

KNS(R)-001-2022

[공개]

# 중대사고 현안해결 로드맵 보고서

Roadmap for Resolving Issues on the Severe Accident in Nuclear Power Plants  
Operated in Korea

2022. 08

한 국 원 자 력 학 회

# 목 차

요 약 .....	i
그림목차 .....	ii
표 목 차 .....	iii
I. 서론 .....	1
1. 배경 .....	1
2. 국내외 동향 .....	5
2.1. 정책 동향 .....	5
2.2. 연구 동향 .....	6
II. 로드맵 개정 .....	22
1. 개요 .....	22
2. 일차계통 방호 분과 .....	23
3. 격납건물 방호 분과 .....	25
4. 핵분열생성물 거동 분과 .....	31
III. 결 론 .....	37
1. 중점 기술 현안 .....	37
2. 기타 원전 적용 .....	41
2.1. 소형모듈원전 .....	41
2.2. 연구로 .....	43
3. 결 언 .....	45
부록 A. 중대사고 현상해결 로드맵 보고서 - 일차계통 방호분야 .....	46
A.I. 서론 .....	48
1. 배경 및 필요성 .....	48
2. 목적 및 내용 .....	50
A.II. 중대사고 진행특성 및 중대사고 사례 .....	53
1. 사고 경위 .....	53
1.1. 고압 노내 중대사고 경위 .....	53
1.2. 저압 노내 중대사고 경위 .....	54
2. TMI 사고 .....	57
3. 후쿠시마 사고 .....	60
A.III. 일차계통 내 주요 현상 및 평가 .....	65
1. 원자로용기 건전성 상실 .....	65
1.1. 노심 손상 .....	65
1.2. 하부 및 상부헤드 건전성 상실 .....	93

1.3. 운전원 조치 .....	122
2. 일차계통 경계 건전성 상실 .....	129
2.1. 초기 사건으로 인한 RCS 경계 파손 .....	129
2.2. 고온/고압 유발 RCS 경계 파손 .....	135
3. 사용후연료저장조 및 중수로 적용 .....	142
3.1. 사용후연료저장조 (SFP) 냉각 상실 .....	142
3.2. 중수로 적용 .....	148
3.3. 기타 원전 적용 .....	150
<b>A.IV. 향후 연구를 위한 제언 .....</b>	<b>157</b>
<b>A.V. 결 론 .....</b>	<b>159</b>
<b>A.VI. 참고문헌 .....</b>	<b>160</b>
 <b>부록 B. 중대사고 현상해결 로드맵 보고서 - 격납건물 방호분야 .....</b>	 <b>167</b>
<b>B.I. 서론 .....</b>	<b>172</b>
1. 배경 및 필요성 .....	172
2. 목적 및 내용 .....	173
<b>B.II. 격납건물방호 관련 중대사고 현상 해석 .....</b>	<b>175</b>
1. 격납건물방호 관련 중대사고 현상 현황 .....	175
1.1. 격납건물 내 중대사고 진행 .....	175
1.2. 주요현상 개요 및 지식수준 .....	177
2. 격납건물방호 관련 중대사고 해석방법론 현황 .....	190
2.1. 중대사고 안전해석방법론 개요 .....	190
2.2. 중대사고 안전해석코드 현황 .....	192
<b>B.III. 격납건물방호 관련 중대사고 대처 체계 .....</b>	<b>200</b>
1. 완화전략 및 설비 .....	200
1.1. 중대사고 관리전략 .....	200
2. 완화설비 .....	202
2.1. PCCS .....	202
2.2. CFVS .....	203
2.3. PAR 및 점화기 .....	204
2.4. 급속감압설비 .....	206
2.5. 살수(Spray) .....	206
2.6. 원자로공동 침수설비 .....	207
2.7. 코어캐처(Core catcher) .....	208
3. 국내원전 중대사고 대처 및 관리현황 .....	209
3.1. 후쿠시마 후속 조치 이행 .....	209
3.2. 사고관리계획서 개발 .....	211
<b>B.IV. 격납건물 방호 관련 규제현황 .....</b>	<b>213</b>

1. 국내 원자력안전법 .....	213
1.1. 중대사고 정책성명 .....	213
1.2. 원자력안전법 개정 .....	214
1.3. 하위법령 재개정 .....	215
2. 해외 격납건물 중대사고 규제 .....	217
2.1. 미국 .....	217
2.2. 일본 .....	217
2.3. 유럽 .....	218
2.4. 국제협약 .....	218
<b>B.V. 중대사고 시 격납건물 방호이슈 및 중요도 .....</b>	<b>220</b>
1. 격납건물 벽체, 격실 및 돔 방호 .....	220
1.1. 격납건물 고온과압 .....	220
1.2. 노심용융물 고압분출 및 격납건물 직접가열(HPME/DCH) .....	226
1.3. 가연성 기체 연소 또는 폭발 .....	234
1.4. 노심용융물-냉각수 반응(FCI) .....	243
1.5. 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI) .....	251
2. 격납건물 바닥 방호 .....	261
2.1. 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI) .....	261
2.2. 노심용융물-냉각수 반응(FCI) .....	265
<b>B.VI. 향후 관련 연구를 위한 제언 .....</b>	<b>269</b>
1. 지식수준 및 중요도 기반 Ranking .....	269
1.1. PIRT 구성 .....	269
2. Ranking 기반 우선중점과제 및 로드맵 .....	275
2.1. 우선과제도출 제안 .....	275
2.2. 로드맵 .....	278
<b>B.VII. 결론 .....</b>	<b>286</b>
<b>B.VIII. 참고문헌 .....</b>	<b>289</b>
 <b>부록 C. 중대사고 현상해결 로드맵 보고서 - 핵분열생성물 거동 분야 .....</b>	<b>295</b>
<b>C.I. 서론 .....</b>	<b>297</b>
1. 배경 및 필요성 .....	297
2. 연구 환경 변화 .....	298
3. 목적 및 내용 .....	300
<b>C.II. 중대사고시 핵분열생성물 거동 .....</b>	<b>302</b>
1. 핵분열생성물 방출 .....	302
1.1. 원자로심 내 핵분열생성물의 생성 및 중요 핵분열생성물의 선정 .....	302
1.2. 원자로냉각재계통 내부로의 방출 .....	303
1.3. 격납건물 내부로의 방출 .....	306

1.4. 환경으로의 방출 .....	317
2. 핵분열생성물 거동 .....	324
2.1. 에어로졸 거동 .....	324
2.2. 휘발성 핵종의 거동 .....	345
3. 완화설비 및 전략 .....	356
3.1. 살수계통 .....	356
3.2. 격납건물 우회사고 완화 전략 .....	359
3.3. 기타완화설비(여과배기계통) .....	362
<b>C.III. 참조 선원항 및 평가기준 .....</b>	<b>365</b>
1. 국내 선원항 적용현황 .....	365
2. TID-14844 .....	366
3. NUREG-1465 .....	367
3.1. 사고전개과정의 산정 및 핵분열생성물 방출시간 .....	368
3.2. 핵분열생성물의 조성 및 규모 .....	369
3.3. 화학적 형태 .....	369
3.4. 여유도 및 불확실성 .....	370
3.5. PHEBUS-FP 실험 결과와 NUREG-1465의 비교 .....	371
3.6. 미국의 NUREG-1465 보완 평가 .....	372
4. 프랑스 참조 선원항 .....	373
5. 소외 방출 허용기준 .....	375
<b>C.IV. 향후 연구를 위한 제언 .....</b>	<b>378</b>
<b>C.V. 결론 .....</b>	<b>392</b>
<b>C.VI. 참고문헌 .....</b>	<b>393</b>

※ 본 간행물은 한국원자력학회 중대사고 현안해결 로드맵 작성 특별위원회 보고서의  
일환으로 발행되었습니다.

검토인 : 류용호, 송진호, 김한철, 김환열, 김상백, 송용만

편집인 : 김균태

(작성자) 강준영, 김동하, 김병조, 김상호, 김성중, 김성일,  
김용수, 김종태, 김태형, 김형태, 나영수, 박동민,  
박래준, 박재환, 박진성, 박창환, 박현선, 박형기,  
방광현, 배준호, 서미로, 손동건, 송용만, 신상우,  
신태형, 안광일, 안상모, 연제원, 윤종일, 이두용,  
이연건, 이윤희, 이준엽, 임국희, 정범진, 정용훈,  
정재훈, 조성민, 조용진, 조창석, 최유정, 하광순,  
홍성완

## 요 약

중대사고 시 원전 안전성 향상을 위한 연구개발 과제의 도출을 위해 일차계통 방호분과, 격납건물 방호분과, 핵분열생성물 거동분과로 나누어 각 중대사고 현상별 지식수준 및 중요도를 평가하였다.

일차계통 방호분과는 노심손상으로 인한 원자로용기 하부 및 상부헤드 건전성 상실, ISLOCA, SGTR, PORV, 배관파손 등으로 인한 일차계통 파손 현상을 다루었다. 격납건물 방호분과는 격납건물 고온과압, 노심용융용물 고압분출 및 직접가열, 가연성기체 연소폭발, 노심용융물-냉각수 반응, 노심용융물-콘크리트 반응 등 격납건물의 건전성에 영향을 미치는 격납건물 내 중대사고 현상에 대해 다루었다. 핵분열생성물 거동분과에서는 원자로심 내 핵분열생성물 생성과 에어로졸 및 휘발성 핵분열생성물의 거동, 원자로 냉각재 계통 내부로의 방출, 격납건물 내부로의 방출, 환경으로의 방출, 살수계통 등 핵분열생성물 완화설비 및 관련 전략, 참조 선원항 및 평가기준 등에 대해 다루었다.

2016년 이후 중대사고 관련 연구개발 결과를 정리하고, 이를 바탕으로 2016년 평가한 지식수준을 상, 중, 하로 재평가하였다. 각 중대사고 현상별로 정확한 예측모델이 확보되었거나, 검증 데이터가 충분한 경우에는 지식수준을 ‘상’으로, 실험데이터나 예측모델이 부족한 경우는 지식수준을 ‘하’로 평가하였다.

관련 현상의 중요도에 대해서도 상, 중, 하로 재평가하였다. 각 중대사고 현상 별로 원자로용기 건전성, 원자로 건물 건전성, 격납건물 내 방사선원항에 영향을 미치는 정도와 가용한 사고관리 전략 및 대응설비의 효과를 고려하여 중요도를 평가하였다.

# 그림 목 차

그림 1. 중대사고시 발생하는 다양한 현상들 .....	2
그림 2. OECD/NEA 국제공동연구현황(WGAMA, 2021) .....	7



## 표 목 차

표 1. 특별위원회 분과 및 운영위원 구성 .....	4
표 2. 결정론적 안전기준 및 확률론적 안전목표치 .....	6
표 3. 2016년 도출된 중점 기술현안 종합 .....	9
표 4. 2016년 이후 국내 중대사고 연구수행 내역 .....	10
표 5. 일차계통 방호 분과 PIRT 결과 .....	24
표 6. 격납건물 방호분과 PIRT 결과 .....	27
표 7. 핵분열생성물 거동분과 PIRT 결과 .....	33
표 8. 중점 현안 기술 종합 .....	39

# I. 서론

## 1. 배경

2011년 3월 일본 후쿠시마 원전에서 자연재해로 인해 여러 개의 원자로에서 동시에 사고가 발생하였다. 지진과 해일로 인해 전력이 상실되었고, 이로 인해 다양한 제어계통과 안전계통이 작동하지 못하여 중대사고로 이어지게 되었다. 핵연료의 붕괴열이 제거되지 못하여 노심이 용융되었고, 원자로용기가 손상되었으며, 격납기능이 상실되었다. 격납기능의 손상에 의해 다량의 방사성 물질이 환경으로 방출되었다. 이 사고는 기술적인 측면에서 기존의 원전에 중대사고 대응 방안으로 구비된 대처설비와 사고관리 전략이 예상치 못한 중대사고가 발생하는 경우 효과적이지 않을 수 있으며, 사고 복구를 위한 기술적 결정이 어려울 수 있다는 것을 시사하고 있다.

따라서 국내 가동 중 원전 및 신규 건설 원전에 대해서도 어떠한 경우의 중대사고가 발생하였을 때라도, 적절하게 대응할 수 있는 대처기술의 수립이 국가적으로 시급한 과제라고 할 수 있겠다. 국제적으로도 가동 중 원자로, 신형 원자로에 대해 중대사고 대처능력을 강화하려는 연구가 활발히 진행 중이다. 중대사고 대처 기술의 확보 여부는 향후 원자력 발전을 지속적으로 채택할 수 있느냐를 결정지을 시금석이 될 것이므로, 이 기술 개발의 경제적 사회적 영향은 수치로 표현할 수 없을 만큼 지대하다.

중대사고 현상은 노심 용융, 그로 인한 원자로 파손, 격납건물로의 노심용융물 고압 분출, 노심용융물과 콘크리트 반응, 핵연료 피복재 산화에 의한 수소 발생 및 연이은 수소 연소, 노심용융물과 냉각수 반응에 의한 증기 폭발, 노외 노심 용융물의 냉각 성능, 노심으로 부터의 핵분열생성물 방출, 원자로 및 격납건물 내의 핵분열생성물 이송, 격납건물 손상에 의한 핵분열생성물 환경 방출 등 다양한 물리적 현상을 동반할 수 있다. 이런 현상을 이해하기 위해서는 열수력뿐만 아니라, 수소 연소, 핵분열생성물의 물리 화학적 거동, 노심 용융물, 금속 및 콘크리트의 재료 특성 등 다양한 분야의 지식이 요구된다. 그림 1에는 위에 언급된 중대사고시 발생하는 다양한 현상이 도시되어 있다.

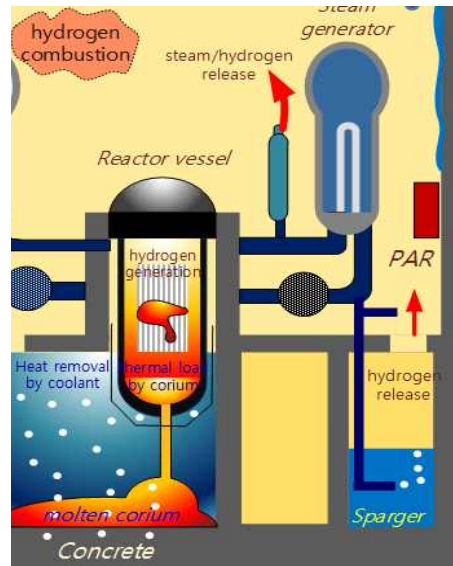


그림 1. 중대사고 시 발생 가능한 다양한 현상들

설계기준 사고의 경우 안전성과 관련된 핵심 현상들에 대한 지식의 정도, 해석 모델의 정확성이 상당한 수준에 도달해서 핵연료 손상, 원자로 압력 등에 대한 구체적인 목표 달성 여부가 객관적으로 확인이 가능하다. 하지만 중대사고의 경우에는 그 현상의 복잡성으로 인해 중대사고 현상에 대한 이해가 부족하며, 따라서 중대사고 예측 모델도 불확실성을 가지고 있다. 다양한 중대사고 현상에 대한 정확한 이해와 예측을 위한 해석 모델의 개발은 최적의 중대사고 대처방안 수립을 위해 시급한 과제라고 할 수 있다.

유럽은 후쿠시마 원전 사고 이전인 2000년대 초반에 이미 SARP (Severe Accident Research Priority)<sup>1)</sup> 라는 중대사고 현상 규명 및 대처 설비 개발을 위한 연구개발 로드맵을 개발하였다. 일본은 후쿠시마 사고 이후 일본의 원자력 학회 중심으로 중대사고 대처 체계 구축을 위한 연구 로드맵을 개발하였다<sup>2)</sup>.

1) D. Magallon, A. Mailliat, J.-M. Seiler, K. Atkhen, H. Sjövall, S. Dickinson, J. Jakab, L. Meyer, M. Buerger, K. Trambauer, L. Fickert, B. Raj Sehgal, Z. Hozer, J. Bagues, F. Martin-Fuentes, R. Zeyen, A. Annunziato, M. El-Shanawany, S. Guentay, C. Tinkler, B. Turland, L.E. Herranz Puebla, European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE), Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309-346

2) Shoichi Suehiro, Jun Sugimoto, Akihide Hidaka, Hidetoshi Okada, Shinya Mizokami, Koji Okamoto, Development of the source term PIRT based on findings during Fukushima Daiichi NPPs accident, Nuclear Engineering and Design 286 (2015) 163-174

우리나라에서도 후쿠시마 원전사고 이후 한국원자력학회의 원자로 열수력 및 안전 연구 부회와 중대사고 연구회 회원들 사이에서 중대사고 현안해결 로드맵의 필요성에 대한 공감대가 형성되었으며, 이러한 로드맵을 바탕으로 국내 중대사고 규제기술 개발(규제기관), 국내 원전 중대사고 대처능력 향상기술 개발(산업계), 국제 수준의 중대사고 진행 예측 및 대응방안 개발(학계 및 연구계)을 각 기관의 역할에 맞추어 체계적으로 수행하는 것이 바람직하다는 의견이 수렴되었다. 국가 차원의 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성”은 규제 및 산학연 각 고유 분야에서의 필요성이 반영되는 동시에 객관성을 가지는 것이 바람직하므로, 한국원자력학회의 특별위원회 형태로 추진하는 것이 2015년 4월 결정되었다. 이에 따라 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 핵분열생성물 거동 등 세 분과로 나누어져 전문성에 입각해 규제기관과 산학연의 전문가들이 참여하면서 주로 각 분과를 중심으로 활동하여 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 보고서”<sup>3)</sup>를 2016년 8월 발간하였다.

2021년 8월 한국원자력학회는 2016년 작성한 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서”를 토대로 그동안의 연구성과와 동향을 정리하여 반영하고 향후 전망과 제안을 제시하기 위한 “중대사고 현안해결 로드맵 작성 특별위원회”를 구성하고 2021년 9월 그 활동을 시작하였다. “중대사고 현안해결 로드맵 작성 특별위원회”는 표 1과 같이 2016년과 유사하게 일차계통 거동 분과, 격납건물 거동 분과, 그리고 핵분열생성물 거동 분과를 구성하여 2016년 이후의 연구개발 현황 및 결과를 정리하고, 2016년 작성한 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서”를 개정하였으며, 현 시점에서 중대사고 현안 및 해결을 위한 연구과제를 제안하였다.

---

3) 중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 작성 특별위원회, “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서”, 한국원자력학회, 2016. 8

표 1. 특별위원회 분과 및 운영위원 구성

구분	구성	운영 위원
총괄	5명	김군태(한국원자력안전기술원: 위원장), 하광순(한국원자력연구원: 총괄간사), 이윤희(한국원자력안전기술원: 간사), 류용호(KANT: 고문), 송진호(한국원자력연구원: 고문)
일차계통 방호분과	18명	배준호(한국원자력연구원: 분과장), 임국희(한국원자력안전기술원: 간사), 강준영(한국원자력안전기술원), 김동하(한국원자력연구원), 김병조(한국전력기술), 김상백(한국원자력연구원), 김상호(한국원자력연구원), 김성일(한국원자력연구원), 박래준(한국원자력연구원), 박재환(한국수력원자력중앙연구원), 손동건(한국원자력연구원), 안광일(한국원자력연구원), 안상모(한국원자력연구원), 이윤희(한국원자력안전기술원), 정범진(경희대학교), 정용훈(한국과학기술원), 조용진(한국원자력안전기술원), 최유정(한국수력원자력중앙연구원)
격납건물 방호분과	21명	김성중(한양대학교: 분과장), 나영수(한국원자력연구원: 간사), 김병조(한국전력기술), 김응수(서울대학교), 김종태(한국원자력연구원), 김형대(경희대학교), 박동민(한국전력기술), 박래준(한국원자력연구원), 박진성(한국원자력안전기술원), 박창환(미래와도전), 박현선(서울대학교), 방광현(한국해양대학교), 신태영(한수원 중앙연구원), 신상우(한국전력기술), 안상모(한국원자력연구원), 이연건(제주대학교), 정용훈(한국과학기술원), 정재훈(한국원자력연구원), 조성민(한국전력기술), 최유정(한수원 중앙연구원), 홍성완(한국원자력연구원)
핵분열 생성물 거동분과	12명	윤종일(한국과학기술원: 분과장), 김성일(한국원자력연구원: 간사), 김태형(한국원자력연구원), 박병기(순천향대학교) 서미로(한국수력원자력중앙연구원), 송용만(한국원자력연구원) 연제원(한국원자력연구원), 이두용(주식회사미래와도전) 이윤희(한국원자력안전기술원), 이준엽(부산대학교) 조창석(한전원자력연료주식회사), 하광순(한국원자력연구원)

## 2. 국내외 동향

### 2.1. 정책 동향

국제사회는 원전 중대사고에 대한 대처능력을 강화하기 위한 노력을 경주하고 있다. IAEA는 2011년 이후 외부재해를 포함하는 설계기준초과사고에 대한 대응능력을 설계단계부터 고려하여야 한다는 개념을 채택하였다. 이를 강화설계조건 (DEC, Design Extension Condition)으로 구분하고, 안전관련 문서를 전면 개정하면서 이러한 내용을 반영하였다. 유럽에서는 EU 집행위원회 명령인 2009/71/Euratom<sup>4)</sup>을 2014년 개정<sup>5)</sup>하여 중대사고에 대비한 안전목표를 명시적으로 규정하였다. 이러한 움직임을 바탕으로 국제원자력안전협약 (Convention on Nuclear Safety)는 2015.2.9. 「원자력안전에 관한 비엔나선언<sup>6)</sup>」을 채택하였는데, 중대사고시에도 대량의 방사성물질 방출 가능성을 제거하여야 한다는 것을 국제사회가 추구하여야 할 공동의 안전목표로 선언한 것이다.

최근 EU 집행위원회는 원자력발전 및 천연가스를 Green Taxonomy에 포함하는 내용의 개정안<sup>7)</sup>을 승인하였으며, 각국 언어로 번역되는 대로 공식 채택될 것이라고 발표하였다. 원자력발전의 경우 Taxonomy에 포함되기 위한 조건 중의 하나로 2009/71/Euratom의 안전목표를 충족하는 것으로 규정하고 있는데, 중대사고를 포함하는 DEC 조건에서도 방사성 물질의 조기방출 및 대량방출을 방지할 수 있도록 설계되어야 한다는 것을 의미한다. 따라서 향후 원전을 건설·운영하기 위해서는 중대사고를 예방하고 결과를 완화하기 위한 대처설계 방안을 마련하여야 하며, 이를 위해서는 중대사고와 관련된 다양한 현상에 대한 이해가 필수적이다.

우리나라에서는 2001년 8월, 제17차 원자력안전위원회에서 『원자력발전소 중대사고 정책』이 의결되었고, 이후 현재까지 국내 중대사고 및 PSA 안전규제의 근거로 활용되어 왔다. 후쿠시마 원전사고 이후 중대사고 법제화에 대한 논의가 진행되었고, 2015년 2월 24일 국회는 원자력안전법 개정안을 의결하여 중대사고가 법제화되었고 정부는 이를 2015년 6월 22일 공포하였다. 2017년 12월 시행된 원자력안전법<sup>8)</sup>의 주요 개정내용은 (1) 사고관리에 대한 정의규정을 통해 기존의 설계기준 사고관리에 추가하여 중대사고 시 사고관리를 포함하도록 규정하여 (2) 운영허가 신청서 첨부서류에 운전에 관한 사고관리계획서를 추가하고, 원자력

4) EU COUNCIL DIRECTIVE 2009/71/EURATOM of 25 June 2009 establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

5) 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.

6) INFCIR/872 (18 Feb. 2015), Vienna Declaration on Nuclear Safety.

7) COMMISSION DELEGATED REGULATION (EU) of 9.3.2022, amending Delegated Regulation (EU) 2021/2139 as regards economic activities in certain energy sectors and Delegated Regulation (EU) 2021/2178 as regards specific public disclosures for those economic activities.

8) “사고관리 범위 및 사고관리능력 평가의 세부기준에 관한 규정”, 원자력안전위원회고시 제2017-34호, 2017.12.26.시행

안전위원회가 이 서류에 대한 허가기준을 마련하도록 함을 들 수 있다.

구체적인 안전목표로 중대사고 예방단계에서는 핵연료의 현저한 손상방지와 격납건물의 건전성 유지를 요구하고 있고, 중대사고가 발생한 이후의 완화단계에서는 격납건물의 기능 유지를 요구하고 있다. 안전목표의 달성 여부를 정량적으로 확인하기 위한 성능 목표는 표 1.2.1과 같다. 표 2에서 보는 것처럼 소외 방사선 방출량을 구체적으로 제한치를 명시함으로써 중대사고시 방사성 물질 방출로 인한 개인의 건강 및 환경오염을 최소화하고자 하였다.

표 2. 결정론적 안전기준 및 확률론적 안전목표치

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

개정된 원자력안전법 시행에 따라 한국수력원자력(주)은 가동 중 모든 원전에 대해 사고 관리계획서를 규제기관에 제출하였으며, 2022년 8월 현재 심사가 진행중에 있다.

## 2.2. 연구 동향

중대사고 연구는 현상의 다양성과 실증의 어려움 등으로 인해 국제사회가 각국의 인프라를 모아 공동으로 특정 현상을 규명하기 위한 연구를 진행해왔다. 대표적으로 OECD/NEA/CSNI(Committee on the Safety of Nuclear Installations) 산하 WGAMA(Working Group on Analysis and Management of Accidents) 를 중심으로 다양한 국제공동연구가 진행되어왔다.

후쿠시마 원전사고 이전에는 주로 중대사고 시 노심용융물 거동(PHEBUS, MASCA), 격납 건물 내 수소 거동, 증기폭발(THAI, SERENA), 핵분열생성물 생성(BIP, STEM) 등에 관한 연구들이 진행되었다. 특히 실제 코를을 이용하는 중대사고 실증 실험 시설인 TROI<sup>9)</sup>가 한국원자력연구원에 구축되어 2007년 - 2012년 동안 수행된 SERENA 증기 폭발 국제 공동 연구의 주

9) Song JH, Park IK, Shin YS, Kim JH, Hong SW, Min BT, Kim HD. Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture. Nuclear Engineering and Design 2003 222: 1-15.

관기관으로서 연구를 수행한 바 있다.

후쿠시마 원전사고 이후 각국에서 사용하고 있는 중대사고 종합해석 코드의 후쿠시마 원전사고의 진행 과정 예측능력을 평가(BSAF, ARC-F, FACE)하고, 후쿠시마 원전 해체를 위한 용융물 정보를 예측(PreADES, TCOFF)하기 위한 연구들이 진행되고 있다. 또한 중대사고 후기에 격납건물 내 수소, 방사성물질, 용융물 침식 등에 관한 현상 규명을 위한 연구들 (THEMIS, ROSAU, ESTER)이 수행되고 있다. 현재 진행중인 중대사고 연구에 관한 OECD/NEA 국제공동연구를 그림 2에 정리하였다.

그림 2. OECD/NEA 국제공동연구현황(WGAMA, 2021)



국내 중대사고 연구는 과학기술부 주관 원자력 중장기 과제를 통해 1997년부터 지속적으로 수행되어왔다. 중대사고 분야가 아주 넓고 또 실증 실험을 위해서는 막대한 재원이 필요하기 때문에 초기에는 외국의 기술이나 코드를 도입하여 활용하는 수준이었다. 중대사고 대처에 대한 규제가 법제화되어 있지 않았기 때문에 적극적인 연구 개발이 동력을 얻기 어려웠으며, 특히 일본과 미국을 중심으로 한 중대사고 연구 종결 노력의 영향으로 2007년부터 시작된 4차 중장기 계획에서는 중대사고 연구가 대폭 축소되었다. 그 영향으로 대학 및 연구기관의 중대사고 연구 인프라가 축소되었다.

APR1400의 UAE 수출과 연이은 해외 시장 원전 수출 노력의 일환으로 APR1400에 대한 중대사고 대처 설비 개발 노력, 해외 원전 수출을 위한 중대사고 해석 기술 자립 노력 등이 산업체를 중심으로 강화되었다. 이에 따라 유럽 수출형 원전에 적용되는 노외 노심용융물 냉각설비(Ex-vessel Core Catcher)를 설계하고, 검증하였다. 또한 정부주도(산업부) 산업기술혁신사업 ‘중대사고 종합해석코드 개발’ 과제(2011~2017년), ‘중대사고 관리역량 강화를 위한 고유 전산코드 인증 및 표준화’ 과제(2019~2023년)의 일환으로 한수원 주관의 국산 중대사고 종합해석코드인 CINEMA가 개발되었으며, 현재 인허가를 획득하기 위한 개선작업이 산업부 지원과제로 수행되고 있다. 중대사고의 전 사고 과정, 즉, 정상 운전, 노심 가열, 노심 용융, 노심 재배치, 원자로용기 파손, 노심용융물 방출, 노심용융물과 콘크리트 반응, 원자로 건물 가압, 원자로건물 파손까지 모든 과정을 전체적으로 분석할 수 있는 중대사고 종합 해석코드(CINEMA) 개발로 그동안 산재적으로 개발되어 있던 중대사고 연구 결과를 집대성할 수 있는 플랫폼이 마련되었다.

2011년 후쿠시마 원전 사고 이후에는 정부 주도 중장기 과제에서도 중대사고 연구를 강화하려는 움직임이 일어났다. 2015년 중대사고 법제화가 추진되면서 가동 원전 및 신규 원전의 중대사고 규제를 위한 기술기반 확보 및 중대사고 대처능력 향상 방안 도출에 관련된 원천기술 개발 등이 적기에 이루어질 필요에 대해 공감대가 형성되었다. 이에 따라 한국원자력학회 내 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성 특별위원회”가 구성되었다. 특별위원회는 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 핵분열생성물 거동 등 세 분과로 나누어져 전문성에 입각해 규제기관과 산학연의 전문가들이 참여하면서 주로 각 분과를 중심으로 활동하여 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 보고서”를 2016년 8월 발간한 바 있다.

2016년 구성된 특별위원회에서는 중대사고 주요 현상에 대한 PIRT를 작성하고 중대사고 규제기술 구축, 가동 및 건설 원전의 원전 중대사고 대처능력 향상, 중대사고 진행 예측 및 대응을 위한 원천 기술 확보 측면에서 우선순위가 높은 과제를 도출하고자 하였다. 이러한 활동은 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 핵분열생성물 거동 등 3개 분

과로 나누어 수행되었다. 각 분과의 PIRT에서는 필요한 연구 항목 선정에 위해 평가 항목 중에 지식수준 및 중요도를 추가하였고, 특히 중요도는 사고대응과의 밀접성을 기준으로 상, 중, 하로 구분하였다. 이에 따라 각 분과별로 표 3과 같이 연구가 필요한 주요기술 현안을 도출하였다.

표 3. 2016년 도출된 중점 기술현안 종합

연구분야	중점 기술현안	연구기간		
		단기 (3년)	중기 (5년)	장기 (10년)
일차계통 방호	원자로용기 하부반구에서의 용융물 냉각성능 평가		○	
	일차계통 내에서의 고온고압 수증기로 인해 발생 할 수 있는 증기발생기 세관 파손		○	
격납건물 방호	여과배기 사고관리 전략		○	
	피동축매결합기(PAR)를 포함한 수소제어계통의 성능 평가 실험 및 해석 검증		○	
	용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향		○	
	복합형상 체계에서의 증기폭발 전파 모델		○	
	장기 냉각으로 연계 시 용융물 파편화 현상		○	
	파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정 및 파편 잔해층 열전달 모델		○	
	증기폭발방지 및 용융물 냉각을 위한 대처설비 기술개발		○	
	충수공동에서의 다공성 노심용융물 냉각성			○
	국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고 관리 방안			○
핵분열생성물 거동	노심 구조물 손상 및 에어로졸 등 물질 방출 모델 개선		○	
	산화조건에서 핵연료로부터 Ru 에어로졸 방출 거동		○	
	원자로냉각재계통으로부터 격납건물로의 Cs, I 방출모델		○	
	에어로졸의 형성, 성장, 침착 현상		○	
	격납건물 내 아이오딘 핵종 이동 및 유기아이오딘 형성		○	
	MCCI Pool로부터 에어로졸 방출		○	
	Pool Scrubbing 효과	○		
	격납건물여과배기계통(CFVS) 실험과 모델링		○	
	사고경위들을 포괄하는 선원항 결정		○	

한국원자력학회에서 2021년 구성한 본 “중대사고 현안해결 로드맵 작성 특별위원회”에서는 2016년 도출한 중점 기술현안별로 그동안의 국내 연구현황을 표 4에 정리하였다. 이를 바탕으로 분석하여 기존 로드맵의 지식수준을 재평가하였다.

표 4. 2016년 이후 국내 중대사고 연구수행 내역

연구 분야	중점 기술 분야	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용 대상 원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술성 단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
일차통호 계통방호	원자로 용기 하부반구 에서 용융물 냉각 성능 평가	중대사고 관리역량 강화를 위한 고유 전산코드 인증 및 표준화	KETEP	2019.05- 2023.04	<ul style="list-style-type: none"> <li>CINEMA 코드 개선 (원자로용기 파손 해석 모듈 개선, 용융물 방출 및 방출부 ablation 모델 적용 등)</li> <li>OPR1000원전에 대한 사고시나리오 해석 및 TR작성</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CINEMA v1.5 (2020. 12.)</li> <li>CINEMA v2.0 (2022. 12.)</li> </ul>	OPR1000	6→8	완성	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 해석코드 인허가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>helical 증기발생기 모델 등 SMR 적용을 위한 모델이 개발된 바 있음 (SMART해석용 코드개발 과제를 통해).</li> </ul>
		노내역류(IVR) 사고 전략 유효성 평가를 위한 고난류 노심용융물풀 고정밀 전산 해석	한수원	2020.04- 2022.03	<ul style="list-style-type: none"> <li>산화층 해석 플랫폼 구축 (LES, RANS)</li> <li>산화층 고정밀해석 데이터베이스 생성</li> <li>AI/DL 기반활용 난류모델 고도화</li> <li>수치해석결과 기반 산화층상관식 개발 및 이를 활용한 IVR 종합 평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>진행중</li> </ul>	WH, FR, OPR1000, APR1400		보통		
		외벽냉각 및 코어캐처 열전달 및 임계열유속 최적평가 기술 개발(2021년 도)	KOFONS	2020.04.- 2022.12.	<ul style="list-style-type: none"> <li>외벽냉각 및 코어캐처 열전달 및 임계열유속 기술 개발</li> <li>최적형상 시뮬레이션 DB</li> <li>하향형상 생산</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>경사각, 유속 및 각도, 임계열유속 평가 및 임계열유속 조건 관찰</li> </ul>	APR1400	1→4	보통	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로 하부 플레넘의 단부(경사각 0도)의 구조 및 냉각수 유동 특성을 반영한 열유속 측정 실험</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>노심용융 시뮬레이션 원자로 축소된 열유속 대안 유속 발생지점에 대한 임계열유속 평가 필요</li> </ul>
		중대형 원전 노내외 냉각성능 및 불확실도 평가기술 개발	NRF	2017.03- 2021.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대형 원전 용융노심 3층 성층화시 노내외역류(IVR) 실험</li> <li>원자로 외벽냉각(ERVC) CHF 모사 실험</li> <li>전산유체역학 코드를 이용한 노외냉각성능 해석</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2D 및 3D, 2층 및 3층 용융물 노심용융물 열전달 상관식 및 Debris 형성에 따른 IVR효과</li> <li>원자로 외벽냉각성능 및 CHF 현상론</li> </ul>	APR1400				

연구 분야	중점 기술현안	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용상원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
		중대사고 현안 평가 모델 규제검증연구	KoFONS	2021.02.-2026.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로용기 하부헤드 열하중 경계조건 모델 평가, 개선 및 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>진행중</li> </ul>	전원전 (중수로 제외)				
	원자로 용기 하부헤드 파손	중대사고 현안 평가 모델 규제검증연구	KoFONS	2021.02.-2026.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로용기 하부헤드 전역적 및 국부적(관통부 포함) 파손 모델 평가, 개선 및 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>진행중</li> </ul>					
	일차계통 고수압로 내온증기 발생기 세관 파손	원전격납건물 우회사고 대처기술개발	KETEP	2017.12-2022.11	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 평가 도구 개발</li> <li>SGTR 사고 시 방사성물질방출저감 대처설비개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 평가 코드</li> <li>SGTR 사고 시 방사성물질방출저감 대처설비 특허</li> </ul>	OPR1000, APR1400	3→7	완성	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질방출저감 기술 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>증기발생기 구조 변경에 따른 방사성물질 거동 평가 필요</li> </ul>
		중대사고 진행예측 및 방사성물질 방출 저감기술 개발(중대사고 기인 증기발생기 세관파단사고 평가기술 개발)	NRF	2017.03-2021.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 평가 및 증기발생기 내 에어로졸 제염성능 시험 데이터</li> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 평가 및 증기발생기 내 에어로졸 제염성능시험 데이터</li> <li>고속수조 제염실험 데이터 및 모델링</li> <li>수조제염코드 개발: PIAERO</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 소외 방사성물질 방출량 평가</li> <li>SGTR 사고 발생시점 및 하부반구 파손 시점 평가</li> <li>사고관리전략 적용효과 검토 및 사고관리 전략개선안 도출</li> <li>OPR1000 원전 RCS 내 자연순환 해석 및 주요유동 변수도출</li> </ul>	OPR1000		초기	<ul style="list-style-type: none"> <li>세관파단시 방출되는 물질 거동 해석 및 저감 기술 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>일차계통 구조 변경에 의한 동 자연순환 유동 특성 파악 및 SGTR 발생 시점 평가</li> </ul>

연구 분야	중점 기술연안	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용대상 원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
		중대사고시 노심용융물 노외 냉각 성능, 재임계 가능성 및 격납건물 내물재거동평가기술 개발	KoFONS	2021.01-2022.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>고압 중대사고 시 자연순환 현상 모델링 및 안전성 평가 방법론 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>원전 별 3차원 자연순환 특성</li> <li>국내형 원전 중대사고 시 파손 평가체계 구축</li> </ul>	전 원전 (중수로 제외)				
	기타 (SMR 적용)	혁신형 SMR 요소기술개발 PSA/중대사고 해석	한수원 수탁	2021.07-2024.06	<ul style="list-style-type: none"> <li>혁신형 SMR 중대사고 경위 예비 평가</li> <li>혁신형 SMR 핵분열 생성물 예비 평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>혁신형 SMR 중대사고 경위 예비 평가</li> <li>혁신형 SMR 핵분열 생성물 예비 평가 결과</li> </ul>	혁신형 SMR	2→4	초기	<ul style="list-style-type: none"> <li>혁신형 SMR 고중대사고해석 및 성능 평가 능력</li> <li>혁신형 SMR 고중대사고해석 및 성능 평가 능력</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>격납건물(격납용기) 구조 및 외부 조건(Reactor Pool) 변경에 따른 열수력 및 방사성물질 거동 평가 필요</li> </ul>
	기타 (노내 재임계 발생)	중대사고시 노심용융물 노외 냉각 성능, 재임계 가능성 및 격납건물 내물재거동평가기술 개발	KoFONS	2021.01-2022.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 초기 손상 노심의 재임계 가능성 확인</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 초기 손상 노심 미임계 붕산능도</li> </ul>	전 원전 (중수로 제외)				
격납건물 관리	여과배기 사고관리 전략										
	피동 촉매 결합기 (PAR)를 포함한 수소제어	중대사고시 수소폭발에 대한 건물 안전성평가 및 개선사항	한수원	2016.11-2020.06	<ul style="list-style-type: none"> <li>수소 위험평가 대상원전 선정</li> <li>중대사고시 격납건물 및 인접 건물 수소연소 전산</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>수소 위험평가 결과</li> <li>수소 위험도 분석 결과</li> <li>격납건물 및 인접 건물</li> </ul>	WH		보통		

연구 분야	중점 기술 분야	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용대상	TRL 수준 (시작→종료)	기술단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	계통의 성능평가 및 성실검증				<ul style="list-style-type: none"> <li>해석 대건물 및 인접 건물 수소연소 실험</li> </ul>	3차원 수소연소 해석 • 보고건물 수소연소 실험 등					
		중대사고 현안 평가 모델 검증 연구	KoFONS	2021.02.-2023.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 시 건물 내 수소 위험도 평가 방법론 개발, 모델 평가, 개선 및 개발</li> <li>3차원 수소 분포 독립모델 개발</li> </ul>	• 3차원 수소 분포 독립모델	전원전 (중수로 제외)				
		격납건물 수소 제어 전략 사고 평가 기술 개발	NRF	5년	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 모의 격납건물 내 수소 거동/제어 실험</li> <li>다차원 수소 거동/제어 실험 코드 개발 및 검증</li> <li>다차원/중합해석 코드 연계 격납건물 관리 수소 제어 사고 관리 평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>다양한 열수력 조건에서의 PAR 수소 제어 특성 평가 실험 DB(살수 팬쿨러, 열침원 등)</li> <li>3차원 격납건물 수소 분포, 연소, 폭발원인 분석</li> <li>다차원/중합해석 코드 연계 격납건물 수소 제어 사고 관리 평가</li> </ul>	가동원전	2→4	보통	<ul style="list-style-type: none"> <li>MCCI 현상 반영한 가동원전 기체상 세해석 기술 개발</li> <li>국산 PAR의 자연발화, CO제거 특성 실험 및 모델 개발</li> <li>국내 가동 PAR에 자연발화 시 분영향 평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로 격납건물, 격납건물 내 연계 및 상세 구조 하중 제어</li> </ul>
	용융물재료를 따라 산화반응이 발생하여 냉각 영향										

연구 분야	중점 기술현안	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용대상	TRL 수준 (시작→종료)	기술단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	복합형에서 증기폭발 기파 모델	증기폭발 리스크 평가를 위한 열수조해석모델 선진 개발	KoFONS	2018.04-2020.12	• TRACER-II 증기폭발 해석 코드 선진화 • 노외 증기폭발에 동등한 원자로 동적 거동 주배관 동적 해석개발	• TRACER-II 코드 4-Fluid 연립모델 구축 • ANSYS 이용 원자로 동적 거동 모 델 개발	PWR		완성	• 3차원 증기폭발 코드 개발	• SMR 적용 가능
		3차원 증기폭발드 해석코드 개발	KoFONS	2021.04-2023.12	• 3차원 증기폭발 해석 코드 개발 • 3차원 해석모델 검증용 실험	• 3차원 증기폭발 해석 코드 TRACER-3D • 제트분열 해석 3차원 해석 검증용 실험데이터	PWR		완성		• SMR 적용 가능
	장기로 시뮬레이션 파편화 현상										
	파찰탄입자 분포 예측 정확도 향상(다심층냉각설계 포함)	노외 냉각유체 안전성 기술 개발	NRF	2017.03-2021.12	• 노외 냉각유체 방출물 실험장치 • 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 평가 • 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 평가 • 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 평가	• 노외 냉각유체 방출물 실험장치 DB • 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 해석 코드(COLAS) • 중대사고 종합해석코드 연계(CINEMA) • 2단계 PSA 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 개선안	OPR1000	2→5	보통	• 고온 조건에서의 증기폭발 현상 분석 • 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 평가 • 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 평가 • 노외 냉각유체 방출물 냉각 성능 평가	• 원자로 하반구 외벽의 응력 분포 예측 • 원자로 하반구 외벽의 응력 분포 예측 • 원자로 하반구 외벽의 응력 분포 예측

연구 분야	중점 기술 분야	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용 대상 원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술 단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	증기 폭발 및 용융물 냉각을 위한 설비 개발										
	중심공성 공여 냉각성 기술 개발	선침수로 공동에서 노심용융물 냉각 해석모델 개발	NRF (KAERI 위탁)	2017.03-2019.12	<ul style="list-style-type: none"><li>용융물 파편 생성 및 형상 모델 개발</li><li>용융물 파편 침식 및 형상변수 상관식 개발</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>Jet breakup length 모델</li><li>파편 침식 인자 크기 상관식</li></ul>	PWR		보통	<ul style="list-style-type: none"><li>현실적인 출현 용융물 모델 개발 필요</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>○ SMR 적용 가능</li></ul>
		국내 원전용 MCCI 대응을 위한 냉각수 단계 기술 개발	한수원	2019.06-2021.05	<ul style="list-style-type: none"><li>제트 파쇄 입자화 기술 개념 개발 실험 수행 및 검증</li><li>파편 침식 입자 분산화 기술 개발 실험 수행 및 검증</li><li>고온 분해 파편 잔해 침식 실험 수행</li><li>고온 냉각수 파편 잔해 침식 실험 수행</li><li>신개념 피동 냉각 회로 및 기존 냉각 회로 비교를 통한 국내 원전 평가</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>파편 잔해 침식 초기 냉각 성능 향상을 위한 노심용융물-콘크리트 반응 위험도 평가 기술 개발</li></ul>	WH, FR, OPR1000, APR1400	보통			
		중대 사고시 노심용융물 냉각 성능, 재임계 가능성 및 격납건물 내 핵분열 생성물 거동 평가 기술 개발	KoFONS	2021.01-2022.12	<ul style="list-style-type: none"><li>노외 노심용융물 냉각 성능론(안) 개발 및 적용성 평가</li></ul>		원전 (중수로 제외)				



연구 분야	중점 기술 분야	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용대상 원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술 단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	국내 원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말을 통한 사고 방지 기술 연구 (노심용융물 냉각성) 포함	중대사고 노심용융물 냉각 성능 향상 기술 개발	KETEP	2019.10.-2023.09	<ul style="list-style-type: none"> <li>MCCI 평가 독립 해석 코드 개발</li> <li>노외 노심용융물 냉각 설비 및 노심용융물 콘크리트 반응 실험 Database 구축</li> <li>노심용융물 냉각설비 및 Pre-Flooding 냉각성능평가 3차원 CFD 해석방법론 개발 및 적용성평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>MCCI해석 코드 CASTLE</li> <li>노심용융물 냉각설비 및 Pre-Flooding 냉각성능평가 3차원 CFD수치해석 방법론</li> </ul>	OPR1000	4→7	완성	<ul style="list-style-type: none"> <li>사전조건에서 노심용융물 냉각설비 및 콘크리트 반응 실험 CASTLE 코드 검증</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>공동형 노심용융물 냉각설비 평가</li> </ul>
		실제적 시나리오 기반 중대사고 진행 상세현상 분석	한수원	2016.10-2020.11	<ul style="list-style-type: none"> <li>OPR1000/CANDU형 MCCI 현상 상세분석</li> <li>OPR1000형 대상 MAAP5/MELCOR 분석비교</li> <li>CANDU형 대상 MAAP4-ISAAC/MAAP5-CANDU 비교</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>OPR1000/CANDU형 MCCI 대처능력 평가</li> </ul>	OPR1000, CANDU		완성	<ul style="list-style-type: none"> <li>국내 WH형 및 FR형 MCCI 상세분석 및 대처능력 평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>신규 건설 원전에서는 전용 MCCI 대처 설계 적용으로 그에 적합한 분석 및 설계 필요</li> </ul>
		중대사고 노심용융물 냉각 성능, 재임계 가능성 및 격납건물 내물 거동평가 기술 개발	KoFONS	2021.01-2022.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>노외 노심용융물 냉각 성능(안) 개발 및 적용성 평가</li> </ul>		전원전(중수로 제외)				
	기타 (격납건물 대기 거동 평가)	중대사고 시 격납건물 내부 다원기체 분포 및 열전달 특성 연구	NRF	2019.04-2021.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>환경에서 증기-공기-헬륨 혼합물의 분포 및 온도 상승</li> <li>공기-헬륨 혼합물 중 증기 응축 열전달 실험</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>증기-공기-헬륨 혼합물의 분포 및 온도 상승</li> <li>헬륨(수소 대체) 증기 응축 열전달 및 계층적 응축 모델</li> </ul>	APR+	2→4	보통	<ul style="list-style-type: none"> <li>가벼운 증기(수소)의 응축을 하는 열전달 모델의 개발을 통한 격납건물 온도 거동 해석</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로 건물통(PC CS) 적용 원전의 중대사고 성능 평가 기술로서</li> </ul>

연구 분야	중점 기술현안	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용상전	TRL 수준 (시작→종료)	기술단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	기타 (겨냥건물 내부 수소성충화 개짐 평가)	중대사고 시 겨냥건물 내부 수소거동 위험해석방법론 개발	KoFONS	2018.04-2020.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>수소성충화 개짐 실험 구축</li> <li>수소터베이스 오거동 분석</li> <li>수소성충화 개짐 실험을 위한 수소의 거동 분석</li> <li>실제터베이스로 무차원수출 및 상관관계도출 및 수소분포평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>수소성충화 개짐 실험 구축</li> <li>수소터베이스 오거동 분석</li> <li>수소성충화 개짐 실험을 위한 수소의 거동 분석</li> <li>실제터베이스로 무차원수출 및 상관관계도출 및 수소분포평가</li> </ul>	OPR1000	2→4	보통	<ul style="list-style-type: none"> <li>수소성충화 개짐 실험 구축</li> <li>수소터베이스 오거동 분석</li> <li>수소성충화 개짐 실험을 위한 수소의 거동 분석</li> <li>실제터베이스로 무차원수출 및 상관관계도출 및 수소분포평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>겨냥건물 스케일 고려된 수를 다른 곳에서 동 평</li> </ul>
	기타 (기계학습 방법 기반 시설 외부 누출 위험을 최소화한 최적의 중대사고관탐색 및 안전규제 요소도출)	기계학습법을 적용한 중대사고관탐색 및 안전규제 요소도출 방법론 개발	KoFONS	2020.04-2022.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>잠재적 규제요소에 따른 중대사고 관리전략 수립</li> <li>데이터베이스 구축 및 딥러닝 방법론</li> <li>토 리화 학습 모델을 개발을 위한 대안 모델 개발을 위한 기초학습 모델 개발</li> <li>핵심 딥러닝 모델 개발 및 중대사고 관리전략 최적 운영 통합 안전규제 요소도출</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고관탐색 및 안전규제 요소도출을 위한 딥러닝 방법론</li> <li>고려한 운영 조항</li> <li>안전규제요소에 대한 기술적 확보</li> </ul>	OPR1000		초기	<ul style="list-style-type: none"> <li>발견 초기 단계에서 고위험 사고를 예방할 수 있는 학습법 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>타 노형의 계통 분석 및 안전성 평가 필요</li> </ul>
	기타 (겨냥건물 수소 위험도 체계 및 프로그램 개발)	중대사고 연계 겨냥건물 수소 위험도 예측 프로그램 개발	KHNP-CRI	2018.02-2020.01	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 수소 위험도 평가방법론 개발</li> <li>MELCOR 코드 연계겨냥건물 수소위험도 예측프로그램 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>딥러닝을 위한 학습 데이터를 위한 모델 학습을 위한 최적화</li> </ul>	OPR1000, APR1400	2→5	완성	<ul style="list-style-type: none"> <li>개발된 수소 위험도 평가방법론을 통한 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 연계 겨냥건물 수소위험도 평가 필요</li> </ul>
		수소 위험도 평가 프로그램 체계 구축	KoFONS	2018.04-2020.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 연계 겨냥건물 수소 위험도 평가방법론 개발</li> <li>중대사고 연계 겨냥건물 수소 위험도 평가방법론 검증</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>해모중대사고관탐색 및 안전규제 요소도출</li> </ul>	OPR1000	1→3	보통	<ul style="list-style-type: none"> <li>H2/CO 혼합가스 위험도 평가방법론 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 연계 겨냥건물 수소위험도 평가 필요</li> </ul>

연구 분야	중점 기술 분야	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용 대상 원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술 단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	기타 (원자로 내 재임계 발생 가능성)	중대 사고 현안 모델 검증 연구	KoFONS	2021.02.-2023.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>재임계 발생 시 대응 능력 평가</li> <li>원자로 내 열수력 계통 모델링</li> </ul>						
핵연료 생산·처리·폐기	노심 구조물 및 출구 에어로졸 배출량 평가 모델 개선	중대 사고 현안 모델 검증 연구	KoFONS	2021.02.-2023.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>격납 건물 에어로졸 및 에어로졸 배출 모델 개발</li> </ul>		전원전 (중수로 제외)				
	산화 조건 하에서 연료 코어 내부에서 발생하는 에어로졸 배출량 평가										
	원자로 내부에서 발생하는 에어로졸 배출량 평가										
	에어로졸의 형상, 성장, 침전 현상	중대 사고 현안 모델 검증 연구	KoFONS	2021.02.-2023.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>격납 건물 에어로졸 및 에어로졸 배출 모델 개발</li> </ul>		전원전 (중수로 제외)				
	중대 사고 해석 코드 개발 및 해석 체계 구축		KETEP	2013.7.1-2017.6.30	<ul style="list-style-type: none"> <li>핵연료 내 열생성물의 방출 특성, 성장, 제거 등</li> <li>핵연료 재고량 평가, 제거 등</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RCS 및 격납 건물에서 열생성물 배출량 해석 코드 개발: SIRIUS</li> </ul>					

연구 분야	중점 기술현안	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용 대상 원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술 단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	격납건물 내 아이오딘 핵종 및 유기아이오딘성	중대사고 현안 평가 모델 검증연구	KoFONS	2021.02.-2023.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 시 아이오딘 거동 평가 모델 및 모듈 개발</li> </ul>		전원전 (중수로 제외)				
	MCCI Pool로 부터 에어로졸 방출	중대사고 현안 평가 모델 검증연구	KoFONS	2021.02.-2023.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>격납건물 에어로졸 거동 평가 모델 및 모듈 개발</li> <li>MCCI 해석모델 및 Pool Scrubbing 해석모델간 연계 체계</li> </ul>		전원전 (중수로 제외)				
	Pool Scrubbing 효과	중대사고 현안 평가 모델 검증연구	KoFONS	2021.02.-2023.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>격납건물 에어로졸 pool scrubbing 모델 및 모듈 개발</li> <li>MCC 해석 모델 및 Pool Scrubbing 해석 모델간 연계 체계</li> </ul>		전원전 (중수로 제외)				
		원전 격납건물 우회사고 대처기술개발	KETEP	2017.12-2022.11	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 평가 도구 개발</li> <li>SGTR 사고시 방사성물질 방출 저감 대처설비 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 평가 코드</li> <li>SGTR 사고시 방사성물질 방출저감 대처설비 특허</li> <li>에어로졸 Pool scrubbing 시험데이터</li> </ul>	OPR1000, APR1400	3→7	완성	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 방출 저감 대응화 기술 개발</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>증기발생기 구조 변경에 따른 방사성물질 거동 평가 필요</li> </ul>
		중대사고 및 진행예측물질 방사성물질 방출 저감기술 개발(중대사고 기인 증기발생기 세관파단사고 평가기술 개발)	NRF	2017.03-2021.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 방사성물질 평가</li> <li>SGTR 사고시 방사성물질평가 및 증기발생기내 에어로졸 제염성능 시험데이터</li> <li>고속분사 시 수조 내 에어로졸 제염 성능 평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR 사고 시 증기발생기 내 에어로졸 제염성능 시험 데이터</li> <li>고속수조제염 실험데이터 및 모델</li> </ul>	OPR1000		초기		<ul style="list-style-type: none"> <li></li> </ul>

연구 분야	중점 기술연안	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용 대상원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술 단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	격납건물 여과배기 계통(CFVS) 과 실험과 모델링	중대사고시 원자로건물 파손방지를 위한 여과배기 계통 개발 여과배기 설비 설치 취소로 연구불요	KETEP	2013.06.-2017.05	<ul style="list-style-type: none"> <li>여과배기 종합성능 검증시험 설비 구축</li> <li>여과배기제 염성능 테스트 및 평가: 에어로졸, 드, 유기요오드, 원소요오드</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>여과배기 제염 성능 시험 결과 데이터: 에어로졸, 유기요오드, 원소요오드</li> </ul>	OPR1000, APR1400		완성		
	사고경위 포괄하는 선원향 결정	최신 개발 LVL 2&3 PSA 방법론 도입 및 국내적용평가	한수원	2016.07-2019.06	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 분석 입력 모델 개발 및 최적화</li> <li>중대사고 진행 거동 분석서원향 결정</li> <li>소외결말 최적 분석수행등</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 진행 거동 및 방사선 최적분석</li> </ul>	APR1400		보통	<ul style="list-style-type: none"> <li>가동원전 고유 노형별 사고 선원향 평가</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>EPZ 최적설계를 위한 중대사고 선원향 평가</li> </ul>
	기타 (공통 기반)	중대사고 진행예측 및 방사선물질 방출 저감기술 개발(노심용융물 및 핵분열 생성물 특성 평가기술 개발)	NRF	2017.03-2021.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>감마선 조사 조건에서 아이오딘 화학거동 규명</li> <li>모사노심용융물-콘크리트 고온반응시 휘발성핵종 거동 규명</li> <li>아이오딘 화학종 측정 기술구축</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>감마조사 조건에서 아이오딘 거동 휘발</li> <li>감마조사 조건에서 아이오딘 거동 규명</li> <li>감마선에 의한 pH 저감 입증 및 이를 활용한 스크러버 개발</li> </ul>	공통 기반 등 (PWR 물 각재 기반 원전)	3→6	보통	<ul style="list-style-type: none"> <li>방사분해 (물, 유기물, 질 등) 기반 연구</li> <li>사고조건에서 아이오딘 거동 예측 모델 수립 및 검증</li> <li>데이터베이스 구축</li> <li>감마조사 조건에서 아이오딘 거동 규명</li> <li>고급 모델링 및 인공지능 기술</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>스마트 원전의 중대사고 대처 설비 (IRWST + RRT) 아이오딘 포집 성능 검증 등</li> </ul>
	기타 (핵분열 생성물 방출)	중대사고시 노심용융물 노외 냉각 성능, 재임계 가능성 및 격납건물 내 핵분열 생성물 거동평가기술 개발	KoFONS	2021.01-2022.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로냉각재 계통 및 격납건물 내 침전된 핵분열 생성물의 재분포/재기화 거동 분석 모델 및 모듈 개발</li> </ul>		전원전 (중수로 제외)				

연구 분야	중점 기술현안	수행 내역							추가연구방향 및 필요성		
		과제제목	전담기관	수행기간	주요연구내용	대표연구성과	적용 대상 원전	TRL 수준 (시작→종료)	기술 단계	추가 연구 주제	타노형(SMR 등) 적용을 위한 기술
	기타 (제어봉 내 중성자 흡수물질에 따른 핵분열성 거동)	중대사고시 노심용융물 냉각 성능, 재임계 가능성 및 격납건물 내물체 핵분열생성률 규제 기술 개발	KoFONS	2021.01-2022.12	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 붕소 및 은이 세슘 및 아이오딘 거동에 미치는 영향 파악</li> <li>• 붕소등이 포함된 원전내 방사성 핵종 거동해석 모델 및 모듈 개발</li> </ul>		가압경수로				

## II. 로드맵 개정

### 1. 개요

중대사고 시 원전 안전성 향상을 위한 연구개발 과제의 도출을 위해 일차계통 방호분과, 격납건물 방호분과, 핵분열생성물 거동분과로 나누어 각 중대사고 현상별 지식수준 및 중요도를 평가하였다.

일차계통 방호분과는 노심손상으로 인한 원자로용기 하부 및 상부헤드 건전성 상실, ISLOCA, SGTR, PORV, 배관파손 등으로 인한 일차계통 파손 현상을 다루었다. 격납건물 방호분과는 격납건물 고온과압, 노심용융용물 고압분출 및 직접가열, 가연성기체 연소폭발, 노심용융물-냉각수 반응, 노심용융물-콘크리트 반응 등 격납건물의 건전성에 영향을 미치는 격납건물 내 중대사고 현상에 대해 다루었다. 핵분열생성물 거동분과에서는 원자로심 내 핵분열생성물 생성과 에어로졸 및 휘발성 핵분열생성물의 거동, 원자로 냉각재계통 내부로의 방출, 격납건물 내부로의 방출, 환경으로의 방출, 살수계통 등 핵분열생성물 완화설비 및 관련 전략, 참조 선원항 및 평가기준 등에 대해 다루었다.

2016년 이후 중대사고 관련 연구개발 결과를 정리하고, 이를 바탕으로 2016년 평가한 지식수준을 상, 중, 하로 재평가하였다. 각 중대사고 현상별로 정확한 예측 모델이 확보되었거나, 검증 데이터가 충분한 경우에는 지식수준을 ‘상’으로, 실험데이터나 예측모델이 부족한 경우는 지식수준을 ‘하’로 평가하였다.

관련 현상의 중요도에 대해서도 상, 중, 하로 재평가하였다. 각 중대사고 현상 별로 원자로용기 건전성, 원자로 건물 건전성, 격납건물 내 방사선원항에 영향을 미치는 정도와 가용한 사고관리 전략 및 대응설비의 효과를 고려하여 중요도를 평가하였다.

## 2. 일차계통 방호분과

일차계통 방호 관점에서의 원자력발전소 원자로냉각재 일차계통 내 중대사고 주요 현상을 대상으로 관련 전문가의 도움을 받아 PIRT 형식으로 표 5와 같이 정리하였다. 여기에는 크게 원자로용기와 그 외 일차계통 경계에서의 손상으로 구분하고, 각각에서 세부 손상단계를 정의하여 주요 현상과 지식수준 및 중요도, 현안 및 중요성, 사고관리방안, 규제관점에서의 중요성, 그리고 노내 손상 거동이 원자로건물과 핵분열생성물 거동에 미치는 현상 등이 포함된다. 이렇게 정리된 표는 일차계통에서의 중대사고 진행과정에 따른 주요 현상을 노심, 하부반구, 그리고 일차계통 경계에 따라 정리함으로써, 일목요연하게 사고현상과 그에 관련된 여러 관점을 제공해준다.

향후 연구를 위한 항목 선정을 위해 규명된 일차계통 내 중대사고 주요현상을 대상으로 지식수준과 중요도를 평가하였다. 지식수준은 현상 이해의 수준에 따라, 중요도의 경우는 사고대응과의 밀접성을 기준으로 상, 중, 하로 구분하였다. 전문가들 사이에 지식수준과 중요도에 대해 의견이 갈리는 현상의 경우 투표를 통하거나 약간 보수적으로 의견을 조율하였다. 본 보고서에서는 2016년 1차 PIRT 이후 현재 (2022년 3월)까지의 최신 정보를 반영하여 2차 PIRT를 작성했기에, 지식수준 및 중요도는 현재시점 기준임을 밝혀둔다.

1차 로드맵에서는 중요도가 “상”으로 채택된 현상의 대부분은 원자로심의 건전성 상실과 관련된 현상보다는 하부반구에서 나타나는 현상에 대한 연구, 즉 용융물 냉각가능성, 하부반구 가열 및 용발, 그리고 하부반구 파손 모드 등에 대한 연구와 연계되어 있다. 하지만, 2015년부터 2019년까지 H2020 프로그램의 일환으로 수행된 IVMR (In-Vessel Melt Retention) 프로젝트를 통해 금속 용융물측면에서의 열집중 현상을 포함하여, 용융물 층 형성시 층분리의 과도상태에 대한 실험과 해석모델이 개발되었으며, 이로 인해 지식수준은 ‘하’에서 ‘중’ 수준으로 높아졌다. 하지만, 용융물과 하부반구 사이의 gap cooling 가능성 및 코드에서의 모의방법의 한계가 있으며, 원자로용기 하부반구의 건전성 유지가 사고관리와 밀접하게 연관되어 있기 때문에 중요도는 여전히 ‘상’ 수준을 유지하고 있다.

원자로 노심에서의 유로막힘 및 용융물 재배치 현상은 수소 발생 및 용융물 냉각성에 중요한 영향을 갖는 반면, 코드별로 용융물 재배치를 모의하는 방법이 다르고, 노드 민감도가 존재하기 때문에 현상에 대한 불확실성이 높다. 또한, 유로막힘 현상은 임계도와 용융물 냉각을 포함한 사고관리 측면에서 중요하기 때문에, 2차 로드맵에서 중요도가 기존 ‘중’에서 ‘상’으로 상향되었다.



표 5. 일차계통 방호분과 PIRT 결과

일차계통 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식수준/중요도 (1차 로드맵)	지식수준/중요도 (2차 로드맵)	현안 및 중요성	원자로용기 건전성 관점	원자로건물 건전성 관점	핵분열생성물 거동 관점
원자로 손상	원자로심건전성 상실	노심가열(피복재 산화)	상/중	상/중	붕괴열, 노심냉각가능성(재중수), 피복재산화, 산화열	노심가열 속도에 따른 영향	노심가열 속도에 따른 영향	피복재파손, 방출량
		노심용융 (유로 막힘)	중/중	중/상	촉농현상(candling), 유로 막힘	용융물 이송 속도에 영향	수소연소, 용융물조성비	피복재파손, 방출량
		노심 파편층/ 용융물 풀 형성	중/중	중/중	용융물의 성장, 용융물 풀 조성 형성, 냉각수로의 FP 용해 및 재증발	용융물 조성 (금속층, 산화층)	수소방출, 용융물 조성(FCI)	용융물 온도에 따른 FP 방출
		용융물 냉각가능성	하/중	중/중	유로변형이후의 중수주입효과, 일부 건전노심에 순수를 주입시 재임계 가능성	재중수로 인한 하부반구로 용융물 이송 시점 지연	재중수로 인한 추가적인 수소 생성효과	재중수로 인한 FP 제거효과
		용융물 재배치 (이송)	하/중	중/중	용융물 재배치전개(시점, 온도), 노심용융 및 재배치 지연효과	하부반구 열적 부하	노내 증기폭발 여부	없음
		용융물 냉각가능성	하/상	중/상	불확실한 용융물 형성, 불확실한 열전달기제, 재임계조건, 재임계에 따른 출력증가 및 용융가속화	수소생성량, 외벽냉각, 순수 냉각수 주입시 재임계	추가적인 수소생성, 저압에서의 증기폭발 가능성	재중수로 인한 FP 제거효과
	원자로하부구조물 건전성 상실	하부반구 가열 및 용발 (ablation)	중/상	중/상	용융물층 초기형상, 증상화, 자연대류열전달, 열하중 집중현상, 용융물층간 열전달, 외벽냉각 열전달	원자로용기 파손 모드, 시점		없음
		하부반구 파손 모드	중/상	중/상	용융물 냉각여부, 외벽냉각 조건에서의 용기파손		원자로건물건전성 초기조건 제시 (온도/조성/방출물/방출량)	고압파손모드인경우 다량의 FP 추가방출
		고압방출(HPME)	상/하	상/하	격납건물 건전성 위협 여부, 파손크기, 방출량		원자로건물 건전성위협, 수소생성	고압파손모드인경우 다량의 FP 추가방출
		상부구조물 파손	상/하	상/하	노심손상지연효과 (열침원, 금속물질증가)	용융물 조성, 외벽냉각 초기조건	용융물조성영향, 초기조건변화	
		증기발생기 세관 파손	중/상	중/상	자연순화, 물성치 부재, 2차측 조건, 핵분열생성물방출			방출기준 초과 가능
	일차계통 경계손상	밀림관 파손	상/하	상/하	자연순화			
		고온관 파손	상/하	상/하	자연순화			
		ISLOCA/SGTR	상/상	상/상	핵분열생성물 우회방출			방출기준 초과 가능
		PORT/배관 파손	상/중	상/중				

일차계통 경계 손상 관련해서는 고온고압에 기인한 증기발생기 세관 파손이 지식수준에서 “중”, 중요도에서 “상” 으로 1차 로드맵 이후에도 변화가 없었다. 파손 여부에 대한 불확실성이 높을 뿐 아니라, 증기발생기 세관이 파단되면 노심에서 방출된 핵분열 생성물이 원자로건물을 우회하여 대기로 직접 방출되기 때문이다.

