 PRA (Probabilistic Risk Analysis) 연구에서 DCH에 의한 평가는 DCH의 초기 및 경계 조건 그리고 현상의 불확실성 등으로 매우 제한된 결과를 주고 있다. 이에 따라 USNRC는 SASM-TPG(Severe Accident Scaling Methodology-Technical Program Group)[4]을 통해 DCH의 체계적인 실험 프로그램을 수행하였으며, TCE(Two-Cell Equilibrium), CLCH(Convection Limited Containment Heating) 모델 개발 및 MELCOR, CONTAIN 코드의 개선을 통하여 DCH 해석 도구들을 개발하였다. NUREG/CR-6075 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion"으로 대표되는 DCH 평가는 Zion 원전뿐 아니라 다른 원전들의 DCH 평가를 위한 기틀을 마련하였다. Zion 평가 결과 DCH에 의한 원자로 건물 파손 확률이 충분히 낮게 나타남으로써 일정 기준을 만족하면 NRC는 DCH 쟁점이 해결되었다고 결론지었다. Zion 방법을 이용한 Surry 평가 결과를 NUREG/CR-6109, 모든 Westinghouse 원전(with dry containment)에 대한 평가를 NUREG/CR-6338[8], 그리고 이어서 CE 및 B&W 원전, Ice Condenser 원자로건물 원전[10]에 대한 DCH 평가를 완료함으로써 USNRC는 모든 가동중 원전에 대한 DCH 쟁점 평가를 종결하였다. 반면 유럽의 프랑스, 독일 등은 90년대 후반부터 최근까지 DCH 에 대해 미국과는 다른 견해를 가지고, 유럽형 원전인 EPR, French P4, Konvoi, VVER의 독자적인 설계 모형을 중심으로 DCH 현상의 실험 및 해석 연구를 수행하고 있다.

국내의 DCH 연구는 90년대 초 중반 USNRC의 CSARP(Cooperative Severe Accident Research Program)의 DCH 연구와 궤를 같이하면서 고리 1,2, 영광 3,4, 울진 1,2 등 국내원전의 원자로 건물 캐비티 모형을 중심으로 용융물 분출 실험(Debris Dispersal in Cavity)을 수행하였다. 고리 1,2호기 등 웨스팅하우스 원전은 Zion 원전과 비슷한 캐비티 모형 특성을 가지고 있지만 원자로 주변 구조와 캐비티 모형은 원전마다 특성을 달리하고 있다. 울진 1,2호기는 프랑스 프라마툼 원전으로 원자로 용기 주변을 통한 방출 특성이 다르며, OPR-1000 표준원전의 경우 용융물의 방출을 억제하기 위한 캐비티 설계 특성을 고려하였다. 국내 원전에 대한 DCH 평가는 NUREG/CR-6075 방법론을 바탕

으로 APR1400의 설계인증 단계에서 이루어진 바 있다. 그 이후 신고리 3,4호기 신규 원전 건설을 위한 중대사고 평가 및 인허가 평가 차원에서 DCH 평가가 이루어졌다. 국내 가동 중 원전에 대해서도 사고관리 차원에서 DCH 평가를 이행하는 추세이다.

#### 다. 가연성기체 연소폭발

원자로용기 내에서 발생한 가연성기체인 수소가 1차측의 경계를 통해 격납건물대기로 이송되어 존재하게 되며, 원자로 내에서 산화하지 않은 금속이 원자로 공동으로 방출되면서 물과 반응에 의해 가연성 기체인 수소가 생성되어 격납건물 내에 존재하게 되며, 또한, 노심용융물이 원자로 공동 바닥의 콘크리트와 반응하여 가연성기체인 일산화탄소를 방출하여 격납건물 내 가연성가스가 존재한다.

따라서 격납건물 내 가연성가스의 분포는 사고 진행과정에 따라 가연가스 농도 분포가 다르게 나타난다. 격납건물 내 가연가스는 후쿠시마 사고 이후 유럽 및 한국 등 많은 나라에서 수소제거를 위해 설치하고 있는 점화기 혹은 피동촉매결합기의 유무에 따라 다른 거동을 보일 것이다. 점화원이 있는 경우 가연영역에 있는 가연가스는 연소되는데, 이때 격납건물 내 가연가스농도가 국부적으로 분포정도에 따라 연소반응은 달라진다. 가연가스 농도가 어느 정도 이상인 가연가스 구름이 크게 형성된다면 단순히 가연가스의 연소에서 그치는 것이 아니라 폭발로 전개 될 수 있다.

중대사고 시 격납건물 내 수소농도가 어떻게 분포하는 지에 대한 정보와 이 정보를 이용하여 수소제어 수단인 점화기나 피동촉매결합기를 어느 위치에 몇 개를 설치할지를 결정하는 것이 매우 중요하다. 그러나 복잡한 구조물들이 많이 존재하는 격납건물 내에서 수소농도 분포를 잘 예측하는 것은 쉬운 일이 아니어서 이에 대한 많은 연구가 현재도 진행 중이다. 또한, 최근 국내외 신규 원전에서 수소제어수단으로 사용하고 있는 피동촉매결합기의 경우 많은 에어로졸이 발생하는 극한 환경에서 성능을 잘 유지 할 수 있는지가 연구대상이다.

수소연소 해석 부분은 USNRC에서 법으로 규제하고 있고, 국내에서도 법제화가 진행되고 있어 수소연소해석이 인허가를 위해 필수적이다. 후쿠시마사고 이전 대형체적의 격납건물을 가진 가압경수로의 경우 두드러진 수소연소에 대한 쟁점이 없다고 생각하였으나, 후쿠시마사고 이후 중대사고 시 수소분포에 대한 예측, 수소제어를 위한 피동촉매결합기가 실질적으로 중대사고 조건에서 충분한 성능을 가지고 있는지와 중대사고 조건에서 성능의 한계점을 파악한 사고관리에 반영하려는 꾸준한 노력이 국제적으로 이루어지고 있다.

국내 산업체에서는 상용코드인 MAAP을 이용하여 수소 혼합, 연소 해석을 수행하고 있으며, 부분적으로 다차원해석을 보완적으로 사용하고 있으며, 규제기관에서는 USNRC 코드인 MELCOR를 사용하고 있으며, 실험해석을 위해 다차원 해석코드를 사용하고 있다. KAERI는 약 10여전부터 다차원 가스농도 분포해석을 위해 해외로부터 도입된 GASFLOW,

COM3D 및 CFX를 활용하고 있다.

실험자료는 수소분포 연구를 위해 OECD/NEA HYMERS 국제공동연구가 진행되고 있으며, 피동축매결합기의 중대사고 조건에서 성능실험은 OECD/NEA THAI 국제공동연구가 약 10여전부터 진행되고 있다. KAERI는 최근 격납건물 성능 검증을 위한 대형종합실험장치(SPARC)를 구축하였다.

수소 분포 및 연소 해석에 많은 노력이 이루어졌으나 후쿠시마 원전사고처럼 수소폭발 해석을 위한 국산 코드의 미흡과 수소연소 및 피동축매결합기의 중대사고 조건 성능실험이 이루어진 바가 없어 국내 기술 기반이 다소 취약한 것으로 판단된다.

#### 라. 노심용융물-냉각수반응(FCI)

원자로 용기 안에서의 노심용융물 냉각에 실패할 경우, 원자로용기는 하반구에 가해지는 용융물에 의한 열적 부하로 인해 파손되어, 노심용융물이 노외격납건물내로 특히 가압경수로의 경우 원자로압력용기 하부에 위치한 원자로 공동(Reactor Cavity)으로 방출된다. 원자로 공동은 냉각계통에서 누출된 냉각수들이 있거나 사고관리(SAM)전략에 따라 미리 냉각수가 충수되어 존재 할 가능성이 높다. SAM전략에 따라 원자로 공동이 건조한 상태에서 노심용융물이 방출되고 이어서 냉각을 위해 방출되어 쌓인 노심용융물 위에 충수하는 dry-cavity전략이 아닌 경우, 원자로 공동에는 물이 존재하는 것으로 간주된다. 이 경우 고온 용융물이 풀(Pool)을 형성한 냉각수로 주입이 되고, 이로 인하여 격렬한 용융물-냉각수 반응 (FCI)이 일어난다. 이는 급격한 열전달과 증기발생으로 인해 충격파를 발생하는 증기폭발(Steam Explosion)과, 상대적으로 완만한 반응(Mild interaction)에 의한 증기급증(Steam Spike)이 노외중대사고 시 노심용융물과 냉각수의 반응에서 고려되어지는 주요 현상이다.

증기폭발은 FCI로 인해 발생하는 충격 하중으로 격납건물 내 주변 구조물 파손 격납건물의 건전성을 상실시킬 가능성이 우려된다. 1970년대에 시작된 노심용융사고의 리스크 연구에서는 노내 증기폭발로 인한 격납용기파손 ( $\alpha$ -mode failure)이 중요시되었으나 연구진행에 따라 노내의 고온고압 조건하에서는 대규모 증기폭발이 일어나지 않은 것이 밝혀졌고, 최근에는 상대적으로 보다 저온저압의 물이 많이 존재할 수 있는 노외격납건물에서의 현상이 주목 받고 있다 (Basu and Ginsberg, 1996; Magallon, 2009).

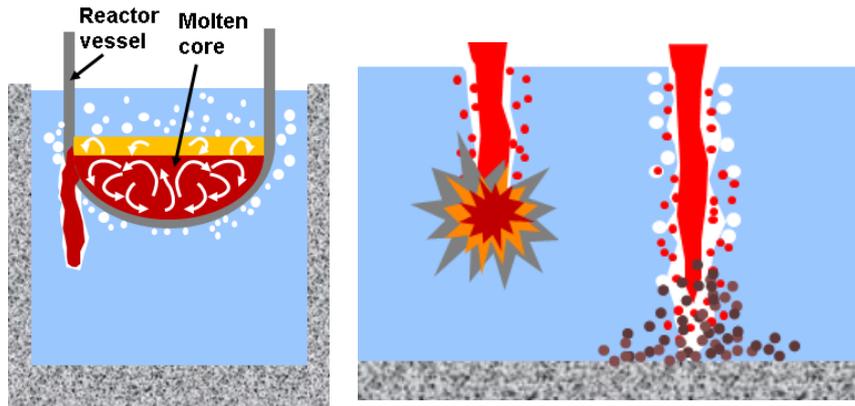


그림 2.2 노외 노심용융물-냉각수 반응

(좌: RV에서의 누출 시나리오 예 / 우: 수증기폭발 및 용융물 젯 파쇄로 인한 입자층 형성)

현상학적으로 증기폭발은 (1) 혼합 (2) 기폭 (3) 전파 및 (4) 팽창의 4단계로 진행되는 것으로 알려져 있다. 시간 스케일로 보면, 0.1내지 수초의 비교적 완만한 혼합 과정과, 기폭이후의 msec단위의 급속한 폭발과정으로 나눌 수도 있다. 혼합 과정에서는 물속에 들어간 노심용융물이 유체역학적으로 mm 크기까지 파쇄 되어 액적 혹은 고화된 입자로 물속에서 분산되고 냉각수와 혼합된다. 수 천도에 이르는 고온 용융물 입자들은 증기막으로 싸인 막비등 상태가 되어 낮은 열전달로 인해 용융물이 비교적 완만하게 냉각되어 간다. 그와 같은 준평형 상태가 외적 원인이나 자체적 막비등 증기막의 불안정성으로 인하여 물과 고온 용융물 표면이 접촉하고 그에 따라 국소적인 급격한 증기가 발생하여 부피팽창에 따른 압력파가 발생하는 기폭과정을 거쳐서, 전파 과정으로 이어진다. 전파 과정에서는 혼합 영역전체에서 충격파 전파와 수반된 용융물의 수십  $\mu\text{m}$  크기까지의 미세화(표면적의 급속한 증가)가 일어나서 용융물이 가지고 있던 엔탈피가 고온고압 혼합물의 기계적 에너지(압력)로 변환하게 되는 과정이다. 이후 고압 영역의 팽창에 따라 에너지는 물의 운동 에너지와 주위 구조물을 파손할 기계적 에너지 부하로 변환된다 (Corradini et al., 1988).

증기폭발에 대한 실험은, 노심용융물 상사물질로 다양한 종류의 금속, 산화물, 실제에 가까운  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  혼합물 등을 사용하고 다양한 규모에서 혼합 및 폭발과정에 대한 실험연구가 주로 1980-1990년대에 수행 되었다. 실험에서 해명된 현상학적 지식을 기반으로 실제규모의 하중 예측을 할 수 있는 해석모델로 혼상류 시뮬레이션 기법을 기반으로한 전산코드가 다수 개발되었고 (OECD/CSNI, 1979, 1993, 1997), 2000년대에 들어와서 OECD/NEA SERENA 프로젝트에서 증기폭발 실험 데이터를 참조한 코드검증과 실규모 벤치마크에 대한 국제공동연구가 진행되었다 (OECD/NEA, 2007, 2015). 그런 과정을 통하여, 증기폭발의 충격하중이나 기계적 에너지에 대한 평가방법은 기본적으로 확립되었다고 볼 수 있다. SERENA계획 Phase-2의 요약보고서(OECD/NEA, 2015)에서 언급된 중요한

연구 분야는 조혼합과정에서의 용융물의 파쇄 및 고화거동, 보이드율 평가, 3차원 효과 (중심을 떠난 용융물 낙하), 재료의 영향(금속Zr 및 steel) 등이다. 용융물 제트(jet) 파쇄는 조혼합되어 폭발에 기여하는 용융물 양의 평가에 기인하는데, 실험 상관식이 용융물 유량으로 100배 정도의 외삽이 되는 실규모 분석에 이용될 때의 유효성 대한 해명이 필요하다.

기존의 증기폭발 해석 코드를 사용한 실규모 해석은 널리 실행되어 있다 (e.g. KEPCO & KHNP, 2014). 증기폭발이 발생 하지 않는 경우, 격납용기에 대한 압력 하중으로서는 십초 내지 백초 오더로 예상되는 용융물 낙하 과정에 용융물의 엔탈피가 물에 전달되어 발생하는 증기량이 격납용기의 급속한 증기급증(steam spike)을 일으킨다. PWR의 경우 격납용기의 용량이 크기 때문에, 원자로 공동에 존재하는 물의 양과 온도에도 의존하지만, 직접 격납용기 파손을 야기할 정도는 아니다 (즉, 용융물 약100t, 초기상태 0.2MPa, 400K, 격납용기 용량  $8 \times 10^4 \text{m}^3$ 로 가정할 때 증기발생에 의한 압력상승 0.2MPa정도).

원자로 공동 내 풀에서의 용융물 냉각성을 생각할 때, 완만한 FCI 과정에서의 용융물 제트 파쇄는, 냉각성에 중요한 기여가 있을 것이다. 용융물이 충분히 파쇄되어 냉각 가능한 입자층이 형성되면 그 후 일어날 수 있는 용융노심-콘크리트 반응 (MCCI)을 방지할 수 있다. 그 측면에서는 용융물이 파쇄되는 비율 혹은 파쇄되지 않아 연속적인 제트 상태로 바닥에 도달하는 비율이 중요하다. 기존 FCI연구는 대부분이 증기폭발에 초점을 맞추고, 냉각성 연구는 주로 MCCI와 파편층 한계열유속을 대상으로 했기 때문에, 냉각성 관점에서의 FCI연구는 부족한 상태이다. 기존 FCI실험에서 나온 용융물 입자 크기분포 데이터는 냉각성 검토에서도 참고가 되지만, 제트 파쇄비율과 형성된 파편층의 특성(높이 분포, porosity)에 대한 데이터는 부족하다 (Kudinov et al., 2013). FCI 코드를 사용한 실규모 제트 파쇄에 대한 불확실성 분석이 최근에 이루어지고 있고, 여기에서도 제트파쇄 길이의 중요성이 지적되어 있다.

증기폭발, 냉각성 관점에서, 기본적인 모델은 개발된 상황이고, FCI 과정에서의 부차적 영향으로 재료(금속포함)와 산화 반응의 영향, 비대칭 체계(노용기의 옆쪽 파손에 연관) 등이 남은 과제이다. 용융물 제트 낙하에서부터 파편층 형성에 이르는 과정을 일관하여 체계적으로 다루는 모델은 없다.

원전규모의 중대사고 해석 코드의 경우, 노외 FCI는 노용기안에서 격납용기 바닥에 주된 열원인 용융노심이 이동하는 과정이고, 열원의 위치와 형태의 변화 및 과도적인 열적 기계적 부하를 평가하는 차원에서의 간소화 모델이 필요하며, 고압용융물방출(HPME) 모델과의 사용 조건 구분도 고려가 필요하다.

#### 마. 노심용융물-콘크리트반응(MCCI)

원자로공동에 집적된 노심용융물이 적절한 방법으로 냉각되지 않으면 격납건물 바닥의 기초 콘크리트와 반응(MCCI: Molten Core-Concrete Interaction)하여 이를 침식시키게

된다. 노심용융물로부터 생성되는 붕괴열이 적절히 제거되지 않으면 MCCI가 계속 진행되어 노심용융물은 격리기능을 수행하는 라이너를 용융시키거나, 심각한 경우 하부의 기초콘크리트 용융관통(Basemat Melt-Through)을 일으킬 수 있다. 이 경우 격납건물 내에 존재하는 핵분열생성물이 방출되어 주위 토양 및 지하수를 오염시키고 환경으로 확산되어 심각한 영향을 미칠 수 있다. MCCI에 의한 콘크리트 침식 특성은 MCCI의 초기조건 및 경계조건에 따라 다르며, 특히 붕괴열과 콘크리트의 종류에 크게 영향을 받는다. 또한 MCCI 진행 과정에서 콘크리트 성분에서 포함된 비응축성 기체 및 증기 등 기체의 생성은 장기적으로 격납건물을 가압시켜 파손을 유발할 수 있으며, 이는 시간의 함수이므로 격납건물 감압을 위한 조치 시점이 매우 중요하다. 이러한 관점에서 격납건물 체적 및 열제거율은 매우 중요한 변수이다. MCCI와 관련된 이 두 가지의 격납건물 손상 메커니즘은 원자로공동에서의 냉각을 통해 노심용융물의 온도가 콘크리트의 용발 온도 이하로 내려갈 수 있다면 배제될 수 있을 것이다. MCCI는 중대사고 진행에 있어서 가장 최종적으로 나타나게 되는 현상으로 후기 격납건물 파손을 야기할 수 있는 중요한 현상 중의 하나이다.

MCCI를 완화하는 방법에는 두 가지 경우를 고려할 수 있는데, 첫 번째는 물이 없는 건식 공동에 노심용융물이 방출된 후 상부를 냉각수로 충수하는 경우이고, 두 번째는 사전에 충수된 공동으로 노심용융물이 방출되도록 하는 경우이다. 전자의 경우는 대부분의 가압경수로(PWR)와 비등경수로(BWR)에 적용된 방법이고, 후자는 일부(주로 북유럽) BWR에 적용된 방법이다. WOG(Westinghouse Owners Group) 중대사고관리지침서(SAMG: Severe Accident Management Guideline)에서는 원자로용기 하부헤드 높이 이상으로 원자로공동을 충수하도록 하고 있다. 웨스팅하우스 PWR은 통상적으로 원자로공동을 3~4m 정도로 충수하며, 원자로공동을 충수하는 일부 BWR은 약 7~11m 정도로 충수하는 방식을 고려하고 있다. 반면, 일부(프랑스, 독일 등)의 PWR은 원자로공동을 물로 채우지 않는 설계를 채택하고 있다.

한편, 3세대(Generation-3) 원전으로 불리는 세계의 신형원전들도 원자로용기 파손 이후 격납건물에서의 MCCI 대처를 위한 설계를 서로 다른 방식으로 채택하고 있다. 아레바(Areva)의 EPR(European Pressurized Reactor 또는 Evolutionary Power Reactor)은 용융물 냉각설비인 코어캐처(Core Catcher)를 원자로공동 지역에 설치하여 증기폭발 가능성을 배제하고 넓은 지역에서 노심용융물을 직·간접적으로 냉각을 수행하는 설계를 고려하였고, 웨스팅하우스(Westinghouse)의 AP600/1000은 원자로용기 외벽에서 냉각을 수행하는 IVR-ERVC(in-vessel retention through external reactor vessel cooling) 설비를 설치하여 원자로용기 내에 용융물을 가둠으로써 격납건물로의 노심용융물 방출 가능성을 최소화하는 설계를 채택하였다. 이들 원전의 해당 설비들은 설계의 신뢰성 및 용융물에 대한 냉각성을 확인하기 위해 많은 실험적 검증을 수행한 바 있다.

우리나라의 APR1400은 CE(Combustion Engineering)의 System80+ 표준설계를 참조하여 개발되었으며, 원자로용기 파손에 따른 노심용융물 방출 이전에 원자로공동을 깊은 수

심이 되도록 충수하여 노심용융물 방출 시 급랭을 유도하는 설계를 채택하였다. 이러한 조건에서는 증기폭발과 MCCI의 발생이 가능한데, 증기폭발에 대해서는 원자로공동 부분의 주위 벽면을 보강함으로써 격납건물의 건전성 위협에 물리적으로 대처할 수 있도록 하였으며, MCCI에 대해서는 넓은 공동 바닥면적 확보, 충수설비의 확보 및 두꺼운 기초콘크리트 설계 등을 통해 보강하고, MCCI가 장기화될 경우 증기 및 비응축성 가스에 따른 격납건물 과압에 대처하기 위해 중대사고 살수설비인 비상원자로건물살수보조계통(ECSBS: Emergency Containment Spray Backup System)을 설계에 고려하였다.

따라서 원전의 원자로공동은 초기에 건식인 공동, 초기에 낮은 수위인 습식공동, 초기에 깊은 수위인 습식공동 등 3가지의 경우로 나누어 생각할 수 있는데, 각 경우의 물은 대체로 과냉각 상태이다. 건식공동에서 사후 충수하여 냉각하는 방법과 사전 충수된 습식공동으로 노심용융물이 방출되도록 하여 냉각하는 방법은 노심용융물 냉각과 관련한 현상에 큰 차이가 있다.

건식공동에서는 용융물 풀 주변 외부 공기(충수 이전) 또는 냉각수(충수 이후)고 맞닿는 부분에 각질층(Crust)이 형성되고 주로 원자로공동 바닥 및 공동 벽면에서 침식이 일어난다. 이 경우 용융물 내부에서의 자연대류 및 상부 냉각수로의 열전달 수행이 주요 냉각 메커니즘이다. 반면, 습식공동에서는 산화용융물(Oxidic-Ceramic Melt)이 다양한 크기로 파편화(Fragmentation)되어 용융물과 냉각수 사이의 열전달 면적을 증가시켜 상당량의 증기를 생성(Steam Spike)할 수 있고, 심각한 경우 증기폭발(Steam Explosion)을 야기할 가능성도 있다. 노심용융물의 파편화 정도는 방출되는 용융물의 초기조건(파단크기, 일차계통 압력, 용융물 온도, 붕괴열 등)과 냉각수의 조건(수심, 과냉정도, 격납건물 압력 등)에 따라 달라질 수 있다. 파편화된 용융물은 공동 바닥에 쌓여 더미 형태의 입자 파편층(Debris Bed)을 형성할 수 있으며, 파편화되지 않은 용융물이 있는 경우 공동 바닥으로 전개(Spreading)되어 일부분은 사후 충수의 경우와 유사한 용융물 형상이 함께 나타날 수도 있다. 용융물이 매우 작은 크기로 파편화되어 다공도(Porosity)가 낮다면 파편층 내부로 냉각수의 유입이 어려워 냉각을 수행하는 열전달 면적이 줄어들 수 있으나 파편층의 다공도가 아주 작지 않다면 물이 침투하여 파편층을 냉각시킬 수 있을 것이다. 냉각 가능성은 파편층 내부에서의 시간에 따른 붕괴열 생성률과 냉각수로의 열 제거율과의 관계에서 결정될 수 있다. 다만, 충수된 공동에서의 노심용융물 전개 및 냉각 관점에서 수행된 실험이 부족하여 냉각수 내에서의 최종 노심용융물 형태, 파편화 정도, 입자의 크기분포, 파편층의 붕괴열, 냉각수의 조건 등에 대한 다양한 불확실성을 포함하고 있다.

원자로용기 파손 이후 격납건물에서의 노심용융물 거동 및 냉각성능 등 현상을 확인하고 전산코드의 개발 및 검증을 목적으로 국제적으로 다양한 연구가 이루어져 왔다. 사후 충수를 수행하는 건식공동에 대해서는 다양한 MCCI 실험을 수행하여 콘크리트가 노심용융물과 반응할 때의 침식특성 및 충수 후 용융물 안정화 여부 등을 확인하는 연구가 수행되어왔다. 대표적으로 최근 수행된 OECD/NEA MCCI-1 및 MCCI-2 국제공동연구에서는 건

조공동에 대한 실험을 통해 콘크리트 종류 등에 따른 침식특성을 확인하고, 충수 후 각질층의 파손 및 용융물의 냉각을 확인한 바 있다. 반면, 습식공동에 대해서는 용융물 방출 이후의 냉각특성을 확인하기 위한 연구보다는 노심용융물-냉각수 반응(FCI)을 통한 파편화 및 증기폭발 특성에 대한 연구가 주를 이루고 있다. 이 경우, 실험의 한계는 있으나 대부분의 실험에서 용융물은 냉각되었으며, 고려할만한 정도의 MCCI는 일어나지 않았다.

핵연료봉이 건전하던, 용융되었던, 또는 파편화되었던 중요한 것은 냉각을 통해 궁극적으로 붕괴열을 적절히 제거함으로써 중대사고를 안정화하고 종료시키는 것이다. 따라서 중대사고 시 노심용융물이 격납건물 하부까지 도달하는 경우, 노심용융물의 안정화 및 중대사고의 종료를 위해서는 노심용융물 또는 입자파편층의 냉각이 반드시 필요하다.

## 제2절 격납건물방호 관련 중대사고 해석방법론 현황

### 1. 중대사고 안전해석방법론 개요

#### 가. 결정론적 해석방법론

중대사고 현상들은 매우 복잡하므로 결정론적 해석방법론을 많이 사용한다. 결정론적 해석방안은 전산코드를 이용해야 되기 때문에 이들 전산코드를 개발하고 확인/검증 및 실제 중대사고 전개과정을 모의하는 많은 노력이 필요하다. 결정론적 해석 방법론은 중대사고 종합전산코드를 이용하는 방안과 개별 상세해석 전산코드를 이용하는 방안으로 구분할 수 있다. 중대사고 해석 종합전산코드는 미국 Sandia 국립연구소에서 개발한 MELCOR와 CONTAIN, 미국 FAI에서 개발한 MAAP, 프랑스 IRSN과 독일 GRS에서 개발한 ASTEC, 러시아 IBARE에서 개발한 SORCAT, 일본 IAE에서 개발한 SAMPSON 등이 있다. 국내에서도 2013년부터 중대사고 해석 종합 전산코드를 개발하고 있다. 이들 종합전산코드들은 사고 초기부터 격납건물 파손까지의 중대사고 전개 과정을 모의할 수 있지만 증기폭발 등 주요 상세해석이 필요한 현상들은 모의할 수 없다. 따라서 중대사고 개별현상을 상세히 모의할 수 있는 전산코드를 개발하여 사용하고 있다. 이들 상세 중대사고 해석 전산코드는 다음과 같다.

- 증기폭발: TEXAS-V(미국 Wisconsin 대학), MC3D(프랑스 IRSN), IFCI(미국 SNL), PM-ALPHA(미국 ESPROSE/NRC), JASMINE(일본 JAERI), TRACER(한국 해양대)
- MCCI: CORCON(미국 SNL), CORQUENCH(미국 ANL), WABE(독일 IKE), TOLBIAC(프랑스 CEA), MEDICIS(독일 GRS)
- 수소분포: GASFLOW(독일 KIT), GOTHIC(미국 NAI), COCOSYS(독일 GRS), FLUENT와 ANSYS(미국 ANSYS) 등의 상용 CFD
- 수소연소: COM-3D(독일 KIT), TONUS(프랑스 IRSN)

#### 나. 확률론적 해석방법론

중대사고 현상은 여러가지 물질이 혼합되고 여러가지 상 (고체, 액체, 기체)이 복합적으로 존재하는 상태에서 가열 또는 냉각 및 물질간 물리/화학적 반응이 포함되어 이루어지는 현상이며, 초기 형태가 유지되지 않고 변형이 이루어지는 현상으로 특징지을 수 있다. 이러한 현상을 수학적으로 모델링하기 위해서는 아주 복잡한 여러 개의 방정식을 구성하여 그 해를 구하거나, 현상을 보수적인 방향으로 단순화시켜 모델링을 하고 특정 현상에서 중요한 부분만을 평가할 수 있는 모델을 개발하는 것이다. 이 두 가지 이외에도 많은 방법이 존재할 수 있으나 본 보고서에서는 일반적으로 많이 사용하는 방법만을 예로 제시하였다.

불확실성은 크게 2가지로 분류할 수 있다. 하나는 해석적 불확실성(Epistemic

Uncertainty)이고 다른 하나는 확률적 불확실성(Aleatory Uncertainty)이다. 해석적 불확실성은 중대사고 현상에 대한 우리의 정보나 지식이 부족하여 하나의 현상에 대해 다양한 해석이 존재하는 불확실성이다. 따라서 해석적 불확실성은 우리의 정보나 지식이 증가함에 따라 줄어든다. 확률적 불확실성은 현상 자체에 대한 정보나 지식과 무관한, 현상 자체의 고유한 불확실성이다. 해석적 불확실과 달리, 확률적 불확실성은 우리의 정보나 지식이 증가해도 줄어들지 않는다. 따라서 불확실성 정량화라 하면 전자의 해석적 불확실성(Epistemic Uncertainty)을 어떻게 정량화 하는지에 대하여 집중하게 된다.

일반적으로 복잡한 현상을 단순화시켜 수학적 모델을 구성하는 경우, 수학적으로 모델을 구성하지 못한 여러 현상들은 더 단순한 모델 또는 상수 형태로 반영하게 되며, 결과 평가 시에는 민감도 분석형태로 계산을 수행하여 결과 값의 대략의 범위를 추정하는 방법으로 평가가 진행된다. 이러한 평가는 민감도 분석형태로 수행된 여러 결과 값을 체계적으로 평가하고 분석하는 과정이 생략됨으로서 결과 값의 범위에 대한 이론적인 근거와 적절성을 평가하기 어려운 상황이다.

많이 알려진 불확실성 분석을 위한 확률론적인 접근방법은 많은 분야에서 시도되어 왔다. 초기 불확실성 평가방법의 시초는 1980년대 후반, 대형냉각재 상실사고 최적계산방법론으로서 미국원자력규제위원회가 제시한 CSAU(Code Scalability Applicability and Uncertainty) 방법론이 있다. 이 방법론은 범용 열수력 계산을 전산코드를 기반으로 대형냉각재 상실사고를 최적계산으로 분석하고 그 분석결과의 불확실성을 평가하는 방법으로 구성되어 있다. 이 방법론을 크게 나누어 보면, 평가결과로서 도출되는 중요한 결과값을 정하고, 입력변수의 불확실성을 정량화 한 후, 전산코드 불확실성을 Bias 형태로 최종결과에 반영하는 방법으로 구성된다. 물론 그 과정에서 여러 가지 복잡한 단계가 존재하지만 여기서는 불확실성 평가에 중요한 부분만을 기술하였다.

중대사고 분야에서는 1990년대 초기에 AP600에 대한 외벽냉각 평가에 웨스팅하우스사가 설계평가 측면에서 사용하였고, 1990년대 중반, 미국 원자력규제위원회는 격납건물 직접가열 현상의 평가에 활용한 바 있으며, 또한 핀란드의 Liiivisa 원전도 이 방법을 활용하여 외벽냉각 평가를 수행한 바 있다. 물론 상세한 방법론은 조금 차이가 있으나 확률론적 평가를 중대사고 평가에 도입하였다는 의미가 있다. 또한 미국 원자력규제위원회는 2000년대 중반 AP1000의 외벽냉각 성공가능성에 대하여 확률론적 안전성평가 방법을 이용하여 일종의 검증계산을 수행한 바 있다. 국내에서는 1990년대 초반 대형냉각재 상실사고 최적계산을 위한 방법론을 KINS(Korea Institute of Nuclear Safety) 에서 도입하여 심사계산에 시범적용을 하였으며, 2000년대 중반 이를 일부 수정하여 KINS REM(Realistic Evaluation Model)을 개발하였다.

세계적인 연구동향을 미루어 볼 때, 중대사고 현상에 대한 확률론적 (또는 불확실성) 평가방법의 적용은 이론적 연구 및 실험적 연구에 의한 기술개발을 반영할 수 있는 좋은 방법론으로 볼 수 있으며, 기술개발에 따라 결과의 불확실성 범위가 점차로 감소되는 추세

를 볼 수 있을 것으로 예상된다. 지금까지 이러한 방법론을 도입하지 못한 주된 이유는 중대사고 현상에 대하여 너무 많은 현상학적인 불확실성이 존재하고, 현상자체를 규명하지 못하였기 때문으로 생각되나, 그 동안 축적된 많은 연구를 바탕으로 불확실성 평가를 시도하여 의미 있는 결과를 도출할 수 있는 시기가 되었다고 판단된다.

향후, 좀 더 많은 실험과 이론적인 연구를 통해 괄목할 만한 성과를 얻는다면 획기적으로 불확실성 범위를 감소시켜 나갈 수 있을 것으로 판단되며, 최종적으로는 설계기준사고와 비교할 만한 수준의 불확실성 범위를 가질 수 있을 것으로 예상된다.

## 2. 중대사고 안전해석코드 현황

### 가. MELCOR

TMI 원전 사고 이후에 미국에서는 중대사고의 이해와 해석도구의 필요성이 절실히 요구되었다. 따라서 중대사고의 이해와 사고의 진행과정을 심도 있게 파악하기 위해 1980년대 초반부터 미국 NRC를 주축으로 중대사고 연구를 시작하였다. 중대사고 연구는 원자로를 이용한 중대사고 실험을 수행하는 반면, STCP(Source Term Code Package)코드와 같이 그때까지 개발된 중대사고에 관련된 코드들을 모아서 중대사고 해석에 사용하는 한편, SCDAP 코드와 같은 최적계산 코드를 개발하기 시작하였다. 그러나 STCP는 여러 분야에서 개별적으로 개발된 코드를 단순하게 통합하여 사용하였기 때문에 자료의 전달과 계산결과가 다음 과정에 미치는 영향 등을 파악할 수 없는 한계성이 있으므로 새로운 코드의 개발이 요구되었다. STCP의 문제점을 보완한 새로운 코드는 1984년도부터 미국 원자력규제 위원회의 후원으로 SNL(Sandia National Laboratory)에서 개발하기 시작한 MELCOR 코드이다.

MELCOR 코드는 STCP를 대체하기 위한 2세대 코드이다. MELCOR 코드는 1989년도에 ver 1.8.0이 최초로 완성되었으며, 코드의 검증과 문제점을 파악하기 위하여 미국 NRC가 주관하는 중대사고 국제공동연구 프로그램 (CSARP: Cooperative Severe Accident Research Program)을 통해 회원국에 배포되어 코드활용, 개선 및 보완 작업이 이루어졌다. 코드의 가장 최신 버전은 MELCOR 2.1로 2007년 9월 배포되었는데, 이 버전은 2005년 발표된 MELCOR 1.8.6(YP) 버전과 기능적으로 완전히 동일하여 새로운 모델이 추가되지는 않았으나 코드작성에 사용된 프로그래밍 언어가 객체지향형으로 변경됨에 따라 입력파일의 형식이 달라졌다. 미국의 경우 MELCOR 코드는 현재 발전소 운영변경허가, 리스크 정보활용규제, 설계인증 등에 널리 활용되고 있으며, 최근에는 후쿠시마 원전사고와 같은 실제 사고에 대한 현상 분석, 최신기술에 근거한 소외결말평가(SOARCA) 등에도 광범위하게 활용되고 있다. MELCOR 코드는 주 프로그램인 실행모듈 외에 발전소 주요 계통에서 나타나는 다양한 현상을 다루는 다수의 패키지들로 구성되어 있는데, 여기에는 다음과 같은

현상에 대한 모델링을 포함한 모듈들이 포함되어 있다.