경수로 이외에도 중수로 원전, 소형모듈원전(SMR)과 연구로에서의 중대사고 현상들을 기술하고, 국내외 연구현황을 조사하였다. 특히, 세계적으로 소형모듈원전에 대한 시장 확대 전망에 따라, 정부 차원에서 소형모듈원전의 개발 및 건설 지원을 확대하며, 소형모듈원전 개발의 경쟁이 가속화되고 있다. 육상용 가압경수로 형태의 소형모듈원전을 기준으로 일차계통 내 중대사고 주요 현상 및 사고관리 기술개발에 대한 필요성을 언급하였다.

### 3. 격납건물 방호분과

격납건물 방호분과는 로드맵 작성을 위해 국내 관련 전문가들이 정기적인 회의 및 워크숍을 개최하고 의견 수렴과정을 통해 최종적인 전문가 의견을 도출하여 작성하였다. 이를 기반으로 향후 도출된 현안을 해결하기 위한 로드맵을 작성하는 기반으로 활용될 것이다. 주요 핵심 현안을 도출하면서 국내 전문가 의견을 수렴하여 현안의 중요성과 지식수준을 고려하여 핵심 현안(지식수준 하·중/중요도 상), 주요 현안(지식수준 중·상/중요도 상), 관심 현안(지식수준 하/중요도 중·하), 해결 현안(지식수준 상/중요도 하)로 구분하였다. 향후 연구 및 개발이 필요한 세부 항목들은 핵심 현안과 주요 현안에서 도출된 항목들을 기반으로 표 6과 같이 작성하였다.

본 보고서에서는 원자로심의 핵연료가 용융되어 압력용기로부터 방출되었을 때 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 주요 핵심 현안 및 향후 연구수요(Related issues and future research needs)를 도출하고 국내 전문가들이 검토한 의견을 제시하였다. 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다. 국내 전문가에 의해 도출된 핵심/주요 현안을 정리하면 아래와 같다.

#### - 격납건물 고온과압

- 격납건물 손상거동을 해석을 위한 정적/동적 구조해석
  - 수소연소 등과 같은 현상에 의한 국부고온현상
  - 계통설비손상에 따른 국부누출
- 수소연소 및 폭발
- 수소화산분포모델모델(격납건물 대기로 방출된 수소 혼합, 격실 이동 및 확산, 성층화) 검증
  - 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)
- 용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과
  - 용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 모델
  - 복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델(벽/바닥의 영향, 복합구조)
  - 용융물 재료의 영향(금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)
  - 용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향
  - 용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향
  - 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 열전달 모델
  - 법제화에 따른 원전스케일 불확실성 분석(사고관리전략 유효성) 평가 방법
- 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)
- 다차원 용발현상
  - 핵분열생성물 방출
  - 사후 상부 충수 시 냉각거동(파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출)
  - 사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동(파편화 정도, 입자크기분포)
  - 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상(충수 깊이에 따른 연구 포함)
  - 충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성(파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물 유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)
  - 원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가
  - 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
  - MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발

표 6. 격납건물 방호분과 PIRT 결과

격납건물 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식 수준 /중요도		Issue description(중요한 현안, 불확실성 등 설명)	SAMG action/mitigation actions	Regulatory significance	Related phenomenon in RCS	Related phenomena in FP
			1차	2차					
격납건물 내 거동	격납건물 건전성 상실(고온과압)	격납건물 고온과압, 격납건물 내압능력, 재가열, 국부고온, 누설 및 여과배기 설비	중/상	중/상	격납건물 내압능력분석 (구조손상거동)	격납건물 감압	격납건물 손상(구조물, 관통부 관련 배관 등)에 미치는 영향	원자로 손상 및 일차계통 경계 손상에 미치는 현상전반	핵분열생성물 생성/성장/반응/세정 및 수조여과 전과정
			중/중	중/하	핵분열생성물 이송침적에 따른 주요기기 재가열				
			중/상	중/상	수소연소/폭발 (deflagration) 등에 따른 국부고온영향				
			중/상	중/상	관통부의 이음새, 밸브 패킹 등의 누설				
			하/상	상/하	여과배기계통을 통한 사고관리 전략				
			중/상	상/하	여과배기설비의 감압능력				
	HPME/DCH	노심용융물 분출, 확산, 이송 및 방출저감, 제어 감압계통	중/하	중/하	노심용융물 분출 모델	RCS 감압, 냉각수 주입, SG 주입, ERVC	상부 대기로 이송되는 고온의 노심용융물의 양 및 그에 의한 온도 및 압력 증가량, 다른 현상과 중복하여 발생하는 경우의 압력 증가량 평가(수소연소 등), 감압사고 경위에 대한 Low Cut-off Pressure	원자로 손상에 미치는 현상전반	핵분열생성물 생성/방출/이송, (비휘발성) 에어로졸생성
			중/하	중/하	격납건물 공동 내 용융물 확산 모델				
			중/하	중/하	격납건물 상부로의 용융물의 이송모델				
			중/하	중/하	격납건물 공동 내 충수 모형에 따른 용융물 방출 특성 및 저감설계				
			중/하	중/하	격납건물 대기와의 열전달 및 연소모델				
			상/하	중/하	격납건물 내부 구조물로의 열전달 모델				
			상/하	상/중	격납건물 공동 내 충수냉각수의 영향 (상호작용, 냉각 및 산화반응)				
			상/상	상/중	감압계통의 설계 및 사고관리 전략의 개발				
			상/상	상/상	감압사고 경위에 대한 Low Cut-off Pressure				
	가연성기체 연소 및 폭발	수소 연소 생성 방출, 확산 및가속,수소제어	중/중	중/중	수소생성모델 (노내금속과 고온 수증기와의 산화반응)	격납건물 감압, 수소제어	중대사고 조건하에서의 수소 제거능력, FA, DDT 가능성 평가	원자로 손상 및 일차계통	아이오딘 화학종의 반응, 흡탈착(PAR의 영향)
			상/중	상/중	수소방출모델 (RCS 파단부, 감압장치)				
			중/상	중/상	수소확산분포모델 (방출 수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소성층화)				

격납건물 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식 수준 /중요도		Issue description(중요한 현안, 불확실성 등 설명)	SAMG action/mitigation actions	Regulatory significance	Related phenomenon in RCS	Related phenomena in FP
			1차	2차					
			중/중	중/중	수소연소모델 (국소적인 수소농도에서 가연조건하에 열원과 접촉한 수소연소)		및 폭발 시 격납건물 손상가능성	경계 손상에 미치는 현상 전반	
			중/중	중/중	수소화염가속모델 (수소 화염의 난류가속)				
			하/중	중/중	DDT (압력파와 화염면의 중첩에 따른 폭발, 강한 연소 충격파의 전파모델)				
			중/상	중/상	법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성				
			하/상	중/상	피동촉매형수소재결합기 (PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증				
	노심 용융물-냉각수 반응(FCI)	FCI에 의한 급격한 증기의 발생, 노심용융물의 파편화, 증기폭발 및 압력파의 전파 및 주변구조물과의 상호작용, 노심용융물 파편화 및 침적에 따른 냉각성	상/중	상/중	용융물 제트 냉각수 유입특성 (공기중 용융물 제트 파쇄, 용융물 냉각수 유입속도, 용융물 제트의 유입직경 등)에 따른 영향	원자로 공동 냉각수 주입, 격납건물 감압	증기폭발 시 충격량에 의한 격납건물 손상가능성, 격납건물Dynamic FragilityCurve	원자로 손상에 미치는 현상 전반	핵분열생성물, (비휘발성) 에어로졸 생성
			중/중	중/상	용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 (비등열전달) 모델				
			중/중	중/중	혼합과정에서의 증기분포가 폭발과정에 미치는 영향				
			중/중	상/하	혼합과정에서의 냉각수의 화학적 특성이 폭발과정에 미치는 영향 (해수, 보론수, 핵분열생성물 등)				
			중/중	중/중	혼합과정에서의 용융물 고화, 산화, 수소생성 거동 및 영향				
			하/중	중/상	복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합구조)				
			중/중	중/상	용융물 재료의 영향 (금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)				
			하/상	중/상	용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향				

격납건물 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식 수준 /중요도		Issue description(중요한 현안, 불확실성 등 설명)	SAMG action/mitigation actions	Regulatory significance	Related phenomenon in RCS	Related phenomena in FP
			1차	2차					
			하/상	중/상	용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향				
			하/상	중/상	파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정 (입자층, Cake) 및 열전달 모델				
			중/상	중/상	법제화에 따른 원전스케일 불확실성 분석 (사고관리전략 유효성) 평가 방법				
			하/상	중/중	증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발				
	MCCI/노심 용융물 냉각성	MCCI에 의한 지속적 기체 생성, 휘발성 핵분열생성물 방출에 따른 격납건물 가압, 공동 콘크리트의 침식 및 용발, 노심용융물 냉각	중/상	중/상	다차원 용발현상	원자로 공동 냉각수 주입, 격납건물 감압(살수, 여과배기), 수소제어, Core catcher	원자로 공동에서의 노심용융물 냉각 가능성, MCCI 정지 임계온도 평가에 의한 MCCI 중지시점 결정	원자로 손상에 미치는 현상 전반	지속적 기체생성 및 휘발성핵분열생성물 방출및에어로졸 생성
			중/상	상/상	비응축기체 및 가연성기체 생성 (콘크리트 유형의 영향)				
			중/상	중/상	핵분열생성물 방출				
			중/상	중/상	사후 상부 충수 시 냉각거동 (파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출)				
			하/상	중/상	사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동 (파편화 정도, 입자크기분포)				
			중/상	중/상	(건식 및 습식) 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상 (충수 깊이에 따른 연구 포함)				
			중/상	중/상	충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성 (파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)				
			하/상	중/상	원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가				
			하/상	중/상	국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안				
			중/상	중/상	MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발				

종합적인 관점에서 국내 전문가들의 중대사고 격납건물 내 주요 현상에 대한 현황이 검토되었고, 국내 원전 현안 그리고 향후 원전이 탄소중립 에너지로서의 지속적 역할을 고려한 산학연 그리고 규제계의 견해가 도출되었다. 이는 중대사고 자체의 물리적 현상에 초점을 맞추기 보다는, 격납건물 건전성을 위협하는 중대사고 현상에 대한 이해와 이를 완화 억제하여 유효한 사고관리전략을 수립함으로써 국민의 원전안전에 대한 불안을 해소하고 안심시킬 수 있는 실효적 현안에 초점을 맞출 필요가 있다는 의견이다. 도출된 현안들은 지속적인 관리와 유관한 연계 위해도가 높은 현상의 현안 해결에 도움을 주기 위해 꾸준한 노력이 필요하고 이를 위해 예기치 못한 중대사고에 대비한 심도 있는 안전 연구를 통한 현안 해결을 위해 기초인프라를 구축하는 것이 필수적이다.

이와 같은 기초인프라는 현상과 사고 시나리오에 따르는 사고의 결과를 이해하고 검증하기 위한 꾸준한 연구가 필수적이지만 많은 연구자원이 필요하다. 따라서 국제 공동 연구를 적극적으로 추진하여 우리의 안전 현안을 국제적인 공동체에서 함께 다루고 국외의 연구 결과를 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 해외 소유의 개발 코드들에 대한 보안성이 강화됨에 따라, 주요 안전해석코드(MELCOR, MAAP, 그 외 주요현상코드)의 접근성(소스 코드의 접근성 등)이 현저히 떨어지고 License 취득에 어려움이 가중되고 있다. 이로 인하여 관련 연구의 전문인력을 양성함에 큰 제약이 따르고 있다. 이는 결국 국내의 원전 안전에 대한 해외 의존성을 높임으로써 단순히 원전 수출과 같은 경제적 이유뿐만 아니라 에너지 안보 측면에서도 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 설계기준사고 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 소통의 범위를 넓히고 이해의 공유 범위를 확대하는 도구로 활용할 수 있다. 이와 같은 연구인프라가 구축되기 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. 이와 같은 중요성을 바탕으로 2016년 최초 보고서에서는 중대사고 현안 해결을 위한 노력과 지속적인 안전성 향상을 위해 다음의 세 가지 노력을 제안하였다. 다음의 3가지 목표 중에서도 가장 핵심은 중대사고 종합해석코드의 국산화인데, 다행히도 지난 5년 동안 정부 지원 아래, 국내 고유 중대사고 종합해석코드(CINEMA)의 개발이 진행됐고, 현재 인허가를 위한 검증 단계

에 있다.

- (1) 중대사고 안전해석 시스템 및 코드의 국산화
- (2) 대표 원전모형모델 개발을 통한 다양한 혁신적 아이디어 개발 및 검증
- (3) 국제공동연구를 활용한 국내 현안의 국제화 및 국외 현안의 국내화

#### 4. 핵분열생성물 거동분과

핵분열생성물 거동분과에서는 원자력발전소 중대사고 시 핵분열생성물의 거동 관련 제반 현상을 개관하여 주요 현안을 선정하고 안전 측면에서 그 중요도를 평가하며, 실험 및 해석 능력 측면에서 현재의 지식수준을 판단하고, 향후 현상에 대한 이해, 중대사고 완화 실비 및 전략 측면에서 단기적, 중기적, 장기적 연구의 필요사항을 제안하였다. 핵연료로부터 원자로냉각재계통, 격납건물, 환경으로의 단계별 방출 특성과 핵분열생성물의 에어로졸 및 휘발성 핵종의 거동 특성을 고려하여 현상과 실험프로그램 및 전산코드 모델링 현황 등에 근거하여 향후 연구가 필요한 기술 현안을 도출하고 현재의 지식수준 및 중요도, 국제 수준에 도달하는 데 필요한 연구 기간 등에 관해 조사한 내용을 기술하였다. 대처체계 구축 측면에서는 격납건물 내 완화설비와 격납건물 우회사고 완화전략에 대하여 관련 현상과 중대사고 관리조치 및 규제 측면에 근거하여 도출된 기술 현안의 중요성 등을 평가하였다. 또한 국내외 참고 선원항 및 평가기준 등에 대한 현황과 향후 관련 연구 필요사항을 비롯하여 2016년 원자력안전위원회에서 시행이 확정된 소외 방사성 물질 방출과 주민의 건강 및 환경에 미치는 영향에 대한 허용기준을 기술하였다.

각 기술 현안별로 현 지식수준, 중요도 및 연구 기간 등에 대한 전문가들의 의견을 수렴한 결과, 핵분열생성물 거동에 관한 국내 기술 수준은 전반적으로 지난 5년간 상당한 진전이 있었던 것으로 평가되었고 일부 분야의 경우 2~3년간의 단기적인 연구로 국제 수준에 도달할 수 있을 것으로 예상되었다. 표 7의 도출된 PIRT 표를 2016년 중대사고 로드맵 보고서에 수록된 PIRT 표와 비교하였을 때 국내외적으로 핵분열생성물 관련 연구가 활발히 진행되었고, 국내외 연구 상황 및 동향 변화를 통하여 해당 항목의 중요도 및 수준에 변화가 있었다. 본 분과에서는 노심 구조물의 손상 및 에어로졸 등 물질방출 모델 개선 등 다음의 11개 사항을 중요성과 시급성이 큰 현안으로 다시 평가하였다.

- 1) 노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질방출모델 개선
- 2) 산화조건에서 핵연료로부터 Ru 핵종의 방출 등 거동에 대한 실험데이터 확보



3) 살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선

4) 노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구, 핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링

5) 다음 현상에 대한 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링:

가) 벽면 및 기기의 표면에 흡탈착 및 재부유 되는 아이오딘 핵종 거동,

나) 기체상에서 침착 아이오딘과 페인트 및 케이블 구성 물질과 반응에 의한 유기아이오딘의 형성

6) MCCI 현상에 따른 에어로졸 방출

7) Pool Scrubbing: 격납건물 내 Pool로부터의 재유입, 포화상태까지 확장된 수조 Scrubbing 실험, 수조 표면 위 고압 조건, 물의 pH가 에어로졸 및 아이오딘 기체 역류에 미치는 영향, 잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 Scrubbing 종합효과시험 및 관련 모델링

8) 실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항 결정

이외 다음 사항들도 비교적 중요하고 여전히 시급한 현안으로 관심을 모았다.

9) 기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 노심으로부터의 핵분열생성물 기체의 방출 분석, 평가

10) 아이오딘 분리: 액체상으로부터 휘발성 아이오딘의 생성률, Pool 수면에서의 아이오딘 핵종 간 물질 전달률, Pool이 고갈되면서 유기 아이오딘을 방출하는 메커니즘

11) RCS 온도 및 기체 조성에 따른 루테튬(Ru-103, Ru-106) 등 침적물의 재휘발 거동 및 재휘발 분율, 타 핵종이 침착되었을 때의 영향, 침착된 물질의 산화상태에 따른 영향

이들 대부분은 중장기간의 연구가 필요할 것으로 판단되었으나, 2~3년간의 단기적인 연구로 국제 수준에 도달할 수 있을 것으로 예상한 현안 분야는 7)번 항목 중 격납건물 내 수조(Pool) 제염 관련 모델링과 8) 선원항 결정 등이다.

표 7. 핵분열생성물 거동분과 PIRT 결과

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준 <sup>1</sup>				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
				1차		2차		1차	2차	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~10 년)	N/A
				W	D	W	D						
에어로졸 방출	노심방출	핵연료로부터 방출 모델: 핵연료 유형과 연소도에 따른 FP 방출		H	H	H	M	M	M			O	
		노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질방출모델 개선		M	L	M	L	H	H		O		
		High burnup(연소도≥60 MWd/kgU)/MOX 핵연료의 재관수 및 수소 생성의 영향	VERDON, SANDIA2011-0128 ESTER	H	L	M	L	L	M				O
	원자로 냉각재계 통 방출	RCS 내 에어로졸 재부유(Mechanical resuspension)	NEA/CSNI/R(2009)5 ESTER	H	L	H	L	M	M		O		
		RCS 내 복합구조물로의 침적		M	L	M	L	L	L		O		
		강한 난류 유동시 입자 파쇄		M	L	M	L	L	M		O		
		화학적 영향		M	L	M	L	M	M		O		
	격납건물 거동	에어로졸의 형성, 성장 및 침착에 관한 현상(응결과 응축에 의한 성장, 격납건물 표면에서의 응축에 의한 에어로졸의 거동 포함)		H	M	H	H	H	H	O			
		전하 효과		M	L	M	L	L	M	O			
		응축성 대기 조건에서의 혼합 에어로졸		M	L	M	M	M	M	O			
		Pool로부터의 재유입 (집수조와 같은 Pool에서 세정시 재부유 포함)		M	L	M	L	H	H	O			
		PAR의 영향	OECD/NEA THEMIS	M	L	M	L	M	M		O		
		수소연소가 부유 에어로졸에 미치는 영향	OECD/NEA THEMIS	M	L	M	L	M	M		O		
		MCCI pool에서의 방출		H	L	H	M	H	H		O		
		화재 에어로졸		M	L	M	L	M	M		O		
		냉각수로의 방출 (FP (Sr, Cs, Ba, Sb, Ce/Pr, Eu and actinides))	OECD BSAF Phase 2	L	L	L	L	M	M		O		
		재부유		H	L	H	L	M	M		O		
		노심 용융물 분출: 난류 효과에 의한 에어로졸의 이동 및 침착		M	L	M	L	M	M		O		
	Washout	살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선(ECSBS 포함)		M	L	M	L	H	H		O		
	Leaching <sup>2</sup>	핵분열생성물의 Leak path를 통한 이동: 모델 개발 및 검증에 위한 시나리오와 현상에 대한 실험적 연구(Separate, Integral)		M	L	M	L	M	M		O		
		노심 용융물과 Basemat 아래 지하수와 반응: 가용한 모델이 충분한지 확		M	L	M	L	M	M		O		

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준 <sup>1</sup>				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
				1차		2차		1차	2차	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~10 년)	N/A
				W	D	W	D						
		인이 필요하며 실험적 연구가 필요함											
	Pool scrubbing	기존 실험보다 더 높은 기체 온도와 증기유량, 이송가스 내 수소를 포함 시킨 실험		M	L	M	M	H	H	O			
		포화상태까지 확장된 수소 실험 및 과냉각상태 수소의 제염능력과 비교 수소 표면위 고압 조건이 에어로졸 및 아이오딘 기체 억류에 미치는 영 향 조사 필요		M	L	M	M	H	H	O			
		잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적 인 에어로졸 물질을 사용하는 종합효과시험		M	L	M	M	H	M	O			
		Stand-alone 또는 integral code model의 검증을 위한 체계적 실험 데이 터베이스 구축		M	L	M	L	H	H	O			
	MCCI	MCCI 관련 기존 실험결과에 대한 재평가 및 코드 추가검증, 콘크리트 기 반의 에어로졸 특성 정량화		M	L	M	L	M	M		O		
		노심-콘크리트 상호작용 결과 생성물 기체에 의해 이송되는 핵분열생성 물과 비방사성에어로졸의 양		M	L	M	L	M	M		O		
	격납건물 우회사고	증기발생기 내 에어로졸의 억류		H	L	H	M	H	H	O			
		ISLOCA나 SGTR 시 방사능영향 완화수단 및 전략 개발		M	M	M	M	M	M	O			
기체상 방출	노심방출	기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 분석 및 평가		H	M	H	M	H	H	O			
		노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구		H	L	H	L	H	H			O	
		핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링		H	L	H	L	H	H		O		
	원자로냉 각재계통 방출												
	격납건물 방출												
	격납경계 누출	격납건물 Crack 형성 관통부에서의 누설 및 격납건물 동적 거동을 바탕 으로 환경으로 누설되는 핵분열생성물의 정량화		M	L	M	L	M	M		O		
	Washout	기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 연구		M	L	M	L	M	M		O		
CFVS		2013년부터 연구개발을 통해 2017년 국산화 개발을 완료하고 2018년부터		H	M	H	H	H	L				O(국

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준 <sup>1</sup>				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
				1차		2차		1차	2차	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~10 년)	N/A
				W	D	W	D						
		선행 해외설비와 경쟁을 통해 국산화 설비의 원전 공급을 추진하였음. 그러나 중대사고 법제화 등 사고관리 여건 변화에 따라 CFVS가 설치된 월성1호기를 제외한 국내 가동원전에는 CFVS의 설치가 취소된 상황임.											산화 완료)
ECSBS		감압효과, 가동시점, 가동시간		M	M	M	M	M	M		O		
AST		실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항을 결정하기 위한 산학연의 종합적인 연구		H	M	H	H	H	H	O			
ST methodology		방사선원항 종합 모델링 개선		H	L	H	M	H	H		O		
		방사선원항 평가시 불확실성을 확인하고 해결할 수 있는 분석 방법: 격 납건물에서 부유화된 아이오딘의 화학적 형태, 중대사고시 살수 및 자연 침적 등 제거 메커니즘		M	L	M	M	H	H	O			
		FP 거동 불확실성을 파악하기 위한 Fukushima 상세자료 분석	OECD BSAF Phase 2 ,ARC-F ,FACE	M	L	M	M	H	H	O			
원자로냉각 각계통 방출		Cs 및 I 방출모델		H	M	H	M	H	H		O		
		노심 및 RCS에서 기체상 아이오딘 생성 및 방출		H	L	H	L	M	H			O	
		전형적인 다성분 에어로졸에서의 아이오딘 흡착 반응속도와 방사선 조사 시 안정성		M	L	M	L	M	M			O	
		B <sub>4</sub> C 제어봉의 손상시 발생하는 CO에 의한 IOx의 분해		M	L	M	L	M	M			O	
		RCS 내 아이오딘의 이동에 미치는 제어봉 물질의 영향		H	L	M	L	H	H			O	
		RCS를 따라 부착된 금속성 아이오딘화물의 재증발 가능성		H	L	H	L	M	M			O	
격납건물 방출	아이오딘 거동(기체 상)	벽면 및 기기의 금속 또는 페인트 표면이나 에어로졸 입자에 흡·탈착되 는 아이오딘 화학종의 이동		H	L	H	L	H	H		O		
		기체상에서 흡착 아이오딘과 페인트의 반응에 의한 유기 아이오딘의 비 균질 생성/페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원항에 미치는 영향	Bosland, Cantrel, 2015	M	L	H	M	H	H	O			
		기체상에서 방사능에 의한 유기 아이오딘의 분해		M	L	M	L	M	M		O		
		증기응축에 의한 휘발성 아이오딘의 흡착		H	L	H	L	M	M		O		
		IOx의 크기, 조성 및 격납건물 표면에 흡착된 IOx의 방사선하에서의 안 정성		M	L	H	M	H	H		O		

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준 <sup>1</sup>				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
				1차		2차		1차	2차	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~10 년)	N/A
				W	D	W	D						
	아이오딘 거동(액체 상)	수조 내부에서 휘발성 아이오딘의 생성 및 소멸(방사선 환경의 영향)		H	L	H	M	M	M		O		
		아이오딘의 분리(partitioning): 액체상으로부터 휘발성 아이오딘의 생성률 / Pool 수면에서의 아이오딘 화학종간 질량전달률 / Pool이 고갈되면서 휘발성 아이오딘을 방출하는 메커니즘		H	L	H	M	H	H		O		
	아이오딘 거동(환경)	대기 환경에서의 이동 중 아이오딘 화학종(기체-입자)의 변화		M	L	M	L	L	L			O	
Leaching		방출경로상에서 분자 및 유기 아이오딘의 제거율(흡착율)에 대한 분석모델 개발		M	L	M	L	M	M		O		
에어로졸 방출	노심방출	핵연료로부터 방출 : 산화조건에서 Ru 에어로졸 거동에 대한 실험 데이터 확보	STEM-2	M	L	H	M	H	H	O			
	원자로냉각재계통 방출	Ru (Ru-103, Ru-106) 침적물의 RCS 내에서 재휘발 (다른 핵종 또는 산화 상태의 영향)	Bosland, Cantrel, 2015	H	L	H	L	H	H		O		

1차: 2016년 평가 결과, 2차: 본 로드맵 평가 결과, W: 세계 수준, D: 국내 수준

### III. 결 론

#### 1. 중점 기술 현안

후쿠시마 원전 사고는 중대사고가 발생하였을 경우에도 국민의 건강을 지키고 환경 오염을 방지하기 위해 “대량 방사성 물질 방출량을 실제적으로 배제” 하여야 함을 시사하고 있다. 이러한 목표는 국내외에서 중대사고 법제화를 통해 명문화되었다.

많은 중대사고 현상들에 대해 아직 이해가 부족하고, 노심, 원자로 및 격납건물의 손상, 연이은 방사성 물질의 방출을 포함하는 중대사고 해석 모델의 불확실성이 매우 높아서 중대사고 대처 설비 개발, 사고관리 전략 수립, 규제기준 설정 등에서 어려움이 예상된다. 이를 해결하고 국가 차원의 중대사고 대처체계 확보를 위해서는 그동안 이루어져 왔던 중대사고의 연구 및 현안에 대한 총체적인 검토가 필요하다. 이를 위한 첫 번째 단계로 본 특별위원회에서는 2016년 작성된 중대사고 주요 현상에 대한 PIRT를 보완하고 중대사고 규제기술 구축, 가동 및 건설 원전의 원전 중대사고 대처능력 향상, 중대사고 진행 예측 및 대응을 위한 원천 기술 확보 측면에서 우선순위가 높은 과제를 도출하고자 하였다. 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 핵분열생성물 거동 등 3개 분과로 나누어 수행되었으며, 각 분과의 PIRT에서는 필요한 연구 항목 선정을 위해 평가 항목 중에 지식수준 및 중요도를 추가하였고, 특히 중요도는 사고대응과의 밀접성을 기준으로 상, 중, 하로 구분하였다. 이를 바탕으로 표 8과 같은 중점기술현안이 도출되었다.

일차계통 방호분과에서는 우선적인 연구가 필요한 기술현안으로 1) 노심용융 과정 중에 발생하는 유로막힘 현상 모델링; 2) 원자로용기 하부반구에서의 용융물 냉각 성능 평가; 3) 하부반구 가열 및 용발; 4) 일차계통 내에서의 고온고압 수증기로 인해 발생할 수 있는 증기발생기 세관파손이 도출되었다.

격납건물 방호분과에서는 우선적인 연구가 필요한 기술현안으로 1) 격납건물 고온과 압: 격납건물 손상거동을 해석을 위한 정적/동적 구조해석, 수소연소 등과 같은 현상에 의한 국부고온현상, 계통설비손상에 따른 국부누출; 2) 수소연소 및 폭발: 수소확산분포모델(방출 수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소 성층화) 따른 노심용융물 분출/확산/이송모델 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); 3) 노심용융물-냉각수 반응(FCI): 용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과, 용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 모델, 복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델(벽/바닥의 영향, 복합구조), 용융물 재료의 영향(금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응), 용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향, 용융물 파편화에 따른 장기

냉각성 영향, 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 열전달 모델

법제화에 따른 원전스케일 불확실성 분석(사고관리전략 유효성) 평가 방법, 4) 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI): 다차원 용발현상, 핵분열생성물 방출, 사후 상부 충수 시 냉각거동(파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출), 사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동(파편화 정도, 입자크기분포), 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상(충수 깊이에 따른 연구 포함), 충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성(파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성), 원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가, 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안, MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발 등이 도출되었다.

핵분열생성물 거동분과에서는 1) 노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질방출모델 개선; 2) 산화조건에서 핵연료로부터 Ru 에어로졸의 방출 등 거동에 대한 실험데이터 확보; 3) 살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선; 4) 노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구, 핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링; 5) 다음 현상에 대한 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링(벽면 및 기기의 표면에 흡탈착 및 재부유되는 아이오딘 핵종 거동, 기체상에서 침착 아이오딘과 페인트 및 케이블 구성 물질과 반응에 의한 유기아이오딘의 형성); 6) MCCI Pool로부터 에어로졸 방출; 7) Pool Scrubbing: 격납건물 내 Pool로부터의 재유입, 포화상태까지 확장된 수조 Scrubbing 실험, 수조 표면 위 고압 조건, 물의 pH가 에어로졸 및 아이오딘 기체 억류에 미치는 영향, 잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 Scrubbing 종합효과시험 및 관련 모델링; 8) 실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항 결정 등이 중요성과 시급성이 큰 현안으로 평가되었다.

표 8의 중대사고 현안해결을 위한 중점 현안 기술 중 현재 수행 계획 중인 내용에 대해서도 표시하였다. 현재 착수되었거나, 착수 예정 중인 사업은 원자력안전위원회 주관 “원자력안전연구개발” 사업(‘21~26)과, 과학기술정보통신부와 산업통상자원부 주관의 “가동원전 안전성 향상 핵심기술개발” 사업(’22~’29) 등이 있다.

표 8. 중점 현안 기술 종합

연구분야	중점 기술현안		연구기간			연구 계획
			단기 (3년)	중기 (5년)	장기 (10년)	
일차계통 방호	노심용융 과정 중에 발생하는 유로 막힘 현상 모델링			○		
	원자로용기 하부반구에서의 용융물 냉각성능 평가			○		원안위
	하부반구 가열 및 용발			○		원안위
	일차계통 내에서의 고온고압 수증기로 인해 발생할 수 있는 증기발생기 세관파손		○			
격납건물 방호	격납건물 고온과압	격납건물 손상거동을 해석을 위한 정적/동적 구조해석		○		가동원전 원안위
		수소연소등과 같은 현상에 의한 국부고온현상		○		
		계통설비손상에 따른 국부누출		○		
	수소연소 및 폭발	수소확산분포모델 (방출수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소성층화)따른 노심용융물 분출/확산/이송 모델 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)		○		
	노심용융 물-냉각 수 반응 (FCI)	용융물제트 파쇄에 대한 스케일링 효과		○		
		용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 모델		○		원안위
		복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델(벽/바닥의 영향, 복합구조)		○		
		용융물 재료의 영향(금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)		○		
		용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향		○		
		용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향		○		
		파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 열전달 모델		○		원안위
		법제화에 따른 원전스케일 불확실성 분석(사고관리전략 유효성) 평가 방법		○		원안위



연구분야	중점 기술현안		연구기간			연구 계획
			단기 (3년)	중기 (5년)	장기 (10년)	
노심용융 물-콘크 리트 반응(MC CI)		다차원 용발현상		○		
		핵분열생성물 방출		○		가동원전 원안위
		사후 상부 충수 시 냉각거동(파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출)		○		
		사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동(파편화 정도, 입자크기분포)		○		
		공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상(충수 깊이에 따른 연구 포함)		○		
		충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성(파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)		○		
		원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가		○		
		국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안		○		
		MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발		○		
핵분열생성 물 거동		노심 구조물 손상 및 에어로졸 등 물질 방출 모델 개선		○		원안위
		산화조건에서 핵연료로부터 Ru 에어로졸의 방출 등 거동에 대한 실험데이터 확보	○			
		살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선		○		
		노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구, 핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링			○	
		벽면 및 기기의 표면에 흡탈착 및 재부유 되는 아이오딘 핵종 거동,		○		원안위
		기체상에서 침착 아이오딘과 페인트 및 케이블 구성 물질과 반응에 의한 유기아이오딘의 형성	○			원안위
		MCCI Pool로부터 에어로졸 방출		○		가동원전 원안위
		수조여과	○			가동원전 원안위
		실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항 결정	○			가동원전

가동원전: 과학기술정보통신부, 산업통상자원부, 가동원전 안전성 향상 핵심기술개발, 2022. 4~2029.12

원안위: 원자력안전위원회, 원자력안전연구개발 과제, 2021~2026

## 2. 기타 원전 적용

### 2.1. 소형모듈원전

세계적으로 소형모듈원전 (Small Modular Reactor, SMR)에 대한 시장 확대 전망에 따라 미국, 영국, 중국, 러시아 등에서는 정부 차원에서 소형모듈원전의 개발 및 건설 지원을 확대하며, 소형모듈원전 개발의 경쟁이 가속화되고 있다. 세계에서 개발 중인 소형모듈원전은 70여종 이상이고, 이 중 육상용 경수로 형태의 소형모듈원전은 약 25여종이다. 국내에서는 SMART (System-integrated Modular Advanced Reactor)를 개발하여 2012년에 표준설계인가를 취득하였고, 현재에는 개량된 형태의 SMART100을 개발하여 새로운 표준설계인가 취득을 위한 심사 중이다. 또한, SMART 개발을 통해 확보된 원천기술을 기반으로, 안전성, 경제성, 유연성이 향상되는 혁신기술개발을 통한 혁신형 SMR의 개념이 개발되고 있다.

본 내용에서는 국내의 SMART, SMART100 및 혁신형 SMR이 해당되는 육상용 가압경수로 형태의 소형모듈원전을 기준으로 중대사고 주요 현상 및 평가 내용에 대한 적용성을 검토하였다.

육상용 가압경수로 형태의 소형모듈원전의 노심은 대형 가압경수로의 노심과 대체로 유사하다. 핵연료 펠렛, 피복재, 지지격자체 등으로 구성되는 핵연료집합체는 기본적으로 동일한 사각집합체가 소형모듈원전에서 사용된다. 이에 따라, 노심 가열, 피복재 산화, 노심용융, 유로 막힘 등의 중대사고 초기 현상들에 대해서는 유사한 거동으로 경위가 진행된다. 다만, 노심의 전체 열출력에 따르는 원자로 정지 이후의 잔열 대비 원자로냉각재 계통 내의 냉각재 재고량이 소형모듈원전의 경우에 대형 가압경수로보다 냉각재 재고량의 비율이 상대적으로 높으므로, 냉각재 상실을 동반하지 않는 초기사건의 발생 이후에, 잔열제거계통이 작동하지 않는 시나리오에서 중대사고 진입조건에 훨씬 느리게 도달한다.

중성자 흡수체 제어봉 물질로는 대형 가압경수로에서 사용되는  $B_4C$ 를 대체하여 Ag-In-Cd이 사용되기도 한다. Ag-In-Cd의 경우  $B_4C$ 와 비교하였을 때, 녹는점이 더 낮은 특징이 있다. 가연성 독봉의 경우에는 동일하게  $Gd_2O_3$ 이 사용된다. 혁신형 SMR의 경우에는 상용로와 다르게 무봉산 운전 개념이 혁신기술로 채택되어 있다.

장착된 노심부에서 열 제거의 상실로 용융되는 핵연료 및 피복재 등은 핵연료 하부와 원자로용기 하부헤드 사이에 위치하는 노심지지대로 재배치된다. 노심지지대로 재배치된 노심용융물은 노심지지대를 손상시키고, 노심지지대의 손상에 따라 노심용융물은 하부헤드로 재배치된다.

하부헤드로 재배치되며 형성되는 노심용융물 파편층 및 액체층의 형태는 기존의 대형 가압경수로와 유사하다. 다만, 소형모듈원전의 경우에 하부헤드로 재배치된 전체 노심용융물 중 순수 핵연료의 질량 비율은 대형 가압경수로와 비교하였을 때 그 비율이 더 낮다. 이는 노심의 출력에 비례하는 핵연료의 양은 소형모듈원전이 더 낮고, 원자로용기 내 핵연료의 양 대비 일체형원전의 특성상 노심 내부 및 하부 구조물을 구성하는 금속물질의 비율은 더 높기 때문이다. 상대적으로 노심용융물 내 핵연료의 양은 적고, 금속물질의 양이 더 많기 때문에, 하부헤드에서 노심용융물이 성층화되었을 때 원자로용기 측면으로의 열 하중 집중 효과(focusing effect)는 다소 낮다.

소형모듈원전은 일체형 원전의 특성상 원자로냉각재펌프, 증기발생기, 가압기 등이 원자로용기 내부에 설치되어, 원자로용기의 직경 및 높이는 커지고, 소형원전의 특성상 노심 핵연료의 양은 작으므로, 중대사고 시의 원자로용기 외벽냉각을 통한 노심용융물 노내 보존 전략 수행에 있어서 노심용융물의 외벽냉각에는 더 유리한 조건이다.

대형 가압경수로의 원자로용기 하부헤드를 관통하는 노내 계측 노즐 및 안내관은 소형모듈원전의 경우에는 원자로용기 상부 또는 측면 부분을 관통하기 때문에, 하부헤드 관통부가 없어서 관통부에 의한 원자로용기 하부헤드 파손은 발생하지 않는다. 다만, 원자로 하부용기의 전체 파손 및 불균일 가열 방식의 파손은 동일하게 발생할 수 있다.

노심의 손상 이후에 발생할 수 있는 고압용융물방출 현상에 대해서는 대형 가압경수로와 동일하게 안전감압밸브를 이용하여 원자로냉각재계통을 감압하여 방지한다. 소형모듈원전의 중대사고 시 노외 냉각수 주입의 주된 목적은 원자로용기 외벽냉각을 통한 원자로용기 파손 방지이다. 이에 따라, SMART100에서는 원자로용기 하부 헤드보다 높은 위치에 격납건물내재장전수탱크(IRWST)가 있고, 중대사고 진입 시에 공동충수계통 밸브를 개방하여 냉각수의 수두차에 의하여 피동적으로 원자로공동 및 원자로용기 하부헤드를 침수시킨다. 미국의 NuScale 소형모듈원전은 일체형 원자로용기를 감싸는 금속 격납용기가 정상운전 시에도 냉각재 풀에 잠겨있는 형태이다. 따라서 중대사고 시에도, 원자로용기에서 방출되는 냉각재 증기는 격납용기에서 응축되면서, 노심의 잔열은 원자로용기 및 격납용기 내 냉각수를 통하여 최종열침원인 외부의 냉각재 풀로 전달되는 전략을 갖추고 있다.

## 2.2. 연구로

연구로에 대해서도 인허가를 위하여 설계 기준사고 및 중대사고에 대한 다양한 사고 평가를 필요로 하며, 이를 위하여 노심의 손상을 포함한 연구로에 대한 중대사고 연구가 뒷받침되어야 한다. 특히 노심손상을 수반하는 극심한 사고에 대한 방사능 방출 선원항(source term)은 부지의 선정 및 비상계획 구역의 설정 뿐 아니라 확률론적 안전성 분석을 통한 안전목표의 달성 및 공공의 안전을 평가하기 위한 중요 요소이다. 연구로는 상업용 경수로에 비해 다양한 설계 모형이 존재하며, 아울러 핵연료도 산화우라늄(UO<sub>2</sub>) 보다는 금속핵연료와 같은 다양한 핵연료가 사용되므로 연구로 전체에 대한 중대사고 연구는 어려움이 많다. IAEA 는 Safety Report Series 53을 통해 전체적으로 다양한 연구로의 선원항 및 위해도 평가를 정리한 바 있으며, 여기서는 국내 한국원자력연구원의 ‘하나로 연구로’를 중심으로 연구로의 노내노심용융 사고의 특성 및 방사선량의 방출에 대해 기존 상용 경수로와 대비된 주요 기술적인 사안을 정리하였다.

연구로는 설계 목적에 따라 다양한 설계 특성을 가지고 있지만, 한국원자력연구원의 하나로는 30MWt 급 다목적 연구로로 원자력 관련 연구를 위한 고밀도 중성자속을 제공하는 목적으로 (1) 노심으로의 접근 용이성을 위한 개방수조형 원자로 구조, (2) 경수냉각, 중수반사체를 이용한 소형의 밀집된 노심 및 (3) 이에 따른 높은 출력밀도를 가지도록 설계되었다. 원자로는 12.2m 깊이의 원자로 수조 내에 위치하며, 노심은 지르칼로이 유동관으로 분리된 39개의 채널로 구성되어 있다. 핵연료로는 U<sub>3</sub>Si-Al 으로서 고순도 알루미늄에 U<sub>3</sub>Si 입자들이 분사되어 있는 구조로 외부에 알루미늄 피복관으로 둘러 쌓인 금속 핵연료를 사용한다. 원자로가 개방형 수조 내에 위치하므로 계통의 압력은 펌프 토출압에 의해 대기압 이상을 유지하나 저압 (노심출구, 2bar)와 저온 (노심출구, 318K)에서 운전된다.

연구로에서도 중대사고의 초기 사건으로 확률론적 안전성 평가를 기준으로 냉각제 상실사고, 전원상실사고 등을 고려 할 수 있으며, 채널 형 노심에 대해 유로폐쇄 사고가 노심손상을 유발시킨다. 상용경수로에 비해 연구로의 중대사고 진행의 가장 큰 차이점은 금속핵연료에 기인한다. 하나로의 U<sub>3</sub>Si-Al 금속핵연료는 용융온도가 660℃로 산화우라늄 핵연료에 비해 낮은 온도에서 용융된다. 노심이 냉각수로부터 노출되면 잔열에 의해 온도가 상승하고, 용융온도 이상이 되면 노심이 용융되어 흘러내리며(candling), 원자로 하부의 냉각수 위치에서 고화되거나 원자로 바닥에 파편층을 형성하게 된다. 원자로에서 급격한 반응도 급등(reactivity insertion) 사고가 아니면 높은 온도(>1000℃)의 노심용융물이 생성되지는 않으므로 급격한 금속의 산화 반응 및 수소 생성은 미미하다. 다만 용융물의 생성에 따른 냉각수와 반응(Fuel Coolant Interaction: FCI) 가능성은 더 높다고 볼 수 있으나 낮은 온도로 인해 영향은 크지 않을 수 있다. 낮은 용융 온도를 가진 금속 핵

연료는 핵연료 손상에 따른 핵분열 생성물의 방출에도 상용경수로와는 큰 차이를 보인다.

기존 상용원전의 산화우라늄 핵연료의 지르칼로이 피복재와는 달리 연구로의 금속핵연료와 Al 피복재는 훨씬 낮은 온도에서 피복재의 파손이 일어나므로, 피복재의 파손에 의해 조기에 핵연료의 핵분열 생성물의 방출이 일어나게 된다. Al-6061의 고화온도는 582℃로 알루미늄 합금의 용융온도는 그 보다 훨씬 낮아질 수 있다. 핵연료의 핵분열 생성물은 피복재에 기포같은 흠집이 생성될 때부터 방출이 시작되며, 약 650℃ 정도에서는 대부분의 불활성기체(noble gas) 생성물은 외부로 방출된다. 대표적인 휘발성 핵종인 원소 요오드(Elemental Iodine)의 기화온도는 660℃ 이며, 세슘은 669℃로 초기 핵연료의 손상 및 용융으로 불활성 기체 및 휘발성 핵종이 주로 방출된다. 요오드와 세슘의 화합물인 CsI의 기화온도는 1280℃로 다른 고체성 핵종들과 함께 용융 핵연료의 온도가 충분히 상승하지 않으면 방출되지 않는다. 연구로 금속 핵연료에 대한 핵분열 생성물의 방출 특성은 핵연료 가열 실험 등을 통하여 데이터베이스화 되어 있으나 상용경수로 핵연료에 비해 매우 한정되어 있다.

연구로에 대한 중대사고 평가 및 핵연료 손상을 포함한 해석적 연구는 아주 초보적인 단계로 연구로 평가를 위한 (연구로 전용) 중대사고 해석 코드는 아직 개발되어 있지 않으며 기존 상용경수로의 해석 도구를 부분적으로 사용하는 방법을 모색하고 있다. 일례로 상용경수로의 중대사고 평가를 위한 MELCOR와 MAPP4 코드는 산화우라늄 핵연료를 대상으로 개발되어 연구로의 금속핵연료에 대해 직접 적용할 수는 없다. 일반적으로 온도 변화에 따른 핵연료의 핵분열 생성물의 방출 특성은 실험 자료를 토대로 상관식으로 정리되어 있는데, 연구로 금속핵연료에 대해서도 일부 IAEA 보고서를 통해 정리된 자료를 토대로 MELCOR 코드에 부분적으로 적용할 수 있다. 그러나 금속핵연료의 손상 및 재배치에 대해서는 금속핵연료의 물성치 및 노심손상을 모의할 수 있는 상관식과 모델의 개발이 따로 이루어져야 한다. 노심손상 과정을 상세하게 해석할 수 있는 RELAP/SCDAPSIM의 경우도 산화우라늄에 대한 자료만 모델링 되어 있어서 금속 핵연료를 해석하기 위해서는 독자적인 실험 연구 및 모델 개발을 필요로 한다. 반면 원자로 계통 및 격납건물 내 핵분열 생성물의 이송 및 방출은 기존 상용경수로의 모델을 사용할 수 있다.

지금까지 중대사고 연구는 TMI-2 사고를 기점으로 상용경수로의 사고 규명을 위해 집중되었으며, 연구로에 대한 중대사고 연구의 필요성은 크지 않았다고 볼 수 있다. 연구로는 출력과 규모가 소형이며, 저온 저압의 원자로에 피동 안전 설계를 대부분 적용하므로 안전에 큰 문제점이 없다고 보았다. 따라서 부지 선정에 위한 환경평가나 비상계획구역 설정을 위한 선원향도 상용경수로에 준하여 매우 보수적인 가정을 사용하여 결정하여

왔다. 그러나 비상계획구역을 최적화 하거나 사고 시 사고관리 및 공공의 안전성을 평가하기 위해서는 연구로의 경우도 보다 엄밀한 중대사고의 평가를 필요로 하며, 이에 대한 관심을 기울여야 한다. 국내도 기장 연구로와 같이 새로운 연구로를 건설하며, 해외에 연구로 수출을 지원하기 위해서는 새로운 규제 요구에 따라 연구로 노심에 대한 중대사고 실험연구와 함께 연구로의 노심손상 과정을 모의할 수 있는 독자적인 중대사고 해석 도구를 확보해야 한다.

### 3. 결 언

막대한 연구적 투자가 요구되는 중대사고 현상에 대한 이해, 중대사고 진행 및 방사성 물질 방출 예측 능력의 확보를 위해서는 다양한 전략이 필요하다.

최우선으로 추진되어야 할 것은 중대사고 핵심현상을 모의할 수 있는 국제 수준의 해석도구 개발이라 할 수 있겠다. 갈수록 주요 중대사고 해석 코드의 상업화 및 기술 보호 측면이 강화됨에 따라, 원천 해석 기술의 개발 없이는 중대사고 관련 기술이 해외에 종속되고 국내 원전의 안전성을 독자적으로 판단할 수 없게 될 것이다.

두 번째로 강조되어야 할 부분은 활발한 국제협력의 참여 및 추진이다. 중대사고 연구는 범위가 넓고 특히 실험적인 연구는 막대한 예산이 투입되어야 하기 때문에, 한 국가가 모든 현상 연구를 수행할 수 없다. 현재 국제적인 경향은 상호 협력 틀 안에서 각국이 역할을 나누고 특정 분야의 연구에 집중하고 그 연구 결과를 서로 공유하고 있다.

마지막으로 강조되어야 할 부분은 산업체-규제기관-연구계가 서로 견제하고 보완하는 가운데 균형 있는 기술 개발을 추진해야 할 것이다. 지나치게 산업 혹은 규제 혹은 연구 등 특정 분야만 강조되어 절름발이가 되어서는 안 될 것이다. 유럽, 미국 등은 특정한 중대사고 현상을 규명하고 대응 방안을 개발할 경우 규제기관-산업체-연구계가 적극 협력하는 좋은 모델을 보이고 있다.

이상과 같이 각 분과에서 제시한 기술현안에 대해서 구체적인 연구내용과 수행일정은 실제 연구기획단계에서 국내 각 기관의 역할 및 가용자원, 국제협력 계획을 고려하여 작성할 수 있을 것이다. 그리고 소듐냉각 고속로의 개발, 중수로 안전성 확보 등의 분야에서 중대사고 연구가 수행되어야 하지만 이번 보고서에서는 그 내용을 다루지 못하였음을 밝힌다. 끝으로 국내외적으로 관련된 연구가 향후 지속적으로 진행될 예정이므로 이 보고서를 학회 차원에서 정기적(3년 주기)으로 보완하고 개정하는 후속 노력이 필요함을 강조한다.

## 부록 A. 중대사고 현상해결 로드맵 보고서 - 일차계통 방호분야

### 요 약

후쿠시마 원전 사고 이후 원전 안전성 향상, 국민의 안전 확보 및 환경오염 방지를 위한 중대사고 대처체계 확보가 국가적 과제가 되었고, 이를 위해 그동안 이루어져 왔던 중대사고의 연구 및 현안에 대한 총체적인 검토를 통해 현안해결을 위한 로드맵의 제시가 필요하게 되었다. 이미 유럽과 일본에서는 중대사고 현상 규명 및 대처 설비/체계 개발을 위한 연구 로드맵을 개발하였으며, 최근 들어 우리나라에서도 원자력학회의 원자로 열수력 및 안전 연구부회 및 중대사고 연구회 회원들 사이에서 중대사고 현안해결 로드맵의 필요성에 대한 공감대가 형성되었다. 따라서 원자력 학회 산하에 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 작성” 특별위원회를 만들어 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 원자로건물 방호, 사고 방사선원향 저감의 세 분과에서 규제와 산학연의 전문가들을 중심으로 정기적인 회의와 세미나 개최를 통하여 최종적인 로드맵을 작성하였다. 다만 보고서 작성 과정에서 중대사고 현상에 대한 정보를 간략하게 잘 정리하여 연구 뿐 아니라 규제 및 산업체 등에서 활용할 수 있도록 관련 내용을 체계적으로 정리하였고, 현안을 해결하기 위한 방법론 수립 및 일정 제시 등의 내용은 향후 연구를 위한 논의의 내용을 추가하는 것으로 같음하였다.

일차계통 방호 관점에서의 중대사고 주요 현상을 관련 전문가의 도움을 받아 PIRT 형식으로 정리하였다. 여기에는 크게 원자로용기와 그 외 일차계통 경계에서의 손상으로 구분하고, 각각에서 세부 손상단계를 정의하여 주요 현상과 지식수준 및 중요도, 현안 및 중요성, 사고관리방안, 규제관점에서의 중요성, 그리고 노내 손상 거동이 원자로건물과 핵분열생성물 거동에 미치는 현상 등이 포함된다. 이렇게 정리된 표는 일차계통에서의 중대사고 진행과정에 따른 주요 현상을 노심, 하부반구, 그리고 일차계통 경계에 따라 정리함으로써, 일목요연하게 사고현상과 그에 관련된 여러 관점을 제공해준다.

향후 연구를 위한 항목 선정을 위해 규명된 일차계통 내 중대사고 주요현상을 대상으로 지식수준과 중요도를 평가하였다. 지식수준은 현상 이해의 수준에 따라, 중요도의 경우는 사고대응과의 밀접성을 기준으로 상, 중, 하로 구분하였다. 전문가들 사이에 지식수준과 중요도에 대해 의견이 갈리는 현상의 경우 투표를 통하거나 약간 보수적으로 의견을 조율하였다. 본 보고서에서는 2016년 1차 PIRT 이후 현재 (2022년 3월)까지의 최신 정보를 반영하여 2차 PIRT를 작성했기에, 지식수준 및 중요도는 현재시점 기준임을 밝혀둔다.

1차 로드맵에서는 중요도가 “상” 으로 채택된 현상의 대부분은 원자로심의 건전성

상실과 관련된 현상보다는 하부반구에서 나타나는 현상에 대한 연구, 즉 용융물 냉각가능성, 하부반구 가열 및 용발, 그리고 하부반구 파손 모드 등에 대한 연구와 연계되어 있다. 하지만, 2015년부터 2019년까지 H2020 프로그램의 일환으로 수행된 IVMR(In-Vessel Melt Retention) 프로젝트를 통해 금속 용융물측면에서의 열집중 현상을 포함하여, 용융물 층 형성시 층분리의 과도상태에 대한 실험과 해석모델이 개발되었으며, 이로 인해 지식 수준은 ‘하’에서 ‘중’ 수준으로 높아졌다. 하지만, 용융물과 하부반구 사이의 gap cooling 가능성 및 코드에서의 모의방법의 한계가 있으며, 원자로용기 하부반구의 건전성 유지가 사고관리와 밀접하게 연관되어 있기 때문에 중요도는 여전히 ‘상’ 수준을 유지하고 있다.

원자로 노심에서의 유로막힘 및 용융물 재배치 현상은 수소 발생 및 용융물 냉각성에 중요한 영향을 갖는 반면, 코드별로 용융물 재배치를 모의하는 방법이 다르고, 노드 민감도가 존재하기 때문에 현상에 대한 불확실성이 높다. 또한, 유로막힘 현상은 임계도와 용융물 냉각을 포함한 사고관리 측면에서 중요하기 때문에, 2차 로드맵에서 중요도가 기존 ‘중’에서 ‘상’으로 상향되었다.

일차계통 경계 손상 관련해서는 고온고압에 기인한 증기발생기 세관 파손이 지식수준에서 “중”, 중요도에서 “상”으로 1차 로드맵 이후에도 변화가 없었다. 파손 여부에 대한 불확실성이 높을 뿐 아니라, 증기발생기 세관이 파단되면 노심에서 방출된 핵분열 생성물이 원자로건물을 우회하여 대기로 직접 방출되기 때문이다.

경수로 이외에도 중수로 원전, 소형모듈원전(SMR)과 연구로에서의 중대사고 현상들을 기술하고, 국내외 연구현황을 조사하였다. 특히, 세계적으로 소형모듈원전에 대한 시장 확대 전망에 따라, 정부 차원에서 소형모듈원전의 개발 및 건설 지원을 확대하며, 소형모듈원전 개발의 경쟁이 가속화되고 있다. 육상용 가압경수로 형태의 소형모듈원전을 기준으로 일차계통 내 중대사고 주요 현상 및 사고관리 기술개발에 대한 필요성을 언급하였다.



## A.I. 서론

### 1. 배경 및 필요성

후쿠시마 원전 사고 이후 원전 안전성 향상, 국민안전 확보 및 환경오염 방지를 위한 중대사고 대처체계 확보가 국가적 과제가 되었다. 중대사고 대처 체계는 중대사고 규제, 원전 중대사고 대처능력 향상, 중대사고 진행 예측 및 대응 기술을 포함하는 총체적인 기술 체계를 의미하고 있으므로 대처 체계 확보를 위해서는 그동안 이루어져 왔던 중대사고의 연구 및 현안에 대한 총체적인 검토가 필요하다. 뿐만 아니라 후쿠시마 원전 사고 이후 중대사고 법제화가 국제적인 동향이며, 국가 간 국제 안전 협약에서도 중대사고로 인한 “방사성 물질 방출량 제한”이 요구되고 있는 실정이므로 현안해결을 위한 로드맵의 제시가 필요하다.

유럽에서는 후쿠시마 원전 사고 이전인 2000년대에 이미 SARP (Severe Accident Research Priority) 라는 중대사고 현상 규명 및 대처 설비 개발을 위한 연구개발 로드맵을 개발하였다. 일본은 후쿠시마 사고 이후 일본의 원자력 학회 중심으로 중대사고 대처 체계 구축을 위한 연구 로드맵을 개발하였다. 우리나라에서도 원자력학회내 원자로 열수력 및 안전 연구부회 및 중대사고 연구회 회원들 사이에서 중대사고 현안해결 로드맵의 필요성에 대한 공감대가 형성되었으며, 이러한 로드맵을 바탕으로 국내 중대사고 규제 기술 개발(규제기관), 국내 원전 중대사고 대처 능력 향상 기술 개발(산업계), 국제 수준의 중대사고 진행 예측 및 대응방안 개발(학계 및 연구계) 등을 체계적으로 수행하는 것이 바람직하다는 판단이었다. 학회 차원의 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성”은 규제 및 산학연 각 고유 분야에서의 필요성이 있는 동시에 객관성을 가지는 것이 바람직하므로, 원자력 학회의 특별 위원회 형태로 추진하는 것으로 결정하였다.

특별위원회의 추진은 표 A.1.1-1과 같이 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 원자로건물 방호, 사고 방사선원향 저감의 세 분야로 나누고 규제와 산학연의 전문가들을 중심으로 활동하였다. 본보고서는 세 분야 중에서 “일차계통 방호분과”의 로드맵으로서 국내 관련 전문가들이 모여 정기적인 회의 및 세미나를 개최하고 초안을 원자력학회에서 발표하는 방식으로 의견을 수렴하여 2016년 1차 로드맵으로 작성한 바 있다. 본 보고서에서는 2016년 이후 현재 (2022년 3월)까지의 최신 정보를 반영하여 기존 1차 로드맵을 보강하였는데, 이는 2022년 2차 로드맵으로 명명하려고 한다. 본 2차 로드맵 작성에 수고해 주신 국내 관련 전문가 명단은 표 A.1.1-2에 있다.

표 A.1.1-1 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원 (2016년 1차)

구분	구성	운영 위원
위원장	1명	류용호 (KINS)
부위원장	1명	송진호 (KAERI)
일차계통 방호	10명 내외	김동하 (KAERI, 분야 리더), 박래준, 김환열, 정범동, 김상백, 김희동, 안광일, 하광순, 홍성완 (KAERI), 임국희, 김균태, 조용진(KINS), 정용훈 (KAIST), 박종운(동국대), 이결우 (KNF), 윤선홍(KEPCO E&C), 이영승, 최유정(한수원)
원자로건물 방호	10명 내외	박현선(포항공대, 분야 리더), 김형택 (KHNP), 김종태(KAERI), 문영태(KEPCO E&C), 방광현 (해양대), 홍성완(KAERI), 김병조(KEPCO E&C), 조용진(KINS), 서미로(KHNP), 김균태(KINS)
방사선원항 저감	10명 내외	김한철 (KINS, 분야 리더), 연제원(KAERI), 하광순(KAERI), 강상호 (KEPCO E&C), 송용만 (KAERI), 김성중(한양대), 윤종일(KAIST), 조창석(KNF)
자문		백원필, 김무환, 장순홍, Sudamay Basu (USNRC), J. M. Bonnet (IRSN), R. J. Sehgal (KTH)

표 A.1.1-2 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원 (2022년 2차)

구분	구성	운영 위원
위원장	1명	김균태 (KINS)
부위원장	1명	하광순 (KAERI)
일차계통 방호	15명 내외	배준호(KAERI, 분야 리더), 김성일, 강준영, 김상백, 김상호, 박래준, 손동건, 안광일, 안상모, 정재훈(KAERI), 임국희, 조용진, 이윤희(KINS), 최유정, 박재환(KHNP), 김병조(KEPCO E&C), 김동하(한양대), 정범진(경희대), 정용훈(KAIST)
원자로건물 방호	15명 내외	김성중(한양대, 분야 리더), 나영수, 김종태, 박래준, 홍성완(KAERI), 박진성(KINS), 신태영, 최유정(KHNP), 신상우, 박동민, 조성민(KEPCO E&C), 박창환(FNC), 정용훈(KAIST), 이연건(제주대), 방광현(해양대), 김응수, 박현선(서울대), 김형대(경희대),
방사선원항 저감	15명 내외	윤종일(KAIST, 분야 리더), 김성일, 손동건, 송용만, 연제원, 하광순, 김태형(KAERI), 이윤희, 김한철(KINS), 조창석(KNF), 이두용(FNC), 박병기(순천향대), 서미로(KHNP), 이준엽(부산대)
자문		류용호(KINS), 송진호(KAERI)

## 2. 목적 및 내용

1차 로드맵 작성 당시, 보고서 작성 최초의 목적은 중대사고 현안 해결을 위한 로드맵 작성으로, 주요 현안을 정리하고, 특히 취약한 부분을 확인하여 그 현안을 해결하기 위한 방법론 수립 및 일정 제시 등이 수록 내용으로 논의되었다. 그러나 분야별 위원들을 초청하여 보고서 작성의 목적과 활용처, 일정 및 참여 가능성 등을 논의하는 과정에서 최종 목표가 로드맵 작성에서 PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) 작성으로 수정되었다. 즉, 중대사고 현상에 대한 종합 정보를 간략하게 잘 정리하여 연구뿐 아니라 규제 및 산업체 등에서 (연구개발 우선 순위 등에) 활용할 수 있는 내용을 PIRT 형태의 표에 포함하도록 위원회 활동이 변경되었다.

PIRT 관련해서는 이미 국내외 여러 기관이 여러 분야에 대해 다양하게 작성하여 발표하여 왔다. 여기서는 설계기준사고를 대상으로 특별한 시나리오에서 어떠한 연구를 더 수행해야 할지를 정하는 등 구체적인 목적을 위해 PIRT가 개발되거나, 분야가 중대사고 분야로까지 확장되기도 하였다. 기존 PIRT와의 차별화를 위하여, 1차 로드맵 보고서에서는 기존의 다양한 PIRT 형태를 참고하여 일차계통 방호와 관련된 중대사고 주요 현상을 대상으로, 다양한 원자력 유관기관에서 활용할 수 있도록 필요한 내용들을 보강하고, 가급적 보기 쉽도록 구조를 유지하였다. 즉, 관심이 가는 주제를 제일 앞에 놓고, 그 제목에 영향을 주는 주요 현상들을 언급하고, 각 주요 현상에 대한 지식수준 및 현안, 중요도, 사고관리 방안, 규제 관점, 그리고 타 분야 (원자로건물 건전성 및 핵분열생성물 거동)의 현상에 미치는 영향 등을 추가하였다. 이를 통해 주요 현상이 무엇인지, 그 중에서 현안과 추가 연구가 필요한 분야는 어디인지, 규제 관점에서는 어느 부분에 아직 부족한지 등에 대한 정보를 잘 보여주도록 연역적 방법으로 PIRT 구조를 구성하였다.

본 2차 로드맵 보고서에서는 (1) 지식수준을 3가지 하위항목 (이해도 및 불확실도, 국내외 연구 동향, 전산 코드 모델링 현황)으로 세분하여 이해도를 높이고, (2) 타 분과 (원자로건물 건전성 및 핵분열생성물 거동)에 미치는 영향에 본 분과 (원자로용기 건전성)의 영향을 추가하여 3개 분과의 관점을 모두 제시하며, (3) 기존 로드맵에 누락된 (원자력계) 최신 관심사항 (SMR 및 연구로 적용, PSA 적용)을 추가하여 활용도를 높였다.

보고서의 구성을 살펴보면, A.I장은 서론으로 배경/필요성/목적/내용을 기술했다. A.II장은 일반인을 위한 내용으로 구성하였다. 1절에서는 중대사고 진행 과정을 일차계통의 압력 거동에 따라 고압 및 저압 사고로 구분하여 간략히 설명하였다. 2절과 3절에서는 TMI와 후쿠시마 원전에서의 중대사고 실제 발생 사례를 소개하면서 중대사고 발생에 따른 사고진행 과정과 정부의 대응, 사고가 국민들에게 미치는 영향, 그리고 원인 분석을 통한 대처방안 등을 기술하였다.

A.III장은 일차계통에서의 전반적인 중대사고 현상에 대하여 원자력 유관기관의 관심 내용을 PIRT 형태로 정리하였다. 원자로용기와 일차계통에서의 건전성 상실을 큰 제목으로 하여, 원자로용기에서는 노심과 하부 및 상부반구에서의 건전성 상실 원인, 일차계통에서는 고온과 고압에 의해 발생할 수 있는 경계파손과 초기 사건에 의한 파손 원인을 기술하였다. 또한 건전성을 유지하기 위한 운전원 조치로, 감압 및 노내 및 노외로의 냉각수 주입 전략에 대해서도 언급하였다. 이외에도 후쿠시마 사고 이후 관심이 높아진 사용후연료저장조에서의 냉각재 상실로 인한 중대사고와 증수로에서의 적용 등도 추가하였다. 특히, 그림 A.1.2-1은 일차계통에서의 중대사고 주요 현상 파악을 위한 PIRT에서 제시할 주요 제목(heading)과 내용을 일목요연하게 정리하였다.

본 보고서의 궁극적인 활용을 위해 A.IV장에서는 국내에서 우선순위로 연구가 필요한 분야에 대한 의견을 제안하였다. 1차 로드맵에서는 사고관리 차원에서 중요하면서 또한 잘 모르는 항목으로, 하부반구 용융물 냉각가능성이 우선순위가 높은 연구항목으로 채택되었다. 하지만, 2015년부터 2019년까지 H2020 프로그램의 일환으로 수행된 IVMR(In-Vessel Melt Retention) 프로젝트를 통해 용융물층 형성과정에 대한 실험과 해석 모델이 개발되었으며, 지식수준은 ‘하’에서 ‘중’ 수준으로 높아졌다. 반면, 원자로 노심에서의 유로막힘 및 용융물 재배치 현상은 코드별 결과 차이, 노드 민감도 존재 등으로 인해 불확실성이 높은 반면, 임계도와 용융물 냉각을 포함한 사고관리 측면에서 중요하기 때문에, 중요도가 기존 ‘중’에서 ‘상’으로 상향되었다. 원자로 하부반구에서의 용융물 냉각가능성, 하부반구 가열 및 파손 모드는 사고관리 차원에서 여전히 중요한 현상으로서 지속적인 연구의 필요성이 언급되었다.

일차계통 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식수준/중요도 (1차 로드맵)	지식수준/중요도 (2차 로드맵)	현안 및 중요성	원자로용기 건전성 관점	원자로건물 건전성 관점	핵분열생성물 거동 관점
원자로 손상	원자로심건전성 상실	노심가열(피복재 산화)	상/중	상/중	붕괴열, 노심냉각가능성(재중수), 피복재산화, 산화열	노심가열 속도에 따른 영향	노심가열 속도에 따른 영향	피복재파손, 방출량
		노심용융 (유로 막힘)	중/중	중/상	촛농현상(candling), 유로 막힘	용융물 이송 속도에 영향	수소연소, 용융물조성비	피복재파손, 방출량
		노심 파편충/ 용융물 풀 형성	중/중	중/중	용융물의 성장, 용융물 풀 조성 형상, 냉각수로의 FP 용해 및 재증발	용융물 조성 (금속중, 산화중)	수소방출, 용융물 조성(FCI)	용융물 풀 온도에 따른 FP 방출
		용융물 냉각가능성	하/중	중/중	유로변형이후의 중수주입효과, 일부 건전노심에 순수를 주입시 재임계 가능성	재중수로 인한 하부반구로 용융물 이송 시점 지연	재중수로 인한 추가적인 수소 생성효과	재중수로 인한 FP 제거효과
		용융물 재배치 (이송)	하/중	중/중	용융물 재배치전개(시점, 온도), 노심용융 및 재배치 지연효과	하부반구 열적 부하	노내 증기폭발 여부	없음
	원자로하부구조물 건전성 상실	용융물 냉각가능성	하/상	중/상	불확실한 용융물 형상, 불확실한 열전달기재, 재임계조건, 재임계에 따른 출력증가 및 용융가속화	수소생성량, 외벽냉각, 순수 냉각수 주입시 재임계	추가적인 수소생성, 저압에서의 증기폭발 가능성	재중수로 인한 FP 제거효과
		하부반구 가열 및 용발 (ablation)	중/상	중/상	용융물중 초기형상, 증산화, 자연대류열전달, 열하중 집중현상, 용융물중간 열전달, 외벽냉각 열전달	원자로용기 파손 모드, 시점		없음
		하부반구 파손 모드	중/상	중/상	용융물 냉각여부, 외벽냉각 조건에서의 용기파손		원자로건물건전성 초기조건 제시 (온도/조성/방출율/방출량)	고압파손모드인경우 다량의 FP 추가방출
		고압방출(HPME)	상/하	상/하	격납건물 건전성 위협 여부, 파손크기, 방출량		원자로건물 건전성위협, 수소생성	고압파손모드인경우 다량의 FP 추가방출
		상부구조물 파손	상/하	상/하	노심손상지연효과 (열침원, 금속물질증가)	용융물 조성, 외벽냉각 초기조건	용융물조성영향, 초기조건변화	
일차계통 경계손상	고온고압 기인경계상실	증기발생기 세관 파손	중/상	중/상	자연순화, 물성치 부재, 2차측 조건, 핵분열생성물방출			방출기준 초과 가능
		밀림관 파손	상/하	상/하	자연순화			
		고온관 파손	상/하	상/하	자연순화			
	초기사건 기인경계상실	ISLOCA/SGTR	상/상	상/상	핵분열생성물 우회방출			방출기준 초과 가능
		PORV/배관 파손	상/중	상/중				

그림 A.1.2-1 일차계통 중대사고 현안 PiRT

## A.II. 중대사고 진행특성 및 중대사고 사례

### 1. 사고 경위

원전에서 노심 물질이 용융되는 중대사고는 초기사건(initiating event)에 따라 다양하게 전개될 수 있다. 전원상실, 증기발생기 2차측 급수완전 상실, ATWS(Anticipated Transient Without Scram: 원자로가 정지되지 않는 사고)와 같은 초기사건들에 의해 원자로냉각재계가 고압을 유지하는 상태에서 중대사고로 진행되는 고압 사고와 냉각재 상실사고가 발생하였을 때 안전주입이 되지 않아 원자로냉각재계가 저압인 상태에서 중대사고로 진행되는 저압 사고로 구분할 수 있다. 이들 초기사건으로부터 원자로용기 파손까지의 중대사고 전개과정은 그림 A.2.1-1이 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 고압사고 경위는 저압사고 경위로 변화될 수 있으며, 운전원의 사고방지 및 완화 방안 수행에 따라 원자로용기가 파손되는 것을 방지할 수 있다.

#### 1.1. 고압 노내 중대사고 경위

원자로냉각재계가 고압인 상태로 사고가 진행되는 전원상실사고와 급수완전 상실 사고는 증기발생기 2차측에 급수가 공급되지 않아서 증기발생기가 열침원(heat sink) 역할을 상실하여 발생하는 경우이다. 반면에 ATWS 사고는 원자로 정지신호가 발생하였으나, 정지계가 작동하지 않고 증기발생기 주급수펌프는 정지된 상태에서 노심에서는 전출력이 생성되는 경우이다. 이러한 사고의 경우 사고방지를 위한 운전원의 조치가 없다면 고압인 상태에서 가압기 안전밸브 등을 통한 냉각재 방출로 원자로냉각재계통 내에 냉각재가 고갈되어 노심이 노출된다. 이후 노심은 붕괴열로 인해 온도가 상승하고, 핵연료 피복재와 증기의 산화반응이 발생하면 산화열로 핵연료 온도가 급격히 상승하고 핵연료가 용융된다.

노심 물질이 손상되기 전에 운전원이 증기발생기 2차측으로의 급수 주입 및 방출(2차측 feed & bleed operation)을 통하여 원자로냉각재계를 감압하거나 가압기의 안전감압계통(SDS: Safety Depressurization System)을 개방하고 고압 안전주입 계통(HPSI: High Pressure Safety Injection System)을 작동하는 1차측 feed & bleed를 통하여 노심을 냉각시키고, 원자로냉각재계를 감압하면 고압 사고가 저압 사고로 변화된다. 그러나 이러한 운전원의 조치가 없다면 고압상태에서 핵연료가 용융되고 용융된 물질들은 원자로용기 하부지지판 상부로 재배치되고 TMI-2 원전 사고와 같이 이곳에서 용융 pool을 형성하게 된다. 원자로냉각재계가 고압으로 진행되던 사고는 TMI-2 원전 사고와 같은 가압기 PORV(Pilot Operated Relief Valve)의 개방고착(stuck open), 전원상실에 의한 원자로냉각재펌프밀봉축(Reactor Coolant Pump Shaft Seal) 파손, 고온 증기의 자연순환에 의한 원자

로냉각재계통의 배관(고온관, 가압기 밀림관, 증기발생기 U자형 전열관 등) 파손, 운전원의 임의적인 가압기 안전밸브 개방 등으로 고압사고에서 저압사고로 변화될 수 있다,

원자로냉각재계통의 감압요인이 없고 노심 용융물을 효과적으로 냉각하지 않으면 노심의 하부 지지판 상부에 재배치되었던 용융물은 원자로용기 하부헤드로 재배치된다. 이때 원자로용기 내부는 고압이기 때문에 노내 증기폭발(in-vessel steam explosion)의 발생가능성은 희박하다. 원자로용기 하부헤드에 재배치된 노심용융물에 냉각수를 효과적으로 주입하면 TMI-2 원전 사고에서와 같이 원자로용기가 파손되지 않고 노심용융물을 냉각할 수 있다. 그러나 노심용융물이 냉각되지 않으면 원자로냉각재계통이 고압인 상태에서 원자로용기가 파손되어 원자로건물 노심용융물 고압분출(HPME: High Pressure Melt Ejection)에 의한 원자로건물 직접가열(Direct Containment Heating) 발생으로 원자로건물이 조기파손(early containment failure)될 수 있다.

후쿠시마 원전사고의 경우 1, 2, 3호기 모두 완전전원 상실사고로부터 야기되었다. 1호기 경우에는 격리 응축계통의 작동이 초기에 멈추어 노심 손상 및 원자로 파손이 진행되었다<sup>10)</sup>. 따라서 대부분의 사고는 고압 사고로 추정된다. 하지만 사고 진행 과정 중 주증기 관이 고온 크립에 의해 손상되었을 가능성도 있고, 안전 밸브가 고착 개방되었을 수도 있기 때문에 노심 손상은 고압 및 저압 모두에서 진행되었다고 할 수 있겠다.

## 1.2. 저압 노내 중대사고 경위

원자로냉각재계통이 저압인 상태에서 중대사고로 이르는 대표적인 사고경위는 배관의 파손 등으로 냉각재가 상실되어 일어나는 냉각재 상실사고(LOCA: Loss Of Coolant Accident)이다. 이러한 사고가 발생했을 때 고압 안전주입계통, 안전주입 탱크(SIT: Safety Injection Tank), 저압 안전주입계통 등의 비상 노심 냉각재 주입 계통(ECCS: Emergency Core Cooling System)이 작동하면 중대사고로 진행되지 않고 사고가 회복될 수 있다. 그러나 이들 계통이 작동하지 않으면 원자로용기 내에 냉각재가 부족하여 노심이 노출되고 핵연료가 용융된다. 저압 사고경위는 고압 사고경위와는 달리 원자로냉각재계통 내의 냉각재가 파손 부위를 통해 빠르게 상실되며, 핵연료 피복재 내외부 사이의 높은 압력차이 때문에 핵연료 피복재가 빨리 파손되어 중대사고로 빠르게 진행될 수 있다. 용융된 노심 물질은 고압사고 경위와 같이 원자로용기 하부 지지판 상부에 모이게 되고, 냉각수가 효과적으로 주입되지 않는다면 노심손상은 더 진행되어 원자로용기 하부헤드로 재배치된

10) F. Nagase, R.O. Gauntt & M. Naito (2016) Overview and Outcomes of the OECD/NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Nuclear Technology, 196:3, 499-510, DOI: 10.13182/NT16-10

다. 이때 고압사고와는 달리 원자로용기 내부가 저압인 경우에는 노심용융물이 원자로용기 하부헤드로 재배치될 때 증기폭발이 발생할 가능성이 있다.

노심용융물이 원자로용기 하부헤드에 재배치되었을 때 저압 안전주입 계통 등의 효과적 작동으로 냉각수를 주입하면 노심용융물이 원자로용기 하부헤드에서 냉각되어 원자로용기의 건전성을 유지할 수 있다. 그러나 용융물이 냉각되지 않으면 원자로용기가 파손될 수 있고, 노심용융물이 원자로용기 하부 원자로공동(cavity)에 방출되어 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI: Molten Core Concrete Interaction)이 발생된다.



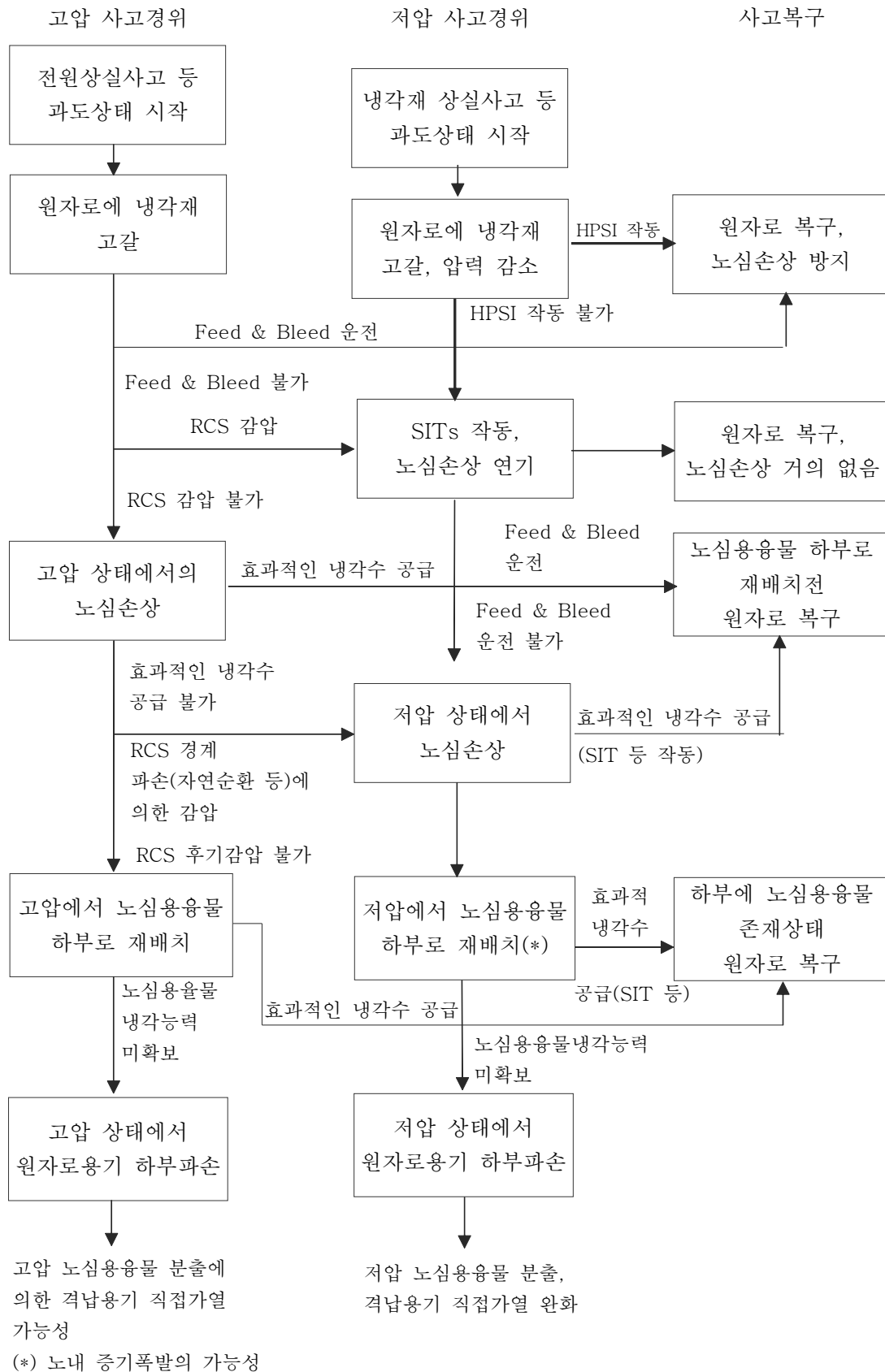


그림 A.2.1-1 노내 중대사고 전개과정과 사고완화 방안

## 2. TMI 사고

TMI사고는 미국 펜실베이니아주에 있던 가압경수로 원자로인 TMI (Three Mile Island 원자력발전소 2호기에서 1979년 발생한 사고이다. TMI-2 원전은 Babcock & Wilcox 사가 설계하고 제작한 가압경수형 원자로(PWR: Pressurized Water Reactor)이다. TMI-2 원전은 열출력이 2,272 MWt이고 노심에 핵연료 다발은 177개가 있다. 이 원전에는 2개의 고온관, 2개의 증기발생기, 4개의 저온관, 4개의 원자로 냉각재 펌프가 각각 있다. 또한, 한 개의 고온관에는 가압기가 연결되어 있으며, 4개 train의 고압 안전주입 계통이 4개의 저온관에 각각 연결되어 있다. 증기발생기는 국내 가압경수로의 U-tube 형과는 다르게 one-through 형으로 구성되어 있다.

TMI-2 원전은 1979년 3월 28일 오전 4시경, 정격출력으로 운전 중이었다. 주급수펌프가 정지하여 보조급수펌프가 기동하였으나 출구밸브가 닫혀 있었기 때문에 급수가 공급되지 못하였다. 즉, 급수완전 상실(total loss of feed water) 사고가 발생하였다. 급수상실로 증기발생기가 열제거원 역할을 상실하였기 때문에 원자로냉각재계통의 압력이 상승하여 가압기 상부의 PORV가 개방되었으나, 밸브가 개방된 상태로 고착되어 닫히지 않아 소형파단 냉각재 상실사고(SBLOCA: Small Break Loss Of Coolant Accident)로 전개되었다. 소형파단 냉각재 상실로 고압안전 주입 펌프가 작동하였으나 가압기 수위의 상승으로 원자로 냉각재 계통내에 충분한 냉각재가 있다고 상황을 잘못 판단한 운전원이 고압 안전주입 펌프 작동을 중지시켜 핵연료가 손상되어 중대사고로 전개된 사고이다. 즉, 원자로 냉각재 계통내 냉각재가 PORV를 통해 누출될 때 노심 내 냉각재 수위를 보여주는 계측기가 없어 운전원은 가압기 수위를 통해 노심 내 냉각재 수위를 판단할 수밖에 없었으나 가압기 수위가 높았기 때문에 노심이 냉각재로 적절히 덮여 있을 것으로 추정하였다. 또한 PORV가 개방되어 있다는 신호 역시 확인할 수 없었다. 그 결과, 주제어실 정보창에 경보가 발생하였음에도 운전원은 발전소에서 냉각재상실사고가 발생되었다는 사실을 인지하지 못하고 고압 안전주입 펌프 작동을 중지시켜 상황을 더욱 악화시키게 되었다.

TMI-2 원전 중대사고는 사고전개 과정에 따라 다음의 4개 Phase로 구분할 수 있다.

- Phase 1: 원자로 냉각재 계통 내 냉각재가 상실되는 시기
- Phase 2: 노심이 초기 가열되는 시기
- Phase 3: 노심 손상이 진행되는 시기
- Phase 4: 노심용융물이 원자로용기 하부로 재배치된 이후 냉각되는 시기

이와 같은 4개의 주요 Phase로 구분할 수 있는 TMI-2 원전 중대사고 전개과정에서 주요 사건과 현상 발생 시간은 다음과 같다.

- 0초: 터빈과 주급수 펌프 정지에 의한 급수완전상실사고 발생
- 3초: 가압기 PORV 개방고착에 따른 의한 소형 파단 냉각재 상실사고 발생
- 8초: 원자로 정지
- 122초: 고압안전주입계통 작동
- 278초: 운전원의 고압안전주입계통 작동중지
- 480초: 보조급수계통 작동 시작
- 552초: 노심에서 비등 시작
- 4,440초: B-loop 원자로 냉각재 펌프 정지 (Phase 1 종료)
- 6,184초: 노심 노출에 의한 핵연료 피복재 온도 상승 시작
- 7,442초: 핵연료 피복재 온도가 1,000K에 도달하여 산화가 시작됨
- 7,719초: 핵연료 피복재 온도 1,117K에서 피복재가 파손됨
- 8,520초: 운전원이 PORV 배관 차단밸브를 닫아서 냉각재 누출을 종료시킴
- 9,014초: 핵연료 용융 시작
- 10,400초: 하나의 B-loop 원자로 냉각재 펌프 재기동 (Phase 2 종료)
- 11,580초: B-loop 원자로 냉각재 펌프 정지
- 12,000초: 원자로 냉각재 계통 feed & bleed 운전 시작
- 13,440초: 노심 용융물 하부로 slumping (Phase 3 종료)
- 18,000초: 비상사태 선언 (Phase 4 종료)

그림 A.2.2-1에서 보는 바와 같이 TMI-2 원전 사고에서는 노심의 핵연료 물질이 용융되어 노심 하부에서 용융풀이 형성되었고 일부 용융물은 원자로용기 하반구로 재배치되었다. TMI-2 원전에 대한 VIP(Vessel Investigation Project) 보고서에 따르면 TMI-2 원전 사고 전개에 따라 노심 물질의 약 45%인 62톤이 용융되었고 용융물질 약 19톤이 원자로용기 하반구로 재배치되었다. 이와 같이 용융물이 원자로용기 하반구로 재배치되었으나 노내 노심용융물 냉각으로 원자로용기가 파손되지 않았다. 즉, 비록 TMI-2 원전에서 노심 물질이 용융되는 중대사고가 발생하였으나 원자로용기 및 격납건물의 건전성이 유지되었으므로 대량의 방사선이 환경으로 누출되는 참사는 발생하지 않았다.

사고 발생 후 미 연방 및 주 당국은 신속한 조치를 취하였다. 미국원자력규제위원회(U.S.NRC)는 즉시 해당지역에 검사관들로 구성된 팀을 급파하여 시료 채취를 통해 발전소 지역 대기 내 방사능을 측정하였다. 3월 28일 저녁에 노심이 적절히 냉각되어 원자로

가 안정상태에 있는 것으로 나타났으나, 3월 30일 아침에 새로운 문제가 대두되었다. 원자로 냉각재 계통의 압력을 방출하고 노심으로의 유량감소를 방지하기 위한 작업을 수행하던 보조건물에서 심각한 방사선 누출이 발생되었기 때문이다. 이로 인해 펜실베이니아 주지사는 발전소 인근 주민대피와 관련하여 미국원자력규제위원회 측과 논의 후 발전소 반경 5마일 이내 임산부 및 취학 전 아동들에게 해당지역을 떠나도록 권고하였다. 이후 얼마 지나지 않아 원자로용기 상부 돔 부분에서 대형 수소기포가 생성된 것이 확인되었으며, 수소기포의 연소나 폭발에 의한 원자로용기 파손 가능성에 대한 우려가 제기되었으나 용기 내 산소가 없기 때문에 수소기포에 따른 연소나 폭발이 발생하지 않는다는 전문가 의견이 있었으며, 용기 내 기포의 크기가 감소함에 따라 위기는 종료되었다.

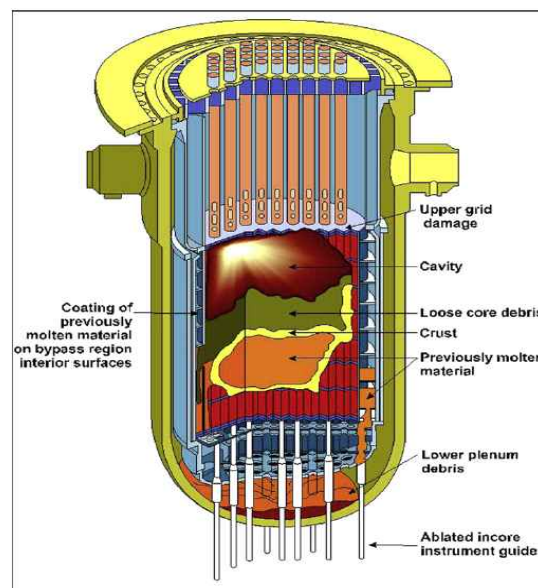


그림 A.2.2-1 TMI 사고 후 원자로용기 내 노심손상 정도

이후 미국원자력규제위원회와 주정부는 사고에 따른 공중보건의 영향을 파악하기 위해 방사선학적 결과에 대한 상세연구를 수행하였다. 해당 지역에 있던 약 2백만명 주민들의 평균 선량은 약 1밀리렘 정도로 흉부 X-ray 촬영시 받게되는 선량(6밀리렘 정도) 보다 적었다. 또한 그 지역의 자연 방사선량이 연간 약 100 ~ 125 밀리렘 정도인 것을 감안할 때 사고로 인한 해당지역의 집단선량은 매우 적었다.

사고발생 수개월 후 TMI 지역 내 사람, 동물 및 식물에 대한 방사선으로 인한 위해 가능성에 대해 의문이 제기되었으나, 직접적인 관련은 없었다. 해당지역을 감시하는 다양한 그룹에서 공기, 물, 우유, 식물, 토양 및 음식물에 대해 수천 번의 환경시료분석결과를

수집하였지만 방사성 물질이 매우 낮은 수준으로 확인하였다. 사고원전의 원자로는 심각한 손상을 입었지만 대부분의 방사성 물질이 격납건물 내부에 격리된 채 환경으로 유출되지 않아 주민 또는 환경에 미친 영향은 무시할 정도라 할 수 있다.

TMI-2 원전 사고는 인적실수, 설계결함 및 기기고장이 복합되어 발생한 대표적인 사고였다. TMI-2 원전 사고의 가장 큰 원인 중 하나는 설계문제였다. 사고과정에서 가압기의 PORV 개폐상태가 매우 중요한 요인이었는데도 주제어실에서 이를 확인할 수 있는 방법이 없었다. 계기판은 밸브에 정상적으로 전기 신호가 제대로 전달되는지만 알려줄 뿐이었다. 게다가 원자로의 이상을 알려주는 경고등도 체계없이 한꺼번에 들어오는 바람에 운전원들이 문제를 파악하기가 쉽지 않았다. 심지어 계기판 뒤쪽에 신호가 배치되어 보기가 어렵기도 했다. 작업 흐름이나 사용자의 편의성을 고려하지 않고 설계되다 보니 원자로의 현재상태를 빨리 파악하고 기민하게 대처하기 어려웠다. 또한 직원교육과 제도의 문제도 컸다. 사고 당시 운전원들이 적절한 조치를 취하지 못하고 우왕좌왕했다는 점은 사실이나 이들이 업무에 태만했다는 증거는 딱히 발견되지 않았다. 사실 운전원들은 대응이 조금 느려졌지만, 교육받은 대로 대처하고 있었다. 다만 원전 직원에 대한 교육이 대부분 원자로가 정상적으로 운전중인 상태에 관한 것이었다. 원전의 구조나 비상상황에 대한 교육이 없었으니 직원들에게 비상상황에 대처하거나 위급시 임기응변으로 대응하는 능력을 기대하기 어려웠다. 이 사고 후 원자력에 대한 대중의 불신과 관심이 동시에 증가하였으며, 미국의 원전 관련 정책역시 대대적으로 수정되었다. 하드웨어적으로는 방사선 차폐가 이전에 비해 강화되었을 뿐 아니라 원자로의 냉각계통이 보강됐다. 소프트웨어적으로는 주제어실에서 원전의 상태를 한눈에 파악할 수 있도록 계기판이 개선되었으며, 원전 종사자들에 대한 교육훈련이 강화되어 원전 안전성을 더욱 강화하는 계기가 되었다.

현재 TMI-2 원자로는 영구 정지되어 모든 연료가 인출된 상태로 원자로 냉각재 계통이 배수되었고 방사성폐기물은 소외 처분부지로, 핵연료 및 노심물질은 격리시설로 수송하여 처리되었고 나머지 부지 내 시설은 감시하였다. TMI-2 원전은 TMI-1 원전의 운영허가가 만료되어 양호기를 해체할 수 있는 시점까지 장기간 감시되는 상태로 보존하고 있다.

### 3. 후쿠시마 사고

2011년 3월 11일(금) 일본표준시간(JST) 14시 46분에 일본 동북(東北, 도호쿠)지방의 미야기현(宮城縣) 동쪽 해저(진원 위치: 북위 38.1도, 동경 142.5도, 해저 깊이 24km)에서

발생한 규모 9.0의 동일본 대지진은 태평양 연안의 넓은 지역에 초대형 쓰나미(지진해일)를 유발함으로써 인근 해안 지역에 있는 원자력발전소(원전)들이 그 영향을 받았다. 그중에서도 특히 후쿠시마 제1원전(Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) 1~4호기(비등경수로, BWR)는 교류전원 완전상실(Station Blackout; SBO) 상태가 발생함은 물론, 축전지(Battery)에 의한 직류(Direct Current; DC) 전기 공급조차도 축전지 또는 배전반 침수 등으로 거의 모두 상실하여, 발전소 상태의 파악이 어려워지고 밸브 개방 등의 안전 조치를 신속하게 취할 수도 없었다. 이로 인해 원자로의 냉각기능이 장기간 상실되었으며, 그중 3기의 원자로에서 핵연료가 대량 용융되고 원자로건물에서 대형 수소가스 폭발이 3차례나 일어나는 중대사고의 발생과 더불어 대량의 방사성물질이 외부로 방출되는 대형 사고가 전개되었고, 사용후연료저장조(Spent Fuel Pool; SFP) 내에 보관 중이던 사용후연료의 안전성도 상당 기간 위협받았다. 그림 A.2.3-1은 후쿠시마 제1원전에서의 사고 발단 과정, 그림 A.2.3-2는 수소가스 폭발 후의 후쿠시마 제1원전 1~4호기 외부 모습을 보여주고 있다.

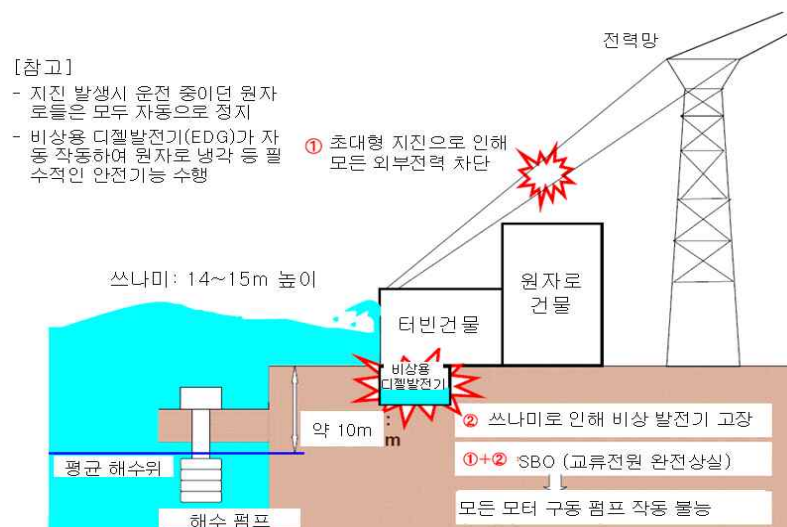


그림 A.2.3-1. 후쿠시마 제1원전에서의 사고 발단 과정



그림 A.2.3-2. 수소가스 폭발 후의 후쿠시마 제1원전 1~4호기 외부 모습

후쿠시마 제1원전에 건설된 비등경수형원자로(BWR: Boliling Water Reactor, 그림 A.2.3-3 참조)는 1950년대에 미국 GE사가 처음 개발한 발전용 원자로이다. 국내 원전에서 채택하고 있는 가압경수로의 경우 원자로 압력을 150기압 이상으로 크게 높여서 원자로 용기 안에서는 물이 끓지 않도록 하고 증기발생기에서 터빈 구동에 필요한 증기를 간접적으로 생산하는 반면, BWR은 원자로 압력을 70기압 수준으로 낮추고 증기를 직접 생산한다. 심각한 사고가 진행된 1~4호기 중에서 1호기는 BWR-3형, 2~4호기는 BWR-4형 설계이며 이들은 모두 표 A.2.3-1에서 보는 바와 같은 Mark-I 격납용기를 채택하고 있다.

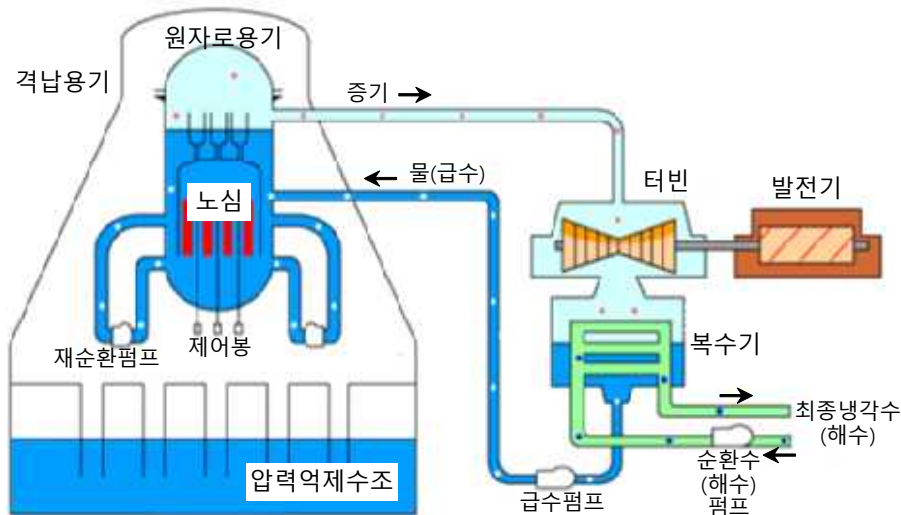


그림 A.2.3-3 비등경수로(BWR)의 기본 구성

한편, BWR에서 격납용기(Primary Containment Vessel; PCV)는 사고 시 원자로에서 방출되는 방사성물질을 억류시키고, 원자로를 비롯한 핵심 설비들을 외부 영향으로부터 보호하는 역할을 하는 중요한 안전 설비이다. 이에 반해 격납용기를 둘러싸는 원자로건물(Reactor Building; RB)은 격납용기가 제외된 부분으로, 대부분의 비상노심냉각계통 설비가 설치되며, 상부에는 사용후연료저장조(SFP)가 설치되어 원자로에서 사용된 사용후연료를 공용 저장조로 옮기기 전까지 저장함은 물론, 자연적 또는 인공적인 외부 영향으로부터 격납용기와 원자로를 보호하는 역할도 한다. 격납용기의 설계압력은 약 4기압으로 상당히 높은 압력까지 견디지만, 원자로건물은 내부 압력을 견디는 기능은 없이 기밀 상태만 유지할 수 있다. 일차 격납용기는 드라이웰(Drywell)과 웨트웰(Wetwell)이 커다란 배기관(Vent)들에 의해 연결된 형태이다.

표 A.2.3-1 후쿠시마 제1원전의 안전계통

구 분	1호기(BWR-3)	2~4호기(BWR-4)
격납용기	MARK-I형	MARK-I형
원자로 정지	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 제어봉</li> <li>• 대기 액체제어계통(SLC)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 제어봉</li> <li>• 대기 액체제어계통(SLC)</li> </ul>
고압 냉각 또는 안전주입	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 고압냉각수주입계통(HPCI)</li> <li>• 격리응축계통(IC)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 고압냉각수주입계통(HPCI)</li> <li>• 노심격리냉각계통(RCIC)</li> </ul>
저압 안전주입	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 노심살수계통(CS)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 저압냉각수주입계통(LPCI)</li> <li>• 노심살수계통(CS)</li> </ul>
원자로 감압	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 안전감압계통(ADS)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 안전감압계통(ADS)</li> </ul>

사고 당시 후쿠시마 제1원전의 1호기는 원자로의 붕괴열(잔열) 제거 기능을 사고 초기에 상실하여 지진 발생 당일에 이미 많은 양의 핵연료가 녹아내린 것으로(이를 ‘노심 용융’이라 함) 추정되었다. 2호기와 3호기의 경우, 사고 초기에는 전기 공급 없이도 원자로에서 나오는 수증기에 의해 구동되는 펌프가 가동되어 노심 냉각이 이루어졌으나, 밸브 제어 등에 필요한 직류전원이 사고 직후 또는 1~2일 안에 상실됨에 따라 지속적인 냉각기능 유지에는 실패하여 결국 노심 용융으로 이어졌다. 이 과정에서 고온의 핵연료 피복재와 수증기가 반응하여 생성된 많은 양의 수소가스가 다양한 경로를 통해 원자로건물 내부로 누출된 후 상부 공간에 축적되어, 1호기에서는 3월 12일, 3호기에서는 3월 14일 각각 원자로건물에서 수소가스 폭발이 발생하고 원자로건물 상부가 파손되었다. 3월 15일에는 많은 양의 핵연료를 사용후연료저장조에 보관하고 있던 4호기의 원자로건물에서도 수소가스 폭발이 발생했는데, 3호기에서 발생한 수소가스가 배기 과정에서 4호기 원자로건물로 유입된 것으로 추정되고 있다. 2호기의 경우 수소가스의 폭발은 발생하지 않았으나, 격납용기의 고온·고압 조건이 지속되면서 드라이웰에서 취약한 부분이 부분적으로 손상되어 다량의 방사성물질이 대기로 직접 방출된 것으로 보인다. 표 A.2.3-2는 후쿠시마 사고의 초기 전개과정을 요약해서 보여주고 있다. 참고로, 상기 내용은 한국원자력학회 후쿠시마위원회에서 작성한 [후쿠시마 원전 사고 분석] 보고서에서 부분적으로 발췌한 내용이다.



표 A.2.3-2 후쿠시마 사고의 초기 전개 과정

일	주요 사고 경과	비고
3.11(금)	<ul style="list-style-type: none"> <li>지진 발생(14:46)으로 가동 중이던 1,2,3호기 자동 운전 정지</li> <li>쓰나미로 인해 1~3호기의 모든 교류전원 상실(15:40 전후)</li> <li>비상사태 선언(19:03), 반경 3km 소개 및 10km 옥내 대피(21:00)</li> </ul>	
3.12(토)	<ul style="list-style-type: none"> <li>1호기 격납용기 배기 결정(06:50); 격납용기 압력 하강(14:30)</li> <li>1호기 원자로건물에서 수소가스 폭발(15:36); 요오드(I)/세슘(Cs) 검출</li> <li>주변 소개 범위를 20 km 반경으로 확대(21:40)</li> <li>1호기 원자로에 해수주입 시작(19:04)</li> </ul>	최초 수소가스 폭발
3.13(일)	<ul style="list-style-type: none"> <li>3호기 격납용기 배기(09:08) 및 해수 주입 시작(13:12)</li> </ul>	
3.14(월)	<ul style="list-style-type: none"> <li>3호기 건물 상부에서 대형 수소가스 폭발 발생(11:01)</li> <li>2호기 원자로 냉각수 수위 저하 및 해수 주입 시작(19:20)</li> </ul>	2번째 수소가스 폭발
3.15(화)	<ul style="list-style-type: none"> <li>2호기 격납용기 일부 손상 및 방사성물질 대량 방출(추정)</li> <li>4호기 원자로건물 수소가스 폭발 및 화재(06:10)</li> <li>부지 내 방사능 준위가 400 mSv/h까지 상승</li> </ul>	3번째 수소가스 폭발; 사용후연료저장조 안 전문제 등장
3.16(수)	<ul style="list-style-type: none"> <li>3호기 근처의 방사능 준위가 상승하고 연기도 관찰</li> <li>부지에서의 방사능 준위가 일시적으로 1,000 mSv/h 도달</li> </ul>	
3.17(목) ~ 3.19(토)	<ul style="list-style-type: none"> <li>자위대 헬리콥터 및 소방대의 고압 소방차 등을 이용한 냉각수 살포 (별도로 원자로에의 해수 주입은 계속됨)</li> <li>1~4호기는 상태는 악화하지 않고 소강상태 유지</li> <li>5,6호기의 잔열제거계통 회복(3.19)</li> </ul>	극한 상황에서의 현상 유지
3.20~31	<ul style="list-style-type: none"> <li>20일 1,2호기부터 시작하여 22일까지 전 호기의 외부전력망이 연결되었으며, 24일까지 전 호기의 주제어실 내 조명 복구됨</li> <li>연결된 외부 전원을 이용한 핵심 기기 가동을 위한 절차를 진행하고, 23일부터 원자로용기 온도 등 일부 추가 계측정보 확보</li> <li>27일부터 1,2,3호기 원자로용기로 담수(Fresh Water) 주입</li> <li>사고 상태가 전체적으로 회복 단계라 할 수 있으나, 방사성물질의 누출이 지속되고 대기, 해양, 토양 오염이 확산</li> </ul>	

## A.III. 일차계통 내 주요 현상 및 평가

### 1. 원자로용기 건전성 상실

#### 1.1. 노심 손상

##### 가. 노심 가열 및 피복재 산화

###### (1) 주요 현상

중대사고는 모든 초기사건에서 노심에서 발생하는 붕괴열 (원자로가 정지되지 않는 ATWS 사고의 경우는 노심출력)을 제대로 제거할 수 없는 조건으로 사고가 전개될 때 발생하며, 대부분 냉각기능의 상실(Loss of cooling)과 냉각재 상실(Loss of coolant)의 원인으로 노심 가열이 발생한다. 중대사고시, 원자로가 정지된 이후에는 방사성핵종의 붕괴에 따른 에너지가 지속적으로 발생하기 때문에, 노심 가열 속도는 노심 내부의 냉각재 상실 속도와 직접적인 연관이 있다. 즉, 대형 냉각재 상실사고(LBLOCA, Large Break Loss Of Coolant Accident) 인 경우 노심 냉각재의 직접적인 손실로 인해 노심가열이 빠르게 진행되며, 냉각기능 상실의 대표적인 사고인 전원상실사고(SBO, Station Black Out Accident)의 경우는 증기발생기 2차측 고갈 이후, SRV(Safety Relief Valve)를 통한 냉각재 손실이 발생하면서 노심 가열이 본격적으로 진행된다. 냉각수가 있는 동안은 냉각수가 붕괴열을 제거하지만, (냉각수가 보충되지 않으면) 점차 노심에서의 냉각수 수위가 낮아져 연료봉 상부가 노출되기 시작한다. 붕괴열은 원자로가 정지되면서 최초에는 전출력의 6~7% 정도가 발생하며, 시간이 지나면서 급격히 감소하는 특성을 지니고 있다. 따라서 사고 초기부터 붕괴열을 제거할 수 있는 가용한 냉각수 확보와 장기간에 걸친 지속적인 열제거 방안 확보가 중대사고 사고관리 전략의 핵심이다.

일반적으로 연료봉에서의 축 방향에서의 붕괴열 분포는 코사인 함수 형태로 주어지며, 대부분의 중대사고 코드에서는 입력으로 출력 분포를 결정한다. 전반적인 노심 거동을 모의하기 위해 노심을 반경 및 축 방향의 2차원으로 정의하며, 이에 따라 노심에서의 붕괴열 분포도 결정된다. 수직 연료봉이 냉각수 고갈로 수위가 감소하면 상부 노드부터 노출되고 가열되기 시작하지만, 사고가 진행되면서는 중단 및 상단에 위치한 노드부터 높은 붕괴열로 급격하게 가열된다. 이러한 상황에서는 연료봉과 피복재의 온도는 거의 차이를 보이지 않는다.

노심손상은 냉각재가 끓어오르며 감소하는 동안 계속되는데 노심이 노출되기 시작하면 핵연료봉에서 증기로 열이 전달되어 열전달량이 상대적으로 줄어들며 핵연료봉 온도가 올라가고, 핵연료피복재인 지르코늄합금이 산화하기 시작하며 수소가 발생하게 된다. 핵연료봉의 온도가 올라가면 핵연료봉 내에서는 핵분열 가스가 생성되어 핵연료봉 내 압

력이 상승하고 핵연료 피복재가 부풀어 오르며 궁극적으로 크리프가 발생하고 피복재가 파손된다. 피복재의 부풀음(ballooning)과 파손은 약 1,150K 정도의 비교적 낮은 온도, 낮은 압력에서 일어나며, 높은 압력에서 온도가 올라가게 되면 피복재는 부풀음이 일어나지 않고 파손된다. 피복재 손상이 중요한 이유는 이때부터 간극 내부에 모여 있던 핵분열생성물이 일차계통으로 방출되기 때문이다.

연료봉을 감싸고 있는 피복재는 Zr로 만들어져 있으며, 물질 특성 상 고온의 영역에서 수증기와 반응하여 급격하게 산화되면서 발열반응을 동반한다. 이때 발생하는 산화열은 산화에 참여하는 Zr의 질량에 따라 결정되며, 급격한 산화반응이 일어나는 경우 발생하는 산화열은 붕괴열의 수십 배에 해당하여 피복재와 연료봉의 온도상승을 주도한다.

피복재의 온도가 약 1,300K에 이르면 끓어오르는 증기에 의해 지르코늄합금 피복재가 급격히 산화하고 부분적으로 노심이 급격히 가열되는 과도 과정을 거친다. 증기에 의한 지르코늄합금 피복재의 산화과정은 발열반응으로 노심을 더욱 빠르게 가열시키게 되는데, 붕괴열 만에 의한 노심 가열율은 노심의 위치나 사고경위에 따라 0.4 에서 1.0K/s 범위지만 부분적으로 온도가 약 1,300K 이상으로 올라가게 되는 경우에는 지르코늄합금의 급격한 산화와 발열반응으로 가열율이 1K/s를 훨씬 넘어서기도 한다. 지르코늄합금 피복재의 산화율은 일반적으로 피복재의 산화층을 통과하는 산소의 확산률 또는 피복재 표면에서의 증기량에 의해 정해지며 피복재의 산화는 수소발생을 동반한다.

피복재의 산화과정을 예측하는 많은 상관식들이 개발되어 있으며, 중대사고 코드에서는 다양한 상관식들이 적용되고 있다. 이러한 상관식은 초기에는 급격한 산화과정을 예측하지만, 산화가 진행될수록 (산화층의 두께가 두꺼워질수록) 산화율은 감소하는 형태를 갖는다. 이 외에도 산화반응은 순수 Zr 자체의 질량과 산화반응에 필요한 가용한 수증기의 질량 등에 제한받는다.

피복재 산화 현상은 수소 생성과 직결되어 있다. 즉, 1 몰의 Zr가 2몰의 수증기와 반응하여 산화 지르칼로이드로 바뀌고, 2몰의 수소를 생성한다. 이때 생성되는 수소의 양이 충분하여 원자로건물의 수소 농도가 수소연소 기준 이상으로 높아지게 되면 원자로건물의 건전성을 위협하게 된다.

## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

붕괴열의 생성율은 시간의 함수로서 표현되며, 이는 핵분열생성물들의 반감기에 따라

서 시간에 따라 급격히 감소한다. 원자로의 붕괴열 생성율은 원자로의 노형, 원자로의 전체 열출력 및 원자로의 신연료 장전 이후의 운전 기간에 따라 그 수치가 근사된다. 따라서 기존에 존재하는 붕괴열 생성율의 계산을 위한 식들은 핵연료의 운전기간과 전체 출력으로부터 계산되는 초기의 붕괴열 출력에 시간의 함수로 감소하는 형태로 구성된다. 단순하게는 원자로의 최대출력 및 원자로 정지로부터의 시간만을 가지고 계산을 한다. 중대사고 관리 지침서에서의 장기 붕괴열 제거를 위한 냉각수 주입율의 계산에서도 핵연료의 장전으로부터의 원자로의 연료 소비 기간을 배제하고 계산한다. 이에 대한 이해도는 높으며, 불확실도 또한 크지 않다.

붕괴열 제거의 실패로부터 유발되는 노심가열에 따라서, 노심 내 핵연료와 구조체들은 높은 온도로 상승하며, 노심내의 냉각수들로부터 과열된 증기가 생성된다. 이러한 중대사고의 진행에 있어서 피복재 및 노심 구조 물질들의 금속 성분이 산화반응하면서 발생하는 열로 인하여 노심 손상 및 금속 물질들의 산화반응을 더욱 가속시킬 수 있다. 금속 물질들의 산화반응 정도는 온도, 온도가 지속되는 시간, 산화반응에 필요한 증기 조건 및 증기의 순환을 결정하는 기하학적 형상 등에 따라 크게 달라진다. 피복재인 지르칼로이와 증기의 산화반응에 의해 약 6,430 kJ/kg의 산화열이 발생하며, 철-크롬과 증기의 산화반응에 의해서는 약 645 kJ/kg의 산화열이 발생한다.

피복재의 산화로 인해 발생하는 반응열은 증기의 온도, 압력, 핵연료봉 구조 등에 따라 영향을 받는다. 각 영향에 대한 정량적인 이해도는 높은 편이나 특정 사고시나리오에 따라 발생할 화학적 반응열 평가는 손상노심의 구조, 냉각수의 양, 온도, 압력의 영향을 고려해야 하므로 불확실도가 크다.

#### (나) 국내외 연구 동향

핵연료에서 발생하는 지르칼로이-수증기 산화반응은 많은 실험을 통해서 연구가 되어 왔으며, 최근에는 사고저항성 연료에 대한 산화반응 연구가 많이 진행되고 있다. 사고저항성 연료는 냉각기능 상실에 의한 핵연료 온도 상승 속도와 산화에 의한 수소 발생을 지연시켜 노심 손상을 억제하고 수소 위험도를 줄이는 목적으로 개발되고 있다. 미국 GE사에서 주관하는 BWR용 피복관은 지르코늄이 아닌 철계통의 FeCrAl 합금으로 구성하고 있으며, 프랑스 Framatome사와 미국 Westinghouse사는 기존 지르코늄 합금에 크롬을 코팅한 코팅 피복관 개념을 적용하고 있다. 최근 연구에 의하면, 피복재에 표면처리, 크롬 코팅 등을 통하여 지르코늄 합금 대비 수소발생 시점과 수소발생량을 현저히 감소시키는 것으로 나타났다.

### (다) 전산 코드 모델링 현황

중대사고 해석은 사고 초기부터 격납건물 파손 이후까지 많은 계산시간이 필요하므로, 설계기준 사고에 사용하는 계통 열수력 코드에 비해 상대적으로 노드 개수가 적고 빠른(Fast-running) 수치해석 방법을 사용해 왔다. 하지만, 중대사고 사고관리 측면에서 원자로 감압, 비상 냉각수 공급과 같은 중대사고 초기의 사고관리의 적절성을 평가하기 위해서는 노심가열 단계에서의 해석의 중요성이 부각되고 있다. 노심가열은 냉각재 상실에 의해 발생하므로, 노심 노출 시점을 파악하기 위해서는 계통 열수력 해석의 정밀도 향상이 요구되고 있으며, 국내외에서 개발되는 중대사고 해석코드는 계통 열수력 해석의 정밀도를 높이는 노력을 해오고 있다. 최근에 국내에서 개발되고 있는 CINEMA 코드는 설계기준 계통열수력 코드인 SPACE 코드를 기반으로 하고 있기 때문에, 사고 진행과 대응조치에 따른 계통 열수력 거동의 변화를 정확히 해석할 수 있는 장점을 갖고 있으며, 최근 출시된 MAAP 5.0 코드는 수치적 해석방법의 개선을 통하여 계통 열수력 해석에 있어서 계통 내부의 압력장 변화를 고려할 수 있도록 하였다.

중대사고 해석코드인 MELCOR, MAAP, CINEMA 코드에서는 붕괴열을 기본적으로 핵종별 붕괴 방정식에 의해 결정하며, 각 핵종의 붕괴열 자료 및 상수는 ANSI/ANS-5.1 모델을 사용하고 있다. MELCOR에서는 ORIGEN 테이블을 사용하여 초기 재고량과 시간에 의해 붕괴열 계산이 가능하다.

중대사고 해석코드에서는 지르칼로이와 증기, 지르칼로이와 산소의 산화 반응, steel과 수증기의 산화반응,  $B_4C$ 와 수증기의 산화반응에 대한 모델링을 하고 있으며, 산화 반응율은 일반적인 parabolic rate equation 형태를 갖으며, 반응 상수값은 고체 표면온도에 대한 지수 형태의 식으로 표현된다. 산화반응을 위해서는 수증기가 있어야 하므로, 산화반응에 의한 수증기 고갈과 유동 막힘에 의한 수증기 부족 정도를 고려하도록 하고 있다. MELCOR 코드는 지르칼로이-증기 산화반응의 반응 상수값을 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용하고 있으며, 상수값에 대한 민감도 분석이 가능하도록 구현되어 있다. MAAP 코드는 지르칼로이-증기 산화반응의 반응 상수값을 Cathcart & Baker-Just 상관식과 Urbanic-Heidrich을 사용하고 있으며, CINEMA 코드는 Cathcart & Baker-Just 상관식을 사용하고 있다.

### (3) 현안 및 중요성

붕괴열에 의한 노심의 가열에 있어서 중요한 현안은 노심의 냉각가능성이다. 발생하는 붕괴열은 핵분열생성물의 재고량에 따라 결정되는 문제이므로 불확실도가 크지 않아

현안은 아니나, 붕괴열의 분포는 손상노심의 분포에 따라 달라지므로 이에 대한 평가는 중요하다. 예를 들어 붕 내부에서도 파손된 핵연료가 재배치되는 형태에 따라 국부적인 발열량이 달라지고, 냉각 가능성에 영향을 미친다.

피복재의 산화를 포함하는 화학적인 발열량 또한 손상된 노심의 구조와, 증기의 접근 가능성 및 온도 압력의 영향을 받게 된다. 최적 평가를 위해서는 노심의 물리적 구조의 변화를 고려한 화학적 발열량 평가 및 붕괴열 분포 평가를 결합하여 노심에서 생성되는 열과 제거되는 열의 평가가 필요하다. 특히, 산화반응에 의한 수증기 고갈 및 많은 양의 수소 발생은 사고 해석시 수치적인 불안정성을 야기할 수 있으며, 산화반응 계산에 있어서 수증기 고갈의 영향을 반영하는 모델은 불확실성이 존재하고 있다.

노심가열이 진행되면서 피복재의 온도 상승 및 강도가 약한 산화 지르칼로이 층의 생성으로 인해서 피복재의 파손이 유발되며, 이로 인해 핵연료봉 내부에 녹아 있던 핵분열생성물이 연료봉 밖으로 유출되게 된다. 피복재 파손에 의해서 수증기가 피복재 내부로 유입됨으로 인해 지르칼로이-수증기 산화반응이 가속화된다.

노심 구조 물질들의 금속 성분이 산화반응하면서 발열 반응으로부터 발생하는 열이 핵분열생성물로부터 계속해서 생성되는 붕괴열보다도 훨씬 더 크기 때문에, 산화반응이 시작되는 온도에 도달하지 않게 원천적으로 노심 가열을 방지해야 한다. 피복재와 연료봉의 급속한 온도 상승은 피복재의 용융을 직접적으로 유발한다.

또한, 피복재의 산화반응에 있어서, 지르칼로이와 증기의 반응으로부터, 산화지르칼로이와 수소를 생성하게 된다. 이 수소의 생성은 원자로건물의 손상을 유발하는 주요 원인 중에 하나이므로, 원자로용기뿐만 아니라, 원자로건물의 건전성 유지에 있어서 큰 위험 요소가 된다.

#### (4) 사고관리 방안 (사고 상황, 계측, 조치)

노심가열(core heatup)은 노심 냉각수 수위가 유효노심 상부 지점 이하로 내려가거나, 2상 유체 형성으로 인해 충분한 냉각기능이 유지되기 어려울 때 발생한다. 동 현상의 발생은 노심 수위, 노심출구온도 및 노외중성자검출기 등 여러 가지 계측자료를 통합적으로 고려하여 충분히 인지할 수 있다. 특히 노심노출 여부는 비록 비안전 등급이나 노외중성자검출기의 계측 값의 변동이 확연히 감지될 수 있을 것으로 판단된다.

노심가열 과정을 통해 노심온도가 올라가며 핵연료 피복재의 산화는 가속되고, 산화과정 중에 발생한 열과 붕괴열에 의해 노심용융은 가속되게 된다. 핵연료 피복재의 산화

과정이 진행됨에 따라 원자로 압력 경계가 개방되거나 손상된 경우 원자로건물 대기로의 수소방출 양은 증가하게 되고, 또한 피복재의 건전성이 손상되어 아르곤, 크립톤 및 제논 등과 같은 방사성비활성기체가 원자로건물 대기로 방출될 수 있다. 원자로건물 감시계통 중 수소농도 감시기를 통해 수소농도의 증가 및 지역방사선감시기(area monitor)를 통해 방사성비활성기체의 방출을 감시함으로써 직, 간접적으로 사고 진행상황을 파악할 수 있을 것으로 판단된다.

동 사고환경에서는 우선 노심냉각기능 회복을 위한 조치가 우선적으로 취해져야 할 것으로 판단된다. 이를 위해서는 증기발생기를 이용한 냉각운전과 원자로 내부로의 냉각수 주입이 요구된다. 노심 내에 냉각수를 주입하기 위해서는 원자로냉각재계통의 압력을 감압할 수 있는 조치와 노심냉각기능 상실의 원인이 기기상실의 문제인지, 주요기기의 지원계통상실 문제인지, 전원계통의 상실인지 혹은 원자로냉각재 대량 누설에 의한 문제인지에 대한 원인 규명과 회복조치가 수행되어야 한다. 또한 수소제어설비가 적절히 수소를 제거하고 있는지 수소농도 변화를 지속적으로 감시하는 것이 필요하다.

#### (5) 원자로용기 건전성 관점

노심 붕괴열을 적절히 냉각하지 못해서 발생하는 노심 가열은 핵연료봉이 냉각재 수위 밖으로 노출되면서 본격적으로 온도 상승이 발생하며, 지르칼로이-수증기 산화반응에 의해 급격한 핵연료봉 온도 상승을 유발, 핵연료봉의 파손 및 용융을 발생시킨다. 노심가열 속도에 따라서 산화반응 시작 시점이 영향을 받으며, 노심에서 용융물의 생성 및 재배치, 노심 용융물의 하부반구로의 이송을 거쳐 원자로용기 파손에 영향을 주기 때문에, 노심 가열 단계에서 산화반응이 발생하기 이전에 노심을 냉각하는 조치가 사고관리에서 이루어져야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

노심가열은 가열속도는 이후에 나타나는 노심 산화, 수소발생량, 노심용융물 형성과정에 영향을 미쳐 원자로건물 건전성에 미치는 영향이 달라 질수 있다. 노심가열속도는 노심 산화에 의한 수소가 발생을 시작하기 전에는 주로 노심의 붕괴열의 크기에 의해 영향을 받을 것이다.

피복재 산화정도에 따라 수소발생율과 발생량이 달라지기 때문에 원자로건물로 방출되는 수소 방출율 및 총 방출량이 달라져 원자로건물 내에서 이행되어야 할 수소제어와 밀접하게 관련된다. 특히, 원자로건물로의 수소 방출율은 원자로건물 내 수소분포와 밀접

하게 관련되며, 최근 전 세계적으로 설치되고 있는 피동축매재결합기(PAR)에 의해 수소가 충분히 제거될 수 있을지를 결정하는 데 매우 중요하다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵연료봉의 온도 상승으로 부터 생성되었던 핵분열생성물 기체는 핵연료봉과 피복재 사이의 간극에 가두어져 있다가 피복재가 손상되면 RCS 내부로 방출되는데 이를 핵분열생성물의 연료봉내 간극방출이라 한다. 피복재의 파손온도는 온도상승율, 내부기체압력, 피복재의 물리적, 기계적 성질에 따라 결정된다. 일반적으로는 피복재의 온도가 1033-1366K 사이에서 파손된다고 알려져 있다. 핵분열생성물의 간극방출량을 평가하기 위해서는 방출분율(release fraction)과 방사분율(escape fraction)의 두 가지 분율을 고려한다. 방출분율은  $\text{UO}_2$  연료로부터 기체로 방출되는 분율을 말하며, 방사분율은 각질층이 파손되었을 경우 간극에서 실제로 방사되는 분율을 말한다. WASH1400에 따르면 noble gas, halogen, alkali metal, alkaline earth, Tellurium 등에 따라 방출분율 및 방사분율이 다르며, 전체 간극방출율은 약 0.0001 (alkaline earth)에서 5%(alkali metal) 정도로 제시하고 있다.

### 나. 노심 용융, 이송 및 유로 막힘

#### (1) 주요 현상

핵연료봉 온도가 부분적으로 1,500K 이상으로 올라가며 시작되는 노심 용융과정의 초기에는 노출된 노심이 급격히 가열되고 수소 생성을 동반하는 과도 산화 현상이 일어난다. 온도가 올라감에 따라 산화율이 급격히 증가하는 이러한 산화과정은 가열율이 10K/s 범위에 이르는 고온의 과도현상이며 온도가 약 2,200K에 도달하면 지르코늄합금 피복재가 용융되기 시작한다.

여러 성분들로 이루어진 노심은 각 노심 물질들의 용융온도에 따라 용융되며 서로 다른 물질이 화학반응을 통해 낮은 용융온도의 합금을 형성하기도 한다. 노심 용융과정은 핵연료나 피복재의 용융온도보다 훨씬 낮은 온도에서 노심 구성 물질이 용해(dissolution) 되거나 공융체 형성 반응(eutectic reaction)에 의해 시작된다. 이러한 현상은 제어봉이나 가연성독물질봉(burnable poison rod), 그리고 구조물 물질들이 비교적 낮은 온도에서 반응하여 액상을 형성하면서 일어난다. 그림 A.3.1.1-1은 노심 물질의 용융온도 및 공융혼합 온도를 보여주고 있으며 노심 내 물질들의 구성비에 따라 공융온도는 달라진다.



피복재의 건전성 평가는 코드에 따라 다르긴 하지만, 주로 피복재 온도와 산화층 두께를 사용하여 판단한다. 즉, 산화된 피복재 외곽층이 내부에 형성된 용융 Zr를 어느 정도 유지하고 있다가 어떤 조건에 도달하면 재배치시키던가, 아니면 각 물질의 용융 온도에서 그대로 재배치시킬 수도 있다. 이렇게 재배치되는 용융물질들은 연료봉이나 제어봉의 표면을 타고 흘러내리면서 하단의 온도가 낮은 표면에서 다시 굳게 되는 재고화 과정을 거친다. 노심에 냉각수가 다시 공급되지 않는 상황에서는 지속적으로 용융 및 재배치, 재고화 과정이 되풀이되며, 이 과정에서 재고화된 용융물이 유로를 점유하면서 결국은 냉각수 유로를 봉쇄한다. 용융물 재고화 과정은 소위 candling 모델을 사용하여 모의된다.

피복재가 손상된 이후의 노심 물질의 형상에 대해서도 기존 코드들은 다양한 모델을 개발하여 사용하고 있다. 다만 이러한 모델에 따라 사고 후반에 형성될 수 있는 용융물 풀의 냉각 거동이 영향을 받으므로, 코드의 결과를 해석할 때는 각 코드가 사용하는 모델에 대한 이해가 수반되어야 한다.

또한 제어봉의 온도도 연료봉 온도와 더불어 상승하며, 이때 용융온도가 낮은 스테인리스스틸 관들은 피복재에 앞서 용융되어 재배치되기 시작한다. 제어봉 용융 및 재배치는 유텍틱 물질을 형성하면서 진행되며, 유텍틱 (물질)은 두 물질이 접촉하는 경우 각 물질의 용융온도보다 낮은 온도에서 용융온도를 갖는 특성을 갖는다. 가압경수로의 제어봉 물질인 Ag-In-Cd(SiC) 합금의 용융온도는 약 1100K 이며 노심이 노출되면 가장 먼저 용융이 일어난다. 용융된 SiC는 화학적으로 지르코늄합금을 용해시키며 이로 인해 지르코늄합금의 용융온도보다 낮은 온도에서 노심 영역이 손상된다. 또한 B<sub>4</sub>C 제어봉의 용융 거동은 핵분열생성물 거동과 연계되어 있으며, 불확실성이 높다고 알려져 있다.

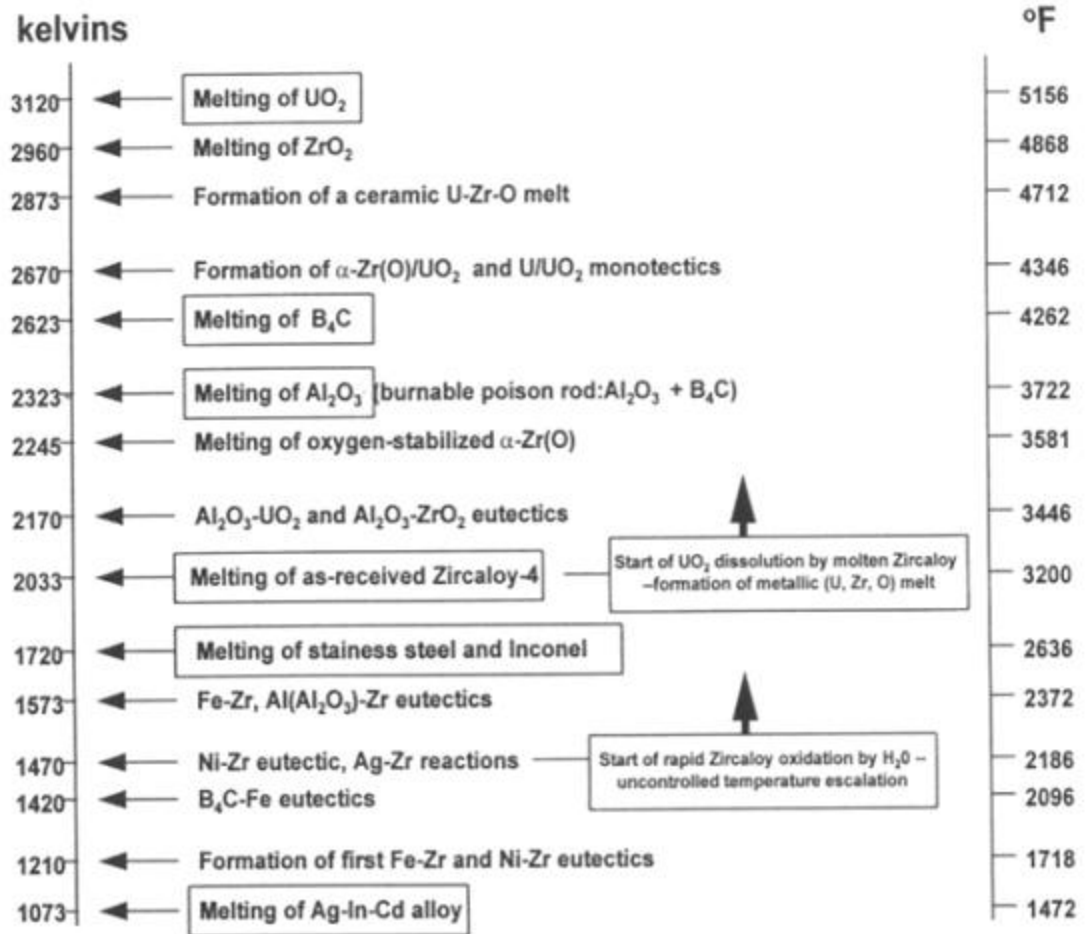


그림 A.3.1.1-1 중대사고시 핵연료 물질의 용융온도 및 공융혼합 온도

## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

피복재가 용융되어 재배치되면서 유로폐쇄 및 재용융이 반복되는 현상학에 대한 이해도는 높지만 피복재, 제어봉 등의 유테틱 형성, 재배치 상황에서의 냉각 및 재가열에 대한 해석기술은 향후 개선 사항이 많은 편이다.