- 냉각재계통, 원자로공동 및 격납건물에 대한 열수력 거동
- 노심노출(냉각재상실), 핵연료가열, 피복재산화, 핵연료 손상, 노심물질용융 및 재배치
- 재배치 핵연료물질에 의한 원자로용기 하부 가열, 원자로용기 하부손상 및 공동으로의 노심물질 방출
- 노심용융물-콘크리트 반응 및 이에 따른 에어로졸 생성
- 노내, 노외 수소생성, 이동 및 연소
- 핵분열생성물 방출(에어로졸, 기체), 이송 및 침적
- 수조에서의 스크러빙, 격납건물 대기내의 에어로졸 거동 등 방사성물질 거동
- 공학적안전계통이 열수력 및 핵분열생성물 거동에 미치는 영향

MELCOR 코드 개발 초기단계에서는 복잡한 중대사고 현상을 모델링하는데 대부분 변수에 의존한 단순 계산식을 사용하였다. 그러나 중대사고 현상에 대한 불확실도가 감소되고 MELCOR 코드에 대한 요구수준이 높아짐에 따라 다양한 상세 현상 모델들이 MELCOR 코드에 도입되었으며, 이에 따라 점차 최적계산을 수행하는 코드로 발전하게 되었다. 현재 대부분의 MELCOR 모듈들은 상세 개별현상 분석모델을 반영한 기계적(mechanistic) 모델을 포함하고 있다. 또한, 현재 MELCOR 코드의 활용분야에서는 현상의 불확실성 등으로 인하여 다양한 불확실도 및 민감도 분석이 요구되고 있으며, 이를 위하여 각각의 입력모델에는 사용자가 조정 가능한 다양한 인자들이 제공되고 있다. 이러한 민감도변수들은 현상을 다루는 모델의 본질에 영향을 주지는 않지만 사용자들이 쉽게 특정변수가 계산결과에 미치는 영향을 분석할 수 있도록 해 준다. MELCOR 모델링은 발전소를 모사하기 위한 계산격자를 구성하는데 일반적이고 유연한 방식을 제공한다. 계산격자는 사용자가 임의로 구성할 수 있으므로 활용분야에서 요구하는 다양한 수준의 크기로 모델링이 가능하다. 원자로 고유의 특정 노드 모델을 구성해야 하는 분야는 원자로노심에만 해당하며, 이 경우에도 상세 모델링 정도는 사용자의 입력에 따라 상당 부분 달라질 수 있다. MELCOR 코드는 코드의 광범위한 활용성 때문에 현재 러시아의 VVER, RBMK 원자로와 같은 동유럽 원전의 분석에도 널리 사용되고 있다.

#### 나. MAAP

미국 전력기술연구소(EPRI)와 FAI社가 개발하고 있는 MAAP (Modular Accident Analysis Program) 코드는 중대사고 전반에 대한 경수로형 원자력발전소의 반응을 해석할 수 있는 프로그램으로서 사업자 관점에서 전 세계적으로 가장 널리 사용되고 있는 안전해석코드이다. MAAP 코드는 일차계통과 노심, 원자로건물, 그리고 보조건물 영역에서의 중

대사고 도중에 발생할 수 있는 중요한 현상들의 전체 영역을 다룰 수 있을 뿐 아니라 동시에 사고 도중의 열수력 반응과 방사성물질의 거동을 해석 할 수 있다. 그러므로 초기 사고와 운전원 조치들이 정의되면 MAAP 코드는 전체 사고 진행기간에 걸쳐 열수력적 사고 진행과 방사성물질의 방출 거동을 동시에 해석할 수 있기에 중대사고 종합 해석 코드로서의 성격을 가진다.

개발 이력을 살펴보면 TMI-2 사고 이후 EPRI 주관하의 IDCOR 과제의 일부로서 발전소 척도에 대해 중대사고 전반적 현상을 모사할 수 있는 유용한 도구의 개발이라는 산업계의 요구에 의해 개발이 시작되었다. 1990년대 중반에 발표된 MAAP4 코드에서 사고관리 평가 성능, 노심 및 원자로용기 하부반구 격자 구조 설정, 원자로건물의 노드와 연결부 모델링, 그리고 여러 공학적안전계통(Engineered Safety Features, ESF)의 모델링이 개선되었으며, 그 당시에 적용 가능한 최신 해석 모델의 적용성과 사고관리 성능평가에 적용이 가능함을 여러 독립 전문기관의 검토를 통해 확인받았다. 이어 2008년과 2013년 그리고 2014년에 각각 버전 5.01과 5.02, 5.03이 발표되었으며 이를 통해 노심과 일차계통, 원자로용기 하부헤드 노드 설정, 원자로건물 열수력해석 모델, 방사성물질 방출 거동, 그래픽 사용자 인터페이스, 사용후연료저장조 사고 해석 기능, 한국형 코어캐처 해석 모델, 다양한 피동형축매수소재결합기(PAR) 상관식 반영, 최신 MCCI 실험 결과를 반영한 노심용융물 냉각 모델 등과 같은 대폭적인 성능 향상이 이루어졌다. 또한 2016년 8월에 원자로용기 하부반구로 재배치된 노심용융물의 다층온도분포 구현과 MCCI 초기의 bulk cooling 현상 등의 모델이 추가된 5.04 버전이 발표될 예정이다. 이처럼 MAAP 코드는 전 세계 주요 원전 사업자들의 지속적인 추가 성능 개발 요청에 대해 적극적이고 신속한 대응이 이루어지고 있는 장점이 있다.

국내 환경에서도 신고리 3,4호기를 비롯한 APR1400 노형과 UAE의 Barakha 원전 같은 대형 원전 설계와 인허가 대응에도 MAAP 코드는 중대사고 종합해석을 위한 가장 기본적이고 강력한 도구로서 20여년 이상 사용되어져 왔으며 해외 사례로는 AP600, AP1000, APWR, EPR 노형 등 대부분의 개량형경수로 원전의 개발과 설계, 인허가 획득 단계에서 가장 중요하고 기본적인 해석 도구로서 사용되어지고 있다.

#### 다. ASTEC

ASTEC(Accident Source Term Evaluation Code) 전산코드는 프랑스 IRSN(Institute de Radioprotection et de Surete Nucleaire)과 독일 GRS (Gesellschaft fur Anlagen und Reaktorsicherheit)가 공동으로 기존 원전(PWR/BWR/VVER/CANDU Type) 및 차세대 원전까지 모의할 수 있는 코드로 개발하였다. ASTEC은 기존 증기폭발 및 격납건물 구조건전성평가를 제외한 PSA Level 2에서 요구되는 일부 현상을 제외한 거의 모든 중대사고 현상을 mechanistic한 방법으로 모델하고 있고, 코드에서 사용되는 입력 변수와 데이터 연계성을

Object-oriented 방식으로 처리하고 있다. 그림 2.3은 ASTEC 2.0 주요 구성 모듈과 코드구조 및 계산과정을 보여주고 있다.

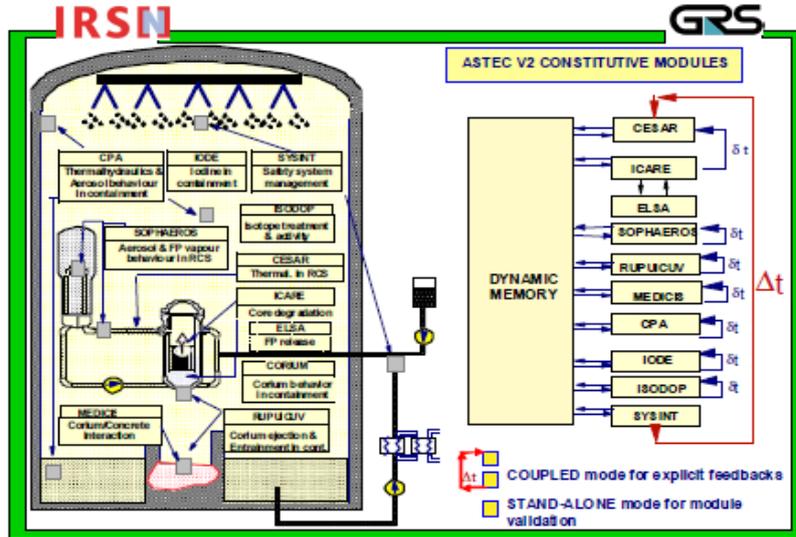


그림 2.3 ASTEC 주요 구성 모듈과 코드구조 및 계산과정

ASTEC의 주요 적용 분야는 방사선원향 결정 연구, 2단계 확률론적 안전성평가, 중대사고관리 연구, 중대사고 현상 실험에 대한 해석 등이고 주요 계산 모듈은 다음과 같다.

- CESAR 모듈: 1차 및 2차 계통의 열수력 거동을 모의함
- ICARE 모듈: 노심손상과정을 모의함
- ELSA 모듈: 손상된 노심으로부터 핵분열 생성물과 구조 물질의 방출을 모의함
- SOPHAEROS 모듈: 원자로냉각재계통에서 격납건물까지 핵분열 생성물 이송과정을 모의함
- RUPUICUV 모듈: 원자로용기 하반구 파손 후 격납건물 직접가열 현상을 모의함
- CORIUM 모듈: 용융물 고압방출에 의하여 격납건물 대기로 이송된 용융물 액적의 거동을 모의함
- MEDICIS 모듈: 원자로공동에 남아있는 용융물과 콘크리트와의 반응 현상을 모의함
- CPA 모듈: 격납건물에서 열수력 거동 및 에어로졸 거동을 모의함
- COVI 모듈: 격납건물 내에서 수소연소를 모의함
- IODE 모듈: 격납건물 내에서 Iodine의 화학적 거동을 모의함
- DOSE 모듈: 격납건물 기체들에 대한 선량률(Dose rate) 모의함
- ISODOP 모듈: 핵분열 생성물이나 악티나이드(Actinide) 동위원소의 붕괴과정을 모의함
- SYSINT 모듈: 공학적안전설비 모의를 도와줌

## 라. SAMPSON

SAMPSON 코드는 일본에서 1990년대에 진행된 IMPACT Project에서 개발된 중대사고 해석코드이다(일본원자력학회, 2013). 당시 (재) 원자력 발전 기술기구(NUPEC)는 통상 산업성 (당시)의 위탁을 받아 일본에서 실용화 되어있는 경수로 발전소를 대상으로 정상 운전과 중대 사고에 이르는 일련의 사건을 해석 할 수 있는 소프트웨어를 개발하고, 사고 시의 안전 여유도를 실증하는 것을 목적으로 한 사업을 1993년도에 시작하여 10년간 진행하였다. 소프트웨어의 이름은 IMPACT (Integrated Modular Plant Analysis and Computing Technology)으로 하였으며 물리적 현상을 정밀하게 묘사한 체계적인 모델을 사용하며, 운용/보수의 효율성을 고려하여 모듈 구성으로 설계하였다. "IMPACT"는 코드 개발 프로젝트 이름에도 사용되었다.

SAMPSON (Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear fields)은 그 IMPACT안에서도 중심적인 위치를 가진 경수로 중대사고 시뮬레이션 소프트웨어이고, 통상 운전상태에서 원자로 용기 내 사건을 거쳐 격납 용기 내 사건에 이르기까지의 일련의 현상을 대상으로 사고의 일관적인 분석이 가능하다. 그동안 일본에서 이루어진 조직/기관 개편을 거쳐서, 현재는 에너지 총합 공학 연구소 (IAE)가 소유하고 유지 보수하고 있다.

SAMPSON은 11 개의 분석 모듈과 사건 진행에 따라 분석 모듈군의 실행 제어를 담당하는 분석제어 모듈로 구성되어있다. 또한 2 개의 오프라인 모듈로 수소 혼합 분석 모듈(hyna)와 수소 연소 거동 해석 모듈(ddoc)이 있다. 분석 모듈 중 원자로 용기 내 열수력에 대해서는 RELAP5 모델을 사용하고, 격납 용기 내 열수력에는 CONTAIN 모델을 사용한다. 1차 계통 및 격납 용기 내 FP 거동 해석에는 NUPEC에서 개발 된 냉각 계통 내 FP 수송 분석 코드 MACRES를 개선하여 이용한다. 분석 제어 모듈 (ACM)은 사고 시나리오에 따라 11 종류의 분석 모듈의 동적 배치, 실행 제어, 통신 제어 및 시간 스텝 제어를 담당한다. 개발 당시 각 중대사고 현상에 대한 분리효과시험 데이터를 참조한 검증 및 플랜트 규모 종합분석 (Surry Unit-1 LOCA로 시작한 복수의 시나리오를 가정)을 통하여 검증되었다 (Ujita et al., 1999). 개발 당초에는 슈퍼컴퓨터에서 사용하는 것으로 되었지만 계산 기술의 발달에 따라 현재는 PC에서도 이용가능하다.

2011년 후쿠시마 원전사고 이후 일본원자력학회에서 개설된 "중대사고 평가" 연구전문위원회 아래에 SAMPSON-SWG (sub-working group)가 설치되어, 후쿠시마 사고에서 일어난 현상을 시뮬레이션으로 재현하는 활동과 더불어 관련한 모델의 개선/개발이 진행되어 있다. OECD/NEA에서 진행중인 후쿠시마사고 분석 벤치마크 (BSAF)에서도 IAE가 SAMPSON을 사용하고 참가하고 있다. IAE에서 실시된 후쿠시마 다이이치 1-3호기의 사고 분석 결과가 발표되어 있고 (Naitoh, 2015; Naitoh et al., 2015; Morita et al., 2015;

Takahashi et al., 2015), 노용기내 노심 손상진행에 대한 실험 데이터를 참조한 모델 검증 (Prestigiacomio et al., 2015; Costa et al., 2015), 노외에서의 용융물 spreading, 고화 및 용융, MCCI에 대한 모델 개선 (Hidaka et al., 2015)등, 모델 검증 및 개선도 진행되고 있다.

#### 마. 국내개발코드

현재까지 원전 운영 주체인 한국수력원자력은 경수로 중대사고 해석코드로 EPRI의 MAAP코드를 사용권 계약을 통해 운용하고 있으며 중수로의 경우에는 MAAP 코드 개발사인 미국 FAI와 한국원자력연구원이 공동으로 개발한 ISAAC 코드를 사용하고 있다. 한편, 규제기관인 한국원자력안전기술원은 중대사고 코드로 미국 Sandia 연구소에서 개발한 MELCOR 코드를 운용하고 있다.

코드 국산화는 국산 원전의 해외 수출이 현실화되면서 안전해석코드와 중대사고 해석코드의 지적재산권 문제가 수출 제약 사항이 될 수 있음을 인식하게 되면서부터 그 필요성을 절감하게 되었으며 안전해석코드인 SPACE와 CAP 코드의 개발이 2006년부터 9년간 개발, 검증 및 인허가를 통한 국산화를 완료한 바 있다. 이러한 안전해석 코드 개발을 기반으로 2012년부터 2017년까지 6년에 걸쳐 미국의 MAAP, MELCOR와 동등 또는 이상의 해석 성능을 보유한 코드 개발을 목표로 중대사고 해석코드 국산화가 추진되었고 현재까지 중대사고 현상 개별해석 모듈 개발과 코드 통합 및 검증이 수행되고 있다.

국산 중대사고 해석코드의 명칭은 잠정적으로 CINEMA로 명명되고 있으며 분석 범위는 노심 열수력 및 손상메커니즘부터 격납건물의 부차적인 중대사고 현상들을 일련의 분석으로 모두 다룰 수 있도록 개발되고 있다. 원자로냉각재계통의 열수력 해석은 기존 안전해석 코드인 SPACE와의 연계를 통해 해석하도록 설계되었으며 격납건물 중대사고 해석 모듈은 안전해석 코드인 CAP을 기반으로 중대사고 고유 물성치 및 모델을 적용하여 열수력 해석 역량을 확장하는 방식으로 개발되며 이후 다양한 노외중대사고 현상모듈들과의 통합을 통해 격납건물의 중대사고 현상을 종합적으로 해석할 수 있는 전산코드로 개발된다. 또한 노심, 원자로냉각재계통, 격납건물에서의 핵분열생성물의 생성, 이송, 제거를 해석할 수 있는 핵분열생성물 거동해석 모듈도 개발되고 있으며 해당 모듈 또한 전체 통합체계에 통합되도록 개발되고 있다.

중대사고 종합해석 코드를 구성하는 세부 모듈들은 다음과 같다.

- 노심 가열 및 손상 해석모듈
- 원자로 하부 반구 거동 및 원자로용기 파손 해석모듈
- 격납건물 열수력 해석모듈
- 수소연소해석모듈
- 증기폭발 해석모듈

- HPME/DCH 해석모듈
- MCCI 해석모듈
- 핵분열생성물 거동 해석모듈
- 수소점화기/PAR 해석모듈
- Core Catcher 해석모듈
- IVR/ERVC 해석모듈
- CFVS 해석모듈
- 사용후 핵연료 저장조 해석모듈

그림 4은 상기의 세부 현상 모듈들 중, 노심의 열수력 거동과 노심 손상 메커니즘을 해석할 수 있는 노심손상해석 모듈인 COMPASS모듈, 고압용융분출시의 용융물 비산에 의한 격납건물 직접가열을 해석하는 HPME/DCH 해석모듈, 원자로공동에서의 용융물-냉각재 반응에 의한 동적하중을 해석하는 증기폭발 해석모듈, 용융물-콘크리트의 반응에 의한 콘크리트 침식, 기체 생성, 화학평형 등을 해석하는 MCCI 해석모듈의 분석범위를 개략적으로 도시하고 있다.

개별 현상 해석모듈들은 최종적으로 통합체계의 일부분으로 분석 기능을 수행하게 되며 개별 모듈 간에는 필요한 연계정보를 실시간 통신을 통해 주고받게 된다. 모듈간의 통신은 MPI(Message Passing Interface) 기법을 통해 수행되며 연계정보들은 사전에 정의 및 설계된 공유메모리 공간에서 읽고 쓰기가 가능하며 개별 모듈들은 기능과 규칙이 정의된 라이브러리 함수를 이용하여 연계정보의 통신을 구현하게 된다. 현재 노심 및 원자로냉각재계통 해석 모듈 단위인 CSPACE와 격납건물 핵 모듈 단위인 SACAP간의 열수력 정보 연계를 통한 통합 연계해석이 가능한 단계이며 현재 노심물질 및 핵분열생성물 정보의 연계를 위한 공유메모리 구조설계 및 라이브러리 함수 개발이 수행되고 있다.

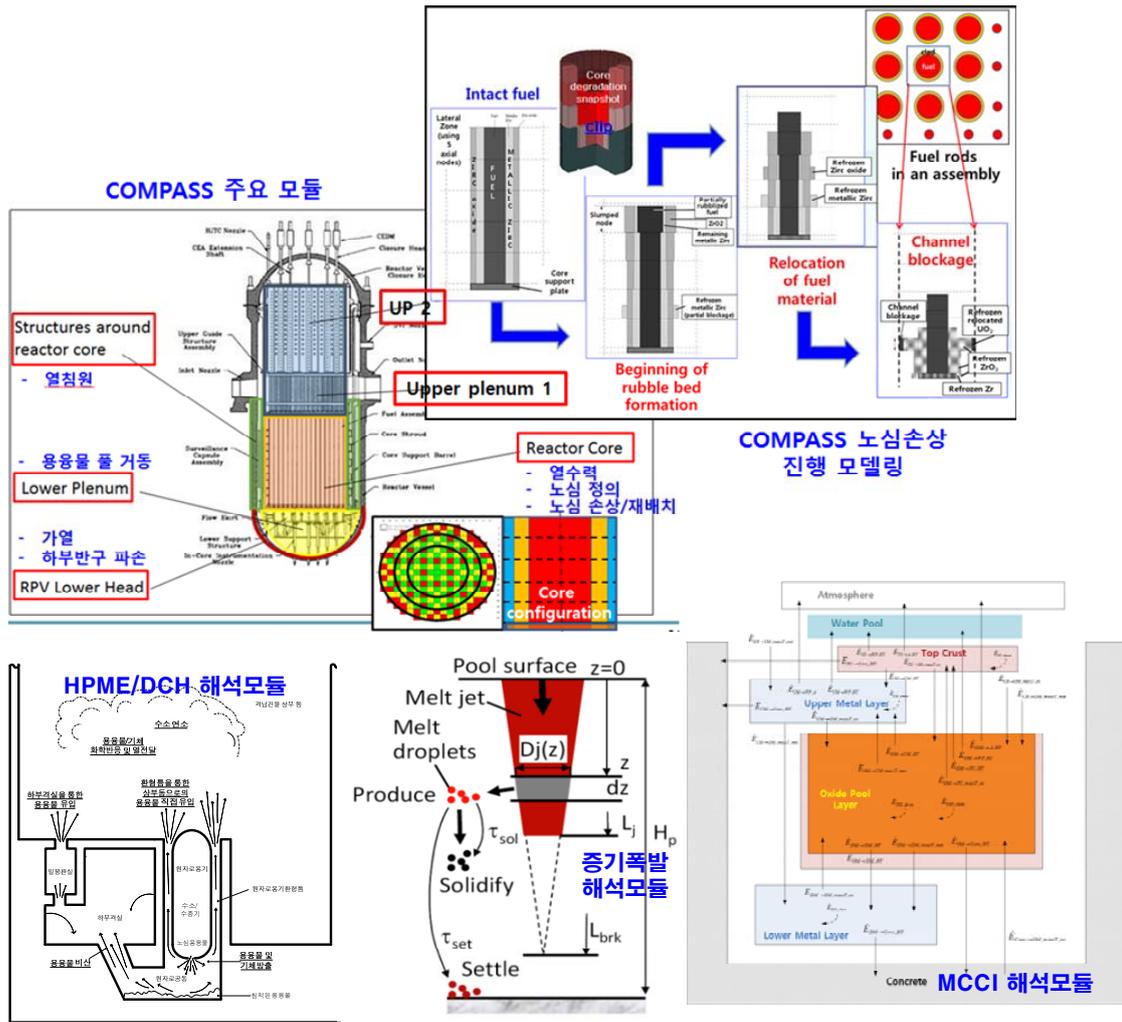


그림 2.4 중대사고 해석코드 주요 현상모델 개념도

개발된 개별 현상 모듈과 통합코드의 검증을 위한 검증 방안이 사전에 수립된 바 있으며, 노심가열, 재배치에 대해서는 PHEBUS FPT-1, 하반구 용융풀 거동 검증을 위해서는 LIVE 실험, 하반구 파손 모델 검증을 위해서는 LHF 실험, 격납건물 열수력은 ISP-47, ISP-35, THAI 실험, 증기폭발은 OECD/SERENA 프로그램, 수소연소는 ISP-35, ISP-47, ISP-49 실험, IVR 모델 검증은 ULPU, SBLB 실험, MCCI는 OECD, ANL 실험, 핵분열생성물 거동 모델은 ISP-37, THAI, PHEBUS 실험, 통합 해석코드 검증은 TMI 사고 데이터를 이용하여 검증이 수행되고 있다.

## 제3장 격납건물방호 관련 중대사고 대처 체계

### 제1절 완화전략 및 설비

#### 1. 중대사고 관리전략

중대사고 관리라 함은 중대사고 발생 시 모든 가용한 수단을 사용하여 사고를 완화시킴으로써 공중에 미치는 영향을 최소화하기 위하여 취해지는 조치들을 일컫는 말로써 이와 같은 관리는 중대사고 관리 지침서(SAMG: Severe Accident Management Guidance)라는 문서를 통하여 중대사고 관리 방안을 기술하고 있다. 중대사고 관리의 목표는 기본적으로 원자로 용기 파손을 방지 하고 격납건물 파손을 방지 하며 이로써 방사능 물질의 소외 방출을 최소화 하고자 함이다. 기본적으로 중대사고 관리의 주요 내용을 살펴보면 중대사고 관리 전략, 중대사고 관리 전략 수행을 위한 지침 및 조직, 중대사고 관리 전략 수행에 필요한 정보 및 도구 그리고 중대사고에 대처하기 위한 운전원들의 훈련 및 관련 교재 개발 등으로 구성되어 있다.

중대사고가 일어나고 운전원이 중대사고 관리 지침에 따른 일련의 사고 대처를 수행하는 것은 비상운전절차서를 수행하는 도중에 중대사고 관리 진입조건에 도달하는 경우이다. SAMG의 진입조건은 경수로의 경우 노심출구온도를 기준하고 있다.

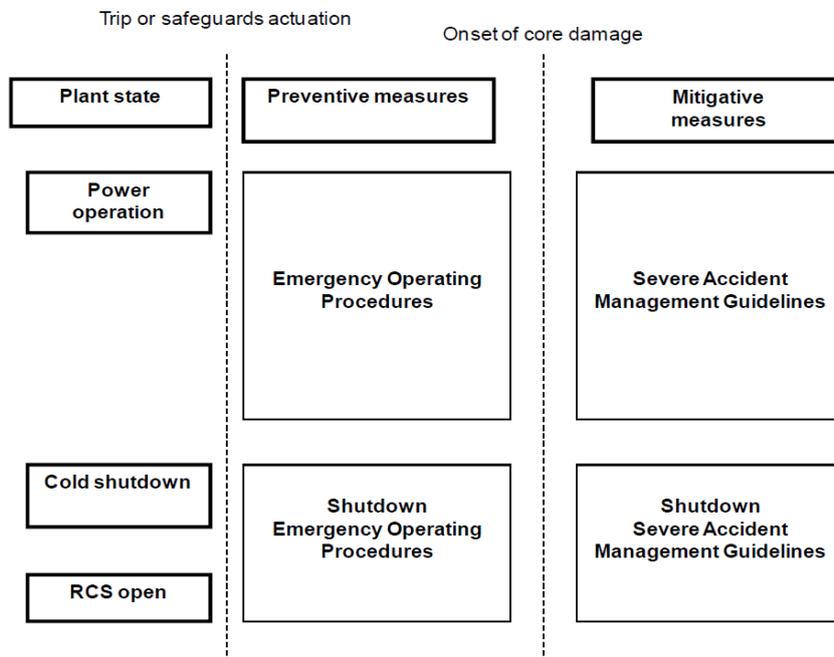


그림 3.1 중대사고 사고관리지침 진입

그림 3.2는 격납건물 파손 방지라는 안전목표를 달성하기 위하여 구성된 수목이다. 즉, 안전목표는 격납건물 파손 방지를 위해서는 안전기능을 규정하고 이를 위협하는 상황 그리고 위협요소를 규정하고 이에 따른 제어 방안을 나열하여 중대사고관리 지침서를 구성하게 된다.

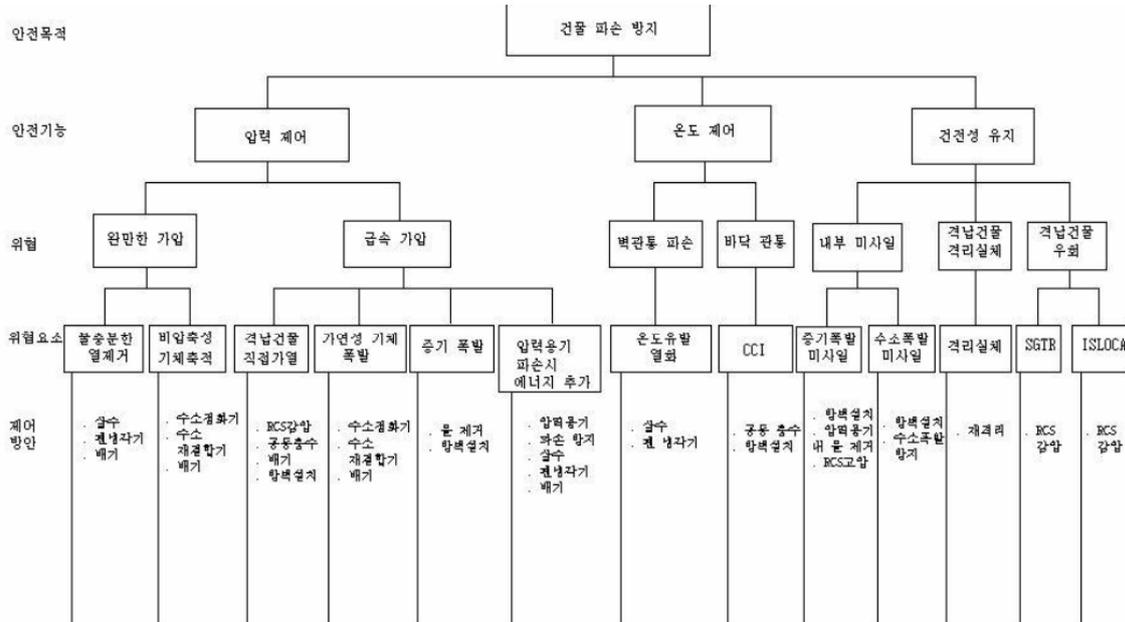


그림 3.2 격납건물 파손방지를 위한 안전목표 수목

격납건물의 관리를 위한 전략은 현재 크게 완화-01~07까지의 7개 전략으로 구성되어 있다 이들은 모두 격납건물 방호에 직간접적인 영향을 주게 된다. 이들은 완화01전략인 증기발생기 급수 주입, 완화02전략인 원자로 냉각재 계통 감압, 완화03전략인 원자로 냉각재 계통 냉각수 주입, 완화04전략인 격납건물 냉각수 주입, 완화05전략인 핵분열 생성물 방출 제어, 완화06전략인 격납건물상태제어, 및 완화07전략인 격납건물내 수소제어 등이 그것들이다. 이들 완화 전략을 수행함에 있어서는 주요 조치 사항에 필요한 다양한 설비가 필요하다. 최신설계인 APR1400의 중대사고 대처설비들을 살펴보면 RCS 급속 감압계통, 원자로 냉각재 계통과 격납건물로의 냉각수원인 IRWST, 원자로 공동 충수 계통, 수소제어 설비 등을 갖추고 사고에 대비하고 있다. 특히 원자로 용기 파손방지를 위해 IVR-ERVC전략 하에 공동충수 시스템을 갖추고 있고 이는 사고 시 원자로 용기까지 공동내부를 충수함으로써 원자로 용기파손을 방지함으로써 사고의 진행을 원자로 용기로 국한시키는 효과가 있다.

하지만 후쿠시마 사고 이후 원자로 용기파손을 방지함에 있어 불확실성이 매우 큰 상황에서 격납건물로의 사고의 진행 그에 따른 격납건물내의 다양한 현상을 고려한 보다 종합적인 사고관리전략을 수립하고 이의 유효성을 평가하는 것이 중요하게 부각되고 있으며

특히 국내의 경우 중대사고 법제화를 통한 중대사고관리지침서의 제출을 인허가 조건으로 한 상황에서 이와 같은 노력이 필요하게 되었다.

## 제2절 완화설비

### 1. PCCS

가동 중 원전 (Gen. II)과 대별되는 차세대원전 (Gen III/III+)에서는 중대사고와 같은 극한적인 사고 조건에서도 환경에 미치는 영향을 최소화하여 발전소 부지 밖에서 방호수단이 필요하지 않도록 설계목표를 설정하고 있다. 이를 위해서는 격납건물의 건전성 확보가 필수적이며 유럽은 EUR (European Utility Requirement) 등을 통하여 이를 요구한다.

중대사고 조건에서도 격납건물의 건전성을 유지하기 위해서는 비행기 충돌과 같은 외적 요인에 대한 구조적 건전성뿐만 아니라 중대사고의 진행에 따른 원자로의 잔열을 궁극적으로 격납건물을 통해 제거해야 한다. PCCS (Passive Containment Cooling System: 피동형 격납건물 냉각계통) 계통은 격납건물 내부의 자연대류에 의한 열전달에 의해 격납건물 대기의 온도와 압력을 감소시켜 격납건물에 작용하는 하중을 완화시킨다. 비슷한 기능으로 기존의 격납건물 살수계통 (Containment Spray System)은 대부분 전원을 필요로 하는 능동형 계통이며 지속적인 가동을 위하여 큰 용량의 수원을 필요로 하는데 반하여, PCCS는 기동전원을 필요로 하지 않으며 보다 장기간 사용이 보장된다. PCCS 계통은 열제거 기능뿐만 아니라 격납건물 대기의 에어로졸을 제거하여 선원향을 감소하는 효과를 가지며, 설계적인 측면에서는 수소제어, 격납건물 격리 기능 등을 고려해야 한다. PCCS를 적용하는 대표적인 원전으로는 웨스팅하우스의 AP-1000이 있으며, BWR 원전으로 SBWR (Simplified Boiling Water Reactor)와 ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor)이 PCCS를 채택하고 있으며, 이들 원전의 설계 검증 과정에서 PCCS에 대한 실험 및 해석적 연구가 이루어졌다.

웨스팅하우스 AP-1000의 PCCS는 격납건물 벽면 외벽을 통해 열을 외기로 방출시킨다. AP-1000은 이중 격납건물 (Containment Shell and Concrete Shield Building) 구조로 격납건물 사이의 간극의 환형 공간에 공기 유로를 형성시켜 안쪽의 가열된 스틸 격납건물 (Containment Shell)의 벽면을 통하여 열을 제거한다. 현 설계는 공기가 Shield Building 상부의 입구로 들어와서 환형 간극 내 air baffle의 바깥으로 내려와 하부에서 방향을 바꿔 containment shell 벽면의 열을 제거하며 상승하여 상부의 굴뚝을 통해 빠져나간다. 아울러 Shield Building 상부에 PCCWST (Passive Containment Cooling Water Storage Tank)가 있어, 물을 containment shell 상부 외부 벽면에 분사 (spraying water) 함으로써 PCCS의 열제거 능력을 증진시킨다. 대표적인 가열 벽면에 대한 공기 냉각 실험으로 FZK (현 KIT)의 PASCO 실험 등이 있으며, WGOthic, CONTEMP4,

COMMIX 등을 이용한 AP-1000의 PCCS 평가가 이루어진 바 있다.

BWR의 SWR-1000와 ESBWR의 PCCS는 피동형 응축기 (passive condenser)를 이용하여 격납건물 대기의 열을 제거하는 방식이다. 대표적으로 SWR-1000형은 냉각수가 격납건물 내부에 위치한 경사진 튜브 내로 순환하며 튜브 바깥 벽면의 증기를 응축하는 방식이며, ESBWR형은 격납건물 내부의 증기가 튜브 안쪽으로 유입되어 격납건물 밖 수조 안의 튜브를 통과함으로써 응축 냉각되는 방식이다. 이들 응축기 타입의 PCCS에 대해서는 많은 실험 연구가 수행되었으며, 대표적으로 ESBWR형으로는 PANDA, PUMA, PANTHER 실험이 있으며, SWR-1000형으로는 INKA, PANDA, NOKO 실험이 있다. ABWR의 경우는 SWR-1000과 비슷한 경우로 수평형 응축기를 사용하며, 이에 대해 ROSA/LSTF, TIGER 실험이 있다. 응축기형 PCCS에 대한 평가 및 실험결과에 대한 검증 해석이 MELCOR 코드를 이용해 이루어진 적이 있다. 대기 중 비응축가스의 성분이 적을 경우 비교적 실험을 잘 예측하나, 비응축가스의 농도가 높으면 많은 차이를 보이며 보다 정교한 열수력 해석이 필요하다고 알려져 있다.

## 2. CFVS

격납건물 여과배기계통 (CFVS)은 원전 중대사고시 격납건물 건전성이 위협받는 경우 격납건물 내부의 핵분열 생성물을 충분히 여과한 후 배기하여 격납건물의 파손을 방지하기 위한 설비이다. 이 설비는 TMI-2 및 체르노빌 사고 이후 유럽 (스웨덴, 독일, 프랑스, 핀란드, 스위스 등)을 중심으로 연구 및 개발이 진행되었으며, 이들 국가의 일부 원전에 설치되었다. CFVS는 격납건물 관통부와 여과계통을 연결하는 입구배관 및 격리밸브, 핵분열 생성물 여과를 위한 여과기기를 포함하는 여과계통, 여과계통을 통과한 기체를 배기하기 위한 출구배관 및 굴뚝(stack)으로 구성된다. CFVS는 기존 발전소 건물과는 별도의 독립적인 공간에 설치하거나, 기존 보조건물 또는 복합건물 상부/내부에 설치할 수 있다.

CFVS는 중대사고시의 핵분열 생성물, 특히 입자 형태의 에어로졸과 기체상의 요오드에 대한 제거가 필수적이며, 습식제거방식과 건식제거방식의 두 종류로 나눌 수 있다. 습식 제거방식은 풀 스크러빙 (pool scrubbing)을 위한 용액을 담고 있는 탱크와 탱크 내부에 여과효율을 높이기 위한 여과기기를 배치하는 형태이며, 일반적으로 용액풀에는 입구배관에서 유입되는 핵분열 생성물을 포함하는 기체(증기 및 비응축성기체)를 용액풀로 방출하기 위한 노즐과 용액풀 수면에서 방출되는 액적을 제거하기 위한 습분분리기와 미세 에어로졸을 제거하기 위한 필터를 사용한다. 이 경우 에어로졸은 노즐과 풀 스크러빙을 통해 1차적으로 제거되며, 용액풀에서 제거되지 않은 에어로졸은 상부의 필터를 통해 2차적으로 제거된다. 또한 기체상 요오드는 용액에 포함된 화학첨가제에 의해 흡착되어 제거된다. 그러나 유기 요오드의 경우 용액의 풀 스크러빙에 의한 제거효율이 상대적으로 낮아 추가적인 화학첨가제 또는 은이 함유된 제올라이트와 같은 물질을 통해 제거효율을 높인다. 건식제거방

식은 에어로졸 제거를 위한 필터와 요오드 제거를 위한 필터를 격납건물 관통부와 직접적으로 연결하여 핵분열 생성물을 제거하는 방식이다.

CFVS는 내진등급 I 기기로서, 발전소 완전정전사고와 같이 전원상실을 대비하여 피동 운전이 가능하도록 구비되어야 하며, 기동 후 72시간 동안 운전원의 추가적인 조치가 없이 운전이 가능하도록 설계된다. 성능요건과 관련하여 일반적으로 입자상의 에어로졸, 기체상의 원소 요오드 및 기체상의 유기 요오드에 대한 여과성능 (제염계수, DF)이 제시되나, 이러한 성능요건은 국가별로 차이를 보인다. 일본 후쿠시마 사고 이후 국내 가동원전 안전점검 결과에 따른 조치사항으로 격납건물 감압을 위한 설비, 즉 CFVS를 국내 가동원전에 설치하고 있다. 가압중수로인 월성 1, 2, 3, 4호기에는 AREVA사 습식여과방식의 CFVS가 설치되었거나 설치중이며, 사업자 성능요건으로 에어로졸 제염계수 1000이상, 원소 요오드 제염계수 100이상, 유기 요오드 제염계수 5이상을 제시하였다.