### (나) 국내외 연구 동향

노심용융 및 재배치, 그리고 유로막힘 현상에 대한 실험적 연구는 값비싼 비용 때문에 매우 제한적으로 수행되어왔다. 이에 반해 최근 개발된 여러 중대사고 종합해석 코드를 이용한 이론적 연구는 활발히 진행되고 있다. 아래 그림은 MELCOR 코드에서 활용하고 있는 다양한 중대사고 현상들에 대한 실험연구 및 실제사고시나리오들이다. 노심 가

열 및 손상 (Core heatup & degradation)에서 다루고 있는 실험들 중 일부가 실제 노심용융 및 재배치, 그리고 일부 유로막힘 현상까지 포함하고 있다. [J.Wang(2018), L.L.Humphries(2015)]

이 중 CORA 실험은 1980년대 독일에서 수행된 실험이다. 총 19번의 실험을 수행하였으며 주로 노심용융과 급속냉각(quench)을 살펴보기 위한 실험이다. CORA-13번 실험이 대표적으로 인용되며, 실험의 경계조건, 노심 내 핵연료의 온도, 수소발생률, 실험이 끝나고 난 뒤 노심 내 핵연료의 상태 (post-experiment fuel morphology) 등이 가용한 데이터이다. 하지만 실험이 끝나고 난 뒤 노심 내 핵연료의 상태는 사진으로만 남겨져 있어 정량적인 분석을 하기는 쉽지 않다. [J.Wang(2018)]

PHEBUS 실험은 프랑스 IRSN 주도로 1993년부터 2005년까지 총 6번에 걸쳐 실험된 대규모 실증실험이다. 주된 실험의 목적은 노심손상 및 핵분열생성물 거동의 평가였지만, 일부 실험의 경우 노심용융 및 재배치까지 발생한 경우도 있어 널리 인용되고 있다. 특히 FPT3 실험은 다른 실험들과 달리 B4C 제어봉을 사용한 실험이어서 일반적인 PWR의 중대사고 진행양상과 비슷할 것으로 여겨져 많이 인용된다.[3.1.1-3] 이외에도 ACRR, PBF, LOFT, NRW FLHT, QUENCH 등 여러 실험장치를 이용한 실험이 수행되었으나 최근에는 실험을 통한 연구보다는 중대사고 종합해석 코드를 사용한 모의 및 실험검증 등이 주로 수행되고 있다.[P.Hofmann(1999)]

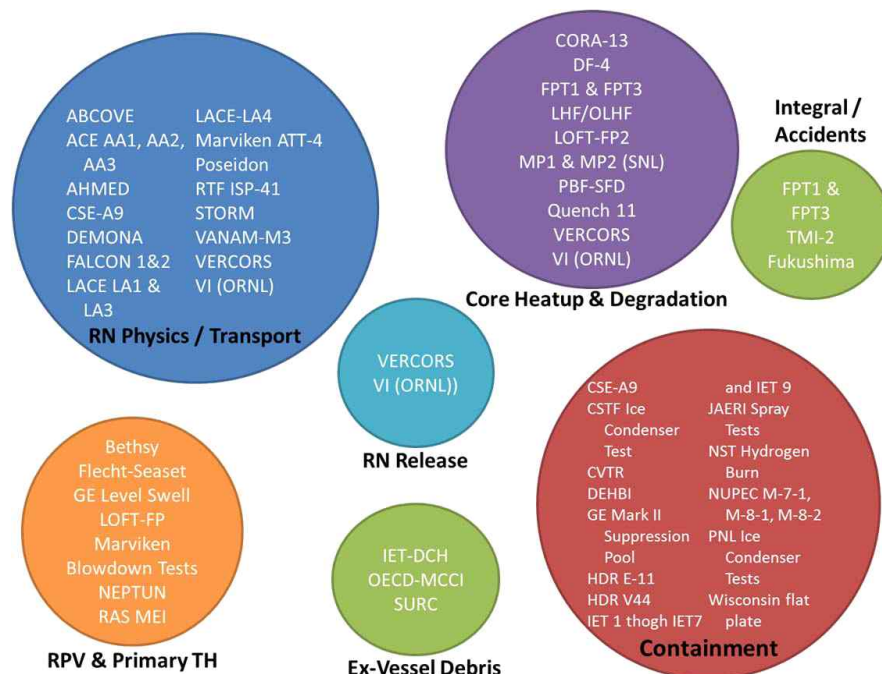


그림 A.3.1.1-2 Experiments/accidents used for validation of MELCOR

(다) 전산 코드 모델링 현황

중대사고 종합해석코드에서는 노심용융 및 재배치, 그리고 유로막힘 현상에 대해서 몇 가지 물리적 현상을 간단히 모델링하고 있다. 우선 노심용융에 관련해서는 노심 내 핵연료( $UO_2$ )와 피복재( $Zr, ZrO_2$ ), 지지구조물 ( $Fe$ ) 및 제어봉 ( $Ag-In-Cd$  혹은  $B_4C$ ) 물질에 따라 공융현상이 발생하게 된다. 그림 A.3.1.1-1에 표현된 것처럼 각 물질의 질량구성비에 따라 용융온도 및 공융혼합 온도가 달라지며 노심용융 및 재배치 현상이 크게 영향을 받는다. 노심 재배치에 대해서는 흘러내림(candling) 혹은 노심일시붕괴(core collapse) 모델이 작용하며, 유로막힘 현상은 재배치 이후 재고화(refrozen) 현상에 의해 발생한다.

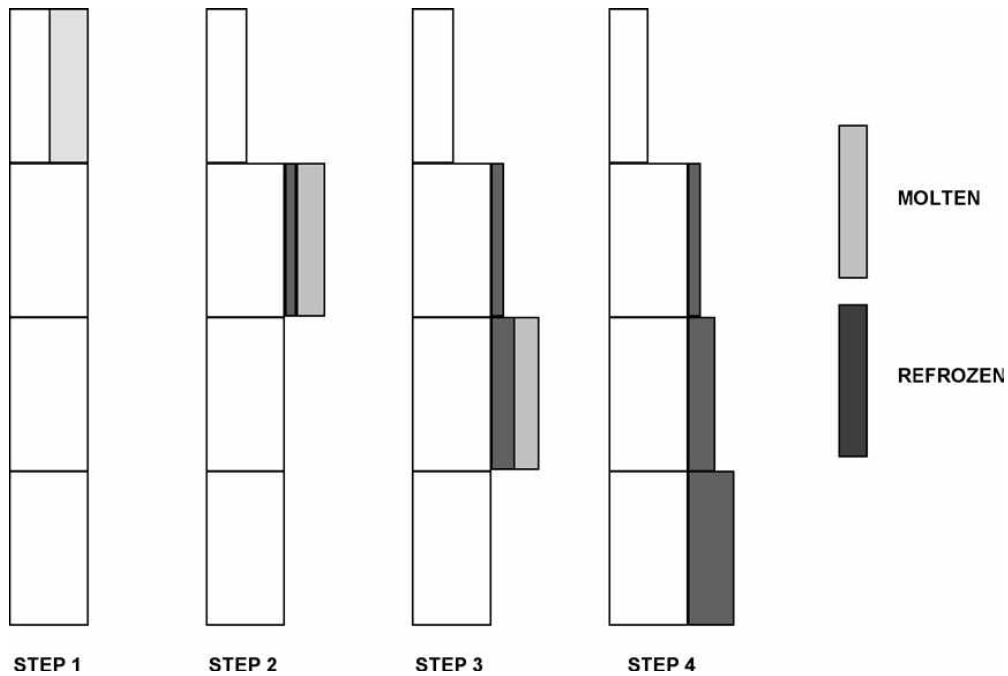


그림 A.3.1.1-3 Candling process steps of MELCOR

대표적인 중대사고 종합해석 코드인 MELCOR는 노심용융에 대해서 그림 A.3.1.1-3과 같은 방식으로 candling을 계산한다[L.L.Humphries(2015)]. 용융된 양 만큼의 물질은 다음 노드로 이송되고, 이동된 노드에서 열전달 계산을 통해 냉각될 용융물의 양이 결정되고 남은 양은 다시 그 다음 노드로 이송되는 식으로 candling이 계산된다. Core collapse의 경우는 MELCOR에서 정의된 지지구조물(support structure)이 파손된 경우에 발생하게 되며 이에 영향을 주는 인자는 핵연료 피복재의 파손 여부, 그리고 support structure의 파손 여부이다.

MELCOR에서 유로막힘 현상은 그림 A.3.1.1-4와 같이 해석한다. 지속적인 candling process로 인해 점점 물질이 쌓이게 되면 해당 노드의 빈 공간(free volume)이 줄어들어 더는 물질이 재배치되지 못하게 된다. 최신버전의 MELCOR에서는 비록 free volume이 남아있더라도 위 그림처럼 유로막힘이 이미 발생한 것으로 간주해 해당노드를 통한 이동을 제한한다.



그림 A.3.1.1-4 Flow blockage for a cell, as predicted by the COR candling model  
(Comparison of MELCOR version 1.8.5 and 1.8.6)

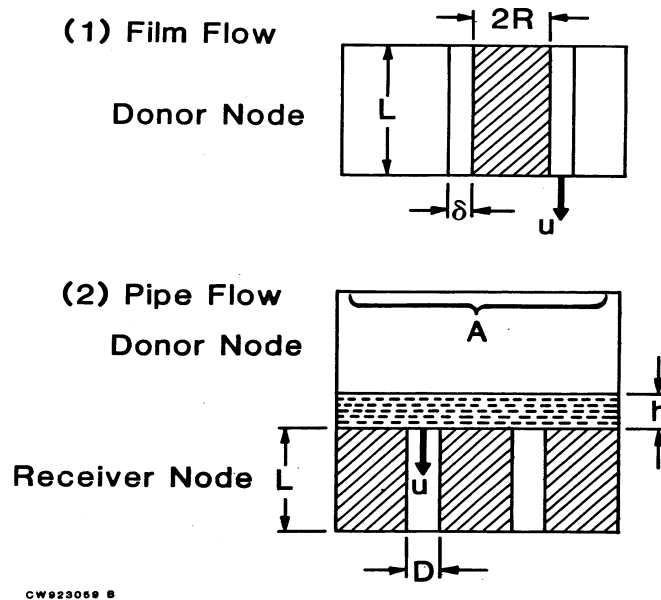


그림 A.3.1.1-5 Schematic Representation of  
downward Flow Mechanisms of MAAP5

MAAP5 코드에서는 CANDLE 이라는 subroutine에서 candling process를 취급한다. MAAP5는 핵연료봉 내부의 관유동(pipe flow)과, 핵연료봉 외부의 막유동(film flow)을 각각 계산해 비교하여 candling process를 계산한다. 그림 A.3.1.1-5에 표현된 대로 두 가지 메커니즘의 candling process에서 나온 이송 속도중 작은 경우의 메커니즘이 적용된다. Candling 중 냉각되는 물질의 양은 각질층 성장(crust growth) 모델을 통해 계산되며 receiver 노드를 통과하지 못하는 양 (재배치 속도와 계산시간 간격을 통해 예측했을 때)은 해당 노드에 남아있는 것으로 계산한다.

### (3) 현안 및 중요성

피복재가 손상된 이후에, 냉각수와 핵연료가 직접 접촉하게 되면 방사성 핵종이 냉각수에 용해되며, 이 냉각수의 방사성 핵종이 기체 또는 입자의 형태로 원자로냉각재계통으로 방출될 수 있다. 방출된 핵분열 생성물 기체는 원자로냉각재계통의 표면이나 부유 입자에 의해 응축되어 핵분열생성물 입자를 형성할 수 있다. 입자나 응축물은 다시 증발할 수 있고, 입자들이 응집하여 더 큰 입자를 형성할 수도 있다. 이러한 핵종은 원자로가 압용기의 손상 시에 원자로건물에 직접적으로 방출되므로, 원자로건물 우회 혹은 원자로건물 손상을 통하여 원자로발전소 외부에 방출될 위험성이 있다.

소결체, 피복재 및 구조체의 용융에 의하여 유로가 봉쇄되면, 그 이후에 용융되고 재배치되는 용융물은 봉쇄된 채널에 계속해서 축적되므로, 그 채널의 냉각수 접촉의 감소로 봉쇄된 채널의 주변에 존재하는 핵연료봉의 붕괴열에 의하여 주변 핵연료봉의 용융을 연쇄적으로 유발한다. 따라서 유로의 봉쇄는 주변 핵연료봉의 건전성을 연속적으로 크게 위협하게 된다.

### (4) 사고관리 방안

동 사고환경에서는 우선 노심냉각기능 회복을 위한 조치가 우선적으로 수행되어야 한다. 이를 위해서는 증기발생기를 이용한 냉각운전과 노심 내부로의 냉각수 주입이 요구된다. 노심 내에 냉각수를 주입하기 위해서는 원자로냉각재계통의 압력을 감압할 수 있는 조치와 노심냉각기능 상실의 원인이 기기상실의 문제인지, 주요기기의 지원계통상실 문제인지, 전원계통의 상실인지 혹은 원자로냉각재 대량 누설에 의한 문제인지에 대한 원인 규명과 회복조치가 수행되어야 한다. 또한 원자로건물 외부에서 냉각수를 공급할 수 있도록 관련 계통을 구축이 필요하며, 시간적으로 가능하면 충분한 용량으로 냉각수를 노심에 주입하는 것이 바람직할 것으로 판단된다. 또한 수소제어설비가 적절히 수

소를 제거하고 있는지 수소농도 변화를 지속적으로 감시하는 것이 필요하다.

#### (5) 원자로용기 건전성 관점

노내 유로막힘이 발생하게 되면 해당 부위에서 핵연료 물질이 잘 냉각되지 않게 된다. 유로막힘에 의해 냉각수 및 증기 유량이 매우 제한되므로 해당 부위에서는 노내 용융물품이 발생할 수 있으며 이는 TMI-2 사고에서 이미 경험한 바 있다. 노내 용융물품은 제한적인 열전달 때문에 매우 높은 온도를 갖지만 외부의 두꺼운 각질층이 파손되지 않으면 하부반구로의 대규모의 용융물 재배치는 일어나지 않게 된다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

피복재 용융은 소위 Corium(원자로 내 구성성분의 용융물)의 조성을 결정한다. 즉, 용융과정에 원자로 심 구조물인 스테인리스 스틸이 상대적으로 많이 포함되어 있으면, 코륨은 상대적으로 낮은 용융물의 용융온도를 갖게 된다. 피복재 용융물의 온도뿐만 아니라 용융물의 조성은 원자로 파손되는 경우 MCCI 및 증기폭발 현상의 초기조건이 된다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물은 핵연료봉이 과열되어 용융되면 냉각될 때까지 지속적으로 방출되며, 노심용융물로부터의 핵분열생성물 방출량은 일반적으로 핵분열생성물의 종류, 주위온도, 용융물의 부피 대 표면적비 등에 따라 결정된다.

핵연료봉 용융에 의한 핵분열생성물의 방출량은 핵연료봉의 온도가 상승하면서 증가하는데, 증기가 많고, 연료봉의 표면적이 넓은 연료봉의 초기 용융 시에 다량 방출된다. 최근 수행된 Phebus FPT 실험에 따르면, Noble Gas (Xe, Kr)는 80%, Volatile Elements (I, Cs, Te, Sb, Rb 등)는 25-75%, Semi-Volatile Elements (Mo, Rh, Ba, Pa, Tc 등)는 6-25%, Low-Volatile Elements (Sr, Y, Nb, Ru, La, Ce, Eu 등)는 1-6%, Non-Volatile Elements (Zr, Ne 등)는 1% 이하 정도의 방출 분율을 가지고 있다. (Grégoire, and Haste, 2013)

### 다. 노심파편층/용융물품 형성

#### (1) 주요 현상

온도가 올라가 고온이 되면 핵연료가 액화되고  $UO_2$ ,  $ZrO_2$  등 산화물이 용융되며, 용

용된 금속용융물과 산화노심용융물은 아래쪽으로 흘러 내려 재배치되고 고화 된다. 또한 핵연료 소결체 등도 지지 구조물이 파손됨에 따라 아래로 떨어져 재배치되어 파편층(debris bed)이 형성된다. 이러한 액상의 용융물이 아래쪽에서 고화되면 유로를 차단하게 되고 유동과 열전달이 감소하여 남아 있는 노심은 더욱 가열되고 파손된다. 유로가 차단 되면 아래쪽에 재배치되는 산화된 용융 핵연료와 피복재 등이 쌓이게 되고 궁극적으로 유로가 막히게 된다.

붕괴열을 발생하고 있는 산화노심용융물( $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ )로 이루어진 파편층은 열전도도가 낮기 때문에 산화 각질층으로 둘러싸인 용융물풀을 형성하며 부분적으로 각질층의 용융과 응고를 반복하면서 점점 커지게 된다. 상대적으로 큰 용융풀이 형성되면 용융물풀을 둘러싸고 있는 각질층으로의 열전달은 용융물풀 내의 열속 분포에 영향을 주는 자연대류 현상과 연계된다. 이러한 자연대류 영향으로 아래쪽으로 전달되는 열전달량보다 위쪽과 옆쪽으로 전달되는 열전달량이 더 많아지며 위쪽과 옆쪽 각질층의 두께가 바닥 각질층의 두께보다 얇아져 각질층의 둘레가 먼저 파손된다. TMI 같은 특정한 사고에서는 하부로의 재배치보다 shroud (baffle)를 관통하여 우회 영역을 거쳐 하부헤드로 용융물이 재배치되기도 한다.

용융물풀의 온도 상승의 원인 중 하나는 상단의 연료봉이 용융되면서 재배치되는 고온의 sensible heat이다.  $\text{UO}_2$  연료봉은 용융온도가 약 3,000K로 매우 높지만, 용융된 Zr와 닿아 있으면 경계면을 통해 용융된 Zr가  $\text{UO}_2$  연료봉 안으로 스며들어가는 용해 현상으로 용융온도보다 낮은 온도에서 재배치된다. 이 과정에서 용융물풀의 온도를 높여 용융물풀을 지탱하고 있는 하부 각질층을 약화시키며, 결국은 용융물을 하부헤드로 이송시키게 된다. TMI같은 사고에서는 하부 각질층이 워낙 견고하여, 하부로의 재배치 대신 용융물풀은 반경 방향으로 성장한 경우이다.

다만 용융물풀의 형성과 성장은 용융물질의 구성과 물성치, 주변 구조물이나 냉각수와의 열전달 조건에 따라 다르며, 이로 인해 하부헤드로의 용융물 배치 시점이나 재배치 조건이 영향을 받아 하부헤드 건전성에도 큰 영향을 미치게 된다.

## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

용융물풀의 형성에 대해서는 노심용융물에 대한 다양한 상사물질을 이용해서 현재까지 비교적 많은 연구들이 진행되고 있다. MASCA 실험에서는 일반적으로 인식되던 금속층, 산화용융물층으로 구성되는 2층 구조의 용융물풀의 형태보다 철-우라늄-지르칼로이



로 구성되는 무거운 층이 최하부에 재배치되어 3층 구조를 이룰 수 있음을 보였다. 화학적 조성에 따른 용융물품의 거동 차이는 추가적인 연구가 필요하다.

재충수(재관수)가 가용하지 않은 경우 용융물품은 붕괴열에 의해 반경 및 축 방향으로 성장이 예상되며, 코륨은 파편들과 용융물을 포함한다. 이러한 관련 현상들은 상사물을 사용하는 LIVE나 KTH 실험 장치를 통해 규명될 것으로 보인다.

#### (나) 국내외 연구 동향

핵연료집합체 내부에서의 용융물품의 형성에 대한 대표적인 연구로는 TMI-2 사고 모의 실험 CORA 및 KIT의 QUENCH 실험, PHEBUS (FPT1, FPT4) 등이 있다.

최신 선행연구 분석을 통하여 파악한 결과, 노심파편층/용융물품 형성은 원자로 하부 용기에서의 용융물품 형성과 밀접한 관련성이 있어 주요 현상에 대한 다수의 인용이 이루어져 왔다. 하지만, 핵연료 집합체 단위에서의 노심 용융 및 이로 인한 국부적인 손상에 대한 실험적 연구 데이터가 추가 보완이 필요한 것으로 여겨지며, 관련된 실험적 연구 역시 국내에서는 거의 전무한 것으로 파악되었다.

일본의 경우, 후쿠시마 사고 이후 제어봉 물질 ( $B_4C$ , Ag-In-Cd)을 고려한 BWR 핵연료집합체 스케일에서의 노심 손상 후속 연구가 수행되어 왔다. [M.Kurata et al., 2018]. A.Itoh 연구진은 U-Zr-O 용융물질에 의한 강철 (stainless steel) 구조물의 손상 메커니즘을 다음과 같이 분석하였다. U-Zr-O는 철을 용해시킴과 동시에 U-Zr-O의 고화를 유발하며, 이는  $(U,Zr)O_{2-x}$  산화물상 혹은 U-Fe-Rich 금속물상을 형성시킨다. 고화되지 않은 일부 U-Zr-O 용융물은 노심 지지판의 하부 구조물로 유입되게 되며, 이로 인한 노심 지지판의 조기 손상 시점 유발 혹은 원자로 하부용기의 조기 파손의 가능성을 제시하였다.

CMMR (Core-Material Melting and Relocation) 실험은 non-transfer type 플라즈마 가열 기법을 활용하여 BWR 핵연료 집합체에서의 노심 용융 및 재배치 현상을 정량적으로 평가하여 왔다. 손상 노심에서의 기체 확산 현안이 실험적으로 확인되었으며, X-ray CT를 통하여 노심 용융물 구성 성분들의 분포를 평가하였다. (Y.Abe et al., 2020).

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

경수로 중대사고 해석 코드 (MAAP, MELCOR, ASTEC)의 상세 비교 검증해석 연구가 1단계에서는 후쿠시마 1호기 사고, 최근 시작한 2단계 검증해석 연구에서는 TMI-2 사고

를 대상으로 중대사고 전반에 대한 코드 간 모델 평가가 이루어 졌으며, 그 중에서도 핵 연료집체에서의 노심파편층/용융물품 형성 관련 주요 모델에 대한 차이점을 평가 하였다.

MAAP-MELCOR crosswalk phase#1 (D.L.Luxat et al., 2016)의 경우, 후쿠시마 1호기 사고에 대한 MAAP5 및 MELCOR2.1 코드 간의 비교 검증 해석 결과로써, 노심 손상 초기 단계에서의 차이는 거의 미미하다고 평가하였다. 노심 손상 초기 단계에 속하는 피복관 가열 및 온도 거동, 지르칼로이-증기 반응에 의한 발열 반응, 수소 발생량, 공융체 형성 반응 온도 기반의 제어봉 구조물 파손 기준 온도 및 시점 등을 고려하였다. 코드 간 주요 모델 비교평가의 착안점으로는 (i) 축방향 혹은 반경 방향으로의 질량 및 에너지 이송, (ii) 원자로 용기 내부 냉각수와 손상 노심간의 열전달을 고려하였다. 그 중에서 노심파편 층과 냉각수간의 열전달이 상당한 차이를 보였으며 다음과 같이 정리 가능하다.

- MAAP5는 기공률 감소에 따른 노심 내 유로와 열전달 표면의 감소를 가정한다.
  - MAAP5는 파편화층 기공률 감소와 함께 냉각제와의 열전달률은 감소된다.
  - MELCOR2.1은 완전한 노심 유로 막힘을 고려하지 않는다.
  - MELCOR2.1은 총 파편화 볼륨의 증가에 따른 유효 열전달 면적 증가를 고려한다.
- 따라서, 파편화층 기공률 감소에 따라 열전달 저해가 발생하지 않는다.

### (3) 현안 및 중요성

용융물품의 거동(산화층 및 금속층의 분리 등)은 원자로용기 외벽냉각 평가에 있어서 중요한 초기조건이 되므로 이에 대한 평가가 중요하다.

### (4) 사고관리 방안

노심 냉각이 이루어지지 않아 핵연료의 온도가 지속적으로 올라가면 핵연료 피복재 온도 및 그 내부의 압력이 올라가게 되어 피복재가 부풀어 냉각 유로가 막히고, 이로 인해 더욱 냉각능력이 감소하여 종국에는 노심 중심부위에 노심용융물품이 형성될 수 있다. 현 시점에서 노내 계측기는 모두 기능이 상실되었을 것으로 판단되고, 노외 계측 설비로는 이런 일련의 사고진행 과정을 직접적으로 인지하기에는 매우 어려운 상태이나, 핵연료집합체가 파손되며 다량의 방사성물질이 노심에서 원자로건물 대기로 방출됨에 따라 지역방사선감시기로 방사선 준위를 감시함으로써 간접적으로 예측할 수 있을 것으로 판단된다. 또한 원자로공동의 냉각수 수위가 원자로건물내재장전수조의 수위와 평형을 이룬 경우, 정지냉각펌프를 이용하여 침수위를 고온관 하부까지 침수시켜 원자로용기 외벽냉각을 통한 노심용융물 노내역류(IVR/ERVC) 전략을 수행할지 여부를 결정하여야 한

다.

동 사고환경에서는 우선 노심냉각기능 회복을 위한 조치가 우선적으로 취해져야 할 것으로 판단된다. 이를 위해서는 증기발생기를 이용한 냉각운전과 냉각수 주입이 요구된다. 또한 원자로건물 외부에서 냉각수를 공급할 수 있도록 관련 계통을 구축이 필요하며, 시간적으로 가능하면 충분한 용량으로 냉각수를 노심에 주입하는 것이 바람직할 것으로 판단된다. 또한 수소제어설비가 적절히 수소를 제거하고 있는지 수소농도 변화를 지속적으로 감시하는 것이 필요하다. 또한 원자로공동 지역의 침수 수위에 대한 지속적 감시가 요구된다. 또한 IVR/ERVC 전략이 수행될 경우, 원자로공동 지역 침수 수위의 지속적 감시를 통해 냉각수 보충 여부를 검토하여야 한다.

#### (5) 원자로용기 건전성 관점

용융물pool의 거동(산화층 및 금속층의 분리 등)은 원자로용기 외벽냉각 평가에 있어서 중요한 초기조건이 되므로 이에 대한 평가가 중요하다. 노심 내 용융물 축적 및 하부 헤드로의 방출 시점을 결정하는 데 경계조건으로 작용한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

냉각수 유로 봉쇄 및 원자로용기 하부헤드로의 이송되기 전에 용융물pool 형성은 노내 발생 할 수 있는 수소발생율과 수소발생율에 영향을 미쳐 원자로건물로 방출되는 수소방출율과 수소방출량에 영향을 미치게 되어 궁극적으로 원자로건물 내에서 이행되어 야 할 수소제어와 밀접하게 관련된다. 또한, 원자로용기 하부헤드로의 이송되기 전 용융물pool 형성은 노내 증기폭발의 초기조건인 용융물 온도, 용융물 조성 등에 영향을 미친다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은  $\text{UO}_2$ , Zr,  $\text{ZrO}_2$ , Fe 등 구조물의 온도와 관계하므로 냉각수 유로 봉쇄 및 용융물의 원자로용기 하부헤드로 이송현상과 직접적인 관계는 없다. 다만 냉각수 유로 봉쇄로 인한 핵연료봉의 온도 상승에 따라 핵분열생성물의 방출량이 간접적으로 영향을 받을 수 있다.

## 라. 용융물 냉각가능성 (재충수)

### (1) 주요 현상

탄화붕소 (Boron Carbide,  $B_4C$ )는 한울 3·4호기 이후에 건설된 우리나라의 가압경수로 (PWR) 노심내 제어봉의 중성자 흡수물질로 널리 사용되고 있는 물질이다. 이 물질은 중대사고 발생시 핵연료봉 및 제어봉의 피복재의 산화 반응으로 인해 노심 내부의 온도가 상승하여 제어봉 피복재의 표면 온도가 약  $1150^{\circ}C$ 에 도달하게 되면 제어봉의 피복재와 공융체 형성 반응 (Eutectic Formation)이 발생하게 되며, 이로 인해 원자로의 하부 용기 (Lower Head)로 재배치된다. 공융체 형성 반응이 일어나는 온도 ( $1150^{\circ}C$ )는 핵연료의 녹는점 ( $\sim 2800^{\circ}C$ )에 비해 상당히 낮기 때문에 탄화붕소 (Boron Carbide,  $B_4C$ )의 재배치가 핵연료의 재배치에 비해 상당히 빨리 발생하게 된다. 이러한 중대사고 초기 동안 중성자 흡수 단면적 (Neutron Absorption Cross Section)이 큰 제논 및 세슘 등과 같은 핵분열생성물이 노심 외부로 방출된다.

한편 한울 1~2호기를 포함하여 초창기에 건설된 우리나라의 가압 경수로 내 노심 내 제어봉의 중성자 흡수물질로는 은-인듐-카드뮴이 혼합된 물질 (Ag-In-Cd, SIC)이 사용되었다. 상기에 기술된 탄화붕소의 재배치가 발생하는  $1150^{\circ}C$ 의 온도에 비해 SIC의 녹는점은  $800^{\circ}C$ 로 약  $350^{\circ}C$  낮은 값을 가진다. 따라서 초창기 우리나라의 가압경수로에서도 제어봉의 재배치가 핵연료의 재배치에 비해 상당히 빨리 발생하게 된다.

이러한 중대사고의 진행을 예방 및 완화하기 위하여 중대사고관리지침서 (Severe Accident Management Guideline, SAMG)에 따라 비상 냉각수가 노심으로 주입된다. 냉각수 주입으로 인한 노심의 냉각 가능성은 주입 시점에서의 연료봉 형상과 이에 따른 냉각수와 접촉 면적, 주입량 등과 밀접하게 연관되어 있다. 중대사고 시 원자로용기 냉각을 위한 냉각수의 재충수는 핵연료봉이 고온 ( $1500\text{ K}$  이상)이면서 상대적으로 건전성을 유지하고 있는 상태에서는 핵연료봉의 급격한 온도 상승과 수소와 증기의 생성, 핵분열 생성물의 방출, 원자로용기 물질의 용융을 유발시킬 수 있다. 즉, 고온 상태 핵연료에 재충수가 일어나면 일부 침수 부분에서는 냉각과정 (quenching)에서 증기가 발생되며, 냉각이 안 된 상부 노심 영역에서의 피복재의 산화반응을 촉발시킨다. TMI-2 사고 결과에서 뿐 아니라 그 동안 많은 실험연구를 통하여 이들 특성을 규명하기 위한 노력이 이루어져 왔다. 이들 실험 등에서 재충수는 금속 지르코늄 층에서는 급격한 산화반응을 유발시키며, 산화층 ( $ZrO_2$ )에서는 균열 (crack)을 일으켜 내부 금속 지르코늄 층의 산화를 촉진시킨다. 아울러 지르코늄이나  $B_4C$  금속 용융물이 용융되어 있거나 재배치가 이루어지는 동안 재충수된 냉각수와 접하게 되었을 때 급격한 산화반응이 일어나게 된다. 급속 냉각(quenching)에 의한 산화반응 시 생성되는 수소의 양은 일반적인 노심 손상 과정에서 발생하는 수소의 양보다 한 차원(order) 이상의 상승 양을 보이며, 발생 열도 노심의 붕괴

열(decay heat)에 의한 값보다 10-20 배를 초과한다. 재충수에 의한 급격한 가열과 냉각은 핵분열생성물의 방출 비도 급격하게 증가시킨다. 핵연료봉이 가열 된 후 급격한 냉각이 이루어지면 핵연료 내 미세균열을 일으키며 이에 따라 그레인 경계 (grain boundary)에 포획되어 있던 기체 핵분열 생성물의 방출을 촉진시킨다.

반응도 관점에서 이러한 비상 냉각수 주입은 핵분열반응 (Fission Reaction)에 의해 생성되는 고속 중성자 (Fast Neutron)가 열중성자 (Thermal Neutron)로 감속 (Moderation)하는 환경을 제공해주기 때문에 정반응도 (Positive Reactivity) 삽입 효과를 보이게 된다. 여기에 덧붙여 기 언급된 핵분열생성물의 방출 또한 부반응도 (Negative Reactivity)를 감소시킨다는 점에서 정반응도 (Positive Reactivity) 삽입 효과를 보이게 된다. 따라서 이러한 정반응도 (Positive Reactivity) 삽입을 제어할 수 있는 만큼 충분한 양의 붕산 농도를 가진 냉각수가 손상 노심으로 주입되지 않는다면 재임계 (Recriticality)는 중대사고 관리 과정에서 매우 중요한 이슈가 될 수 있다.

중대사고의 진행 과정에서 재임계가 발생하게 되면 노심의 출력이 정상 운전 중 출력에 비해 수~배 정도 높은 레벨로 급격히 상승하게 된다. 이러한 출력 레벨은 도플러궤환 (Doppler Feedback) 효과에 의해 수초 이내에 다시 낮아지게 된다. 그러나 중대사고 관리 차원에서 주입된 냉각수 유량에 의해 결정되는 재임계 이후 장기적 관점에서의 출력 레벨은 중대사고 분석에서 고려되는 붕괴열에 비해서 상당히 높을 수 있다.

## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

중대사고 과정 중 재임계 발생 가능성 평가에 대한 연구는, 1980년대 후반 U.S. NRC에서 수행된 연구를 통해 이슈화되기 시작하였으며 이후 Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI), Los Alamos National Laboratory (LANL), EPRI, VTT와 Warsaw University of Technology의 협동 연구 등 여러 기관들에서 수행되어 왔다. 현재까지 진행되어 온 연구는 비등경수로(BWR)형에 초점을 맞추고 있다. 이는 NUREG/CR-5653에 기술된 바와 같이 가압경수로의 경우, 노심 재충수가 붕산수를 통해 이루어지기 때문에 재임계 가능성이 낮을 것이며, 비등경수로의 경우 사고 관리 프로그램 상 재충수가 순수를 통해서도 이루어질 수 있기 때문에 재임계 가능성이 상대적으로 높을 것이라 판단하였다. 또한, 노심 설계 특성상, 감속재 (Moderator)의 비등이 발생하더라도 임계(Critical) 상태를 지속할 수 있는 중성자 에너지 분포(Neutron Spectrum)가 만들어지는 비등경수로의 노심 설계 특성 때문에 중대사고시 재임계가 발생할 가능성이 있을 것이라 생각해왔기

때문으로 추측된다.

재임계 가능성 평가에 대한 여러 연구 중, U.S. NRC 및 SKI에서 수행된 연구는 노심 해석 방법론 중 결정론적(Deterministic) 방법론에 기반하여 수행되었다. 즉, CASMO 코드를 이용하여 다군핵단면적자료(Multigroup Cross Section Library)를 생성하고 이를 가지고 NITAWL, XSDRNPM-S, SIMULATE-3K, ASTRO, RECRIT라는 Nodal Diffusion 해석 코드를 사용하여 연구를 수행하였다. 따라서 중대사고 과정에서 발생하는 손상 노심의 기하학적 형상을 반영하기가 어려운 단점을 가지고 있다. 이러한 단점을 보완하기 위하여 이후에 진행된 LANL, EPRI, VTT와 Warsaw University of Technology의 공동 연구에서는 중대사고 계통 종합해석 코드인 MAAP, MELCOR 등을 이용하여 사고 진행과정에서 발생할 수 있는 노심의 기하학적 형상을 계산하고 이를 바탕으로 모델링한 노심에 대하여 Monte Carlo 방법론으로 재임계 가능성에 대한 평가를 수행하였다.

그러나 현재까지 진행된 연구들은, U.S. NRC 보고서에 기술된 바와 같이 가압경수로의 재충수는 붕산수에 의해서만 이루어진다는 전제 하에, 한국에서 운용되고 있는 가압경수로형에 대해서는 수행되지 않았다. 또한, 흡수 핵단면적(Absorption Cross Section)이 큰 제논(Xenon) 핵종과 같은 핵분열생성물의 노외 방출로 인한 반응도 감소가 고려되어 있지 않기 때문에 연구 결과를 그대로 적용하여 규제적 판단을 내리기는 어렵다. SKI 및 EPRI의 연구를 제외한 대부분의 연구에서는 손상 노심의 임계도 분석이 4개의 핵연료 집합체로 구성된 단순화한 노심에 대해서만 진행되었다. EPRI 연구의 경우 사고 시 재배치된 탄화붕소와 주입된 냉각수가 균일하게 이상적으로 섞인다는 가정을 하였기 때문에 중대사고 전개 과정에서 나타나는 다양한 기하학적 구성 및 핵분열생성물의 잔존율에 따른 손상 노심의 미임계 붕산 농도 (Sub-Critical Boron Concentration)를 제시하지 않았다. 따라서, 우리나라의 실정에 맞는 중대사고시 재임계 가능성 평가에 대한 규제적 판단 (예를 들면, 재임계를 방지하기 위해 필요한 붕산수의 농도 등)을 위해서는 우리의 실정에 맞춘 연구 활동이 반드시 필요하다.

#### (나) 국내외 연구 동향

앞에 기술된 연구의 불확실도/필요성에 따라, 가압경수로의 중대사고 시 재임계 가능성에 대한 연구는 최근에 KINS에서 수행되었다(Lee Y., 외 2020). 해당 연구에서는 MELCOR 코드를 활용한 대형냉각재상실사고 (LBLOCA) 시나리오에 대한 분석 결과를 바탕으로 먼저, 중대사고 초기 손상 노심의 다양한 기하학적 형태 및 핵분열생성물의 잔존율을 산출하였다. 이를 바탕으로 Serpent 2 코드를 활용한 손상 노심의 전노심 해석용 입력 자료를 작성하기 위하여 건전한 상태의 전노심 입력 자료를 먼저 작성하였다. 그리고

MELCOR 코드와 Serpent 2 코드간 원활한 연계 계산을 수행하기 위하여, Serpent 코드의 전노심 모델링 입력 자료에 핵연료집합체의 위치 식별자로서 링 (원통좌표계의 원주방향 노드?)의 색인을 추가하였고 이를 바탕으로, 링 형태로 노심을 모델링한 MELCOR 입력 자료와 연동 시켰다. 또한 건전한 노심의 동위원소 구성 비율을 산출하기 위하여 연소 계산을 Serpent 2 코드를 이용하고, 약 300개의 동위원소를 고려하여 수행되었다. 이 300개의 핵종은 MELCOR 계산에서 사용하는 12개의 핵분열생성물 클래스에 할당 (Mapping) 되었다. 기 언급된 MELCOR 계산 결과와 Serpent 2 코드 간의 연계는 자동 수행되어 손상 노심의 임계도 해석을 위한 Serpent 2 코드 입력 자료를 작성하였다. 이 과정은 MELSER라는 KAERI 자체적으로 개발한 In-House 코드를 활용하여 수행된다. 이렇게 작성된 입력 자료들을 바탕으로 본 연구에서는 손상 노심에 대한 주입된 냉각수의 유량, 연소도 핵분열생성물의 방출에 따른 임계도의 민감도 분석을 Serpent 2 코드를 활용하여 수행하였다. 기 언급된 민감도 분석은 핵연료 주기에 따른 민감도를 확인하기 위하여 First Cycle 및 Equilibrium Cycle에 대하여 각각 수행하였다.

이러한 분석을 바탕으로 해당 연구에서는 제어봉의 손상이 발생한 부분이 냉각수에 의해 잠기게 되면 손상 노심의 재임계가 일어나기 시작한다는 것을 확인할 수 있었다. 그리고 냉각수의 수위가 올라갈수록 임계도가 올라가는 것을 확인할 수 있었다. 이러한 분석 결과는 중대사고 과정에서 노심 내에 제어봉이 손상되기 시작하는 부분은 제어봉효과(Control Rod Worth)가 큰 부분이며 이 부분에 채워지는 냉각수로 인해 손상 노심이 임계 상태로 충분히 도달할 수 있을 만큼 고속 중성자를 열중성자로 감속시켜 핵분열반응이 연쇄적으로 일어날 수 있는 조건이 형성된다는 점에서 기인한다. 따라서 해당 연구에서는(Lee Y., 외 2020) 주입된 냉각수의 수위가 Active Core Height 기준으로 100%인 경우에 대하여 산출된 미임계 붕산 농도는 중대사고의 예방 및 완화 과정에서 형성될 수 있는 다양한 냉각수 수위에 대해 손상 노심을 미임계 상태를 유지할 수 있는 붕산 농도라 결론을 내렸다. 이유는 냉각수 수위가 100%인 경우 손상된 노심의 모든 부분이 냉각수에 의해 잠기게 되기 때문이다.

이러한 노심 구성에 대하여 First Cycle 및 Equilibrium Cycle 에서 미임계 상태 ( $k_{eff} \leq 0.95$ , 규제 관점에서의 미임계)를 유지하기 위한 붕산 농도를 계산하였다. 핵연료 주기에 따라 임계 붕산 농도에 비해 450~1,000 ppm 높은 붕산 농도가 손상 노심을 중대사고 초기에 미임계 상태로 유지하기 위해 필요하다. 미임계 붕산 농도와 임계 붕산 농도 간의 차이는 크게 두가지 요인에 의해 기인한다. 첫 번째 미임계 붕산 농도는 노심의 임계도를 0.95로 만들기 위해 필요한 농도이므로 임계 붕산 농도에 비해 5,000 pcm의 반응도를 추가로 제어해야 한다. 두 번째, 제어봉의 손상 및 핵분열생성물 방출로 인해 정반응도가 추가로 삽입된다.

중대사고 진행 과정에서 비상 냉각수로 주입된 붕산 외에도 원자로 하부 용기 (Lower Head)에 재배치된 붕산 또한 손상 노심을 미임계 상태로 만들기 위한 붕산의 주요 공급원이 될 수 있다. 이러한 효과를 고려하기 위해서는 핵분열생성물의 화학적 거동과 관련된 붕산의 화학적 거동에 대한 연구 및 수소의 생성과 관련된 붕산의 산화 반응에 대한 연구에 대하여 Boron Oxide의 생성 관점에서의 재검토가 필요하다. 이러한 재검토를 통해 내린 결론과 해당 연구의 결론을 바탕으로 중대사고 시 사고 관리 관점에서 주입되어야 할 붕산 농도를 산출할 수 있을 것이다.

한편, 산화 및 수소 생성 관련하여 QUENCH 실험이 있으며, 다양한 충수 조건에서 수소 생성량을 측정하였다. 특히 재충수되는 냉각수의 주입량에 따라 생성되는 수소와 노심의 냉각 가능성이 영향을 받는 등 불확실성이 높은 결과가 발표되었다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

현재 재충수에 따른 손상 노심 및 용융물의 재임계 가능성을 평가할 수 있는 중대사고 종합해석 코드는 전세계적으로 전무하며, 이는 중대사고 종합해석 코드의 결과물을 바탕으로 몬테칼로 기반의 노심 해석 코드를 연계 활용하여 평가할 수 있다. 몬테칼로 기반 해석 코드는 손상 노심 및 용융물의 불규칙/불균일한 형상을 모사하는데 제약 사항이 없기 때문에 재임계 가능성 평가에 활용하는 것이 가능하다. 이러한 목적으로 사용될 수 있는 연계 코드로는 Serpent 2, MCNP, McCARD 등이 있다.

#### (3) 현안 및 중요성

중대사고시 재임계 발생으로 인해 발생할 수 있는 가장 큰 현안은 중대사고의 진행이 여러 실험적/해석적 연구를 통해 현재까지 확인된 방식과는 전혀 다른 방향으로 진행될 수 있다는 점이다. 급격한 출력 레벨의 증가로 인하여 핵연료에 저장된 에너지의 양이 높아지면서 핵연료의 파편화(Fragmentation)가 일어나고 이로 인해 노내/외에서 핵연료-냉각수 상호작용 (Fuel-Coolant Interaction)이 발생할 수 있다. 또한 재임계가 발생하게 되면, Doppler Temperature Feedback에 의해 노심 내 출력 폭주 및 급감이 반복적으로 발생하게 되며, 이로 인해 붕괴열 보다 수배 이상 높은 레벨을 가지는 Quasi-Steady State 출력이 형성된다. Quasi-Steady State 출력은 격납건물 내부에 추가적인 증기 생성을 통해 내부의 압력을 증가 시키며, 이는 격납건물의 조기 파손 및 방사능의 소외 방출을 유발할 수 있다.본 과정에서는 재임계 과정에서 만들어지는 핵분열생성물 역시 포함되므로 기존의 방사선원항 분석에 의해 산정된 핵분열생성물 방출량보다 더 많은 양이



방출될 수 있다. 따라서 중대사고 진행 과정에서 재임계가 발생하지 않도록 사고 관리전략의 수립하는 것이 중요하다.

#### (4) 사고관리 방안

노심의 냉각능력 회복을 위해 취해진 재충수 조치를 통해 공급된 냉각수가 감속재 역할을 수행하게 되고, 이를 통해 열중성자가 형성되어 재임계에 도달하는 경우, 노심용융 과정이 핵분열 에너지가 추가되어 가속될 수 있다. 또한 노내의 금속 재질이 산화하여 다량의 수소가 발생할 수 있다. 재충수 조치는 수소발생의 불이익이 초래되나, 노심 냉각이라는 이익이 크며, 적은 양으로 충수하는 것보다는 다량의 냉각수를 노내에 주입하는 것이 총 수소 발생량 측면에서 유리한 것으로 밝혀졌다.

그러나 봉산 농도가 낮은 다량의 냉각수 주입은 재임계 발생을 야기할 수 있으며, 이는 격납건물의 건전성에 위협이 될 수 있다. 따라서, 사고 완화 과정에서 충분한 농도의 봉산수 주입을 통해 재임계 발생 가능성을 최소화해야 하며, 또한 원자로건물 대기 중의 수소농도 변화를 수소농도 감시기를 통해 지속적 감시가 요구된다. 동 사고환경에서 만일 재임계가 형성되면, 원자로용기 파손이 예상보다 조기에 발생할 수 있는 관계로, RCS 감압 및 노외 노심용융물 냉각관련 조치로 원자로공동 침수 전략이 조기에 취해질 필요가 있다. 재충수시 발생 및 방출되는 다량의 수소를 제거하기 위해 수소점화기 및 피동 촉매수소재결합기의 운전상태 유지가 필요하다.

#### (5) 원자로용기 건전성 관점

원자로용기 내 재충수 시점에 따라 원자로용기 건전성에 미치는 영향이 많이 달라질 수 있다. 이 과정에서 재임계가 발생하게 된다면, 원자로 격납건물로 방출되는 열 및 에너지와 붕괴열에 비해 상대적으로 높은 장기적 관점의 출력 레벨이 원자로용기의 건전성 관점에서 수용 가능한 열유속보다 많아지게 되면 원자로 용기의 파손이 발생할 수 있다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

원자로 용기와 마찬가지로 재충수 시점에 따라 원자로건물 건전성에 미치는 영향이 많이 달라질 수 있다. 이 과정에서 재임계가 발생하게 된다면, 원자로 격납건물로 방출되는 열 및 에너지와 붕괴열에 비해 상대적으로 높은 장기적 관점의 출력 레벨에 의해 생

생되는 증기의 양이 격납건물의 설계상 냉각 능력보다 많아지게 되면 격납건물의 파손이 발생할 수 있다.

또한, 수소 발생율 및 발생량은 급격히 증가한다. 수소발생율 및 발생량은 재충수 시점에서 가장 크다고 알려져 있어 원자로건물로 방출될 수 있는 수소 방출율 및 방출량이 커 원자로건물 내 수소제어에 대한 어려움을 일으킬 수 있다. 방출율이 충분히 커 원자로건물 내 제거율 보다 크다면 수소는 원자로건물 내에 축적되게 된다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

재임계가 발생하고 이로 인해 격납건물의 건전성이 상실된다면, 상당량의 핵분열생성물이 소외로 방출되어 큰 피해를 유발할 수도 있다. 이 과정에서 방출되는 핵분열생성물에는 재임계 과정에서 만들어지는 양 또한 포함되므로 기존의 방사선원항 분석에 의해 산정된 핵분열생성물 방출량보다 더 많은 양이 방출될 수 있다.

재임계가 발생하지 않는 범위에서 재충수가 이루어지면 냉각수 주입에 따른 세정, 용융물풀 상부 냉각수에서의 수조여과가 발생하여 에어로졸 형태의 핵분열생성물의 감소가 이루어질 수 있다. 즉, 용융물에서 발생한 핵분열생성물 기체는 용융물 상부의 냉각수 내에서 에어로졸로의 상변화 및 수조 내 흡착과정을 거쳐 제거될 수 있다.

### 마. 용융물 재배치 (이송)

#### (1) 주요 현상

용융물풀 둘레의 각질층이 파손되면 용융물풀에 머물러 있던 용융물이 원자로용기 하부 영역으로 흘러 내려오게 된다. 각질층이 파손되는 메커니즘(mechanism)은 붕괴열에 의해 일어나는 자연대류 열전달에 의한 용융 붕괴(thermal melt through), 각질층 경계에서의 온도차와 압력 차이에 의한 열적, 기계적 응력에 의한 파손, 각질층 물질과 내부 물질의 공융 혼합반응에 의한 파손 등을 가정할 수 있다.

노심에 형성된 용융물질은 용융물풀이나 재배치 과정을 거쳐 연료봉 하단으로 이송한 뒤 냉각재의 양이 적거나 수위가 노심 지지판보다 아래쪽에 있으면 노심 지지판이 파손되면서 하부헤드로 이송되거나, TMI처럼 냉각재량이 많고 원자로 노심 아래 부분에 물이 있는 경우에는 용융물풀이 반경 방향으로 성장하면서 외곽 링 주변의 shroud를 관통하여 하부헤드로 이송될 수 있다. 일반적으로 노심 용융물의 방출량을 결정하는 노심 용융물의 slumping 이나 노심용융물이 각질층을 뚫고 흘러내려 하부 플레넘으로 재배치 될

때의 각질층의 파손 시기와 위치 등의 과정은 잘 알려져 있지 않다.

하부헤드 건전성 관점에서는 중앙으로 이송되거나 주변으로 이송되거나 큰 차이는 없는 것으로 판단된다. 다만, 중앙을 통해 하부헤드로 재배치되는 경우는 용융물질의 대부분이 이송될 수 있는 반면, 주변을 통해 재배치되는 경우는 손상된 각질층의 위치에 따라 용융물의 일부는 여전히 용융물풀 안에 남아있을 수 있다. 대신 이송되는 용융물의 특성이 더 중요하며, 여기에는 용융물의 조성과 온도가 포함된다. 이송되는 용융물의 특성은 노심에서 형성된 용융물풀에서의 열전달 특성과 밀접하게 연계되어 있다.

하부헤드로 재배치되는 용융물의 양은 노심 손상 진행과 연관되어 있으며, 이때 주변 구조물로의 열손실에 따라 사고진행 정도가 영향을 받는다. 노심에서 생성되는 붕괴열은 주변 구조물로 대류 및 복사 열전달을 통해 전달된다. 특히 상부 공간에 위치한 구조물과 shroud를 통한 원자로용기 벽면으로의 열손실은 노심에서의 용융을 지연시킬 수 있다. 그 대가로 주변 구조물들은 가열되어 일부는 용융온도에 도달하고, 상부 구조물의 경우 용융되어 노심으로 재배치될 수도 있다. 상부 구조물로의 중요 열전달 방식인 복사열은 연료봉 상단의 온도와 해당 열전달 면적을 정의하여 모의할 수 있다

## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

용융물의 재배치 경로를 평가하는 데 필요한 기본적인 현상에 대한 이해와 물성평가에 대한 이해수준은 높은 편이다. 노심구조물의 형태에 따른 용융물의 재배치 전개는 초기조건 및 가정에 따라 경로가 바뀔 수 있어 이에 대한 이해수준은 높일 필요성이 있다. 재배치 전개상황에 따라 용융물의 재배치 시점, 양과 온도가 결정되는 데 이에 대한 이해수준도 또한 높일 필요성이 있다. 주변 구조물로의 열손실 관련하여, 잘 정의된 구조에 있어서 복사열전달 평가에 대한 이해도는 높다. 그러나 손상노심의 구조와 복사열전달이 연계된 해석을 해야 하므로 이에 대한 해석방법 고도화는 필요하다. 원자로용기 내부 및 일차 계통을 통한 자연순환이 열전달에 영향이 크므로, 이에 대한 이해증진도 역시 필요하다.

### (나) 국내외 연구 동향

최신 연구 동향을 분석한 결과, 용융물 재배치 거동에 대한 코드간의 검증 비교 평가가 주를 이루었다. 대표 국내 연구로서, CINEMA 코드의 경우 MELCOR 코드와의 비교 평

가를 통해 사고 경위에 따른 원자로 하부용기 내 노심 용융물 재배치 및 조성비를 비교 평가하였다. (J.H.Song et al., 2021). 국외의 경우 후쿠시마 사고 이후 EU-Japan 협력 연구 과제의 주요 현안 중 하나로서, 실제 원자로 하부용기에 재배치된 파쇄층 분석을 통하여 노심 용융물의 특성과 재배치 메카니즘 규명을 고려하고 있다. 또한, 냉각재 충수가 동반되는 노심 용융물의 재배치 등 중대사고 진행에 따른 다양한 국소 현상을 평가할 수 있는 개별효과실험의 필요성을 강조 하였다. (2019, S.Bechta et al.,) 예를 들어, 노심 용융물 재배치에서의 노심 냉각수 주입 효과는 PWR/BWR 노형 특성에 따라 차이를 보인다고 보고되었으며, 주요 차이의 원인은  $B_4C$  흡수체를 동반하는 금속 용융물의 재배치 거동의 유무로 분석하였다. (Ares(2019)5357622-2019)

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

MAAP-MELCOR crosswalk phase#2 (SNL, 2017) 연구는, TMI-2사고에 대한 MAAP5와 MELCOR2.2 코드 간의 비교 검증 해석 결과로서, 노심 손상의 정도에 따라 (건전/손상 연료가 혼재되어 있는 노심 형상에서의) 비상냉각수 주입에 따른 영향을 주로 평가하였다. MAAP 코드의 경우, 산화용융물pool의 외곽 각질층을 고려함으로써 핵연료를 포함한 노심(active core) 부근에서의 산화물/금속물 대부분의 용융 형성을 보였고 원자로 하부용기로 이송될 경우, 지지구조물의 손상을 순간적으로 발생시킨다고 보고하였다. 반면, MELCOR의 경우 핵연료 집합체의 파손 이후 파쇄층 형성이 주를 이루며 이는 노심 내 유로 막힘을 유도하였다. 이후 노심 지지판이 결국 파손하게 되면, 하부 용기로의 재배치 시 파쇄층은 다량의 증기를 발생시키며 급랭되게 된다.

MELCOR-ASTEC crosswalk phase1 (NUREG/IA-0510) 연구는, 후쿠시마 1호기에 대한 MELCOR-ASTEC 코드간의 비교 검증 해석을 수행하였으며 다음과 같은 노심 손상 및 재배치 모델 차이로 인하여 산화 발생의 주요 지점이 차이를 보임을 확인하였다. MELCOR의 경우 주요 산화가 노심이 건전한 형태로 유지되는 구간에서 발생하는 반면, ASTEC 코드는 노심 용융 및 마그마(magma)라고 하는 별도의 구성 형태에서 주요 산화가 발생함을 보였다. MELCOR에서의 용융물 재배치는 건전한 노심 형태의 경우에는 candling 과정을 모의하며, 노심 손상이 발생한 경우에는 비용융 파쇄층과 용융물의 형성이 복합적으로 발생하게 된다. 이는 하부 용기로의 질량 재배치 시 재료별 분포와 관련이 있을 수 있다. 반면, ASTEC 코드는 2차원 형태의 용융물 재배치를 모델링하며, 중력 방향의 경우 용융물을 액체로 가정하고 운동량 방정식을 계산하여 재배치를 고려한다. 용융물 내 모든 조성은 동일 속도를 지니며 용융물 내 상대적인 확산 정도 및 성층화는 고려하지 않았다.

### (3) 현안 및 중요성

용융물 재배치 양상에 따라 원자로용기 하부헤드에 미치는 열적 부하가 달라지게 되므로 용융물의 이송시점, 온도에 대한 해석이 중요하다.

주변구조물로의 열전달은 노심용융물의 용융 및 재배치 초기에 크게 영향을 미치며, 용융물풀 구성 후에도 하부헤드로의 열부하 결정에 영향을 미친다. 1차측 내부에서의 자연순환에 의한 열전달은 원자로용기 뿐만 아니라 관련 배관 및 증기발생기 건전성 결정에 영향을 미치므로 중요하다.

### (4) 사고관리 방안

노심 내부에 형성된 노심용융물풀로부터 노심용융물이 원자로용기 하부헤드로 이송되고 원자로용기 하부헤드에 냉각수가 잔존되어 있는 경우, 노심용융물-냉각수 상호작용(FCI)에 의해 급격한 증기 및 수소 생성이 이루어지고, 원자로건물 대기로 방출되게 된다. 이와 같이 방출되는 증기 및 수소는 원자로건물 대기 압력, 온도 및 수소농도를 증가시킬 수 있다. 이와 같은 현상은 원자로건물 감시계통의 일환인 원자로건물 압력 감시기, 온도 감시기 및 수소농도 감시기를 통해 감지할 수 있다.

동 사고환경에서는 우선 노심냉각기능 회복을 위한 조치가 우선적으로 취해져야 할 것으로 판단된다. 이를 위해서는 증기발생기를 이용한 냉각운전과 냉각수 주입이 요구된다. 또한 원자로건물 외부에서 냉각수를 공급할 수 있도록 관련 계통을 구축이 필요하며, 시간적으로 가능하면 충분한 용량으로 냉각수를 노심에 주입하는 것이 바람직할 것으로 판단된다. 또한 지속적인 수소농도 감시와 IVR/ERVC 전략 수행 시, 원자로공동 지역 침수 수위의 지속적 감시가 이루어져야 한다.

### (5) 원자로용기 건전성 관점

(하부반구로 재배치될 때) 하부반구의 냉각수 유무 및 (하부반구로 이송되는) 용융물의 온도/이송량은 하부반구 내에 용융물풀 형성과정에 영향을 미치며, 하부반구에 형성된 파쇄층 혹은 용융물풀의 형상에 따라서 하부용기에 미치는 열적 부하가 결정된다. 특히, 금속 용융물층에서의 열적 집중현상은 원자로용기 파손의 중요한 변수로서, 용융물층의 층분리 유무 및 금속 용융물층의 높이에 따라 영향을 받는다. 하부반구에 냉각수가 없는 상태에서 노심에서 다량의 용융물이 제트 형태로 하부반구로 이송되면, 하부반구에 직접

적으로 열적 하중을 가하는 가능성도 존재하게 된다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

용융물의 하부헤드로의 이송은 원자로용기 하부헤드내의 물의 존재 여부에 따라 노내 증기폭발 가능성에 영향을 미친다. 원자로용기 하부 반구에 물이 있는 경우 노내 증기폭발 가능성이 있으나 이때 원자로용기 내 압력이 중요한 역할을 하게 된다. 기존 증기폭발 연구에 의하면 노심용융물과 냉각수가 반응하는 시스템의 초기 압력이 높으면 증기폭발 가능성은 낮은 것으로 알려져 있다.

주변 구조물로의 열손실은 용융물의 온도 및 조성에 영향을 미치며, 만약 원자로용기 파손시 원자로 공동으로 용융물이 방출되는 경우 노외에서 발생 할 수 있는 증기폭발 및 용융물과 콘크리트 반응 초기조건에 영향을 미친다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은  $\text{UO}_2$ , Zr,  $\text{ZrO}_2$ , Fe 등 구조물의 온도와 관계하므로 용융물의 원자로용기 하부헤드로 이송현상이나 주변구조물로의 열손실 현상과는 직접적인 관계는 없지만, 주변구조물로의 열손실에 따른 핵연료봉의 온도변화가 발생하면 핵분열생성물의 방출량에 간접적으로 영향을 끼칠 수 있다.

### 1.2. 하부 및 상부헤드 건전성 상실

용융물의 원자로용기 하부헤드에서의 거동은 노심용융물의 원자로용기 하부헤드로의 재배치과정, 재배치되는 용융물과 냉각수와 반응(FCI: Fuel Coolant Interaction) 및 노심 파편층(debris bed) 형성, 노심용융물과 하부헤드 내 구조물과의 반응, 용융물풀의 형성 및 층 분리(separation), 용융물층의 역전(layer inversion), 용융물풀에서의 자연대류 열전달과 각질층(crust)형성, 노심용융물과 원자로용기 하부헤드와의 기계적·재료적·화학적 반응, 원자로용기 파손 기구 등의 물리적 현상이 있다. 노심용융물의 원자로용기 하부헤드에서 거동은 관련 현상들이 매우 복잡하기 때문에 많은 연구에도 불구하고 아직 불확실성이 많이 남아 있다.

그림 A.3.1.2-1은 원자로용기 하부헤드에서 사고 전개과정을 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 노심에서 용융된 용융물이 원자로용기 하부헤드로 재배치될 때 하부헤드 내에 냉각수 존재 유무에 따라 노심용융물 거동이 달라질 수 있다. 하부헤드 내에 냉각수가 존재하면 용융물과 냉각수가 반응하여 냉각되면서 노심파편층과 용융물층을 형성하게 된다. 시간이 지남에 따라 용융물과 하부헤드 내 구조물들과의 열전달이 일어나며 추가 용융물의 원자로용기 하부헤드로의 재배치 등과 같은 과도상태 인자가 없으면 원자로용기 파손유무는 용융물의 원자로용기 하부헤드로의 정상상태 열속에 따라 결정된다. 시간경과에 따라 과도상태 인자가 있으면 과도상태 모의를 하여 원자로용기 하부헤드로의 열속을 결정하여 원자로용기 파손유무를 결정하게 된다. 용융물이 하부헤드로 재배치될 때 하부헤드 내에 냉각수가 없으면 용융물이 하부헤드 내 구조물과 반응하면서 원자로용기를 파손시킨다.

## 가. 하부헤드 용융물 냉각 가능성

### (1) 주요 현상

원자로용기 하부헤드에 냉각수가 존재할 때 노심용융물이 재배치되면 하부헤드에서 고온의 용융물과 냉각수 사이에 급격한 반응이 발생한다. 이 경우에 증기폭발(steam explosion)이 발생할 수 있는데 원자로용기가 저압일 경우에 발생확률이 높으나 원자로용기 내에서의 증기폭발은 큰 문제가 되지 않는다고 알려져 있다. 고온의 용융물과 냉각수가 반응하면 많은 증기가 발생하여 원자로용기 압력을 상승시킬 수 있고 노심용융물은 파쇄되어 노심파편층이 하부헤드에 형성될 수 있다. 노심파편층이 형성되면 노심파편층 내부와 상부에서 열전달이 발생하여 증기가 발생한다. 원자로용기 하부헤드에 형성된 노심용융물층 상부에 냉각수가 존재하게 되면 용융물과 냉각수 사이에 막비등(film boiling)의 열전달이 발생한다.

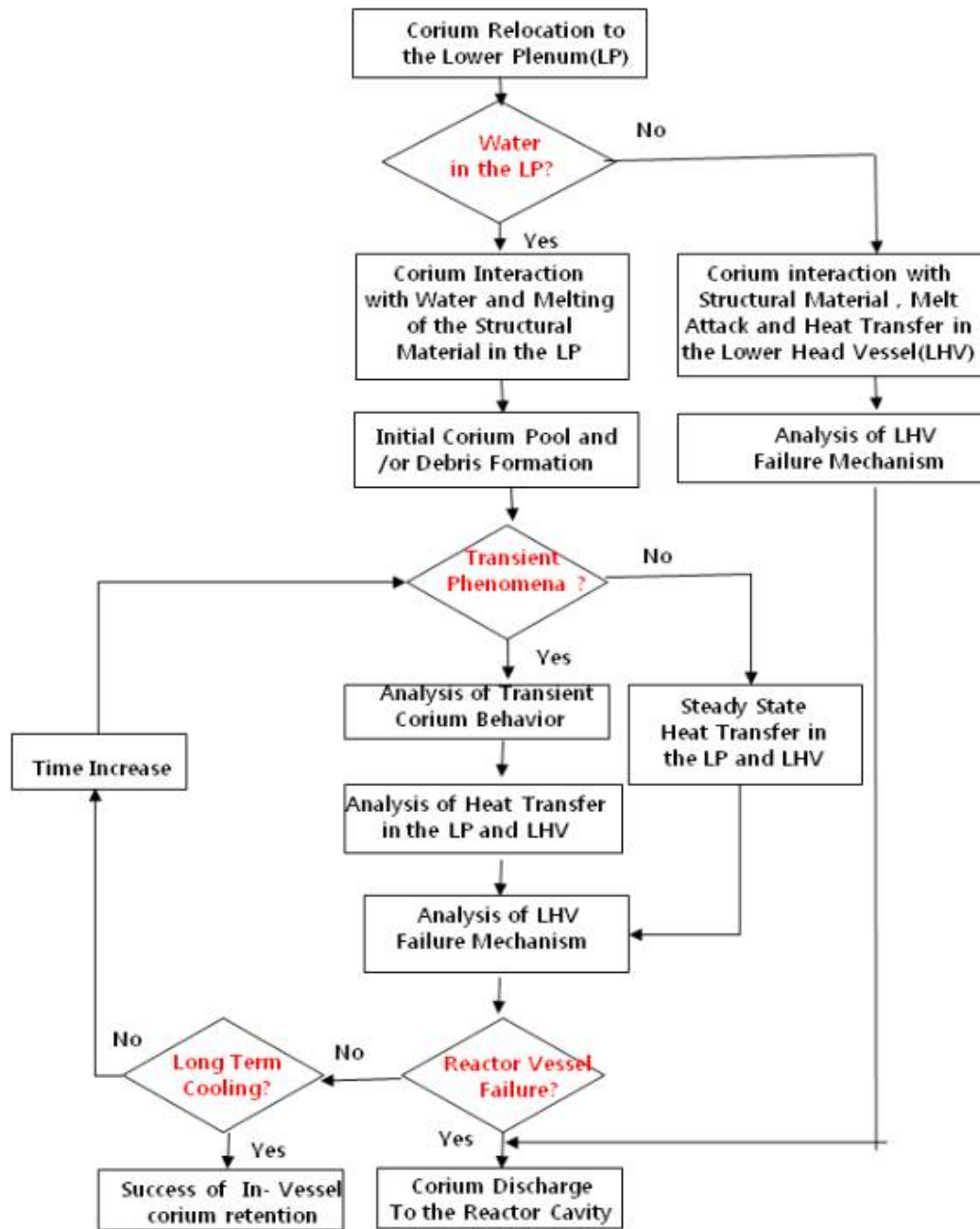


그림 A.3.1.2-1 원자로용기 하부헤드에서 사고전개 과정



원자로용기 하부 반구는 용융물의 재배치시 처음에는 냉각수가 대부분 차 있을 수 있으나 재배치된 용융물 또는 파편층의 냉각으로 고갈된다. 원자로용기 하부 노심용융물의 냉각을 위해서는 냉각수의 재충수 등 냉각수의 재공급이 반드시 필요하나, 원자로용기 하부헤드에서 노심용융물의 냉각 가능성 및 냉각을 보장하는 데는 많은 변수가 작용한다. 원자로용기 하부반구 용융물층의 냉각은 파편 입자의 크기 등 용융물층의 기하학적 특성 및 냉각수의 유로 형성에 따라 큰 차이를 보인다. 그림 A.3.1.2-2에서 보는 바와 같이 원자로용기와 노심용융물층 사이에 간격이 형성되면 냉각수가 이 간격으로 스며들어 용융물을 냉각시킬 수 있다. 이때 간격에서는 counter current 유동이 형성되고 CCFL(Counter Current Flow Limitation)에 의한 CHF(Critical Heat Flux)가 발생한다. 원자로용기 하부 간극의 크기 및 유로의 형성에 따라 충분한 열제거가 가능한지는 상세 평가가 필요하다.

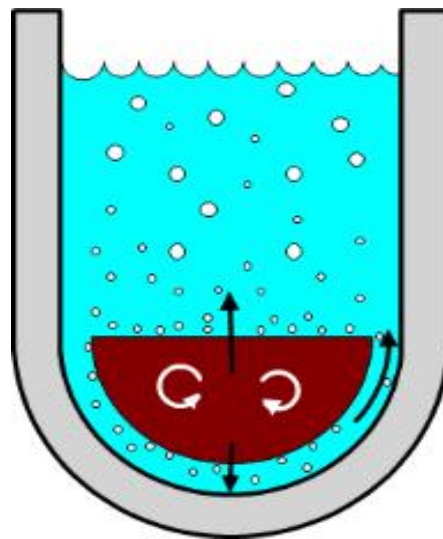


그림 A.3.1.2-2 노심용융물과 원자로용기 내벽 사이에 형성된 간격

원자로용기 하부헤드에서 노심용융물의 재임계는 원자로용기 하부반구 냉각에 영향을 미칠 수 있다. 즉, 용융된 노심이 원자로용기 하부로 재배치되어 노심용융물풀이나 노심파편층을 형성함에 따라 용융 노심의 형상, 용융물질의 구성 및 구성비, 냉각수의 유무 및 붕소의 함유, 등에 따라 재임계의 가능성을 평가해야 한다. 상용 PWR 및 BWR 원자로용기의 경우 U235의 농축도가 매우 낮아서 노심용융물이 냉각수에 잠겨 있는 경우도 재임계의 가능성은 매우 낮다고 알려져 있으나 사고진행에 따른 용융 노심의 특성에 대한 불확실성이 매우 크므로 이를 완전히 배제할 수는 없다고 알려져 있다.

## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

원자로용기 하부헤드 내 용융물의 형태(파편, 풀, 각질층 등의 혼합)에 따라 냉각수와 의 계면에 차이가 크며 이 차이는 총 열전달계수에 크게 영향을 미치며 총 열전달계수는 원자로용기 내부로 주입된 냉각수에 의한 용융물 냉각 여부를 결정하게 된다. 처음 용융물이 원자로용기 하부헤드로 이동한 후부터 용융물이 쌓여가는 진행단계에 대한 지식의 부재로 인해 원자로용기 하부헤드 내 용융물의 형태와 냉각수와의 반응을 정확하게 예측하기는 어렵다.

현존하는 코드체계에서 중대사고 시 변형된 노심 구조 및 기포가 발생된 노심에 대한 재임계 계산을 정확히 예측할 수 있는 방법은 부재하다. 중대사고시 재임계는 손상된 노심에 대한 재충수 단계에서 가장 우려되며 이는 변형된 핵연료 배치 구조와 냉각수 주입이 열적으로 변형된 연료를 냉각시킬 수 있는지와 같은 열수력학적 궤환효과와의 결합 문제로 인해 재임계 해석이 매우 어려우며, 일반적으로는 MCNP와 같은 시간이 많이 걸리는 코드 계산이 필요할 뿐만 아니라 고온 핵데이터도 부족하여 불확실성이 매우 크다.

### (나) 국내외 연구 동향

2016년 이후 국내에서는 원자로 하부용기에 노심용융물층이 형성되었을 경우 용융물층의 자연대류 열전달에 관한 연구가 경희대와 포항공대 등에서 수행되었다. 용융물의 자연대류는 상사물을 사용하여 실험을 수행하거나 FLUENT 전산코드 등의 전산유체역학(CFD: Computational Fluid Dynamics)을 이용하여 수행되었다. 특히 용융물층이 금속용융물층과 산화용융물층으로 층분리된 경우에 관한 연구가 수행되었다.

국외에서는 2015년부터 2019년까지 유럽연합(EC: European Commission)의 H2020 프로그램의 일환으로 수행된 IVMR(In-Vessel Melt Retention) 프로젝트로 유럽에서 많은 연구가 수행되었다. 이 프로젝트에서는 용융물이 층분리된 경우에 대하여 금속 용융물층의 자연대류를 상세히 해석하여 원자로용기 파손방지를 위해 원자로용기 외벽냉각을 수행할 때 금속용융물층 측면으로의 열집중인 focusing 효과에 관하여 많은 연구를 수행하였다. 또한 산화용융물층의 고난류 유동에 대한 전산유체역학 해석을 수행하였고 용융물층 형성시 층분리의 과도상태에 대한 실험과 해석모델 개발이 수행되었다. 중국에서는 CAP1400 등 자국에서 개발하고 있는 원전의 원자로용기 외벽냉각과 관련하여 용융물층의 층분리시 자연대류 열전달에 대한 실험과 해석을 수행하였다.

(다) 전산 코드 모델링 현황

대표적인 중대사고 종합해석 코드인 MELCOR에서는 하부반구에서의 용융물풀 거동을 아래 그림 A.3.1.2-3처럼 해석하고 있다. MP1은 oxidic material이 형성하는 oxidic molten pool이고 MP2는 metallic material이 형성하는 metallic molten pool 이다. 사용자가 나눈 노드구조에 따라서 molten pool이 몇 개의 노드에 걸쳐 형성될 수 있으며 그 사이의 열전달은 MP1의 경우는 붕괴열에 따라 결정되는 Rayleigh 수에 의해 Nusselt 수가 결정되고 이를 이용해 몇 개의 상관식 (ACOPPO, Bonnet, Globe & Dropkin)을 적용하여 열전달계수를 결정한다. MP2의 경우에는 경계면을 통한 열전달 등을 이용해 보정된 Rayleigh 수를 사용한다.

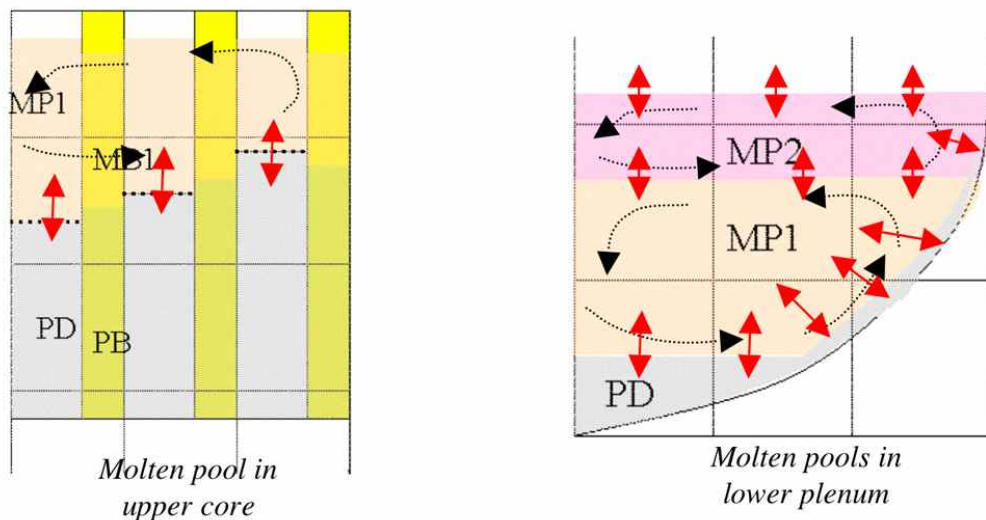


그림 A.3.1.2-3 Convecting molten pools of MELCOR

하부반구 노심 용융물의 냉각가능성에 큰 영향을 미치는 gap cooling은 MELCOR 2.1 버전까지는 모델링되지 않았다.

MAAP5 코드는 그림 A.3.1.2-4처럼 하부반구 내 용융물풀에 대한 열전달을 고려하고 있다. 그림에는 전형적인 2개층 용융물풀에 대한 열전달이 표현되었지만 3개층 용융물풀도 모의할 수 있다. 용융물 냉각을 위해서는 상부의 냉각수로의 열전달 혹은 gap cooling으로의 열전달 등이 용융물의 붕괴열을 제거할 수 있어야 한다.

MAAP5 코드에서는 그림 A.3.1.2-5처럼 각질층과 RPV wall 사이의 gap에서 추가적인

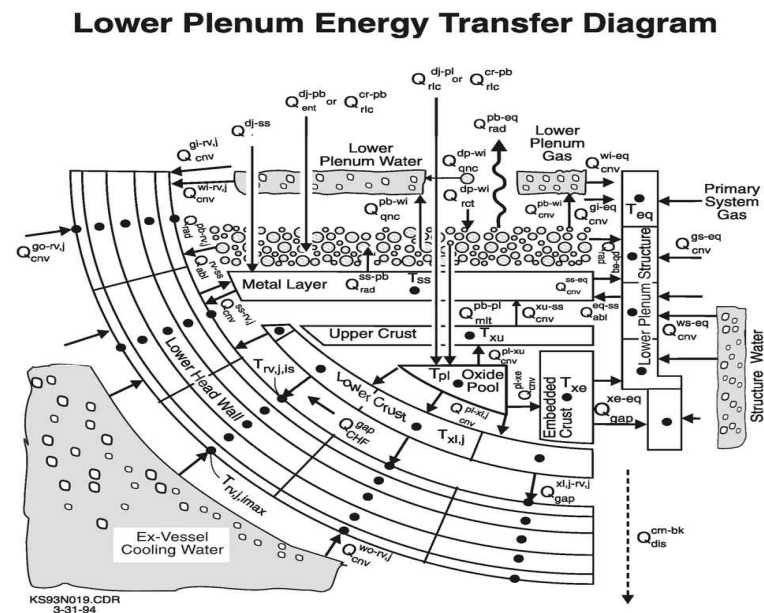


그림 A.3.1.2-4 Lower plenum heat transfer model of MAAP5

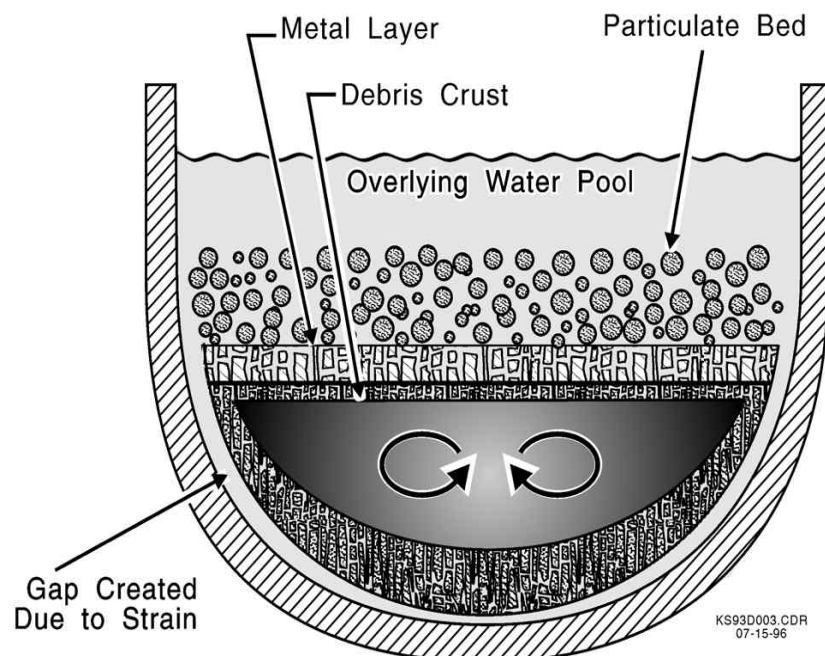


그림 A.3.1.2-5 Quenching by Water Ingression to Debris Bed in MAAP5

### (3) 현안 및 중요성

원자로용기 하부헤드 내 노심용융물의 형태와 원자로용기 하부반구로의 열속은 원자로용기의 파손 여부 및 파손시 파손기구, 파손 크기, 파손시간 등에 영향을 미치는 주요 변수이다. 특히 원자로용기 파손방지를 위하여 원자로용기 외벽냉각을 수행할 경우에는 원자로용기 외벽에서 제거할 수 있는 최대 열량인 임계열유속(CHF: Critical Heat Flux)보다 노심용융물로부터 하부반구로 가해지는 열속이 작아야 하기 때문에 열속결정은 매우 중요하다. 원자로용기 파손방지를 위하여 원자로용기 내에 봉산수가 없는 냉각수를 주입하여 재임계가 발생한다면 이는 노심용융전개와 그 결과에 큰 영향을 미친다. 주요 고려사항은 노심용융물이 하부반구에 재배치되는 양과 시점 및 냉각수와의 반응, 노심용융물 층과 노심파편층의 형성 및 관련 열전달, 노심용융물에 의한 원자로용기 하부반구의 용탈 등이다.

### (4) 사고관리 방안

원자로용기 하부헤드에서 발생할 수 있는 간극냉각 메커니즘은 자연적 현상으로 이를 유도하기 위한 중대사고관리전략은 부재하며, 다만 원자로냉각재 감압 조치를 수행하고, 안전주입펌프나 정지냉각펌프 및 기타 소방펌프를 이용하여 노내에 냉각수를 공급하여야 한다.

### (5) 원자로용기 건전성 관점

원자로 하부용기에서의 노심용융물의 냉각은 원자로용기 건전성 관점에서 매우 중요하다. 특히 원자로용기 외벽냉각을 중대사고관리의 한 전략으로 채택한 APR1400의 경우, 원자로용기 내로 외부충수를 고려하고 있기 때문에 원자로 하부용기에서의 노심용융물 냉각성 평가는 매우 중요하다. 원자로용기 외벽냉각 및 원자로용기 내로 외부 충수를 하여 노심용융물이 냉각된다면 노심물질이 용융되는 중대사고 발생시에도 원자로용기 건전성을 유지할 수 있다. 그러나 봉산수가 없는 외부 냉각수를 주입할 때는 재임계를 고려하여야 한다.

### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

원자로 하부용기의 냉각수의 존재는 수소생성관점에서 보면 산화되지 않은 용융물이 하부헤드로 재배치될 때 물과의 반응에 의해 수소가 생성될 수 있다. 즉, 산화되지 않은

지르코늄 금속을 산화 원자로 용융물( $\text{UO}_2/\text{ZrO}_2$  화합물) 속에 포함해 물속에 떨어뜨린 후 입자를 분석해 보면 금속 지르코늄 성분이 나타나지 않는다. 이는 금속이 물속에 들어간 후 산화가 된다는 것을 의미하므로 수소가 발생한다는 것을 뜻한다. 따라서 원자로용기 하부헤드의 냉각수 존재는 수소 발생량에 영향을 미쳐, 궁극적으로 원자로건물로 방출되는 수소량에 영향을 미치게 된다. 또한, 원자로용기 내 압력이 낮은 경우 노내 증기폭발 가능성에도 영향을 줄 수 있다. 수소 생성과 노내 증기폭발은 원자로건물 건전성에 많은 영향을 미친다. 따라서 원자로 하부용기에서의 노심용융물 냉각은 원자로용기 건전성 유지에 매우 많은 영향을 미치고 원자로용기 건전성 유지는 원자로건물 건전성에 매우 많은 영향을 미친다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은  $\text{UO}_2$ , Zr,  $\text{ZrO}_2$ , Fe 등 구조물의 온도와 관계하므로 하부용기 냉각수 거동에 따라 노심용융물pool의 온도변화가 발생하면 핵분열생성물의 방출량에 간접적으로 영향을 미칠 수 있다. 즉, 노심용융물 냉각으로 인해 용융물 온도가 감소하면 핵분열생성물의 방출량은 감소한다. 노심용융물 냉각을 위해 냉각수 주입이 이루어지면 냉각수 주입에 따른 세정, 용융물pool 상부 냉각수에서의 수조여과가 발생하여 에어로졸 형태의 핵분열생성물의 감소가 이루어질 수 있다. 또한 용융물pool 내부에서 발생한 핵분열생성물 기체의 상부로의 방출과정에서 냉각수의 유무에 따른 에어로졸로의 상변화 및 수조 내 흡착현상이 영향을 받는다.

### 나. 하부헤드 구조물 가열 및 용발

#### (1) 주요 현상

노심에서 생성된 노심용융물은 사고진행에 따라 원자로용기 하반구로 재배치된다. 그림 A.3.1.2-6에서 보는 바와 같이 용융물이 하반구로 재배치될 때 냉각재가 존재하면 용융물이 냉각재와 반응하면서 노심파편층과 용융물층을 형성하게 된다.

노심용융물층은 그림 A.3.1.2-7에서 보는 바와 같이 구성 재료들의 밀도차이 때문에 분리될 수 있다. 즉, 밀도가 높은  $\text{UO}_2$ 와  $\text{ZrO}_2$  등의 산화 용융물은 하부에 존재하게 되고 철과 zircaloy 등의 금속 용융물은 상부에 존재하게 된다. 이와 같은 하부의 산화 용융물층과 상부의 금속 용융물층에 대한 2개층 열층상화는 기존의 중대사고 해석 전산코드에 잘 반영되어 있다.

RASPLAV/MASCA 연구에서는 원자로용기 하반구에서 생성되는 2개 층이 그림

A.3.1.2-8에서 보는 바와 같이 3개 층으로 층상화될 수 있다고 보고하였다. 이와 같은 노심용융물의 층상화는 산화용융물 층에 있던 금속핵연료인 U가 추출되어 상부의 금속용융물 층에 더해져 금속 용융물 층의 밀도가 산화용융물 층의 밀도보다 크게 되어 산화용융물 층 밑으로 금속 용융물 층이 내려가기 때문이다. 이에 따라 그림에서 보는 바와 같이 산화 용융물층 상부 및 하부에 금속용융물 층이 존재하게 된다. 이와 같은 금속 용융물 층의 이동은 용융물 층으로부터 원자로용기 하반구로의 열속 분포에 영향을 크게 미치기 때문에 원자로용기 외벽냉각에 의한 노심용융물 노내 역류 및 냉각에서는 이를 꼭 고려하여야 한다. 단, 노심용융물 층의 초기형상과 층상화에 관해서는 아직 불확실이 많이 있어, 이에 대한 연구와 논의가 계속 진행되고 있다.

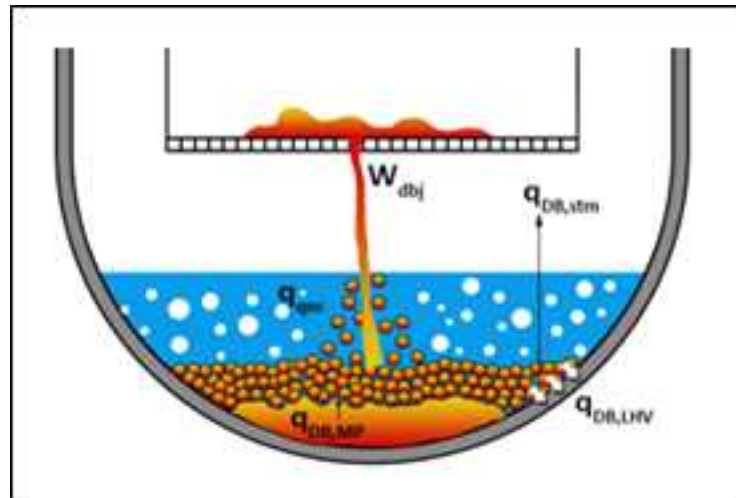


그림 A.3.1.2-6 원자로용기 하반구내에서 노심파편층과 용융물층 형성

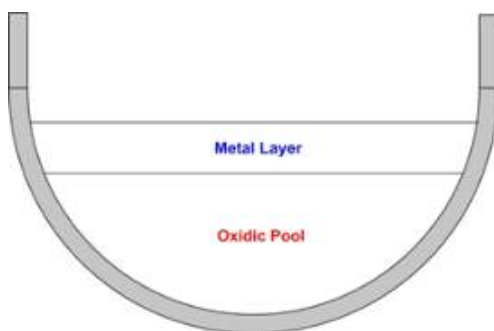


그림 A.3.1.2-7 원자로용기 하반구에서 2개 층으로 층상화된 개념

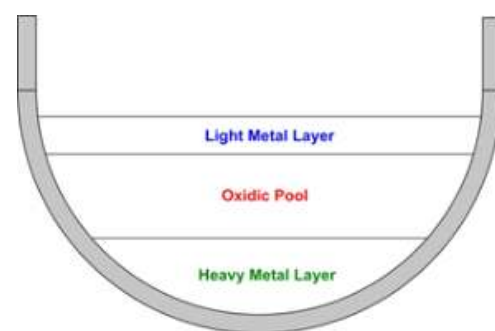


그림 A.3.1.2-8 원자로용기 하반구에서 층 분리가 발생하여 3개 층으로 층상화된 개념

산화 용융물층은 붕괴열과 현열(sensible heat)을 가지고 있으므로 원자로용기 하반구 내에서 자연대류 열전달 현상이 발생한다. 산화용융물 층 상부에 쌓이는 금속 용융물 층은 잔열을 내포하지는 않지만 하부의 산화용융물 층에서 전달되는 열에 의해 가열되며 사고 진행에 따라 상부 표면에서 냉각수에 의한 열 제거 또는 복사에 의한 열 제거가 이루어진다. 특히 금속용융물 층은 산화용융물 층으로부터 전달되는 열에너지가 노심용융물풀 상부로 제거되는 것을 방해하는 차폐 역할을 하며 그 자체가 가열되어 원자로용기 측면에 열 하중 집중 현상(focussing effect)을 유발한다. 금속용융물 층의 열 하중 집중은 원자로용기의 건전성을 위협하는 가장 중요한 위험 인자이다.

금속용융물 층의 열 하중 집중 효과에 직접적인 영향을 미치는 인자는 금속용융물 층의 두께와 상부 표면에서의 열전달 특성이다. 금속용융물 층은 산화용융물 층과는 달리 내부 발열이 없고 종횡비(aspect ratio)가 큰 형상이기 때문에, 일반적으로 금속용융물 층에 대해 금속용융물 층의 가장자리 경계면의 온도는 액화 온도로 일정하며 상, 하부의 표면적과 금속용융물 층 내부에서 위치별 물성치는 동일하다는 가정을 도입하여 반구 벽면에 전달되는 열속을 계산한다.

APR1400과 같은 대형 원전에서 중대사고시 금속용융물 층의 열 하중 집중은 원자로용기의 건전성을 위협하는 가장 중요한 위험 인자이며 이를 완화하기 위한 다양한 중대 사고 사고관리 대책이 필요하다.

## (1) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

원자로용기 하부반구 벽면과 하부반구 내 용융물과의 열전달은 산화 용융물층, 금속 용융물층, 고체입자 파쇄층에서 동시에 일어난다. 하지만 노심용융물에 의한 원자로용기 하반구의 구조물인 노심 받침, 지지봉 등의 용융 메커니즘, 용융물층 외곽에 형성되는 각 질층에 의해서 용융물과 하부헤드 사이에 공간(gap)의 형성으로 인해서, gap cooling의 가능성에 대한 불확실성이 존재한다. 비교적 많은 양의 용융물이 형성된 후기 단계의 용융물 형태에 대한 지식은 많이 확보된 편이지만, 용융물과 원자로용기와의 과도상태 열전달에 영향을 미치는 원자로용기의 용융침식, 용융물 상단에서 원자로용기에 집중열속을 가하는 코륨 상단의 금속층과 원자로용기의 용융 금속과의 계면에서의 상호작용에 대해서는 지식이 부족한 상태로서 원자로용기의 시간에 따른 정확한 침식 두께를 예측하기 어렵다. 또한 IVR/ERVC시 원자로용기 외벽에서의 열전달계수도 이러한 하반구의 원자로용기 침식에 영향을 크게 미치지만, 위치에 따른 Down-facing의 상변화 열전달 상관식에 관한 지식도 부족한 상태이다.



#### (나) 국내외 연구 동향

다양한 현상에 대한 불확실도를 줄이고, 원자로용기 파손에 큰 영향을 주는 변수를 파악하기 위해 유럽을 중심으로 국제공동연구인 IVMR(In-vessel Melt Retention Severe Accident Management Strategy for Existing and Future NPPs)을 2015년부터 4년간 진행하였다. 연구 내용으로는 노심용융물풀의 형성 및 용융물과 원자로용기와의 과도상태 열전달 해석, 외벽 냉각 시 원자로 용기 외벽 열전달에 대한 실험적, 해석적 연구, 이와 연계하여 금속용융물 층의 열 하중 집중부분에서의 원자로용기 벽면 두께 변화 해석, IVR/ERVC 해석 방법론 개발 등이 있다. 현재는 위의 연구들을 종합하여 원자로용기 고온 물성을 고려하여, 원자로용기 건전성을 유지할 수 있는 최소 원자로용기 벽면 두께에 관한 연구도 진행하고 있다. 또한, IAEA를 중심으로 하부헤드 가열 및 파손과 관련 주요 현상에 대한 PIRT를 재정립하고 있다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

해석 모델은 용융물풀의 형상에 따라 다르겠지만 2개층 모델의 경우, 고려하는 온도와 열전달은 그림 A.3.1.2-9와 비슷하다. 그림 A.3.1.2-9은 NUREG/CR-6849 보고서에서 사용된 용융물풀의 형상 (2개층)과 평형상태에서의 온도, 열전달 등이 요약되어 있는 그림이다. 그림과 같이 아래쪽 oxidic pool과 위쪽 metallic pool로 나뉜 two layer model을 사용했으며 이때의 여러 상태변수인 온도, 열속, 크러스트 두께, 벽면 두께 등이 나타나있다. 아래 oxidic pool에서는 하부반구 벽면쪽과 위쪽 metallic pool과의 경계부분에서 각질층(crust)이 자라며 열전달을 하는 것을 알 수 있다. 또한, 위쪽 metallic layer에서는 위쪽 공간과 노심쪽 열구조물로 복사열전달과 하부반구 벽면 쪽과 아래 각질층과 열전달을 하는 것을 알 수 있다.

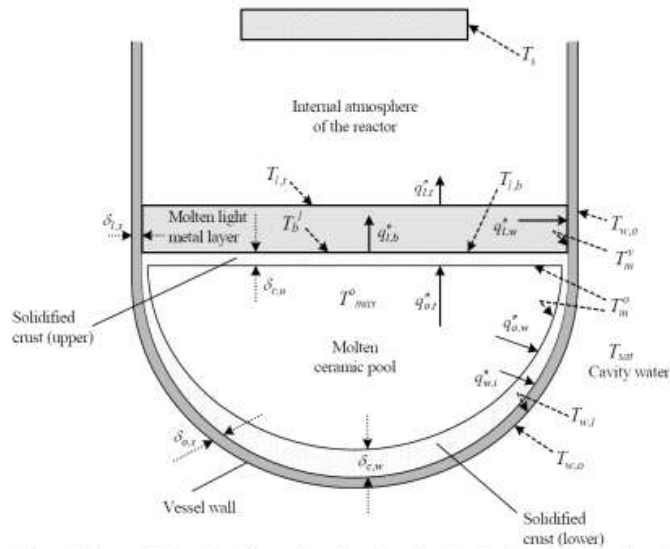


Figure 2.1a Schematic of the melt pool configuration I in the lower head (two layers)

그림 A.3.1.2-9 NUREG-CR-6849 보고서의 용융물풀 형상

국내에서 개발 중인 CINEMA 코드에서 하부헤드 가열 및 용발 해석은 COMPASS 모듈에서 수행하고 있다. 해석 시나리오는 그림 A.3.1.2-10에서 보여준다. 원자로용기 하부 반구 벽면과 하부반구 내 용융물과의 열전달은 산화용융물층, 금속용융물층, 고체입자와 쇄층에서 동시에 일어난다. 하지만 하부반구 내에 용융물이 재배치되는 시간이나 하부반구 내 냉각수의 존재 여부 등등 다양한 계산조건 하에서 다른 양상으로 열전달이 일어나기 때문에, 이를 고려하여 계산할 수 있게 되어 있다.

COMPASS 모듈 내 하부헤드 가열 및 원자로용기 두께를 해석은 다음과 같은 방법으로 모델링 되어 있다. 그림 A.3.1.2-11은 COMPASS에서 하부반구의 열전달 거동에 의해 결정되는 용융물 각질층 형성 및 하부반구 벽의 용융을 보여준다. 초기 용융물과 하부반구 벽면의 경계(initial interface)가 하부반구 용융에 따라 외벽 방향으로 이동되며, 각질층은 용융물 내부로 성장한다. 하부반구 용융물에서의 각질층은 용융물 내부의 자연 대류 열전달 특성에 따라 중심으로부터의 위치( $\theta$ )에 따라 두께가 결정되며, 이로 인해 하부반구 내벽으로의 열 부하가 위치에 따라 영향을 받는다. 그림 A.3.1.2-12은 원자로용기 하부반구 내벽에서의 각질층 성장 및 원자로용기 용발 상황을 그림으로 나타낸 것이다. 용융물풀에서 각질층으로 유입되는 열속과 각질층과 원자로용기 벽면의 전도열전달과 원자로용기 외벽에서의 냉각수와 열전달을 고려한 열속 평형 해석을 통해 각질층의 두께 및 원자로용기 벽면의 온도를 계산한다. 원자로용기 벽면 온도가 녹는 온도보다 크거나 같다면, 원자로용기 벽면 용융을 계산하며, 이때, 원자로용기 벽면과 각질층이 만나는 경계면을 통해서 들어오고 나가는 열속 평형을 계산할 때, 벽면 용융을 고려한다.



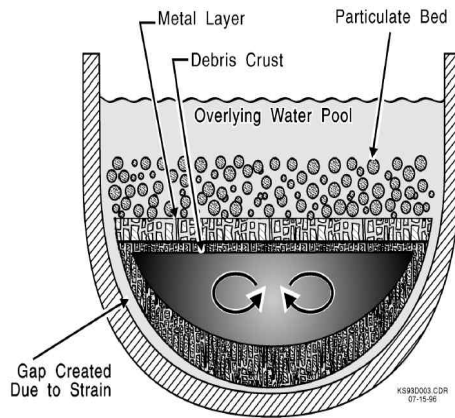


그림 A.3.1.2-13 MAAP5의 용융물풀  
형상

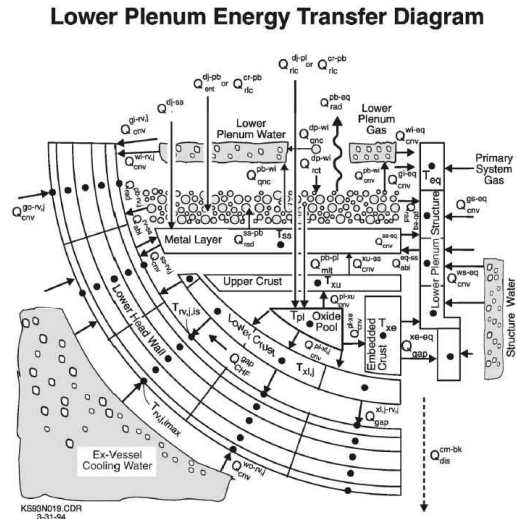


그림 A.3.1.2-14 MAAP5 하부헤드 에너지  
흐름도

MELCOR 내 하부헤드 가열 및 원자로용기 두께를 해석을 하기 위한 하부헤드 노드 (node) 구성은 그림 A.3.1.2-15와 같고, 하부 헤드 내 에너지 흐름도는 그림 A.3.1.2-16과 같다. MELCOR에서는 각 층과 관통부의 열전달, 각 층과 원자로용기의 열전달, 원자로용기와 관통부의 열전달, 원자로용기 위치별 벽면 온도 차이로 인한 전도 열전달과 원자로용기 외벽에서의 열전달을 고려한 열속 평형 해석을 통해서 각 노드의 온도를 계산하게 된다. 여기서, 원자로용기 노드의 온도가 녹는 온도보다 크거나 같으면, 엔탈피를 이용하여 녹는 질량을 계산하고 이를 각 노드에 반영하여 원자로용기 용융을 구현한다.

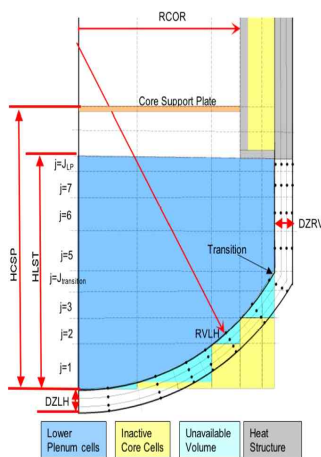


그림 A.3.1.2-15 MELCOR  
하부헤드 node

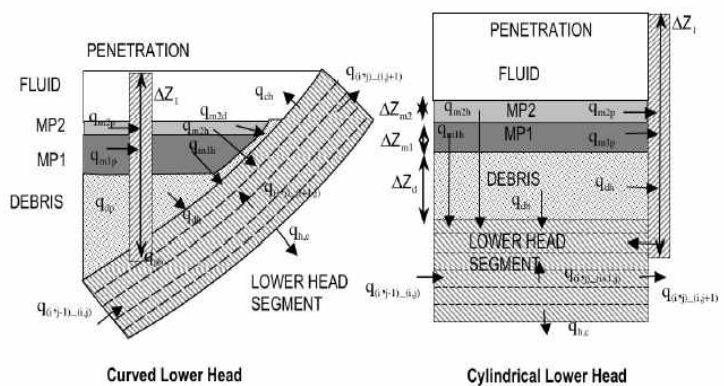


그림 A.3.1.2-16 MELCOR 하부헤드 에너지 흐름도

## (2) 현안 및 중요성

하부헤드는 노심에서 이송된 노심용융물이 풀을 형성하며, 지속적으로 가열에 의한 열 침식을 받는 지역이다. 노심용융물풀의 형성 특성에 따라 통상 금속 노심용융물과 산화 노심용융물로 구분하는 2개층 모델이 있고, 가벼운 금속 노심용융물, 산화 노심용융물 그리고 무거운 금속 노심용융물 층으로 구성된 3개층 모델이 있다. 금속 노심용융물풀의 경우 그 두께가 작아 열 집중현상에 의해 하부헤드의 건전성을 크게 위협할 가능성도 있다.

노심용융물의 하반구 이동의 초기 단계에서는 불확실성이 크나 원자로용기에 가하는 열속이 작아 심각도는 낮은 편이다. 그러나 비교적 많은 양의 용융물이 형성된 후기 단계에서는 금속용융물 층에서 원자로용기에 작용하는 열속이 크기 때문에 중요도가 높은 편이며, IVR/ERVC시 하부반구 구조물(lower head)의 열적 손상은 주로 금속용융물 층 측면에서의 열 하중 집중현상에 의한 용융에 의해 발생한다. 최신 연구에 의하면, IVR/ERVC시 1000MW급 이하의 원전은 원자로용기 건전성 확보가 가능하나, APR1400과 같은 대형 원전에서는 금속용융물 층의 열 하중 집중은 여전히 원자로용기의 건전성을 위협하는 가장 중요한 위험 인자이다.

하부반구 구조물의 열적 손상 기준에 따른 건전성 평가를 위해서는 층상화의 형태(2층 및 3층 구조)에 따른 열 하중 집중 정도를 외벽에서 발생하는 냉각량(외벽냉각 전략 채택 시 냉각수의 임계열속값 등)과 종합적으로 비교 분석하여야 한다. 이 분석에 필요한 변수인 노심용융물의 총량, 층별 두께, 노심용융물 층 대류열전달 상관식, 복사열전달 양, 3층 구조 고려 시 가벼운 금속용융물 층과 무거운 금속용융물 층의 비율, 사고관리전략 활용에 따른 기준 붕괴열 수준, 금속용융물 층 상부로의 복사열전달 양 및 외벽에서의 냉각수 임계열속, 원자로용기의 물성 등의 불확실성에 대한 고려가 포함되어야 한다.

## (3) 원자로용기 건전성 관점

하부헤드 구조물 가열 및 용발은 원자로용기 건전성에 직접적인 영향을 준다. IVR/ERVC 전략 미 채택 시에는 노심용융물이 하부 헤드로 이송됨에 따라 하부원자로용기는 가열되고 재료적 특성이 취약해져 원자로용기 파손에 이를 수 있다. 원자로용기 파손 지연 혹은 방지를 위해 노내 냉각수 주입을 위한 안전주입펌프, 정지냉각펌프 및 원자로건물 외부 냉각수 주입을 위한 조치를 취해야 한다.

IVR/ERVC 전략을 수행하는 경우에도 금속 노심용융물풀의 경우 그 두께가 작아 열 집중현상에 의해 하부 헤드의 건전성을 크게 위협할 가능성도 있다. 원자로용기 외벽냉각이 이루어질 수 있도록 냉각수 주입 설비들을 운영할 수 있도록 조치와 더불어 용융물풀 내부 후기 냉각수 주입을 위한 조치도 취해야 한다.

노심용융물의 가열에 의한 하부헤드의 거동 및 온도 변화를 감지할 수 있는 계측설비를 추가로 개발, 설치할 필요가 있으며, 이를 통해 원자로용기 파손 시점을 예측하고, 대비할 수 있는 사고관리전략이 필요하다.

#### (4) 원자로건물 건전성 관점

하부헤드 구조물 가열 및 용탈은 원자로건물 건전성에 직접적인 영향을 미치지 않을 것으로 예상된다. 다만, 하부헤드 구조물 가열 및 용탈로 인하여 야기될 수 있는 하부헤드 파손은 원자로건물 건전성에 미칠 수 있을 것으로 판단된다.

#### (5) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은 용융물pool의 온도, 조성에 관계하므로, 하부반구에 형성된 용융물pool의 형상 및 거동에 영향을 받는다. 용융물pool 내부에서 생성된 핵분열생성물의 표면으로의 방출은 노심용융물 내부 물질 사이의 반응, 내부 대류현상, 상변화, 에어로졸의 생성 및 변화 등 다양한 현상에 따라 결정되지만, 불확실성이 큰 분야이다.

### 다. 하부헤드 파손(lower head failure) 모드

#### (1) 주요 현상

중대사고 시 손상된 노심 물질이 원자로용기 하부헤드 표면까지 재배치될 때, 하부헤드 내벽은 고온 노심물질에 의한 열적 하중과 1차 계통 내압에 의한 기계적 하중에 노출된다. 실제로 원자로용기 하반구에 노심물질이 재배치되었던 TMI-2 원전 사고 이후 수행된 VIP 과제 (J. R. Wolf et al., 1994) 및 유사한 시기에 수행된 여러 연구 (J. L. Rempe et al., 1993; L. A. Stickler et al., 1994)를 통해 원자로용기 하부헤드 건전성 관련된 연구가 진행되었다. 이 때 제안된 관통부가 존재하는 가압형 경수로 원자로용기 하부헤드의 파손 모드는 관통배관(Penetration tube) 및 원자로용기 파손으로 구분되며, 각 파손 모드는 파손 위치에 따라 다음의 파손 모드로 세분화된다.

#### (가) 관통배관 파손 (Penetration tube failure)

원자로용기 하부헤드에 노내 계측기 (ICI : In-Core Instrument) 관통배관 (penetration tube)이 존재하는 경우, 하부헤드 벽에 비해 관통배관 및 연결 부위의 파손이 먼저 발생

할 수 있다. 관통배관이 직접 파손하는 모드는 ‘관통배관 가열 파단’이며, 하부헤드와의 용접 연결 부위의 파손으로 시작되는 모드는 ‘관통배관 분출’이다. 각 파손 모드에 대한 설명은 다음과 같다.

- 관통배관 가열 파단(Penetration Tube Heatup and Rupture)

원자로용기 하부헤드로 재배치되는 고온의 노심용융물이 노내에서 파손된 관통배관의 내부를 통해 하부헤드 바깥쪽까지 나갈 경우, 노심 물질 내 고온 열용량 및 붕괴열로 인해 배관의 건전성이 상실되는 파손 모드이다. 노심 물질이 노외 관통배관 영역으로 방출되는지 여부는 용융물 침입 거리 (Melt Penetration Distance)를 평가함으로써 알 수 있다. 노외 관통배관 배출이 발생함이 확인될 경우, 다음의 두 가지 관점에서 배관의 파손 여부를 확인한다.

- 과열된 노심물질의 열용량에 의해 관통배관 두께 방향으로의 건전성 손실이 발생하는지 여부
- 노심물질의 붕괴열이 관통배관 외벽으로 충분히 방출되는지 여부

- 관통배관 분출(Penetration Tube Ejection)

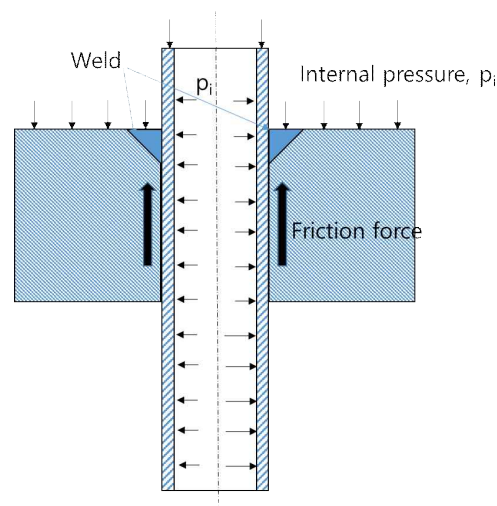


그림 A.3.1.2-17 원자로용기 하부헤드 관통배관 분출 저항력의 예

가압형 경수로의 원자로용기 하부헤드에 고정되어 있는 노내 계측기 관통배관이 중대사고로 인한 노내의 열적 및 기계적 하중에 의해 관통배관 자체가 노외로 방출되는 파손 모드이다. 관통배관은 보통 용접으로 하부헤드 내벽에 고정되어 있으며, 용융 또는 기계적 건전성 상실 등으로 용접부가 파손될 경우 배관을 노외로 분출하고자 하는 하중 대비 저항력의 크기를 비교하여 배관의 분출 여부를 확인한다. 이 저항력은 배관과 하부헤

드 벽 간 공간에서 각 구조물의 변형 (열, 탄소성 및 크립 변형)에 의해 그림 A.3.1.2-17  
에서와 같이 접촉이 있을 때 발생할 수 있는 마찰력과, 배관의 분출을 막는 별도의 추가  
구조물 등에 의해 생길 수 있다.

#### (나) 원자로용기 파손 (Reactor Vessel Failure)

노심물질이 원자로용기 하반구에 배치되었을 때, 고온의 노심물질에 의한 열하중과  
노내 압력 및 재배치된 노심물질 자중 등의 기계적 하중에 따라 하부헤드 벽의 건전성을  
상실하는 파손 모드이다. 하중의 위치 및 하부헤드 외벽 경계 조건 등에 따라 다음과 같  
이 파손 모드를 구분할 수 있다.

##### - 하부헤드 전체 파손 (Lower Head Global Rupture)

대량의 노심물질이 하반구에 전체적으로 재배치된 이후 발생하는 하부헤드의 넓은  
내벽면에 고온의 열하중과 내압 등에 의한 기계적 하중이 가해질 때 하부헤드 기계적 변  
형이 발생하여 건전성을 상실하는 파손 모드이다. 이때 고려하는 주요 변형 요인은 열,  
탄소성 및 크립 변형이다.

##### - 하부헤드 국부 파손 (Lower Head Local Rupture)

노심물질에 의한 열적 및 기계적 하중이 하부헤드에 국부적으로 가해져서 건전성을  
상실하는 파손 모드이다. 하중의 형태에 따라 다음과 같이 파손 모드를 세분화할 수 있  
다.

- 제트 충돌(Jet Impingement)에 의한 파손 : 노심물질이 용융되어 충수된 하반구  
에 제트의 형태로 재배치될 때 하부헤드 내벽에 충돌하는 노심물질이 발생시키  
는 침식(erosion)으로 인해 하부헤드가 파손하는 모드이다.
- 하부헤드 측벽면 파손 : 노심물질 성층화에 따른 하부헤드 측벽면에 가해지는  
열집중 현상으로 하부헤드가 용발(ablation)되어 파손하는 모드이며, 다음의 두  
가지 측면에서 파손 여부를 확인한다.
  - 방출열속 대비 외벽 임계열속(CHF : Critical Heat Flux)의 크기
  - 용발된 벽의 기계적 건전성



## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

원자로용기 하부헤드 파손에 대해서는 비교적 많은 지식이 확보된 편이다. 원자로용기 내부가 고압일 경우에는 LHF 등의 실험을 통한 크리프 현상이 잘 알려진 편이나, 고압은 감압 조치를 우선 취하는 사고관리 전략을 통해 배제하게 되므로 상대적으로 저압인 경우와 특히 외부에 냉각수가 있는 경우의 파손에 대한 지식의 중요성이 더 크다 하겠다. 앞 절에 전술한 파손 기재 (mechanism)는 저압인 경우에도 모두 발생 가능하나, 용융물의 비대칭 분포 상태가 발생 가능한지 그리고 이러한 경우 비대칭 국부적인 파손 기재와 파손 크기에 대한 불확실성이 크다.

### (나) 국내외 연구 동향

#### - 국내 연구

국내의 하부헤드 파손 관련 연구는 관통배관이 존재하는 가압형 경수로인 APR1400 원전의 노심용융물 노내 역류(In-Vessel Melt Retention) 전략 평가 연구 이력과 궤를 같이한다. 한국전력기술에서는 신고리 3,4호기 노심용융물 노내 역류 전략의 규제 심사를 위하여 MAAP5 코드 해석(KEPCO E&C, 2014)를 수행하였다. 한국원자력연구원에서는 APR1400 원전의 노내계측기 관통배관의 파손 관련 실험(S. M. Ahn et al., 2020) 및 일반 원전에 적용 가능한 코드 개발 연구(J. Jung et al., 2021)를 수행하였으며, CINEMA 코드 내 해당 코드를 이식하였다. 최근에 한국원자력안전기술원에서는 독립적인 원자로용기 하부헤드의 전역적 파손 및 관통부 파손 평가 체계 구축을 목표로 기존 실험 검증, 평가 모델 검증 및 개선 연구가 진행 중(K. H Lim et al, 2021)이다.

#### - 국외 연구

하부헤드 파손 관련 연구는 1990년대 초반 TMI-2 원전에 대한 VIP (Vessel Investigation Project) (J. R. Wolf et al., 1994) 연구에서부터 시작되었다고 할 수 있다. 이 연구의 배경이 되는 INEL의 연구(J. L. Rempe et al., 1993)는 외벽냉각 상황을 제외하고 위에서 언급한 대부분의 하부헤드 파손 모드 및 평가 방법을 제시하고 있다. 원자로용기 하부헤드 파손 실험은 하부헤드 모사 실험과 관통부 모사 실험으로 구분된다. 하부헤드를 축소 모사한 파손 실험으로는 LHF(Chu, T.Y et al., 1999), OLHF(L. L. Humphries et al., 2003) 및 EC-FOREVER(B. R. Sehgal et al. 2005)가 있다. 또한 대표적인 관통부 실험은 FAI 실험(EPRI, 1994)으로 관통배관 내 노심물질 침입 현상을 모사하였다. 최근에는

EC IVMR 과제를 통해 외벽냉각 조건에서 열집중 현상으로 인해 심하게 용발되어 얇아진 벽의 기계적 건전성을 평가하는 연구(W. Villanueva et al., 2020)가 진행되었으며, 후속 과제로 OECD/NEA의 RPV Integrity Assessment for In-Vessel Retention (Status Report) 과제 및 IAEA의 CRP (on Developing a phenomena identification and ranking table and a validation matrix, and performing a benchmark for In-Vessel Melt Retention) 과제가 진행 중이다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

국내에서 활용 중인 중대사고 해석 코드인 MELCOR와 MAAP5의 하부헤드 파손 평가를 위한 모델링이 포함되어 있다. 각 코드 별 모델링 현황은 다음과 같다.

##### - MELCOR

매뉴얼에 제시된 MELCOR의 원자로용기 하부헤드 파손 모델은 관통부 파손, 제어함수(CF : control function)에 의한 파손, 노심 물질 급속 냉각 시 발생하는 과압에 의한 파손 및 크립 변형에 의한 파손이 있으나 하부헤드 자체의 기계적 거동에 의한 파손 모델은 관통부 파손 및 크립 변형에 의한 파손 정도이다. MELCOR의 관통부 파손 모델은 관통부의 온도가 파손 온도에 도달하면 파손한다는 매우 간단한 형태를 갖고 있다. 크립 변형에 의한 파손은 하반구의 응력 해석에 의한 간단한 형태의 응력과 두께 방향의 열전달에 의한 온도의 함수로 라슨-밀러 변수 (LMP : Larson-Miller Parameter)를 계산하고, 수치 해석에 사용된 시간 간격 (time step)에 따른 파손 기여도를 평가한 뒤 누적하여 임계값에 이르면 파손한다는 수명배분율 (LFR : Life Fraction Rule)을 따른다. 이때 파손 누적값이 임계값에 이르기 전 재료의 응력이 기계적 강도를 초과하면 파손한다는 기준도 함께 사용된다. 한편, 제트 충돌(Jet Impingement)에 의한 파손 모델은 구현되어 있지 않으며, 하부헤드 측벽면 파손은 코드에서 용발된 벽 두께를 계산하지 않기 때문에 평가할 수 없다.

##### - MAAP5

MAAP5의 하부헤드 파손 모델은 위에서 언급한 하부헤드 파손 모델의 기술 현황을 비교적 대부분 반영하고 있다. 먼저 관통부 파손의 경우, 관통배관 가열 파단과 관통부 분출 모델을 모두 포함하고 있다. 또한 제트 충돌(Jet Impingement)에 의한 파손 모델이 포함되어 있으며, 하부헤드 전역 파손 모델은 MELCOR에 포함된 크립 변형에 의한 파손 모델과 유사하다. 하부헤드 측벽면 파손은 코드 내에서 계산된 용발된 벽 두께에 기반하

여 하부헤드 전역 파손 모델에 의해 계산된다.

### (3) 현안 및 중요성

하부헤드 파손은 노내 및 노외의 경계에서 격납건물에서의 중대사고 양상을 결정하는 핵심 인자이므로 중요성이 매우 높다. 그러나 파손 모델에 대한 검증이 비교적 많이 이루어진 편이 아니고, 중대사고 전산해석 코드의 모델링이 불완전함에도 불구하고 파손 시점, 위치 및 크기 등을 비판 없이 노외 중대사고 해석을 위한 입력으로 사용하는 경우가 빈번하다. 따라서 하부헤드 파손의 정확한 평가를 위해서는 다음과 같은 사항들의 해결이 필요하다.

- 하부헤드 파손 모델 경계조건의 정확한 평가 (노내 열 및 기계적 하중 조건, 노외 열전달 조건 등)
- 원전 척도에서의 적용성을 포함한 각 파손 모델의 검증
- 노내 중대사고 환경(고온 조건)을 반영한 하부헤드 구조물(하부헤드 벽, 관통배관 및 용접부 등)의 물성치 모델링

### (4) 원자로용기 건전성 관련 관점

본 절은 원자로용기의 일부인 ‘하부헤드’의 건전성에 대한 내용이므로 원자로용기 건전성 관련 관점의 논의는 생략한다.

### (5) 원자로건물 건전성 관련 관점

하부헤드의 파손 시점, 위치 및 크기가 노외 중대사고 양상을 결정하는 중요 인자로 작용한다. 이 변수들로 인해 노내 중대사고 과정에서 결정되는 방출 용융물의 조건(온도, 조성, 방출율 및 방출량 등)이 결정된다.

### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

하부헤드 파손이 핵분열생성물 거동과 관련해 미치는 영향은 원자로건물 건전성 관련해 미치는 영향과 유사하다. 즉, 파손 변수들로 인해 노내 중대사고 과정에서 결정되는 방출 핵분열생성물의 조건이 결정된다.

## 라. 고압용융물방출사고(HPME)

### (1) 주요 현상

고압용융물방출사고(High Pressure melt Ejection: HPME)는 원자로용기 파손 시 일차 계통의 압력이 고압일 때 계통의 압력에 의해 원자로건물로 분출되는 현상을 말한다. 원자로용기 하부헤드의 용융 노심의 조건은 노심 용융이 일어나는 사고의 진행 과정에 따라 하부헤드의 설계 특성 뿐 아니라 용융물의 온도, 구성, 분포, 총질량 등에 따라 많은 차이를 보이며, 원자로용기의 파손이 일어나는 경우 하부헤드 파손의 위치, 모양, 크기를 결정한다.

원자로용기 파손 시 노심 용융물의 방출 특성은 원자로용기 내 압력이 중요하게 작용한다. 만약 원자로용기 압력이 원자로건물과 같거나 약간 높은 압력의 경우 원자로용기 내 용융물은 원자로공동 (reactor cavity, 캐비티)으로 중력에 의해 흘러내리게 된다. 대부분 PWR에서는 사고 경위 또는 원자로 일차계통 감압계통에 의해 사고 시 원자로계통 압력이 낮은 상태 ( $P_{\text{system}} < 20 \text{ bar}$ )를 유지하게 하므로, 고압용융물분출사고의 가능성은 희박하다. 그러나 5- 20 기압의 감압 상태에서도 원자로용기 후기 재충수 (reflooding)에 의해 급격한 증기 발생이 일어나는 경우나 그 이상의 고압의 경우, 노심 용융물이 원자로용기 파손시 큰 힘으로 원자로공동으로 분출될 수 있다. 이 경우 노심용융물은 원자로공동의 기하학적 형상에 따라 원자로공동 주변에 포집되거나 작은 입자 형태로 원자로건물 상부 대기로 방출된다. 분출된 작은 입자 노심용융물은 원자로건물 대기와 효율적인 열전달이 이루어지며, 용융물 내 금속과 증기의 반응에 의해 수소가 생성되어 원자로건물 내 수소연소를 일으킬 수 있다. 이러한 현상을 원자로건물 직접가열 (Direct Containment Heating: DCH)이라 하며, 원자로건물 내 온도와 압력을 급격히 상승시켜 원자로건물의 건전성을 위협하고 주요 안전계통에 영향을 줄 수 있다.

### (2) 지식수준

#### (가) 이해도 및 불확실도

DCH 연구는 연구 초기에는 캐비티 내 고압분출 시 원자로건물 상부 대기로 방출되는 노심용융물의 양을 결정하기 위하여 사고조건 및 캐비티 특성에 따른 저온 상사물을 이용한 용융물 방출 실험이 주로 이루어져왔다. 이어 방출된 용융물이 원자로건물 상부에서 대기와 열전달 및 화학반응을 모의하기 위해서 고온용융물을 이용한 대규모의 종합 실험으로 발전하여 왔다. 일반적으로 DCH 실험은 고온 용융 상사물을 이용한 종합실험 (Integral Test)과 주로 상온 용융 상사물을 이용한 개별효과실험 (Separate Effect Test)으

로 구별 할 수 있다.

#### (나) 국내외 연구 동향

DCH 연구는 연구 초기에는 캐비티 내 고압분출 시 원자로건물 상부 대기로 방출되는 노심용융물의 양을 결정하기 위하여 사고조건 및 캐비티 특성에 따른 저온 상사물을 이용한 용융물 방출 실험이 주로 이루어져왔다. 이어 방출된 용융물이 원자로건물 상부에서 대기와 열전달 및 화학반응을 모의하기 위해서 고온용융물을 이용한 대규모의 종합 실험으로 발전하여 왔다. 일반적으로 DCH 실험은 고온 용융 상사물을 이용한 종합실험(Integral Test)과 주로 상온 용융 상사물을 이용한 개별효과실험(Separate Effect Test)으로 구별 할 수 있다. NEA/CSNI/R(96)25에 따르면 HPME에 의한 DCH에 관한 실험적 연구가 실제 원자로건물의 최대 1/6 척도까지 진행된 바 있으며 원자로건물에 대한 하중은 원자로건물의 격실화 정도에 크게 영향을 받는 것으로 알려져 있다. DCH에 영향을 미치는 인자는 방출 압력, 방출량, 용융물 흩어짐(dispersal) 혹은 비방해경로 (Un-obstructed flight path), 압력 하중 등이며 이와 관련하여 많은 민감도 실험 및 해석적 분석이 수행되었다. 그 결과에 따르면, 원자로용기 하부에 계측기 터널 공동이 있는 원자로건물의 경우 증기발생기 격실에서 DCH 하중이 크게 제한되는 것으로 나타났다. 또한 원자로건물이 격실화된 경우에는 원자로건물을 두 개의 영역으로 분할하여 분석하면 이러한 실험결과의 스케일링이 잘 관계 지어 진다고 판단하고 있으며, 실제 원자로에 응용한 코드 해석에 적용되어 매우 보수적인 HPME 해석을 수행한 결과에 따르면, 이러한 터널형 원자로공동을 가진 원자로건물은 DCH에 의한 건전성 위험이 거의 없는 것으로 알려졌다. 계측기 터널이 없는 수직원통형(standing type) 원자로공동에서는 방출 용융물과 냉각수와의 반응에 의한 가압율은 반응시간이 적어 폭발적 하중은 발생하지 않아 6 MPa 정도인 것으로 알려져 있기도 하나 실제 이러한 원자로형에서는 공동 내에 냉각수의 양이 적어 실제 가압율은 이보다 매우 적게 나타난다.

80년대와 90년대 중반까지의 미국은 SNL 연구소를 중심으로 Westinghouse 원전의 원자로 건물 캐비티와 계측기 터널을 통한 격실 모형에 대한 실험에 집중되었는데 다른 모형의 원전, 특히 원자로 용기 주변의 환형 캐비티 공간을 통한 실험은 매우 제한적이였다. Westinghouse 실험 결과 및 상관식들이 환형 캐비티 모형에 적용할 수 없는 한계점으로 유럽은 독일 FzK를 중심으로 유럽형 원전에 적용 가능한 일련의 실험 연구를 수행하였다. 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. 이

들 상온과 고온 용융물 실험은 유럽의 대표적인 원전으로 EPR, French P'4, VVER-1000, 독일 Konvoi 원전 모형에 대해 단계적으로 이루어졌다. 국내의 DCH 연구도 90년대 초 중반 고리 1,2, 영광 3,4, 울진 1,2 등 국내원전의 원자로 건물 캐비티 모형을 중심으로 용융물 분출 실험(Debris Dispersion in Cavity)을 수행하였으며, NUREG/CR-6075 방법론을 바탕으로 APR1400의 설계인증을 위한 DCH 평가가 이루어진 바 있다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

미국은 중대형 DCH 실험연구를 통한 DCH 현상의 규명을 토대로 해석 모델이 본격적으로 추진되었으며, 90년대 초 미국 내 가동 중 원전에 대한 DCH 평가가 시작되었다. 대표적으로 TCE(Two-Cell Equilibrium), CLCH (Convection Limited Containment Heating) 모델 개발 및 MELCOR, CONTAIN 코드의 개선을 통하여 DCH 해석 도구들을 개발하였다. 최근 전산유체 해석(CFD) 코드의 발달로 정교한 이상 유동 (two-phase) 모델을 이용한 DCH 전용 해석 코드의 개발과 해석도 활발히 이루어지고 있다.

#### (3) 현안 및 중요성

HPME는 DCH 발생에 의한 원자로건물 위협을 초래할 수 있다는데 현안의 중요성이 있다. 이러한 현안의 해결은 설계적 및 해석적 방법으로 해결을 모색한다. 설계적인 방법은 중대사고시 원자로냉각재계의 신뢰성 있는 감압을 통해 HPME의 원인을 배제하는 방안으로 쟁점을 해결하고 있다. 그리고 해석적인 방법을 이용하여 HPME가 발생하는 경우에 원자로공동의 구조가 여러 번 구부러져 있는 경우 (convoluted path, 대부분의 원전이 그러함), 원자로 고압 파손 (HPME)시 방출되는 고온고압의 용융물과 기체 하중의 다중 감쇄 (multiple attenuation) 효과에 의해 DCH에 의한 원자로건물 건전성 위협 가능성은 적음을 보이는 것이다. DCH 영향의 실증실험은 불가능하며, 이에 대한 불확실성 평가 방법으로서 Theofanous 등은 ROAAM(Risk Oriented Accident Analysis Method, 일종의 결정론적 및 확률론적 평가방법)을 활용하여 DCH에 의한 원자로건물 조기손상 조건부 확률이 0.001 이하인 경우(물리적으로 비합리적인 수준)에는 HPME에 의한 DCH 쟁점이 해결된 것으로 본다는 기준을 제시하였다.

미국 NRC는 NUREG/CR-6075을 통하여 위의 DCH 평가 방법론을 정립하고, 평가 결과 DCH에 의한 Zion 원전의 원자로 건물 파손 가능성이 충분히 낮다고 결론지었다. 이 방법을 이용하여 Surry 원전, Westinghouse의 모든 원전(with dry containment), 그리고 CE 및 B&W 원전, Ice Condenser 원자로건물 원전, 등에 대한 DCH 평가를 완료함으로써

NRC는 미국내 모든 가동 중 원전에 대한 DCH 생점 평가를 종료하였다. 현재는 규제적인 측면에서 가동중인 원전들에 대한 현안으로 추가적인 고려는 이루어지고 있지 않으며, 최근에는 신규원전의 인허가 평가를 위하여 NUREG/CR-6075 방법론을 중심으로 평가가 이루어지고 있다. 미국 NRC의 DCH 평가 방법론은 보수적인 접근을 하지만 현상학적인 불확실성이 상존하고 있다. 특히 노심용융물의 대기 및 냉각수와의 반응에 의한 수소의 생성과 격납건물 대기 내 동시 발생적인 수소연소 가능성은 지속적인 연구를 필요로 한다.

#### (4) 원자로용기 건전성 관점

원자로냉각재계통(RCS) 및 원자로용기 내부 압력이 고압을 유지한 상태에서 원자로 용기 파손이 발생하는 경우, 원자로공동으로 방출된 노심용융물이 원자로건물 대기로 입자 형태로 비산, 이송되어 원자로건물의 대기를 가열하고 급격한 압력 상승을 초래하여 원자로건물의 건전성을 위협할 수 있다. 원자로냉각재계통 및 가압기 압력 감지기를 통해 원자로냉각재계통 및 원자로용기 내부 압력을 지속적으로 감시함으로써 고압 노심용융물 분출을 통한 직접 원자로건물 가열(HPME/DCH) 현상을 방지할 수 있다. 동 사고환경에서는 RCS 압력을 20bar(2MPa) 이하로 원자로용기 파손 이전에 낮추기 위한 감압 조치가 수행된다. RCS 감압 조치는 HPME/DCH 방지 목적 뿐만 아니라 노심 냉각능력 회복을 목적으로 노내 냉각수 주입을 위해서 우선적으로 취해지는 사고 관리 조치이다.

원자로건물 직접가열에 의한 원자로건물 파손을 방지하기 위하여 노심용융물 고압분출사고를 억제하고 원자로건물 직접가열을 완화하기 위한 수단을 구비해야 한다. 이를 위해서는 일차계통이 고압으로 유지되는 사고(급수완전상실사고 등)가 발생한 경우 원자로냉각재계통을 충분히 감압시켜 안전감압계통 및 비상노심냉각계통에 의한 충전유출운전을 통해 노심손상을 방지할 수 있는 능력을 가진 신뢰도 있는 감압설비를 구비하여야 한다.

#### (5) 원자로건물 건전성 관련 관점

원자로용기 내 압력이 고압인 상태에서 발생하는 HPME 현상은 원자로건물의 건전성에 심각한 영향을 줄 수 있다. 한 가지 측면에서는 고압으로 분출된 용융물이 입자화되어 열전달 면적이 급격히 증가하면서 원자로건물 온도 및 압력을 매우 짧은 시간 내 증가시킬 수 있다. 다른 측면으로는 입자화된 용융물은 원자로건물 대기와 반응하여 순간적으로 수소를 발생시켜 수소발생 및 연소를 초래할 수 있어 원자로건물 건전성에 영

향을 미칠 수 있다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

HPME가 발생하면 미세한  $UO_2$  입자가 산소와 반응하기 때문에  $U_3O_8$  생성과정 중 짧은 시간동안 다량의 핵분열생성물이 방출될 수 있다. 원자로건물 내에서  $UO_2$ 가 미세한 입자로 비산되면  $1,500^{\circ}C$  이하에서는  $UO_2$  입자는 산소와 반응하여  $U_3O_8$ 으로 변하는데 이러한 발열반응 중 핵분열생성물이 방출된다. Oak Ridge의 연구에 의하면  $1,100-1,200^{\circ}C$ 의 온도에서  $UO_2$ 의 산화반응 약 10-15분 동안, noble gas(Xe, Kr)는 80-100%, halogen(I, Br)은 80-100%, Tellurium(Te)는 40-80%, noble metal(Ru, Rh, Rd, Mo, Tc)은 80-100%가 방출된다고 한다.

#### 마. 상부구조물 파손

##### (1) 주요 현상

연료봉 상단의 구조물은 냉각재를 통한 대류 열전달과 연료봉 상단으로부터의 복사 열전달에 의해 가열되며, 구조물의 용융온도에 도달하거나 도달하기 전이라도 구조물을 지탱할 수 없는 경우에는 구조물은 건전성을 잃게 된다. 일반적으로 상부 구조물은 다양하게 지지되어 있어 전반적인 상부구조물 파손보다는 에너지 보존 방정식에 따라 용융되는 질량을 계산하며, 그 양만큼을 노심으로 재배치시키도록 하고 있다.

##### (2) 지식수준

###### (가) 이해도 및 불확실도

상부 구조물은 노심용융 전개에서 주로 복사열에 의해 가열되므로 그 용융량은 크지 않다. 따라서 노심을 통과한 고온기체에 대해서 열침원으로 작용하며 용융 시에도 노심 물질(corium)과 혼합되어 원자로용기 하부플레넘에서 열침원으로 작용하는 긍정적 요소이다. 그러나 상부구조물의 손상단계를 상세하게 실험 혹은 해석적으로 연구한 사례는 거의 없다.

###### (나) 국내외 연구 동향



상부 구조물의 열침원 역할에 따른 사고 진행 변동에 대한 체계적이고 종합적인 연구나 실험은 국내외에서 수행된 바 없는 것으로 파악된다. 원자로 하부용기에서의 노내 증기폭발에 따른 동적 압력파에 의한 상부구조물, 특히 상부헤드의 기계적 파손에 의한 원자로건물 파손 우려에 대해 프랑스 등에서는 상세 구조해석이 수행된 바 있지만, 국내에서는 수행된 사례는 거의 없다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

전통적으로 중대사고 코드에서 상부 구조물은 공간적으로 구획된 다수의 집중제어체적 열침원(Lumped heat sink)으로 모델링하여 왔으며, 열전달 상관식에 대해서는 코드들 간의 해석 방법 차이점은 크지 않은 것으로 파악된다.

#### (3) 현안 및 중요성

상부 구조물은 주로 지르코늄 및 강철로 구성되어 노심용융 전개 초기 단계에서는 노심에서 발생된 고온 기체의 열침원으로 작용하는 긍정적 효과를 지니며, 후기 노심용융전개 시에는 복사열에 의해 용융되어 원자로 하부용기에 집적된 금속층(metal layer)의 양을 결정하는 인자가 된다. 후기 노심용융 단계에서 상부구조물의 용융은 원자로 하부용기에 집적된 코륨에서 원자로용기로 가해지는 열부하를 감소시키는 효과가 있어 상부 구조물은 위협적인 면보다는 긍정적인 열침원 요소로 작용하여 우려 사항은 없다고 판단된다.

#### (4) 원자로용기 건전성 관점

노심이 용융과정을 거쳐 원자로용기 하부헤드로 이송되는 과정에 원자로 하부용기에 충분한 냉각수가 존재하면, 노내 증기폭발이 발생하고, 이로 인해 노내 냉각수가 원자로용기 상부헤드에 강한 충격을 가하고, 상부헤드가 파손되어 일종의 내부 비산물이 발생하여 원자로건물의 건전성을 위협할 수 있다는 이론적 가능성 우려가 있어 왔다. 이에 대해 미국 NRC는 증기폭발검토그룹(SERG)에 의뢰하여 검토한 결과, 동 현상에 대한 발생 가능성은 매우 희박한 것으로 밝혀졌으며, 다양한 검토결과 증기폭발의 강도 역시 우려할 수준은 아닌 것으로 밝혀져, 이에 대응한 사고관리 조치는 고려하지 않고 있다. 프랑스 등에서 수행한 상부헤드 구조물의 재료적 건전성 평가 결과와 국내의 원자로용기 설계 상황을 고려하면 국내 원전에서의 상부헤드 구조물의 기계적 파손에 따른 원자로용

기 건전성 상실 위험도는 매우 낮을 것으로 예상된다. 열침원으로서의 상부구조물 관점을 살펴보면 원자로용기 내부의 용융노심물 존재 가능 구역과의 거리, 복잡한 내부 구조물에 의한 복사열전달 형상계수 저감, 충분한 열침원 면적, 자연순환 유동에 의한 열확산 등이 상부 구조물의 용융 정도와 원자로용기 건전성 상실 유발에 영향을 줄 수 있다

#### (5) 원자로건물 건전성 관련 관점

상부 구조물의 파손은 용융물의 조성 및 온도 등에 영향을 미쳐 원자로건물에서 발생할 수 있는 증기폭발 및 용융물-냉각수 반응의 초기 조건에 영향을 미쳐 원자로건물 건전성 평가에 영향을 미칠 수 있다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은  $\text{UO}_2$ , Zr,  $\text{ZrO}_2$ , Fe 등 구조물의 온도와 관계하므로 상부구조물 파손과 직접적인 관계는 없다. 다만 파손된 상부구조물이 용융물풀 내로 합쳐지면 용융물풀의 온도가 변하고, 철 등의 재고량이 변하므로 이에 따라 핵분열생성물 방출량이 간접적으로 영향을 받을 수 있다.