CFVS는 SAMG 범주에서 중대사고관리 전략을 고려하여 운전되어야 하며, 이와 관련하여 CFVS 개방압력 조건이 결정되어야 한다. CFVS는 개방 시 격납건물 압력거동에 따라 격리밸브의 개폐가 없이 운전되는 지속 운전 방식과 압력변화에 따라 개폐를 반복하는 간헐적 운전 방식을 채택할 수 있다.

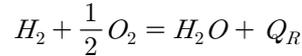
### 3. PAR 및 점화기

초기사건 종류와 무관하게 일단 노심이 냉각수에 노출되게 되면 노심 피복재의 산화과정에 의해 대량의 수소가 노내에서 지속적으로 발생하게 되며 이렇게 누적된 수소는 일차 계통 파단면 또는 원자로용기 파손 시점에 원자로건물로 방출되게 된다. 또한 원자로용기에서 방출된 고온의 노심용융물과 원자로공동의 콘크리트가 반응하면서 일정량의 수소가 원자로용기 외부에서도 발생할 수 있다. 후쿠시마 사고와 TMI-2 사고에서 보이듯 이렇게 생성된 수소는 원자로건물 내부에 전체적 또는 국부적으로 축적되어 수증기와 산소, 점화원의 존재 등과 같은 주변 사고 환경에 따라 연소 가능한 혼합기체 상태에 놓일 수 있다.

수소연소에 의한 원자로건물의 건전성 위협을 낮추기 위한 여러 대처 수단 중에 전 세계 대부분의 3세대 원전에 적용되고 있는 것은 피동축매형수소재결합기(PAR)와 수소점화기이다. PAR는 수소방출률이 낮거나 완만할 것으로 예상되는 거의 모든 사고추이에 대처하며 수소점화기는 수소가 급격히 방출되는 매우 희박한 발생확률의 사고에 대비하여 PAR를 보완하기 위해 수소방출지점 근처에 설치하여 의도된 수소연소를 일으켜 연소가능한 환경 조건의 수소-공기 혼합기체의 생성을 원천적으로 방지하게 된다.

PAR는 전원이나 다른 지원계통이 필요치 않으며 펌프나 운전원 조치 등 능동적 구동 요소가 배제된 피동 설비로서의 장점을 가진다. 일반적으로 산소와 수소는 약 1,100°F (593°C) 이상의 온도에서만 급격한 연소에 의해서 재결합된다. 그러나 팔라듐 또는 백금과 같은 촉매물질이 존재하는 경우에는 이보다 낮은 온도에서도 촉매에 의한 수소 연소가 발

생하여 수소가 제거되며 반응열을 방출한다. 즉,



PAR는 장치 구조물과 촉매제 물질 지지체를 구성하는 스테인리스강 외함으로 구성되며, 외함은 상부 및 하부 출입부가 상시 개방되어 있어서 자연대류에 의한 원활한 수소의 유입과 반응생성물의 방출을 보장한다. 촉매제 물질은 카트리지 형태의 촉매체에 코팅되어 있으며 외함 내부에서 지지되며 장치 구조물의 상부면에는 살수 및 물 분자 집적에 의한 효율 감소를 방지하기 위해 덮개가 설치된다. PAR는 내진범주 I 요건에 따라 설계 및 설치된다.

수소점화기는 강압변압기로부터 직접 전원을 공급받는 교류 백열플러그이다. 수소점화기 집합체는 살수 환경 등 다양한 환경조건하에서 방수 건전성을 규정한 NEMA 유형 4를 만족하도록 설계 및 설치된다. 각각의 수소점화기는 2개의 별도 소외전력으로부터 전력을 공급받으며 소외전력상실사고시 2개의 비상디젤발전기 중 1개로부터 전력을 공급받는다. 두 전원 공급 모두가 상실된 발전소정전사고시에는 대체교류전원으로부터 전력을 공급받을 수 있다. 수소점화기는 수소 농도가 상방향 연소하한농도에 도달하면 자동 작동하여 점화기 주변의 수소를 인위적으로 제거한다.

국내 원전에서도 원전별로 생성 가능한 수소총량과 원자로건물의 자유체적, 수소방출 예상 위치의 구조적 특징 등을 감안하여 수십 대의 PAR와 점화기가 (예: 신고리 3, 4호기 경우 PAR 30대와 점화기 10대) 원자로건물 내부에 설치되어 있다. 이를 통해 관련 규제요건에서 요구하고 있는 100% 핵연료피복재금속-냉각수 반응에 의한 수소 생성 가정 조건에서 원자로건물 내부 평균 수소농도를 10% 이하로 제한하여 중대사고 상황에서도 원자로건물 내부의 수소연소 가능성을 효과적으로 낮출 수 있다.

#### 4. 급속감압설비

중대사고가 진행되어 원자로용기의 파손에 다다르게 되면 파손 시점의 원자로용기 내부 압력의 높은 정도에 따라 방출되는 고온의 노심용융물이 원자로건물 상부 대기로 직접 전달되어 원자로건물직접가열사고(DCH, Direct Containment Heating)가 발생할 수 있으며 이 경우 원자로건물의 조기 파손이 발생할 수 있다. 이를 방지하기 위해 원자로냉각재계통의 급속감압 기능을 수행하는 중대사고 전용계통으로서 비상원자로감압계통(ERDS, Emergency Reactor Depressurization System)이 설치된다. 또한 이 계통은 중대사고 동안 증기발생기 전열관 파열을 방지하기 위해 원자로냉각재계통의 압력을 신속히 감소시키기 위한 수단을 제공하며, 중대사고시 원자로용기 파손 이전에 원자로냉각재계통의 압력을 2,500 psia (175.77 kg/cm<sup>2</sup>)에서 250 psia (17.58 kg/cm<sup>2</sup>)로 감압시킬 수 있도록 그 용량이 설계된다.

사고관리 관점에서 완전급수상실사고에 의한 사고와 같이 일차계통의 압력이 고압으로

상당기간 유지되는 중대사고의 경우 원자로냉각재계통 압력이 높고 노심 용융이 진행 중일 때 비상원자로감압계통의 작동이 요구된다. 만일 안전주입이 가능한 상황이라면 안전감압배기계통과 안전주입계통을 이용한 주입 및 방출 냉각이 용이하게 수행된다. 그러나 안전주입이 가용하지 않다면, 비상원자로감압계통을 이용하여 원자로냉각재계통을 급속히 감압시켜 중대한 노심용융물 동반이탈을 제한하고 안전주입 탱크의 냉각수가 원자로냉각재계통에 주입되도록 하여 노심냉각 가능기간을 연장시킨다. 또한, 비상원자로감압계통은 원자로건물살수펌프 또는 정지냉각펌프를 정렬시켜 IRWST 냉각수를 원자로냉각재계통에 주입 가능한 정도로 원자로냉각재 계통의 압력을 감소시키는데 이용될 수 있다.

비상원자로감압계통은 독립된 인버터 및 충전기를 통해 1E급 보조전력계통의 계열 I 및 계열 II에서 전원을 공급받고 정전사고 상황에서도 동작을 보장하기 위해 교류전원 상실 시 독립된 축전지에서 전원을 공급받는다.

## 5. 살수 (Spray)

DBA 사고에 대응하기 위한 원자로건물살수계통에 더하여 APR1400 노형에서는 중대사고 상황에서 원자로건물의 압력을 제어하고 대기 중의 방사성 물질을 제거하기 위하여 비상원자로건물살수보조계통 (ECSBS, Emergency Containment Spray Backup System)이 제공된다. 운전원은 필요 시 ECSBS의 가동을 통해 원자로건물 대기로 냉각수를 살수함으로써 원자로건물의 대기를 효과적으로 감압시킬 수 있으며 장기냉각운전을 수행할 수 있는 시간적 여유를 확보할 수 있게 된다.

ECSBS는 2대의 정지냉각펌프, 2대의 원자로건물살수펌프 및 IRWST를 사용할 수 없는 설계기준초과 사고 시 원자로건물살수계통을 대체하는 계통이다. ECSBS는 중대사고 발생 후 24시간 이후 시점부터 작동하는 것을 가정하며 이 후 약 48시간동안 원자로건물 압력이 계수하중범주 (FLC, Factored Load Category)의 중대사고 입력하중을 초과하지 않도록 그 용량이 설계된다. ECSBS는 부지 내 외부수원 (청수저장탱크, 탈염수저장탱크, 원자로보충수탱크, 원수탱크)으로부터 냉각수를 흡입하여 소방펌프 및 소방펌프차를 이용하여 보조건물 외벽의 지면과 가까운 곳에 설치되어 있는 전용 주입구에 연결한 뒤 ECSBS 전용 살수노즐을 통해 원자로건물 대기로 살수한다. 즉, ECSBS 설치를 통해 디젤 구동식 소방펌프 및 소방펌프차를 이용하여 살수가 이루어지므로 소내전원 및 비상교류전원과 독립적으로 운전이 가능하므로 전원상실 사고의 경우에도 원자로건물 대기의 압력 및 온도 제어가 가능하다.

## 6. 원자로공동 침수설비

원자로공동침수계통 (CFS, Cavity Flooding System)은 중대사고 시 원자로용기가 파손되는 경우 방출된 노심용융물을 원자로공동 내에서 냉각하고 원자로건물 대기로의 핵분열생성물을 방출하는 것을 차단하기 위하여 운전원에 의한 수동 작동으로 IRWST의 냉각수를 원자로공동에 지속적으로 공급하도록 설계되는 중대사고전용 완화계통이다. 즉, 중대사고 상황에서 원자로용기 파손 이전에 원자로공동을 충분한 양의 냉각수로 침수시켜 원자로용기가 파손되어 방출되는 노심용융물을 냉각 및 고화시키는 것을 목적으로 하며, 이를 통해 노외 노심용융물에 의한 원자로건물바닥용융사고와 지속적인 붕괴열에 의한 지연된 원자로건물 파손 위협을 제거할 수 있다.

원자로공동침수계통은 개량형 원전에 대한 EPRI 사업자요건서에 제시된 설계요건을 만족하도록 설계되며, IRWST, 중간저장탱크, 연결 배관과 밸브, 그리고 관련 전원 설비로 구성된다. 또한 원자로공동침수계통은 원자로건물살수계통과 함께 폐회로 또는 재순환냉각수계통을 형성하여 노심용융물의 붕괴열을 지속적으로 제거할 수 있다.

운전원은 중대사고 진입 시점 직후 원자로공동침수계통의 작동 밸브를 개방하여 원자로공동에 냉각수를 공급한다. 공급 밸브가 개방되면 냉각수는 오로지 중력에 의해서만 IRWST로부터 원자로공동으로 피동적으로 급수되어 최종적인 평형 수위에 도달하여 침수가 종료된다. 침수 종료 시점은 모든 사고 경위에서 원자로용기 파손 예상 시점 이전에 충분히 완료되도록 설계된다. 따라서 원자로용기가 파손되더라도 비록 노심용융물에 의한 원자로공동바닥 콘크리트의 즉각적인 침식 발생을 완전히 방지할 수는 없더라도 노심용융물-콘크리트 반응 과정에서 방출되는 핵분열생성물을 세정하고 지속적인 바닥 콘크리트 침식을 방지하여 최종적으로 노심용융물-콘크리트 반응을 종료시킬 수 있다.

### 제3절 후쿠시마 후속조치

#### 1. 후쿠시마 후속 조치 배경

##### 가. 국내원전 안전 점검

국내에서는 ‘11. 5 교과부에서 후쿠시마 원전사고 이후 국내 전 원전에 대한 안전 점검을 실시하여 안전성을 확인하고 50개 후속대책을 수립, 시행 하였다. 이 당시 국내에서 6.5 규모이상의 강진이 발생하고 국내 기존원전 부지에 대하여 최대 12m의 대형해일 발생과 전력공급차단을 가정하여 대형원전 사고 발생에 대비하여 이러한 후속 대책을 도출 하였다.

표 3.1 국내원전 후쿠시마 후속 조치 이행 현황

분류 번호	과제명	조치 기한	추진현황
1-1	지진 자동정지설비 설치	2012	조치완료
1-2	안전정지유지계통 내진성능 개선	2015	진행중
1-3	원전부지 최대 지진에 대한 조사·연구	2013	조치완료
1-4	주제어실 지진발생 경보창의 내진성능 개선	2013	조치완료
1-5	월성원전 진입교량의 내진성능 개선	2012	조치완료
2-1	고리원전 해안방벽 증축	2014	조치완료
2-2	방수문 및 방수형 배수펌프 설치	2015	진행중
2-3	원전부지 설계기준 해수위 조사 연구	2013	조치완료
2-4	냉각해수 취수능력 강화 및 해일대비시설 개선	2015	조치완료
3-1	이동형 발전차량 및 축전지 등 확보	2015	조치완료
3-2	대체비상발전기 설계기준 개선	2014	조치완료
3-3	예비변압기 앵커링, 월성 EPS 연료주입구 개선	2012	조치완료
3-4	스위치야드 설비 관리 주체 개선	2013	조치완료
3-5	사용후연료저장조 냉각기능 상실시 대책 확보	2012	조치완료
3-6	최종 열제거설비 침수방지 및 복구대책 마련	2013	조치완료
3-7	옥외 설치 탱크 방호벽 설치	2015	조치완료
3-8	주증기안전밸브실 및 비상급수펌프실의 침수방지 시설 보완	2015	진행중
3-9	소방계획서 개선 및 협력체계 강화	2012	조치완료
3-10	화재방호설비 및 자체소방대 대응능력개선	2015	조치완료
3-11	원전 성능위주 소방설계 도입	2012	조치완료
4-1	피동형수소제거 설비 설치	2015	진행중
4-2	격납건물 배기 또는 감압설비 설치	2015	진행중
4-3	원자로 비상냉각수 외부 주입유로 설치	2015	진행중
4-4	중대사고 교육훈련 강화	2011	조치완료

4-5	사고관리전략 실효성 강화를 위한 중대사고 관리 지침서 개정	2012	조치완료
4-6	정지/저출력 운전중 중대사고 관리 지침서 개발	2012	조치완료
5-1	원전인근 주민보호용 방사선방호 장비 추가 확보	2012	조치완료
5-2	다수호기 동시 비상발령 등 방사선비상계획서 개정	2011	조치완료
5-3	장기 비상발령 대비 비상장비 추가 확보	2012	조치완료
5-4	비상진료기관의 장비 추가 확충	2013	조치완료
5-5	방사선 비상훈련의 강화	2012	조치완료
5-6	장기전원상실시 필수 정보의 확보방안 강구	2013	조치완료
5-7	보수작업자 방호대책 확보	2012	조치완료
5-8	비상대응시설 개선	2015	조치완료
5-9	방사선 비상시 정보공개 절차 개정	2012	조치완료
5-10	비상계획구역 밖의 주민보호조치 평가	2014	조치완료
5-11	비상경보시설의 성능 강화	2014	조치완료
6-1	정기검사 등 안전검사 대폭 강화	2012	조치완료
6-2	주요 기기 및 배관의 가동중검사 강화	2011	조치완료
6-3	경년열화관리계획(AMP) 통합관리방안 수립/이행	2012	조치완료
6-4	주요 능동기기 성능변수 관리 강화	2012	조치완료
6-5	정량적 피로 관리 강화를 위한 피로감시 시스템 설치	2015	조치완료
6-6	가압기 하부헤드 피로 건전성 강화	2012	조치완료
6-7	발전정지 유발기기의 신뢰도 증진	2012	조치완료
6-8	운영 인력 적정성 평가	2013	조치완료
6-9	소내 전력공급계통 신뢰도 향상	2013	조치완료
6-10	구매 품질보증 체계 점검 강화	2011	조치완료
7-1	구조물의 내진성능 평가 및 주제어실 개선	2012	조치완료
7-2	하나로 및 부대시설 부지 침수위 재평가	2011	조치완료
7-3	복합적 방사선비상 상황 반영, 방사선비상계획서 개정	2011	조치완료
총 건수 : 50건 [조치완료 44건, 진행중 6건]			

**나. 추가안전조치**

한편 50개 후속대책 이행과정에서 안전성 강화대책의 일환으로 사업자의 추가적인 조치 ('11.10) 와 원자력 안전위의 요구에 의한 제반 조치 ('14.3 제23회 월안위 의결)가 취해 졌다. 이러한 추가 조치로 (1) 자연재해뿐만 아니라 인위적 재해에도 대비한 설비 보강 추진 (2) 중대사고시 사고대응 및 수습관리를 위한 비상대응 조직 운영 (3) 사고 대응 요원보호 및 지휘, 통제에 필요한 비상 대응 거점 확보를 요구 하고 있다.

## 2. 후쿠시마 후속조치 추진현황

### 가. 후속대책 이행 현황

현재 50개의 후쿠시마 후속조치 중에서 '15.12월 기준으로 약 44항목이 완료되었고, 그중 40항목은 안전기술원의 검토가 완료되었으며 '16년에 비상대응 시설개선 등 4개항에 대한 안전기술원 검토가 예정 되어 있다. 한편 경수로 격납건물 배기 (또는 감압계통) 설치 등 6개항에 대하여는 16년 이후 조치 예정이다.

표 3.2 2016년 이후 사업자 조치계획

내용	조치 내용 및 계획	비고
(1-2) 안전정지유지계통 내진 성능	<ul style="list-style-type: none"> <li>•한빛5·6, 한울3·4, 신월성1·2 대상 구조보강공사 완료('15.9)</li> <li>•고리2 내진 보강 진행중</li> <li>•한울1·2 내진검증 R&amp;D 수행중으로 '17.12월까지 개선</li> </ul>	내진기기 외자구매 지연 및 내진서류 보완 필요
(2-2) 방수문 및 방수형 배수펌프 설치	<ul style="list-style-type: none"> <li>•방수형 배수펌프 설치('13.11, 호기별 2대)</li> <li>•비방화 방수문 성능시험(내진, 수밀) 완료('14.5)</li> <li>•방화 방수문 성능시험('16.4)</li> <li>•전호기 방수문 설치('16.12)</li> </ul>	내진, 수밀, 내화 등 다중기능 방화 방수문 성능시험 필요
(3-8) 주증기안전밸브실 및 비상급수펌프실의 침수방지 시설 보완(중수로에만 해당)	<ul style="list-style-type: none"> <li>•방수문 설치후 건물외부 차수벽 설치예정으로 (2-2)와 연계추진</li> </ul>	
(4-1) 피동형수소제거 설비 설치	<ul style="list-style-type: none"> <li>•피동형수소제거 설비는 전호기에 설치('15.5)</li> <li>•월성1~4호 및 한울1·2의 수소 감지기는 '17년까지 설치</li> </ul>	감지기 설치 위치 변경 및 자재구매 지연
(4-2) 격납건물 배기 또는 감압설비 설치	<ul style="list-style-type: none"> <li>•중수로 원전                             <ul style="list-style-type: none"> <li>-월성1은 완료('13.4)</li> <li>-월성2·3·4는 '17년까지 설치</li> </ul> </li> <li>•경수로 원전                             <ul style="list-style-type: none"> <li>-최적 추진안 검토용역('15.2) 이후 자재구매 및 설치('20)</li> </ul> </li> </ul>	고비용의 대규모 시설공사로 해외기술 동향 및 최적설치 방안 검토 필요
(4-3) 원자로 비상냉각수 외부 주입유로 설치	<ul style="list-style-type: none"> <li>•월성1, 신고리2, 신월성1·2 설치완료('12)</li> <li>•나머지 가동원전은 '17년까지 설치완료</li> </ul>	외부 주입을 위한 총수수단, 수원확보 등에 대한 추가 검토 필요

### 3. 현재까지 후속조치 내용 중 중요사항

#### 가. 설비보강

표 3.3 후속조치 설비보강 사항

대책명	개선요구사항	추진방안	추진일정('15.7 기준)
[3-1] 이동형 발전차량 및 축전지 확보	<ul style="list-style-type: none"> <li>비상.예비전원의 침수와 LTSBO에 대비</li> <li>차량장착 이동형 비상발전기</li> <li>축전지(충전기, 케이블 포함)</li> <li>침수에 안전한 위치에 부지별로 1대씩 구비</li> <li>임시전원 연결지점을 확보(전 원전)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>기술용역을 우선 시행하여 이동형 발전차량의 엔진기종 및 발전기 용량선정, 축전지 용량선정, 교류 및 직류전원 연결점 선정 등을 완료한 후 확보 추진</li> <li>고리/월성의 비상전원설비 확보를 우선 추진하고, 한빛/한울/신고리의 비상전원설비 추가확보 추진</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>이동형 발전차 확보 및 관리방안 수립완료</li> <li>전원 연결점 시공(24기 완료) 및 실증시험 진행 중(21기 완료)</li> </ul>
[3-5] 사용후연료저장조 냉각기능 상실시 대책	<ul style="list-style-type: none"> <li>사용후 연료저장조 냉각계통의 펌프 및 열교환기의 기능상실 시 대체 열제거 기능 확보</li> <li>소방차 등을 이용한 냉각수 보충 방안을 마련하고 연결부위를 설치 (전원전)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>사용후 연료저장조 열부하 평가 결과를 토대로 사용후 연료저장조의 정상적인 냉각기능 상실시 냉각수를 공급할 수 있는 배관 및 연결부설치 (내진설계)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>발전소별시공(21개호기) : 완료('12.12)</li> </ul>
[3-10-1] 소방차와 연계한 대체수원 확보	<ul style="list-style-type: none"> <li>대형해일 등으로 원전에서 소화수원 이용 불가능할 경우에 대비하여 소방차와 연계한 대체수원을 확보(전원전)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>정수장 → 소내용수 공급 배관에 분기배관 및 연결부를 설치</li> <li>※ 한울1·2호기는 분기배관 및 연결부기설치 상태로 세부방안 수립 시 관련내용 벤치마킹 예정</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>인허가 : 고리1·2 인허가심사 4차답변 진행 중 (나머지 원전은 완료)</li> <li>자재 구매 : 고리#1,2 자재 납품진행 완료(QVD 확인 중)</li> <li>시공 : 고리1·2, 신고리 1·2 시공 준비 중</li> </ul>
[3-A1] SFP 수위, 온도, 방사선 계측기의 안전등급 적용	<ul style="list-style-type: none"> <li>주제어실에서 사용후연료 저장조의 주요 변수(수위, 온도, 방사선 준위)를 감시할 수 있도록, 설계기준 이내의 자연현상에 견딜 수 있는 안전등급 계측기적용</li> <li>KINS의 건설원전 요구사항</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>대상계측기: SFP 수위, 온도, 방사선 계측기</li> <li>대상호기 : 가동원전 21개 호기(고리1~4, 신고리1, 한빛1~6, 한울1~6, 월성1~4)</li> <li>※ 신고리2 이후 건설원전 : 건설처 주관으로 별도추진</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>현장 시공일정(O/H) : '13.4~'16.12 (15/19기)</li> <li>※ 시공완료 : 신고리1, 한빛3·4, 한울4 / 부분시공 : 한빛1발</li> </ul>
[4-1]	<ul style="list-style-type: none"> <li>전원공급 없이 작동 가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>피동형 수소제거설비(PAR)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>설치완료 : 전 원전 설</li> </ul>

<p>피동형수소 제거 설비 설치 (PAR)</p>	<p>능한 피동형 수소제거설비를 설치 [기 설치된 고리1호기를 제외한 전원전]                  •격납건물의수소를 실시간 감시할 수 있는 수소 감시설비 설치 [한울 1·2, 월성1~4, 15년]</p>	<p>설치(18개 호기) : 고리2~4, 한빛1~6, 한울1~6, 월성2~4 (수소점화기가 가용하지 않다는 가정 반영)                  •기존 수소열재결합기(TR) 제거 : 고리2~4, 한빛1~6, 한울1~6                  •수소감시기 설치하는 장기 소내 전원상실을 고려하여 수소 제어설비 보강 설계용역에 포함 수행, 시공설계 및 시공은 별도 추진(설비개선실)</p>	<p>치 완료('15.3.13 고리2호기 설치 완료)</p>
<p>[4-2] 격납건물 배기 또는 감압설비 설치</p>	<p>•중대사고 대비 격납건물내 과도한 압력상승 예방을 위한 여과배기 또는 감압설비 설치[전원전]</p>	<p>•중수로 : 여과배기설비 (CFVS) 우선 설치 시행                  •경수로 : 『경수로격납건물 배기/감압설비 최적추진안 검토용역』('14.05~'15) 추진결과에 따라 '20년도까지 경수로(20기) 설치완료 예정</p>	<p>•월성1호기 설치완료 : '12.6 ~ '13.4                  •월성2·3·4호기 CFVS 설치 설계용역 진행중: '14.1.9~'16.5.31                  •경수로 격납건물 배기/감압설비 최적추진안 검토용역 완료 ('14.6~'15.2)                  - 용역결과 : 격납용기 여과배기설비(CFVS) 설치를 추진                  - 기본계획('15.9), 설계용역('15.11), 구매('16.06), 시공('17.12~'20.06)</p>
<p>[4-3] 원자로 비상냉각수 외부 주입 유로 설치</p>	<p>•원자로 냉각기능 장기 상실에 대비한 1.2차측 비상냉각수 외부주입 유로설치[전원전]</p>	<p>•전 원전에 대한 외부 주입 유로 확보 연구, 비상총수지침서 작성 및 SAMG 반영용역 수행                  •필요시외부 주입유로 확보 및 설계 용역 추진</p>	<p>•시공 : '15.07~'16.12 (호기별 계획예방정비 일정에 따름)</p>
<p>[4-A1] 이동형 디젤구동 펌프 확보</p>	<p>•원자로 냉각기능 장기 상실에 대비한 1.2차측 및 SFP 비상냉각수 외부 주입을 위한 이동형 디젤 구동펌프 확보</p>	<p>•월성1호기는 물탱크차량형 이동형펌프3대 확보                  •나머지 원전은 차량탑재형 이동형펌프1대/호기 확보</p>	<p>•구매계약 : 차량탑재형 23대 구매계약('15.6.10) 및 물탱크차량형3대 기술 평가 진행 중</p>
<p>[4-A2] 비상총수용</p>	<p>•원자로 냉각기능 장기 상실에 대비한 1.2차측</p>	<p>•4-A1 “이동형 디젤구동펌프 설치”와 연계하여 비상 총</p>	<p>•구매계약 : '15.6.10                  •2.5인치(65mm) 이중피</p>

<p>장거리 호스 확보</p>	<p>및 SFP 비상냉각수외부 주입을 위한 장거리 호스 확보</p>	<p>수용 장거리 호스 (소방호스) 확보하여 자체 구매 비치                  •원수 공급라인과 비상충수 라인 연결을 위한 장거리용 호스 확보</p>	<p>소방호스(Roll/15m) : 343개(24개 호기분)                  •4인치(100mm) 이중피 소방호스(Roll/15m) : 496개(24개 호기분)</p>
<p>[5-6] 장기전원상 실시 필수 정보의 확보방안</p>	<p>•주민보호조치에 필요한 발전소의 필수 안전변수를 비상대응조직에 지속적으로 제공할 수 있도록 필수기능감시계통(CFMS)과 안전정보표시계통(SPDS)의 전원설비를 보강                  (적용 : 전 원전)</p>	<p>•관리번호 3-1 “이동형 발전차량 및 축전지” 등 확보와 연계하여 추진                  •이동형 환경방사선감시기 도입, 운영</p>	<p>•견인식 발전기 현장배치 완료 : 계약('14.09)/ 현장배치('15.03)                  •발전소별O/H 일정에 따라 전원연결점 시공 (~'16.8) 및 실증시험 수행 중(~'16.10)                  •이동형 환경방사선감시기 도입, 운영('13.01~)</p>
<p>[3-A3] 제 2 보조급수 저장탱크 설치</p>	<p>•안전등급 보조급수충수원 확보를 위해 보조급수 저장탱크 추가설치</p>	<p>•안전등급 기기 및 구조물 설치 관련 기술검토 및 설계 용역 추진                  •한울1·2호기 각 호기별 안전등급 보조급수 저장탱크 설치</p>	<p>•시공 : OH 2주기 소요 ('18. 5월 완료 예정)                  -OH 기간 중 터파기 수행/탱크 간 배관연결 및 성능시험 예정                  -시공일정은 시공부서에서 별도 계획 수립 예정</p>

**나. 중대사고관리 지침서 보완**

(1) 사고관리 전략 실효성 강화를 위한 중대사고관리 지침서 개정

- 원자로 공동 충수유로의 적절성 및 냉각성능 평가
- 중대사고 대처용 필수 기기 및 계측기에 대해 장기 전원상실 등을 고려한 기기 생존성 평가
- 전원복구 우선순위에 근거한 전원공급 절차를 마련
- 완료된 평가내용을 반영한 중대사고 관리 지침서(SAMG) 개정

(2) 정지/저출력 운전중 중대사고관리 지침서 개발

- 전출력 및 정지·저출력을 통합한 중대사고 관리 지침서 및 기술배경서 개발
- 사용후연료 저장조 용융사고 발생 시에 사고관리를 위한 지침서 개발

#### 다. 중대사고관리 지침서 보완

- (1) 취약호기 스트레스테스트 등을 통해 특성, 부지 등을 고려하여 광역화재 등 대형 인위적 재해 발굴 및 필요 설비 보강
- (2) 중대사고시 사고 대응 및 수습관리 지원 조직 마련
- (3) 사고발생시 사고대응 요원 보호 및 지위, 통제 거점 확보

### 4. 향후계획

#### 가. 후쿠시마 후속조치 (추가 대책 포함) 이행 및 관리

- (1) 원안위, 후쿠시마 후속조치에 대한 관리방안 변경에 따라 잔여 진행 중인 7개 과제에 대한 이행 및 관리방법 확립
  - 사고관리계획서 개발과 연계하여 이행상황 관리
  - 가동원전 스트레스테스트를 통해 이행상황 관리
- (2) 인위적 재해 평가방법론 수립 및 평가, 안전관련설비 보강

#### 나. 가동원전 스트레스테스트 세부 추진 계획

- (1) 대표원전(고리2, 한울3, 한빛1)부터 순차적으로 수행
- (2) 사고관리계획서 개발과 연계 추진

#### 다. 사고관리 계획서 개발

- (1) 세부분야 : 사고관리 전략, 사고해석, 절차서 및 지침서, 조직 및 인력, 교육 및 훈련
- (2) 수행역무 : 분야별 사고관리계획서 개발 세부계획 수립
  - 후쿠시마 후속조치와의 연계 방안, 사고관리 분야별 개발 범위 및 방법, 국내 추진 역량 분석, 전 원전 개발 일정 수립

## 제4장 격납건물 방호 관련 규제현황

### 제1절 국내 원자력안전법

#### 1. 중대사고 정책성명

1979년 체르노빌 원전사고 등으로 인하여 국내에도 원자력안전에 대한 부정적 인식이 확산되었으며 정부는 원자력시설의 부지선정과 관련하여 적지 않은 어려움을 겪게 되었다. 이에 따라 1994년 7월 제234차 원자력위원회에서는 『2030년을 향한 원자력 장기 정책방향』을 국가정책으로 확정하였으며, 우리나라의 원자력 정책방향을 『평화적 목적으로 안전하게 이용하여 국민의 복지를 향상시키는 국민과 함께 하는 에너지』라고 정하였다. 이로써 원자력의 개발 및 이용에는 안전성확보가 기본 전제임을 확인하였다. 원자력 안전 문제는 원자력 사업을 추진하는 특정 국가에만 국한된 문제가 아니라 전 세계적인 공동 관심사로 부상되어 국제 원자력기구(IAEA)를 중심으로 안전성 확보를 위한 국제 공동 노력이 이루어졌다. 1994년 9월 제38차 IAEA 총회에서 회원국들에 의해 서명되는 국제 원자력 안전협약(Convention on Nuclear Safety)은 원자력 안전에 관한 국제기준을 제시하고 그 준수여부에 관해 국제 공동의 감시를 수행하겠다는 내용이었다. 이로써 각국은 원자력안전에 대한 국제적인 책임을 지게 되었으며, 안전성 증진에 관한 국제적인 압력도 배제할 수 없게 되었다. 이러한 환경에서 정부는 원자력안전이 사업추진에 우선하는 최고의 목표임을 명백히 밝혀 국제수준의 원자력안전성 확보를 지향하며, 이를 위해 안전기술의 선진화뿐만 아니라 안전규제제도의 국제화와 합리화를 달성하고자, 1994년 9월 10일 ‘원자력 안전 정책 성명’을 발표하였다.

한편 KINS는 원자력발전소의 설계 또는 운전상의 제반 취약 요소를 파악, 평가하여 안전성을 증진시키고, 국내 원전의 중대사고 발생 방지 및 만약의 사고 시 그 결과를 완화시키는 방안을 확보하기 위한 목적으로 1991년 9월 원자력발전소 중대사고 대책(안)을 제안하였으며, 이를 근거로 정부는 한전으로부터 중대사고 대책 이행계획을 제출받았다. 이를 종합하여 KINS는 2001년 3월 원자력안전전문위원회 정책·제도분과에 ‘원자력발전소 중대사고 정책(안)’을 보고하였다. 2001년 8월, 제17차 원자력안전위원회에서 『원자력발전소 중대사고 정책』이 의결되었고, 이후 현재까지 국내 중대사고 및 PSA 안전규제의 근거로 활용되어 왔다.

중대사고 완화와 관련하여, 중대사고 정책에서는 격납시설이 구조적 건전성과 핵분열 생성물의 방출·방벽 기능을 유지함으로써 중대사고 대처능력을 확보할 수 있도록 발전용원자로 설치·운영자로 하여금 중대사고 예방 및 완화 설비를 갖추도록 요구하였다.

중대사고 정책 공포 이전에는 TMI 후속조치 요건의 국내 원전 적용(‘83.12)이 있었으며, 한국표준형원전(KSNP)인 한울원자력 3,4호기(1993년 운영허가 신청, 1998년 상업운전 개시)부터는 중대사고시 수소제어를 위한 수소점화기 설치 등 현실적으로 조치가 가능한 사

항들을 위주로 중대사고 대처설비를 설계에 반영해 왔다. APR1400(2002년 표준설계인가 승인)형 원전인 신고리 3,4호기(2015년 운영허가)는 중대사고 현상을 고려한 완화설비를 설계에 반영하였다.

한편, 한국원자력안전기술원은 중대사고 규제를 위해 ‘경수로형 원전 안전심사지침서’(1992년 제정 및 1998, 1999, 2009년 개정)에 중대사고 관련 사항을 반영하여 인허가 심사에 활용하고 있으며, 사업자에게 규제요건, 허용기준 및 허용가능한 방법론 등을 제시하기 위해 개발된 ‘경수로형 원자력발전소 규제기준 및 규제지침’(2011년)에 중대사고 대처 관련 사항을 기술하였다. 이들 규제지침, 안전심사지침 등에는 중대사고 완화를 위한 원전 설계 요구사항이 기술되어 있다.

이와 같이 국내 중대사고 관련 안전규제는 중대사고 정책, 규제기준 및 규제지침, 안전심사지침 등에 기술된 요건에 따라 수행되어 왔다. 다만, 이들 요건은 아직 원자력관계법령 내에 포함되어 있지 않아 법적 강제성이 없어 중대사고 정책에 따른 행정조치로 이행되었다.

## 2. 원자력안전법 개정

후쿠시마 원전사고로 중대사고에 대한 우려와 관심이 증가함에 따라, 2011년 당시 원자력안전위원회(위원장: 교육과학기술부장관)는 한국원자력안전기술원 및 국내 전문가로 점검단을 구성하여 지진 및 지진해일 등 외부재해로 인한 중대사고의 발생 가능성을 점검하고, 중대사고의 예방과 완화를 위해 필요한 개선사항을 도출하기 위해 안전점검을 실시하였다. 점검결과를 토대로 원자력안전위원회는 2011년 5월 원전운영자에게 지진·해일에 의한 구조물·기기 안전성, 침수발생 시 전력·냉각·화재방호 계통의 건전성, 중대사고 대응, 비상대응 및 비상진료 체계 등에 대한 개선대책을 이행할 것을 요구하였다<sup>1)</sup>.

한편 원자력안전위원회와 한국원자력안전기술원은 중대사고 및 PSA 규제 요건을 법제화 하여 건설 원전 심사 시 적용하기로 하고, 한국원자력안전기술원이 법령개정(안)을 개발하여(2012년 10월), 법령 및 규제요건 개정(안)을 원자력안전위원회로 송부하였다(2013년 4월). 이 안에는 중대사고 및 PSA를 우선적으로 규제에 반영하고, 2014년 말까지 DEC(Design Extension Condition) 규제 요건화를 완료하는 계획이 포함되어 있었다. 2014년 6월에는 원자력안전위원회 안전정책국을 중심으로 한 중대사고 법제화 태스크포스팀(TF팀)이 새로이 구성되었는데, TF팀은 2014년 12월 IRRS 수검에 대비해 중대사고 뿐만 아니라 DEC까지 법제화 될 수 있도록 개정안을 개발하는 것을 활동 목표로 하였다.

국회에서도 중대사고를 포함하는 사고관리 계획 제출을 의무화하는 내용으로 민병주<sup>2)</sup>, 장하나<sup>3)</sup> 의원을 비롯하여 김운덕<sup>4)</sup>, 서상기<sup>5)</sup>, 유승희<sup>6)</sup> 의원 등이 각각 원자력안전법 개정

1) ‘제2차 원자력안전협약 특별회의 국가보고서,’ 대한민국, 2012.5.