### 1.3. 운전원 조치

#### 가. 감압 전략

##### (1) 주요 현상

비상노심안전주입계통을 통한 노내 냉각수 보충, 고압용융물 방출(High Pressure Melt Ejection) 및 증기발생기 고갈시 세관의 크리프 파손 방지를 위해 원자로 감압을 수행한다. 증기발생기를 통한 feed-and-bleed 운전을 수행하여 이차 측으로부터 열제거를 함으로써 원자로를 감압하는 방법 및 일차 측의 감압수단을 사용한 감압 방법 등이 있다.

증기발생기가 건전하고 급수가 공급되고 있으면 증기발생기를 통한 증기덤프를 실시 함으로써 우선적으로 원자로 감압을 수행한다. 튜브가 파손된 증기발생기를 사용하여 감압을 하는 것은 파손된 튜브를 통하여 핵분열생성물이 원자로건물 외부로 방출되므로 별로 권장하지 않지만 다른 방법이 없는 경우에는 실시할 수도 있다. 증기발생기로의 급수는 주급수 펌프 및 보조급수 펌프를 사용하며 증기덤프는 주증기 대기 방출 밸브 및 복수기 방출 밸브 등을 사용하여 수행한다. 증기발생기 급수 주입을 성공적으로 실시하였는가를 확인해야할 감시 변수는 증기발생기 수위와 증기발생기 압력이다. 증기발생기가 고온이고 급수가 고갈된 상태에서 급수 주입이 시작되면 증기발생기 재료들에 부과되는 열응력은 증기발생기의 건전성 손상을 초래할 수 있으며, 전열관이 파손되어 증기발생기 일차 측에서 이차 측으로 냉각재 누설이 있고 증기발생기에 급수주입이 시작된다면 증기발생기에서 생성된 증기는 안전밸브 또는 증기 덤프를 통하여 핵분열 생성물을 대기로 방출시킬 수 있다. 또한, 증기발생기 일차 측과 이차 측의 차압이 큰 상태에서 증기발생기 전열관 온도가 상승하면 크립 파손으로 전열관이 손상될 수도 있다.

일차 측을 통한 원자로 감압수단은 가압기보조살수계통(Pressurizer Auxiliary Spray System), 안전감압계통(Safety De-pressurization System), 및 원자로냉각재 기체배기계통(Reactor Coolant Gas Vent System) 등이 있다. 일차 측을 통한 감압시 확인해야할 감시 변수는 원자로냉각재계통 압력과 원자로건물 압력이다. 가압기보조살수는 충전펌프를 사용하여 살수를 하므로 원자로냉각재펌프가 정지되어도 사용할 수 있다. 비상안전감압계통의 밸브 개방시 원자로건물 압력이 너무 높은 경우 개방 밸브 개수를 조절하여 원자로 감압을 수행할 수 있다. 원자로냉각재 기체배기계통을 통해 충분히 감압하지 못하지만 상기 방법이 모두 불가능할 경우에는 사용하는 것을 고려해 볼 수 있다. 노내에 남아있던 수소가 일차 측 배기로 인하여 원자로건물로 방출되므로 원자로건물로 방출된 수소의 연소로 인하여 원자로건물을 파손시킬 수도 있다. 안전감압밸브 개방시 원자로건물로 방출된 원자로 냉각재 질량과 에너지에 의해 원자로건물의 압력이 증가되므로 원자로건물

의 건전성을 위협할 수 있다.

## (2) 지식수준

일차 측 혹은 이차 측 계통에서의 밸브 개방을 통한 감압에 있어서는, 일차 측 혹은 이차 측 계통에서의 압력이 원자로건물 혹은 외부 대기의 압력보다 매우 높기 때문에, 방출되는 유체는 임계유속에 따라서 매우 빠르게 방출된다. 감압 밸브에서의 임계유속에 따르는 유체 방출량에 대한 상관식 등은 비교적 정확하지만, 감압의 개시로부터 유발되는 원자로용기 내 혹은 증기발생기 튜브 내의 냉각재 거동 및 수위 변화에 대한 예측에 대해서는 추가적인 연구가 필요하다. 이는 원자로 붕괴열 제거를 위한 feed-and-bleed 운전 전략 및 소형냉각재상실 사고 시의 냉각재 주입을 위한 감압 개시와 같은 경우들에 적용될 수 있다.

## (3) 현안 및 중요성

중대사고에 있어서 감압 조치는 첫째로, 원자로냉각재계통의 압력이 높은 상태에서 노심의 용융이 시작되기 전 혹은 진행 중인 경우에 냉각수를 노심에 주입하기 위해서 필요하다. 중대사고가 진행되는 경우에 있어서 붕괴열 및 산화열을 제거하기 위한 수단으로, 냉각수를 원자로용기로 주입하면서 기대할 수 있는 냉각수의 기화로 인한 열의 제거이다. 둘째로, 원자로냉각재계통의 감압을 통해서 고압용융물분출사고의 발생을 방지할 수 있다. 원자로용기의 건전성이 심각히 위협이 되는 상황에 있어서, 원자로용기의 압력이 낮은 상황에 있어서는 노심 용융물의 노외 냉각을 시도할 수 있지만, 원자로용기의 압력이 매우 높은 상황에서의 고압용융물분출사고는 원자로건물의 건전성을 직접적으로 위협한다. 따라서 원자로용기 내에서 노심 용융물의 재배치가 상당 부분 이루어진 상태에 있어서도 일차계통의 감압은 필수적인 조치이다.

감압이 원자로냉각 및 고압용융물방출 방지에 필수적이고 중요하나 부정적 영향을 방지하기 위해서는 증기발생기 세관의 파손 가능성을 포함한 종합적인 고려가 필요하다.

## (4) 사고관리 방안

중대사고시 RCS 감압 조치는 노내 냉각능력 회복, 증기발생기튜브파열(SGTR) 방지 및 고압노심용융물분출(HPME) 방지를 위해 수행된다. OPR1000 원전들에서는 설계기준초과사고 시 주입방출 운전(feed and bleed operation)을 위한 안전감압계통(SDS)을 활용할

수 있으며, APR1400계열 원전에서는 4대의 파일롯트구동안전방출밸브(POSRV) 중 최소한 대의 밸브를 수동 개방, APR+와 EU-APR에서는 중대사고시 RCS 감압 전용계통인 2계열의 비상급속감압계통(ERDS) 중 한 계열을 수동 개방하여 RCS 감압을 수행할 수 있다.

#### (5) 원자로건물 건전성 관련 현안

원자로용기 내 감압전략은 노내에서 발생된 수소가 원자로건물로 방출되는 과정에 중요하게 영향을 미쳐 원자로건물 건전성과 밀접하게 연계된다. 수소를 포함한 1차 계통 내 가스가 급격히 방출되는 경우 원자로건물 내 대기의 흐름을 원활하게 하여 수소가 상대적으로 한 부분에 모이는 것을 줄일 수 있으나, 감압으로 가스 방출이 서서히 나노는 경우는 원자로건물 내 수소의 성층화를 가져올 가능성이 있다. 한편, 1차 계통의 감압은 HPME 현상의 발생 가능성을 낮출 수 있어 HPME에 의한 원자로건물 건전성에 대한 위해는 줄어 들 수 있다고 할 수 있다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

안전감압밸브 개방시 일차 측에 있던 핵분열생성물 기체 및 에어로졸은 원자로건물 내부로 이송된다. 감압 및 이송과정에서 RCS 내부에 흡착되어 있던 에어로졸의 재부유 현상이 발생할 수 있다.

### 나. 노내 냉각수 주입 전략

#### (1) 주요 현상

노심 노출이 발생하였을 경우 노심에 축적된 열 및 노심에서 발생하는 붕괴열을 제거하여 원자로용기 파손을 방지하거나 지연시키고 노심에서의 핵분열생성물 방출을 감소시킬 목적으로 노내에 냉각수를 주입한다. 냉각수 주입은 비상노심안전주입계통을 이용하여 할 수 있다. 원자로용기 압력이 낮아지면 안전주입탱크의 냉각수가 피동적으로 노내에 주입된다. 고압안전주입펌프 및 저압안전주입펌프를 사용하여 핵연료재장전수탱크 및 원자로건물 배수조의 냉각수를 노내에 주입하며, 충전펌프를 사용하여 체적제어탱크의 물을 주입할 수도 있다. 노내 압력이 높아서 냉각수 주입이 안 될 때에는 감압한 후(가. 감압전략 참조) 안전주입을 할 수 있다. 비상노심안전주입계통 사용이 불가능하거나 노내 주입 수원이 고갈되는 경우 외부로부터 소방호스 등을 사용하여 노내 냉각수 주입

을 하는 방안도 유용하다.

노내에 냉각수를 주입하는 경우 재임계, 재충수(reflooding) 및 급속냉각(quenching) 등의 현상이 일어날 수 있다. 가열된 노심에 냉각수가 주입되면 수소가 발생하고 발생한 수소가 만일 연소된다면, 원자로건물의 건전성을 위협할 가능성이 있다. 노내 냉각수가 주입되면, 원자로용기 압력이 상당히 증가할 수 있으므로 압력 상승으로 인하여 증기발생기 일차 측과 이차 측의 차압이 커지므로 증기발생기 튜브 크리프 파손이 발생할 수 있다.

## (2) 지식수준

냉각재상실사고와 같이 냉각수의 노심 주입이 필요한 설계기준사고들에 대해서 냉각수의 노내 주입에 대한 전략 및 그에 대한 사고해석으로부터의 상황 분석은 면밀히 이루어져왔으나 노심 용융물이 유로를 폐쇄하거나 원자로용기 하부 헤드에 재배치된 상황에 대해서는 그 긍정적인 효과가 정량적으로 평가되지는 않았다.

## (3) 현안 및 중요성

중대사고가 시작되는 초기에 있어서, 노내로의 냉각수 주입은 핵연료봉으로부터의 붕괴열을 직접적으로 제거할 수 있으며, 피복재 및 구조물의 산화반응이 급속도로 증가하는 온도로의 상승을 방지할 수 있기 때문에 노내주입 효과에 대한 평가는 중요하다. 노심 용융물이 원자로용기 하부 헤드에 재배치된 경우에 있어서도, 노내로의 냉각수 주입을 통한 노심 용융물로부터의 붕괴열 제거량 및 노내 구조물로의 열손실량은, 냉각수가 존재하지 않아 노내의 구조물에 복사 열전달에 의해 이루어지는 열손실량에 대비할 때, 대류를 통한 높은 열전달을 유도할 수 있다. 중대사고 시에 지속적인 냉각재의 노내 공급 및 일차계통에서의 감압과 원자로건물의 냉각을 통하여, 원자로용기의 건전성을 보호하는 것이 가능하다. 그러나 중대사고의 초기에 노심에서의 제어봉의 이른 손실에 따르는 재임계 가능성에 대해서도 고려가 필요하다.

## (4) 사고관리 방안

중대사고시 노내 냉각수 주입은 노심 냉각능력 회복을 통한 노심 손상 방지 측면과 IVR/ERVC를 통한 원자로용기 파손 방지를 돕기 위해 원자로용기 하부헤드에 형성된 노심용융물을 냉각을 목적으로 수행될 수 있다. 이를 위해서는 RCS 압력을 안전주입펌프의

토출압력 보다 낮게 RCS 감압계통을 통해 낮추고, OPR1000 계열의 원전에서는 각 저온관에 1개씩 있는 안전주입 입구노즐을 통해 주입하고, APR1400계열 원전, APR+, EU-APR등은 4개의 원자로용기 직접주입관(DVI)을 통해 안전주입펌프 또는 정지냉각펌프 토출압력으로 안전주입수를 주입할 수 있다.

#### (5) 원자로건물 건전성 관련 관점

용융물이 대부분 원자로용기 하부헤드로 재배치된 이후 노내 냉각수 주입은 수소생성량 관점에서 크게 중요하지 않을 것이다. 이유는 쌓여진 용융물 위로 냉각수가 주입되더라도 반응면적이 작아 수소생성율과량은 크지 않을 것으로 기대된다. 특히, 금속용융물, 특히 Fe 등이 용융물 상부층에 존재하는 경우에도 산화율은 크지 않다. 한편, 노내 냉각수 주입은 노심용융물의 상태를 결정하기 때문에 원자로건물 건전성과 관련 있는 증기폭발, 용융물과 냉각수 반응의 초기 조건에 영향을 미친다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

노내 냉각수 주입으로 인해 노심용융물의 온도가 감소하면 핵분열생성물의 방출량은 감소한다. 노내에 냉각수 주입이 이루어지면 냉각수 주입에 따른 세정, 용융물표 상부 냉각수에서의 수조여과가 발생하여 에어로졸 형태의 핵분열생성물의 감소가 이루어질 수 있다. 즉, 용융물에서 발생한 핵분열생성물 기체는 용융물 상부의 냉각수 내에서 에어로졸로의 상변화 및 수조 내 흡착과정을 거쳐 발생된 핵분열생성물이 제거될 수 있다.

### 다. 원자로 충수 및 외벽냉각 전략

#### (1) 주요 현상

원자로용기 외벽냉각을 이용한 원자로용기 파손 방지(또는 지연) 및 노심용융물과 콘크리트 상호작용 방지(또는 완화)를 위한 목적으로 노외에 냉각수를 주입한다. 냉각수 주입 방법은 핵연료재장전수탱크가 원자로건물 외부에 위치하는 한국형 표준 원전과 원자로건물 내부에 위치하는 APR1400 원전에 따라 상이하다. 한국형 표준 원전의 경우 살수계통, 비상노심냉각계통, 및 중력을 이용하여 핵연료재장전수탱크의 냉각수를 배수조를 거쳐 원자로공동을 채운다. APR1400 원전의 경우 핵연료재장전수탱크의 냉각수를 hold-up volume 탱크를 거쳐 중력으로 원자로공동의 일부를 채우며, 원자로공동의 나머지는 정지냉각펌프를 사용하여 핵연료재장전수탱크의 냉각수로 채운다.

노외 냉각수 주입의 주된 목적이 원자로용기 외벽냉각을 이용한 원자로용기 파손 방지이므로 이를 위해 고려해야할 주요사항은 원자로용기 하부헤드에서의 열부하 산정, 원자로용기 외벽에서의 열 제거량 증진, 및 외벽냉각 실패 시 예측되는 부정적 영향 평가 등이다. 원자로용기 하부헤드에서의 정확한 열부하 산정을 위해 용융물층의 역전 현상, 금속 용융물층의 자연대류 열전달, 3층 형성 시 산화 용융물층의 자연대류 열전달, 각질층 형성이 있는 자연대류 열전달, 및 노심용융물과 원자로용기 하부헤드의 반응 등에 대한 명확한 이해를 위한 연구가 선행되어야 한다. 원자로용기 외벽에서의 열 제거량 증진을 위해 냉각재 순환량을 극대화하는 원자로용기 단열체 개발, 나노유체를 사용한 임계열속 향상방안 개발, 및 원자로용기 외벽 코팅을 통한 임계열속 향상방안 개발이 선행되어야 한다. 외벽냉각 실패시 예측되는 부정적 영향인 원자로공동에서 증기폭발 발생시 원자로공동의 구조 건전성, 원자로공동에서의 노심용융물의 냉각 및 콘크리트와의 상호반응에 대한 평가가 있어야 한다.

## (2) 지식수준

원자로용기의 외벽냉각을 통한 용융노심의 노내 보존 전략과 관련하여 다양하고 많은 연구가 이루어져왔다. 관련 연구는 원자로용기 내부 노심용융물의 거동 파악, 원자로용기 외벽에서의 열전달 현상, 원자로용기 외벽의 구조 건전성 평가 등으로 구분될 수 있다. 원자로용기 내부 노심용융물에서의 금속용융물 층에서 발생하는 열 집중현상(focusing effect)은 하부헤드의 외부에서의 열적 여유도를 감소시킬 수 있기 때문에 노외 냉각수 주입을 통한 외벽냉각 전략의 주요 변수이다. 이와 더불어 노내에 존재하는 노심용융물 간의 화학반응 및 지속적인 재배치 등에 대한 연구가 더욱 필요하다. 원자로용기 내에서 발생하는 열에 대하여 원자로용기 외벽냉각을 통해 제거하기 위해서는 임계열속에 대한 정확한 예측이 필요하다. 이에 대한 실험적 연구가 다수 있으나 원자로용기 재질, 냉각수의 조성, 중대사고시의 압력 등을 고려한 최적 평가를 할 수 있는 실험적 자료는 확충이 필요하다.

## (3) 현안 및 중요성

원자로 노외로의 냉각수 주입은 원자로용기 외벽에서의 용융 노심 냉각을 통한 용융노심의 노내 보존을 목적으로 한다. 이를 통하여 원자로용기의 건전성을 보호하여 노외로의 노심용융물 누출을 막으며 중대사고의 진행을 원자로용기 내에서 종결 할 수 있다. 노심용융물의 노외 누출은 원자로건물의 방사성 물질 농도를 증가시키고, 원자로용기 아래의 공동에서 노심용융물-콘크리트 상호작용을 발생하므로, 심층방어전략의 하나의 방



벽으로서의 원자로용기 건전성을 유지하는 것이 매우 중요하다.

#### (4) 사고관리 방안

원자로외벽냉각(ERVC)을 통한 노심용융물 노내 억제(IVR) 전략은 APR1400 원전에서 도입되어 신고리 3,4호기부터 적용되고 있다. 원자로외벽냉각을 위해서는 원자로공동 및 원자로 환형구역의 고온관 하부까지 원자로건물내재장전수조(IRWST)로부터 냉각수를 공급받아 충수한다. 노심출구온도를 기준으로 중대사고 진입조건(1,200°F)이 형성되면, 30분 이내에 원자로공동침수계통(CFS)의 격리밸브를 개방하여 수두 차에 의한 피동충수를 시작한다. 원자로공동 지역의 수위와 IRWST의 수위가 평형이 이루어지면 수두 차에 의한 충수가 종료된다. 이후 운전원은 대용량(5,000gpm)의 정지냉각펌프(SCP)를 이용하여 IRWST로부터 냉각수를 공급받아 고온관 하부까지 충수를 수행한다. ERVC를 위해 공급된 냉각수의 수위는 수위감시기를 통해 계측된다. ERVC를 위한 충수가 완료된 후, 원자로용기로부터 방출되는 열에 의해 ERVC용 냉각수 수위가 기화되며 감소할 수 있는데, 이 또한 수위감시기에 의해 계측된다. 이와 같이 ERVC 과정 중에 감소되는 냉각수를 보충하기 위해 소용량의 2대의 봉산보충펌프(BAMP) 중 1대를 이용하여 약 170gpm의 용량으로 간헐적 운전을 통해 냉각수 감소분을 보충한다.

#### (5) 원자로건물 건전성 관련 관점

노외 냉각수 주입 전략의 원자로건물 건전성과 밀접하게 관련된다. 이 전략이 성공하는 경우에는 노심용융물이 원자로건물로 방출되지 않으므로 원자로건물로 건전성에는 영향이 없지만, 만약 실패 하는 경우에는 원자로공동 내 물과 반응하여 증기폭발을 발생시킬 수도 있으며, 원자로공동 내 냉각수의 많은 증발로 원자로건물을 가압시킬 수 있으며, 용융물의 퍼짐을 방형하여 용융물이 쌓이게 되는 경우 용융물과 콘크리트 반응정도에 영향을 줄 수 있다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

노외 냉각수 주입으로 인해 원자로용기 파손이 이루어지지 않으면 핵분열생성물의 원자로건물로의 다량방출은 발생하지 않는다. 다만 감압전략 등이 사전에 수행되었다면 감압밸브를 통한 방출이 이루어졌을 수 있다. 만약 노외 냉각수 주입으로 원자로용기 벽면이 냉각되었다면 차가운 벽면에서의 에어로졸 흡착현상(확산영동(diffusiophoresis), 열적영동(thermophoresis))이 발생할 수 있다.

## 2. 일차계통 경계 건전성 상실

### 2.1. 초기 사건으로 인한 RCS 경계 파손

#### 가. ISLOCA와 SGTR

##### (1) 주요 현상

원자로냉각재계통의 보조계통과 연결된 체크밸브가 파손되어 발생하는 ISLOCA(Interfacing System Loss Of Coolant Accident)와 증기발생기 세관이 파손되어 발생하는 SGTR(Steam Generator Tube Rupture) 초기사고는 원자로냉각재계통 내 핵분열 생성물이 원자로건물을 거치지 않고 곧바로 대기로 방출되기 때문에 매우 중요한 사고이다. 증기발생기 세관파단사고의 경우 초기사건으로 발생하는 경우(spontaneous SGTR, S-SGTR)와 다른 사고로 시작되어 유발하는 발생하는 세관파단사고(consequential SGTR, C-SGTR(or TI-SGTR))가 있다. S-SGTR은 C-SGTR에 비해 사건의 발생 시점이 빠르고 공학적 안전설비의 가용 가능성이 높은 점 등 사고의 진행은 달라질 수 있지만, 두 사고 경위 모두 노심의 손상이 동반된다면 핵연료에서 방출된 핵분열생성물이 격납건물을 거치지 않고 환경으로 직접 방출된다는 특징이 있다. 증기발생기 세관파단사고는 발생확률 자체는 크지 않지만 발생하였을 경우 위해도가 크기 때문에 안전 해석에서 반드시 고려해야 되는 사고 중 하나이다. ISLOCA사고의 경우 원자로 냉각계통에 연결된 배관이 격납건물을 관통하여 보조건물로 연결되고, 이 배관이 보조건물에서 파손되면 보조건물을 통과하여 환경으로 방출될 수 있다. 일반적으로 이러한 배관에는 격납건물 관통 전, 후에 다중의 격리밸브를 통해 ISLOCA를 방지하도록 설계되어 있어서 발생확률은 SGTR사고에 비해 현저히 낮다.

운전원은 이들 사고가 발생하면 원자로냉각재계통 내 핵분열 생성물이 대기로 바로 방출되는 양을 최소화하기 위한 노력을 수행해야 한다. SGTR사고와 ISLOCA사고는 사고 초기에 적절한 사고관리전략 및 대처설비를 적용하였을 경우 노심의 손상을 방지하고 환경으로 핵분열생성물의 방출량을 최소화 할 수 있다. 하지만 사고관리전략의 조기 적용이 어려운 경우 사고가 진행되어 핵분열생성물이 환경으로 직접 방출될 가능성이 있다.

##### (2) 지식수준

##### (가) 이해도 및 불확실도

SGTR에서 가장 중요한 초기 가정 사항은 파손되는 튜브의 개수이며, 이는 사고의 진행에 영향을 크게 미친다. 그러나 파손 개수는 발전소에서 발생한 확률론적 데이터에 의존하고 있으며, SGTR 후 증기발생기 내에서의 제염계수에 대한 지식이 중요하며 이는 많

은 연구를 통해 지식이 확보된 편이다. 그러나 원자로가 용융된 이후 증기발생기를 통한 핵분열생성물의 방출 메커니즘에 대한 지식은 부족하다.

#### (나) 국내외 연구 동향

증기발생기 세관파단사고와 관련하여 미국의 USNRC와 유럽공동체에서는 1980년대부터 2000년대까지 해석적 실험적 연구를 활발히 진행해왔다. USNRC의 연구 결과에 의하면 중대사고 진행 중 고온 고압의 증기 등에 의해 증기발생기 파단사고가 발생할 수 있는 것이 알려졌으며, 관련해서 중대사고의 조건에서 가동 원전에서 증기발생기 파단 가능성에 대한 열수력 해석, 구조 건전성 평가 등의 연구가 이루어졌다. 이러한 연구결과를 반영하여, 최근 미국에서 수행된 SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analysis) Project (NUREG-1935, 2012/11)에서는 중대사고 (유사경위 합산 그룹별) 시나리오 선정용 노심손상빈도(CDF)로 우회사고는 일반사고에 비해 1/10 작은  $1.0E-07/ry$  값이 사용되었다. 특히, SOARCA Project는 발생가능성이 현저히 낮은 조기 원자로손상모드 (Alpha Mode Containment Failure, DCH(Direct Containment Heating) 등)는 제외시킨 반면 TI-SGTR 및 ISLOCA는 대상사고로 선정하였다. 국내에서도 한수원이 최근 시작한 SOARCA Project의 Level 2 PSA를 통해 동일한 우회사고 시나리오(TI-SGTR, ISLOCA 등)의 상세모델 개발 및 최적분석을 기대하고 있다. 에어로졸 및 기체 형태의 방사성 물질은 증기 발생기 2차 측에 물이 있는 경우 제염이 효과적이지만 증기 발생기가 고갈된 경우에는 제염이 거의 이루어지지 않고 있다. 따라서 전형적인 설계 기준 사고의 경우 고갈된 증기 발생기에서의 제염계수 (Decontamination Factor) 값 1을 사용하도록 권고하고 있다. 따라서 증기 발생기 2차측의 냉각수가 고갈되는 전형적인 발전소정전 (Station Black Out) 중대사고의 경우, 증기발생기 세관 (U-tube)의 과열로 인한 증기 발생기 파단 사고가 날 경우 외부로 방출되는 방사선원항 (Source Term)이 아주 크게 된다. 이와 관련하여 2003-2011년 사이에 수행된 Paul Scherrer Institut(PSI)의 Artist 연구를 통해 에어로졸 형태의 방사성 물질 거동이 규명된 바 있다. 이 연구에서는 물이 고갈된 증기 발생기와 침수된 증기 발생기에서 증기발생기 파단사고가 발생하였을 경우, 에어로졸 및 기체 형태의 방사성 물질의 거동 및 제염성능 차이에 대한 연구를 수행하였다. 연구 결과, 증기 발생기 구조물에 의해 제염이 되고, 또 증기 발생기 세관 내부에서도 제염이 이루어지는 것이 밝혀졌다. 특히 얻어진 실험 자료를 통해 보다 실제적인 제염 성능을 평가할 수 있게 되었다.

국내에서는 국내 가동원전의 형상을 반영한 증기발생기 세관파단사고 시험 설비를 2017년에 한국원자력연구원에 구축하였고, 증기발생기 내에서 방사성에어로졸의 제염계

수를 평가하는 시험을 수행하였다. 다수의 시험을 통해서 사고 시 증기발생기가 처할수 있는 다양한 환경에서 에어로졸의 제염계수를 평가하였고, 사고 발생시 실제로 환경으로 방출되는 핵분열생성물의 양은 기존 연구보다 크게 감소될 수 있음을 확인하였다. 또한 MELCOR를 활용한 다양한 조건에서 사고 해석 연구가 수행되었다. 국내 가동원전에서 C-SGTR사고 발생시 가장 중요하고 불확실한 요인중 하나인 RCS내부 자연순환유동의 특성을 전산유체해석을 통하여 규명하였고, 실험결과와 더불어 이를 MELCOR 입력에 반영하여 사고 발생시 환경으로 핵분열생성물의 방출량을 평가하였다. 구축된 MELCOR 입력에 대하여 사고 결과에 영향을 줄 수 있는 주요 변수들(파단 세관 개수, 증기발생기 이차측 감압 시점 등)에 대한 민감도 해석을 수행하였고, 사고관리전략을 적용하여 그 효과를 검토하였다.

국내에서 ISLOCA관련 방사성물질 방출 거동 시험을 (주)미래와 도전에서 수행하였고 배관 내, 외부에서 부착에 의해 제거되는 에어로졸의 양을 평가하였다. 또한 MELCOR 입력을 구축하였고 ISLOCA사고 발생시 환경으로 방출되는 핵분열생성물의 양을 평가하였다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

증기발생기 세관파단사고는 주로 종합해석코드에서 해석을 수행하고 증기발생기 내에서 에어로졸이 제거되는 현상은 별도의 모델을 적용하여 계산을 수행한다. 증기발생기 내에 냉각수가 존재할 경우 수조제염 모델을 적용하는데, 현재 MELCOR에 반영되어 있고 가장 널리 사용되고 있는 코드 중 하나인 SPARC90을 주로 사용한다. 하지만 SPARC90 모델은 낮은 기체 방출속도에 적용 가능하고 고속으로 방출되는 현상을 해석하기 위한 모델 개발이 필요하다. 한국원자력연구원에서는 2021년 고속 수조제염모델을 개발하였고, 검증 시험을 통해 모델을 개선하고 있는 중이다. 또한 증기발생기 내에 냉각수가 존재하지 않는 경우, 현재 MELCOR등의 코드에서는 에어로졸의 제염을 고려하지 않고 있다. 하지만 기 수행된 시험 결과를 사용자 입력으로 해석에 반영할 수 있다.

#### (3) 현안 및 중요성

후쿠시마 원전 사고 이후 세계 각국은 개량형 경수로뿐만 아니라 이미 가동중인 원전에 대해 중대사고에 대처 능력을 확보하도록 규제를 강화하고 있다. 우리나라도 2016년 6월 중대사고에 대한 규제가 법제화 되었다 (즉, 중대사고가 법적 사고관리 대상임을 규정함). 사업자는 2019년 6월에 국내 모든 가동원전에 대하여 중대사고를 포함한 사고관

리게획서를 규제기관에 제출하였다. 개정된 원자력 안전법에서는 중대사고 시 핵분열생성물의 방출량 규제 조건을 정량적으로 제시하였다. 결정론적 기준으로 부지경계에서 방사선량이 250 mSv 이하여야하고 확률론적 기준으로는 Cs-137의 방출량이 100 TBq 이상인 사고의 누적빈도가  $10^{-6}/Rxy\text{year}$  미만이 되도록 요구하고 있다. 따라서 중대사고 진행 중 방사성 물질의 방출을 최소화 하는 것이 규제 요건을 만족시키는 것뿐 아니라, 일반 대중의 건강 보호와 환경오염을 최소화하기 위해 필수적이다. 중대사고 진행 중 방사성 물질의 방출을 막기 위한 가장 중요한 조치는 격납건물의 건전성을 확보하는 노력이다. 이를 위해 가동 중 및 신규건설 원전에 대해 후쿠시마 사고 이후 이동형 디젤 발전기, 방수 수문 설치, 여과 배기설비 설치 등 다양한 후속 조치가 진행된 바 있으며 이들 조치를 통해 원전의 안전성이 대폭 향상되었다. 하지만 (초기사건 또는 중대사고 기인사건으로서) 증기 발생기 세관파단사고 (Steam Generator Tube Rupture: SGTR) 혹은 인접계통 경계부 냉각재상실사고 (Interfacing System Loss Of Coolant Accident: ISLOCA)가 일어나면 격납건물의 건전성이 확보되어도 방사성 물질이 (격납건물을 우회하여) 대기로 직접 방출되기 때문에 원자로 안전 측면에서 중요한 쟁점으로 여전히 남아 있다.

#### (4) 원자로용기 건전성 관점

다른 사고로 기인하여 발생하는 증기발생기 세관파단사고의 경우 원자로용기의 파손 시점과 연관이 깊다. 사고의 진행 과정에 따라 증기발생기 세관 파손이 먼저 발생할 수도 있고, 원자로용기의 파손이 먼저 발생할 수도 있다. 여기에 영향을 미치는 중요한 변수중 하나가 원자로냉각재계통 내 자연순환 유동이고 노심에서 발생하는 붕괴열을 원자로계통내 타 구조물에 얼마나 전달하느냐에 따라 최초 파손부위가 결정되게 된다.

#### (5) 원자로건물 건전성 관점

본 사고는 격납건물을 우회하여 환경으로 핵분열생성물이 직접 방출되기 때문에 원자로건물 건전성과 관련되는 현상은 없다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관점

증기발생기 세관파단사고와 저압경계부 냉각재상실사고는 사고 확률은 크지 않지만 발생하였을 경우 핵분열생성물이 격납건물을 통과하지 않고 환경으로 바로 방출되어 그 결과가 상당히 큰 사고이다. 따라서 이에 대한 정확한 평가를 수행하는 것이 필요하다. 기 수행된 연구결과를 통하여 노심에서 발생하는 핵분열생성물은 모두 환경으로 방출되

는 것이 아니라, 중간 계통이나 구조물 등에 부착되어 상당량이 제거된 후 환경으로 방출되는 것으로 확인되었다. 또한 적절한 사고관리전략과 대처설비 등을 적용하면 환경으로 방출되는 핵분열생성물의 양이 급격하게 감소할 수 있음을 실험적, 해석적으로 확인하였다.

#### 나. PORV/배관 파손

##### (1) 주요 현상

원자로냉각재계통 내 배관이 파손되어 발생하는 초기사고는 배관의 파손 위치에 따라 전향에서 기술한 핵분열 생성물이 원자로건물을 거침이 없이 바로 대기로 방출될 수 있고 고온관, 저온관, 가압기 연결 배관 등이 파손되면 핵분열 생성물을 포함한 냉각재가 원자로건물 내로 방출된다. 이들 초기사고는 냉각재 상실사고(LOCA: Loss Of Coolant Accident)로서 안전주입이 되지 않으면 노심손상의 중대사고로 진행된다. TMI-2원전 사고와 같이 급수완전 상실의 초기사고로 가압기 압력이 상승되어 가압기 상부의 안전밸브(SRV: Safety Relief Valve)나 PORV(Power Operated Relief Valve)가 한번 열리고 닫히지 않은(stuck open) 사고로 2차 냉각재 상실사고가 발생될 수 있다. 이 사고가 발생한 경우에는 냉각재가 가압기 상부로 방출되기 때문에 가압기가 냉각재로 가득찰 수 있어 일반적인 냉각재상실사고와 다르기 때문에 TMI-2원전 사고와 같이 운전원이 상황판단을 잘못 할 수 있다. 이들 냉각재상실사고시에는 안전주입을 하지 않거나 비상으로 원자로냉각재계통 내 냉각수를 주입하지 못하면 중대사고로 진행된다.

##### (2) 지식수준

###### (가) 이해도 및 불확실도

PSV/PORV stuck open은 열수력학적으로는 SBLOCA로 많이 연구되어 비교적 충분한 지식이 확보되어 있다.

###### (나) 국내외 연구 동향

초기 사건으로 배관 파단을 고려하는 경우 주요 고려 인자는 파단부위 크기와 발생 위치이다. 파단부위 크기는 소형 파단(파단부 등가직경 2인치 이하)부터 대형 파단(파단부 등가직경 12인치 이상)까지를 고려할 수 있다. 정성적으로 파단부위 크기에 비례하여

RCS 상실률과 노심 노출 정도가 결정되기에 국내 및 국외 모두 다양한 파단 크기에 관한 많은 연구가 진행되어져 왔다. 파단 발생 위치는 주요 RCS 배관 중 고온관이나 저온관 또는 가압기 밀림관을 고려하고 있으며 이중에서 안전주입계통이 저온관에 연결되어 있기에 저온관 파단이 보다 중요한 분석 대상으로 간주 된다. PORV 고착 개방 사고의 경우 냉각재 상실 정도가 소형 파단 내지는 중형 파단 사고에 의해 포괄되는 경향을 보이기 때문에 국내외 연구에서 PORV 밀봉 능력 상실 사고는 소형 파단 LOCA로 고려되기도 한다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

초기 배관 파단 사고에 대해, 먼저 파단부위 크기는 국내외 중대사고 해석 코드의 분석 결과가 매우 유사하게 예측되고 있다. 이는 일차측 압력과 RCS 온도에 따른 파단부위에서의 임계유동 모델 또는 flashing 모델이 잘 확보되어 있기 때문이다. 파단 발생 위치의 경우 중대사고 전산 코드에서 사용자가 위치를 지정하기에 특별한 논쟁 사항은 없다. 다만 저온관 파단의 경우 안전주입펌프 동작에 의한 주입 냉각재의 일부가 저온관 파단부를 통해 유실될 수 있기에 전산 코드에서 특별히 고려되고 있다. PORV 고착 개방 사고의 경우에도 전산 코드에서 해당 기기의 완전 개방을 모사할 수 있으므로 모델링의 특이점은 없다.

#### (3) 현안 및 중요성

배관 파손 사고의 경우 다양한 원인에 대한 확률론적안전성평가 (PSA) 결과 공통적으로 노심손상빈도에 매우 큰 기여도를 나타낸다. 따라서 대부분의 중대사고 연구나 규제에서 가장 중요한 초기사건으로 여겨져 왔으며 다양한 연구가 진행됐다. 발전소 정전사고나 2차측급수상실사고의 경우 일차측 압력 제어를 위하여 PORV가 주기적 개폐운전을 수행한다. 이러한 주기적 운전 중에 기기 실패에 따른 PORV 고착개방의 경우 고착개방이 발생하더라도 소형파단냉각재상실사고로 간주할 수 있으므로 열수력 관점에서 중요 현안은 아니다.

#### (4) 원자로용기 건전성 관점

초기 배관 파손 사고의 경우, 파손 발생 위치나 파손부 크기가 원자로용기 건전성에 미치는 직접적인 영향은 매우 제한적이다. PORV 고착개방 사고는 그 발생 시점에 따라

발전소정전사고나 이차측급수상실사고 진행에 영향을 줄 수 있지만 역시 원자로용기 건전성에 미치는 직접적인 영향은 제한적이다.

#### (5) 원자로건물 건전성 관련 관점

배관 파손 사고의 경우 초기사건 발생 후 설계기준사고 시간 단계에서 대량의 RCS가 원자로건물로 방출되며 원자로건물 압력은 설계압력 이하로 제어된다. 이후 중대사고 진입하면 고온의 수증기와 수소가 파손부위를 통하여 원자로건물로 방출된다. 그럼에도 불구하고 파손 발생 위치나 파손부위 크기별로 중대사고 구간에서 일차측으로부터 방출되는 수증기나 수소 자체가 원자로건물 건전성에 미치는 영향은 제한적이라 할 수 있다. 다만 일단 방출된 수소의 확산이나 국부적 축소에 영향을 줄 수 있으며 이에 따른 원자로건물 전역에 걸친 수소 폭발을 야기하여 원자로건물의 건전성 상실에 영향을 줄 수 있다. 또한 원자로용기 외부에서의 후기 중대사고 진행에 따른 원자로건물 과압 정도에 영향을 미칠 수 있다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

POSV/배관 파손과정을 통해 RCS 내부의 핵분열생성물은 원자로건물 내부로 이송된다. 이송과정에서 급격한 압력변화 과정을 거치며, 에어로졸 생성 등이 일어날 수 있다.

## 2.2. 고온/고압 유발 RCS 경계 파손

가. 증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관 파손

### (1) 주요 현상 [NUREG/CR-4551]

원자로냉각재계통이 고압인 상태에서 노심이 손상되는 중대사고로 전개되면 원자로용기가 파손되기 전에 원자로냉각재계통 내 고온관, 가압기 밀림관, 증기발생기 세관 등이 파손될 수 있다. 고압 사고시 원자로냉각재계통 내에서 고온의 증기흐름은 폐회로 전체로의 자연순환 유량과 (그림 A.3.3.2-1 참조), loop seal의 냉각수로 인해 고온관에서 고온증기와 상대적으로 찬 증기가 counter current 흐름을 보이는 순환유량으로 구분할 수 있다. 이러한 자연순환 유량은 증기발생기와 원자로냉각재계통의 loop seal에 냉각재 존재유무, 증기발생기 2차측 압력과 온도조건, 증기 발생기 입구 플레넘에서의 혼합정도 등에 영향을 받으며, 고온관과 증기발생기 세관, 그리고 가압기로의 유로 형성으로 가압기 밀림관의 온도를 상승시켜 일차계통 압력 경계를 손상시킬 수 있다. 이와 더불어 고



온관과 가압기 밀림관이 파손되면 원자로냉각재계통 내에 있던 핵분열 생성물은 원자로 건물 내로 방출되지만, 증기발생기 세관이 파손되면 핵분열 생성물이 주증기관에 있는 안전밸브를 통하여 원자로건물을 거치지 않고(containment bypass) 바로 대기로 방출될 수 있어 방사선원 방출 관점에서 증기발생기 세관 파단사고는 중요하게 다루어진다.

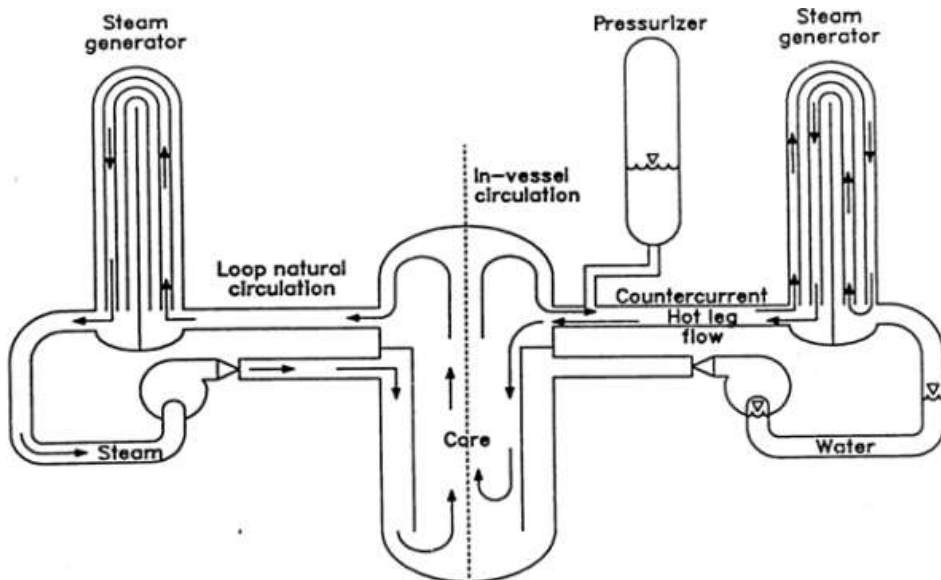


그림 A.3.3.2-1. 원자로냉각재계통 내에서 고온증기의 자연순환

이 세가지 유형의 일차냉각재계통 파단 중, 가장 중요한 현상은 증기발생기 세관 파단사고로서, 핵분열 생성물 소외누출 최종방벽 역할을 수행하는 격납건물을 우회할 수 있는 사고이며, 이 파단이 발생하는 경우, 대량의 핵분열생성물이 소외로 방출되게 된다.

## (2) 지식수준

### (가) 이해도 및 불확실도

고온고압의 기체에 의한 증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관 파손 메커니즘은 증기, 비응축성 기체 및 액적의 다상유동에 의한 자연순환 현상에 의존하게 된다. 이 때 기체 온도가 중요하다. 혼합기체 온도는 수위가 많이 내려간 노심 내에서 냉각수 증발에 의해 발생하는 증기와 액적의 분율, 금속-물 반응에 의한 비응축성 기체의 분율에 따라 달라지며, 이는 곧 밀도 차에 의한 자연순환 유량에 영향을 미치고, 자연순환 유량은 증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관의 가열 시간과 온도 상승에 영향을 주게 된다. 이 때 증기의 응축은 배관의 가열시간에 영향을 주는 또 하나의 불확실성 인자이다. 노심 내에서 발생하는 다상유체의 분율과 온도에 대한 불확실성이 큰 편이며, 이러한 다상유체의 자연순환과 배관의 온도 상승은 비교적 해석적으로 분석이 가능하다.

다른 하나의 조건으로 각 원전의 설계에 관한 사항이다. 원자로냉각재계통 내 증기의 자연 순환 현상은 계통의 형상에 크게 영향을 받으며, 계통의 형상을 모의한 실험 등을 통해 노형별 특성을 파악할 수 있다.

(나) 국내외 연구 동향 [NUREG/CR-6995, NUREG-1781]

USNRC 및 EPRI 등은 고압 중대사고 시 원자로냉각재계통 내 증기의 자연 순환 현상을 모의하기 위한 Westinghouse 형 원전의 1/7 스케일 실험을 수행하였다. 해당 실험은 작동 유체로 고압 SF<sub>6</sub>을 사용하였고, 가압기 안전밸브, 2차 측 열제거, 원자로냉각재계통의 정상 및 천이상태 조건, 그리고 원자로용기 상부 공간에서의 수소 성층화 현상 등을 모의하였다 [EPRI-TR-102815]. 실험의 구체적인 내용은 표 A.3.3.2-1과 같다.

실험 결과, 고압 조건에서 자연 순환에 따른 원활한 기체 혼합 현상이 나타났으며, 비응축성 기체에 의해 자연 순환 현상이 저해되지 않음이 확인되었다. 또한 일차측의 안전밸브의 작동이나 증기발생기 2차 측을 통한 열제거가 이루어지는 경우에는 자연 순환 현상이 일어나지 않는 것으로 확인되었다. 또한 실험을 통하여 고온 증기 또는 저온 증기가 흐르는 증기발생기 세관 개수 및 온도, 고온관에서 흐르는 고온증기의 온도, 고온관에서 흐르는 저온증기의 온도, 고온관에서의 유속, 재순환율, 증기발생기 입구 플레넘(격실)에서의 증기 혼합율 등이 도출되었다.

USNRC는 실험을 토대로 Westinghouse 1/7 스케일 CFD 계산, 실제 원전 스케일에 대한 CFD 계산 및 CE 형 원전에 대한 CFD 계산을 차례로 수행하였다.

먼저 Westinghouse 1/7 스케일 실험 이후, USNRC는 그 결과를 토대로 CFD 계산을 수행하였다. 이 계산의 주된 목적은 증기발생기 입구 플레넘에서의 증기 혼합 현상을 모의하는 것이다. 증기발생기 입구 플레넘에서의 증기 혼합 정도는 증기발생기 형상 등에 영향을 받으며, 최종적으로 증기발생기 세관에 가해지는 열충격 정도에 큰 영향을 미친다 [EPRI-TR-102815]. 또한 NRC는 Westinghouse 1/7 스케일 실험에 대한 CFD 해석 경험을 바탕으로 실제 스케일에서의 CFD 계산 및 CE 형 원전에 대한 CFD 계산을 수행하였다. 또한 실제 스케일 CFD 계산 결과 얻어진 열수력 조건들을 SCDAP/RELAP5 및 MELCOR 고압 중대사고 계산에 적용하였다 [NUREG-1788].

표 A.3.3.2-1 Westinghouse 1/7 스케일 실험 주요 내용 [EPRI-TR-102815]

Westinghouse 1/7th scale experiment		
실험 모델 요약	실험 대상 모델	<ul style="list-style-type: none"> <li>· 1/7 scale 원자로 모델의 절반 (104개의 핵연료 집합체 포함)</li> <li>· 고온관 2개</li> <li>· 두 대의 증기발생기 (각 215개 세관, Indian point II type)</li> </ul>
	모델 관련 정보	치수, 기기 재질, 열전대 개수, 위치, 물성 등 모델링에 필요한 대부분의 정보가 기술되어 있음.
	실험 가스	고압 조건에서 밀도 및 온도 변화에 따른 밀도 변화가 증기보다 더 커서 Scaling 효과를 잘 반영할 수 있는 SF <sub>6</sub> 를 채택함.
실험 목표	<ul style="list-style-type: none"> <li>· 자연 순환 상황에서의 유동 패턴, 온도, 질량유량 등의 정보 획득</li> <li>· 증기발생기 입구 플레넘 등에서의 혼합 현상 확인</li> <li>· 안전밸브 작동, 수소 생성 등의 효과를 확인</li> </ul>	
실험 개요	<ul style="list-style-type: none"> <li>· 실험은 크게 (1) steady cooling, (2) transient heating 으로 나뉨.</li> <li>· 실험 (1)에서는 주로 원자로 상부와 증기발생기에서의 냉각 효과 및 냉각 효과에 따른 자연 순환 현상에 초점을 맞추어 실험함.</li> <li>· 실험 (2)는 안전밸브 개방, 수소 생성 등의 과도상태에 따른 flow pattern 변화에 초점을 맞춤.</li> <li>· 실험 (2)의 수소 생성은 He 가스를 원자로 상부에 해당하는 모형에 주입하는 것으로 모의함.</li> <li>· 실험 (1) 및 (2)는 10여 가지의 세부 실험으로 나뉘며 각 실험 데이터는 제공되어 있음.</li> <li>· 실험 조건은 SF<sub>6</sub> 가스의 압력을 변화시키거나 붕괴열을 모의하는 전열기의 출력을 조절하면서 바꿈.</li> <li>· 실제 원자로 스케일의 사고 상황에서의 압력 조건은 2200-2400 psia 정도이나, 1/7 스케일 실험에서는 200-500 psia 정도의 압력 조건을 적용함.</li> <li>· 붕괴열 수준은 약 10~35 kW 정도로 적용함.</li> <li>· 증기발생기 2차 측 조건은 별도의 온도 조절 탱크에서 냉각수를 공급받는 것을 통해 조절함.</li> </ul>	
실험 결과	고온증기가 흐르는 세관의 개수	75
	저온증기가 흐르는 세관의 개수	141
	세관에서의 고온증기 온도 (°C)	159.3
	세관에서의 저온증기 온도 (°C)	86.8
	고온관에서의 고온증기 온도 (°C)	100.8
	고온관에서의 저온증기 온도 (°C)	64.7
	재순환율	2.01
	증기발생기 입구 플레넘 증기 혼합 비율	0.85

위의 선행연구를 바탕으로 CFD코드 및 계산 방법론을 개선하여 Westinghouse 형 증기발생기(Model 44) 및 CE 형 증기발생기(Model 50)에 대하여 자연 순환 및 증기발생기 입구 플레넘 혼합 현상을 모의하였다. 계산 결과는 시스템 코드 계산에 사용되었다

[Y.Liao, K.Vierow. (2005)]. CFD 해석으로부터 얻어진 주요 계산 결과는 표 A.3.3.2-2와 같다.

표 A.3.3.2-2. Westinghouse 형 및 CE 형 증기발생기에 대한 주요 CFD 해석 결과  
[NUREG-1922]

Parameter	Average from NUREG-1922 Westinghouse SG	Predicted range CE SG
C <sub>d</sub> , discharge coefficient	0.12	0.13-0.14
f, mixing fraction	0.96	0.65-0.85
r, recirculation ratio	2.4	1.05-1.20
hot tube fraction	41%	20-25%
T <sub>n</sub> , normalized (hottest tube)	0.43	0.9-0.99

국내 연구[김원태 외. (2015)]로서 APR1400에 대하여 위 표 데이터를 참조하여 MELCOR 분석모델을 개발하였고, 이를 바탕으로 APR1400 노형에 대한 열유발 증기발생기 세관파단 사고에 대한 예비 해석이 수행되었다. 기본 사고 경위는 SBO + 터빈구동보조급수펌프 조기 실패로 선정하였고, 분석에는 MELCOR 1.8.6 코드를 사용하였으며 불확실성을 고려한 기기의 크리프 거동을 분석하기 위한 별도의 계산이 수행되었다. 분석 결과, 같은 열수력 조건에 대하여 Alloy600보다 Alloy690 세관의 크리프 저항성이 훨씬 크게 나타났고, 증기발생기 세관 결함이 40 % 미만인 경우 열유발 증기발생기 세관파단의 우려가 거의 없는 것으로 나타났다.

이에 추가 연구로 Alloy600과 Alloy690의 크리프데이터를 재분석하고 관련 모델에 사용되는 실험식 상수를 재작성하고 있으며, EPRI에서 수행된 Westinghouse 1/7 스케일 실험을 CFD로 분석하고, 각 발전소별 증기발생기에 대한 자연순환 분석을 CFD로 계산하는 연구를 수행 중이다. 이 결과는 2023년에 발간될 예정이나, 산업체 지적재산권 보호를 위하여 비공개로 발간될 예정이다.

사고관리 관점에서는, 노심에서 생성된 고온의 증기순환으로 발생하는 증기발생기 세관파와 가압기 밀림관 및 고온관 파손은 원자로냉각재계가 고압일 때 발생한다. 따라서 이들 사고를 방지하기 위해서는 다음과 같은 두가지 조치가 필요하다.

- ① 건전한 증기발생기 수동 감압밸브나 원자로냉각재계통 수동/자동 감압계통을 작동시켜 원자로냉각재계통을 조기에 감압시켜야 한다.
- ② 증기발생기 세관이 파손된 경우
  - 원자로냉각재계통에서 이차계통으로의 누설을 줄이기 위해, 원자로냉각재계통 수동/자동 감압계통을 작동시켜 원자로냉각재계통의 압력을 주증기관

SRV(Safety Relief Valve) 작동압력 이하로 감소시키고

- 안전주입계통이나 소방펌프 등을 작동시켜 원자로용기 내로 냉각수를 주입하며,
- 전열관이 파손된 증기발생기에 냉각수를 주입하여 외부로 누설되는 핵분열생성물의 양을 감소시키도록 한다.

③ 가압기 밀림관과 고온관이 파손된 경우에는 안전주입계통이나 소방펌프 등을 작동시켜 원자로용기 내로 냉각수를 주입하는 등 일반적인 사고관리 조치를 수행한다.

#### (다) 전산 코드 모델링 현황

USNRC는 고온/고압 유발 RCS 경계 파손에 대하여 특별한 전산코드를 사용하지 않았으며, 상용 CFD 전산코드와 MELCOR 및 SCDAP/RELAP5 전산코드를 사용하였다. KINS에서는 상용 CFD 전산코드인 FLUENT와 MELCOR2.1 전산코드를 사용하고 있다.

#### (3) 현안 및 중요성

고온고압의 기체에 의한 증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관 파손 메커니즘은 감압이 이루어지지 않은 TMLB' 과 같은 고압사고 시나리오에서 중요한 이슈이나 사고관리조치를 통해 저압으로 될 경우에는 해당되지 않는 현안으로 판단한다.

고압사고의 경우, 또 하나의 격납건물 우회사고가 발생할 수 있으며 격납건물을 우회하여 많은 양의 핵분열 생성물이 여과없이 누설되어 소외 방사선학적 영향이 크기 때문에 확률이 낮다 하더라도 위험도 (Risk) 측면에서는 중요한 현상으로 판단한다.

#### (4) 원자로용기 건전성 관점

원자로 용기 건전성 관점에서 판단할 때, 특별한 부분이 나타나지 않으나, 고압 중대사고가 진행될 때, 원자로냉각재계통 경계가 파손됨에 따라, 자연스럽게 저압사고로 변형되어 진행되므로 원자로용기 파손시점이 약간 늦어질 수 있는 가능성이 있다.

#### (5) 원자로건물 건전성 관련 관점

증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관 파손 등의 파손은 1차 계통 내에서 발생한 가스의 원자로건물로 방출통로를 바꾸게 되어 수소 성층화 및 혼합에 영향을 줄 수 있다.

(6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

증기발생기 세관파손이 발생하면 노심의 핵분열생성물이 이차 계통을 거쳐 외부환경으로 직접 방출되므로 소의 방사선학적 영향 관점에서는 그 중요성이 매우 크다. 증기발생기 세관파손 시 핵분열생성물의 외부환경으로의 방출은 주증기격리밸브 (MSIV), 주증기 방출밸브, 대기방출밸브 (ADV) 개폐, 보조급수 가동, 이차 측 냉각수 주입, 일차 측 감압유무 등에 따라 결정된다.

고온관과 가압기 밀림관이 파손되면 원자로냉각재계통 내에 있던 핵분열 생성물은 원자로건물 내로 방출된다.

### 3. 사용후연료저장조 및 중수로 적용

#### 3.1. 사용후연료저장조 (SFP) 냉각 상실

##### 가. SFP 냉각기능 상실사고

###### (1) 주요 현상

사용후연료저장조(SFP: Spent Fuel Pool) 냉각기능상실사고를 유발하는 초기사건은 SFP 냉각을 위해 설치된 배관계통에 연결된 펌프나 밸브, SFP 열침원(heat sink)으로 작용하는 열교환기 등의 손상, 그리고 국부 전원연결계통(local electrical connections)의 손상으로 인하여 SFP 냉각기능이 상실되는 사고나 조건을 포함한다. 일단 SFP 냉각기능 상실사고가 발생하면 SFP에 저장된 핵연료집합체로부터 발생하는 지속적인 붕괴열로 인하여 냉각수 온도가 비등점(boiling point)까지 상승하게 되고, 이어 비등과 증발(evaporation)과정을 거치면서 냉각수 수위가 점점 감소하게 된다. 냉각수 보충이 이루어지지 않는 경우 SFP내 냉각수 수위는 지속적으로 감소하게 되며, 저장조 비등이 수일에 걸쳐 지속되면 핵연료 상단이 노출될 수 있다. 이어 냉각수 수위가 핵연료집합체 상단 아래로 떨어지게 되면 핵연료집합체로부터 붕괴열을 제거할 수 있는 능력은 점점 감소하게 된다. 이로 인해, 핵연료집합체 온도가 추가적으로 상승하게 되고 핵연료 펠릿을 감싸고 있는 지르코늄 피복재의 산화가 가속화 된다. 상기 피복재 산화반응은 공기나 증기가 존재하는 경우 발생하며, 이로 인해 강한 발열반응으로 생성된 열은 피복재 온도 상승을 더욱 가속화시키는 물론 상당한 양의 수소를 생성시킨다. 원자로 사고와 마찬가지로, 핵연료피복재의 온도가 상승은 결국 피복재 팽창이나 용융 등으로 인한 파손을 유발할 수 있으며, 이로 인해 핵연료에서 발생한 핵분열생성물(fission products) 대부분은 외부로 방출되며 에어로졸 형태의 일부 핵분열 생성물은 SFP를 유지하는 건물이나 환경으로 방출된다. SFP 냉각기능 상실사고에 포함된 중요한 현상은 일차적으로 핵연료 노출(fuel uncover), 핵연료와 저장랙(storage rack)의 가열 및 손상, 그리고 손상된 핵연료로부터 핵분열생성물 방출 가능성이며, 사고조건에 따라 핵연료 재임계(recriticality) 상태로 인한 중대사고로의 전개 가능성도 염두에 둘 필요가 있다.

###### (2) 지식수준

원자로와 같이 고온의 환경에서 발생하는 핵연료 손상과정이나 핵분열생성물 방출 메커니즘에 대한 지식은 다양한 개별효과나 종합실험을 통하여 상당히 확보되어 있으나, SFP와 같이 저온/저압 상태의 냉각수, 서로 다른 시기에 인출된 다양한 연소도(burnup)가 다른 핵연료집합체의 비균일한(heterogeneous) 분포, 낮은 수준의 붕괴열, 핵연료 재임계

발생가능성과 이로 인한 상태로 인한 중대사고로의 전개 가능성, 핵연료저장대에서의 냉각수 자연대류(natural circulation) 현상, 냉각수 고갈 후 핵연료저장대 하부에서의 개스 자연대류 현상, 그리고 SFP 건물 상부에서 중대사고 진행과정으로 인한 SFP 역효과(adverse impacts) 등에 대한 지식은 아직 부족한 상황이다. 또한, SFP의 경우 핵연료 손상과정이나 핵분열생성물 방출 메카니즘의 경우 원자로 사고와 본질적인 차이는 없으나, 공기를 포함한 환경에서의 핵연료 피복재 산화과정, 즉, 공기 중 질소 가스( $N_2$ )에 의한 피복재 산화 가속화 과정과 이로 인한 피복재 산화층 파손과정에 대한 정확한 메카니즘과 모델링에 대한 지식은 상당히 부족한 상황이다. 참고로, 증기에 의한 산화과정에 비하여 공기 중 핵연료 피복재 산화과정의 경우 핵연료 손상과 휘발성(volatilization)을 훨씬 가속화시키는 것은 물론 지르코늄 피복재의 발화(ignition fire)로 일컬어지는 탈출산화반응(runaway oxidation reaction)을 유발할 수 있고, 루테튬(Ruthenium)이나 저휘발성 핵분열 생성물의 방출을 증가시킬 수 있는 것으로 알려져 있다.

### (3) 현안 및 중요성

SFP 냉각기능상실사고는 발생 가능성이 적고, 일단 발생하더라도 저장조 내 냉각수가 충분하고 붕괴열이 상대적으로 적은 까닭에 현상학적 사고 진행과정이 상당히 느리며, 사고진행을 상당시간 지연시킬 수 있는 수단(SFP내 존재하는 상당한 양의 냉각수 및 사고방지를 위해 구비된 보충수의 주입)이 구비되어 있는 반면, 일단 사고가 발생하면 원자로에 비하여 훨씬 많은 양의 핵분열 생성물이 방출될 수 있는 잠재적 요인이 존재하는 까닭에 최근 들어 주요 현안이 되고 있다. SFP에 저장된 핵연료에 대한 냉각능력 보강과 손상방지를 위한 SFP 핵연료집합체 형상 관리와 재임계 방지, 비상냉각능력 확보, 그리고 핵분열 생성물 방출 방지를 위한 가용한 수단과 관련 사고관리 전략의 확보가 SFP 안전성 확보를 위한 가장 필수적인 분야로 간주된다.

### (4) 사고관리 방안

국내 원전과 같이 SFP 건물 살수계통(spray system)이나 수소점화기(ignitors)는 물론 배기장치(venting systems)도 설치되어 있지 않은 경우, 일단 SFP 냉각기능상실사고가 발생하면 기존 냉각재 보충계통을 통한 주입이나 비상보충수 외부주입(후쿠시마 후속조치로 설치된 경우) 이외의 별다른 사고완화 수단이 없는 상황이다. 반면, 핵연료 피복재 발화 및 인근 핵연료집합체로의 화염전파 가능성을 초래할 수 있는 SFP 사고와 이에 대한 영향을 충분히 이해하기 위하여 최적분석(best-estimate analysis)과 다양한 민감도분석을 통하여 SFP에 대한 주요 취약성을 파악하고 적절한 조치를 취할 필요가 있다.



#### (5) SFP 건물 건전성 관련 관점

원자로와 마찬가지로 SFP 냉각기능상실사고 시 지속적으로 발생한 증기와 가연성 기체는 SFP 건물 상부에서 압력상승과 연소(burn/detonation/deflagration)를 유발함으로써 SFP 건물 건전성을 위협할 수 있으며, SFP 건물 상부에서의 중대사고 진행과정이 SFP에 역효과를 발생시킬 수도 있다. 반면, SFP 건물의 경우 다양한 크기의 방출경로(openings)가 존재하므로 SFP 건물을 통한 누설(leak)은 가능하나 대형 파손 가능성은 희박하다.

#### (6) 핵분열생성물 거동 관련 관점

원자로와 마찬가지로 SFP 냉각기능상실사고로 인해 다양한 종류의 핵분열 생성물이 발생할 수 있으나, SFP 특징인 공기 중 핵연료 피복재 산화과정에서 루테튬과 저휘발성 핵분열 생성물의 방출을 촉진하고 SFP내 다량의 핵연료집합체가 존재하는 경우 핵분열 생성물 발생량(mass) 차이 이외에는 본질적인 차이가 없다. 반면, 앞에서 언급한 바와 같이 SFP 건물의 경우 다양한 크기의 방출경로(openings)가 존재하므로 SFP 건물 방출경로나 누설경로를 통한 핵분열 생성물 방출 메커니즘도 주요 관심사가 될 수 있다.

### 나. SFP 냉각재 상실사고

#### (1) 주요 현상

SFP 냉각수의 부분 또는 완전고갈을 유발하는 냉각재상실사고(Loss of Coolant Accidents)는 지진 등의 자연재해, 원자로 핵연료 재장전 과정에서 야기될 수 있는 상부 기기/구조물의 낙하(dropped loads), 항공기 충돌이나 기타 테러리스트 공격 같은 악의적 사건으로 야기되는 SFP 구조물의 대규모 파손은 물론, SFP 수조와 연결된 배관 파손과 사이폰(siphon) 경로 손상 등 다양한 초기사건으로부터 야기될 수 있다. 이는 초기사건에 따라 다양한 SFP 냉각재 누설경로와 누설율이 결정됨을 의미하며 일단 냉각재상실사고가 발생하면 신속하고 지속적인 냉각수 보충 이외에는 별다른 사고완화 수단이 없게 된다, 발전소 SFP 설계와 누설부위 크기나 위치에 따라 차이가 있을 수 있으나 통상 소규모 누설의 경우 4 시간, 대량 누설이 발생하는 경우 1-2 시간 정도 경과하면 SFP 저수위 경고 설정치 아래로 냉각재 수위가 감소할 것으로 추정된다. 자연재해로 인한 대규모의 급격한 SFP 냉각재상실사고는 또 다른 측면에서 심각한 결과를 초래할 수 있다. 예를 들면, 저장조 내 냉각수 수위가 감소됨에 따라 유발되는 방사선 준위로의 이온화 과정은 SFP 건물 내 방사능 수준을 상승시킨다. 일단, 저장조 내 냉각수 수위가 핵연료저장대 상부

1m 정도까지 감소하게 되면, 상승된 방사선 준위로 인하여 SFP 상부로의 작업자 접근을 어렵게 만들고 이로 인해 SFP내로 냉각수 보충용 소방호스 연결 등과 같은 사고완화 조치를 취하는 데 방해가 요인으로 작용할 수 있다. 하지만, 현상학적 관점에서 보면 냉각재상실사고의 경우 냉각수 고갈 속도가 빨라지는 것 이외에 냉각기능상실사고와 본질적인 차이는 없는 것으로 파악되고 있다.

#### (1) 지식수준

SFP 냉각재 완전 상실 사고(Complete Loss of Coolant Accident)와 부분 상실 사고(Partial Loss of Coolant Accident)의 경우 핵연료집합체 거동과 핵연료 피복재 산화과정 및 자연발화 과정에서 현상학적으로 차이가 있을 수 있으나 아직 실험적으로 규명된 바는 없는 상황이다.

#### (2) 현안 및 중요성

SFP 냉각재상실사고의 경우 SFP 냉각기능상실사고와 본질적인 차이는 없는 것으로 파악된다.

#### (3) 사고관리 방안

SFP 냉각재상실사고의 경우 SFP 냉각기능상실사고에 비해 시간적으로 보다 신속한 사고관리 조치가 요구되는 것을 제외하고는 본질적인 차이는 없는 것으로 파악된다.

#### (4) SFP 건물 건전성 관련 관점

SFP 냉각재상실사고의 경우 SFP 건물의 압력상승(pressure rise)이 가속화되는 것을 제외하고는 SFP 냉각기능상실사고와 본질적인 차이는 없는 것으로 파악된다.

#### (5) 핵분열생성물 거동 관련 관점

SFP 냉각재상실사고의 경우 SFP 냉각기능상실사고와 본질적인 차이는 없는 것으로 파악된다.

(6) SFP 중대사고 현상 중요도(PIRT)

위에서 언급한 바와 같이, SFP 중대사고 과정을 지배하는 많은 현상들이 파악되었음에도 불구하고 아직도 여러 현상에 대해서는 현재 지식수준으로 다루기 어려운 나름의 불확실성을 내포하고 있다. 이에 따라 주요 현상 및 현안에 대해서는 지식수준의 제고와 더불어 이들이 SFP 사고결과에 미치는 중요도 수준을 파악할 필요가 있는 상황이다. 상기 상황을 반영하여 최근 OECD/NEA/CSNI WGAMA(Working Group on Accident Management & Analysis)에서는 전문가 패널로부터 SFP 중대사고 분석에 요구되는 31개의 현상을 선정하고 이에 대한 중요도(PIRT: Phenomena Identification & Ranking Table)를 평가한 바 있는데, 표 A.3.3.1-1은 PIRT 평가 결과, 표 A.3.3.1-2 ~ 3.3.1-4는 PIRT에 사용된 개별현상의 중요도 및 지식수준 척도와 해당 색상코드를 각각 설명하고 있다.

표 A.3.3.1-1 사고 시나리오별 SFP 현상에 대한 중요도(PIRT) 평가 결과

Phenomena by category	#	Scenario	Importance ranking				State of knowledge							
							Availability of data				Availability of models			
			L	M	H	IL	N	S	A	KL <sup>D</sup>	N	S	A	KL <sup>M</sup>
1. Thermal-hydraulics														
Water evaporation process at the free surface.	I.1	SU	1	8	10	0.737	2	5	11	0.750	1	5	13	0.816
		FD	14	4	0	0.111	3	3	10	0.719	2	3	12	0.794
Nucleate boiling on the spent fuel rods.	I.2	SU	3	7	8	0.639	1	4	13	0.833	0	5	13	0.861
		FD	11	4	2	0.235	2	2	12	0.813	1	3	12	0.844
Single and two-phase natural convection within the pool at large scale, including formation of thermal plumes due to heterogeneous water heating as a consequence of the spent fuel arrangement.	I.3	SU	1	9	9	0.711	7	6	6	0.474	1	12	6	0.632
		FD	12	5	1	0.194	6	5	5	0.469	2	9	5	0.594
Heat losses to the pool structure. Includes walls and floor.	I.4	SU	5	12	2	0.421	3	5	10	0.694	0	3	15	0.917
		FD	16	2	0	0.056	4	5	7	0.594	0	2	14	0.938
Non-uniform natural circulation cooling flow distribution between fuel assemblies.	I.5	SU	2	7	10	0.711	8	9	0	0.265	3	11	3	0.500
		FD	9	7	3	0.342	8	8	0	0.250	4	9	3	0.469
Flow instabilities within the spent FAs at low liquid level. Includes flow reversal and flow excursions.	I.6	SU	7	7	3	0.382	12	3	0	0.100	5	9	1	0.367
		FD	12	3	1	0.156	11	2	0	0.077	6	6	1	0.308
Impact of siphoning/leakage on natural flow convection.	I.7	SU	10	4	4	0.333	9	5	3	0.324	4	6	7	0.588
		FD	9	5	4	0.361	9	6	3	0.333	5	6	7	0.556
Bubble swarm rise and level swell. Includes bubble dynamics within the pool, condensation.	I.8	SU	1	12	5	0.611	2	10	5	0.588	0	9	8	0.735
		FD	12	3	2	0.206	2	8	4	0.571	1	7	6	0.679
Impact of cold water injection on the efficiency of natural circulation cooling.	I.9	SU	6	7	4	0.441	5	6	3	0.429	2	13	1	0.469
		FD	10	5	1	0.219	5	6	3	0.429	2	12	1	0.467
Water superheating resulting from its rise within the pool, from high to low hydrostatic pressure regions.	I.10	SU	6	7	2	0.367	7	2	4	0.385	2	8	4	0.571
		FD	14	1	0	0.033	6	2	4	0.417	3	6	4	0.538
Nucleation of superheated water onto unheated pool structures. Heterogeneous nucleation.	I.11	SU	11	4	1	0.188	5	6	2	0.385	2	9	1	0.458
		FD	16	0	0	0.000	6	5	2	0.346	3	8	1	0.417

Phenomena by category	#	Scenario	Importance ranking				State of knowledge							
			L	M	H	IL	Availability of data				Availability of models			
							N	S	A	KL <sup>D</sup>	N	S	A	KL <sup>M</sup>
Nucleation of superheated water onto free non-condensable bubbles. Heterogeneous nucleation.	I.12	SU	13	3	0	0.094	6	6	2	0.357	1	10	2	0.538
		FD	16	0	0	0.000	6	6	1	0.308	2	9	1	0.458
Nucleation of superheated water onto flowing solid particles. Heterogeneous nucleation.	I.13	SU	13	3	0	0.094	7	5	2	0.321	2	9	2	0.500
		FD	16	0	0	0.000	7	5	1	0.269	3	8	1	0.417
Bulk nucleation of superheated water. Homogeneous nucleation.	I.14	SU	7	6	2	0.333	5	2	7	0.571	1	5	7	0.731
		FD	12	3	0	0.100	5	2	6	0.538	2	5	5	0.625
Multi-dimensional interaction of different temperature zones within the pool.	I.15	SU	1	9	7	0.676	5	11	0	0.344	2	12	2	0.500
		FD	12	4	1	0.176	5	10	0	0.333	2	11	2	0.500
Return of condensate to the pool.	I.16	SU	6	6	6	0.500	8	5	3	0.344	1	9	6	0.656
		FD	13	3	1	0.147	7	5	2	0.321	2	8	4	0.571



표 A.3.3.1-2 PIRT에 사용된 개별현상 중요도 척도의 정의

수준	가중치	정의	강조점
High (H)	1.0	Dominant impact on any of the evaluation criteria	실험을 통하여 입증되어야 하며 높은 정밀도를 가지고 관련 코드에 모델링할 필요가 있는 현상.
Medium (M)	0.5	Moderate impact on any of the evaluation criteria	범위와 정밀도를 균형적으로 고려하여 실험적인 연구와 및 해석적 모델링이 필요한 현상
Low (L)	0.0	Small or no impact on any of the evaluation criteria	분석에 고려될 필요가 없거나, 필요시 단순 모델만으로도 충분한 현상

표 A.3.3.1-3 PIRT에 사용된 개별현상 지식수준 척도의 정의

수준	가중치	정의	강조점
Adequate (A)	1.0	The phenomena is well-understood, and data obtained for the SFP accident conditions are available in sufficient range, quantity and quality.	SFP 사고 조건에 적용 가능한 수준의 검증된 모델이 존재함.
Some (S)	0.5	Data obtained for the SFP accident conditions are available, but not in sufficient range, quantity and quality. Alternatively, data pertinent to other conditions exist and can be extrapolated to the SFP conditions.	해당 현상을 상대적으로 낮은 수준의 모델로 설명할 수 있거나, SFP 사고조건으로 확장 가능한 유사한 모델이 존재함.
None (NL)	0.0	The phenomena is poorly known and no relevant data exist.	해당 현상을 설명할 수 있는 검증된 모델이 없음.

표 A.3.3.1-4 PIRT에 사용된 색상코드(color coding)의 정의

Parameter range	Importance/knowledge level		Screening parameters	
	IL	KL	R	D
< 1/3	Green	Red	Green	Green
1/3 – 2/3	Yellow	Yellow	Yellow	Yellow
> 2/3	Red	Green	Red	Red

### 3.2. 중수로 적용

중수로는 노심의 형태가 경수로와는 완전히 달라 노심에서의 사고 진행은 경수로와는 사뭇 다르다. 그러나 중대사고 진행 과정 중의 현상 하나 하나는 노형에 상관없이 중대사고 현상이 발현될 수 있는 조건이 허용되면 동일한 과정이 반복된다.

따라서 앞에 정리되어 있는 노심 건전성 상실과 관련해서는 중대사고 초기에 발생하는 노심가열, 피복재 산화, 핵연료봉 용융 및 재배치 등은 유사한 현상으로 중수로에도 동일하게 적용될 수 있다. 하지만, 중수로는 핵연료 채널 내부에 핵연료봉이 존재하며, 380개의 핵연료채널이 칼란드리아 탱크 내부에 수평 배치되어 있기 때문에, 노심에서 발

생하는 중대사고 후기 현상은 상당한 차이가 존재한다. 중수로 중대사고시 노심 손상과 관련하여 독립적인 연구가 필요한 분야는 1) 핵연료봉의 용융/재배치에 의해서 압력관과 칼란드리아관의 온도 상승 및 핵연료 채널 파손 기제, 2) 핵연료 채널의 온도 상승으로 유발되는 수평 핵연료채널의 처짐 현상, 3) 핵연료채널 파손에 의한 칼란드리아 탱크 내부의 파쇄층 형성 과정, 4) 파쇄층의 용융 및 용융물풀 형성 과정이다. 이 외에도, 수평 핵연료채널 내부에서의 냉각재에 대한 열수력 거동 평가, 칼란드리아 탱크 내부의 감속재 거동 평가, 중수의 사용으로 인한 핵분열생성물의 변화 역시 경수로와 독립적으로 연구가 필요하다. 다만, 경수로에서 원자로용기 내부의 용융물풀의 생성과 원자로용기의 파손과정은 기하학적인 용기 형상의 차이 (경수로: 반구형, 중수로: 원통형)만 고려한다면, 중수로의 칼란드리아 탱크 내부의 용융물풀과 탱크 파손 예측에 활용이 가능하다.

중수로에서의 재임계는 초기 농축도가 낮아 현재 고려하고 있지 않으며, 칼란드리아로의 재충수는 후쿠시마 사고이후 사고관리 차원에서 외부 충수 유로를 확보하고 있다.

경수로의 하부헤드 건전성 모델도 중수로의 칼란드리아에서 유사하게 적용된다. 다만 반구 형태의 경수로 하부헤드와 실린더 형태의 중수로 칼란드리아는 그 형상의 차이로 인해 경수로에서 사용하는 다양한 상관식의 직접 적용은 한계를 가지지만, 경수로와 유사한 칼란드리아 파손 모드 및 모델을 적용하고 있다. 고압 용융물 방출 (HPME) 관련해서는 중수로의 경우 칼란드리아와 원자로건물과의 압력 차이가 거의 없어 HPME는 고려하고 있지 않다.

운전원 조치는 경수로에서 적용하는 기본 전략을 대부분 적용하여 수행되며, 특히 후쿠시마 사고 이후 일차계통, 이차계통, 칼란드리아, 그리고 원자로격실에 냉각수를 주입하기 위한 외부유로 및 수원을 준비하여 중대사고로의 발전을 예방하고 있다.

일차계통 경계 건전성 관련하여 중수로에서는 고온 수증기의 에너지가 일차계통 압력이 경수로에 비하여 1/3 정도 낮기 (운전압력 10MPa) 때문에 자연순환에 의한 경계 파손은 중요하게 다루고 있지 않지만, 자연순환으로 인한 피더관의 온도 상승 및 피더관의 수소 발생에 대해서는 다루고 있다.

초기 사건으로 인한 RCS 경계 파손은 경수로와 동일하게 다룬다. 중수로에서는 이에 추가하여 칼란드리아 내부에 놓여있는 수평연료관이 손상되어 냉각수가 칼란드리아로 방출되어 감속재와 섞이는 in-core LOCA라는 초기사건이 정의된다. 이 경우 칼란드리아 압력이 상승하여 칼란드리아 방출밸브가 파손되고 감속재가 원자로건물로 방출되며, 중수로에서는 이 사건도 초기사건으로 분석하고 있다.

중대사고 진행 관점에서 중수로의 특성은 다음과 같다: 1) 경수로에 비해 내재적 냉

각수가 많아 사고진행이 느리다. 2) 내재적 냉각수는 상대적으로 수증기를 형성하여 원자로건물 압력이 경수로에 비해 빨리 증가한다. 여기에 중수로의 원자로건물 설계 압력이 낮아 원자로건물의 건전성이 경수로에 비해 취약하다. 3) 중수로는 경수로와 달리 원자로건물 상단에 다우징탱크를 갖추고 있어 피동적으로 살수를 제공하지만, 일회용이어서 단기적인 압력제어에 활용되며, 장기적으로는 지역공기냉각기가 있지만 전원 상실사고시에는 사용할 수 없다, 즉, 원자로건물 압력 상승에 취약하다. 4) 노심의 지르코늄량이 경수로의 약 2배 정도 많음으로 인해 산화반응에 의한 수소 발생 가능성이 상대적으로 높다.

중수로 중대사고 해석에는 CAISER, MAAP-CANDU, MAAP-ISAAC, RELAP - SCDAP 코드가 사용되고 있다. MAAP 코드에 기반한 MAAP-CANDU, MAAP-ISAAC 코드는 노심손상 모델링에 있어서 단순 모델링(lumped modeling)을 사용하여 빠른 거동모의(fast-running)의 특징을 갖고 있으며, CAISER 코드는 노심손상 모의를 위해 기계적 모델링(Mechanistic model) 및 상세노드화 방식을 사용하는 것이 특징이다. 특히, 최근 국내에서 개발한 CAISER 코드는 설계기준 계통 열수력 코드인 MARS 코드를 사용함으로써 사고관리 조치에 따른 계통 열수력 정밀 거동모의가 가능하며, 피더관 온도 상승에 따른 수소 발생 가능성을 평가할 수 있다. 또한, MELCOR 코드의 격납건물 해석모듈의 기반이 되는 CONTAIN 코드를 연계함으로써, 격납건물 해석에 있어서 경수로 MELCOR 코드와 동등 수준의 해석능력을 확보하고 있다.

경수로와 마찬가지로, 중수로 중대사고 해석에도 해석결과의 불확실성이 존재하기 때문에, 2019년부터 IAEA-CRP를 통해서 중수로 중대사고 해석의 불확실성 평가를 수행하고 있으며, 중수로 중대사고 해석에서는 CAISER(한국), MAAP-CANDU(캐나다), RELAP-SCDAP(인도) 코드가 사용되고 있다. 입력변수 및 모델에 대한 해석결과의 민감도를 평가함으로써 코드 사용자들에게 해석결과에 대한 불확실성 정보를 전달하는 것을 목적으로 하고 있다.

### 3.3. 기타 원전 적용

#### 가. 소형모듈원전

세계적으로 소형모듈원전 (Small Modular Reactor, SMR)에 대한 시장 확대 전망에 따라 미국, 영국, 중국, 러시아 등에서는 정부 차원에서 소형모듈원전의 개발 및 건설 지원을 확대하며, 소형모듈원전 개발의 경쟁이 가속화되고 있다. 세계에서 개발 중인 소형모듈원전은 70여종 이상이고, 이 중 육상용 경수로 형태의 소형모듈원전은 약 25여종이다. 국내에서는 SMART (System-integrated Modular Advanced Reactor)를 개발하여 2012년에 표준설계인가를 취득하였고, 현재에는 개량된 형태의 SMART100을 개발하여 새로운 표준

설계인가 취득을 위한 심사 중이다. 또한, SMART 개발을 통해 확보된 원천기술을 기반으로, 안전성, 경제성, 유연성이 향상되는 혁신기술개발을 통한 혁신형 SMR의 개념이 개발되고 있다.

본 내용에서는 국내의 SMART, SMART100 및 혁신형SMR이 해당되는 육상용 가압경수로 형태의 소형모듈원전을 기준으로 앞 절에서 기술된 일차계통 내 중대사고 주요 현상 및 평가 내용에 대한 적용성을 검토하였다.

육상용 가압경수로 형태의 소형모듈원전의 노심은 대형 가압경수로의 노심과 대체로 유사하다. 핵연료 펠렛, 피복재, 지지격자체 등으로 구성되는 핵연료집합체는 기본적으로 동일한 사각집합체가 소형모듈원전에서 사용된다. 이에 따라, 노심 가열, 피복재 산화, 노심용융, 유로 막힘 등의 중대사고 초기 현상들에 대해서는 유사한 거동으로 경위가 진행된다. 다만, 노심의 전체 열출력에 따르는 원자로 정지 이후의 잔열 대비 원자로냉각재계통 내의 냉각재 재고량이 소형모듈원전의 경우에 대형 가압경수로보다 냉각재 재고량의 비율이 상대적으로 높으므로, 냉각재 상실을 동반하지 않는 초기사건의 발생 이후에, 잔열제거계통이 작동하지 않는 시나리오에서 중대사고 진입조건에 훨씬 느리게 도달한다.

중성자 흡수체 제어봉 물질로는 대형 가압경수로에서 사용되는 B4C를 대체하여 Ag-In-Cd이 사용되기도 한다. Ag-In-Cd의 경우 B4C와 비교하였을 때, 녹는점이 더 낮은 특징이 있다. 가연성 독봉의 경우에는 동일하게 Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>이 사용된다. 혁신형 SMR의 경우에는 상용로와 다르게 무봉산 운전 개념이 혁신기술로 채택되어 있다.

장착된 노심부에서 열 제거의 상실로 용융되는 핵연료 및 피복재 등은 핵연료 하부와 원자로용기 하부헤드 사이에 위치하는 노심지지대로 재배치된다. 노심지지대로 재배치된 노심용융물은 노심지지대를 손상시키고, 노심지지대의 손상에 따라 노심용융물은 하부헤드로 재배치된다.

하부헤드로 재배치되며 형성되는 노심용융물 파편층 및 액체층의 형태는 기존의 대형 가압경수로와 유사하다. 다만, 소형모듈원전의 경우에 하부헤드로 재배치된 전체 노심용융물 중 순수 핵연료의 질량 비율은 대형 가압경수로와 비교하였을 때 그 비율이 더 낮다. 이는 노심의 출력에 비례하는 핵연료의 양은 소형모듈원전이 더 낮고, 원자로용기 내 핵연료의 양 대비 일체형원전의 특성상 노심 내부 및 하부 구조물을 구성하는 금속물질의 비율은 더 높기 때문이다. 상대적으로 노심용융물 내 핵연료의 양은 적고, 금속물질의 양이 더 많기 때문에, 하부헤드에서 노심용융물이 성층화되었을 때 원자로용기 측면으로의 열 하중 집중 효과(focusing effect)는 다소 낮다.



소형모듈원전은 일체형 원전의 특성상 원자로냉각재펌프, 증기발생기, 가압기 등이 원자로용기 내부에 설치되어, 원자로용기의 직경 및 높이는 커지고, 소형원전의 특성상 노심 핵연료의 양은 작으므로, 중대사고 시의 원자로용기 외벽냉각을 통한 노심용융물 노내 보존 전략 수행에 있어서 노심용융물의 외벽냉각에는 더 유리한 조건이다.

대형 가압경수로의 원자로용기 하부헤드를 관통하는 노내 계측 노즐 및 안내관은 소형모듈원전의 경우에는 원자로용기 상부 또는 측면 부분을 관통하기 때문에, 하부헤드 관통부가 없어서 관통부에 의한 원자로용기 하부헤드 파손은 발생하지 않는다. 다만, 원자로 하부용기의 전체 파손 및 불균일 가열 방식의 파손은 동일하게 발생할 수 있다.

노심의 손상 이후에 발생할 수 있는 고압용융물방출 현상에 대해서는 대형 가압경수로와 동일하게 안전감압밸브를 이용하여 원자로냉각재계통을 감압하여 방지한다. 소형모듈원전의 중대사고 시 노외 냉각수 주입의 주된 목적은 원자로용기 외벽냉각을 통한 원자로용기 파손 방지이다. 이에 따라, SMART100에서는 원자로용기 하부 헤드보다 높은 위치에 격납건물내재장전수탱크(IRWST)가 있고, 중대사고 진입 시에 공동충수계통 밸브를 개방하여 냉각수의 수두차에 의하여 피동적으로 원자로공동 및 원자로용기 하부헤드를 침수시킨다. 미국의 NuScale 소형모듈원전은 일체형 원자로용기를 감싸는 금속 격납용기가 정상운전 시에도 냉각재 풀에 잠겨있는 형태이다. 따라서 중대사고 시에도, 원자로용기에서 방출되는 냉각재 증기는 격납용기에서 응축되면서, 노심의 잔열은 원자로용기 및 격납용기 내 냉각수를 통하여 최종열침원인 외부의 냉각재 풀로 전달되는 전략을 갖추고 있다.

그림 A.3.3.3-1은 NuScale 원자로에서 방사성물질 대량방출이 발생하는 대표 시나리오의 일부 발췌 내용이다 [NuScale, 2020]. NuScale 원자로는 상용 대형가압경수로에 비교하였을 때, 격납용기의 자유체적이 훨씬 더 작아서 사고 시의 격납용기 격리가 매우 중요하다. 방사성물질의 대량방출 발생빈도가 가장 높은 사고 경위로는 원자로냉각재계통과 연결된 화학 및 체적제어계통(CVCS)의 격납용기 외부 부위에 위치한 충수 배관에서 냉각재상실사고가 발생하고, 그 배관에 연결된 격리 밸브들의 공통원인고장이 발생하는 경위가 있다. 본 경위에서는 화학 및 체적제어계통의 충수 배관에서 냉각재상실사고가 발생함에 따라, 원자로용기에서의 지속적인 수위 저하가 발생하고 핵연료 피복재가 노출됨에 따라 노심용융사고가 발생한다. 또한, 격납용기 침수 및 배출 계통(CFDS)의 작동 실패로 인하여, 격납용기에서의 냉각수 수위도 충분히 확보되지 않아 노심용융물로부터 잔열이 제거되지 않는다.

NuScale 원자로에서는 노심용융사고가 발생하더라도 격납용기의 압력경계가 격리되면 그림 A.3.3.3-2의 좌측 그림과 같이, 원자로용기로부터 방출된 증기가 격납용기에서 응

축되어 격납용기의 수위가 확보되어, 원자로용기 외벽냉각을 통하여 노심용융물을 원자로용기 내 보존 및 냉각할 수 있다. 또한, 원자로용기의 건전성이 상실된 경우에도, 그림 A.3.3.3-2의 우측 그림과 같이, 격납용기 하부에 존재하는 노심용융물에 대하여 상부 냉각수 및 격납용기 외벽냉각을 통하여, 노심용융물을 격납용기 내 보존 및 냉각할 수 있다. 원자로용기 외벽냉각을 통한 노심용융물의 노내 보존에 대해서는 원자로용기의 열적 및 구조적 건전성에 대한 상세 평가가 수행되어, 평가 내용이 NuScale 최종안전성분석보고서(FSAR) 19장에 기술되어 있다.

Cutset	Prob/Freq	Contribution	Basic Event	Description
1	5.76E-12	33.1%		
	2.80E-4		IE-CVCS-ALOCA-COC	CVCS LOCA Charging Line Outside Containment
	1.00E+0		CFDS-HFE-0001C-FOP-N	OPERATOR FAILS TO INITIATE CFDS INJECTION
	5.14E-5		CVCS-HOV-3CC22-FTC-S	CCF OF 2 OF 2 CNTS CVCS DISCHARGE LINE CONTAINMENT ISOLATION VALVES FAIL TO CLOSE
	1.00E-1		CVCS-PIP-0001X-BRK-N	CVCS LOCA DOES NOT INITIATE EXCESS FLOW CHECK VALVE
	4.00E-3		HEP01	HUMAN ERROR PROBABILITY FOR FIRST HFE IN CUTSET
	1.00E+0		LRCDSPILT	CORE DAMAGE MAPPED TO RELEASE
2	1.73E-12	9.9%		
	2.80E-4		IE-CVCS-ALOCA-COC	CVCS LOCA Charging Line Outside Containment
	1.20E-3		CFDS-HOV-0021X-FTO-N	HOV 0021X CNTS CFDS CONTAINMENT ISOLATION VALVE FAILS TO OPEN
	5.14E-5		CVCS-HOV-3CC22-FTC-S	CCF OF 2 OF 2 CNTS CVCS DISCHARGE LINE CONTAINMENT ISOLATION VALVES FAIL TO CLOSE
	1.00E-1		CVCS-PIP-0001X-BRK-N	CVCS LOCA DOES NOT INITIATE EXCESS FLOW CHECK VALVE
	1.00E+0		LRCDSPILT	CORE DAMAGE MAPPED TO RELEASE
3	1.73E-12	9.9%		
	2.80E-4		IE-CVCS-ALOCA-COC	CVCS LOCA Charging Line Outside Containment
	1.20E-3		CFDS-HOV-0022X-FTO-N	HOV 0022X CNTS CFDS CONTAINMENT ISOLATION VALVE FAILS TO OPEN

그림 A.3.3.3-1 Nuscale 원자로에서 방사성물질 대량 방출 시나리오

## NUSCALE – severe Accident Consequences

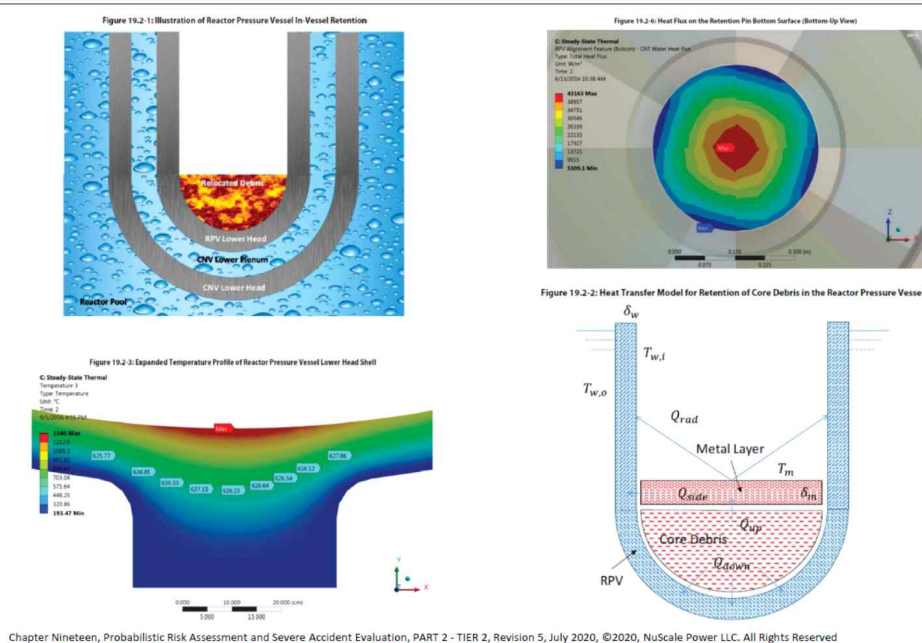


그림 A.3.3.3-2 Nuscale 원자로에 대한 중대사고 해석

## 나. 연구로

연구로에 대해서도 인허가를 위하여 설계 기준사고 및 중대사고에 대한 다양한 사고 평가를 필요로 하며, 이를 위하여 노심의 손상을 포함한 연구로에 대한 중대사고 연구가 뒷받침되어야 한다. 특히 노심손상을 수반하는 극심한 사고에 대한 방사능 방출 선원항(source term)은 부지의 선정 및 비상계획 구역의 설정 뿐 아니라 확률론적 안전성 분석을 통한 안전목표의 달성 및 공공의 안전을 평가하기 위한 중요 요소이다. 연구로는 상업용 경수로에 비해 다양한 설계 모형이 존재하며, 아울러 핵연료도 산화우라늄(UO<sub>2</sub>) 보다는 금속핵연료와 같은 다양한 핵연료가 사용되므로 연구로 전체에 대한 중대사고 연구는 어려움이 많다. IAEA 는 Safety Report Series 53을 통해 전체적으로 다양한 연구로의 선원항 및 위해도 평가를 정리한 바 있으며, 여기서는 국내 한국원자력연구원의 ‘하나로 연구로’를 중심으로 연구로의 노내노심용융 사고의 특성 및 방사선량의 방출에 대해 기존 상용 경수로와 대비된 주요 기술적인 사안을 정리하였다.

연구로는 설계 목적에 따라 다양한 설계 특성을 가지고 있지만, 한국원자력연구원의 하나로는 30 MWt 급 다목적 연구로로 원자력 관련 연구를 위한 고밀도 중성자속을 제공하는 목적으로 (1) 노심으로의 접근 용이성을 위한 개방수조형 원자로 구조, (2) 경수냉각, 중수반사체를 이용한 소형의 밀집된 노심 및 (3) 이에 따른 높은 출력밀도를 가지도록 설계되었다. 원자로는 12.2 m 깊이의 원자로 수조 내에 위치하며, 노심은 지르칼로이 유동관으로 분리된 39개의 채널로 구성되어 있다. 핵연료로는 U<sub>3</sub>Si-Al 으로서 고순도 알루미늄에 U<sub>3</sub>Si 입자들이 분사되어 있는 구조로 외부에 알루미늄 피복관으로 둘러 쌓인 금속 핵연료를 사용한다. 원자로가 개방형 수조 내에 위치하므로 계통의 압력은 펌프 토출압에 의해 대기압 이상을 유지하나 저압 (노심출구, 2 bar)과 저온 (노심출구, 318 K)에서 운전된다.

연구로에서도 중대사고의 초기 사건으로 확률론적 안전성 평가를 기준으로 냉각제 상실사고, 전원상실사고 등을 고려 할 수 있으며, 채널 형 노심에 대해 유로폐쇄 사고가 노심손상을 유발시킨다. 상용경수로에 비해 연구로의 중대사고 진행의 가장 큰 차이점은 금속핵연료에 기인한다. 하나로의 U<sub>3</sub>Si-Al 금속핵연료는 용융온도가 660 ℃로 산화우라늄 핵연료에 비해 낮은 온도에서 용융된다. 노심이 냉각수로부터 노출되면 잔열에 의해 온도가 상승하고, 용융온도 이상이 되면 노심이 용융되어 흘러내리며 (candling), 원자로 하부의 냉각수 위치에서 고화되거나 원자로 바닥에 파편층을 형성하게 된다. 원자로에서 급격한 반응도 급등 (reactivity insertion) 사고가 아니면 높은 온도 (>1000 ℃)의 노심용융물이 생성되지는 않으므로 급격한 금속의 산화 반응 및 수소 생성은 미미하다. 다만 용융물의 생성에 따른 냉각수와 반응 (Fuel Coolant Interaction: FCI) 가능성은 더 높다고 볼 수 있으나 낮은 온도로 인해 영향은 크지 않을 수 있다. 낮은 용융 온도를 가진 금속

핵연료는 핵연료 손상에 따른 핵분열 생성물의 방출에도 상용경수로와는 큰 차이를 보인다.

기존 상용원전에 사용되는 산화우라늄 핵연료 및 지르칼로이 피복재와는 달리 연구로에서는 금속핵연료와 Al 피복재는 훨씬 낮은 온도에서 피복재의 파손이 일어나므로, 피복재의 파손에 의해 조기에 핵연료의 핵분열 생성물의 방출이 일어나게 된다. Al-6061의 고화온도는 582 °C로 알루미늄 합금의 용융온도는 그 보다 훨씬 낮아질 수 있다. 핵연료의 핵분열 생성물은 피복재에 기포같은 흠집이 생성될 때부터 방출이 시작되며, 약 650 °C 정도에서는 대부분의 불활성기체 (noble gas) 생성물은 외부로 방출된다. 대표적인 휘발성 핵종인 원소요오드 (Elemental Iodine)의 기화온도는 660 °C 이며, 세슘은 669 °C로 초기 핵연료의 손상 및 용융으로 불활성 기체 및 휘발성 핵종이 주로 방출된다. 요오드와 세슘의 화합물인 CsI의 기화온도는 1280 °C로 다른 고체성 핵종들과 함께 용융 핵연료의 온도가 충분히 상승하지 않으면 방출되지 않는다. 연구로 금속 핵연료에 대한 핵분열 생성물의 방출 특성은 핵연료 가열 실험 등을 통하여 데이터베이스화 되어 있으나 상용경수로 핵연료에 비해 매우 한정되어 있다.

연구로에 대한 중대사고 평가 및 핵연료 손상을 포함한 해석적 연구는 아주 초보적인 단계로 연구로 평가를 위한 (연구로 전용) 중대사고 해석 코드는 아직 개발되어 있지 않으며 기존 상용경수로의 해석 도구를 부분적으로 사용하는 방법을 모색하고 있다. 일례로 상용경수로의 중대사고 평가를 위한 MELCOR와 MAPP4 코드는 산화우라늄 핵연료를 대상으로 개발되어 연구로의 금속핵연료에 대해 직접 적용할 수는 없다. 일반적으로 온도 변화에 따른 핵연료의 핵분열 생성물의 방출 특성은 실험 자료를 토대로 상관식으로 정리되어 있는데, 연구로 금속핵연료에 대해서도 일부 IAEA 보고서를 통해 정리된 자료를 토대로 MELCOR 코드에 부분적으로 적용할 수 있다. 그러나 금속핵연료의 손상 및 재배치에 대해서는 금속핵연료의 물성치 및 노심손상을 모의할 수 있는 상관식과 모델의 개발이 따로 이루어져야 한다. 노심손상 과정을 상세하게 해석할 수 있는 RELAP/SCDAPSIM의 경우도 산화우라늄에 대한 자료만 모델링 되어 있어서 금속 핵연료를 해석하기 위해서는 독자적인 실험 연구 및 모델 개발을 필요로 한다. 반면 원자로 계통 및 격납건물 내 핵분열 생성물의 이송 및 방출은 기존 상용경수로의 모델을 사용할 수 있다.

지금까지 중대사고 연구는 TMI-2 사고를 기점으로 상용경수로의 사고 규명을 위해 집중되었으며, 연구로에 대한 중대사고 연구의 필요성은 크지 않았다고 볼 수 있다. 연구로는 출력과 규모가 소형이며, 저온 저압의 원자로에 피동 안전 설계를 대부분 적용하므로 안전에 큰 문제점이 없다고 보았다. 따라서 부지 선정에 위한 환경평가나 비상계획구역 설정을 위한 선원향도 상용경수로에 준하여 매우 보수적인 가정을 사용하여 결정하여

왔다. 그러나 비상계획구역을 최적화 하거나 사고 시 사고관리 및 공공의 안전성을 평가 하기 위해서는 연구로의 경우도 보다 엄밀한 중대사고의 평가를 필요로 하며, 이에 대한 관심을 기울여야 한다. 국내도 기장 연구로와 같이 새로운 연구로를 건설하며, 해외에 연구로 수출을 지원하기 위해서는 새로운 규제 요구에 따라 연구로 노심에 대한 중대사고 실험연구와 함께 연구로의 노심손상 과정을 모의 할 수 있는 독자적인 중대사고 해석 도구를 확보해야 한다.

## A.IV. 향후 연구를 위한 제언

일차계통 방호와 관련하여 원자로용기와 냉각재계통의 건전성을 위협하는 주요 현상을 그림 A.1.2-1의 PIRT 형태로 정리하면서, 규명된 일차계통 내 중대사고 주요현상을 대상으로 지식수준과 중요도를 평가하였다. 지식수준 항목은 상, 중, 하로 구분하여 “상”은 이해가 잘 되어있어 추가 연구가 급하지 않은 경우, “하”는 현상에 대해 전반적으로 지식이 부족한 경우로 앞으로 연구가 필요한 경우, “중”은 그 중간으로 정의하였다. 다만 국내와 국외의 지식수준이 차이가 있을 수 있으므로, 여기서는 국외의 수준을 기준으로 구분하였다. 중요도도 동일하게 상, 중, 하로 하였고, 사고대응과의 밀접성을 기준으로 정의하였다. 즉, “상”은 특정 현상이 사고 대응과 아주 밀접하게 연관되어 있다는 의미이고, “하”는 그 현상에 대한 이해의 정도가 사고 대응과는 크게 관련이 없다는 의미이다. 일부 현상에 대해서는 전문 위원들 사이에 지식수준과 중요도에 대해 의견이 갈리기도 해서, 이 경우는 투표를 통하거나 약간 보수적으로 의견을 조율하였다. 본 보고서에서는 2016년 1차 PIRT 이후 현재 (2022년 3월)까지의 최신 정보를 반영하여 2차 PIRT를 작성했기에, 지식수준 및 중요도는 현재시점 기준임을 밝혀둔다.

본 보고서를 통해 정리한 결과로부터 향후 연구를 위한 항목을 고른다면, 지식수준이 높지 않으면서 중요도는 높은 현상에 우선 순위를 둘 수 있다. 표 A.1.2-1에는 원자로 손상과 일차계통 경계손상의 원인으로 주요 현상을 정리하였고, 각 현상에 대해 지식수준과 중요도를 기술하였다. 1차 로드맵에서는 중요도가 “상”으로 채택된 현상의 대부분은 원자로심의 건전성 상실과 관련된 현상보다는 하부반구에서 나타나는 현상에 대한 연구, 즉 용융물 냉각가능성, 하부반구 가열 및 용발, 그리고 하부반구 파손 모드 등에 대한 연구와 연계되어 있다. 하지만, 2015년부터 2019년까지 H2020 프로그램의 일환으로 수행된 IVMR(In-Vessel Melt Retention) 프로젝트를 통해 금속 용융물측면에서의 열집중 현상을 포함하여, 용융물층 형성시 층분리의 과도상태에 대한 실험과 해석모델이 개발되었으며, 이로 인해 지식수준은 ‘하’에서 ‘중’ 수준으로 높아졌다. 하지만, 용융물과 하부반구 사이의 gap cooling 가능성 및 코드에서의 모의방법의 한계가 있으며, 원자로용기 하부반구의 건전성 유지가 사고관리와 밀접하게 연관되어 있기 때문에 중요도는 여전히 ‘상’ 수준을 유지하고 있다. 따라서, 노심용융물의 형상에 따른 외벽 열적 경계조건의 영향을 포함한 원자로하부 구조물 건전성에 관한 지속적인 연구의 필요성이 있다.

원자로 노심에서의 유로막힘 및 용융물 재배치 현상은 수소 발생 및 용융물 냉각성에 중요한 영향을 갖는 반면, 코드별로 용융물 재배치를 모의하는 방법이 다르고, 노드 민감도가 존재하기 때문에 현상에 대한 불확실성이 높다. 또한, 유로막힘 현상은 임계도와 용융물 냉각을 포함한 사고관리 측면에서 중요하기 때문에, 2차 로드맵에서 중요도가 기존 ‘중’에서 ‘상’으로 상향되었으며, 실험 혹은 정밀해석 등을 통한 불확실성을

줄이는 노력이 필요하다.

일차계통 경계 손상 관련해서는 고온고압에 기인한 증기발생기 세관 파손이 지식수준에서 “중”, 중요도에서 “상” 으로 1차 로드맵 이후에도 변화가 없었다. 파손 여부에 대한 불확실성이 높을 뿐 아니라, 증기발생기 세관이 파단되면 노심에서 방출된 핵분열 생성물이 원자로건물을 우회하여 대기로 직접 방출되기 때문이다. 따라서 증기발생기 세관파손 관련하여 일차계통 내부에서의 자연순환, 2차 측 열수력 조건 및 세관의 물성치, 그리고 핵분열생성물 방출과 관련된 연구의 필요성이 언급되었다.

경수로 이외에도 중수로 원전, 소형모듈원전(SMR)과 연구로에서의 중대사고 현상들을 기술하고, 국내외 연구현황을 조사하였다. 특히, 세계적으로 소형모듈원전에 대한 시장 확대 전망에 따라, 정부 차원에서 소형모듈원전의 개발 및 건설 지원을 확대하며, 소형모듈원전 개발의 경쟁이 가속화되고 있다. 육상용 가압경수로 형태의 소형모듈원전을 기준으로 일차계통 내 중대사고 주요 현상 및 사고관리 기술개발에 대한 필요성을 언급하였다.

## A.V. 결 론

일차계통 방호 관점에서의 중대사고 주요 현상을 관련 전문가의 도움을 받아 2016년 시점의 1차 PIRT를 개정하여 현재 (2022년 3월) 시점의 2차 PIRT 형식으로 정리하였다. 이를 위해, 가장 상위항목으로 원자로용기와 그 외 일차계통 경계에서의 손상으로 우선 구분하고, 이후 각각에서 세부 손상단계를 정의하였다. 세부 손상단계에 대해서는, 주요 현상, 지식수준 및 중요도, 현안 및 중요성, 사고관리방안, 규제관점에서의 중요성, 그리고 노내 손상 거동이 원자로용기, 원자로건물 및 핵분열생성물 거동에 미치는 순서로 내용을 표 A.1.2-1에 정리하였다 (여기서, 원자로용기에 미치는 영향은 본 2차 보고서에서 추가된 항목임을 밝혀둔다).

최종결과물로서 표 A.1.2-1은 일차계통에서의 중대사고 진행과정에 따른 주요 현상을 노심, 하부반구, 그리고 일차계통 경계에 따라 구분정리함으로써, 일목요연하게 사고현상과 그에 관련된 (원자로용기 건전성/격납건물 건전성/핵분열생성물 방출의) 다양한 관점을 제공해준다. 특히, 추후 필요한 연구 항목 선정을 위하여, 평가 항목 중에 지식수준 및 중요도를 추가하였는데, 중요도는 사고대응과의 연계를 염두에 두고 상, 중, 하로 구분하였다.

1차 로드맵에서는 사고관리 차원에서 중요하면서 또한 잘 모르는 항목으로, 하부반구 용융물 냉각가능성이 우선순위가 높은 연구항목으로 채택되었다. 하지만, 2015년부터 2019년까지 H2020 프로그램의 일환으로 수행된 IVMR(In-Vessel Melt Retention) 프로젝트를 통해 용융물층 형성과정에 대한 실험과 해석모델이 개발되었으며, 지식수준은 ‘하’에서 ‘중’ 수준으로 높아졌다. 반면, 원자로 노심에서의 유로막힘 및 용융물 재배치 현상은 코드별 결과 차이, 노드 민감도 존재 등으로 인해 불확실성이 높은 반면, 임계도와 용융물 냉각을 포함한 사고관리 측면에서 중요하기 때문에, 중요도가 기존 ‘중’에서 ‘상’으로 상향되었다.

본 보고서는 (담당 분과의 목적에 맞추어) 일차계통의 건전성 상실 관점에서 중요하게 드러나는 주요 현상을 중심으로 작성되었다. 따라서 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 작성”이라는 제목을 만족하기 위해서는 보고서에 언급된 주요 현상에 대한 정확한 지식수준과 중요도에 대한 전문위원들의 공감의 필요하며, 이를 바탕으로 국내외 연구 현황 및 협력 방안을 고려한 좀 더 구체적인 연구 내용과 수행 일정 등이 제안되고 보완이 필요하다. 이러한 보완이 이루어지면, 현재의 PIRT 형식을 벗어나 진정한 로드맵으로 불리는 수준에 도달할 것으로 판단된다.



## A.VI. 참고문헌

- T. G. Theofanous, C. Liu, S. Addition, S. Angelini, O. Kymalainen, and T. Salmassi, In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt, DOE/ID-10460, Vol. 1&2, 1995.
- O. Kymalainen, H. Tuomisto, and T. G. Theofanous, In-vessel Retention of Corium at the Loviisa Plant, Nuclear Engineering and Design, Vol. 169, pp. 109-130, 1997.
- J. L. Rempe, J. R. Wolf, S. A. Chavez, K. G. Condie, D. L. Hagrman, W. J. Carmack, Investigation of the Coolability of a Continuous Mass of Relocated Debris to a Water-Filled Lower Plenum, EGG-RAAM-11145, 1994.
- Yu Maruyama, et al., Experimental Study on In-Vessel Debris Coolability in ALPHA Program, Nuclear Engineering and Design, Vol.187, pp.241 ~ 254, 1999.
- R. H. Henry, et al., An Experimental Investigation of Possible In-Vessel Cooling Mechanisms, CSARP Meeting, May 1997.
- 김상백 외, 노내 노심용융물 냉각 실증실험, KAERI/RR-2229/2001, 2002년 5월.
- S. B. Kim et al., Recent Progress in SONATA-IV Project, OECD/NEA CSNI PWG-2, The Third Mtg. Of TG-DCC, Rockville, MD, USA, May 9-10, 1997.
- 박래준 외, 반구형 간극에서의 임계출력에 대한 실험연구, KAERI 기술보고서, KAERI/TR-1800/2001, 2001.
- 강경호 외, 간극을 통한 노내 노심용융물 냉각 방안에 관한 실험(LAVA 실험)연구 결과 종합, KAERI/TR-1805/01, 한국원자력연구소, 2001년 4월.
- J. L. Anderson and J. J. Sienicki, Thermal Behavior of Molten Corium During the Three Mile Island Unit 2 Core Relocation Event, Nuclear Technology, 87, 283, 1989.
- J. R. Wolf et al., TMI - 2 Vessel Investigation Project Integration Report, NUREG/CR-6197(EGG - 2734), 1994.
- 박종운 외, 차세대원전 IVR Feasibility 평가결과, 차세대 원전 중대사고 관리를 위한 In-Vessel Retention 워크숍, 한국전력공사 전력연구원, 1999년 8월 27일.
- 박종운 외, 원자로용기 내부 노심용융물 억류 기술 개발 및 한미 신형가압경수로 적용, 2003-환경-단-1, 원자력환경기술원, 2003년 1월.
- Korea Electric Power Corporation, "Standard Safety Analysis Report of Korean Next Generation Reactor (Rev.1)," 2001
- KEPCO, ".Ulchin Units 3, 4 Final Probablistic Safety Assessment Report," Korea Electric Power Corporation, 1999
- 박래준 외, "APR 1400 원전의 노내노심용융물 억류 평가를 위한 중대사고 전개과정 분석," KAERI/TR-2664/2004, 한국원자력연구소, 2004년 1월
- NISA/JNES(2011), The 2011 off the Pacific coast of Tohoku Pacific Earthquake and the seismic damage to the NPPs, 2011.4.
- TEPCO 웹사이트, <http://www.tepco.co.jp/>
- 한국원자력학회 후쿠시마위원회, "후쿠시마 원전 사고 분석 - 사고내용, 결과, 원인

및 교훈,” 한국원자력학회, 2013년 3월.

- Agreement on the OECD RASPLAV Project to Investigate Molten Reactor Fuel-Lower Pressure Vessel Head Interaction, Nuclear Energy Agency, OECD, April 1, 1994.
- Agreement on the second Phase of the OECD RASPLAV Project, Nuclear Energy Agency, OECD, July 1997.
- Agreement on the OECD MASCA Project : A Project to Investigate Chemical and Fission Product Effects on the Thermal Loadings Imposed on the Reactor Vessel by a Convective Corium Pool during a Severe Accident, OECD/NEA, July 2000.
- 박래준 외, “원자로용기 외벽냉각시 노심용융물 거동 분석(OECD RASPLAV 프로젝트의 제 1단계 연구결과 고찰)“, KAERI/TR-1026/98, 한국원자력연구소, 1998년 4월
- 박래준 외, 원자로용기 외벽냉각시 노심용융물 거동 분석(OECD RASPLAV 프로젝트의 제 2단계 연구결과 고찰), KAERI/AR-569/2001, 한국원자력연구소, 2001년 4월.
- RRC KI, Main Results of the MASCA1 and MASCA2 Projects, November 2006
- J. M. Bonnet and C. Villiermaux, BALI-Metal Test Reports: Focussing Effect Investigation“ SETEX/LTEM/01-263, July 2001.
- S. Globe and D. Dropkin, Natural Convection Heat Transfer in Liquids Confined by Two Horizontal Plates and Heated From Below, J. Heat Transfer 97, 1959.
- J. W. Park et al., Assessment of In-Vessel Core Debris Coolability for the APR1400 Design, KHNP, December 2001.
- H. Esmaili et al., Analysis of In-Vessel Retention and Ex-Vessel Fuel Coolant Interaction for AP1000, NUREG/CR-6849, August 2004.
- J. L. Rempe et al., Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis, NUREG/CR-5642, 1993.
- D. A. McArthur and P. K. Mast, TRAN B-1: Experimental Investigation of Fuel Crust Stability on Surfaces of an Annular Flow Channel, NUREG/CR-3484, 1984.
- L. E. Anderson et al., Effects of a Hypothetical Core Melt Accident on a PWR Vessel with Top-Entry Instruments,“ IDCOR Program Technical Report 15.2a, June 1983.
- G. L. Thinnies, TIM-2 Lower Head Creep Rupture Analysis,“ EGG-TMI-8133, August 1988.
- F. B. Cheung, J. Yang, M. B. Dizon, J. L. Rempe, K. Y. Suh, and S. B. Kim, On the Enhancement of External Reactor Vessel Cooling of High-Power Reactors, NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9. 2003.
- J. Yang, F. B. Cheung, J. L. Rempe, K. Y. Suh, and S. B. Kim, Downward Facing Boiling and Steam Venting under Simulated ERVC Conditions, NUTHOS-6, Nara, Japan, October 4-8, 2004.
- S. Rouge, I. Do, and G. Geffraye, Reactor Vessel External Cooling for Corium Retention SULTAN Experimental Program and Modeling with CATHARE Code, Workshop Proceedings on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability,

NEA/CSNI/R(98)18, Garching, Germany, March 3-6, 1998.

- T.G. Theofanous and S. Syri, The Coolability Limits of a Reactor Pressure Vessel Lower Head, Nuclear Engineering and Design, Vol.169, pp.59-76, 1997.
- J. H. Scobel, T. G. Theofanous, and L. E. Conway, In-Vessel Retention of Molten Core Debris in the Wastinghouse AP1000 Advanced Passive PWR, Proceedings of ICAPP'02, Hollywood, Florida, USA, June 9-13, 2002.
- T. N. Dinh, J. P. Tu, T. Salmassi, and T. G. Theofanous, Limits of Coolability in the AP1000-Related ULPU-2400 Configuration V Facility, NURETH-10, Seoul, Korea, Oct. 5-9, 2003.
- T. N. Dinh, J. P. Tu, and T. G. Theofanous, Two-Phase Natural Circulation Flow in AP-1000 In-Vessel Retention-Related ULPU-V Facility Experiments, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004.
- Y. H. Jeong, S. H. Chang, and W. P. Baek, CHF Experiments on the Reactor Vessel Wall using 2-D Slice Test Section, NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- ERVCS 최종 설계입력자료 및 설계방안 승부, NKD/ND-0166M, 전력연구원, Mar. 16, 2001
- Richard et. al., In-Vessel Core Retention: Some Results on the Dual Strategy, Proceeding of the 7th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-7), Tokyo, Japan, April 19 - 23, 1999.
- Wright et al. Enhanced In-Vessel Core Retention System for Severe Accident Management, Proceeding of the 8th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-8), Baltimore, USA, April 2 - 6, 2000.
- Baron et al., Conceptual Design of a Metallic In-Vessel Core Catcher, Proceeding of the 8th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-8), Baltimore, USA, April 2 - 6, 2000.
- Rempe et al., Development of An Enhanced In-Vessel Core Catcher for Improving In-Vessel Retention Margins, The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10), Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- Kang et al., Simulant Melt Experiments on Performance of the In-Vessel Core Catcher, Nuclear Engineering and Design 237, pp. 1803 ~ 1813, 2007.
- M. Amblard et al., ANAIS Experiment: Consequences of Water Injection on a Molten Metal Layer in the Lower Head, Proceedings of NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- B. R. Sehgal et al., Experiments on In-Vessel Melt Coolability in the EC-FOREVER Program, Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, USA, June 13-17, 2004.
- M. T. Farmer et al., Status of the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratory, Proceedings of ICAPP '05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005.
- G. A. Green et al., Film Boiling of R-11 on Liquid Metal Surfaces, Proceedings of

IHTC-8, San Francisco, USA, August 1986.

- S. V. Bechta et al., Water Boiling on the Corium Melt Surface under VVER Severe Accident Conditions, Nuclear Engineering and Design 195, 2000.
- K. H. Kang et al., “Experimental Study on the Boiling Heat Removal at the Upper Surface of the Metallic Layer during the Late-Phase Coolant Injection,” The 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-12), Pittsburgh, Pennsylvania, USA, September 30 ~ October 4, 2007.
- .K. Trambauer et al., In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix, CSNI, October, 2000, NEA/CSNI/R(2000)21.
- R. W. Wright, Current Status of Core Degradation and Melt Progression an Severe LWR Accidents, Advances in Nuclear Science and Technology, vol. 24, Springer, NY., 1996.
- American Nuclear Society Standards Committee Working Group ANS-5.1, American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors, ANSI/ANS-5.1-1979, American Nuclear Society, La Grange Park, IL (1979).
- V. F. Urbanic and T. R. Heidrich, “High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam,” J. Nuc. Matls., 75, pp. 251-261 (1978).
- L. Baker and C. Just, Studies of Metal-Water Reactions at High temperatures; III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction, ANL-6548, Argonne National Laboratory, Chicago (May 1962).
- J. wang et al., 2018, Review on Core Degradation and Material Migration Research in Lightwater Reactors, Front. Energy Res., 6:3.
- L.L. Humphries et al., 2015, MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manual, Version 2.1.6840 2015
- P. Hofmann, 1999, Current knowledge on core degradation phenomena, a review, Journal of Nuclear Materials, 270, 194-211
- Darnowski P., et al., 2017. Investigation of the recriticality potential during reflooding phase of Fukushima Daiichi Unit-3 accident, Ann. Nucl. Energy, 99, pp. 495-509.
- De Luze O., 2013. Degradation and oxidation of B4C control rod segments at high temperatures. A review and code interpretation of the BECARRE program, Nucl. Eng. Des., 259, pp. 150-165.
- Erick R. M. and Sallach R. A., 1983. Fission Product Chemistry in the Primary System, Proc. Int’ l. Mtg. on LWR Severe Accident Evaluation, Cambridge. MA.
- Fauke & Associates LLC., 2008. MAAP5 Modular Accident Analysis Program, Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, CA.
- Fred, W. et al., 1999. Severe Accident, Recriticality Analyses (SARA), Swedish Nuclear Power Inspectorate, Stockholm, Sweden.
- Gauld I. C., and Litwin K. A., 1995. Verification and validation of the ORIGEN-S code and nuclear data libraries, Whiteshell Laboratories, Pisanwa, Manitoba.

- Gaunnt R. O., 외, 2005. MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1 : Primer and Users' Guide, Version 1.8.6, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM.
- Haste T., 외, 2012. Study of boron behavior in the primary circuit of water reactors under severe accident conditions: A comparison of Phebus FPT3 results with other recent integral and separate-effect data, Nucl. Eng. Des., 246, pp. 147-156.
- Jeong H. S., Park C. J., and K. S. Ha, 2014. Analysis on criticality properties and control strategies after reflooding of a damaged reactor core, Ann. Nucl. Energy, 69, pp. 65-73.
- Lee Y., 외, 2017. Preliminary Evaluation of Possibility for Recriticality during the Reflooding Phase of Severe Accident in PWR Assembly, Trans. Kor. Nucl. Soc. Autumn Meeting, Gyeongju, Korea, Oct. 26-27, 2017.
- Lee Y., 외, 2020. Whole-core analyses on recriticality of conventional high power pressurized water reactor in Korea during early phase of severe accidents, Ann. Nucl., Energy, 143, 107461.
- Leppänen J., 2015. The Serpent Monte Carlo code : Status, development and application in 2013, Ann. Nucl. Energy, 82, pp. 142-150.
- Monsteller R. D. and Rahn F. J., 1995. Monte Carlo calculations for recriticality during the reflood phase of a severe accident in a boiling water reactor, Nucl. Technol., 110, pp. 168-180.
- Muramoto T., Nishiyama J., and Obara T., 2019. Numerical analysis of criticality of fuel debris falling in water, Ann. Nucl. Energy, 131, pp. 112-122.
- Powers D. A., Brockmann J. E., and Shiver A. W., 1986. VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions With Concrete, NUREC/CR-4308, SAND85-1370, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM.
- Rahn F. J. 외, 2012. Technical Evaluation of Fukushima Accidents Phase 2 - Potential for Recriticality During Degraded Core Reflood, Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, CA.
- Repetto G., 외, 2010. B4C oxidation modelling in severe accident codes: Applications to PHEBUS and QUENCH experiments, Ann. Nucl. Energy, 52, pp. 37-45.
- Salam M. and Hah C. J., 2018 Comparative study on nuclear characteristics of APR1400 between 100% MOX core and UO2 core, Ann. Nucl. Energy, 119, pp. 374-381.
- Scott W. B. 외, 1990. Recriticality in a BWR Following a Core Damage Event, NUREG/CR-5653, U.S. NRC, Washington, D.C.
- Steinbrück M., 2014. Influence of boron carbide on core degradation during severe accidents in LWRs, Ann. Nucl. Energy, 64, pp. 43-49.
- Tsurikov D. F., 외, 2007. Main Results of MASCA1 and 2 Projects, CSNI-R2007-15, Nuclear Energy Agency, Boulogne-Billancourt, France.

- U. S. NRC, 1988. 10CFR 72.124 – Criteria for nuclear criticality safety, Washington, DC.
- M. Kurata et al., phenomenology of BWR fuel assembly degradation, Journal of Nuclear Materials, 500, pp.119-140, 2018
- Y.Abet et al., Development of experimental technology for simulated fuel-assembly heating to address core-material-relocation behavior during severe accident, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol.6, 2020
- A.Itoh et al., Degradation mechanism of stainless steel by U-Zr-O molten mixture during core degradation of BWR severe accident, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 58, No.6, 2021
- D.L.Luxat et al., MAAP-MELCOR Crosswalk phase 1 study, Nuclear Technology, Vol. 196, pp.684-697, 2016
- J.H.Song et al., CSPACE for a simulation of core damage progression during severe accidents, Nuclear engineering and technology, 53, 2021
- S.Bechta et al., On the EU-Japan roadmap for experimental research on corium behavior, Annals of Nuclear Energy, 124, 2019
- J.Stuckert et al., Effect of core reflood on melt relocation, Ares(2019)5357622
- N.Andrews et al., MAAP-MELCOR Crosswalk: phase II, Analyzing a partially recovered accident scenario, SAND201X-XXXX, 2017
- N.Andrews et al., MELCOR-ASTEC Crosswalk of the accident at Fukushima-Daiichi Unit 1: Phase I analysis, NUREG/IA-0510, 2019
- 김성일 외, 증기발생기 세관파단사고 경위해석 및 평가, KAERI/TR-7852/2019.
- 이병희 외, APR1400의 저압경계부 냉각재상실사고(ISLOCA) 해석, KAERI/TR-8551/2021.
- USNRC NUREG-1570, Risk Assessment of Severe Accident-Induced Steam Generator Tube Rupture, March 1998.
- D. L. Knudson, L. S. Ghan, C. A. Dobbe, Evaluation Of The Potential For Steam Generator Tube Ruptures As A Result Of Severe Accidents In Operating Pressurized Water Reactors, INEEL/EXT-98-00286, Revision 1, September 1998.
- Saurin Majumdar, Prediction of structural integrity of steam generator tubes under severe accident conditions, Nuclear Engineering and Design Vol.194 pp.31-55, 1999.
- Sung Il Kim et al., Analysis of steam generator tube rupture accident for OPR 1000 nuclear power plant, Nuclear Engineering and Design 382 (2021) 111403.
- Byeonghee Lee et al., Separate and integral effect tests of aerosol retention in steam generator during tube rupture accident, Nuclear Engineering and Technology, 8 January 2022m Online published.
- 김성일 외, 고속 수조제염 열수력 시험 및 모델 개발, KAERI/TR-8886/2021.
- 원자력안전위원회, 사고관리 관련 “원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 및 고시 제·개정(안)” , 2016.3.24.

- 김한곤, 국내 가동원전 안전성 향상 현황, 한국원자력학회, 2021.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (1993). Evaluation of severe accident risks: methodology for the containment, source term, consequence, and risk integration analysis (NUREG/CR-4551).
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2010). SCDAP/RELAP5 Thermal-hydraulic evaluations of the potential for containment bypass during extended station blackout severe accident sequences in a Westinghouse four-loop PWR (NUREG/CR-6995).
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2003). CFD analysis of 1/7th scale steam generator inlet plenum mixing during a PWR severe accident (NUREG-1781).
- U.S. Electric Power Research Institute. (1993). Natural circulation experiments for PWR high-pressure accidents (EPRI-TR-102815).
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2004). CFD analysis of full-scale steam generator inlet plenum mixing during a PWR severe accident (NUREG-1788).
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2010). Computational Fluid Dynamics analysis of natural circulation flows in a pressurized-water reactor loop under severe accident conditions (NUREG-1922).
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2016). Consequential SGTR analysis for Westinghouse and Combustion Engineering plants with thermally treated Alloy600 and 690 steam generator tube (NUREG-2195).
- Y.Liao, K.Vierow. (2005). MELCOR analysis of steam generator tube creep rupture in station blackout severe accidents. Purdue University.
- 김원태 외. (2015). APR1400 원전 고압자연 순환 시 일차계통 크립 파손평가를 위한 MELCOR 분석모델 개발 및 민감도 분석, KINS/HR-1412.
- 김봉현. (2012). 울진 3,4호기 증기발생기 세관 결함 및 규제 현황. KINS 내부 자료.
- OECD/NEA, Phenomena Identification and Ranking Table: R&D Priorities for Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accidents in Spent Nuclear Fuel Pools, OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2017)18, Paris, June 2018.
- S. Lee et al., IAEA Safety Reports Series No.56: Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna, 2008.

## 부록 B. 중대사고 현상해결 로드맵 보고서 - 격납건물 방호분야

### 요 약

2011년 3월 11일에 발생한 후쿠시마 원전 사고 이후 원전에서 예측 가능한 원인에 의한 사고뿐만 아니라 매우 낮은 확률의 극한 자연재해로부터 기인한 설계기준을 초과하는 중대사고 발생 가능성이 현실화되었고, 이에 따른 방사선 위협으로부터 국민의 건강을 보호하고 환경오염을 방지할 필요성이 대두되고 있다. 이러한 환경변화에 따라 중대사고에 대한 법제화가 각국의 규제 현안이 되고 있으며 원전 중대사고 대처체계의 확보가 법제계적 과제가 되었다. 국내에서도 국회의 발의로 원자력안전법이 2015.6.22. 개정·공포되어 기존 법령에는 포함되지 않았던 중대사고에 대한 대응조치로서 원자력발전소 운영허가 신청 시 사업자가 중대사고관리계획을 포함한 사고관리계획서를 신청서류로 제출하도록 요구하는 내용이 제정되었다.

이러한 정책적 환경 변화에 따라 중대사고 시 방사성물질 방출 방지 및 사고관리계획의 핵심인 격납건물의 건전성을 확보하기 위한 관련 현상 규명 및 유효한 사고관리전략 및 완화방안 개발이 더욱 관심이 모아지고 있다. 이에 따라 2016년 국내에서 최초로 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”이 필요하다는 의견을 모으게 되었다. 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.

이후 정부 지원 아래, 격납건물 방호 관련 다양한 연구가 수행되었으며 이를 반영하여 로드맵을 개정할 필요성이 제기되었다. 이에 원자력학회 지원 아래, 2021년 9월에 특별위원회를 설치하여 2016년부터 5년간의 최신 연구 동향과 실적을 반영하여 기존 보고서를 개정하는 작업에 착수하였다.

이러한 활동은 유럽과 일본, 미국 등에서도 유사하게 이루어진 것으로 확인되었다. 전통적으로 유럽은 유럽 공동연구 프레임에서의 SARNET 프로젝트에서 SARP(Severe Accident Research Priority) 라는 중대사고 현상 규명 및 대처 설비 개발을 위한 연구개발 로드맵을 2008년 개발하였고 후쿠시마 사고 이후의 상황 그리고 SARNET2 프로젝트 등에서 얻은 새로운 지식을 기반으로 2014년 로드맵을 개정하였다. 일본은 후쿠시마 사고 이전인 2009년 원자력학회를 중심으로 개발되었던 열수력 안전해석 기초기술증진전략 로드맵을 후쿠시마 사고 이후 2015년에 중대사고 대처체계 구축을 포함한 연구 로드맵을



개발한 바 있다. 그리고 미국의 경우도 후쿠시마 사고 이후 기술적인 간극을 확인하고 미국 에너지부의 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 연구개발도 지원할 수 있을 것으로 기대된다.

본 특별위원회는 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 사고 방사선 원형 저감의 세 분과로 구성하여 규제와 산학연의 중대사고 전문가들을 중심으로 활동하였다. 본 보고서는 이들 세 분야 중에서 “격납건물 방호 분과”의 논의 결과로서, 국내 관련 전문가들이 정기적인 회의 및 워크숍을 개최하고 의견 수렴과정을 거쳐 작성하였다. 이 보고서를 기반으로 도출된 현안을 해결하기 위한 연구·개발 계획 수립에 활용되기를 기대한다. 주요 핵심 현안을 도출하면서 국내 전문가 의견을 수렴하여 현안의 중요성과 지식수준을 고려하여 핵심 현안(지식수준 하·중/중요도 상), 주요 현안(지식수준 중·상/중요도 상), 관심 현안(지식수준 하/중요도 중·하), 해결 현안(지식수준 상/중요도 하)로 구분하였다. 향후 연구 및 개발이 필요한 세부 항목들은 핵심 현안과 주요 현안에서 도출된 항목들을 기반으로 작성하였다.

본 보고서에서는 원자로심의 핵연료가 용융되어 압력용기로부터 방출되었을 때 격납건물의 건전성을 위해 할 수 있는 중대사고 전개를 고려하여 관련 현상(Phenomena description)에 대한 개요 및 중대사고 대처체계 및 설비, 규제 동향 그리고 후쿠시마 후속조치 현황 등을 간략히 서술하고, 지식현황 및 수준(Status of Knowledge) 그리고 중요도(Knowledge and significance level)를 사고관리 측면에서 검토하였다. 이를 기반으로 주요 핵심 현안 및 향후 연구수요(Related issues and future research needs)를 도출하고 국내 전문가들이 검토한 의견을 제시하였다. 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다. 국내 전문가에 의해 도출된 주요 현안을 정리하면 아래와 같다.

#### 격납건물 고온과압

- 격납건물 손상거동 해석을 위한 정적/동적 구조해석
- 수소연소 등과 같은 현상에 의한 국부고온현상
- 계통설비손상에 따른 국부누출

## 수소연소 및 폭발

- 수소확산분포모델(격납건물 대기로 방출된 수소 혼합, 격실 이동 및 확산, 성층화) 검증
- 법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략 유효성 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
- 용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 모델
- 복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델(벽/바닥의 영향, 복합구조)
- 용융물 재료의 영향(금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)
- 용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향
- 용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향
- 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 열전달 모델
- 원전스케일 불확실성 분석(사고관리전략 유효성) 평가 방법

## 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)

- 다차원 용발현상
- 핵분열생성물 방출
- 사후 상부 충수 시 냉각거동(파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출)
- 사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동(파편화 정도, 입자 크기분포)
- 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상(충수 깊이에 따른 연구 포함)
- 충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성(파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)
- 원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
- MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발

종합적인 관점에서 국내 전문가들의 중대사고 격납건물 내 주요 현상에 대한 현황이

검토되었고, 국내 원전 현안 그리고 향후 원전이 탄소중립 에너지로서의 지속적 역할을 고려한 산학연 그리고 규제계의 견해가 도출되었다. 이는 중대사고 자체의 물리적 현상에 초점을 맞추기 보다는, 격납건물 건전성을 위협하는 중대사고 현상에 대한 이해와 이를 완화 억제하여 유효한 사고관리전략을 수립함으로써 국민의 원전안전에 대한 불안을 해소하고 안심시킬 수 있는 실효적 현안에 초점을 맞출 필요가 있다는 의견이다. 도출된 현안들은 지속적인 관리와 유관한 연계 위해도가 높은 현상의 현안 해결에 도움을 주기 위해 꾸준한 노력이 필요하고 이를 위해 예기치 못한 중대사고에 대비한 심도 있는 안전 연구를 통한 현안 해결을 위해 기초인프라를 구축하는 것이 필수적이다.