2) 원자력안전법 일부개정법률안, 민병주, 2014년 10월 7일

3) 원자력안전법 일부개정법률안, 장하나, 2014년 12월 29일

법률안을 발의 하였고, 여러 개정안을 통합하여 단일안을 만들고 논의를 거쳐 2015년 2월 24일 개정안을 의결하였으며, 정부는 이를 2015년 6월 22일 공포하였다. 이로써 원자력안전법에서 중대사고를 포함하는 사고관리계획서의 제출을 의무화하게 되었다. 주요 개정내용은 다음과 같다.

- 사고관리에 대한 정의규정을 통해 기존의 설계기준 사고관리에 추가하여 중대사고 시 사고관리를 포함하도록 규정함(안 제2조제25호 신설).
- 운영허가 신청서 첨부서류에 운전에 관한 사고관리계획서를 추가하고, 원자력안전위원회가 이 서류에 대한 허가기준을 마련하도록 함(안 제20조제2항 및 안 제21조제6호 신설)

부칙의 경과규정을 통해 상기 원안법 개정안은 공포된 날 (2015년 6월 22일)로부터 1년이 경과한 날인 2016년 6월 23일부터 시행하며 적용 및 제출 시기는 다음과 같다.

- 시행일 이후 운영허가를 신청하는 원전은 신청 시 제출
- 시행일 현재 운영 중이거나 운영허가 심사 중인 원전은 시행일로부터 3년 이내 제출

### 3. 하위법령 재개정

#### 가. 시행령 및 시행규칙

시행령에서는 사고관리계획과 관련된 사항들을 정기검사의 항목에 포함하는 것으로 개정하였으며, 시행규칙에서는 제16조제4항을 신설하여 사고관리계획서에 기재하여야 할 사항을 규정하였으며, 제6호에 '중대사고의 관리에 관한 사항'을 기술하도록 하였다.

#### 나. 원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙의 개정

중대사고 및 사고관리에 관한 기술적인 내용은 상기 「원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙」에서 규정하고 있다.

- 제85조의19(사고관리의 범위)에는 설계기준사고, 다중고장에 의한 사고, 설계기준을 초과하는 자연재해 및 인위적 재해, 설계기준을 초과하여 노심의 현저한 손상이 발생한 사고 등을 포함하도록 하였다.
- 제85조의20(사고관리에 관한 설비) 사고의 관리에 필요한 설비는 해당 사고조건에서 사고관리를 위해 요구되는 기능을 수행할 수 있어야 하며, 시험·감시·검사 및 보수가 가능하도록 요구하고 있다.
- 제85조의22(사고관리능력의 평가)에서는 다음과 같이 안전목표를 제시하고 있다.

4) 원자력안전법 일부개정법률안, 김윤덕, 2014년 3월 14일

5) 원자력안전법 일부개정법률안, 서상기, 2014년 9월 19일

6) 원자력안전법 일부개정법률안, 유승희, 2014년 11월 17일

1. 사고가 발생하더라도 부지 인근 주민의 건강상 위해를 주거나 장기간의 소외 오염을 초래하는 대량의 방사성물질 방출을 방지할 것
2. 발전용원자로 및 관계시설의 운영으로 인하여 부지 인근 주민의 건강과 환경에 미치는 위험도(risk)의 증가량이 극히 낮을 것

**다. 「사고관리 범위 및 사고관리능력 평가의 세부기준에 관한 규정」 고시 제정**

동 고시에는 고려해야 할 사고의 범위를 다중고장, 외부재해, 중대사고로 인한 위협요인 등으로 각각 구분하여 제시하고 있으며, 표 4.1에 제시된 바와 같은 중대사고로 인한 위협요인은 격납기능의 유지와 밀접하게 연관되어 있다.

표 4.1 노심의 현저한 손상 이후 발생하는 위협요인

구분	위협요인
필수적으로 고려하여야 하는 위협요인	<ul style="list-style-type: none"> <li>· 가연성기체 연소 또는 폭발</li> <li>· 원자로격납건물 고온 또는 과압</li> <li>· 노심용융물과 콘크리트의 반응</li> <li>· 노심용융물의 고압 분출</li> <li>· 원자로격납건물 직접가열</li> <li>· 노심용융물과 냉각수의 반응</li> <li>· 증기발생기 전열관 크리프 파손 등 원자로격납건물 격리경계 우회</li> </ul>
추가적으로 고려하여야 하는 위협요인	<p>확률론적 안전성평가 등을 통하여 위의 필수적으로 고려하여야 하는 위협요인과 유사한 수준의 발생 가능성 및 영향을 가지는 것으로 평가된 위협요인</p>

제6조(중대사고 예방 능력의 평가)에서는 다중고장 및 외부재해에 발생하는 경우에도 ① 핵연료의 현저한 손상이 발생하지 않고, ② 핵연료 냉각기능, 원자로격납건물의 방호벽기능 등 복구·유지되도록 할 것을 요구하고 있다.

제7조(중대사고 완화능력의 평가)에서는 노심의 현저한 손상 이후 발생하는 위협요인으로 인하여 방사성물질의 대량 방출을 방지하기 위한 원자로격납건물의 방호벽기능이 상실되지 않도록 할 것을 요구하고 있다.

또한, 제8조에는 사고 영향의 평가결과로서 결정론적 방법으로 평가된 부지 인근 주민의 방사선 피폭선량에 대한 기준이 제시되어 있으며, 제9조에는 확률론적 안전성평가를 통해 확인해야 할 안전목표치를 표 4.2와 같이 제시하고 있다.

표 4.2 결정론적 안전기준 및 확률론적 안전목표치

구 분	기준 및 목표치
결정론적 기준 (제8조)	- 250mSv (갑상선) 및 3000mSv (전신)
확률론적 안전목표치 (제9조)	- 사고로 인한 초기사망 위험도 및 암사망 위험도가 각각의 전체 위험도의 0.1% 이하이거나 또는 그에 상응하는 성능 목표치*를 만족할 것 - Cs-137 방출량 100 TBq 초과 방출빈도 : $1.0 \times 10^{-6}$ /년 이하

\* 성능목표치 : 노심손상빈도(CDF)  $1.0 \times 10^{-5}$ /년 이하, 조기대량방출빈도(LERF) :  $1.0 \times 10^{-6}$ /년 이하

## 제2절 국외 격납건물 중대사고 규제

### 1. 미국

2001년 911 테러 이후 미국 NRC는 항공기 충돌 등 설계기준초과 외부사건으로 발생된 화재 또는 폭발로 인한 광범위한 손상에 대한 대비방안을 마련하고자 일련의 행정조치를 수립하였다. NRC는 2002년 2월 행정명령 EA-02-026을 발행하였고, 10CFR 50.54(hh)(2)로 법제화 되었다.

미국 내 원전 운영자들은 항공기충돌을 포함한 외부사건으로 발생한 대규모 화재 및 폭발로 인해 노심냉각, 격납건물 및 사용후 핵연료저장조의 냉각능력이 저해되지 않도록 NEI 06-12 (Rev. 2)에 따라 광역손상완화지침서(EDMG: Extensive Damage Mitigation Guideline)를 개발하여 대비하고 있다.

후쿠시마사고 이후 EDMG에 추가하여 외부자원을 확보하여 대응한다는 FLEX 전략을 도입하여, 비상시 소내자원과 소외자원으로 대응하는 절차를 수립하였다.

## 2. 일본 7) 8) 9) 10)

일본 원자력규제위원회는 2013년 6월 19일 제11차 회의를 개최하여 원자력규제법을 근거로 신안전기준을 제시하였는데, 신안전기준의 기본 방향은 심층방어 원칙의 적용, 공통 원인에 의한 사고의 방지, 외부사건에 대한 설계 강화, 중대사고 및 테러대응 강화이다. 신안전기준은 설계기준에 대한 안전기준, 중대사고 대처방안, 지진 및 지진해일에 대한 안전기준 등 세 부분으로 구성되어 있으며, 격납건물과 관련된 세부 요건은 아래와 같이 강화되었다.

- 격납용기 열제거 및 감압
- 압력용기 내부 및 노외 노심용융물 냉각
- 격납용기 및 원자로건물 수소폭발 방지
- 원자로건물 손상 및 사용후핵연료저장조 연료손상 방지대책
- 방사성물질 방출 및 확산 억제 대책 요구

## 3. 유럽 11) 12) 13)

EU는 후쿠시마 원전사고 이후 기존의 EU Council Directive 2009/71을 개정하여, 2014년 7월 9일 EU Council Directive 2014/87을 공포하였다. 이를 통해 원전 안전에 관한 구체적, 기술적인 내용을 기술하고 있으며, 특히 설계기준 초과사고에 대해서 규제요건을 명확히 하였다. 주요 내용은 아래와 같다.

- 3(11)항: (중대조건에 대한 정의를 신설) 중대조건이란 안전계통의 완전상실과 같은 다중고장 및 발생가능성이 극히 낮은 사건 등에 의해 발생한 조건으로 설계기준사고보다 심각한 조건으로 정의하고 있다.
- 8a항: (원전의 안전목표 설정) 소외비상수단이 요구되는 방사성물질의 조기방출을 배제하며, 보호수단을 필요로 하는 방사성물질의 대량방출을 배제하도록 설계, 입지, 건설, 시공, 운전, 폐로 할 것을 요구하고 있다.
- 8b항: 안전목표가 적용되는 사고조건을 구체적으로 나열하였고, 극한 외부재해 및 인

7) 일본, 핵원료 물질, 핵연료 물질 및 원자로의 규제에 관한 법률

8) 일본 Nuclear Regulation Authority, New Regulatory Requirements for Light-Water Nuclear Power Plants, 2013

9) 일본, 실용 발전용 원자로 및 그 부속 시설의 위치, 구조 및 설비의 기준에 관한 규칙

10) Toyoshi Fukeda, How PSA Results are to be Utilized in New Nuclear Regulation in Japan, PSAM Topical Conference, Tokyo, Japan, 2013.4.15

11) WENRA RHWG, Safety Objectives for New Power Reactors, 2009.12

12) EU Council, EU Council Directive 2009/71/EURATOM of 25 June 2009 establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations, 2009.6.25.

13) EU Council, EU Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations, 2014.7.8

위적 재해, 중대조건 등을 포함하고 있다.

#### 4. 국제협약

IAEA의 원자로의 설계에 관한 상세안전기준 SSR-2/1<sup>14)</sup>의 2장에는 안전원칙과 개념의 적용에 관한 내용을 설명하고 있다. 2.11절은 사고의 방지와 완화에 관하여 기술하고 있는데, 원자력발전소의 안전목표로서 고준위 피폭 또는 방사성물질의 방출가능성을 실질적으로 배제하여, 소외 비상개입의 필요성을 제한 또는 배제하는 것으로 목표로 설정하고 있다.

- 안전목표 1: 방사성물질 방출 사고의 발생확률: 실질적으로 배제함
- 안전목표 2: 방사성물질 방출 제한: 소외 비상개입의 필요성 제한 또는 배제

2015년 2월 9일 비엔나에서 미국, 프랑스, 스위스 등 원자력안전협약(CNS) 서명국 70 개국은 외교회의를 개최하고 ‘원자력안전에 관한 비엔나 선언<sup>15)</sup>’을 채택했다. 후쿠시마 원전사고 이후, 서명국들은 원자력의 안전성 강화를 위한 활발한 논의가 원자력안전협약을 토대로 이루어져 왔음을 확인하고, 신규 및 가동 원전에 대한 사고 방지와 사고 발생 시 결과를 완화하기 위한 지침으로 아래와 같은 원칙들을 채택하였다.

- 신규 원자력발전소
  - 시공 및 운전 시 사고발생을 방지하고, 사고가 발생할 경우 소외에서 장기간 오염을 초래할 방사성 물질의 방출 가능성을 완화하고, 방사성물질의 조기 방출 및 소외비상 대응·조치가 요구되는 방사성물질 대량방출을 배제하는 것을 목표로 설계, 부지선정 및 건설하도록 한다.
- 가동 중 원자력발전소
  - 상기 안전 목표의 달성을 지향하는 안전성 개선사항을 도출하기 위해 운영기간동안 주기적이고 정기적인 종합적·체계적 안전성평가를 수행하도록 한다. 또한 합리적으로 실행 가능하거나 달성 가능한 안전성 개선사항은 적시에 적용하도록 한다.

14) IAEA, Safety Standards SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants : Design, 2012

15) IAEA, Vienna Declaration on Nuclear Safety, 2015.02.09

## 제5장 중대사고 시 격납건물 방호이슈 및 중요도

### 제1절 격납건물 벽체, 격실 및 돔 방호

#### 1. 격납건물 고온과압

##### 가. 현상개요

격납건물은 사고 시 환경으로의 방사성 물질 방출을 차단하는 마지막 방호벽이며 파손 유형과 파손 시점에 따라 방사성물질 방출량과 주변 환경 및 주민에 미치는 영향에 큰 차이가 있을 수 있다. 격납건물은 내부 압력에 따라 누설 또는 파단이 발생할 수 있으며 설계기준압력 이하인 경우에도 미량의 누설이 발생할 수 있다. 중대사고가 발생하고 격납건물 열제거 계통이 실패하는 경우에 격납건물의 압력과 온도는 상승할 수 있으며 발생현상에 따라 가압의 속도와 온도범위가 다양하게 나타날 수 있다.

격납건물 고온고압에 의해 격납건물의 기밀방벽 기능이 실패할 수 있으며 환경으로의 방사성물질 방출량은 격납건물의 실패 시점, 실패 면적, 실패 위치에 따라 달라질 수 있다. 일반적으로 격납건물의 실패는 격납건물 설계 누설률을 초과하는 누설이 발생하는 경우로 고려되며 실제 누설률은 격납건물 내부 압력에 따른 격납건물의 파손 유형 및 크기에 따라 결정된다. 격납건물 고온고압시 격납건물 전체구조물은 반경방향으로의 변위를 주로 겪게 되며 이 때 관통부와 같은 강성불연속 부위들에서 변형률의 집중(strain concentration)이 발생하여 누설로 이어질 수 있다. 또한 설비반입구나 직원출입구의 밀봉재의 거동에 따라 해당 부위에 누설이 발생할 수 있는데 일부 밀봉재는 온도에 따른 영향이 크게 나타날 수도 있다.

누설이 발생하는 위치는 점진적인 가압의 경우에는 한군데 혹은 소수로 예상할 수 있으나 가압이 빠른 경우에는 다수의 누설 위치가 발생할 수도 있다. 누설의 위치는 방사성 물질의 방출경로를 결정하는 중요한 인자이며 누설부의 개수는 전체 방출량에 영향을 줄 수 있다. 만약 누설부가 보조건물과의 연결부에 있다면 환경으로의 방출량이 직접 방출의 경우보다 상당히 줄어들 수 있다.

한번 누설이 발생하면 누설을 통한 감압효과가 발생하게 되고 격납건물 가압이 완화되면서 누설면적이 평형상태에 이를 수 있으며 파단으로의 확장이 억제될 수 있는데 이를 파단전누설로 정의한다. 이러한 격납건물 파단전누설은 철근콘크리트 혹은 강현콘크리트의 경우에 가능성이 높다고 고려되며, 방사성물질 방출 및 결말 분석에 있어서 파단전누설의 적용 여부는 결과를 달라지게 할 수 있는 요소로 볼 수 있다.

격납건물의 고온고압 조건에서의 누설 혹은 파단을 정확하게 예측하기 위해서는 실제 격납건물과의 상사성을 극대화한 모형의 실험 정보가 요구되며 해석적으로는 매우 정교한 기하모델링, 소성 특성을 포함한 물성치 특성 정보, 세부 구성방정식 등을 바탕으로 한 3차

원 비선형해석이 수행되어야 한다. 최근에는 금속의 부식과 재료의 경년열화를 고려하여, 보다 실제적인 결과를 얻기 위한 연구들이 수행되고 있다. 현재까지는 콘크리트 격납건물의 온도에 대한 영향에 대해서는 상세하게 연구가 되지 않았지만 Standard Problem Exercise #3(SAND2013-2650P)을 통해 보다 구체적인 연구가 시도되고 있다. NUREG/CR-6906에서는 에어로졸의 격납건물 구조에 대한 영향, 지진과의 복합 하중, 라이너 고정자(anchorage)의 거동 등에 대한 추가적인 연구가 필요하다고 기술하고 있다.

## 나. 실험 및 해석 현황

### (1) 실험프로그램 현황

NUREG/CR-6906에서는 SNL(Sandia National Laboratory)의 고압조건에 대한 격납건물 건전성 연구 수행 이력 및 주요 결과들을 제시하고 있으며 주요 격납건물 실험들은 다음과 같다.

금속 격납건물(Steel Containment)에 대한 실험은 NRC가 1982년부터 1996년에 걸쳐 SNL을 통해 수행한 대형건식 또는 ice-condenser 타입의 금속 격납건물들에 대한 1:32 스케일 축소모형 실험과 1:8 스케일 축소모형 실험이 있으며 NUPEC의 BWR Mark II 금속 격납건물에 대한 1:10 스케일 축소 실험 등이 수행된 바 있다. 각 실험에서는 금속 격납건물의 파손 압력, 파손 유형(누설 또는 파단), 광역 변위(global strain), 파손 위치 등이 주요 실험 결과로 제시된 바 있다.

철근 콘크리트(reinforced concrete) 격납건물에 대해서도 많은 실험들이 SNL에서 수행된 바 있는데, 1987년 NRC 주관의 1:6 스케일 축소 모형 실험에서는 콘크리트 균열(crack)의 성장, 반경방향 변형률, 최대 변형률 등의 실험 결과를 도출한 바 있으며 부분 효과 실험으로 라이너 인장 파괴(liner tear) 실험도 수행된 바 있다.

1980년대에는 6년간의 EPRI의 콘크리트 격납건물 연구 프로그램이 수행된 바 있으며 CTL(Construction Technology Laboratories)이 실험을 수행하였다. 실험 대상은 일반적인 강형 콘크리트(typical prestressed concrete) 격납건물과 철근 콘크리트(reinforced concrete) 격납건물의 다양한 격납건물 판넬 시편 시험이 수행되었다. 주요 결과는 관통부 주변부에 라이너 변형 집중(liner strain concentration)이 발생할 수 있다는 것이었으며, SNL에서 수행된 실험 결과들과 종합하여 얻은 결론은 격납건물의 파단전누설(leak before break)이 발생할 수 있다는 것이다.

이외에도 강형 콘크리트 격납건물에 대한 상당수의 파손 실험이 수행된 바 있는데, 1975년 인도에서 수행된 CANDU 1:12 축소모형 실험, 1979년 폴란드에서 수행된 CANDU 1:10 축소모형 실험, 1979년 캐나다에서 수행된 Gentility-2 1:14 축소모형 실험, 1989년 영국에서 수행된 Sizewell-B 1:10 축소모형 실험, 1997년 프랑스에서 수행된 EPR 축소모형 실험, 2003년에 SNL에서 수행된 대형건식 격납건물 1:4 축소모형인 NUPEC/NRC

PCCV 실험 등이 있다.

상기의 실험들은 콘크리트 구조물에 초점을 두고 있으며, 다양한 격납건물 관통부에 대한 실험들도 수행되었다. 1988년 SNL과 INEL에서는 장비반입구(equipment hatch), 직원 출입구(personnel airlock) 등에 사용되는 압축밀봉재(compression seal)와 가스켓(gasket)에 대해 EPDM, 실리콘, 네오프렌 등의 다양한 재질과 재질의 경년열화를 고려한 실험을 수행한 바 있다. 1989년에는 중대사고 시 전기관통구 집합체(electrical penetration assembly)에 대한 실패 실험이 수행되었다. 1989년 CBI Research Coporation에서는 Callaway Unit 2의 full size airlock에 대한 실험을 수행한 바 있다. 1991년에는 EPDM 재질의 팽창형 밀봉재(inflatable seals)에 대한 실험이 수행된 바 있다.

## (2) 전산모델 현황

NUREG/CR-6906에 제시된 SNL의 격납건물 건전성에 대한 해석적(analytic) 평가에는 EPRI가 개발한 유한요소 해석 코드인 ABAQUS가 사용되었으며 재료의 부식을 고려한 격납건물 건전성 평가(NUREG/CR-6706), 중대사고 시 격납건물 성능에 대한 표준문제 국제 공연연구(SAND2012-3503) 등에서도 ABAQUS가 사용되었다. 이들 연구 내용에는 PWR Ice Condenser 격납건물, BWR Mark I 격납건물, 철근 콘크리트 격납건물, 강현 콘크리트 격납건물들에 대한 유한요소 모델링 및 분석방법론을 포함하고 있다. EPRI가 1983년 ABAQUS를 개발한 이래로, 원자력산업계에서는 격납건물 구조해석에 주로 ABAQUS를 사용해 왔으나 최근에는 DIANA, ADINA, CASTEM, NEPTUNE, NFAP, PAFEC, BOSOR5, ANSYS 등의 다양한 전산코드들도 활용되고 있다. 이러한 유한요소 해석코드들의 활용함에 있어 중요한 것은 해석 대상 거동에 대한 기술적 이해를 바탕으로 한 모델링 방법, 경계조건의 정의, 재료의 소성 특성 모델링 등이 분석 결과의 신뢰도를 결정하는 중요한 인자라는 점이다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

Reg. guide 1.216에서는 NRC의 중대사고 격납건물 성능 목표를 제시하고 있는데, 이러한 성능 목표의 근간은 SECY-90-016과 SECY-93-087이다. 중대사고에 SECY-93-087에서는 노심 손상 개시 이후 24 시간 동안 격납건물은 신뢰할만한 기밀방벽(leak-tight barrier) 역할을 유지해야 한다고 기술하고 있다. 즉, 격납건물은 24시간 동안 핵분열 생성물의 제어가능하지 않은 방출(uncontrolled release)에 대한 방호벽이 될 수 있어야 한다. 사업자는 개연성 있는 중대사고 시나리오를 정의하고 그에 따른 격납건물의 압력과 온도 범위를 확인하고 이들의 범위를 포괄하는 압력, 온도를 사용하여 격납건물의 성능을 평가해야 한다. 격납건물의 성능평가 결과는 격납건물 고온고압시의 사고관리 전략 수립의 중요한 기준이 된다.

격납건물 고온고압 조건에 대한 대표적인 완화 설비로는 ECSBS(Emergency Containment Spray Backup System)와 CFVS(Containment Filtered Vent System)이 있다. 국내 APR1400 원전에는 ECSBS가 적용되었으며, 그 외 모든 가동원전에는 후쿠시마 사고 이후 CFVS가 설치되었거나 설치 중에 있으며 이들 설비의 운영전략은 해당 발전소의 중대사고관리지침서(SAMG)에 반영된다. 이와 같은 중대사고 대처를 위한 격납건물 감압설비가 적용되지 않은 경우에는 격납건물의 지속적인 제어가능 방출(controlled release)을 위해 격납건물 배기 전략이 수행되게 된다. CFVS의 개방이나 격납건물 배기 압력은 격납건물의 극한내압에 따라 결정된다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

미국 NRC는 TMI 사고 이후 격납건물의 구조적 특성에 대한 다양하고 심도있는 연구를 수행해 왔으며 2006년 발간한 NUREG/CR-6906에서는 그간 Sandia 연구소에서 수행한 격납건물 구조건전성에 대한 주요 연구내용 및 결과를 제시한 바 있다. 또한 최근 2014년에는 인도 AERB, 프랑스 EDF, 핀란드 FORTUM, 독일 GRS, 인도 NPCIL, 미국 USNRC의 6개 기관이 참여한 중대사고 시 격납건물 성능을 평가하기 위한 표준문제 연구 결과(SAND2012-3503P, SAND2013-2650P)를 발간한 바 있다. 이들 연구에서는 격납건물의 압력에 따른 구조적 파손 거동에 대해 실험적, 해석적 상세 분석이 수행되었고 다양한 불확실성에 대한 검토 및 PSA 적용 방법론이 제시되어 있다. 하지만 현재까지 파손 면적, 파손 위치의 예측과 그에 따른 결말 분석에 대해서는 공통 기준이나 평가방법론이 정립되지 않은 상태이며 콘크리트 격납건물의 파단전 누설(leak-before-break) 가능성에 대한 논란도 존재한다.

국내의 경우, NRC 및 NUPEC의 축소모델 시험 프로그램에 KINS, KAERI, KEPCO E&C 등이 격납건물의 거동해석에 참여한 사례가 있으며, KAERI에서 축소모델에 관한 단독 실험을 수행한 바 있다. KEPCO E&C에서는 영광 3, 4호기, 울진 3, 4호기 격납건물 포스트텐션 계통의 가동중검사 기술시방서 및 절차서를 개발한 바 있으며, 월성 1, 2호기 격납건물 건전성 평가를 위한 실험 등을 수행한 사례가 있다. KAERI에서는 벽체 균열거동 실험 및 해석, 격납건물 가동중검사 개선을 위해 유한요소해석을 이용한 격납건물의 축소모델에 관한 해석적 연구를 수행한 바 있다. 하지만 격납건물 구조건전성에 대한 종합적인 분석방법론 및 세부 기준이 구체적으로 정립되어 있지 않으며, 격납건물의 부식 및 열화에 대한 연구는 매우 미흡한 수준이다. 또한 가동원전의 Level 2 PSA 및 Level 3 PSA의 불확실성 최소화를 위해서는 충분한 데이터의 축적과 격납건물 실패에 대한 신뢰도 있는 정량화가 필요하다.

국내 지식기반 수준은 미국을 기준으로 다소 낮다고 판단되며, 정립된 평가방법의 부재

및 다수의 불확실성 현안의 존재를 고려하면 중요도는 중상으로 판단된다.

### (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

중대사고 사고관리 관점에서 가장 중요한 것은 해당 위협요인에 의해 사고관리의 최종 목적 (figure of merit)인 원자로건물의 건전성을 유지하여 방사성물질 방출의 최종 방벽 역할이 실패하지 않도록 하는 것이다. 따라서 중대사고 상황에서 원자로건물 내부의 온도 및 압력 상승을 제어하기 위한 설비 또는 전략은 그 실패에 따른 영향이 매우 심대하므로 사고관리 기반수준에서 중요도는 상에 해당한다.

원자로건물 압력 상승의 가장 큰 원인은 노심용융물의 잔열에 의해 원자로건물 내부의 냉각수가 증발하여 가해지는 분압 기여도이다. 이 외에 원자로건물의 총 자유체적과 열침원의 양과 분포 같이 확정적 변수들과 살수 계통의 설계 및 운전 조건들이 원자로건물 압력 상승에 영향을 미친다. 국내 원전에 설치된 살수 계통은 그 용량과 유효 영역, 사고 상황에서 동작 가능성 등을 고려하면 원자로건물의 과압 위험도를 충분히 낮추어 원자로건물의 건전성이 유지됨을 확인 할 수 있다. 하지만 후쿠시마 사고 이후의 안전설비 개선을 위해 피동형 원자로건물 냉각계통이나 중대사고 전용 여과배기계통의 추가적 확보 필요성이 검토되어야 한다.

### (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

대형 건식 형태의 격납건물은 일반적으로 Pre-Stressed 콘크리트 구조물로 이루어져 있으며 이러한 구조물은 일반적으로 내압능력이 기타 다른 형태의 격납건물보다 큰 것으로 알려져 있다. 콘크리트는 복합재료로서 하나의 물성치로 대표되기 어렵기 때문에 따라서 수학적 모델링을 통한 분석적인 최소 파손압력을 계산하기가 어려웠으나 최근 들어 많은 기술발전을 통해 비선형 해석을 통한 분석이 가능한 것으로 알려져 있다.

현재 국내 원전 격납건물의 내압능력 분석은 오래전에 미국에서 개발된 엔지니어링 실험식을 사용하고 있으나 개발된 기술을 이용하여 비선형 해석을 통한 분석과 이 결과를 정당화하기 위한 실험들을 수행하여 좀 더 체계적이고 원칙적인 접근을 통해 실제에 가까운 격납건물 내압능력을 파악하는 것이 중요할 것으로 판단한다. 따라서 규제 측면에서의 중요도는 상중으로 간주된다.

중대사고시 격납건물 내부 온도에 의한 영향은 기본적으로 고온의 노심용융물은 원자로용기 하부 원자로 공동에 집중되어 있게 되며, 안전에 중요한 기기들이 있는 위치까지는 그 영향이 크지 않을 것으로 판단된다. 그러나 핵분열 생성물이 이송되고 침적되는 과정에서 침적된 핵분열 생성물에 의해 재가열 과정을 거치면서 발생할 수 있는 국부적인 고온의 영향과 수소연소/폭발에 의한 순간적인 온도상승 영향에 대해서는 중요할 것으로 판단한다. 물론, 이러한 영향들에 의해 전체적인 격납건물 건전성에 영향을 미칠 가능성은 높지

않을 것으로 판단하며, 관통부의 이음새, 밸브 패킹 등을 통한 누설의 가능성에 초점이 맞추어져야 할 것으로 판단한다. 따라서 규제 측면에서의 중요도는 상하로 간주된다.

## 2. 노심용융물 고압분출 및 격납건물 직접가열(HPME/DCH)

### 가. 현상개요

DCH 현상은 단계별로 원자로 용기 파손에 의해 노심 용융물의 분출(discharge), 원자로 공동 내 용융물 분산(dispersal), 원자로 건물 상부로 이송(transport), 원자로 건물 대기와 열전달 및 연소 등 다양한 현상들에 의해 지배되며, 다음은 각 현상별로 주요 특성을 정리하였다.

#### (1) 노심용융물의 분출

원자로 용기로부터 용융물의 분출은 중대사고 시 고압 상태에서 노심용융물에 의해 원자로 용기 하부의 열적 파손 또는 원자로 하부에 설치된 가이드 튜브(guide tube)의 손상에 의해 일어나게 된다. 노심용융물은 원자로 용기의 용융 온도보다 훨씬 높은 온도를 유지하므로 용융물의 분출 시 초기에 형성된 파손 면이 급속히 용융(ablation)되어 면적이 증대된다. 파손 면적은 용융물의 방출률뿐 아니라 원자로 계통 내 가압 상태의 증기 및 냉각수의 방출에도 영향을 미친다.

원자로 용기 하부의 파손이 일어난 경우 초기에는 용융물만 방출되는 단상(single phase)의 유동이 형성되나, 수위가 일정 높이 이하로 떨어지면 용융물의 경계면이 깔때기 모양으로 함몰되면서 증기가 함께 분출되는 이상(two-phase) 유동의 특성을 가진다. 원자로 계통 내 가압된 모든 증기가 방출되는 현상을 증기 blowdown 이라 칭하며 원자로 하부 노심용융물이 다 방출된 이후까지 지속된다. 이때는 가스만의 단상유동이 일어난다.

#### (2) 원자로 공동 내 용융물의 분산

원자로 파손에 의해 노심용융물은 맨 처음 원자로 공동으로 분출됨으로써 공동 구조물과의 작용이 중요하며 이를 규명하기 위해 특정 원전의 공동 모형에 대한 많은 실험 연구가 이루어졌다. 궁극적으로 공동으로부터 용융물의 방출량, 용융물의 파편화, 용융물과 blowdown 가스와의 반응도(coherence) 등이 주된 관심사이다.

#### (3) 원자로 건물 상부로 용융물의 이송

원자로 건물은 대부분 공간이 격실화(compartmentalized)되어 있어 분산된 노심 용융물이 원자로 건물 내 구조물들과 작용함으로써 노심용융물과 원자로 건물 대기와 접촉할 가능성은 상대적으로 낮다. 노심 용융물이 원자로 건물로 이송이 이루어진 경우, (1) 원자로 건물 집수조의 막힘, (2) 안전기기의 손상, (3) 원자로 건물 라이너(liner)에 용융물의 충

돌 및 집적, (4) 원자로건물 상부 돔(dome)에서 용융물과 대기와의 반응 등에 직접적 영향을 미친다. 노심 용융물의 이송은 발전소 별 원자로 건물 내부 구조 설계 특성에 따라 큰 차이를 보이게 된다. 대부분 DCH 종합실험에서 대표적인 노심용융물의 이송 경로로 원자로 용기와 공동벽(biological shield wall)사이의 환형 공간(annular gap)과 노내 계측기관 통로(in-core instrument tunnel)을 통한 원자로 건물 하부 공간(lower compartment)을 고려하고 있다. 환형 공간을 통한 이송은 격납건물 상부 대기(upper dome)로 직접 도달하게 되며, 반면 하부공간으로 분사된 용융물은 하부 구조물들에 의해 대부분 나포된다고 볼 수 있다.

#### (4) 원자로 건물 대기와의 열전달 및 연소

용융물의 에너지가 DCH 하중으로 작용하기 위해서는 원자로건물 대기로의 열전달이 이루어져야 한다. 용융물로부터 대기로 열전달은 용융물 입자와 대기와의 직접 열전달과 용융물 증기속 물질과 증기와의 발열 반응을 고려할 수 있다. 원자로 건물 대기에서 일차적으로 금속과 대기 중 산소와의 반응을 고려하나 용융물이 이송되는 공간들이 격실화되어 있어 산소 결핍(oxygen-starved) 가능성이 크기 때문에 대부분 고온 금속과 blowdown 가스의 반응이 지배적이 된다.

DCH시 수소연소는 하부 격실에서 상부 돔으로 수소도 같이 방출되면서 확산 화염(diffusion flame) 형태로 일어난다. 원자로 계통의 blowdown 시 원자로 계통 내 남아있던 수소가 증기와 같이 방출되거나 용융물 내 금속 물질과 증기와의 반응에 의해 생성된 수소가 격실로부터 방출되면서 연소된다. 방출된 수소의 점화는 에너지원과 대기 중에 충분한 산소를 필요로 하는데, DCH 의 경우 고온의 용융물 입자와 분출 가스의 온도로 인위적인 점화원이 없어도 자동 점화의 가능성은 매우 높으며, 반면 산소의 경우 농도가 5% 이하가 되면 연소가 지속되지 않는다.

#### (5) 원자로 건물 내부 구조물로 열전달

원자로 건물 내부 구조물로의 열전달은 대기 온도를 상승시키는 대신에 구조물의 온도를 상승시킴으로써 DCH 하중을 감소시키는 효과를 준다. 구조물로의 열전달은 용융물 파편이 직접 구조물 표면과 충돌하여 일어나는 직접 가열 형태나 용융입자와 구조물 사이의 복사 열전달에 의해 이루어진다.

#### (6) 원자로 내부 및 공동 냉각수의 영향

원자로 용기 파손 시 원자로 용기 내에 남아있는 냉각수 또는 원자로 공동에 고여 있는 냉각수의 존재가 DCH 현상에 많은 영향을 미치게 된다. 원자로 용기 파손 전에 노심용융물 층 상부에 남아있는 냉각수는 용융물과 함께 분출되어 원자로 건물상부로 전달된다. 원자로 공동의 냉각수는 사고 경위 및 원자로 건물 설계 특성에 따라 다르다. 연료 재장전

냉각수 저장 탱크(refueling water storage tank)의 냉각수가 살수계통의 작동에 사용된 경우 원자로 공동은 충분한 양의 냉각수가 존재하며, 그렇지 않는 경우 냉각수가 없거나(dry) 소량의 냉각수가 존재한다. DCH시 냉각수의 유무가 DCH 하중을 감소시킬지 증가시킬지는 여러 가지 열역학 및 반응에 의해 결정되므로 이를 위해서 많은 실험이 수행되었다. 대기 중에 방출된 냉각수가 증발하면서 대기 중의 열을 제거하는 효과는 있지만, 증발에 의한 대기 중 증기 양의 증가 및 금속 용융물의 산화 반응을 촉진시켜 대기 압력을 가중시킬 수 있다.

## 나. 실험 및 해석 현황

### (1) 실험프로그램 현황

DCH 실험은 고온 용융 상사물을 이용한 종합실험(Integral Test)과 주로 상온 용융 상사물을 이용한 개별효과실험(Separate Effect Test)으로 구분 할 수 있다. DCH 종합실험은 미국의 경우 80년대 후반부터 국립연구소를 중심으로 원자로 공동 및 원자로 건물을 모의한 보호 용기를 갖춘 대규모 실험장치에서 고온 용융물질을 일정 이상의 고압으로 분출 시킴으로써 고압 용융물의 분출 및 이송, 대기와의 반응, 보호 용기의 압력 상승 등 종합적인 현상을 실험하였다. 반면 개별효과 실험은 대학 및 연구소의 소규모 실험 시설을 이용하여 원자로 공동의 기하학적 특성을 고려한 상사 용융물의 분출 및 이송에 초점을 맞추고 있다.

대표적인 DCH 종합실험으로 고온 용융 물질을 이용한 SNL(Sandia National Laboratories), ANL(Argonne National Laboratory), FAI(Fauske and Associates)실험이 있다. 이들 종합실험에서는 서로 다른 선형 비를 가진 원자로 공동 모형에 대해 격실(sub-compartment) 구조의 유무, blowdown 가스의 반응 여부, 원자로 건물 대기의 반응 유무, 원자로 공동 내 냉각수 존재 등에 대한 다양한 경우들에 대한 실험이 수행되었다. DCH 최초의 종합 실험으로 ANL/CWTI 실험은 Zion 원전과 같은 격실 구조에서 원자로 공동에 냉각수가 존재할 때 DCH 하중이 감소할 수 있음을 보였다. ANL과 같은 소형 실험은 실제 원자로 건물에 비해 용융물과 대기와의 열 및 질량 전달이 일어날 수 있는 반응시간이 짧아서 압력상승폭이 훨씬 좁을 수 있는 가능성 때문에 대형 실험의 필요성이 대두되었다. SNL의 실험(SNL/DCH, SNL/TDS, SNL/WC)은 훨씬 큰 크기의 상사비 (1:10)를 가진 공동 모형을 중심으로 DCH 기본 현상에 대한 연구가 이루어졌다. 열 및 질량 전달률, 입자의 속도, 에어로졸의 생성, 다른 개별효과 정보들이 모델 개발을 위해 측정되었다. 원자로건물의 격실의 영향은 SNL/LFP 실험에서 공동 출구 상부에 높이를 조절할 수 있는 콘크리트 판(slab)을 설치하여 실험하였다.

80년대와 90년대 중반까지의 미국의 DCH 실험은 Westinghouse 원전의 원자로 건물 공동과 계측기 터널을 통한 격실 모형에 대한 실험에 집중되었던 점에 반해 다른 모형의

원전, 특히 원자로 용기 주변의 환형 공동 공간을 통한 실험은 매우 제한적이었다. Westinghouse 실험 결과 및 상관식들이 환형 공동 모형에 적용할 수 없는 한계점으로 유럽은 독일 FzK를 중심으로 유럽형 원전에 적용 가능한 일련의 실험 연구를 수행하였다 [31]. DISCO-C 실험은 상온 상사용융물을 사용하여 용융물 방출 시 유동 특성에 초점을 맞춘 개별효과 실험으로 용융물 방출 상관식의 개발과 해석 모델 검증에 활용되었다. 아울러 종합 실험으로 증기의 blowdown 시 용융물의 열적 화학적 반응을 실험하기 위해 실제 노심 용융물과 근접한 고온 상사 용융물을 이용한 DISCO-H 실험이 수행되었다. 이들 상온과 고온 용융물 실험은 유럽의 대표적인 원전으로 EPR, French P'4, VVER-1000, 독일 Konvoi 원전 모형에 대해 단계적으로 이루어졌다.

## (2) 전산모델 현황

DCH 해석은 앞서 설명한 주요 현상, 원자로 용기 파손에 의해 노심 용융물의 분출(discharge), 원자로 공동내 용융물 방출(dispersal), 원자로 건물 상부로 이송(transport), 원자로 건물 대기와 열전달 및 연소 등 주요 현상들에 대해 다양한 모델 개발이 이루어졌으며 아울러 다양한 해석모델이 존재한다. 해석 목적에 따라 현상 및 실험 예측을 위한 상세 해석 모델과 DCH 하중평가를 위한 단순 해석모델로 크게 나눌 수 있으며, 독립적인 해석도구로 개발되거나 중대사고 해석코드의 모듈(module)로 개발되어 종합 해석 코드의 일부로 사용되고 있다. 최근에는 유럽을 중심으로 전산유체 해석(CFD) 코드를 이용한 DCH 해석이 활발히 추진되고 있다.

DCH 하중평가를 위한 대표적인 단순 해석모델로 SCE(Single Cell Equilibrium) 모델은 원자로 건물 전체 체적을 하나의 제어 체적(control volume)으로 해석한다. 대표적으로 Pilch 모델[32]은 분출된 용융물 파편이 전체 원자로건물 대기와 완전히 혼합되어 열적 화학적 평형상태에 도달할 때까지 충분 시간동안 대기 중에 존재한다고 가정하며 냉각수가 유일한 열침원(sink)으로 작용한다. 따라서 실제 원전에 적용하는 경우 모델의 보수성으로 인하여 비현실적으로 높은 압력을 예측할 수 있으므로 실제 DCH 평가에는 거의 사용이 되지 않으며, 이를 개선한 TCE (Two Cell Equilibrium)모델이 DCH 평가에 사용되고 있다. TCE 모델은 원자로 건물을 두개의 격실(compartment)로 나눈다. 즉 원자로 공동과 하부 격실(sub-compartment)을 하나의 격실로 그리고 원자로 건물 상부 돔을 다른 하나의 격실로 나누어 DCH의 지배적인 현상들이 두개의 격실에서 독립적으로 일어난다고 가정한다. 원자로 건물 내 압력은 상부 격실에 전달된 용융물의 양과 에너지에 비례하여 계산하도록 하였다.

중대사고 시 DCH 현상은 원자로 건물의 파손을 유발시키는 중요 요인 중의 하나이므로 원자로건물 해석 평가 모델인 CONTAIN 코드[35]뿐 아니라 MELCOR[36] 와 MAAP[37] 등 중대사고 종합 해석 코드에 DCH 모델이 해석모듈로 포함되어 있다. 최근 유럽에서 개

발되고 있는 ASTEC 코드[38]도 최근의 DISCO 실험 결과들을 반영한 DCH 모델을 포함하고 있다. 그러나 이들 종합 평가 코드들은 lumped parameter 해석을 기본으로 하기 때문에 DCH의 물리적 현상을 직접 모의하기 보다는 개별 및 종합 실험 결과에서 얻어진 상관식 및 해석 모델을 기반으로 하고 있다. 따라서 이들 코드들은 각각 관련 현상들에 대해서 다른 상관식과 모델을 사용하기 때문에 코드별로 해석능력이 차별화되어진다. Control-volume에 기반을 둔 Lumped-Parameter 해석 코드 (CONTAIN, MELCOR, MAAP 등)는 공동과 같은 특정 볼륨을 지정하여 DCH 관련 물리적 현상을 모델링하도록 하고 있다. 일반적으로 entrainment rate 상관식에 의해 용융물 입자가 특정 “공동” 셀에서 형성되어 주변의 격실로 이송된다. 따라서 이들 코드에서는 다른 격실 간에 용융물의 분포, 파편 입자의 비행시간 등 물리적 인자를 지정하여 물리적 해석을 수행하고 있다. 그러나 DCH 현상의 복잡성에 비추어 제한된 실험 연구 데이터베이스를 바탕으로 이들 코드를 일반적인 원전의 공동 모형에 적용하는 데는 많은 한계 및 불확실성이 있다.

컴퓨터 기술의 발달과 상세 실험 결과들을 토대로 최근 유럽에서는 SARNET(Severe Accident Research NETwork) 프로그램을 중심으로 공동 주변의 복잡한 구조물 내에서 유동의 지배 방정식을 직접 푸는 전산 수치 해석이 활발히 진행되고 있다. 대표적으로 독일과 프랑스에서 각각 AFDM[40] 과 MC3D[41]가 개발되어 활용되고 있다. 이들 코드는 공동내의 복잡한 유동을 해석할 수 있도록 다상(multi-phase)과 다차원(multi-dimension) 유동 해석을 기본으로 한다. 용융물 층의 액상, 가스의 기상, 가스 유동장에 분산된 droplet을 각각 독립적인 상(phase)으로 계산한다. 그러나 용융물의 입자화(fragmentation) 자체는 상간의 교류 및 표면적의 변화 등 복잡한 물리적 현상을 포함하므로 추가적인 노력을 필요로 한다. AFDM 코드는 lumped parameter 코드와 같이 entrainment rate 상관식을 사용하며, 반면 MC3D 코드는 용융물의 액상에서 분산 입자(droplet)로 변하는 용융물 체적의 천이 과정을 해석하는 장점을 가지고 있다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

### (1) 전략

중대사고가 진행되고 있는 중에 HPME/DCH 방지를 위해 RCS 압력을 낮추는 것은 중대사고관리에서 시급히 해야 하는 일 중의 하나이다.

노심출구 열전대의 온도가 649°C 이상을 가리키면 운전원은 모든 RCGVS 밸브 및 원자로건물로의 모든 RCS 배기 경로를 열고, 모든 건전한 증기발생기를 대기압까지 낮추도록 되어있다. 신고리3,4의 경우 이런 조치들로 RCS 압력을 낮추는 데 실패하여 RCS 압력이 [P03: 17.5 kg/cm<sup>2</sup>A(250 psia)] 이상일 경우 RCS 감압지침을 사용하여야 한다. 국내 다른 발전소의 경우는 증기발생기 급수주입전략을 우선적으로 수행하고 그 후 RCS 압력이 29.2 kg/cm<sup>2</sup>a(400 psig) 이상일 때 RCS감압 전략을 수행한다.

## (2) 감압 설비

RCS 감압 수단으로는 POSRV, 증기발생기를 통한 감압, 가압기 보조살수 및 기타 RCS 배기통로 등이 있다. 대부분의 밸브는 작동을 위한 구동원(교류전원 또는 계기 공기 등)과 제어전원(직류전원)이 필요하며, 이러한 것들은 중대사고 동안 가용하지 못할 수 있으므로 상기 수단 중 가용한 것을 선택한다. 원자로용기헤드 배기(RCS Head Vent)와 같은 대체 감압 수단이 사용될 경우 감압률은 비교적 작다. 국내 다른 발전소의 경우도 유사한 감압설비 PORV(WH Type), SDS(OPR1000) 및 증기 발생기를 통한 감압을 수행한다.

## (3) DCH 방지 설계

DCH 방지 측면에서 신고리 3, 4호기의 경우 원자로건물 상부지역으로 노심용융물을 포함한 기체가 배기되는 것을 제한하도록 설계되어 있다. 노내 계측기 밀봉판은 노내 계측기 튜브 수직통로를 통해 올라오는 노심용융물 방출을 방지하며, 플랜지는 원자로용기의 환형공간을 통한 방출을 제한하는 역할을 수행한다. 이에 따라, 증기가 대부분을 차지하는 기체는 용융물 수집실 상부의 나선형 통로 유로를 통해 원자로공동 접근 구역을 지난 다음, 재생열교환기실 다음의 댐퍼를 통해 빠져나간다. 결과적으로 고온 기체와 동반되는 노심용융물의 주된 유로를 원자로건물 하부로 제한함으로써 원자로건물 외벽은 2차 차폐벽에 의하여 완전히 방호된다. 이러한 유로는 기체 유동에는 제한적인 저항을 유발하는 반면, 동반 이탈되는 고체에 대해서는 그 유동을 매우 크게 제한한다. 따라서 신고리 3,4호기에서는 기체 유동에 의해 동반 이탈되는 노심용융물은 거의 발생하지 않을 것으로 예상된다. 신고리 3,4호기의 경우 원자로건물이 견고하고 파손압력이 높아서 DCH에 의해 원자로건물이 파손될 가능성은 매우 낮다.

표준원전의 경우에 있어서도 원자로건물이 견고하고 파손압력이 높아서 DCH에 의해 원자로건물이 파손될 가능성은 매우 낮다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

DCH 에 대한 지식기반 수준은 상당히 높다고 할 수 있다. 80년대 초 Zion PSS에서 DCH 에 의한 격납건물 조기 파손 가능성이 알려진 이후, 중대사고 주요 쟁점중의 하나로 미국 NRC를 중심으로 집중적인 연구가 이루어졌다. 미국 NRC는 체계적인 실험 연구와 함께 NUREG/CR-6075를 통해 가동 중 원전의 평가 방법론을 제시하며, 미국 내 모든 가동중 원전에 대한 DCH 평가를 수행하였다. 따라서 DCH 현상에 대한 지식 기반이나 평가 방법론이 잘 정립되어 있다고 볼 수 있으며, 가동 중 원전들에 대해서도 대부분 DCH에 의

한 조기 격납건물 파손 가능성은 매우 낮게 나타났다. DCH 쟁점의 해결은 DCH의 현상적인 측면에서 가압 효과에서만 아니라, 원자로 감압계통이나 원자로 용기 파손 전, 일차계통 압력 경계의 파손에 의한 감압 효과에 의해 고압분출 사고 경위의 가능성이 낮음으로써 DCH의 가능성을 낮춘다.

NUREG/CR-6075의 방법론은 실험 결과를 토대로 개발되었지만, DCH 현상의 불확실성은 매우 크다고 보며, 불확실 인자에 대해서는 확률론적 통계적 개념을 도입하여 평가하고 있다. 용융물의 방출 분율, 금속 용융물의 산화 반응, 등 주요 인자의 일정 구간의 확률 분포를 설정하여 통계적으로 격납건물 압력 하중 분포를 격납건물 파손 확률 곡선과 비교하여 파손 확률을 계산한다. 이는 근본적으로 현상에 대한 불확실성은 아직 크다는 이야기이며, 다만 격납건물 파손 가능성이 경미하여 영향이 크지 않다고 결론 내린 것이다. 즉, 가동중 원전에 대한 NUREG/CR-6075의 방법론을 적용한 결과를 토대로 DCH의 중요도는 낮다고 볼 수 있다.

그러나 유럽의 주요 원자력 국가들은 미국 NRC와는 다른 시각으로 최근까지 유럽연합의 FP (Framework Program)를 통해 유럽 원전에 대한 많은 실험 연구를 수행해 왔다. 특히 노심 용융물의 방출 특성은 격납건물 내 원자로 공동의 설계 특성에 따라 많은 차이를 주며, 감압계통에 의해 일차계통의 압력이 낮은 상태에서도 DCH의 가능성은 있다고 보고 있다. 이는 조기 격납건물 파손 가능성을 배제하고자 하는 유럽 EUR 등의 설계 목표와 관련하여 여전히 중요도를 높게 보고 있다.

## (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

중대사고 사고관리 관점에서 HPME/DCH의 중요도는 하에 해당한다. 먼저 HPME를 방지하기 위한 신뢰성 높은 감압설비가 제공되기에 HPME 현상이 발생할 가능성이 매우 낮다. 그리고 HPME가 발생하더라도 DCH를 방지하기 위한 복잡한 유로 구조 같은 물리적 방지 설계가 구비되어 있으므로 HPME/DCH 현상이 사고관리 최종목적인 원자로건물의 건전성 유지에 직접적인 위협이 되지 않는다. 다만 HPME 방지 설비인 감압계통의 동작이 실패하는 경우 SGTR 사고 같은 우회 사고가 야기될 가능성이 있으므로 이에 대한 고려가 필요하다.

## (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

노심용융물 고압분출 및 격납건물 직접가열과 관련한 현상은 많이 밝혀져 있지 않으나 성공가능성이 높은 대처설계 및 완화계통이 설계되어 이에 의한 방지효과가 있다는 인식을 공유하고 있다. 대처설계로서는 원자로 공동에서 격납건물 상부대기로 연결되는 유로를 나선형 등의 복잡한 구조로 설계하여 고압으로 분출된 노심용융물이 상부대기로 빠져나가는 양을 줄이는 형태의 설계를 채택하며, 고압 중대사고 발생 시 원자로냉각재 계통의 감압을

통하여 격납건물 직접가열 또는 고압노심용융물 분출 가능성을 원천적으로 방지하는 급속 감압계통을 설계하여 이 현상의 발생확률을 줄이는 설계를 채택하고 있다. 따라서 규제 측면에서의 중요도는 중하로 간주된다.

#### 마. 관련현안 및 향후 연구수요

DCH 현상에 대한 불확실성은 상존해 있다. 일차적으로는 NUREG/CR-6075의 방법론의 TCE 해석모델의 확률론적 분포를 이용하는 주요 인자들은 아직 불확실성이 크다고 볼 수 있으며, 이를 정량화하는 노력은 필요하다. 특히 용융물의 방출 특성 및 격실 간의 이동은 원자로 공동 설계 및 격납건물 내부 구조물에 따라 특성을 달리하므로 개별 원전별로 그 특성이 고려되어야 한다. DCH 연구 초기 DCH 용융물 방출 실험을 통하여 대표적인 원자로 공동 모형에 대하여 많은 실험이 수행되었고 이를 토대로 많은 상관식이 개발되어 현재 해석 코드에 사용되고 있다. 그러나 이들 실험 결과는 한정된 공동 모형에 대해 이루어진 것으로 새로운 원전이나 원자로 공동 모형에 대해서는 추가적인 실험 연구가 바람직하다. 실험적 연구와 아울러 독일과 프랑스에서 각각 AFDM[40] 과 MC3D[41]가 개발되어 원자로 공동내 용융물 방출 특성 해석에 활용되고 있다. 이들 코드는 공동내의 복잡한 유동을 해석할 수 있도록 다상(multi-phase)과 다차원(multi-dimension) 유동 해석을 기본으로 한다. 용융물 층의 액상, 가스의 기상, 가스 유동장에 분산된 droplet을 각각 독립적인 상(phase)으로 계산한다. 그러나 용융물의 입자화(fragmentation) 자체는 상간의 교류 및 표면적의 변화 등 복잡한 물리적 현상을 포함하므로 상세 모델 개발을 위한 추가적인 노력이 필요로 한다.

DCH 현상은 고압 사고 경위를 전제로 하므로 고압 사고가 일어나지 않도록 하는 것이 무엇보다 중요하다. 주요 연구 항목:

- 감압 계통의 설계, 감압 사고 관리 전략의 개발
- 감압 사고 경위에 대해서도 low cut-off pressure
- 원자로 공동 모형에 따른 용융물 방출 특성 및 저감 설계
- 공동 내 냉각수와 용융물의 상호 작용, 냉각과 산화 반응

### 3. 가연성 기체 연소 또는 폭발

#### 가. 현상개요

격납건물 벽체, 격실 및 돔 방호를 위한 가연성 기체 연소 또는 폭발에 관련된 현상은 다음과 같다. 격납건물 내 가연성 기체가 격납건물 내에 잘 혼합되어 있는 상태에서 연소가 시작되어 단순히 아음속연소에 머무르는 경우 일반적으로 격납건물 설계압보다 많이 낮아 격납건물 벽체, 격실 및 돔에 영향을 미치지 않을 것이다. TMI-2 사고가 대표적인 경우로 격납건물 내 연소가 발생하였지만, 연소로 인한 압력은 격납건물 설계압보다 많이 낮아 격납건물의 건전성에 영향을 미치지 않은 것으로 분석하고 있다. 그러나 앞장에서 언급되었듯이 격납건물 내 가연성 가스의 분포는 사고진행 경위에 따라 매우 다르게 나타날 수 있기 때문에 발생한 가연성가스의 연소가 단순히 정압의 증가만을 가져오는 아음속연소에만 항상 머무른다고 판단하기는 어렵다. 격납건물은 격납건물 내부의 벽면뿐만 아니라 많은 구조물이 있는 열침원으로 작동하기도 하지만, 열침원의 역할로 인한 수증기 응축은 유동을 발생시키기도 한다. 또한, 격납건물 내부는 부분적으로 부분 개방된 격실 형태로 되어 있어, 이 또한 격납건물 내 유동에 영향을 미쳐 격납건물 내 가연성가스의 분포를 잘 예측하기는 어렵다. 후쿠시마 원전사고의 경우 수소폭발이 발생한 것은 분명하지만 원자로건물 내 수소분포에 대한 정보는 현재까지 믿을 만한 정보는 없으며, 여러 문헌에서 수소폭발로 인한 폭발구름형태로부터 수소분포가 호기별로 달랐을 것이라는 추정을 하고 있다.

가연성가스의 농도가 높게 대형구름으로 형성되는 경우 격납건물내의 복잡한 구조물을 반영할 때 아음속연소가 초음속으로 천이(DDT)되어 가연성가스의 폭발로 확정 될 수 있다. 한편, 가연성가스가 폭발로 이어질 수 있는지에 대해서도 많은 논란이 있으나 이는 격납건물 내의 많은 구조물로 인한 난류화염이 어느 정도 발생할지에 대한 판단이 용이하지 않다. 실험에 따르면 아음속연소로 시작하여 연소 경로에 장애물을 설치하는 경우 수소폭발의 초음속연소로 확장해 나가기 때문이다. 한편, 수소는 발화를 위해서는 아주 작은 에너지만 필요하므로 점화기에 의한 연소가 시작되는 경우가 아니라면 점화원이 언제 작동할지에 대한 판단에 있어서 가연성 가스는 연소영역에서 언제든지 연소가 시작 될 수 있다. 현재 대부분의 코드는 단순한 모형의 기하학적 구조에서의 실험을 기반으로 이루어졌으며 이를 검증 후 원전에 적용하려는 노력을 하고 있으므로, 실제 원전은 아주 복잡한 구조를 가지고 있어 원전에서의 수소폭발을 해석하더라도 이에 대한 불확실성은 매우 크다 할 수 있다.

가연성가스가 폭발하는 경우 후쿠시마 원전에서처럼 격납기능이 없는 원자로 건물은 후쿠시마 원전사고에서 보이듯이 파손될 수 있으나 가압경수로처럼 격납기능이 있는 경우 격납건물 벽체, 격실 및 돔이 파손 될 수 있을지에 대한 분석은 많이 이루어지지 않았다. 주된 이유는 가압경수로의 경우 대부분 국가에서 아음속에서 수소폭발인 초음속으로 천이하지 않아야 한다는 규제요건을 가지고 있었기 때문에 상대적으로 격납건물 내 수소폭발에 대한 연구보다는 수소분포에 더 집중되었다. 한편, 수소폭발이 발생하는 경우 격납건물 벽

체, 격실 및 돔이 파손되지 않더라도 격납건물과 연결되어 있는 배관 등에는 손상을 미칠 수 있다는 판단이 일반적이며, 이 경우 파손된 부위를 통해 방사성 물질이 누출될 수 있다.

**나. 실험 및 해석 현황**

(1) 실험프로그램 현황

현재 한국을 비롯한 세계 여러 나라에서는 격납건물 현상을 모의할 수 있는 실험장치를 구축하여 수소거동, 수소제어장치의 특성평가, 에어로졸 거동 평가 등 여러 실험을 수행하고 있다. 그 중 몇 실험은 OECD/NEA 주관 국제공동연구로 진행되고 있으며 특히 한국이 참여하고 있는 THAI, HYMERES 프로젝트에서 수행되는 격납건물 수소 관련 실험 내용은 다음과 같다.

표 5.1 최근 수소제어 연구 실험현황

프로젝트	격납건물 수소 관련 실험 내용		
THAI	THAI-1 (2007-2010)	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ Helium/Hydrogen Material scaling (HM)</li> <li>◦ Hydrogen Deflagration (HD)</li> <li>◦ Hydrogen Recombiner (HR)</li> <li>◦ Interaction of Metal Iodides with Passive Autocatalytic Recombiner</li> <li>◦ Passive Autocatalytic Recombiner Poisoning ◦</li> </ul>	
	THAI-2 (2011-2014)	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ Hydrogen combustion during spray operation</li> <li>◦ PAR operation in case of extremely low oxygen content.</li> </ul>	
	THAI-3 (2016-2019)	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ PAR operation under counter-current flow conditions</li> </ul>	
HYMERES	HYMERES-1 (2016-2019)	PANDA	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 헬륨성층화/제트/플룸/벽면충돌/확산 실험</li> <li>◦ 열원 실험</li> <li>◦ spray/cooler 실험</li> </ul>
		MISTR A	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 헬륨성층화/제트/플룸/벽면충돌/확산 실험</li> <li>◦ 열원 실험</li> </ul>

(2) 전산모델 현황

현재 세계 여러 나라에서 중대사고 시 격납건물 내 수소안전성 평가를 위해 활용되고 있는 코드에 대하여 2014년에 발표된 NEA/CSNI(2014)8 보고서에 기술되어 있다. 그 코드의 특징을 요약하여 다음 표에 나타내었다.

표 5.2 최근 수소제어 해석을 위한 전산 코드

코드	개발	특징	분류
ASTECC	프랑스 IRSN, 독일 GRS	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 이상유동 열수력</li> <li>◦ 수소생성(노내, 노외)</li> <li>◦ 수소 거동 해석</li> </ul>	LP 코드
MAAP	미국 FAI	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 이상유동 열수력</li> <li>◦ 수소생성(노내, 노외)</li> <li>◦ 수소 거동 해석</li> </ul>	LP 코드
MELCOR	미국 NRC/SNL	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 이상유동 열수력</li> <li>◦ 수소생성(노내, 노외)</li> <li>◦ 수소 거동 해석</li> </ul>	LP 코드
SPECTRA	네델란드 NRG	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 이상유동 열수력</li> <li>◦ 수소 생성/거동 해석</li> </ul>	LP 코드
COCOSYS	독일 GRS	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 수소 거동 해석</li> <li>◦ 노내 수소 생성: ATHLET-CD</li> <li>◦ 노외수소생성: MEDICIS 모듈</li> </ul>	LP 코드
TONUS	프랑스 IRSN/CEA	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 수소 거동 해석(확산, 연소, 폭발)</li> <li>◦ 0-eq 난류 모델</li> <li>◦ 살수모델: Euler 액적모델</li> <li>◦ PAR: LP 모델</li> </ul>	3D 코드
GOTHIC	미국 NAI	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 수소 거동 해석</li> <li>◦ 직각격자 기반</li> <li>◦ 난류 모델(3D 모듈)</li> </ul>	LP + 3D 코드
GASFLOW	독일 KIT	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 수소 거동 해석</li> <li>◦ 직각격자 기반</li> <li>◦ 난류 모델</li> <li>◦ 살수모델: HEM 모델</li> <li>◦ PAR: 1-cell 모델</li> </ul>	3D 코드
CFX/ FLUENT	미국 ANSYS	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 수소 거동 해석(확산, 연소, 폭발)</li> <li>◦ 다양한 해석 모듈</li> <li>◦ 난류 모델</li> <li>◦ PAR: 사용자 모듈 적용</li> </ul>	3D/일반 CFD 코드

각 코드들은 수소를 포함한 유체의 질량, 운동량 및 에너지의 mechanisitic한 보존 방정식을 풀어서 시간에 따라 수소의 거동을 모의한다. 일반적으로 격납건물의 체적을 이산화하는 방식에 따라서 LP(lumped parameter)와 3D 코드로 구분한다. LP 코드들은 격납건물을 node와 junction으로 구분하며 3D 코드는 cell과 face로 이루어진 격자(mesh)를 통해 격납건물 체적을 이산화한다. LP 코드들은 수십 개 정도의 node로 격납건물 체적을 이산화하기 때문에 벽면현상(마찰력, 응축/증발 등)을 하나의 체적으로 lumping한 유효한 상관식을 기반으로 모의하는 반면에 3D 코드는 수만에서 수백만 개의 cell로 격납건물 체적을 이산화하며 벽면현상은 주로 모델에 의존한다. 그러나 이것은 상대적인 구분이며 실제 모의하는 방식에 따라 격납건물 전체적으로 3D 격자를 사용하면서 부분적으로 상관식을 적

용하여 수소 거동을 모의하는 경우가 많다. 특히 GOTHIC 코드는 LP 모듈과 3D 모듈을 함께 포함하고 있어서 공간적으로 LP 영역과 3D 영역을 구분하여 해석할 수 있다.

#### 다. 사고관리 완화전략 및 설비

##### (1) 전략

원자로건물 내의 수소농도가 4~6%에 도달하면, 수소는 점화되어 원자로건물의 압력 및 온도 스파이크를 유발시킬 수도 있다. 만일 충분한 수소가 원자로건물 내에 축적된다면, 수소가 연소될 때 원자로건물 설계 압력을 초과하는 압력 스파이크를 일으켜 원자로건물의 건전성을 상실할 수 있다. 비록 원자로건물의 건전성이 전면적 수소연소로 위협받지 않는다고 하더라도, 전면적 수소연소가 발생할 수 있다. 가연성기체제어 전략(완화-07 지침서)은 원자로건물 내의 수소 농도가 [H01: 5%] 이상일 때 수행한다. 또한 다른 지침서를 수행하던 도중이라도 수소 농도가 주어진 판단도표에서 “수소위협” 영역에 해당하면 수행하던 지침서를 일시 중지하고 완화-07로 전환한다.

##### (2) 설비

중대사고시 수소연소로 인한 원자로건물의 건전성 위협을 방지하기 위해 원자로건물 내에 수소완화계통이 설치되어 있다. 신고리 3, 4호기의 경우 수소완화계통은 18대의 피동촉매형수소재결합기(Passive Autocatalytic Recombiner, PAR) 및 10개의 수소점화기로 구성되어 있다. 그리고 설계기준사고를 대비한 피동수소재결합기계통에 12대의 피동촉매형수소재결합기가 추가로 설치되어 있다. 완화-07에서는 여러 가지 수소 제어 방안을 기술하고 있다. 즉, 수소점화기 사용 방안, 인위적인 수소연소 방안, 그리고 수소연소 예방 방안이 있다. 국내 다른 발전소의 수소완화계통은 후쿠시마 후속조치에 의해 PAR를 기본적으로 설치하고 있다. 신월성 1, 2호기의 경우를 예로 들면 21 대의 피동촉매형수소재결합기(Passive Autocatalytic Recombiner, PAR)로 구성되며 이 중 15대는 중대사고용 설비이며 6대는 설계기준사고용 설비이다. 그리고 수소점화기계통은 총 20개의 수소점화기로 구성되어 있다.

##### (3) 방지설계

신고리 3,4호기는 NRC의 10 CFR 50.34(f)의 중대사고 수소제어 요건에 따라 핵연료피복재 100%가 증기와 반응하여 발생하는 수소에 대하여 원자로건물 평균 수소농도가 10v/o를 초과하지 않으며 국부적으로 수소농도가 집적되지 않도록 원자로건물 내부의 주요 위치에 10개의 수소점화기 및 30대의 피동촉매형수소재결합기를 설치하고 있다. 이들 수소점화기 및 피동촉매형수소재결합기가 정상적으로 작동할 경우, 노심이 손상되어 중대사

고로 진입하여도, 수소연소가 원자로건물 건전성에 위협을 주지 않음이 분석을 통해 확인되었다.

신월성 1, 2호기의 경우도 대부분의 노심이 손상되는 5개의 주요 사고경위(대형·중형·소형냉각재상실사고, 발전소정전사고, 완전급수상실사고)에 대한 분석 결과 원자로건물 대기의 수소를 적절히 제거함으로써, 장·단기 수소 농도를 제한치인 10v/o이하로 유지된다.

따라서 본 수소제어전략에서는 수소 점화기계통 및 가연성기체제어계통이 작동할 경우 수소연소로 인한 원자로건물 건전성 위협을 완화할 수 있고, 원자로건물 내의 안전관련 기기의 생존성을 보장할 수 있는 것으로 판단된다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

국제적으로 수소분포 및 격납건물 압력 제어와 관련된 중대사고 관리 전략의 유효성을 검증하기 위한 실험 및 해석이 수행되고 있어 많은 지식이 축적되고 있으나 실제 원전 적용에는 어려움이 있으며, 국내는 관련 실험이 이루어지지 않았다. 따라서 국제적인 지식수준은 “상” 정도로 평가되나 국내는 “하”로 평가되어 전체적으로 중 정도로 평가된다. 기본적으로 수소분포 및 격납건물 압력제어는 사고관리측면에서 매우 중요하나 수소제어의 근본적 해결을 위한 방안으로는 제한이 되어 중요도는 “보통” 정도라 평가된다.

국제적으로 수소제어기에 대한 중대사고 조건에서 다양한 실험이 생산되어 왔으나, 국내에서는 국산피동촉매결합기에 대해 중대사고 조건에서 성능실험이 이루어지지 않았다. 따라서 국제적인 지식수준은 “상” 정도로 평가되나 국내는 “하”로 평가되어 전체적으로 “중” 정도로 평가된다. 중대사고 시 피동촉매결합기의 성능 및 한계점을 정확히 아는 것은 사고관리를 위해 매우 중요하며, 수소제어를 위한 핵심수단이므로 국내 피동촉매결합기의 중대사고 조건 성능 평가 연구는 중요도는 “상” 이라고 평가된다.

수소제어를 위한 격납건물 내 다차원 해석은 해외 선진국에서는 자국의 코드를 사용하여 평가하고 있으나 국내에서는 해외에서 개발된 코드를 도입하여 활용하고 있다. 따라서 국제적인 최 선진국의 지식수준은 “상” 정도로 평가되나 국내에서 일부 기관(KAERI)은 다차원해석에 많은 경험을 보유하고 있어 지식수준은 “중”으로 평가되어 전체적으로 “중” 정도로 평가된다. 그러나 해외도입코드 의존성에 비추어 볼 때 다차원 코드를 이용한 국산코드개발의 필요성을 고려 할 때 중요도는 “상” 이라고 평가된다.

### (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

사고관리 관점에서 가연성 기체, 특히 수소의 연소의 의해 사고관리의 최종목적인 원자로건물의 건전성 유지 여부가 좌우될 수 있으므로 중요도는 상으로 평가된다.

중대사고로 진입하는 경우 수소는 사고 전 기간에 걸쳐 방출되기에 사고관리 측면에서 수소의 생성과 확산, 혼합 현상 등은 초기사고의 특성과 운전원 조치, 발전소 별 내부 구조물 배치 등에 영향을 받을 수 있으므로 특정 시점 또는 특정 구역에서의 수소 연소 및 폭발 위해도를 능동적으로 관리하는 것은 매우 어렵다. 그러므로 원자로건물의 설계 단계에서 가능한 한 큰 자유 체적을 확보하고 밀폐 격실 구조를 배제하는 접근이 매우 중요하다. 그리고 사고관리의 중요한 판단 기준으로서 원자로건물 내부의 수소농도 측정기와 온도 및 압력 신호의 중요성이 강조되어야 한다.

수소연소에 대한 물리적 특성으로부터 중대사고 시, 살수계통의 기동에 따라 연소 가능 혼합기체 조건으로의 천이가 가능할 수 있지만, 실제 사고 상황에서는 비상운전절차 등에 따라 DBA 상황에서 이미 살수 계통이 가동되고 있음을 가정하는 것이 현실적이다.

### (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

가연성 기체 연소 또는 폭발에 대하여는 많은 연구가 이루어져 왔으나 아직 잘 알려져 있지 않은 부분이 많이 있다. 그러나 국내 격납건물이 대형 건식격납건물로서 출력대비 부피가 다른 형태의 격납건물 보다 상대적으로 크며, 정압력 및 충격하중에 견디는 능력이 높은 것으로 알려져 있다. 또한 수소 점화기 및 피동수소재결합기 등의 완화설비가 설치되기 때문에 수소폭발/연소에 대한 전체적인 중요도는 높지 않을 것으로 판단된다. 이러한 판단은 미국 원자력규제위원회의 암묵적인 판단과 유사하나, OECD/NEA 가입국 중 유럽 원전소유국들의 판단과는 상이한 것이다. 한국은 미국 원자력규제위원회의 판단을 받아들이지만 추가로 가연성기체 제어계통에 대한 추가적인 설비 보완으로 가연성기체 연소 가능성을 감소시키는 전략이 적절할 것으로 판단한다.

이와 관련하여 다음과 같은 부분들에 대하여는 좀 더 실험적 및 분석적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

- 중대사고 환경에서의 PAR 작동성 및 특성
- 중대사고시 수소 성층화
- 상세 전산모델을 통한 수소거동 평가 및 실험을 활용한 V/V (Verification and Validation)
- 격납건물 여과배기계통에서의 수소 연소 가능성

따라서 규제 측면에서의 중요도는 상상으로 간주된다.

## 마. 관련현안 및 향후 연구수요

최근 '원자력안전법'의 개정에 따라 '사고관리'가 법제화됨에 따라, 중대사고시 격납건물 압력 및 수소 연소 제어를 위한 중대사고 관리 전략의 유효성이 적절히 검증될 필요가

있다. 최근 OECD/HYMERES 국제 공동 연구에서는 수소제어 및 격납건물 압력 제어와 관련된 중대사고 관리 전략의 유효성을 검증하기 위한 실험 및 해석이 수행되고 있어 국내 원전의 사고 관리 전략 유효성 검증 및 개선 전략 도출을 위해 유사한 실험 및 해석의 수행이 필요하며, 이를 통해 국내 원전의 격납건물의 안전 여유도 및 사고 관리 전략의 타당성을 입증하는 것이 중요하다.

국산피동축매결합기(PAR)를 포함 수소제어 계통의 우수한 성능을 실험 및 해석적으로 검증하는 것은 매우 실효적인 사고관리를 위해 매우 중요하다. 특히, 다양한 중대사고 조건의 (예를 들면 산소 희석 조건, 에어로졸에 의한 성능 저하, 역방향 유동에서 PAR의 성능 등) 국제적인 쟁점들이 국산 PAR의 경우에는 어떤 영향을 미치는지 실험 및 해석적으로 검토하여 수소 연소와 폭발 가능성에 대해 국내 원전의 격납건물이 안전한 것을 보여주어 기술 쟁점을 해결할 뿐 아니라, PA 측면에서 국내 원전의 우수성을 알릴 수 있다. 외국의 PAR에 대해서는 OECD/THAI 국제 공동 연구를 통해 중대사고 조건에서 PAR의 성능 실험이 최근 십년간 수행되었다. 따라서 국산 PAR에 대해 유사한 실험이 수행된다면 국내 원전의 안전성이 국제적으로 인정받는데 큰 기여를 할 것으로 기대된다.

중대사고 시 수소 거동은 노내 생성 단계부터 불확실성과 해석의 난제가 있다. 다음 표는 각 단계별로 대표적 현상과 이에 따른 해석의 어려움을 정리하였다.

표 5.3 수소 거동 별 해석의 어려움

단계	현상	해석의 어려움
수소생성	노내 수소 생성은 금속(핵연료 피복재 등)이 고온에서 수증기와 산화반응을 통해 발생	중대사고 노내 진행과정의 불확실성
수소 방출	RCS 파단부 혹은 감압장치를 통하여 격납건물로 제트유동 형태로 방출	파단부 형태의 불확실성 격납건물 대표 길이와 방출부의 길이척도 상대적 차이
수소 확산	방출된 수소는 혼합기체 형태로 격실을 이동하면서 확산	격실 구조의 난류 구조의 복잡성
수소 연소	국소적으로 수소의 농도가 가연조건인 경우 열원과 접촉하여 수소연소가 발생	점화/층류화염/난류화염 천이
화염 가속	수소 화염은 난류의 영향으로 가속	화염면과 난류의 상호작용
DDT	압력파와 화염면이 중첩되면서 데토네이션으로 천이	천이과정의 복잡성
데토네이션	강한 연소 충격파가 전파	격납건물 대표 길이와 충격파 길이척도 상대적 차이

노내 수소 생성은 불확실성을 극복하기 위하여 미국 NRC의 10CFR50.44를 기준으로 100% 피복재 산화 조건에서의 격납건물 내 수소 농도를 제한하고 있다. 이를 위해서는 MAAP, MELCOR 등과 같은 중대사고 해석 코드에서 수소의 보수적 평가를 위한 해석모델

이 요구된다.

노내에서 격납건물로의 수소 방출과 수소 확산은 수소연소 및 화염가속의 특성을 결정짓는 매우 중요한 현상이다. 격납건물 내에서의 수소확산은 중대사고 경위의 다양성, 격납건물 내부의 복잡성 및 이로 인한 열수력현상의 복잡성으로 인하여 신뢰성을 갖는 계산 결과를 얻는데 어려움이 있다. 더욱이 격납건물 내 현상에 대한 실증실험이 불가능하기 때문에 현재까지 격납건물 내 수소 거동의 물리적 이해와 해석 모델의 검증은 위하여 스케일링된 격납건물 실험장치를 이용한 실험연구가 많이 이루어졌다. 현재 많이 사용되고 있는 LP 코드 기반 해석은 사고 진행의 과도상태에서의 수소의 국소 농도분포를 예측하는 데 한계가 있는 반면, 난류모델 기반의 CFD 해석 방법은 격납건물의 복잡한 형상과 수소 거동의 다양한 현상을 모의하기 위해서는 방대한 계산격자와 계산시간이 요구되며 이것은 현실적인 큰 장애물이 되고 있다. 중대사고의 사고 경위 해석은 best-estimate 접근법이 허용되며 수소거동을 포함한 격납건물 내 열수력 현상에 대해서도 best-estimate 해를 구하기 위하여 LP 기법과 다차원 CFD 기법 및 검증 실험이 다양하게 활용되어야 한다. 한 예로 격납건물 내 열수력 현상은 유로와 유동 방향이 단순한 채널 유동과 같이 미리 예상할 수 없기 때문에 LP 해석의 node와 junction을 구성하는 데 숙련된 경험과 격납건물 내 열수력 현상의 이해가 요구된다. CFD 기반의 다차원 해석은 정성적인 유동구조는 매우 잘 예측하는 것으로 알려져 있기 때문에 CFD의 예비해석을 통하여 격납건물 내 유동구조를 파악함으로써 LP 해석의 node와 junction을 구성하는 데 도움이 될 수 있을 것이다.

실험과 마찬가지로 해석에 있어서도 국내 주도의 해석은 수행이 가능하지만 독일 GRS, 프랑스 IRSN, 미국의 USNRC등과 국제공동연구를 도모하여 국내 연구의 품질을 높이고 연구 결과가 국제적으로 인정을 받는다면 PA가 향상 될 것으로 기대한다. 또한 수소 분포 및 연소 해석, 중대사고시 스프레이등 압력 제어 설비의 작동에 따른 격납건물 열수력, 수소 분포, 에어로졸 제거 거동 해석을 위해서 선진국에서는 3차원 해석을 수행하고 있으므로, 국내에서에서도 3차원 해석을 수행하여 해석 결과의 신뢰도를 높일 수 있을 것이다. 더불어 국내 수소안전평가를 위해 다차원 수소해석이 해외로 도입된 코드를 이용하여왔으나, 향후 국내 원전에서 수소안전성의 중요성을 고려 할 때 국산 다차원 해석코드개발도 반드시 수반되어야 한다.

#### 4. 노심용융물-냉각수 반응(FCI)

##### 가. 현상개요

노외 FCI는 해당 현상이 격납건물 내 영향을 미치는 위치를 기준으로 하여 원자로 공동의 옆쪽 벽과 바닥으로 나누어 해석해야 한다. 원자로 공동 벽의 경우 증기폭발 하중으로 인한 파손이 문제가 되어, 바닥의 경우 MCCI로 연계되어 영향을 미치는 용융노심 냉각

성 측면이 중요하다. 이 절에서는 원자로 공동 벽에 대한 증기폭발에 대해 서술한다.

원자로 공동에서의 FCI 중 증기폭발은 벽에 대해서 수중을 통한 충격파로 충격하중을 작용시킬 수 있고, 또한 수중 위로 가속된 물 덩어리가 원자로 용기 하부에 부딪칠 때 원자로 용기가 견디는 하중에 따라 주위의 구조물들이 영향을 받을 수 있다. 폭발의 충격에 의하여 벽 및 구조물이 원자로 용기 지지기능을 잃게 되어 용기가 떨어지거나, 용기가 위로 크게 상승하게 되면, 원자로 용기에 접촉된 배관 등을 통하여 격납용기 압력경계 (외벽 관통부 등)에서의 파손이 발생하여 격납기능이 상실될 수 있다.

증기폭발이 일어나는 장소가 격납용기 경계에서 멀기 때문에 위와 같이 격납기능 상실 여부의 평가를 위해서는 두 위치의 거리 및 특성을 나타내는 등 몇 가지 과정을 고려한 모델이 필요하다. 국내에서는 APR1400의 원자로 공동 내 증기폭발 시의 구조물 응답을 유한 요소법으로 자세히 해석하는 연구가 실시되었고 (KINS, 2015), 상정된 증기폭발 하중(벽에서의 충격  $\sim 100\text{kPa}\cdot\text{s}$  정도)에 대한 응답은 구조물의 큰 손상을 일으키지 않고, 격납용기 관통부 라이너(liner)도 파손되지 않은 것으로 나타났다. 상당히 보수적인 평가가 될 수 있겠지만, 이러한 과정들을 단순화할 수는 있다. 이와 같은 방법으로 몇가지 플랜트형식에 대하여 다양한 격납용기 파손과정을 고려하여 해석한 사례가 존재한다 (Moriyama et al., 2006).

증기폭발 하중 평가는 현상학적 또는 시나리오에 대한 큰 불확실성을 가지고 모델과 상정조건에 따라 결과가 변화 할 수 있다. 그러한 성격을 고려하면, 구조물 응답 해석은 하중평가에서 분리하고 충분히 넓은 하중범위 (격납용기 경계 파손에 도달 하는 조건까지)에 대한 해석을 실시하여 플랜트 형식 마다 fragility curve 데이터베이스로 정비하는 것이 유리하다. 이 경우 증기폭발 해석으로 얻을 수 있는 변수에 맞게 하중 지표를 세워야 한다.

증기폭발 현상평가에 대한 영향인자들은 모델링 파라미터 (용융물 제트(jet) 파쇄, 입자 크기, 열전달, 기폭조건 등)와 사고조건 변수 (용융물 제트 크기, 속도, 온도, 물 깊이와 온도, 체계 압력 및 기하조건 등)가 있는데, 기존 연구에 의하면 (e.g. Ahn et al., 2012; Moriyama et al., 2015) 모델링 파라미터들의 대해 사고조건, 특히 용융물 방출 크기와 물 깊이의 영향이 크다. 물 깊이는 얇으면 증기폭발의 조혼합 과정(pre-mixing)에서 물과 혼합하는 용융물 양이 줄어지고 폭발의 에너지가 감소하지만, 냉각성 확보의 측면에서는 얇은 물 깊이는 불리하고 사고관리 전략상의 주의가 필요하다.

## 나. 실험 및 해석 현황

### (1) 실험프로그램 현황

증기폭발에 대한 실험연구는 과거에서 현재에 이르기까지 다양하게 이루어졌다. 주로 1970-90년대에 기초연구, 이론적 모델링에서 부터 실제 재료를 이용한 대규모 실험까지 많은 연구가 이루어졌다. OECD/NEA/CSNI에서는 증기폭발 전문가 회의가 몇 차례 개최되었

으며 대표적 연구는 해당 자료에서 참조할 수 있다 (e.g. OECD/NEA 1979, 1993, 1997). 증기폭발의 실험 및 이론에 대한 리뷰논문 또한 상당수 존재 한다 (e.g. Corradini et al., 1998). 플랜트 규모에서의 현상 이해와 증기폭발 하중 예측에 직접적으로 연관 되는 대규모 실험은 조혼합과정에서 팽창까지 현상학적 4단계를 모두 포함한 체계를 갖는 것이고, 초기에는 용융물 생성이 쉬운 thermite (Fe+알루미나 용융물)를 사용한 실험, 이어서 알루미나나 실제 재료에 가까운  $UO_2$ - $ZrO_2$  혼합물 (코륨, corium)을 사용한 실험이 실시되었다. 폭발에 에너지 측정에 초점을 맞추어 재료는 다루기 쉬운 금속(주석, 알루미늄, 저용융 점합금 etc.)을 사용한 실험도 수행되었다 (FITS (SNL, US), ALPHA (JAERI, 일본), KROTOS/FARO (JRC, EU), PREMIX/ECO (FZK, EU), TROI (KAERI, 한국)). 모델개발의 진행에 따라 중요한 구성식 (상관식)에 대한 검증을 목적으로 한 개별 효과실험도 이루어지고 (막비등 열전달과 안정성, 용융물 파쇄와 미세화 등), 모델링의 기초를 조성하였다.

현재 증기폭발 코드 및 모델 검증의 주로 참조되는 실험 데이터는, KROTOS (알루미나, 코륨 증기폭발 하중) (Huhtiniemi et al., 1996), FARO (코륨 조혼합 및 폭발 하중) (Magallon, 2006), TROI (코륨, 지르코니아 폭발 하중, 조혼합) (Kim et al., 2008), ALPHA (산화물 및 스틸, 조혼합) (Moriyama et al., 2005), PREMIX (알루미나, 조혼합) (Kaiser et al., 2001), ECO (알루미나, 폭발 하중) (Cherdron et al., 2005) 등이 있다. OECD/SERENA 프로젝트에서는 국제공동연구로 증기폭발 해석코드의 대한 벤치마크와 더불어 KROTOS (IRSN, EU)와 TROI (KAERI, 한국) 실험 각 여섯 케이스를 실시하여 용융물 조성 ( $UO_2$ : $ZrO_2$  비율, 산화철 포함), 용융물온도, 제트 크기 등의 영향에 관한 데이터를 확충하였다 (OECD/NEA, 2015).

위에 내용은 모두 용융물을 물속으로 떨어뜨리는 전형적인 체계에서의 실험이다. 증기폭발로 큰 하중이 발생하는 조건은 그에 한정되는 것으로 인식되어 있었기 때문이다. 그러나 최근 용융물 spreading에 의한 냉각성 확보에 관계하여 얇은 수조에 용융물을 떨어뜨리고 바닥에서 spreading 시키는 실험에서 상당히 강한 증기폭발이 일어난 결과가 보고되어, 연구가 진행되었다 (Kudinov et al., 2014). 그 들은 stratified geometry로 부르지만, 예전에 용융물 위에 물을 떨어뜨리는 체계를 stratified geometry로 하고, 그 조건에서는 증기폭발이 일어나지 않다고 알려져 있던 사실이 바뀐 것은 아니다. 해당 연구에서의 조건은 얇은 수조에 용융물이 낙하하고 바닥에 대량의 용융물이 접촉하는 조건이 되어 고체표면과에 상호작용으로 쉽게 기폭이 생길 조건으로 볼 수 있다. 폭발의 하중은 깊은 수조에 비교하여 압력이 쉽게 배기되기 때문에 아주 커질 수는 없을 것이다. 한편, 해석 기법으로는 그런 체계를 다룰 수 있는 모델이 아주 한정된 상태가 문제일 수 있다. 복잡 형상 체계에서 발생하는 증기폭발의 모델링에 대한 요청의 하나로 볼 수 있다.

## (2) 전산모델 현황

1980-90년대의 혼상류 해석기법을 이용한 해석코드가 연구기관, 대학 등에서 개발되었다. 조혼합 과정에 대한 시뮬레이션을 하고, 그 결과를 초기조건으로 기폭을 모의하는 압력파나 극소적인 용융물의 미세화를 가정하고, 충격파 전파와 용융물 미세화가 일어나는 폭발과정의 시뮬레이션을 한다. 용융물 모델의 구성은 혼상류 기법의 틀 안에서 Eulerian 형식으로 하거나, 외부에서 Lagrangian 형식으로 하고 커플링하는 방법이 사용되었다. 국제 협력으로 FCI의 대한 시뮬레이션의 벤치마크를 한 활동이 1996-1997년 OECD 국제표준문제 No.39 (FARO-L14 해석), 2002-2005 SERENA Phase 1 (실험 및 실규모 해석), 2007-2012 SERENA Project (Phase 2) (실험+코드 해석)로 3번에 걸쳐서 진행되어, 그 과정을 통하여 검증되어 현재 사용되어 있는 코드가 몇 가지 존재한다. 마지막 국제협력연구인 SERENA Project에서 사용된 것은, MC3D (IRSN-CEA, EU), JASMINE (JAEA, JNES 사용, 일본), JEMI-IDEMO (IKE, EU), TEXAS-V (UW, US), TRACER-II (KMU, 한국)이다. 위 코드들은 연구와 플랜트 평가에 사용되어왔다.

### 다. 사고관리 완화전략 및 설비

노심용융물이 원자로용기 바닥으로 흘러내릴 때 원자로용기 하부에 있는 물은 고온의 노심용융물로 인하여 순간적으로 증기로 변한다. 이때 증기생성률이 너무 크면 충격파가 발생한다. 이러한 일련의 FCI 과정에서 충격파로 인해 RCS와 원자로건물의 경계에 손상이 발생할 수 있다.

RCS 압력에 따라 증기폭발의 제동기구(Triggering Mechanism)는 다르다. 자기 제동(Self-triggering)의 경우  $5.3 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (75 psia) 정도의 낮은 압력에서 충격파는 발생되지 않으며, 강력한 외부제동 인자들(external triggers)이 있을 경우  $31.6 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (450 psia) 이상의 압력에서 증기폭발이 일어나지 않는다. 원자로용기 내 증기폭발은 자기 제동 사고이므로 원자로용기 내부에서의 증기폭발을 억제하기 위해서는 RCS 압력을  $5.3 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (75 psia)보다 더 높게 유지하면 된다. 대형 냉각재상실사고 때는 RCS 압력이  $5.3 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (75 psia) 이하로 감압되나, 중형 냉각재상실사고나 POSRV 4개를 모두 열었을 때는  $5.3 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (75 psia) 이하로 감압될 지는 확실하지 않다.

NUREG-1150에서는 원자로용기 내에서의 증기폭발로 인한 Alpha-mode 원자로건물 파손 가능성은 매우 낮다고 결론짓고 있다. 그리고 TRACER-II 코드 및 ANSYS 코드를 이용한 신고리 3,4호기 분석 결과에 따르면 원자로용기 하부헤드 안쪽 벽면에 가해지는 압력을 이용한 스트레인 해석 결과는 노내 증기폭발에 의한 원자로용기 하부헤드의 파손이 물리적으로 불가능하다는 결론이 도출되었다. 증기폭발 후 압력  $509.4 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (7,246 psia)가 지속적으로 가해지는 정적 해석에서도 등가 스트레인이 하부헤드 밑 부분에서 4.3%로 허용치 11% 보다 낮았다. 이는 노내 증기폭발에 의한 원자로용기 하부헤드의 파손 가능성은 없다는 것을 의미한다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

지식기반수준 : 상

중요도 : 중

실험데이터는 상당히 있고 기본현상은 해명되었다. 모델상 불확실성을 포함하는 부분도 해석 결과에 미치는 중요도는 사고조건의 불확실성 보다 낮은 정도이고, 파라메트릭한 취급으로 평가가능하다.

주된 불확실성은, 용융물 낙하 조건 (제트 크기, 형상)에 있다. 모델상은 다음과 같은 분야에서 실험적 이론적 검토로 불확실성 저감이 기대된다: 용융물 제트 파쇄에 대한 스케일 효과, 조흔합 과정에서의 공극률 분포와 이것이 폭발과정에 미치는 영향, 조흔합 과정에서의 용융물 고화거동과 그 영향, 용융물 재료의 영향 (금속 성분의 열유체역학적 영향, 산화 반응의 영향).

지식수준과 추가연구로 기대되는 불확실성 저감은 감안하여 중요도를 중으로 한다.

### (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

노내 및 노외 증기폭발에 의해 사고관리의 최종목적인 원자로건물의 건전성에 미치는 영향은 낮으므로 중요도는 하로 평가된다. 증기폭발이 발생하는 경우 그에 의한 동적 하중 특성 상 발생지점으로부터 멀어질수록 그 강도가 급격히 낮아지므로 노내 증기폭발의 경우 원자로용기의 건전성, 그리고 노외 증기폭발의 경우 원자로공동과 원자로용기 지지대 등의 구조적 건전성이 관심 사항이다. 일반적인 PWR 노형의 경우 원자로용기와 원자로공동 등의 설계 강도가 증기폭발에 의한 동적하중을 충분히 견디는 것으로 알려져 있으며 따라서 중대사고 진행을 예방 및 완화시키기 위해 원자로용기 하부헤드, 그리고 원자로용기 파손 이전에 원자로공동으로 충분한 냉각수를 공급하는 것이 증기폭발 야기에 따른 단점보다 용융물 냉각 성능 제공, 방사성물질의 대기로의 방출 차단 등과 같은 이점이 많기에 재급수 및 사전 충수를 통한 사고관리전략이 선호된다.

### (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

노심용융물-냉각수 반응 (또는 증기폭발)은 2000년대 이후에 재조명되었던 중대사고 현상으로 OECD/NEA SERENA 국제공동연구과제를 통하여 광범위하고 폭넓게 연구가 수행되었다. 이들 연구를 통하여 많은 현상이 규명되었으나 아직 많은 부분에 불확실성이 있으나, 격납건물 건전성 측면에서는 큰 위협요인이 되지 않을 것이라는 견해를 공유하고 있다.

따라서 규제 측면에서의 중요도는 중하로 간주된다.

#### 마. 관련현안 및 향후 연구수요

증기폭발의 하중평가에 있어서 주된 불확실성은 모델보다는 사고 조건에 있고 특히 용융물 낙하 조건 (제트 크기, 형상)이 주요 불확실성 인자로 작용한다. 시나리오의 의존하는 원자로 용기 하반구 파손현상과 그에 따르는 용융물 낙하 현상에 대한 자세한 연구로 불확실성을 상당히 줄일 수 있다.

모델 상에서는 다음과 같은 분야에서 실험 및 이론적 검토를 통한 불확실성 저감이 기대된다:

- 용융물 젓 파쇄에 대한 스케일 효과,
- 혼합 과정에서의 공극률 분포와 그가 폭발과정에 미치는 영향,
- 혼합 과정에서의 용융물 고화거동과 그 영향,
- 용융물 재료의 영향 (금속 성분의 열유체역학적 영향, 산화 반응의 영향)
- 복잡형상 체계에서의 증기폭발 모델링 (벽/바닥의 영향, 복잡 구조의 영향)

용융물 제트 파쇄 (파쇄길이, 입자 크기)는 혼합 과정의 주요현상이고, 혼합되는 용융물의 양에 영향을 미친다. 평가 모델 상 실험을 기반으로 도출된 상관식을 사용하는데 실험 조건 범위는 실규모와 큰 차이가 있고, 상관식들의 실규모에서의 유효성이나 스케일 효과는 불확실성을 포함한다.

혼합 과정에서는 용융물 근방에서 극소적이고 격렬한 보이드(void) 발생이 있고, 모델 상 공극률 평가에 큰 불확실성을 나타낼 경향이 있다. 이는 혼합되는 용융물 질량의 평가 및 폭발 하중 평가에도 영향을 미치기 때문에 그 부분에 영향을 미치는 혼상류 구성식의 개선이 바람직하다.

용융물 재료의 경우, 모델 검증에 사용되는 주된 데이터베이스인 FARO/KROTOS 데이터, TROI 데이터 등 코륨 실험 데이터의 대부분이  $UO_2-ZrO_2$ 산화물을 사용하였고, 노외 조건에서 철 성분이 많은 용융물이 낙하할 경우를 잘 모사하지 않은 경향이 있다. 이러한 금속 성분을 포함하는 용융물을 사용한 실험 데이터의 확충이 필요할 것으로 사료된다. 이는 특히 원자로 용기 내부에서 용융물이 성층화되었을 때, 금속 성분이 선택적으로 노외로 하강할 수 있고, 이러한 경우 금속이 주된 용융물이 될 수도 있기 때문이다.

최근 유럽에서 수행되어 도출된 성층화된 (stratified) 조건에서의 증기폭발 실험에서는, 얇은 수조 바닥에서 spreading하는 용융물에 의한 증기폭발이 나타났다. 그 강도는 깊은 수조의 경우와 비교하면 폭발의 강도가 약하고 특별히 지금까지의 증기폭발에 대한 정설을 뒤바꿀 자료는 아니지만, 기존 모델들이 전형적인 용융물 낙하 조건을 다룰 것에 초점을 맞추었기 때문에 위와 같은 조건을 다루기 힘든 것이 문제가 될 수 있다. 이상적인 분출물 형상이 아닌 벽이나 바닥을 따라가는 용융물을 다루는 등의 케이스를 해석하기 위

해서는 복잡한 구조물을 포함한 체계에서의 증기폭발 모델링이 필요하다. 현재 이러한 복잡한 체계를 다룰 수 있는 FCI 코드는 MC3D (IRSN)가 유일한 것으로 보인다.

## 5. 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)

### 가. 현상개요

노심용융물과 콘크리트가 상호작용하는 과정에서 발생하는 증기, 수소 및 기타 비응축성가스는 격납건물의 압력을 상승시키고, 수소의 농도를 축적시켜 결국, 격납건물의 과압을 유발할 수 있다. 따라서 MCCI 현상에 중요한 영향을 미치는 노심용융물의 초기 조건과 콘크리트의 종류에 대한 격납건물의 위해도를 분석하고 격납건물 감압을 위한 대책마련과 적절한 시점에 감압조치를 수행하는 것이 매우 중요하다.

MCCI 반응에 참여하는 콘크리트는 그 골재에 사용된 모래 및 자갈에 함유된 성분에 따라 일반적으로 현무암질(Basaltic: BAS) 콘크리트, 규암질(Siliceous: SIL) 콘크리트, 석회암-일반모래(Limestone-Common Sand: LCS) 콘크리트, 석회암질(Limestone: LL) 콘크리트 등으로 구분된다. 이들 콘크리트의 가장 큰 차이는 주요 성분인 이산화규소(또는 실리카:  $\text{SiO}_2$ ), 산화칼슘(또는 생석회:  $\text{CaO}$ ) 및 비응축성 기체(주로 이산화탄소:  $\text{CO}_2$ ) 등의 비율인데, 이러한 성분의 차이는 콘크리트 침식 형상과 노심용융물의 냉각 메커니즘뿐만 아니라 비응축성 기체 생성으로 인해 격납건물 가압에도 영향을 미칠 수 있다. 비응축성 기체는 일반적으로 LL 콘크리트에 가장 많이 함유되어 있으며, 그 다음으로는 LCS 콘크리트, BAS 또는 SIL 콘크리트의 순이다. 또한 비응축성 기체 중에는 수소( $\text{H}_2$ ) 및 일산화탄소( $\text{CO}$ ) 등의 가연성 기체가 포함될 수 있는데, MCCI가 진행됨에 따라 가연성 기체의 생성이 증가하게 되며 격납건물에 축적되어 연소되는 경우 격납건물의 건전성을 위협할 수 있다.

따라서 MCCI 진행 과정에서 생성되는 비응축성 기체 및 증기는 정적인 격납건물 가압의 원인이 될 수 있고, 가연성 기체는 연소되는 경우 동적인 격납건물 가압의 원인이 될 수 있다. 이러한 격납건물 가압은 중대사고 시 격납건물 후기 파손모드에 중요한 영향을 미칠 수 있으므로 이에 대한 적절한 완화수단을 구비할 필요가 있으며, 이러한 설비로는 주로 중대사고 전용 살수계통이나 격납건물 여과배기계통 등이 고려되고 있다. 살수 전략은 핵분열생성물을 격납건물 내 가둔다는 장점이 있는 반면 증기만을 제거하여 감압에 기여한다는 전략이며, 배기 전략은 격납건물 감압을 보장하는 대신 핵분열생성물이 환경으로 방출될 수도 있다는 리스크를 갖고 있어 전략을 선택하는 과정에서 발전소와 감압 계통의 설계 특성을 면밀히 고려할 필요가 있다.

## 나. 실험 및 해석 현황

MCCI 실험은 격납건물 벽체, 격실 및 돔 방호와 관련된 목적으로 수행되기 보다는 주로 격납건물 바닥에서의 노심용융물의 냉각 특성 및 콘크리트 침식 특성 등 아직도 국제적인 지식수준에 큰 불확실성을 갖고 있는 MCCI 현상 자체에 초점을 맞추어 수행되었다. 다만, 원자로공동에서의 MCCI에 대한 다양한 실험적 연구를 통해 MCCI 진행 과정에서 격납건물을 가압할 수 있는 증기 및 비응축성 기체, 가연성 기체 등이 생성될 수 있다는 사실은 다양한 실험을 통해 확인되어 MCCI 분석 모델에 반영되고 있다. 따라서 실험프로그램 및 전산모델 현황에 대해서는 제2절의 격납건물 바닥 방호에서 기술하였다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

### (1) 전략

중대사고가 진행되어 원자로용기가 파손되고 노내 노심용융물이 원자로건물 공동으로 재배치된 경우에는 고온의 노심용융물과 원자로건물 바닥 콘크리트가 상호 반응을 하게 된다. 사고 경위에 따라 상당한 차이는 있지만 대부분의 노심용융물들은 원자로공동에 잔류하게 되며, 원자로용기의 내부압력이 고압상황에서 파손되는 사고는 고압용융물 방출(High Pressure Melt Ejection) 등의 현상에 의하여 일부 용융물은 원자로공동 이외의 격실로 빠져나갈 수 있다. 원자로공동에 잔류하는 노심용융물은 원자로건물 바닥 콘크리트의 용융 온도 보다 훨씬 고온이며 계속적인 붕괴열을 생성하기 때문에 MCCI 과정에서 진행되는 콘크리트 용융은 원자로건물을 가압하는 비응축성 가스, 연소반응을 유발할 수 있는 가연성 기체, 상당한 양의 에어로졸 발생을 동반하며, 궁극적으로는 원자로건물 바닥 콘크리트 용융에 의한 원자로건물 파손을 가져올 수 있다.

원자로공동의 노심용융물 상부에 냉각수를 공급하게 되면 상부 방향의 열전달이 증가한다고 보는 것이 일반적인 견해이다. 노심용융물과 상부 냉각수와의 열전달 현상에는 아직 많은 불확실성이 존재하지만 냉각수가 없을 경우의 복사에 의한 열전달량 보다는 냉각수가 있을 경우, 대류나 비등에 의한 열전달이 효과적이라고 보는 것이다. 이 현상과 관련하여서는 노심용융물의 파쇄층(fragmentation)이나 피막층(crust) 형성 유무와 물의 침투성(ingression) 등과 관련하여 아직 많은 불확실성이 존재한다. EPRI TBR (2권, 부록 Q)에서는 노심용융물-콘크리트 상호 반응과 관련하여 상부냉각수의 영향에 대한 기술적인 내용이 기술되어 있다.

노심용융물에는 핵분열생성물과 발열성 산화물금속 등을 포함하여 여러 종류의 열원이 있으며 이 용융물 내에서는 여러 가지 경로로 열전달이 이루어진다. 수직 하향으로 전달되는 열은 콘크리트를 용융시키며, 상향으로 전달되는 열은 대류, 복사 및 비등에 의하여 원자로건물 공간으로 이동된다. 또한, 파편 내에서 생성되는 기체는 용융물 외부로 방출되면

서 용융물 층의 열을 흡수하게 된다. 만약 노심용융물에 냉각수가 공급되면 비등에 의하여 용융물 상부로부터의 열전달은 증가하게 되지만 용융물이 냉각되면서 만들어진 피막층의 형성은 열전달을 제한하기 때문에 노심용융물과 콘크리트 상호 반응을 완전히 종료시킨다고 보장하기는 어렵다. 그러나 원자로공동에 냉각수를 주입하는 조치는 노심용융물과 콘크리트 상호 반응 현상을 완화시켜 콘크리트 침식과 비응축성 가스 및 연소 가스의 생성을 감소시킬 수 있다.

신고리 3,4호기에서 원자로공동 냉각수 주입은 원자로용기 외벽냉각 전략의 성공 가능성이 있는 경우에는 원자로용기 단열재 내부에 고온관 바닥 높이까지 충수하는 것이며, 그렇지 않은 경우에는 MCCI 방지를 위하여 원자로공동 침수계통을 작동시켜 IRWST와 원자로공동의 수위가 동일해 지는 지점(원자로공동 바닥으로부터 약 21 ft)까지 침수하는 것이다.

신월성 1, 2호기 (OPR1000) 경우 냉각수가 원자로건물로 유입되면 원자로용기 하반구가 침수되어 MCCI 완화 및 원자로용기 외벽냉각이 가능한 수위를 형성할 수 있는 것으로 평가된다.

## (2) 설비

중대사고시 원자로공동을 침수하는 가장 효과적인 방법은 원자로공동 침수계통을 작동시키는 것이다. 원자로공동 침수계통이 작동되면 냉각수는 피동적으로 원자로공동에 주입된다. 중간저장탱크 연결배관에 위치한 밸브를 열면 원자로공동 침수계통이 작동되고 중력 및 양 구조물의 수두차에 의해 IRWST 냉각수가 중간저장탱크로 유입된다. 중간저장탱크의 수위가 원자로공동 연결배관 높이에 도달하면 동일한 메커니즘에 의해 냉각수가 원자로공동으로 유입된다. 하지만 밸브고장 등의 원인으로 인해 원자로공동 침수계통이 정상적으로 작동하지 않는 경우에는 정지냉각계통 및 원자로건물살수계통의 펌프를 이용하여 IRWST의 냉각수를 원자로공동에 주입할 수 있다. 정지냉각계통 및 원자로건물살수계통이 RCS 냉각수 주입 및 원자로건물 살수를 위해 사용되고 있었다면, RCS 냉각수 주입 및 원자로건물 살수 유량의 감소에 의한 영향을 고려하여 원자로공동 냉각수 주입 수단으로 활용하여야 한다. 또한 정지냉각펌프 및 원자로건물 살수펌프에 비해 주입 용량은 작지만 화학 및 체적제어계통의 봉산수보충펌프를 이용하여 원자로공동 침수 전략을 수행할 수 있다. 그리고 본 계통은 IRWST 수위가 고갈된 경우에도 봉산수저장탱크를 이용하여 원자로공동에 냉각수를 주입할 수 있는 수단을 제공한다.

원자로공동에 냉각수를 주입하는 다른 대체수단으로 비상원자로건물살수보조계통이 있다. 본 계통을 이용하여 부지 내 외부수원(청수저장탱크, 탈염수저장탱크, 원자로보충탱크, 원수저장탱크)을 원자로건물 살수 노즐을 통하여 주입할 수 있으며, 살수된 냉각수는 중간저장탱크에 모여 원자로공동으로 주입된다.

다른 국내 발전소의 경우 주로 발전소 전원이 가용한 상태에서는 원자로건물 살수펌프를 이용하여 원자로건물 및 원자로공동에 냉각수의 주입이 가능하며, 원자로건물 냉각 기능에 의해 원자로건물이 과압되지 않은 경우에는 RWT 중력배수를 통하여 원자로공동의 노외 노심용융물을 냉각시키기 위한 냉각수를 주입할 수 있다. 발전소 전원이 가용하지 않은 경우에는 원자로건물 냉각 기능의 상실로 인해 원자로건물이 가압되어, RWT 중력배수를 통한 원자로건물 냉각수 주입은 현실적으로 불가능할 것으로 판단된다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

노심용융물 콘크리트 반응(MCCI)은 후기 격납건물 파손과 깊은 연관성이 있으며 장기적으로 노심용융물이 냉각 가능한 상태로 유지하여야 된다는 최종 목표와 직결되어 있다. MCCI에 따른 격납건물 과압에 대해서는 격납건물 내에서의 증기 및 비응축성 기체의 거동에 대한 실제 물리적인 현상들이 잘 알려져 있기 때문에 지식기반 수준은 중상으로 판단하며, 격납건물 벽체, 격실 및 돐 방호측면에서의 연구 중요도는 중하로 간주한다.

### (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

MCCI 현상에 의해 사고관리의 최종목적인 원자로건물의 건전성, 특히 벽체와 돐 지역에 미치는 위협은 중으로 평가된다. 원자로용기 파손 이후 원자로공동에 배치된 노심용융물은 냉각수를 이용하여 관리되어야 하는데, 만약 냉각수 공급이 실패하는 경우 원자로건물 하부 영역의 구조 특성 상 원자로공동에서 발생하는 방사성물질과 열원 등이 원자로건물 상부 영역으로 전달됨에 있어서 제한을 받는다. 또는 냉각수 공급이 MCCI를 종료시키기 위해 불충분하게 공급되는 경우 공급된 냉각수의 대부분이 기화하여 원자로건물 내부 압력의 상승에 기여하지만 그 기여도는 원자로건물의 파손에 직접적인 영향을 줄 만큼 크지 않을 것이다.

### (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)은 후기 격납건물 파손과 깊은 연관성이 있으며 장기적으로 노심용융물이 냉각 가능한 상태로 유지하여야 된다는 최종 목표와 직결되어 있다. 이 분야는 실제 물리적인 현상에 대하여는 많은 부분이 알려져 있기 때문에 규제기술 기반 수준은 중상으로 판단하며, 격납건물 벽체, 격실 및 돐 방호측면에서의 규제 중요도는 중하로 간주한다.

## 마. 관련현안 및 향후 연구수요

국내 신형원전인 APR1400 원전은 중대사고 시 노심용융물이 원자로용기로부터 방출되기 이전에 원자로공동을 충수하는 습식공동 전략을 채택하였다. 습식공동에서는 산화용융물이 다양한 크기로 파편화되어 용융물과 냉각수 사이의 열전달 면적을 증가시켜 상당량의 증기 생성이나 증기폭발을 통해 격납건물 벽체 등의 건전성을 위협할 수 있다.

습식공동에서의 주요 사고 진행은 방출된 용융물이 공동의 냉각수와 반응하면서 발생하는 파편화로부터 시작되는데, 파편화부터 그 이후에 이어지는 모든 현상들에 상당한 불확실성이 존재한다. 노심용융물의 파편화 정도는 방출되는 용융물의 초기조건과 냉각수의 열수력학적 조건에 따라 달라질 수 있다. 파편화된 용융물은 공동 바닥에 쌓여 입자 파편층을 형성할 수 있으며, 파편화되지 않은 용융물이 있는 경우 공동 바닥으로 전개되어 일부 분은 사후 충수의 경우와 유사한 용융물 형상이 함께 나타날 수도 있다. 결과적으로 원자로공동에서 용융물의 파편화 여부 및 정도 등의 형상에 따라 냉각수로의 열전달을 수행하면서 격납건물 내에는 증기의 분압이 상승할 것이며, MCCI가 일어난다면 이로 인해 추가로 생성되는 증기 및 비응축성 기체로 인해 격납건물의 압력이 상승할 수 있다. 그러나 충수된 공동으로 방출된 노심용융물의 거동과 관련한 현상에 다양한 불확실성이 포함되어 있어 궁극적인 용융물의 냉각 가능성 및 격납건물 과압 정도에 대한 평가에 어려움이 따른다. 이러한 형상은 APR1400 원전과 같이 습식공동을 통한 노심용융물 냉각 방식을 채택하는 원전에서는 공통적으로 적용될 수 있는 현안이 될 수 있다. 이와 관련하여 최근 국내에서 실험 및 해석적 연구가 진행되고 있어 관련 현상을 이해하고 냉각가능성을 예측하는데 큰 도움이 될 것으로 보인다. 참고로, 해외 원전에서는 코어캐처와 같은 초기 건식공동을 설계에 반영하거나 외벽냉각을 설계에 고려하여 원자로용기 건전성 확보에 대한 신뢰도를 높이는 등의 방법을 통해 현상의 불확실성 요소를 원천적으로 배제한 사례는 참고할 만하다.

따라서 향후 국내에서 수행이 요구되는 연구는 다음과 같다:

- 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동에 대한 추가 실험 (파편화 정도, 입자크기분포, 파편층 형상, 열전달 모드, 파편층 내 물 유입 및 용융물 냉각 가능성 등 포함) 및 모델 개발/검증
- 콘크리트 종류에 따른 MCCI 발생 전·후의 증기 및 비응축성 기체 생성 및 거동 실험 및 모델 개발/검증
- 용융물 냉각을 유도할 수 있는 전용 설비(코어캐처) 개발

## 제2절 격납건물 바닥 방호

### 1. 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)

#### 가. 현상개요

MCCI에 의한 콘크리트 침식 특성은 MCCI의 초기조건 및 경계조건에 따라 다르며, 특히 붕괴열과 콘크리트의 종류에 크게 영향을 받는다. MCCI 진행과정에서 콘크리트 성분에 포함된 비응축성 기체 및 증기 등의 생성은 장기적으로 격납건물을 가압시켜 파손을 유발할 수 있는 반면, 최근 수행된 여러 실험적 연구에서는 비응축성 기체의 생성이 용융물을 냉각시킬 수 있는 메커니즘을 제공할 수 있다는 사실을 확인하였다. 이러한 냉각 메커니즘은 제1절에서 기술한 바와 같이 MCCI에 참여하는 콘크리트의 종류, 즉 콘크리트에 포함된 골재에 포함된 비응축성 기체의 함량에 따라 크게 달라질 수 있으며, 비응축성 기체 함량은 일반적으로 석회암질(LL) 콘크리트가 가장 많고, 그 다음으로는 석회암-일반모래(LCS) 콘크리트, 현무암질(BAS) 또는 규암질(SIL) 콘크리트의 순이다. 다만, 이러한 콘크리트 종류에 따른 영향에도 불구하고 노심용융물 방출 당시의 원자로공동 조건에 따라 MCCI 양상은 달라질 것이다.

냉각수가 사후에 충수되는 건식공동에서는 용융물 방출시 냉각수에 의한 파편화는 일어나지 않으며 용융물의 점도가 낮은 상태로 유지된다. 용융물은 공동 바닥 전체로 전개되어 바닥에 평평하고 넓은 형태로 분포하게 된다. 충수 이전에는 상부 대기로의 열전달이 미미하므로 용융물의 붕괴열은 대부분 MCCI 반응에 사용되어 바닥 콘크리트는 빠르게 침식된다. 이때 충수 시점이 크게 늦어지면 원자로공동 바닥 라이너의 건전성을 상실할 수 있어 충수시점이 매우 중요하다. 적당한 시점에 충수가 이루어지면 상부로의 열전달이 수행될 것이며, 벌크냉각(Bulk Cooling)뿐만 아니라 각질층 파손(Crust Breach), 용융물 분출(Melt Eruption) 및 냉각수 유입(Water Ingression) 등의 복합적인 현상을 통해 열전달이 향상되고 용융물이 냉각될 수 있다는 결과가 최근 수행된 MACE, CCI, SSWICS 등의 실험에서 확인되었으며, 이는 콘크리트에 포함된 비응축성 기체 함량이 높을수록 유리하다.

냉각수가 사전에 충수된 습식공동의 경우, 상당 부분의 노심용융물의 파편화될 것이며, 파편화 정도는 방출되는 용융물의 초기조건(파단크기, 일차계통 압력, 용융물 온도, 붕괴열 등)과 냉각수의 조건(수심, 과냉정도, 격납건물 압력 등)에 따라 달라질 수 있다. 파편화된 용융물은 공동 바닥에 쌓여 더미 형태의 입자 파편층을 형성할 수 있으며, 파편화되지 않은 용융물이 있는 경우 공동 바닥으로 전개될 수도 있다. 파편의 크기가 매우 작아 파편층의 다공도가 낮다면 파편층 내부로 냉각수의 유입이 어려워 냉각을 수행하는 열전달 면적이 줄어들고 건조열속(DHF)이 낮아져 국부적인 MCCI가 일어날 수 있으나, 현재까지 수행된 노심용융물-냉각수 반응(FCI) 관련 실험들에서 확인된 입자의 크기를 고려할 때 냉각수 유입을 완전히 차단하여 냉각이 불가능한 형상으로 진행될 가능성은 낮다. 다만, 실제 사고

조건을 모의하는 실험이 부족하므로 추가적인 연구를 수행함으로써 관련 불확실성을 줄이기 위한 노력이 필요하다.

## 나. 실험 및 해석 현황

### (1) 실험프로그램 현황

처음으로 수행된 실험은 Argonne National Laboratory (ANL)에서 1980년대에 수행한 MACE(Melt Attack and Coolability Experiments) 실험으로 EPRI 주도의 컨소시엄의 지원을 받아 수행되었다. MACE 프로그램의 주요 목적은 실제 조건에서 노심용융물 풀의 냉각성능을 확인하는 것으로, 1차 실험에서 충수 후 냉각된 표면에서는 각질층이 형성되었고, 공동 벽면에 고착되어 용융물과 물의 접촉을 차단하는 결과를 확인하였다. 지속적인 콘크리트 침식이 콘크리트 면을 따라 측면 벽까지 진행되었으며, 물은 용융물 속으로 침투할 수 없었다. 이 대형 실험에서 상부에서 충수가 이루어졌는데, 불행히도 1차 실험과 동일한 결과를 보였다. 즉, MCCI로 인해 생성된 기체의 이동경로는 형성되었으나, 물과 용융물 간의 접촉은 일어나지 않았다. 대형실험 (120cm×120cm×20cm)에서는 실험 후 검사를 통해 각질층 두께가 약 10cm로 용융풀 체적의 약 50%가 냉각됨을 확인함으로써 상당량의 물이 유입되었음을 확인하였다. 그러나 나머지 10cm 두께의 용융물은 콘크리트를 계속 침식하였으며, 측면 벽에 붙은 각질층과는 분리되었다. 열제거 메커니즘은 크게 4가지로 구분되는데, (1) 초기 용융물-물 접촉시 비등; (2) 각질층을 통한 물의 유입으로 인한 열전도; (3) 물로의 용융물 분출로 인한 냉각; (4) 각질층의 부분적 균열로 인한 새로운 용융물-물 접촉 및 새로운 각질층 형성 등이다.

MACE 프로젝트에 이어 OECD/NEA의 후원으로 2002년부터 2010년까지 ANL에 의해 MCCI-1 및 MCCI-2 프로젝트가 수행되었다. MCCI-1 프로젝트의 목적은 실제 물질을 이용한 합리적인 규모(Reasonable Scale)의 실험을 수행하여 여러 냉각 메커니즘의 물리적 특성을 알아보고, 모델 검증을 위한 실험데이터를 생산하는 것이었으며, 또한 부분효과실험 뿐만 아니라 몇 가지의 종합실험을 수행하여 용융물풀이 상부 충수에 의해 냉각될 수 있는지를 알아보기 위함이었다. MCCI-2 프로젝트는 MCCI-1 프로젝트의 연장으로 수행되었다. 이 프로젝트의 목적은 (1) 콘크리트 용발 시 생성되는 가스를 하부에서 주입하는 경우에 대한 물 유입 메커니즘을 파악하고; (2) COMET 개념이나 EPR에 적용된 용융풀 하부 냉각판(코어캐처) 등 냉각을 향상시키기 위해 고안된 방법에 대한 실험 수행; (3) 용융물 냉각 모델의 검증을 위한 종합실험 수행; (4) MCCI 및 MACE 프로젝트에서 도출된 다양한 냉각 메커니즘을 모의하기 위한 CORQUENCH 코드의 추가개발 등이었다.

MACE, MCCI-1, MCCI-2 종합실험 결과는 중대사고 시 건식공동의 콘크리트 바닥과 반응하는 용융물풀이 상부냉각에 의해 냉각될 수 있음을 확실하게 보여주지 못했다. 이 실험 프로그램들은 실질적인 용융물 혼합재료, 석회암질 및 규암질 혼합의 콘크리트 조성, 실험

질적인 붕괴열 모의 및 용점 등을 적용하였다. 대형(120×120cm) 용융물풀을 적용한 실험에서는 부분적인 성공이 있었는데, 이 실험에서는 물 유입 메커니즘에 의해 50%의 용융물풀이 냉각되었다. 석회암질 콘크리트를 사용한 실험에서는 일부 용융물 분출이 발생하였고, 이는 상부의 물속으로 분출된 용융물의 파편화로 인해 상당 비율의 용융물이 냉각되었다. MCCI-2 프로그램의 마지막 종합실험에서는 용융물 조성에 콘크리트가 포함되지 않아 물 유입이 최대화된 조건에서 용융물이 냉각되었다. MACE 및 MCCI 프로그램에서는 부분효과실험들이 수행되어 용융물의 상부냉각을 통한 냉각과정에서 발생할 수 있는 다양한 열전달 메커니즘에 대한 이해가 증진되었다.

## (2) 전산모델 현황

MCCI를 분석하기 위한 첫 번째 코드는 Sandia National Laboratory(SNL)에서 개발한 CORCON 코드(1981~1993)와 FZK(현 KIT)에서 개발한 WECHSL 코드(1981) 및 WECHSL-Mod3 코드(1995) 등이었다. 비교적 최근에 개발된 코드로는 TOLBIAC-ICB, COSACO, ASTEC/MEDICIS, CORQUENCH 등이 있다. 이 코드들은 중대사고시 MCCI 과정을 지배하는 물리적, 화학적 현상을 모의하기 위해 개발되었다.

CORQUENCH 코드는 벌크냉각, 물 유입, 용융물 분출, 각질층 파열 등의 실험으로부터 확인된 열전달 과정에 대해 수 년 간 ANL에 의해 개발된 모델이 적용된 것으로, SIL 콘크리트 또는 LCS 콘크리트와 용융물이 반응하는 경우에 대한 용융물의 냉각을 예측할 수 있다. 최근 MELCOR 코드의 CORCON 모델이 갖고 있는 상부 냉각수로의 열전달 문제를 해결하기 위해 CORQUENCH 코드의 관련 모델이 MELCOR 코드에 반영되었다. FAI가 개발한 MAAP 코드는 최근에 MCCI 진행과정에 포함된 다양한 현상들을 모의하기 위해 노심용융물 풀 콘크리트 분해 모델, 입자층 모델 및 냉각수 침투 모델 등을 갖추어 MCCI 모델을 개선하였다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

5장 1절 5번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

5장 1절 5번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

## (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

MCCI 현상에 의해 사고관리의 최종목적인 원자로건물의 건전성, 특히 바닥에 미치는 위협은 상으로 평가된다. 원자로공동에 배치된 노심용융물의 냉각이 적절히 이루어지지 않는 경우 원자로공동 바닥 콘크리트 재질에 상관없이 침식 현상을 중단시킬 수 없으며 결국 매설된 라이너플레이트의 용융을 야기할 것이다.

## (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)은 후기 격납건물 파손과 깊은 연관성이 있으며 장기적으로 노심용융물이 냉각 가능한 상태로 유지하여야 된다는 최종 목표와 직결되어 있다. 이 분야에는 다음과 같은 부분의 연구는 규제측면 중요도가 상상으로 판단한다.

- 충수공동에서의 노심용융물 퍼짐 정도 (충수 깊이에 따른 연구 포함)
- 충수공동에서의 노심용융물 냉각성 (Cake 및 입자형태 포함, 충수 깊이에 따른 연구 포함)
- 한국형 콘크리트 (가동중 원전 기준)에 대한 건식 공동에서의 MCCI 실험
- 한국형 콘크리트 (가동중 원전 기준)에 대한 습식 공동에서의 MCCI 실험

## 마. 관련현안 및 향후 연구수요

MCCI와 관련한 격납건물 바닥 방호 관점에서의 현안은 현상의 다양한 불확실성을 규명하거나 최소화하는 것이다. 습식공동의 경우 다양한 조건에서의 노심용융물 파편화 및 후속 현상들을 실험적으로 확인하고 관련 모델개발을 통해 예측능력을 확보할 필요가 있다. 건식공동에 대해서도 사후 충수되는 조건에 대해 냉각 가능성을 평가할 필요가 있는데, 이는 지금까지 국제적인 수준의 MCCI 실험들이 다양하게 진행되어 왔음에도 불구하고 추가적인 노력이 필요할 것이다. 더불어 수출형 원전이나 해외 원전에서 적용한 코어캐처와 같은 냉각설비를 설계에 반영하기 위한 노력도 필요하다.

한편, 최근 국내에서는 중대사고 관련 사항이 법제화되는 과정에 있고, 이에 따라 MCCI에 대한 평가가 제대로 이루어지지 않았던 기존의 가동원전들도 냉각가능성 평가를 수행하여야 하므로 노형별로 용융물 방출시의 원자로공동 조건을 명확히 정의하고 이를 토대로 MCCI 및 냉각가능성 평가가 이루어져야 할 것이다. 따라서 습식공동 및 건식공동에 대한 예측능력의 제고와 현 설계를 고려한 현실적인 대처능력의 확보 노력이 필요할 것이다.

따라서 향후 국내에서 수행이 요구되는 연구는 다음과 같다:

- 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동에 대한 추가 실험 (파편화 정도, 입자크기분포, 파편층 형상, 열전달 모드, 파편층 내 물 유입 및 용융물 냉각

가능성 등 포함) 및 모델 개발/검증

- 용융물 냉각을 유도할 수 있는 전용 설비(코어캐처) 개발
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안 도출

## 2. 노심용융물-냉각수 반응(FCI)

### 가. 현상개요

이 항목에서는 노외 FCI 현상 중 원자로 공동 바닥에서의 MCCI 발생 여부에 영향을 미치는 제트 파쇄에 의한 냉각성 측면을 서술한다.

파편층 냉각성과 MCCI를 포함한 노외 용융노심 냉각성에 대해서 2000년 이전에 OECD에서 State of the art report (Yamano et al., 1996)가 발간되었고 이후에 위 현상과 관련된 전문가 회의가 개최되었다(Alsmeyer (ed), 2000). 그 후에도 유럽의 연구(KTH etc.)를 중심으로 리뷰 보고서가 발간되었다.(Bueger et al., 2010) 그들 안에는 FCI에 관한 연구가 포함되어 있다.

FCI 관련 연구는 제트 파쇄에 관한 것도 대부분은 증기폭발 조혼합 과정으로서의 관점으로 진행되었기 때문에 냉각성 측면에서 중요한 부분이 빠진 경우가 많았다. 냉각성 관점에서 보면, 아래와 같은 항목이 중요하다.

- 제트 파쇄 길이: 용융물 중 고화입자층 생성 비율의 평가에 중요 인자로 작용
- 입자들의 크기 분포
- 입자들의 열전달: 막비등 열전달 기초연구로 개발된 상관식이 있음
- 제트 파쇄로 생성되는 입자층과 액체 상태 혹은 고화된 연속체의 각각 비율
- 생성된 파편층의 형태 (반경방향 높이, 질량 분포, 공격률 분포, 입자 크기 분포의 공간적 변화)

위 항목 중, 처음의 세 개는 증기폭발 조혼합 과정 평가에도 중요하고 기존에 연구로 데이터베이스가 정비된 것으로 볼 수 있다 (e.g. FARO (코륨) (Magallon, 2006), ALPHA (산화물 및 스틸) (Moriyama et al., 2005), PREMIX (알루미나) (Kaiser et al., 2001)). 나머지 두 항목에 대한 데이터는 위 실험 연구에 일부 포함되어 있지만 아직 부족한 상태이고, 최근에 이 항목 주목한 연구가 진행되고 있다 (Kudinov et al., 2013a, 2013b, 2015).

해석 모델은 증기폭발 코드를 기본적으로 사용가능하지만, 증기폭발 해석에서 조혼합과정을 수초 정도 고려하는 것에 비하여 노용기내의 용융물 전체가 방출되어 원자로공동 바닥에 쌓이는 것은 수십, 수백초의 시간이 걸리기 때문에 자세 현상 시뮬레이션 코드로 계산하기가 힘들 수도 있다. 또한 기존 증기폭발 해석 내에서 파라메트릭하게 다루던 현상에 대하여 더 자세한 모델링이 필요할 경우도 있다. 예를 들어, 입자의 크기는 열전달과 고화

에 직접적으로 영향을 미치기 때문에 자세한 모델링이 필요하며, 폭발에 대한 민감도를 고려하여 보수적으로 다른 방법이 아닌 크기 분포를 고려한 해석이 필요하다. 최근에 그런 코드 확충과 더불어 실제 규모의 해석연구가 진행되고 있다 (Moriyama et al., 2016).

## 나. 실험 및 해석 현황

### (1) 실험프로그램 현황

5장 1절 4번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

### (2) 전산모델 현황

5장 1절 4번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

원자로용기의 파손을 방지하기 위해 원자로용기 외벽냉각 전략을 수행하여도 원자로용기가 파손될 가능성은 존재한다. 원자로용기 외벽냉각 전략 수행을 위해 원자로용기 단열재 내부에 고온관 바닥 높이까지 물이 충수되어 있는 상태에서 원자로용기가 파손되어 노심용융물이 원자로용기 파손부위를 통해 방출되면 노심용융물이 냉각수와 직접적으로 맞닿게 되고 노심용융물-냉각수 상호작용이 일어날 수 있다. 이러한 강력한 노심용융물-냉각수 상호작용은 고온의 유체(노심용융물)와 저온의 유체(냉각수)가 접촉하는 동안 국부적인 고압을 가져올 수 있는 급격한 증기생성을 초래하며 액체-액체 사이의 에너지 전달에 의하여 증기 폭발 현상은 주변 구조물에 영향을 준다. 원자로공동 벽체와 원자로용기에 대한 동하중은 잠재적으로 원자로공동 벽체 또는 증기발생기와 연결된 1차 계통의 배관, 원자로건물을 관통하는 주증기 배관들의 파손을 가져올 수 있고 원자로건물 건전성을 위협할 수 있는 극심한 기계적 하중을 가져올 수 있다. 이러한 노외증기폭발 현상의 악영향은 원자로공동 침수 계통을 이용하여 원자로용기 바닥 높이보다 낮은 지점까지 냉각수를 주입하는 경우가 원자로용기 외벽냉각 전략을 수행하였을 경우보다 작은 것으로 알려져 있지만, 노심용융물이 원자로공동 냉각수에 떨어지기 전에 자유낙하 부피가 존재하는 전자의 경우에도 노외증기폭발에 의한 부정적 영향은 상당한 수준이다.

중대사고분석보고서에는 원자로용기 파손 부위를 통해 노심용융물이 직접적으로 방출되는 경우의 노외증기폭발 강도의 특성을 파악하기 위한 분석을 수행하였다. 원자로용기 주변 구조물에 대한 노외증기폭발 하중 평가를 위해 TEXAS-V 전산코드를 이용하여 분석을 수행하였으며, 본 분석을 통해 나타난 최악의 상황은 180 kPa-s의 최대 충격량을 발생시키는 원자로용기 측면파손의 경우이다. 이 경우 방사상 충격량의 감소 없이 원자로공동 벽체가 파손될 확률은 15.4%로 분석되었다. 그리고 원자로용기 하부에서의 증기폭발은 원자로

용기의 수직 상승거동을 야기하므로 이러한 영향으로 원자로용기에 연결된 배관들은 원자로용기가 설치된 수평방향으로 거동을 하게 된다. 그러나 연결배관들은 많은 곡관부가 있고 고온관이나 저온관 및 증기발생기에 의한 거동이 제한되기 때문에 이들 배관이 연결된 원자로건물 관통부에는 배관거동에 따른 영향이 없는 것으로 평가되었다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

5장 1절 4번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

### (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

원자로건물 바닥 방호에 대한 증기폭발의 중요도는 사고관리 측면에서 하로 평가된다. 국제공동연구 및 국내 원전의 위해도 평가 결과 예상 가능한 매우 보수적 증기폭발 하중 조건에서도 원자로공동, 특히 바닥 콘크리트와 매립된 라이너플레이트의 밀봉성이 위협 받을 가능성은 극히 낮으며, 증기폭발의 발생 여부를 운전원이나 능동/피동 설비를 이용하여 관리하는 것은 불가능하다.

### (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

5장 1절 4번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

## 마. 관련현안 및 향후 연구수요

지금까지의 FCI연구와 파편층 냉각성 연구는 따로 진행되어 해석 모델도 별도로 개발되어 왔다. 고온 상태의 용융물이 떨어지면서 입자층 또는 용융물 풀을 형성하는 과정이 현실적으로 MCCI의 초기 조건을 결정하는 과정이지만, 이와 같이 두 현상 간 연계를 고려한 해석은 아직 이루어지지 않았다. FCI 해석 모델을 위와 같은 방향으로 연장하는 관점에서, 용융물의 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 영향, 입자층 형성 과정의 모델링, FCI 과정에서 장기 냉각으로 이어가는 과정에서 붕괴열에 대한 취급 등 해석 모델 상의 과제들이 있다.

## 제6장 향후 관련 연구를 위한 제언

중대사고 시 격납건물의 건전성을 위협하는 사고시나리오, 관련된 중대사고 현상, 이를 관리하기 위한 대처설비 및 전략을 모두 포함하여 격납건물의 건전성을 평가하고 해석하는 일 자체는 매우 복잡하고 어려운 일이다. 본장에서는 중대사고로부터 원자력발전소의 리스크를 최소화하기 위하여, 앞으로 노력해야 하는 부분에 대한 제언을 도출하고 이를 기반으로 향후 연구 로드맵을 만들어 나가기 위한 기반을 구축하고자 한다. 이를 위해 전문가 의견 수렴을 통해서 기존의 지식수준 및 중요도를 기반으로 향후 연구의 필요성 및 중요성에 대한 목록을 만들고 이를 기반으로 연구의 우선순위를 정립하여 추후 로드맵을 구성함에 있어 필요한 연구항목을 제안하였다.

### 제1절 지식수준 및 중요도 기반 Ranking

#### 1. PIRT 구성

##### 가. 외국의 사례

###### (1) 유럽

유럽의 경우, SARNET (Severe Accident Research NETwork)에서 2-3세대 원자력 발전소에서의 중대사고 분야에 대한 공동연구프로그램을 정의하고 나아가 해당 분야에서의 안전성평가를 위한 방법론 및 사용 틀에 대한 개발을 수행하고 있다 (Klein-Heßling, 2014). 이와 더불어, 중대사고 분야에 있어서 좀 더 효율적이고 집중적인 연구 수행을 위해, 2008년 FP6 (6th Framework Programme of European Commission)에서 수행한 프로젝트 중 하나로서, 중대사고 분야에 대한 주기적인 평가 및 연구들의 우선순위 평가를 수행하였다.

이는 FP7 의 SARNET2 프로젝트에서도 해당 작업에 대한 업데이트를 진행하였고, 그 와중에 후쿠시마 제1 원자력발전소에서 발생한 중대사고가 새로운 연구분야들에 대한 정의와 우선순위 평가에 영향을 미쳤다. 아래의 표는 2014년 SARNET2에서 새로 업데이트된 우선순위표로서, 본 내용에서는 후쿠시마 사고가 중대사고의 영향성과 중요 연구 관리의 효율성을 증진시키기 위한 연구 결과들이 포함되어 있다.

표 6.1 유럽 중대사고 로드맵

노외중대 사고현상	유럽 기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도			연구기간		
		상	중	하	상	중	하	단	중	장
수소	• 수소의 혼합, 연소 및 데토네이션에 관한 위험도 평가 및 대책 마련				●					
	• 압력 용기 및 격납건물의 건전성을 파악하기 위한 냉각수 내에서의 melt relocation 및 particulate formation				●					
FCI/SE	• 증기폭발을 동반한 노외 FCI 해석				●					
Coolability	• 노외 용융물 냉각성 평가 (top cooling)				●					
HPME/DCH	• Direct Containment Heating (DCH) 분석					●				
MCCI	• MCCI로 인한 바닥물질의 용융 및 격납건물의 건전성 평가					●				
Source Term	• 산화 조건이 source term에 미치는 영향성 평가				●					
	• RCS에서의 고온화학작용이 source term에 미치는 영향 (iodine species) 분석				●					
	• 격납건물 내에서의 화학작용이 source term에 미치는 영향 분석				●					
	• 현존하는 FCVS에 대한 분석 및 개발				●					
SFP	• 중대사고 시나리오에 따른 사용후 핵연료 저장조에서의 연료다발 거동 분석				●					
I&C	• 중대사고 조건에 따른 계측 설비들에 대한 검증 및 개발				●					
	• BWR의 wet-well로부터 장기적 열제거능력 평가					●				
	• 격납건물의 동적, 정적 거동 평가 (crack formation, leakage and penetrations)					●				
	• 노심 용융의 후기 조건 (노심이 형상학적으로 많이 손상되었을 경우)에서 re-flooding에 따른 source term 변화 분석					●				
	• 다양한 중대사고 조건에서의 pool scrubbing 효율성 분석					●				
	• 냉각수의 불순도에 따른 corium 거동의 영향 분석					●				
	• Corium의 thermodynamic, thermophysical 특성의 data 수집 및 분석					●				
	• 노외 corium catcher 분석 (corium ceramics 상호작용 및 특징 분석)						●			
	• 노외 용융물 냉각성 (water bottom injection)						●			
	• External corium catcher 장비 설치						●			
	• 노심 용융의 초기조건에서 re-flooding에 따른 source term 변화 분석						●			
	• Aerosol 거동이 source term에 미치는 영향 분석						●			
	• MCCI aerosol 효과에 따른 화학적 현상 분석						●			

(2) 일본

일본의 Atomic Energy Society of Japan (AESJ)은 최근 “a New Thermal-Hydraulics Safety Evaluation Fundamental Technology Enhancement Strategy Roadmap (TH-RM)”을 개발하였다 (Nakamura, 2014). 이것은 후쿠시마 사고 이후 LWR 유형의 원자력발전소의 안전성을 향상시키기 위한 것으로 각 산학연의 협력을 통해 2009년에 준비된 초기 버전인 TH-RM-1을 수정함으로써 이루어졌다. 수정은 3개의 세부그룹으로 나뉘어져서 이루어졌으며 각 세부그룹은 “safety assessment”, “fundamental technology”, 그리고 “severe accident”이다.

특히, “severe accident” 세부그룹에서는 2013년에 중대사고와 관련된 일본의 기술 현안과 연구수요에 대한 technology map을 발간하였다. 이것에는 각 중대사고 이슈별로 세부적인 현상을 나누어, State-of-Art와 현재 기술수준, 평가 방법, 불확실성, 그리고 R&D 우선순위 등을 제시하였다. 다양한 중대사고 현상 중에서 크게 10가지의 주제에 대하여 자세하게 다루었으며 각 주제들은 다음과 같다: 노심 열화, 노심용융물/용융물 파편 재임계, IVR, HPME/DCH, MCCI, FCI/SE, air-tightness of containment vessel, 수소 거동, source term, 그리고 instrumentation. 이 중에서 노외노심용융물 냉각과 관련한 현상들 중 대표적으로 몇 개의 현상을 지식수준과 중요도에 대하여 평가하여 정리한 것은 아래의 표에 나타나있다.

표 6.2 일본 중대사고 로드맵

노외중대 사고현상	일본 기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도			연구기간		
		상	중	하	상	중	하	단	중	장
수소	• 수소 혼합	●					●			
	• 수소 연소		●				●			
	• 수소처리설비(공기분위기)	●					●			
	• 수소 생성량		●			●				
	• 수소 처리설비(불활성화분위기)			●	●					
FCI/SE	• 혼합과정		●	●		●				
	• 용융노심 냉각성		●			●				
	• 폭발과정		●	●		●				
HPME/DCH	• 원자로용기 파손면적			●	●					
	• 용융물 분산이 일어나는 원자로 압력	●					●			
	• 용융물 분산시 격납건물 압력 온도 상승	●					●			
MCCI	• 크러스트 강도평가	●	●		●					
	• 침수효과를 고려한 크러스트 상면 비등 열전달	●	●		●					
	• 용융물 대류열전달	●	●		●					
	• 콘크리트 침식의 시스템 거동	●			●					
	• 고온 열물성치		●			●				
	• 크러스트 위 용융물 분출		●			●				
용융물 냉각유지	• 용융물 낙하 및 이동			●						
	• 용융물 잣 임핑지멘트에 의한 침식	●			●					
	• 용융물 스프레딩 및 격납건물 벽 접촉			●						

• 용융물 풀 대류열전달			●						
• 용융물 성층화			●			●			
• 파편층 냉각	●		●		●				
• 파편층 냉각시 유동의 안정성	●								
• 용융물에 의한 침식			●	●					

(3) 미국

미국 ANL에서는 원자로 안전을 위한 ‘Gap evaluation’을 수행하였다 (ANL, 2015). 중대사고에 대하여 현재 경수로 중대사고 연구 경과 및 2011년 후쿠시마 원전 사고로부터 얻은 식견을 바탕으로 knowledge gap (지식 격차)들을 지정하고 그에 대한 다각적 시점에서 평가가 주된 내용이다. 이 활동의 결과로서 도출된 원전 사고 로드맵은 DOE의 Reactor Safety Technology (RST) 연구를 보강하는데 사용 가능하고 특히 중대사고 현상에 대한 핵심 knowledge gap을 예상하는데 도움을 준다. 중대사고 시 고려해야할 knowledge gap 및 각 카테고리 별 평가는 아래 표와 같다.

표 6.3 미국 로드맵 내 knowledge gap (노외 용융 노심)

Category	Knowledge gap
Ex-vessel behavior (29p)	• 격납건물 바닥으로 멜트가 하강하는 조건에서 원자로 하부 구조의 영향 (breakup/hangup)
	• 격납건물 바닥으로 멜트가 하강하는 조건에서 원자로 공동 내 수조의 영향 (breakup)
	• 원자로 공동 수조에서의 멜트 확산/분쇄의 특징
	• 콘크리트의 비등방성의 열적 삭마 발생 시 콘크리트 구성에 따른 영향의 이해
	• Fukushima Dai-ichi에서의 사고를 통해 경험한 타임스케일에 상응하는 장기 실험 데이터 확보
	• BWR에서 노심용융물 냉각성에 대한 조기 충수의 실효성
	• MCCI 진행에 있어 콘크리트 보강용 강철봉(rebar)의 영향 (ablation, gas generation, coolability 관점)
• BWR wetwell의 vent path의 보수 관점에서의 스톱워터 추가 속도의 영향	

표 6.4 미국 로드맵 내 knowledge gap (수소)

Category	Knowledge gap
H2 (35p)	• 격납건물 벤딩 라인에서 수소 불꽃 프론트의 성장의 이해
	• 격납건물과 같은 대규모 물리적 구조 내 수소 성층화의 이해
	• LPM 코드 내 가연성 가스 농도 분포 모델링 방법 고안
	• 고온도에서의 자동 점화

표 6.5 미국 중대사고 로드맵 (노외 용융 노심)

기술현안 및 연구수요 (Ex-vessel Behavior)	지식수준			중요도			코드의 적절성			가용한 검증 데이터		
	상	중	하	상	중	하	상	중	하	상	중	하
• [BWR] Dry cavity 전략에서 멜트 재배치 및 MCCI	●			●				●			●	
• [BWR] Wet cavity 전략에서 멜트 재배치 및 MCCI		●		●				●				●
• [PWR] Dry cavity 전략에서 멜트 재배치 및 MCCI	●			●				●			●	
• [PWR] Wet cavity 전략에서 멜트 재배치 및 MCCI		●		●				●				●

표 6.6 미국 중대사고 로드맵 (수소)

기술현안 및 연구수요 (H2)	지식수준			중요도			코드의 적절성			가용한 검증 데이터		
	상	중	하	상	중	하	상	중	하	상	중	하
• [BWR] 수소 및 일산화탄소 모니터링	●			●						●		
• [BWR] PAR performance	●							●		●		
• [BWR] H2 성층화 및 연소		●		●				●			●	
• [PWR] 수소 및 일산화탄소 모니터링	●			●						●		
• [PWR] PAR performance	●							●		●		
• [PWR] H2 성층화 및 연소		●			●			●			●	

나. 국내

앞서 논의한 격납건물 방호 측면에서의 주요 중대사고 현상에 대한 지식수준 및 중요도를 평가함에 있어 다음과 같은 지표를 근간으로 작성하였다.

기본적으로 지식수준은 각각의 현상들이 그 현상에 따른 안전이슈의 해결에 충족할만한 수준의 지식기반을 갖추고 있는가를 기준으로 지식수준을 상중하 삼단계로 구분하였다. 특히 각 현상에 대하여는 전반적으로 세계적인 지식수준(W) 그리고 국내지식수준(D)로 나누어 국내외 지식수준의 차이를 평가하였다.

또한 중요도의 경우 사고관리기반 확충의 정도(S: SAMG) 그리고 규제기술 기반 확충의 정도(R: Regulation)으로 표시하고 이를 역시 상중하 3단계로 구분하였다.

연구수행기간은 단기/중기/장기의 3단계로 구분하였다. 단기라 함은 향후 필요연구 기

간이 최대 5년, 중기는 최대 10년 그리고 장기는 10년 이상 걸리는 연구를 지칭한다.

이와 같은 기준을 기반으로 참여한 전문가들의 각자의 전문가의견을 기반으로 아래의 PIRT를 작성하였다. 작성된 PIRT를 기반으로 전문가들의 의견을 종합하여 지식수준과 중요도 및 연구기간을 통계적으로 산출한 후, 그림 6.1에서 정의한 바와 같이 핵심현안, 주요현안, 관심현안, 그리고 잔류현안으로 나누어 이슈를 도출하였다. 실제적으로 노외중대사고 시 발생하는 주요현상은 현상의 물리적 복잡성뿐만 아니라 다양한 사고 진행 시나리오에 따라 매우 광범위하기 때문에 도출한 항목들은 일반적으로 중요도 측면에서의 중요성을 염두에 두고 도출한 경향이 있다.



그림 6.1 주요현안 도출 개념도

표 6.7~6.11에는 이들 지표를 활용하여 주요 중대사고 현상의 기술현안 및 연구수요, 지식수준, 중요도 및 연구기간에 대하여 참여한 전문가들의 의견을 수렴한 결과가 나타나 있다. 그리고 표 6.12에서 모든 현안들을 종합하였고 다른 분과(일차계통손상, 핵분열생성물 거동)와의 연관관계를 기술하였다.

## 제2절 Ranking 기반 우선중점과제 및 로드맵

### 1. 우선과제도출 제안

#### (1) 격납건물 고온고압

격납건물의 고온 고압현상의 경우는 격납건물의 전반적인 건전성에 영향을 미치는 현상으로 전반적인 현안해결을 위한 지식수준 그리고 사고관리 및 규제적 입장에서의 중요도에 대한 전문가들의 판단은 국제적 지식수준은 상으로 판정하였지만, 국내지식수준은 중으로 판정하였다. 그리고 중요도 측면에서 보면 규제적 측면 그리고 사고관리적 측면 모두에서 상으로 판단하였다. 그러므로 국내의 경우 규제기술과와 유효한 사고관리전략을 수립하기 위해서는 핵심/주요 현안으로 다루어져야 함을 의미한다. 이와 관련하여 주요핵심현안들은 아래와 같이 판단되었다. 특히 (\*)표시를 항목은 중요도 상, 그리고 지식기반이 하로 판단된 부분으로 현실적으로 가장 시급한 핵심현안들이다.

- 격납건물 손상거동 해석을 위한 정적/동적 구조해석
- 수소연소 등과 같은 현상에 의한 국부고온현상
- 개통설비손상에 따른 국부누출
- 여과배기 성능평가 및 사고관리 전략\*

#### (2) HPME/DCH

격납건물내의 노심용융물 고압분출 및 직접가열현상의 경우 전반적인 현안해결을 위한 지식수준 그리고 사고관리 및 규제적 입장에서의 중요도에 대한 전문가들의 판단은 국내외 지식수준은 모두 높은 상으로 판단되었으며 중요도 측면에서도 규제 측면 및 사고관리 측면 모두에서 하로 판단되었다. 이는 국내에서 유효한 사고관리전략을 수립하고 이를 평가하는 규제 기술 그리고 이를 뒷받침하는 기술수준 등이 모두 현안해결을 위한 수준에 와있음을 의미한다. 단지 본 현상으로 인한 격납건물 안전성을 위한 완화수단 및 이에 대한 평가 기술의 꾸준한 개발의 중요성은 사고관리측면 그리고 규제기술개발 측면모두 필요성을 제시하였다. 지식수준 측면에서 노심용융물의 격납건물의 확산 이송에 대한 불확실성이 존재하기에 꾸준한 연구노력이 필요하다고 평가되고 있다. 이에 본 현상과 관련해서는 점진적인 지식수준의 향상을 위한 아래와 같은 분야를 주요핵심현안으로 판단된다.

- HPME/DCH에 따른 노심용융물 분출/확산/이송 모델 개선

HPME/DCH에 따른 노심용융물 거동 모델 개선과 관련하여 분출모델 개발은 중기연구, 확산모델 개발은 장기연구, 이송모델 개발은 단기연구가 필요하며, 원전모델에 따른 방출

특성 및 저감설계 개발은 장기연구가 필요한 것으로 판단되었다. 그 외 완화수단으로써 감압계통의 설계 및 사고관리 전략의 개발, 감압사고 경위에 대한 cut-off pressure 설정방법론 개발 등 사고관리 및 규제측면의 시급한 현안은 각각 중기 및 단기 연구가 필요한 것으로 판단되었다.

### (3) 수소연소 및 폭발

격납건물 내의 수소연소 및 폭발에 따른 격납건물의 건전성과 위해도 측면에서 전반적인 현안해결을 위한 지식수준 그리고 사고관리 및 규제적 입장에서의 중요도에 대한 전문가들의 판단은 국제적 지식수준은 상 이에 반해 국내지식수준은 중으로 판정하였다. 또한 중요도 측면에서 보면 사고관리 측면에서의 중요도는 상이지만, 그에 반해 규제측면에서는 중으로 판단하였다. 이는 국내의 지식수준에 현재 국제적 수준에 미치지 못하는 상황에서 유효한 사고관리전략을 수립하기 위해서는 관련 핵심/주요 현안에 대한 연구가 필요하다고 판단하고 있음을 의미한다.

국내전문가들이 판단한 시급한 핵심연구개발 현상들은 아래와 같다. 특히 (\*)표시를 항목은 중요도상, 그리고 지식기반이 하로 판단된 부분으로 현실적으로 가장 시급한 핵심현안들이다.

- 수소확산분포모델 (방출수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소성층화)에 따르는 노심용융물 분출/확산/이송 모델 개선
- DDT (압력파와 화염면의 중첩에 따른 Detonation, 강한 연소 충격파의 전파모델) 수소연소모델 개선
- 법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성 평가 기술
- 국산화에 따른 국산 피동촉매결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증 (산소희석조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동)\*

수소관련 현안들은 대부분 단기 및 중기 연구항목으로 분류되었다. 특히 수소 확산 분포 모델의 개발, 사고관리 측면에서의 수소연소 제어에 대한 사고관리유효성, 그리고 수소 제어 계통의 성능평가를 위한 실험 및 해석분야에 대해서는 중기적인 연구노력이 필요하다고 판단되었다.

### (4) 노심용융물-냉각수 반응 (FCI/SE)

격납건물 내에서 발생할 수 있는 노심용융물-냉각수 반응에 따른 격납건물 벽체, 격실, 바닥 및 주요구조물의 건전성과 위해도 측면에서 현안해결을 위한 전반적인 지식수준 그리

고 사고관리 및 규제적 입장에서의 중요도에 대한 국내 전문가들의 판단을 살펴보면 국제적 지식수준은 상, 이에 반해 국내지식수준은 중으로 판단하였다. 또한 중요도 측면에서 보면 사고관리 측면 및 규제측면에서는 모두 중으로 판단하였다. 실제 앞서 논의한 바와 같이 국내의 실험적 연구분야는 국제연구를 선도하고 있지만, 해석적인 측면에서의 연구기반이 상대적으로 미흡한 점을 고려하여 국내지식기반의 수준이 국제수준에 미치지 못하고 있음을 지적하였다. 최근 증기폭발의 실질적 구조체에 미치는 영향에 대한 연구에 대한 성과들이 나오면서 상대적으로 증기폭발의 위해도가 줄어들고 있고 이에 따라 노외노심용융물의 장기 냉각을 확보하기 위한 사고관리전략 측면에서 노외 총수에 대한 고려가 진행되어 감에 따라 기존의 전통적인 폭발에 따른 구조물 건전성평가에서 냉각성평가로 FCI연구관점이 변하고 있고 이와 같은 경향이 본 현안도출과정에서 도출된 점이 특이하다. 또한 여전히 증기폭발에 따른 내부구조물의 부분적 파손은 다양한 중대사고 완화전략을 수립하고 수행함에 있어 가용한 조치를 제한하는 물리적인 방해요인으로 작용하기 때문에 혁신적이고 실효적이고 증기폭발방지/완화 기술개발에 대한 연구에도 필요성을 인식하였다.

국내전문가들이 판단한 시급한 핵심연구개발 현상들은 아래와 같다. 특히 (\*)표시를 항목은 중요도 상, 그리고 지식기반이 하로 판단된 부분으로 현실적으로 가장 시급한 핵심현안들이다.

- 용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과
- 복합형상 체계에서의 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합구조)\*
- 용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향\*
- 장기 냉각으로 연계 시 용융물 파편화 현상\*
- 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 파편잔해층 열전달 모델\*
- 사고조건 (용융물온도, 총수깊이 등)을 고려한 원전스케일의 불확실성 분석을 통한 평가 방법론
- 증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발\*

증기폭발 현상의 경우 대부분의 연구가 증기 및 장기 연구항목으로 분류되었다. 특히 증기폭발의 기초 모델들인 제트 파편화 혼합과정의 증기분포 기폭 및 폭발 그리고 용융물의 재료특성의 영향 등에 대한 연구는 모델의 복잡성에 기인하여 장기연구가 필요하다고 판단되었다. 이외에 시급현안으로써의 냉각성과 연계한 FCI 연구들도 증기연구가 필요하다고 판단되었다. 또한 사고관리측면에서 원전스케일의 불확실성 분석 방법론 개발 및 평가 그리고 증기폭발 방지기술 등도 증기연구가 필요한 항목으로 평가되었다.

#### (5) 노심용융물-콘크리트 반응 (MCCI)

격납건물 내에서 노심용융물-콘크리트 반응은 격납건물 벽체 및 바닥 등의 건전성과 위해도에 영향을 주는 주요해결 현안으로 전반적인 지식수준 그리고 사고관리 및 규제적 입장에서의 중요도에 대한 국내 전문가들의 판단은 국내외 지식수준의 경우 중이었다. 이는 실제 현안해결을 위한 국제적 지식수준이 여전히 현안해결을 위해 충분하지 않은 상황으로 현재까지도 국제공동연구 및 개별국의 국내연구로 진행되고 있다. 하지만 후쿠시마 사고 이후 격납건물의 건전성에 대한 중요성이 강조 되고 이에 따라 국내에서도 중대사고에 대한 법제화가 이루어지며 직접적으로 격납건물의 건전성을 위해할 수 있는 MCCI에 대한 연구는 그 중요성이 높아지고 있다. 이는 본 전문가의견 수렴과정에서도 확인이 되어 MCCI관련 전반에 걸친 분야에 대한 사고관리측면 그리고 규제측면 모두 중요도 상으로 판단하였다. 특히 MCCI의 경우 노외노심용융물이 노외방출 전후의 공동 내 충수 전략에 따라 현저히 다른 조건이 주어진다. 이와 관련하여 현재 보다 현실적인 충수 후 노심용융물의 방출에 따른 일련의 FCI와 연계된 MCCI현상에 대한 관심이 높아지고 있음이 국내전문가들에 판단이 보였다. 특히 국내 가동원전에 대한 MCCI대처 능력 평가 및 결말분석을 통한 실효적인 MCCI대처 사고관리 전략의 개발에 대한 시급성을 언급하였다.

국내전문가들이 판단한 시급한 핵심연구개발 현상들은 아래와 같다. 특히 (\*)표시를 항목은 중요도 상, 그리고 지식기반이 하로 판단된 부분으로 현실적으로 가장 시급한 핵심현안들이다.

- 용융물 분출, 퍼짐 및 MCCI용발 현상 모델
- 콘크리트 유형을 고려한 비응축, 가연성 기체 생성 모델
- MCCI에 따른 핵분열 생성물의 방출모델
- Top flooding시 파편층 냉각, 상부금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향 등을 고려한 용융물 냉각거동 모델
- 습식공동전략 시 노심용융물 파편화, 입자분포 등에 대한 노심용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물의 거동 현상
- 습식공동전략 시 충수조건에 따른 노심용융물 침적 및 퍼짐현상\*
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안\*
- 노외노심용융물의 냉각을 유도할 수 있는 전용 설비 (코어캐처) 기술개발

MCCI 현안의 경우 사고관리 및 규제측면에서의 연구 시급성이 가장 높으며 대부분의 연구현안들은 중장기적 연구가 필요하다고 판단되었다. 이는 MCCI에 대한 기존 지식수준이 상대적으로 낮고 사고관리 및 규제 측면의 중요성이 높기 때문이며 동 분야에 대해서는 앞으로 우선적이고 지속적인 연구가 필요한 것으로 의견이 모아졌다.

## 2. 로드맵

본 보고서를 통하여 우선 수행해야 할 중대사고 현상 현안을 조사하고 이를 기반으로 우선과제를 도출하였으며 이들 현안의 연구수행기간을 제시하였다. 이러한 자료들은 추후 연구기획 단계에서 구체적인 로드맵을 구성함에 있어 유용하게 사용될 수 있을 것이다.

표 6.7 국내 PIRT 구성: 격납건물 고온과압

CMT 고온고압	기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도			연구기간		
		상 W	중 D	하	상 R,S	중	하	단	중	장
전반적										
격납건물구조	격납건물 내압능력분석 (구조손상거동)		○		R,S					
국부고온 및 재가열	핵분열생성물 이송침적에 따른 주요기기 재가열		○			R,S				
	수소연소/폭발 등에 따른 국부고온영향		○		R,S					
계통설비손상	관통부의 이음새, 밸브 패킹 등의 누설		○		R,S					
여과배기	여과배기계통을 통한 사고관리 전략			○	R,S					
	여과배기설비의 감압능력		○		R,S					

표 6.8 국내 PIRT 구성: 격납건물 직접가열 (HPME/DCH)

HPME/DCH	기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도			연구기간		
		상 W,D	중	하	상	중	하	단	중	장
전반적										
확산이송	노심용융물 분출 모델		○							
	격납건물 공동 내 용융물 확산 모델		○							
	격납건물 상부로의 용융물의 이송모델		○							
	격납건물 공동 내 충수 모형에 따른 용융물 방출 특성 및 저감설계		○							
열전달	격납건물 대기와의 열전달 및 연소모델	○								
	격납건물 내부 구조물로의 열전달 모델	○								
	격납건물 공동 내 충수냉각수의 영향 (상호작용, 냉각 및 산화 반응)	○								
완화수단 평가	감압계통의 설계 및 사고관리 전략의 개발	○			S,R					
	감압사고 경위에 대한 Low Cut-off Pressure	○			S,R					

표 6.9 국내 PIRT 구성: 가연성기체 연소 또는 폭발

수소연소/ 폭발	기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도			연구기간		
		상 W	중 D	하	상 S	중 R	하	단	중	장
전반적										
수소생성 및 분포모델	수소생성모델 (노내금속과 고온 수증기와의 산화반응)		○			S	R	○		
	수소방출모델 (RCS파단부, 감압장치)	○				S	R	○		
	수소확산분포모델 (방출수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소성층화)		○		R,S				○	
수소연소모델	수소연소모델 (국소적인 수소농도에서 가연조건하에 열원과 접촉한 수소연소)		○			S	R	○		
	수소화염가속모델 (수소 화염의 난류가속)		○			S	R	○		
	DDT (압력파와 화염면의 중첩에 따른 Detonation, 강한 연소 충격파의 전파모델)			○		S	R	○		
사고관리	법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성		○		R,S				○	
	피동촉매결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증 (산소희석조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동) 국산에 대해 총론에 기술 (국산 하: 실험자료 보충필요 VOC의 영향)				○	R,S				○

표 6.10 국내 PIRT 구성: 노심용융물-냉각수 반응 (FCI)

FCI/SE	기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도			연구기간		
		상 W	중 D	하	상	중 S,R	하	단	중	장
전반적적						S,R				
초기	용융물제트 냉각수 유입특성(공기중용융물제트파쇄, 용융물냉각수 유입속도, 용융물 제트의 유입직경등)에 따른 영향	○				S,R		○		
혼합	용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 (비등열전달) 모델		○			S,R				○
	혼합과정에서의 증기분포가 폭발과정에 미치는 영향		○			S,R				○
	혼합과정에서의 냉각수의 화학적 특성이 폭발과정에 미치는 영향 (해수, 보론수, 핵분열생성물 등)		○			S,R		○		
	혼합과정에서의 용융물 고화, 산화, 수소생성 거동 및 영향		○			S,R			○	
용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과			○		S,R			○		
기폭/폭발	증기폭발 기폭 및 폭발 모델		○			S,R				○
전파	복합형상 체계에서의 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합 구조)			○	S,R				○	
물성치	용융물 재료의 영향 (금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)		○			S,R				○
냉각성	용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향			○	S,R				○	
	장기 냉각으로 연계 시 용융물 파편화			○	S,R				○	
	파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 열전달 모델			○	S,R				○	
사고관리	사고조건 (용융물온도, 총수깊이 등)을 고려한 원전스케일의 불확실성 분석을 통한 평가 방법론		○		S,R				○	
	증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발			○	S,R				○	

표 6.11 국내 PIRT 구성: 노심용융물-콘크리트 반응 (MCCI)

MCCI/ Coolability	기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도			연구기간		
		상	중	하	상	중	하	단	중	장
전반적			W,D		S,R					
건식공동	다차원 용발현상, 용융물퍼짐, 용융물 분출		○		R,S					
	비응축기체 및 가연성기체 생성 (콘크리트유형의 영향)		○		R,S					
	핵분열생성물 방출		○		R,S					
	사후 상부 충수 시 냉각거동 (파편층냉각, 상부금속층효과 냉각수 주입, 냉각수주입모드 영향)		○		R,S					
습식공동	사전습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동 (파편화 정도, 입자크기분포)		○		R,S					
	습식공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상 (충수 깊이에 따른 연구 포함)		○		R,S					
	충수공동에서의 다공성 노심용융물 냉각성 (파편층 형상, 열전달 모드, 파편층 내 물 유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)			○	R,S					
사고관리	국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안			○	R,S					
	용융물 냉각을 유도할 수 있는 전용 설비(코어캐처) 개발		○		R,S					

표 6.12 국내 PIRT 구성: 종합 (중요도\*는 사고대응과의 밀접성 우선)

격납건물손상단계	세부손상 단계	주요 현상	지식 수준 /중요도*	Issue description (중요한 현안, 불확실한 현상 등 설명)	SAMG action /mitigation actions	Regulatory significance (action/Law/needs)	Related phenomenon in RCS	Related phenomena in FP
격납건물 내 거동	격납건물 건전성 상실고온과압	격납건물 고온과압 격납 건물 내압누락, 재가열, 극부고온, 누설 및 여과배 기 설치	중/상	격납건물 내압누락분석 (구조손상거동)	격납건물 감압	격납건물 손상 (구조 물, 관통부, 관련 배관 등)에 미치는 영향	원자로 손상 및 일차계 통 경계손상에 미치는 현상전반	핵분열생성을 생성/성 장/만용/세정 및 수조 여과 전과정
			중/중	핵분열생성을 이송질점에 따른 주요기기 재가열				
			중/상	수소연소/폭발등에 따른 극부고온영향				
			중/상	관통부의 이송새, 밸브 패킹등의 누설				
			하/상	여과배기계통을 통한 사고관리 전략				
			중/상	여과배기설비의 감압누락				
	HPME / DCH	노심용융물 분출 확산, 이송 및 방출저감, 제어 감압계통	중/하	노심용융물 분출 모델	RCS 감압, 냉각수 주 입, SG주입, ERVC	상부대기르 이송되는 고온의 노심용융물의 양 및 그에 의한 온도 및 압력증가량 다른 현상과 중복하여 발생하는 경우의 압력 증가량 평가 (수소연소 등) 감압사고 경위에 대한	원자로 손상에 미치는 현상전반	핵분열생성을 생성/발 출/이송, (비 휘발성) 에어러블 생성
			중/하	격납건물 공동 내 용융물 확산 모델				
			중/하	격납건물 공동 내 용수 모형에 따른 용융물 방출 특성 및 저감체계				
			상/하	격납건물 대기와의 열전달 및 연소모델				
			상/하	격납건물 내부 구조물로의 열전달 모델				
			상/하	격납건물 공동 내 용수냉각수의 영향 (상표작용, 냉각 및 산화반응)				
	가연성기체 연소 및 폭발	수소 연소 생성 방출, 환 산 및 가습 수소제어	중/중	수소생성성모델 (노내금속과 고온 수증기와의 산화반응)	격납건물 감압 수소재 어	중대사고 조건하에서 의 수소 제거능력 FA, DDT 가능성 평가 및 폭발시 격납건물 손 상가능성	원자로 손상 및 일차계 통 경계손상에 미치는 현상전반	아이오딘 화학종으 반 응, 폭발학 (PAR)의 영 향)
			상/중	수소방출모델 (RCS파단부, 감압장치)				
			중/상	수소확산분포모델 (방출수소의 혼합기체 형태, 격실이동 및 확산, 수소생성률)				
			중/중	수소연소모델 (국소적인 수소농도에서 가연조건하에 열원과 접촉한 수소연소)				
			중/중	수소화염가속모델 (수소 화염의 난류가속)				
			하/중	DDT (압력파와 화염면의 충격에 따른 Detonation, 강한 연소 충격파의 전파모델)				
노심용융물 냉각 수 반용 냉각 (FCI)	FCI에 의한 급속한 핵기 의 발생, 노심용융물의 파 편화, 핵기폭발 및 안전과 의 전파 및 주변구조물과 의 상호작용, 노심용융물 파편화 및 침전에 따른 냉각성	상/중	용융물 제트 냉각수 유입특성(공기용융물제트파쇄, 용융물냉각수 유입속도, 용융물제트의 유입직경등)에 따른 영향	원자로 방출 냉각수 주 입, 격납건물감압	용기폭발시 충격량에 의한 격납건물 손상가 능성 격납건물 Dynamic Fragility Curve	원자로 손상에 미치는 현상전반	핵분열생성을, (비 휘발 성)에어러블 생성	
		중/중	용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 핵기폭발분포 (비핵연전달) 모델					
		중/중	분할과정에서의 핵기폭발가 폭발과정에 미치는 영향					
		중/중	분할과정에서의 냉각수의 화학적 특성이 폭발과정에 미치는 영향 (해수, 브롬수, 핵분열생성)					
		중/중	분할과정에서의 용융물 고화, 산화, 수소생성 거동 및 영향					
		하/중	용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과					
		중/중	핵기폭발 기폭 및 폭발 모델					
		하/중	분할현상 체계에서의 핵기폭발 전파 모델 (보/바닥의 영향, 포함구조)					
		중/중	용융물 재료의 영향 (금속상변의 열유체역학적 영향, 산화반응)					
		하/상	용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향					
		하/상	장기 냉각으로 연계 시 용융물 파편화					
		하/상	파쇄입자 침전에 따른 침적층 형성과정(입자층 Cake) 및 열전달 모델					
MCCI / 노심용융 물 냉각성	MCCI에 의한 지속적 기 체 생성, 휘발성 핵분열생 성 방출에 따른 격납건 물 가압, 공동크리프의 진식 및 용납, 노심용융물 냉각	중/상	다차원 용납현상, 용융물파편, 용융물 분출	원자로 방출 냉각수 주 입, 격납건물 감압(상 수, 여과배기), 수소제 어, Core catcher	원자로 공동에서의 노 심용융물 냉각 가능성 MCCI 방지 임계온도 평가에 의한 MCCI 중 지시점 결정	원자로 손상에 미치는 현상 전반	지속적기체생성 및 휘 발성 핵분열생성을 방 출 및 에어러블 생성	
		중/상	비용납기체 및 가연성기체 생성 (코크리트유형의 영향)					
		중/상	핵분열생성을 방출					
		중/상	사후 상부 용수 시 냉각거동 (파편층냉각, 상부공용층효과 냉각수주입, 냉각수후임도 영향)					
		하/상	사전습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동 (파편화 정도, 입자크기분포)					
		중/상	습식공동에서의 노심용융물 침전 및 괴집현상 (중수 깊이에 따른 연구 포함)					
중/상	중수공동에서의 다공노심용융물 냉각성 (파편층냉각, 열전달모드, 파편층내 용유입, 중수깊이 및 용융물 냉각가능성)							
하/상	중수층 방출된 노심용융물의 냉각거동에 대한 현상의 다양한 불확실성으로 인해 냉각가능성 및 격납건물 과압							
하/상	국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안							
중/상	용융물 냉각을 유도할 수 있는 전용 설비(코어캐처) 개발							

## 제7장 결론

본 보고서는 “격납건물 방호분야”의 로드맵작성을 위하여 국내 관련 전문가들이 정기적인 회의 및 워크숍을 개최하고 의견 수렴과정을 통해 최종적인 전문가 의견을 도출하여 작성하였다. 이를 기반으로 향후 도출된 현안을 연구하기 위한 로드맵을 작성하는 기반으로 활용될 것이다. 주요핵심현안을 도출함에 있어서 국내전문가들의 의견을 수렴하여 현안의 중요성과 지식수준을 고려하여 핵심현안 (지식수준 하/중요도 상), 주요현안 (지식수준 중상/중요도 상), 관심현안 (지식수준 하/중요도 중하), 해결현안(지식수준 하/중요도 하)로 구분하였다. 향후 연구 및 개발이 필요한 세부 항목들은 핵심현안과 주요 현안에서 도출된 항목들을 기반으로 작성하였다.

본 보고서에서는 원자로심의 핵연료가 용융되어 압력용기로부터 방출 격납건물의 건전성을 위해할 수 있는 중대사고 전개를 고려하여 관련 현상(Phenomena description)에 대한 개요 및 중대사고 대처체계 및 설비, 규제에 대한 동향 그리고 후쿠시마 후속조치 현황 등을 간략히 서술하고, 지식현황 및 수준 (Status of Knowledge) 그리고 중요도 (Knowledge and significance level)를 사고관리 측면 그리고 규제 측면에서 검토하였다. 이를 기반으로 주요핵심 현안 및 향후 연구수요(Related issues and future research needs)를 도출하고 국내전문가들이 검토한 의견을 제시하였다. 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다.

국내 전문가에 의해 도출된 핵심/주요 현안을 정리하면 아래와 같다.

### 격납건물 고온가압

- 격납건물 손상거동을 해석을 위한 정적/동적 구조해석
- 수소연소등과 같은 현상에 의한 국부고온현상
- 개통설비손상에 따른 국부누출
- 여과배기 성능평가 및 사고관리 전략

### HPME/DCH

- HPME/DCH에 따른 노심용융물 분출/확산/이송 모델 개선

### 수소연소 및 폭발

- 수소확산분포모델 (방출수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소성층화)따른 노심용융물 분출/확산/이송 모델 개선
- DDT (압력파와 화염면의 중첩에 따른 Detonation, 강한 연소 충격파의 전파모델) 수소연소모델 개선
- 법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성 평가 기술
- 국산화에 따른 국산 피동촉매결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증 (산소희석조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동)

노심용융물-냉각수 반응 (FCI/SE)

- 용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과
- 복합형상 체계에서의 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합구조)
- 용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향
- 장기 냉각으로 연계 시 용융물 파편화 현상
- 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 파편잔해층 열전달 모델
- 사고조건 (용융물온도, 층수깊이 등)을 고려한 원전스케일의 불확실성 분석을 통한 평가 방법론
- 증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발

노심용융물-콘크리트 반응 (MCCI)

- 용융물 분출, 퍼짐 및 MCCI용발 현상 모델
- 콘크리트 유형을 고려한 비응축, 가연성 기체 생성 모델
- MCCI에 따른 핵분열 생성물의 방출모델
- Top flooding 시, 파편층냉각, 상부금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향 등을 고려한 용융물 냉각거동 모델
- 습식공동전략 시, 노심용융물 파편화, 입자분포등에 대한 노심용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물의 거동 현상
- 습식공동전략 시, 층수조건에 따른 노심용융물 침적 및 퍼짐현상
- 층수공동에서의 다공성 노심용융물 냉각성 (파편층 형상, 열전달 모드, 파편층 내 물 유입, 층수깊이 및 용융물 냉각 가능성)\*
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
- 노외노심용융물의 냉각을 유도할수 있는 전용 설비 (코어캐처) 기술개발

이들 중 지식수준이 현저히 떨어지지만 중요도가 높은 현안으로 아래와 같은 항목들이 도출되었다.

- 격납건물 고온가압 완화를 여과배기 성능평가 및 사고관리 전략
- 국산화에 따른 국산 피동축매결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증 (산소희석조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동)
- 복합형상 체계에서의 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합구조)
- 증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발
- 용융물 냉각성과 연계된 용융물-냉각수 상호작용에 의한 용융물 파편화 모델
- 용융물 냉각성과 연계된 파편입자 침적에 따른 침적층 형성(입자층, Cake) 및 파편 잔해층 비등열전달(다공성) 모델

- MCCI와 연계한 증수공동에서의 노심용융물 냉각성 (파편층 형성, 다공성열전달, 용융물 산화반응영향, 파편층 내 냉각수 유입, 증수세부전략에 따른 용융물 냉각 가능성)
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
- 다양한 현상이 연계된 사고조건을 고려한 원전스케일의 불확실성 분석을 위한 종합적인 중대사고 안전평가 방법론개발

종합적인 관점에서 국내전문가들의 중대사고 격납건물 내 주요현상에 대한 현황검토와 국내의 원전 현안 그리고 향후 원전의 클린에너지로써의 역할의 지속적인 발전을 고려한 산학연 그리고 규제계의 견해는 격납건물의 건전성을 위협하는 중대사고 현상에 대한 이해와 이를 완화 억제하여 유효한 사고관리전략을 수립함으로써 국민의 원전안전에 대한 불안을 해소하고 안심시킬 수 있는 물리적인 현상보다는 실효적 현안에 초점을 맞추었다고 본다. 이와 같은 도출된 현안들은 지속적인 관리와 유관한 연계 위해도 높은 현상의 현안해결에 도움을 주기 위해 꾸준한 노력이 필요하고 이를 위해 예기치 못한 중대사고 안전연구를 통한 현안 해결을 위한 기본인프라를 구축하는 것이 필수적이라 생각한다.

이와 같은 기본인프라는 현상과 사고 시나리오에 따르는 사고의 결과를 이해하고 검증하기 위한 꾸준한 연구가 필수적이지만 많은 연구자원이 필요하기에 적극적으로 국제적인 공동연구를 추진하여 우리의 안전현안을 국제적인 공동체에서 함께 다루고 국외의 연구결과를 국내에 도입하는 보다 적극적이고 주도력 있는 연구 활동이 필요하다.

그리고 상대적으로 많은 연구자원이 필요한 중대사고 연구의 지식관리와 집단지성에 의한 안전성 증진을 도모하기 위해서는 관련 현상에 대한 해석코드의 개발과 개발된 코드의 지속적인 관리가 매우 중요하다. 특히 이는 갈수록 주요 안전해석 코드(MELCOR, MAAP, 그 외 주요현상코드)의 접근성(소스코드의 접근성 등)이 현저히 떨어지고 License가 필요함에 따라 외부의존성이 매우 높아지고 이로 인하여 관련 연구의 전문인력을 양성함에 매우 어려움이 있다. 이는 결국 국내의 원전안전에 대한 해외 의존성을 높임으로써 단순히 원전수출과 같은 경제적 이유뿐만 아니라 에너지 안보측면에서도 매우 우려할 부분이기도 하다. 이와 같은 환경 속에서 중대사고 관련 연구 지식관리 향상 그리고 관련 인력양성에 안전해석 코드의 국산화는 필요 불가결한 과제라 하겠다. 이는 이미 국내 설계기준 사고 해석 코드의 국산화가 가지고 오는 시너지 효과를 통해서 경험한 바가 있다. 또한 이와 같은 개발과 관리과정에서 관련 전문분야의 문호를 개방하여 다양한 학문적 이해의 폭을 넓히고 참여함으로써 원전의 안전성에 대한 특수성에 따른 불필요한 폐쇄성이 야기하는 소통의 한계를 넓히고 이해의 공유범위를 확대하는 도구로 활용할 수 있다. 이와 같은 연구인프라가 구축이 되기 위해서는 안전해석 및 모델 개발을 위한 원전 플랜트모형 모델을 국가차원에서 개발하여 공유함으로써 원전에 대한 안전해석을 누구나 다양하게 접근할 수 있도록 하는 것이 우선적인 과제라 할 수 있다.

요약하면 중대사고 현안 해결을 위한 노력과 지속적인 안전성 향상을 위해서는 다음의 세 가지 노력을 제안한다.

- (1) 중대사고 안전해석 시스템 및 모델코드의 국산화
- (2) 대표 원전 모형모델개발을 통한 다양한 혁신적 아이디어개발 및 검증
- (3) 국제공동연구를 활용한 국내 현안의 국제화 및 국외 현안의 국내화

앞으로 본 특별위원회 격납건물방호분과에서 도출한 현안을 기반으로 실효적이고 유용한 중대사고 현안 해결 로드맵을 만들어 나가는데 활용되기를 기대한다.

## 제8장 참고문헌

### 책

- Bal Raj Sehgal, *Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology*, Academic Press, 2012.

### 보고서

- Argonne National Laboratory (ANL) (2015), "Reactor Safety Gap Evaluation of Accident Tolerant Components and Severe Accident Analysis", ANL/NE-15/4, March, 2015.
- Electric Power Research Institute (1993), "Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report: Volumes 1 and 2", EPRI TR-101869-V2, Apr 1993.
- European Commission Joint Research Centre. (1996), "KROTOS 38 to 44: data report", TN I.96.37, March 1996.
- Forschungszentrum Karlsruhe. (2000), "Proceedings of the OECD workshop on ex-vessel debris coolability", FZKA-6475, May 2000.
- Forschungszentrum Karlsruhe. (2001), "PREMIX: Experiments PM12--PM18 to investigate the mixing of a hot melt with water", FZKA-6380, 2001.
- Forschungszentrum Karlsruhe. (2005), "ECO steam explosion experiments--documentation and evaluation of experimental data", FZKA-7011, December 2005.
- Japan Atomic Energy Research Institute. (2005), "Coarse break-up of a stream of oxide and steel melt in a water pool", JAERI-Research 2005-017, August 2005.
- Korea Institute of Nuclear Safety. (2005), "KINS최적평가방법을 이용한 신형경수로 1400 비상노심냉각계통 성능평가", KINS/RR-307, February 2005.
- Korea Institute of Nuclear Safety. (2012), "MCCI 기술현황분석 보고서", KINS/RR-923, January 2012.
- Korea Institute of Nuclear Safety. (2014), "국내외 다차원 증기폭발 해석현황 분석 보고서", KINS/RR-1112, May 2014.
- Korea Institute of Nuclear Safety. (2014), "IVR-ERVC 기술현황분석 보고서 (II)", KINS/RR-1005, May 2014.
- Korea Institute of Nuclear Safety. (2015), "증기폭발을 고려한 원전 구조물 건전성 평가기법연구(2)", KINS/HR-1411, June 2015.
- Korea Electric Power Cooperation & Korea Hydro Nuclear Power. (2014),

“Severe Accident Analysis Report”, APR1400-E-P-NR-14003-NP, Rev.0, December 2014.

- OECD Nuclear Energy Agency. (1979), “The 4th CSNI Specialists Meeting on FCI in Nuclear Reactor Safety”, CSNI Report No.37, April 1979.
- OECD Nuclear Energy Agency. (1993), “CSNI Specialists meeting on fuel-coolant interactions”, NUREG/CP-0127, CSNI/R(93)8, January 1993.
- OECD Nuclear Energy Agency. (1996), “Technical note on ex-vessel core melt debris coolability and steam explosions”, NEA/CSNI/R(96)24, December 1996.
- OECD Nuclear Energy Agency. (1997), “Proc. OECD/CSNI specialists meeting on fuel-coolant interactions”, NEA/CSNI/R(97)26, May 1997.
- OECD Nuclear Energy Agency. (2007), “OECD Research program on fuel-coolant interaction steam explosion resolution for nuclear applications-SERENA”, NEA/CSNI/R(2007)11, December 2006.
- OECD Nuclear Energy Agency. (2015), “OECD/SERENA Project Report, Summary and Conclusions”, NEA/CSNI/R(2014)15, February 2015.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (1996), “A reassessment of the potential for an alpha-mode containment failure and a review of the current understanding of broader fuel-coolant interaction (FCI) issues”, NUREG-1524, August 1996.
- U.S. Nuclear regulatory Commission. (1975), “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants”, WASH-1400(NUREG-75/014), December 1975.
- U.S. Nuclear regulatory Commission. (1990), “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150, December 1990.
- 한국교육과학기술부 (2011), “국내원전 안전점검”, May 2011.
- 한국원자력안전위원회 (2014), “제 23회 원자력안전위원회 의결사항”, Mar 2014.
- 한국수력원자력, “신고리 3,4호기 중대사고관리지침서 기술배경서”
- 한국수력원자력, “신고리 3,4호기 중대사고 분석보고서”
- 한국수력원자력, “신월성 1,2호기 중대사고관리지침서 기술배경서”
- 일본원자력 연구전문위원회. (2013), “중대사고 평가”, 일본원자력학회, 중대사고평가에 대한 조사연구보고서(중간보고), 2013.

## 논문

- Ahn, K.I., Park, S.H., Kim, H.D., Park, H.S. (2012), “The plant-specific uncertainty analysis for an ex-vessel steam explosion-induced pressure load using a TEXAS-SAUNA coupled system”, *Nuclear Engineering and Design*, 249, 400-412.

- 
- Buerger, M., Buck, M., Pohlner, G., Rahman, S., Kulenovic, R., Fichot, F., Ma, W.M., Miettinen, J., Lindholm, I., Atkhen, K. (2010), "Coolability of particulate beds in severe accidents", *Progress in Nuclear Energy*, 52, 61-75.
  - Corradini, M., Kim, B., & Oh, M. (1988), "Vapor explosions in light water reactors: a review of theory and modeling," *Progress in Nuclear Energy*, 22(1), 1-117.
  - Hidaka, M., Fujii, T., Sakai, T. (2015), "Improvement of molten core-concrete interaction model in debris spreading analysis module with consideration of concrete degradation by heat", *Nuclear Science and Technology*, doi:10.1080/00223131.2015.1096850.
  - Kim, J.H., Min, B.T., Park, I.K., Kim, H.D., Hong, S.W. (2008), "Steam explosion experiments using partially oxidized corium", *Journal of Mechanical Science and Technology*, 22, 2245-2253.
  - Klein-Heßling, W. et al. (2014). "Conclusions on severe accident research priorities", *Annals of Nuclear Energy*, 74, 4-11.
  - Kudinov, P., Karbojian, A., Tran, C.-T., Villanueva, W. (2013), "Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-WO<sub>3</sub> corium simulant melt", *Nuclear Engineering and Design*, 263, 284-295.
  - Kudinov, P., Davydov, M. (2013a), "Development and validation of conservative-mechanistic and best estimate approaches to quantifying mass fractions of agglomerated debris", *Nuclear Engineering and Design*, 262, 452-461.
  - Kudinov, P., Karbojian, A., Tran, C.-T., Villanueva, W. (2013b), "Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-WO<sub>3</sub> corium simulant melt", *Nuclear Engineering and Design*, 263, 284-295.
  - Kwang-Il Ahn, Hyun Sun Park, (2012). "The plant-specific uncertainty analysis for an ex-vessel steam explosion-induced pressure load using a TEXAS-SAUNA coupled system", *Nuclear Engineering and Design*, 249, 400-412.
  - Magallon, D. (2006), "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments", *Nuclear Engineering and Design*, 236, 1998-2009.
  - Magallon, D. (2009), "Status and prospects of resolution of the vapor explosion issue in light water reactors", *Nuclear Engineering and Technology*, 41, 603-616.
  - Moriyama, K., Takagi, S., Muramatsu, K., Nakamura, H., Maruyama, Y. (2006), "Evaluation of containment failure probability by ex-vessel steam explosion in Japanese LWR plants", *Nuclear Science and Technology*, 43(7), 774-784.
  - Moriyama, K., Park, H.S. (2015), "Probability distribution of ex-vessel steam

explosion loads considering influences of water level and trigger timing”, *Nuclear Engineering and Design*, 293, 292-303.

- Moriyama, K., Park, H.S., Hwang, B., Jung, W.H. (2016), Analysis of ex-vessel melt jet breakup and coolability, Part 1: sensitivity on model parameters and accident conditions, *Nuclear Engineering and Design*, doi:10.1016/j.nucengdes.2016.03.029.
- Ujita, H., Satoh, N., Naito, M., Hidaka, M., Shirakawa, N., Yamagishi, M. (1999), “Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project”, *Nuclear Science and Technology*, 36, 1076-1088.

#### 학회

- Costa, A., Pellegrini, M., Mizouchi, H., Suzuki, H., Naitoh, M., Ninokata, H., Ricotti, M.E. (2015), “Validation of the SAMPSON/MCRA code against CORA-18 experiment”, *ICONE-23: 23rd International Conference on Nuclear Engineering*, Chiba, Japan, No.2082.
- Kudinov, P., Grishchenko, D., Konovalenko, A., Karbojian, A., Bechta, S. (2014). “Investigation of steam explosion in stratified melt-coolant configuration”, *The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-10)*, Okinawa, Japan, No.1316.
- Kudinov, P., Grishchenko, D., Konovalenko, A., Karbojian, A. (2015), “Experimental investigation of debris bed agglomeration and particle size distribution using WO<sub>3</sub>-ZrO<sub>2</sub> melt”, *NURETH-16: The 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics*, Chicago, US, pp.8047-8055.
- Naitoh, M. (2015), “중대사고 해석 코드의 개요”, *일본원자력학회*, 계산과학기술부회.
- Naitoh, M., Pellegrini, M., Takahashi, A., Mizouchi, H., Suzuki, H., Okada, H. (2015), “The findings obtained during the OECD/NEA BSAF activity with the employment of the SAMPSON code”, *NURETH-16: the 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics*, Chicago, US, pp.7087-7100.
- Nakamura, H. et al. (2015), "New AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap for LWR Safety Improvement and Development after Fukushima Accident", *NURETH-16: The 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics*, Chicago, US, pp.5353-5366.
- Morita, Y., Mizouchi, H., Pellegrini, M., Suzuki, H., Naitoh, M. (2015), “Accident analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 by SAMPSON severe accident code”, *ICONE-23: 23rd International Conference on Nuclear*

*Engineering*, Chiba, Japan, No.1794.

- Takahashi, A., Pellegrini, M., Mizouchi, H., Suzuki, H., Naitoh, M. (2015), “Simulation analysis on accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 2 by SAMPSON code”, *ICONE-23: 23rd International Conference on Nuclear Engineering*, Chiba, Japan, No.1517.
- Prestigiacomo, A., Costa, A., Ninokata, H., Pellegrini, M., Naitoh, M., Suzuki, H., Okada, H. (2015), “Molten core relocation analysis of CORA-17 and CORA-18 for the SAMPSON/MCRA validation”, *NURETH-16: the 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics*, Chicago, US. pp.5367-5379.

#### 프로젝트

- OECD NEA. (2015-2018), “NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project”, April 2015 to March 2018.