이와 같은 기초인프라는 현상과 사고 시나리오에 따르는 사고의 결과를 이해하고 검증하기 위한 꾸준한 연구가 필수적이지만 많은 연구자원이 필요하다. 따라서 국제 공동 연구를 적극적으로 추진하여 우리의 안전 현안을 국제적인 공동체에서 함께 다루고 국외의 연구 결과를 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 해외 소유의 개발 코드들에 대한 보안성이 강화됨에 따라, 주요 안전해석코드(MELCOR, MAAP, 그 외 주요현상코드)의 접근성(소스 코드의 접근성 등)이 현저히 떨어지고 License 취득에 어려움이 가중되고 있다. 이로 인하여 관련 연구의 전문인력을 양성하는데 큰 제약이 따르고 있다. 이는 결국 국내의 원전 안전에 대한 해외 의존성을 높임으로써 단순히 원전 수출과 같은 경제적 이유뿐만 아니라 에너지 안보 측면에서도 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 설계기준사고 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 소통의 범위를 넓히고 이해의 공유 범위를 확대하는 도구로 활용할 수 있다. 이와 같은 연구인프라가 구축되기 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. 이와 같은 중요성을 바탕으로 2016년 최초 보고서에서는 중대사고 현안 해결을 위한 노력과 지속적인 안전성 향상을 위해 다음의 세 가지 노력을 제안하였다. 다음의 3가지 목표 중에서도 가장 핵심은 중대사고 종합해석코드의 국산화인데, 다행히도 지난 5년 동안 정부 지원 아래, 국내 고유 중대사고 종합해석코드(CINEMA)의 개발이 진행되었고, 현재 인허가를 위한 검증 단계에 있다.

(1) 중대사고 안전해석 시스템 및 코드의 국산화

(2) 대표 원전모형모델 개발을 통한 다양한 혁신적 아이디어 개발 및 검증

(3) 국제공동연구를 활용한 국내 현안의 국제화 및 국외 현안의 국내화

앞으로 본 특별위원회 격납건물 방호분과에서 도출한 현안을 기반으로 실효적이고 유용한 중대사고 현안 해결 로드맵을 만들어 나가는 데 활용되기를 기대한다.

## B.I. 서론

### 1. 배경 및 필요성

2011년 3월11일에 발생한 후쿠시마 원전 사고 이후 원전에서 예측 가능한 원인에 의한 원전 사고뿐만 아니라 매우 낮은 확률의 극한 자연재해에 기인한 설계기준을 초과하는 중대사고 발생 가능성이 현실화되었고, 이러한 조건에서도 방사선 위험으로부터 국민의 건강을 보호하고 환경오염을 방지할 필요성이 대두되었다. 이러한 정책적 환경 변화에 따라 중대사고에 대한 법제화가 각국의 규제 현안이 되고 있으며 원전 중대사고 대처 체계의 확보가 법제적 과제가 되었다. 원자력안전협약(Convention on Nuclear Safety) 가입국들은 2015년 2월 국제원자력기구(IAEA)에서 원자력 안전에 관한 비엔나 선언(Vienna Declaration on Nuclear Safety)을 채택하였다. 선언을 통해 신규 원전에 대해서는 사고 발생 시 소외 장기오염을 초래할 수 있는 방사성물질의 방출을 줄이고, 조기방출 및 방사성물질의 대량방출을 배제하는 것을 안전목표로 설정하였다. 또한, 가동 원전에 대해서는 안전성 향상을 위한 포괄적, 체계적, 주기적 안전평가를 이행할 것을 합의하였다. IAEA가 2011년 7월과 2014년 12월에 수행한 한국의 규제체계와 제도 그리고 규제활동에 대한 검토(통합규제검토서비스, IRRS: Integrated Regulatory Review Service)를 통해 권고한 바, 중대사고에 의한 소외주민의 피폭선량 제한치 설정을 적합하게 이행해야 할 의무가 있다. 한편 국회의 발의로 원자력안전법이 2015년 6월에 개정·공포되어 기존 법령에서 포함되지 않았던 중대사고에 대한 대응조치로서 원자력발전소 운영허가 신청 시 사업자가 중대사고 관리계획을 포함한 사고관리계획서를 신청서류로 제출하도록 요구하는 내용이 제정되었다.

이러한 환경하에서 중대사고 시 방사성물질 방출 및 사고관리계획의 핵심인 격납건물 건전성을 확보하기 위한 관련 현상 규명 및 유효한 사고관리전략 및 완화방안 개발이 제안되었다. 이에 따라 2014년 10월 원자력학회 추계학회 워크숍에서 국내 중대사고 전문가들이 모여 “중대사고 현상 해결을 위한 로드맵” 작성을 최초 논의하였다. 원자력학회의 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 현상 규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성” 필요성에 대한 공감대가 형성되었다. 그 결과, 2015년 원자력학회에서 특별위원회를 구성하여 이 활동이 추진되었고 격납건물 방호 분과를 포함한 3개 분과가 구성되어 산학연 전문가들이 정기회의 및 세미나를 개최하여 중대사고 쟁점 해결을 위한 로드맵을 작성하였다. 이러한 노력을 통해 중대사고 관련 연구방향을 체계적으로 정립하는 데 기여한 것으로 평가되었고, 신규 법제화 활동 및 심사지침 작성 등의 규제업무에도 크게 기여한 것으로 평가된다.

최초 보고서 발간 이후 중대사고 관련 국내외 환경 변화가 있었다. 2016년 이래 정부 지원 아래 격납건물 방호 관련 다양한 연구가 수행되었으며 이를 충실히 반영할 필요성이 제기되었다. 이에 원자력학회 지원 아래, 2021년 9월에 특별위원회를 설치하여 2016년부터 5년간의 최신 연구 동향과 실적을 반영하여 기존 보고서를 개정하는 작업에 착수하였다.

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 후쿠시마 사고 이후의 상황 그리고 SARNET2 프로젝트 등에서 얻는 새로운 지식을 기반으로 2014년 로드맵을 개정하였다. 일본은 후쿠시마 사고 이전인 2009년 일본 원자력학회를 중심으로 개발되었던 열수력 안전해석 기초기술중진전략 로드맵을 후쿠시마 사고 이후 2015년에 중대사고 대처체계 구축을 포함한 연구 로드맵을 개발한 바 있다. 그리고 미국도 후쿠시마 이후 기술적 간극을 확인하고 미국 에너지부(Department of Energy)의 원자력안전기술 연구개발프로그램을 재검토하는 과정에서 향후 중대사고를 포함한 연구개발 로드맵을 구성하였다. 이처럼 외국에서의 앞선 노력의 결과들을 참고하면서 국내 중대사고 로드맵을 1차적으로 개발하였으며, 국내외 연구성과를 반영하여 보고서를 개정하게 되었다.

특별위원회는 표 B.1.1과 같이 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 격납건물 방호, 사고 방사선원향 저감의 세 분야로 나누고 규제와 산학연의 중대사고 전문가들을 중심으로 활동하였다. 2016년에 발간된 보고서를 바탕으로, 본 보고서는 세 분야 중에서 “격납건물 방호분과”의 개정 로드맵으로서 국내 관련 전문가들이 모여 정기적인 회의 및 워크숍을 개최하고 다양한 의견을 수렴하여 작성하였다.

## 2. 목적 및 내용

본 보고서에서는 원자로심의 핵연료가 용융되고 압력용기로부터 방출되어 격납건물의 건전성을 위해 할 수 있는 중대사고 전개를 고려하여 관련 현상(phenomena description)에 대한 개요, 지식현황 및 수준(status of knowledge) 및 중요도(significance level)를 지식적 측면, 사고관리적 측면에서 검토하고, 관련 현안 및 향후 연구수요(related issues and future research needs) 등에 관해 국내전문가들이 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), 법제화를 포함한 규제측면(regulatory aspects including

rulemaking)을 기술하였다. 이어 참조로 후쿠시마 후속 조치의 현황을 기술하고 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다.

표 B.1.1 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원

구분	구성	운영 위원
위원장	1명	김균태(한국원자력안전기술원)
총괄간사	1명	하광순(한국원자력연구원)
일차계통 방호	19명	배준호(한국원자력연구원:분과장), 임국희(한국원자력안전기술원:간사) 김성일(한국원자력연구원), 강준영(한국원자력연구원), 김상백(한국원자력 연구원), 김상호(한국원자력연구원), 박래준(한국원자력연구원), 손동건(한 국원자력연구원), 안광일(한국원자력연구원), 안상모(한국원자력연구원), 정재훈(한국원자력연구원), 조용진(한국원자력안전기술원), 이윤희(한국원 자력안전기술원), 최유정(한수원 중앙연구원), 박재환(한수원 중앙연구원), 김병조(한국전력기술), 김동하(한양대학교), 정범진(경희대학교), 정용훈(한 국과학기술원)
격납건물 방호	21명	김성중(한양대학교:분과장), 나영수(한국원자력연구원:간사) 김병조(한국전력기술), 김응수(서울대학교), 김종태(한국원자력연구원), 김 형대(경희대학교), 박동민(한국전력기술), 박래준(한국원자력연구원), 박진 성(한국원자력안전기술원), 박창환(미래와도전), 박현선(서울대학교), 방광 현(한국해양대학교), 신태영(한수원 중앙연구원), 신상우(한국전력기술), 안상모(한국원자력연구원), 이연건(제주대학교), 정용훈(한국과학기술원), 정재훈(한국원자력연구원), 조성민(한국전력기술), 최유정(한수원 중앙연 구원), 홍성완(한국원자력연구원)
핵분열 생성물 거동	14명	윤종일(한국과학기술원:분과장), 김성일(한국원자력연구원:간사) 손동건(한국원자력연구원), 송용만(한국원자력연구원), 연재원(한국원자력 연구원), 하광순(한국원자력연구원), 김태형(한국원자력연구원), 이윤희(한 국원자력안전기술원), 김한철, 조창석(KNF), 이두용(FNC), 박병기(순천향 대학교), 서미로(한수원), 이준엽(부산대학교)

## B.II. 격납건물방호 관련 중대사고 현상 해석

### 1. 격납건물방호 관련 중대사고 현상 현황

#### 1.1. 격납건물 내 중대사고 진행

그림 B.2.1은 원자로용기 파손 후 격납건물 내에서 중대사고 전개과정을 보여주고 있다. 중대사고는 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. DCH 발생으로 인한 격납건물 조기파손을 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 방출 용융물을 원자로공동 내에 포획하여 가두기 위한 설계를 고려할 수 있다.

원자로용기가 저압인 상태에서 파손되면 원자로공동(Reactor Cavity) 내에 냉각수 존재유무에 따라 발생현상이 다르게 나타난다. 원자로공동 내에 냉각수가 존재하면 증기폭발(Steam Explosion)이 발생되어 격납건물이 조기 파손의 원인이 될 수 있다. 증기폭발이 발생하지 않더라도 용융물이 냉각수와 반응하면서 노심파편층(debris bed)이 형성된다. 노심파편층의 형성과정과 냉각수와의 열전달, 그리고 용융물의 원자로공동에서의 퍼짐(spreading) 현상들은 기술적으로 매우 복잡한 과정을 포함한다. 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 경우에는 상부에서의 열전달에 의한 용융물 냉각 가능성을 평가하는 것이 매우 중요하다.

원자로공동 내에서 발생하는 증기폭발, MCCI, 용융물 냉각 등의 복잡한 중대사고 현상 발생을 억제하기 위하여 코어캐처(Core Catcher)를 설치할 수 있다. 코어캐처는 원자로용기 파손 시 방출되는 용융물을 코어캐처 상부에 가두고 냉각수를 주입하여 냉각하는 것이다. 코어캐처는 EPR, ESBWR, VVER, EU-APR1400, EU-APR1000 등의 원전에 설치하고 있다.

MCCI가 발생하고 이를 억제하기 위해 용융물 상부에 냉각수를 주입하면 증기, 비용



축성기체, 에어로졸 등의 발생으로 격납건물 내 압력이 상승한다. 점차적인 격납건물 내 압력상승은 격납건물을 후기에 파손시키는 원인이 될 수 있다. 격납건물 내 압력상승을 감소시키기 위해서는 격납건물 살수계통과 팬냉각기 등을 작동시킨다. 이와 같은 계통을 작동시키면 격납건물 내 압력이나 온도를 감소시킬 수 있지만 격납건물 내 수소농도를 증가시킬 수 있다. 격납건물 내 압력 및 온도 제어를 위해 피동격납건물 냉각계통(PCCS: Passive Containment Cooling System)과 격납건물 여과배기계통(CFVS: Containment Filtered Venting System)을 이용할 수 있다.

원자로용기 내 노심에서 냉각수 고갈로 핵연료 피복재 온도가 상승하면 핵연료 피복재와 증기의 산화반응으로 수소가 발생한다. 노심에서 생성된 수소는 원자로용기가 파손되기 전에는 차단된 냉각재 배관, 가압기 상부 안전밸브(SRV: Safety Relief Valve), 또는 안전감압계통 등을 통하여 격납건물 내로 방출된다. 또한 원자로용기가 파손되는 경우에는 원자로냉각재 계통 내 잔존 수소가 용융물과 함께 원자로공동으로 방출되고, 방출 수소는 격납건물 대기로 이동하게 된다. 이와 같이 노심손상이 동반되는 중대사고 시에는 수소가 격납건물 내로 방출된다. 격납건물 내 수소농도가 약 10% 이상이 되면 점화가 시작될 수 있다. 2011년 일본 후쿠시마 사고에서는 수소폭발이 발생하여 보조건물이 파손된 바 있다. 이와 같이 수소연소가 발생할 때 증기와의 혼합 등에 의한 격납건물 내 수소분포를 확인하는 것은 매우 중요하다. 노심에서 생성된 수소가 원자로냉각재계통을 거쳐 격납건물 내 어느 격실로 방출되는가에 따라 일부 격실의 수소농도가 점화 기준 이상으로 상승될 수 있다. APR1400에서 전원상실사고와 급수완전상실사고와 같은 원자로냉각재계통 고압사고 발생 시에는 노심에서 생성된 수소가 가압기 상부를 거쳐 원자로건물 내 재장전수저장탱크(IRWST: In-Containment Refueling Water Storage Tank)로 방출되기 때문에 이 탱크 내부에서 수소연소가 발생할 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 수소연소를 방지시키기 위해 수소제어 설비인 PAR(Passive Autocatalytic Recombiner)나 점화기(Igniter)를 설치한다.

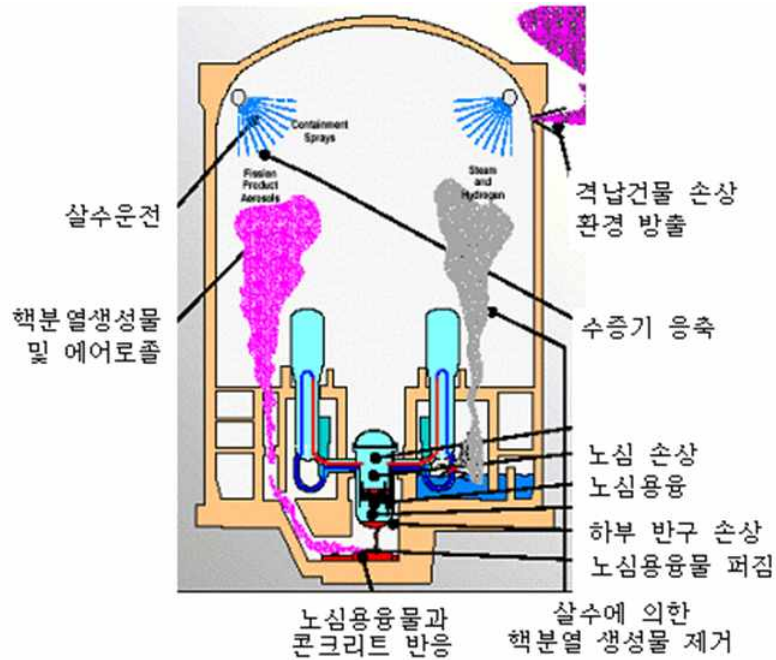


그림 B.2.1. 격납건물 내 중대사고 전개과정

## 1.2. 주요현상 개요 및 지식수준

### 가. 격납건물 고온과압

격납건물은 발전소의 심층방호개념 설계 관점에서 사고 시 환경으로의 방사성물질 방출을 차단하는 마지막 방호벽이다. 중대사고가 발생하였을 때 격납건물의 파손 여부에 따라 환경에 미치는 영향은 TMI-2사고와 체르노빌 또는 후쿠시마 사고 결과로부터 확인할 수 있듯이 격납건물의 건전성 확보는 발전소의 중대사고 관련 설계 및 규제 입장에서 가장 높은 중요도를 가진다고 할 수 있다.

중대사고 상황에서 격납건물 파손이 발생하는 경우 파손의 유형과 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 압력은 격납건물의 재질 및 설계 방식에 따라 구분되는데, 국내 경수로형의 대부분을 차지하는 강형콘크리트(prestressed concrete) 격납건물의 경우 중대사고 하중을 고려한 계수하중범주를 만족하는 값으로 정의되며, 일반적으로 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 사고완화 전략 개발 등이 수행됐다. 하지만 격납건물의 파손 메커니즘에 대한 기술적 이해도는 상대적으로 부족하다고 할 수 있다.

격납건물의 과압은 격납 기능의 실패로 이어질 수 있는데, WASH-1400에 따르면, 격납건물 파손 유형을 6가지로 제시하고 있다. 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: 수소폭발(detonation)에 의한 압력 급증에 의한 격납건물 실패, 4)  $\delta$ -Mode: 점진적인 수증기, 수소, 일산화탄소 누출에 따른 가압에 의한 격납건물 실패, 5)  $\varepsilon$ -Mode: 격납건물 바닥 용융관통(melt-through)에 의한 격납건물 파손, 6) V-Mode: 격납건물 우회로에 따른 격납건물 기능 실패로 정의된다. 이들 중,  $\beta$ -Mode와 V-Mode는 격납건물 구조물의 파손이 수반되지 않지만 격납건물의 방호벽 기능이 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 주민 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 2시간 이내에 격납건물이 파손되는 것으로 정의하고 있으나 조기 격납건물 실패의 시간적 기준은 국가 및 발전소별로 다를 수 있다.

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 상실하면 발생할 수 있으며, 장기적인 격납건물 과압(overpressure)의 메커니즘은 증기와 비용축성 기체 생성에 따른 점진적인 가압(pressure build-up)이다. 노내 혹은 노외 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 비응축성 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 방출경로가 형성될 수 있는데, 이러한 콘크리트 용융관통(basemat penetration or melt-through)는 대표적인 격납건물 후기 파손 유형이다(하기부터 우회누출 사고와 콘크리트 용융관통은 제외한 고온과압 조건에 대해서만 고려한다.).

격납건물 성능(containment performance)에 대해 NUREG-1150에서는 파손 면적, 위치, 그리고 시점을 주요 성능 결정 인자로 제시하고 있다. 파손 면적이 클수록 환경으로의 방사성물질 누출은 가속화되며, 이는 방사성물질이 격납건물 내에 침전될 수 있는 시간을 줄어둘게 할 뿐만 아니라 효과적인 소외 비상대응의 기회도 줄어둘게 한다. 위험도 연구(risk study)에서는 격납건물의 파손 크기를 크게 누설(leak), 파손(rupture), 대형 파손(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 면적인 약  $1.0\text{ft}^2$  수준으로 고려된다. 대형 파손은 격납건물 압력경계의 상당 부분이 상실된 파손으로  $10.0\text{ft}^2$  수준으로 고려된다. 격납건물 파손 위치와 시점도 환경으로의 방사선 방출량에 따른 결말 분석에 중요한 인자가 될 수 있다.

파손 면적과 위치의 예측과 그에 따른 결말 분석에 대해서는 현재까지 공통 기준이나 평가방법론이 정립되지 않은 상태이며 콘크리트 격납건물의 파단 전 누설(leak-before-break) 가능성에 대한 논란도 존재한다. NUREG/CR-6906에서는 Zion, Surry, Sequoyah, Peach Bottom, Grand Gulf의 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 누설 면적이 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 고온과압 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, 고온 과압의 조건에서의 격납건물의 실제적 실패 거동 및 방출 특성을 규명하는 것이 중요하다고 할 수 있다.

그리고 체르노빌 및 후쿠시마 사고에서 보듯이 격납건물 파손이 발생하는 경우 사고 대응조치나 사고관리전략의 유효성이 현저히 떨어지기에 IAEA와 서유럽권 국가들은 신규 원전에 대해 이러한 격납건물 파손에 의한 조기 대량 방사능 방출사고를 실질적으로 배제하도록 설계 및 안전성 평가를 요구하고 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 공동을 통해 원자로건물 대기로 급격히 방출되게 되며, 이때 작은 크기로 입자화 된 노심용융물에서 원자로건물 대기로 열이 전달되어 원자로건물 내부 압력 및 온도가 급격히 상승한다. 이와 같은 현상을 원자로건물 직접가열 현상(Direct Containment Heating: DCH)이라 하며, 고압상태에서 압력용기가 파손되어 용융물이 분출되는 것을 고압분출(High Pressure Melt Ejection: HPME)이라 한다. DCH 현상에 의한 원자로 건물 파손 가능성이 Zion 원전에 대한 PSS(Probabilistic Safety Study)에서 최초로 알려진 이후 미국의 NRC(Nuclear Regulatory Commission)와 EPRI(Electric Power Research Institute)를 중심으로 DCH 현상에 대한 실험연구와 함께 원자로건물의 조기 파손을 유발시킬 수 있는 중대 사고 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 수행했다.

DCH 현상은 현상이 진행되는 경로 및 구역에 따라 다음 세 영역, 원자로공동 내 용융물과 증기의 상호작용, 원자로건물 하부 구조물과 용융물의 작용과 원자로건물 상부 대기와 용융물의 상호작용으로 나눌 수 있다. 원자로용기 파열 시 일차적으로 원자로 용기 하부의 노심용융물이 원자로 내부 압력에 의해 분출되고 이어 일차계통의 blowdown에 의해 증기가 공동으로 분출되면서 공동 내에서는 용융물과 분출 가스간의 상호작용, 즉 액적이탈(entrainment)와 분산(dispersion)에 의해 용융물이 작은 크기로 입자화 되어

공동의 출구를 통해 원자로건물 하부로 방출된다. 공동에서 방출된 미세한 용융물 입자는 원자로건물 하부의 내부 구조물을 통과하는 동안 상당부분 구조물과 충돌 때문에 포획되며 나머지 입자는 하부 구조물과 원자로건물 상부와 연결 통로를 통해 대기로 방출된다. 이때 방출된 용융물은 원자로건물 상부 대기로 열을 전달함으로써 원자로건물의 온도 및 압력 상승에 직접적인 영향을 미치게 된다. 또한 노심 용융물이 원자로공동을 거쳐 원자로건물 상부의 대기로 이송하는 동안 주변의 공기와 산화반응 등 화학작용을 일으키며 이 때 생성된 수소가스는 연소 반응으로 원자로건물 내 온도와 압력을 가중시킨다. 따라서 DCH 시 원자로건물의 최대 압력은 원자로용기 파손 시 용융물의 분사량, 공동을 통한 용융물 방출분율, 원자로건물 내 입자 이송 및 열전달, 용융물 입자의 반응 등 다양한 현상들에 의해 영향을 받게 된다.

DCH 압력 하중을 결정하기 위하여 일차적으로 초기 원자로공동 내 고압분출 시 원자로건물 상부 대기로 방출되는 노심용융물의 양에 의해 크게 좌우되므로 노심용융물의 양을 정량화하기 위해 많은 연구가 이루어져 왔다. 특히 사고조건 및 공동 특성에 따라 원자로건물 대기로 방출되는 특성이 다르므로 원자로공동 모형에 따른 개별 효과 실험연구가 많이 이루어졌다. 반면 방출 용융물이 원자로건물 상부에서 대기와 열전달 및 화학반응을 일으키는 과정은 고온용융물을 이용한 대규모 종합 실험을 통하여 이루어져 왔다. 최근에서 신규 원전 설계와 관련하여 대부분의 용융물을 공동 하부에 포획할 수 있도록 원자로건물 설계에 반영함으로써 상부 대기로의 방출을 줄이는 DCH 완화 방안에 관한 연구도 활발히 이루어졌다. 이들 연구 결과들은 그 동안 가동 중 원전의 DCH 평가 및 신규 원전의 DCH 방지 완화 설계에 광범위하게 활용됐다.

원자로건물 직접가열 하중 평가는 미국에서 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 보여주고 있다. 이에 따라 USNRC는 SASM-TPG(Severe Accident Scaling Methodology-Technical Program Group)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 해결되

었다고 결론지었다. Zion 방법을 이용한 Surry 평가 결과를 NUREG/CR-6109, 모든 Westinghouse 원전(with dry containment)에 대한 평가를 NUREG/CR-6338, 그리고 이어서 CE 및 B&W 원전, Ice Condenser 적용 원전에 대한 DCH 평가를 완료함으로써 USNRC는 모든 가동 중 원전에 대한 DCH 쟁점 평가를 종결하였다. 반면 유럽의 프랑스, 독일 등은 90년대 후반부터 최근까지 DCH에 대해 미국과는 다른 견해를 가지고, 유럽형 원전인 EPR, French P4, Konvoi, VVER의 독자적인 설계 모형을 중심으로 DCH 현상의 실험 및 해석 연구를 수행하고 있다.

국내 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 국내 원전의 원자로 건물 공동 모형을 중심으로 용융물 분출 실험(Debris Dispersal in Cavity)을 수행하였다. 고리 1,2호기 등 웨스팅하우스 원전은 Zion 원전과 비슷한 공동 모형 특성을 가지고 있지만 원자로 주변 구조와 공동 모형은 원전마다 특성을 달리하고 있다. 울진 1,2호기는 프랑스 프라마툼 원전으로 원자로 용기 주변을 통한 방출 특성이 다르며, OPR1000 표준원전의 경우 용융물 방출을 억제하기 위한 공동 설계 특성을 고려하였다. 국내 원전에 대한 DCH 평가는 NUREG/CR-6075 방법론을 바탕으로 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. 가연성 기체 연소폭발

원자로용기 내에서 발생된 가연성 기체인 수소가 1차측의 경계를 통해 격납건물 대기로 이송되어 존재하게 되며, 원자로 내에서 산화하지 않은 금속이 원자로 공동으로 방출되면서 물과 반응에 의해 수소가 생성되어 격납건물 내에 존재하게 되며, 또한, 노심용융물이 원자로 공동 바닥의 콘크리트와 반응하여 가연성 기체인 일산화탄소를 방출하여 격납건물 내 가연성 기체가 존재하게 된다.

따라서 격납건물 내 가연성 기체의 분포는 사고 진행 과정에 따라 상이하게 나타난다. 격납건물 내 가연가스는 후쿠시마 사고 이후 유럽 및 한국 등 많은 나라에서 수소 제거를 위해 설치하고 있는 점화기 혹은 피동축매결합기의 유무에 따라 다른 거동을 보일 수 있다. 점화원이 있는 경우 가연영역에 있는 가연가스는 연소되는데, 이 때 격납건물 내 가연가스의 국부적 농도분포에 따라 연소반응은 확연히 달라질 수 있다. 가연가스 농도가 특정 농도 이상에서 가연가스 구름이 크게 형성된다면 단순히 가연가스의 연소에서 그치는 것이 아니라 폭발로 전개될 수 있다.

중대사고 시 격납건물 내 수소 농도분포에 대한 정보와 이를 이용하여 수소제어 수단인 점화기나 피동축매결합기의 설치 위치와 필요 개수를 결정하는 것이 매우 중요하다. 그러나 복잡한 구조물들이 많이 존재하는 격납건물 내에서 수소농도 분포를 정확히 예측하는 것은 쉬운 일이 아니어서 이에 관한 많은 연구가 현재도 진행 중이다. 또한, 최근 국내외 신규 원전에서 수소제어수단으로 사용하고 있는 피동축매결합기의 경우 많은 에어로졸이 발생하는 극한 환경에서 성능을 잘 유지 할 수 있는지가 연구 대상이다.

수소연소 해석 부분은 미국 원자력규제기관인 USNRC에서 법으로 규제하고 있고, 국내에서도 법제화가 진행되고 있어 인허가를 위해 필수적인 분야라고 할 수 있다. 후쿠시마사고 이전 대형 체적의 격납건물을 가진 가압경수로의 경우 두드러진 수소연소에 대한 쟁점이 없을 것으로 예상하였으나, 후쿠시마사고 이후 중대사고 시 수소분포에 대한 예측, 수소제어를 위한 피동축매결합기가 실질적으로 중대사고 조건에서 충분히 성능을 발휘하는지에 대한 분석과 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 10여 년 전부터 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 10여 년 전부터 진행되고 있다. KAERI는 격납건물 내부 가연성 기체 거동을 모의할 수 있는 대형 종합실험장치(SPARC)를 운영 중이다.

수소분포 및 연소 해석에 큰 노력이 이루어졌으나 후쿠시마 원전사고처럼 수소폭발 해석을 위한 국산 코드의 미흡과 수소폭발실험이 이루어진 바가 없어 국내 기술 기반이 다소 취약한 것으로 판단된다.

#### 라. 노심용융물-냉각수반응(FCI)

원자로용기 내부에서의 노심용융물 냉각에 실패할 경우, 원자로용기는 하반구에 가해지는 용융물에 의한 열적 부하로 인해 파손되어, 노심용융물이 노외격납건물내로 특히 가압경수로의 경우 원자로압력용기 하부에 있는 원자로공동으로 방출된다. 원자로 공동은 냉각계통에서 누출된 냉각수들이 있거나 사고관리(SAM) 전략에 따라 미리 냉각수가



충수되어 존재할 가능성이 높다. SAM 전략에 따라 원자로 공동이 건조한 상태에서 노심 용융물이 방출되고 이어서 냉각을 위해 방출되어 쌓인 노심용융물 위에 충수하는 dry-cavity 전략이 아닌 경우, 원자로 공동에는 물이 존재하는 것으로 간주된다. 이 경우 고온용융물이 풀(Pool)을 형성한 냉각수로 주입되고, 이로 인해 격렬한 용융물-냉각수 반응(Molten Fuel-Coolant Interaction: FCI)이 일어난다. 이는 급격한 열전달과 증기발생으로 인해 충격파를 발생하는 증기폭발(Steam Explosion)과 상대적으로 완만한 반응(Mild interaction)에 의한 증기 급증(Steam Spike)이 노외중대사고 시 노심용융물과 냉각수의 반응에서 고려되는 주요 현상이다. 이와 더불어 FCI과정에서 노심용융물이 파편화되어 입자를 생성하고 이들이 주변 구조물 바닥에 침적되어 구조물의 건전성에 영향을 미치는 노심용융물 냉각성(Corium Coolability)에서도 고려되는 주요 현상이다.

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

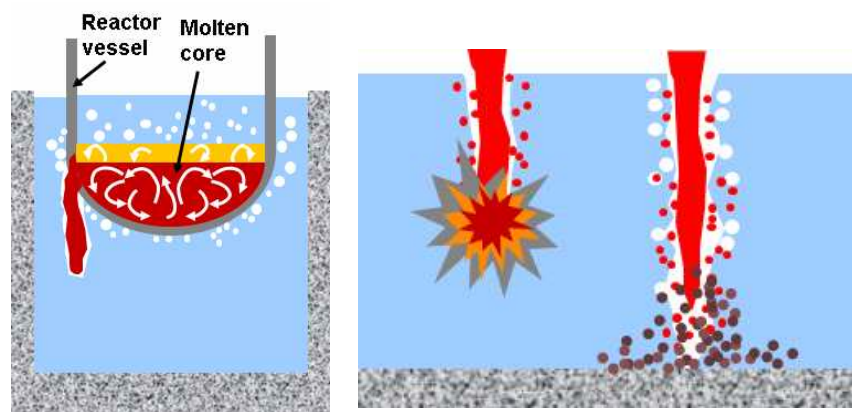


그림 B.2.2 노외 노심용융물-냉각수 반응

(좌: RV에서의 누출 시나리오 예 / 우: 증기폭발 및 용융물 제트 파쇄로 인한 입자충 형성)

현상학적으로 증기폭발은 (1) 혼합 (2) 기폭 (3) 전파 및 (4) 팽창의 4단계로 진행되는 것으로 알려져 있다. 시간 스케일로 보면, 크게 0.1초 내지 수 초의 비교적 완만한 혼합 과정과 기폭 이후 ms 단위의 급속한 폭발과정으로 나눌 수도 있다. 혼합 과정에서는 물속에 들어간 노심용융물이 유체역학적으로 mm 크기까지 파쇄되어 액적 혹은 고화된 입자로 물속에서 분산되고 냉각수와 혼합된다. 섭씨 수 1000도에 이르는 고온용융물 입자

들은 증기막으로 싸인 막비등 상태가 되어 낮은 열전달로 인해 용융물이 비교적 완만하게 냉각된다. 그와 같은 준평형 상태가 외적 원인이나 자체적 막비등 증기막의 불안정성으로 인하여 저온의 물냉각수와 고온용융물 표면이 접촉하면 국부적으로 급격한 증기가 발생하여 부피팽창에 따른 압력파가 발생하는 기폭과정을 거친다. 전과 과정에서는 혼합 영역전체에서 충격파 전파와 수반된 용융물의 수십  $\mu\text{m}$  크기까지의 미세화(표면적의 급속한 증가)가 일어나서 용융물이 가지고 있던 엔탈피가 고온과압 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).

이와 같은 증기폭발현상은 다양한 실험을 통하여 규명되어 왔다. 노심용융물 상사물질로 다양한 종류의 금속, 산화물, 실체에 가까운  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  혼합물 등을 사용하여 다양한 규모에서 혼합 및 폭발과정에 대한 실험연구가 주로 1980-1990년대에 수행되었다. 실험에서 규명된 현상학적 지식을 기반으로 실제규모의 하중 예측을 할 수 있는 해석모델로 혼상류 시뮬레이션 기법을 기반으로 한 전산코드가 다수 개발되었다(OECD/CSNI, 1979, 1993, 1997), 2000년대에 들어 OECD/NEA SERENA 프로젝트에서 증기폭발 실험 데이터를 참조한 코드검증과 실규모 벤치마크에 대한 국제공동연구가 진행되었다(OECD/NEA, 2007, 2015). 이런 일련의 노력을 통하여, 증기폭발의 충격하중이나 기계적 에너지에 대한 기본적인 평가방법은 개발되어 왔다. 그간의 연구를 종합한 SERENA Phase-2 국제공동연구(OECD/NEA, 2015)에서는 여전히 남아있는 중요한 연구 분야로는 혼합과정에서의 용융물의 파쇄 및 고화거동, 기공율의 평가, 3차원 효과(중심을 떠난 용융물 낙하), 재료물성치의 영향(금속Zr 및 steel) 등을 언급하고 있다. 특히 용융물 제트(jet) 파쇄는 혼합되어 폭발에 기여하는 용융물 양의 평가에 기인하는데, 실험 상관식들이 용융물 유량으로 100배 정도의 외삽이 되는 실규모 분석에 이용될 때의 유효성에 대한 규명이 여전히 필요하다.

기존의 증기폭발 해석 코드를 사용한 실규모 해석은 널리 실행되어 있다(예: KEPSCO & KHNP, 2014). 증기폭발이 발생하지 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 아닌 것으로 알려져 있다. 예를 들어, 약 100톤의 용융물 질량, 0.2MPa, 400K의 초기 격납건물 내 압력과 온도,  $8 \times 10^4 \text{m}^3$  정도의 격납건물 용량을 가정할 때 증기발생에 의한 압력상승은 대략 0.2MPa정도로 추산되기 때문이다.

최근 OECD/NEA를 중심으로 SERENA Phase 2 국제공동연구(2007-2012) 이후 10년간의 FCI와 증기폭발 분야의 연구현황을 현상에 대한 지식수준과 격납건물에 미치는 영향

수준을 업데이트 하였다(OECD/NEA-R(2017)). 본 보고서에서는 현상학적으로 격납건물에 미치는 하중분석에 영향을 주는 용융물제트의 특성, 파편화, 기폭, 고화 및 산화 현상 등에 대한 지식이 증기폭발 하중을 결정함에 있어 매우 중요한 요소이지만 여전히 제한적인 지식수준이라 판단하였다. 격납건물의 건전성에 미치는 영향관점에서는 증기폭발에 의한 직접적인 영향 즉 콘크리트 구조물에 미치는 기계적 하중과 간접적인 영향 즉 원자로용기나 증기발생기와 같은 원자로계통 기기의 움직임에 따른 격납건물의 기밀성에 대하여 살펴보았고 사고관리측면에서 노외로 방출된 노심용융물의 장기적 냉각에 필요한 장치나 설비파손에 미치는 영향등도 살펴보았다. 이와 같은 증기폭발의 하중평가에 있어서는 여전히 국가간에 유의미한 차이를 보여주고 있어 향후 국제적인 노력을 통한 평가방법론 개발의 필요성을 강조하고 있다.

이와 더불어 원자로 공동 내 풀에서의 용융물 냉각성을 생각할 때, 완전한 FCI 과정에서의 용융물 제트 파쇄는 냉각성에 중요하게 기여하는 현상이다. 용융물이 충분히 파쇄되어 냉각 가능한 입자층이 형성되면 그 후 일어날 수 있는 용융노심-콘크리트 반응(MCCI) 방지에 긍정적으로 기여하게 된다. 그 측면에서는 용융물이 파쇄되는 비율 혹은 파쇄되지 않아 연속적인 제트 상태로 바닥에 도달하는 비율이 중요하다. 하지만 기존 FCI 연구는 대부분이 증기폭발에 초점을 맞추고, 냉각성 연구는 주로 MCCI와 파편층 임계열 유속을 대상으로 했기 때문에, 냉각성 관점에서의 FCI연구는 부족한 상태이지만 최근 관련연구가 많이 진행되고 있다. 기존 FCI실험에서 나온 용융물 입자 크기분포 데이터는 냉각성 검토에서도 참고가 되지만, 제트 파쇄비율과 형성된 파편층의 특성(높이 분포, 기공율)에 대한 데이터가 부족하고(Kudinov et al., 2013) FCI 코드를 사용한 실규모 제트 파쇄 예측에 대한 불확실성 분석이 최근에 이루어지고 있다. 특히 여기에서도 제트파쇄 길이 및 파편입자의 크기나 분포의 중요성이 지적되어 있다.

증기폭발과 냉각성 관점에서, 기본적인 모델은 개발되거나 개발이 진행되고 있는 상황이고, FCI 과정에서의 부차적 영향으로 재료(금속포함)와 산화 반응의 영향, 비대칭 체계(노용기의 옆쪽 파손에 연관) 등이 남은 과제이다. 특히 노외 방출 노심용융물의 냉각에 영향을 주는 용융물 제트 낙하에서부터 파편층 형성에 이르는 FCI 과정에 대한 관심이 높아짐에 따라 이를 체계적으로 다루는 모델들이 그동안 부재하였으나 최근 개발이 이루어지고 있다(Jung et al., 2019, 2020).

원전규모의 중대사고 해석 코드의 경우, 증기폭발 하중평가를 위해서는 특성상 기구학적 증기폭발 모델기반의 상세코드를 활용하지만, 노외 FCI는 격납용기 바닥에 주된 열원인 용융노심이 이동하는 과정이고, 열원의 위치와 형태의 변화 및 과도적인 열적 기계적 부하를 평가하는 차원에서의 현상 모델개발이 계속 이루어질 필요가 있으며, 이와 같은 경우 고압용융물방출(HPME) 모델과의 사용 조건 구분도 고려가 필요하다.

#### 마. 노심용융물-콘크리트반응(MCCI)

원자로공동에 노심용융물이 재배치될 경우 이를 적절한 방법으로 냉각하지 않으면 격납건물 바닥의 기초 콘크리트와 반응(MCCI)을 야기하게 된다. 이때, 노심용융물로부터 생성되는 붕괴열의 제거가 충분히 이루어지지 않으면 MCCI가 지속적으로 진행되어 격리 기능을 수행하는 라이너를 용융시키거나, 심각한 경우 하부 기초콘크리트 용융관통(Basemat Melt-Through)를 야기할 수 있다. 이 경우 격납건물 내 존재하는 핵분열생성물이 방출되어 주위 토양 및 지하수를 오염시키고 환경으로 확산되어 심각한 환경영향을 초래할 수 있다. MCCI에 의한 콘크리트 침식 특성은 MCCI의 초기조건 및 경계조건에 따라 다르며, 특히 붕괴열의 수준과 콘크리트의 종류에 크게 영향을 받는다. 또한 MCCI 진행과정에서 콘크리트 성분에 포함된 비응축성 기체 및 증기 등 기체 생성은 장기적으로 격납건물을 가압시켜 파손을 유발하는 요인이 될 수 있다. 격납건물의 압력 상승은 MCCI 반응 속도와 발생기체의 누적에 따른 시간의 함수이기 때문에 격납건물 감압을 위한 조치 시점을 결정하는데 매우 중요하다. 이러한 관점에서 격납건물 체적 및 열제거율 또한 매우 중요한 변수라고 할 수 있다. MCCI와 관련된 이 두 가지의 격납건물 손상 메커니즘 중 기초 콘크리트의 반응에 의한 손상은 원자로 공동에서의 냉각을 통해 노심용융물 온도가 콘크리트의 용발 또는 침식(ablation) 반응 온도 이하로 냉각될 수 있다면 배제될 수 있을 것이다. MCCI는 전체적인 중대사고 진행과정에서 상대적으로 후반부에 나타나는 현상으로 고려되며 후기 격납건물 파손을 야기할 수 있는 중요한 요인 중의 하나이다.

기존의 원전들에서는 MCCI를 완화하기 위하여 일반적으로 원자로 공동 충수 전략을 고려하고 있으며 충수 시점에 따라 크게 두 가지로 분류할 수 있다. 첫 번째는 물이 없는 건식공동에 노심용융물이 방출된 후 용융물 상부를 냉각수로 충수하는 경우이고, 두 번째는 원자로용기가 파손되기 전에 원자로 공동을 사전에 충수하는 경우이다. 원자로용기 파손 시점의 원자로 공동의 냉각수 존재 여부에 따라 건식공동과 습식공동으로 구분하기도 한다. WOG(Westinghouse Owners Group) 중대사고관리지침서(SAMG: Severe Accident Management Guideline)과 국내 가압경수로들의 SAMG에서는 중대사고 발생 시 원자로 공동 충수를 수행하도록 하고 있으며, 충수 시점을 원자로용기 파손 시점과 연계하여 충수 시점을 특정하진 않고 있다. APR1400 노형의 경우 원자로용기 외벽을 통한 냉각(IVR-ERVC: In-Vessel Retention by External Reactor Vessel Cooling)도 고려하고 있으며 일반적으로 SAMG 절차에 따라 원자로 공동 충수절차를 수행할 경우, 많은 사고 경위에서 원자로용기가 파손되기 전에 수행될 가능성이 크다. SAMG에서는 이와 같은 습식공동 조건에서 발생할 수 있는 증기폭발 현상을 부정적 영향으로 고려하고 있다. 가압경수로의 경우, 발전소정전사고(SBO: Station BlackOut) 시에는 건식공동에서 용융물이 방출될 수 있으며 냉각재 상실사고(LOCA: Loss-Of-Coolant-Accident) 시에는 습식공동 노심 용융물이 방출될 수 있어 일반적으로 두 가지 경우가 모두 고려되어 왔다. 스웨덴의 비등경

수로와 벨기에의 가압경수로 그리고 최근 영국의 ABWR 등 일부 원전에서는 원자로용기 파손 이전에 비등경수로의 dry-well이나 가압경수로의 원자로공동을 사전에 충수하는 전략을 채택한 사례도 있다.

한편, 신형원전인 3세대(Generation-3) 이후의 원전들도 원자로용기 파손 이후 격납건물에서의 MCCI 대처를 위한 다양한 설계를 채택하고 있다. 예를 들어 프랑스 아레바(Areva) 사의 EPR(European Pressurized Reactor 또는 Evolutionary Power Reactor)는 용융물 냉각설비인 코어캐처(Core Catcher)를 원자로 공동 지역에 설치하여 증기폭발 가능성을 배제하고 넓은 지역에서 노심용융물을 직·간접적으로 냉각하는 설계를 고려하였고, 웨스팅하우스(Westinghouse)의 AP600/AP1000은 원자로용기 외벽에서 냉각을 수행하는 IVR-ERVC 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 수심이 되도록 충수하여 노심용융물 방출 시 급랭을 유도하는 설계를 채택하고 있다. 하지만 이러한 설계에서는 증기폭발과 MCCI의 발생 가능성을 완전히 배제할 수 없으므로 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 MCCI 시 원자로공동의 상태는 초기에 물이 없는 건식공동, 초기에 낮은 수위인 습식공동, 초기에 깊은 수위인 습식공동 3가지 경우로 나누어 생각할 수 있다. 이때 건식공동에서 사후 충수하여 냉각하는 방법과 사전 충수된 습식공동으로 노심용융물이 방출되도록 하여 냉각하는 방법은 관련된 현상 측면에서 큰 차이가 있다. 건식공동에서는 용융물 풀 주변 외부 공기(충수 이전) 또는 냉각수(충수 이후)고 맞는 부분에 고화층(Crust)이 형성되고 주로 원자로공동 바닥 및 공동 벽면에서 침식이 일어난다. 이 경우 용융물 내부에서의 자연대류 및 상부 냉각수로의 열전달이 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. 노심

용융물의 파편화 정도는 방출되는 용융물의 초기조건(파단크기, 일차계통 압력, 용융물 온도, 붕괴열 등)과 냉각수의 조건(수심, 과냉 정도, 격납건물 압력 등)에 따라 달라질 수 있다. 파편화된 용융물은 공동 바닥에 쌓여 더미 형태의 입자 파편층(Debris Bed)를 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 냉각수 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 등을 확인하고 이를 평가하기 위한 전산코드의 개발·검증을 목적으로 다양한 국제 연구가 이루어져 왔다. 예를 들어 사후 충수를 수행하는 건식공동에 대해서는 여러 환경에서 MCCI 실험을 수행하여 콘크리트가 노심용융물과 반응할 때의 침식특성 및 충수 후 용융물 안정화 여부 등을 확인하는 연구가 수행되었다. 대표적으로 최근 수행된 OECD/NEA MCCI-1 및 MCCI-2 국제공동연구에서는 건식공동에 대한 실험을 통해 콘크리트 종류 등에 따른 침식특성을 확인하고, 충수 후 고화층의 파손 및 용융물의 냉각을 확인한 바 있다. 반면, 습식공동에 대해서는 용융물 방출 이후의 냉각특성을 확인하기 위한 연구보다는 노심용융물-냉각수 반응(FCI)를 통한 파편화 및 증기폭발 특성에 대한 연구가 주를 이루어 왔다. 이 경우, 실험의 한계는 있으나 대부분의 실험에서 용융물은 냉각되었으며, 고려할만한 정도의 MCCI는 발생하지 않았다. 최근 2019년부터 5년간 OECD가 주관하는 ROSAU(Reduction of Severe Accident Uncertainties) 국제공동 연구 프로그램에서는 금속 함량이 높은 노심용융물의 냉각성과 냉각수 존재 상태에서의 노심용융물의 퍼짐에 대한 실험적 연구 및 MELCOR와 SAMPSON 전산코드에 대한 평가가 진행 중이다.

핵연료봉의 건전, 용융, 또는 파편화 여부에 관계없이, 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.

## 2. 격납건물방호 관련 중대사고 해석방법론 현황

### 2.1. 중대사고 안전해석방법론 개요

#### 가. 결정론적 해석방법론

중대사고 현상들은 매우 복잡하므로 결정론적 해석방법론을 많이 사용한다. 결정론적 해석방안은 전산코드를 이용해야 하므로 전산코드를 개발하고 확인/검증 및 실제 중대사고 전개과정을 모의하는 많은 노력이 필요하다. 결정론적 해석 방법론은 중대사고 종합 전산코드를 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 다양한 물질이 혼합되고 여러 상(고체, 액체, 기체)이 복합적으로 존재하는 상태에서 가열 또는 냉각 및 물질간 물리/화학적 반응이 포함되어 발현되는 현상이며, 초기 형태가 유지되지 않고 시시각각 물리구조 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 정량화하는지에 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 결과값의 대략의 범위를 추정하는 방법으로 평가가 진행된다. 이러한 평가는 민감도 분석형태로 수행된 여러 결과값을 체계적으로 평가하고 분석하는 과정이 생략됨으로서 결과값의 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 계산용 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 정량화한 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 Luvvisa 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 한국원자력안전기술원(Korea Institute of Nuclear Safety; KINS)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 유용한 방법론으로 볼 수 있으며, 기술개발에 따라 결과의 불확실성 범위가 점차로 감소되는 추세를 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 설계기준 사고와 비교할 만한 수준의 불확실성 범위를 가질 수 있을 것으로 예상된다.

## 2.2. 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 원자료를 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 단순히 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 원자력규제위원회의 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, 리

스크정보활용규제, 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 패키지들로 구성되어 있는데, 여기에는 다음과 같은 현상에 대한 모델링을 포함한 모듈들이 포함되어 있다.

- 냉각재계통, 원자로공동 및 격납건물에 대한 열수력 거동
- 노심노출(냉각재상실), 핵연료가열, 피복재산화, 핵연료손상, 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
- 구조에서의 스크러빙, 격납건물 대기내의 에어로졸 거동 등 방사성물질 거동
- 공학적안전계통이 열수력 및 핵분열생성물 거동에 미치는 영향

MELCOR 코드 개발 초기 단계에서는 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 최적 계산을 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 민감도 변수들은 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) 소유의 중대사고 종합해석코드인 MAAP(Modular Accident Analysis Program) 코드는 중대사고 전반에 대한 경수로형 원자력발전소의 반응을 해석할 수 있는 프로그램으로서 사업자 관점에서 전 세계적으로 가장 널리 사용되고 있는 중대사고해석코드이다. MAAP 코드는 일차계통과 노심, 원자로건물, 그리고 보조건물 영역에서의 중대사고 진행 중에 발생할 수 있는 중요한 현상들의 전체 영역을 다룰 수 있을 뿐 아니라 동시에 사고 시의 열수력 반응과 방사성물질의 거동을 해석할 수 있다.

개발 이력을 살펴보면 TMI-2 사고 이후 EPRI 주관 하의 IDCOR 과제의 일부로서 원자력발전소의 중대사고시 발생할 수 있는 전반적 현상을 모사할 수 있는 유용한 도구 개발이라는 산업계의 요구에 의해 개발되었다. 1990년대 중반에 발표된 MAAP4 코드에서 노심 및 원자로용기 하부반구 격자 구조 설정, 원자로건물의 노드와 연결부 모델링, 그리고 여러 공학적안전계통(Engineered Safety Features, ESF)의 모델링이 개선되었으며, 그 당시의 최신 해석 모델의 적용성과 사고관리 성능평가에 적용 가능성을 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 추가 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 발표되었다. 이처럼 MAAP 코드는 전 세계 주요 원전 사업자들의 지속적인 추가 성능 개발 요청에 대해 적극적이고 신속한 대응이 이루어지고 있는 장점이 있다. 2022년 1월 기준, 최신버전은 5.06이며, 한국형 SMR(Small Modular Reactor) 구현을 위한 모델까지 포함하고 있다.

국내에서도 신고리 3, 4호기를 비롯한 APR1400 노형과 UAE의 Barakha 원전 같은 대형 원전 설계와 인허가 대응에도 MAAP 코드는 중대사고 종합해석을 위한 가장 기본적인 강력한 도구로서 20여년 동안 사용되어 왔으며, 2015년 원자력안전법 개정에 따라 수행된 국내 가동원전(경수로원전)의 사고관리계획서 개발과 관련한 중대사고 분석에도 MAAP 코드를 주 해석도구로 사용되었다. 해외 사례로는 AP600, AP1000, APWR, EPR 노형 등 대부분의 개량형 경수로 원전의 개발과 설계, 인허가 획득 단계에서 가장 중요하고 기본적인 해석 도구로서 사용되고 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 원전 까지 모의할 수 있는 코드로 개발하였다. ASTEC은 기존 증기폭발 및 격납건물 구조건전성평가를 제외한 PSA Level 2에서 요구되는 일부 현상을 제외한 거의 모든 중대사고 현상을 기구학적(mechanistic) 방법으로 모사하고 있고, 코드에서 사용되는 입력 변수와 데이터 연계성을 Object-oriented 방식으로 처리하고 있다. 그림 B.2.3은 ASTEC 2.0 주요 구성 모듈과 코드구조 및 계산과정을 보여주고 있다.

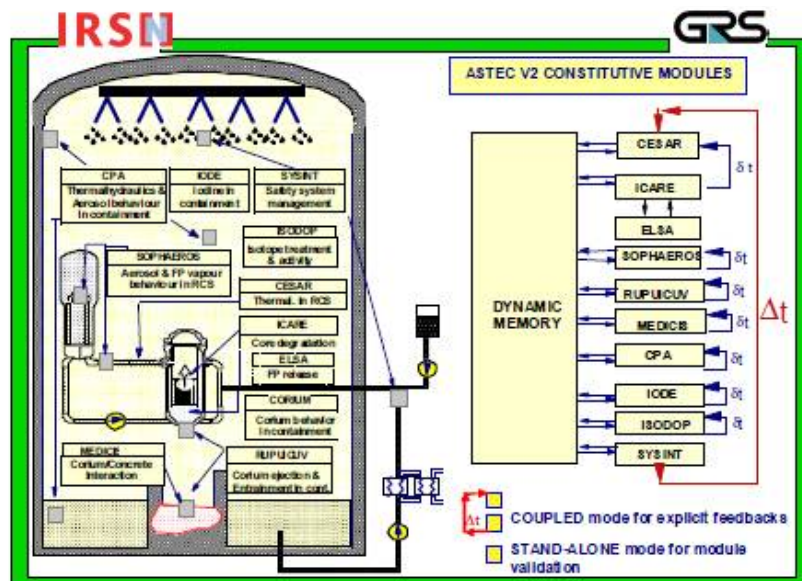


그림 B.2.3 ASTEC 주요 구성 모듈과 코드구조 및 계산과정

ASTEC의 주요 적용 분야는 방사선원향 결정 연구, 2단계 확률론적 안전성평가, 중대 사고관리 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 통상산업성 (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. 소프트웨어는 IMPACT(Integrated Modular Plant Analysis and Computing Technology)으로 명명하였으며 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 IMPACT 안에서도 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 종합 공학 연구소(IAE)가 소유하고 유지 보수하고 있다.

SAMPSON은 11개의 분석 모듈과 사건 진행에 따라 분석 모듈군의 실행 제어를 담당하는 분석제어 모듈로 구성되어있다. 또한, 2개의 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, 격납용기 내 열수력에는 CONTAIN 모델을 사용한다. 1차계통 및 격납용기 내 FP 거동 해석에는 NUPEC에서 개발된 냉각계통 내 FP 수송 분석 코드 MACRES를 개선하여 이용한다. 분석 제어 모듈(ACM)은 사고 시나리오에 따라

11종류의 분석 모듈의 동적 배치, 실행 제어, 통신 제어 및 시간 스텝 제어를 담당한다. 개발 당시 각 중대사고 현상에 대한 분리효과시험 데이터를 참조한 검증 및 플랜트규모 종합분석(Surry Unit-1 LOCA로 시작한 복수의 시나리오를 가정)을 통하여 검증되었다(Ujita et al., 1999). 개발 당시에는 슈퍼컴퓨터에서 사용하는 것으로 되었지만 계산기술의 발달에 따라 현재는 PC에서도 이용 가능하다.

2011년 후쿠시마 원전사고 이후 일본원자력학회에서 개설된 “중대사고 평가” 연구전문위원회 아래에 SAMPSON-SWG(sub-working group)이 설치되어, 후쿠시마 사고에서 일어난 현상을 시뮬레이션으로 재현하는 활동과 더불어 관련한 모델의 개선/개발이 진행되어있다. OECD/NEA에서 진행중인 후쿠시마사고 분석 벤치마크(BSAF)에서도 IAEA가 SAMPSON을 사용하고 참가하고 있다. IAEA에서 실시된 후쿠시마 다이이치 1-3호기의 사고 분석 결과가 발표되어 있고(Naitoh, 2015; Naitoh et al., 2015; Morita et al., 2015; Takahashi et al., 2015), 원자로용기내 노심 손상진행에 대한 실험 데이터를 참조한 모델 검증(Prestigiacomo et al., 2015; Costa et al., 2015), 노외 용융물 퍼짐, 고화 및 용융, MCCI에 대한 모델 개선(Hidaka et al., 2015) 등 모델 검증 및 개선도 진행되고 있다.

#### 마. CINEMA

현재까지 원전 운영 주체인 한국수력원자력(주)은 중대사고 종합해석코드에 대해 경수로인 EPRI의 MAAP코드를 사용권 계약을 통해 운용하고 있으며, 중수로의 경우에는 미국 FAI사의 ISAAC 코드를 사용하고 있다. 한편, 규제기관인 한국원자력안전기술원은 중대사고 종합해석코드로 미국 NRC 소유의 MELCOR 코드를 운용하고 있다.

중대사고 종합해석코드 국산화는(이하 중대사고코드 국산화) 국산 원전의 해외수출이 현실화되면서 안전해석코드와 중대사고 해석코드의 지적재산권 문제가 수출 제약 사항이 될 수 있음을 인식하게 되면서부터 그 필요성을 절감하게 되었으며 국산 안전해석코드인 SPACE 코드는 개발, 검증 및 인허가를 통한 국산화를 2017년에 완료하였다. 이러한 안전해석 코드 개발을 기반으로 2011년부터 2017년까지 6년에 걸쳐 미국의 MAAP, MELCOR 와 동등 또는 이상의 해석 성능을 보유한 코드 개발을 목표로 중대사고 코드 국산화가 추진되었으며, 2017년 6월, 다년간의 국내 중대사고 분야의 산학연 전문가들의 노력을 통해 국산 중대사고 종합해석 코드 CINEMA(Code for INtegrated severe accident Evaluation and MAnagement)가 완성되었다.

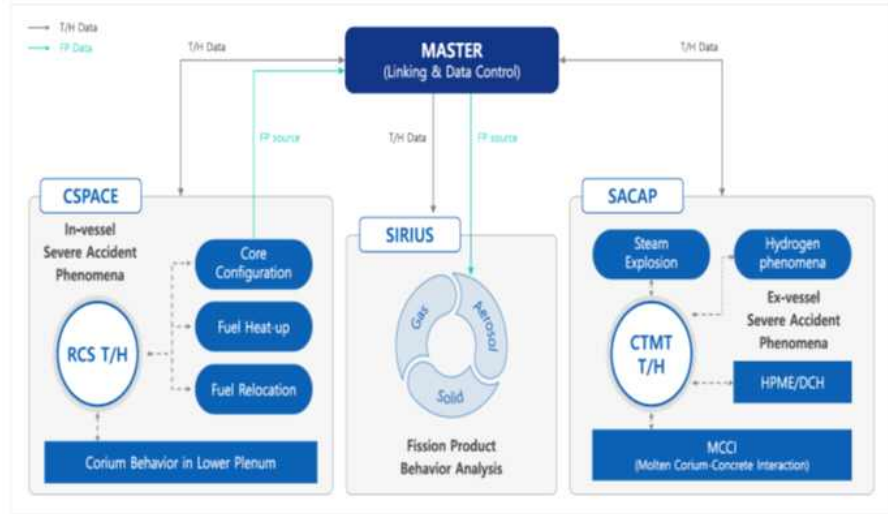


그림 B.2.4 CINEMA 코드 구조

CINEMA 코드는 노내, 노외 및 핵분열생성물 거동해석 모델과 같이 3가지 부문으로 구분하고 각 해석모델들을 단위 모듈로 개발하였다. 따라서, 각각의 단위 모듈별로 독립적인 계산과 분석이 가능하며, 이 모두를 통합한 종합해석 역시 가능한 것이 CINEMA 코드의 특징이다.

2017년 6월, CINEMA 코드 1.0버전의 개발을 완료하였으며, 이후 2019년 5월부터 CINEMA 코드의 인증 및 표준화를 위한 정부과제가 다시 착수되어 2022년 1월 현재 CINEMA 코드의 자체의 성능 개선과 표준화를 위한 역무가 진행되고 있으며, 이는 2023년 4월까지 수행될 예정이다. 2022년 1월 현재, CINEMA 코드는 2.0 베타버전이 최신 버전이며, 2023년 4월까지 2.0 버전 개발 완료를 목표로 진행되고 있다. 또한, 현재 개발되고 있는 CINEMA 코드의 가동원전에 대한 중대사고 분석 역시 수행되고 있어, 이를 통해 CINEMA 코드를 사용한 원전 중대사고 분석에의 적용 가능성과 적합성에 관해 확인할 계획이다. CINEMA 코드 2.0 베타버전까지의 주요 개선사항은 아래 표와 같다.

표 B.2.1 CINEMA 코드 주요 개선사항

구분	CINEMA Ver. 1.0 (2017.06)	CINEMA Ver. 1.5 (2020.11)	CINEMA Ver. 2.0(베타) (2021.11)
노내 현상	<ul style="list-style-type: none"> <li>안전해석코드 SPACE v.2.16 기반, 노내해석모듈(CSPACE) 완성</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>안전해석코드 SPACE 인허가 획득(2017.7)에 따른 인허가 획득 버전(SPACE v.3.0) 반영, 노내 모듈 보완</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>노심손상 진행 시 노심용융 거동 모의 개선(노심 열구조물 모델 상세화)</li> <li>하부반구 모델 개선(하부반구 관통부 파손모의 추가, 열수력 해석모델 개선)</li> <li>열수력해석 모델 개선(PORV의 Critical Flow 모델(new HF), 비응축성기체 모의, 핵연료와 냉각수 열전달모델 개선 등)</li> </ul>
핵분열 생성물 거동	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 시 핵분열생성물 거동 해석을 위한 핵분열생성물 관련 정보, 제염 메커니즘 등에 대한 전반적인 내용 반영</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>핵분열생성물 이송 및 침적 관련 에어로졸 형태의 핵분열생성물의 거동 추적을 위해 총 질량변화의 추적 이외에 시간에 따른 에어로졸 입자 크기 분포와 제거량 변화를 추적할 수 있도록 모델 개선, 보완</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>사용자 편의 개선(MASTER 연계 시간 동기화, 계산출력 간격 조정 가능, 노드 내 핵종별 질량분율 출력 기능 추가)</li> <li>방사성에어로졸 수조여과 모델 추가</li> </ul>
노외현 상	<ul style="list-style-type: none"> <li>격납건물 안전해석코드 CAP v.1.6 기반 노외해석모듈(SACAP) 완성</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>인허가 획득 버전(CAP v.2.21) 반영, 노외모듈 보완</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>최신 CAP 개정사항 반영(격납건물 살수 등)</li> <li>격납건물 압력거동 해석관련 모델 보완(원자로공동 냉각수 증발관련 모델 보완 등)</li> <li>노심용융물-콘크리트 반응해석 관련 모델 개선(침식계산 모델, 침식 형상모사 개선 등)</li> </ul>
일반, 종합개 선	<ul style="list-style-type: none"> <li>개발자 사용편의를 위한 실행 파일들만으로 구성</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>사용자 편의를 위해 일반 상용프로그램들과 같은 설치 패키지 형태로 프로그램 제공</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>설치 패키지 프로그램 개선(입력오류 확인기능 지원, 표준 오류메시지 보완 등) 및 CINEMA 코드 버전관리시스템 구축</li> </ul>



## B.III. 격납건물방호 관련 중대사고 대처 체계

### 1. 완화전략 및 설비

#### 1.1. 중대사고 관리전략

중대사고 관리라 함은 중대사고 발생 시 가용한 모든 수단을 사용하여 사고를 완화 시킴으로써 공중에 미치는 영향을 최소화하기 위하여 취해지는 조치들을 일컫는 말로써 이와 같은 관리는 중대사고 관리지침서(SAMG)를 통하여 중대사고 관리 방안을 기술하고 있다. 중대사고 관리의 목표는 기본적으로 원자로용기 파손을 방지하고, 격납건물 파손을 방지함으로써 방사능 물질의 소외 방출을 최소화하는 것이다. 기본적으로 중대사고 관리는 중대사고 관리 전략, 중대사고 관리전략 수행을 위한 지침 및 조직, 중대사고 관리전략 수행에 필요한 정보 및 도구, 그리고 중대사고에 대처하기 위한 운전원들의 훈련 및 관련 교재 개발 등으로 구성된다.

원자력 발전소 내에서 일어난 사고로 인해 비상운전절차서를 수행하는 도중에 중대사고 관리 진입조건에 도달하게 되면, 운전원은 중대사고가 일어난 것으로 판단하고 중대사고 관리 지침에 따른 일련의 사고 대처를 수행하게 된다. 이때 중대사고 관리 진입 조건은 경수로의 경우 노심출구온도(Core Exit Temperature; CET)를 기준하고 있다.

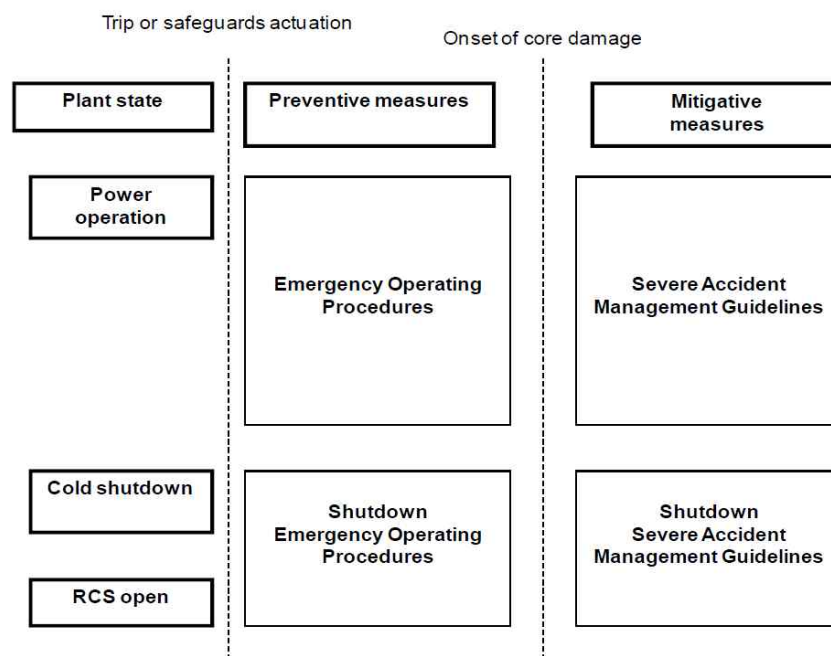


그림 B.3.1 중대사고 사고관리지침 진입

그림 B.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.

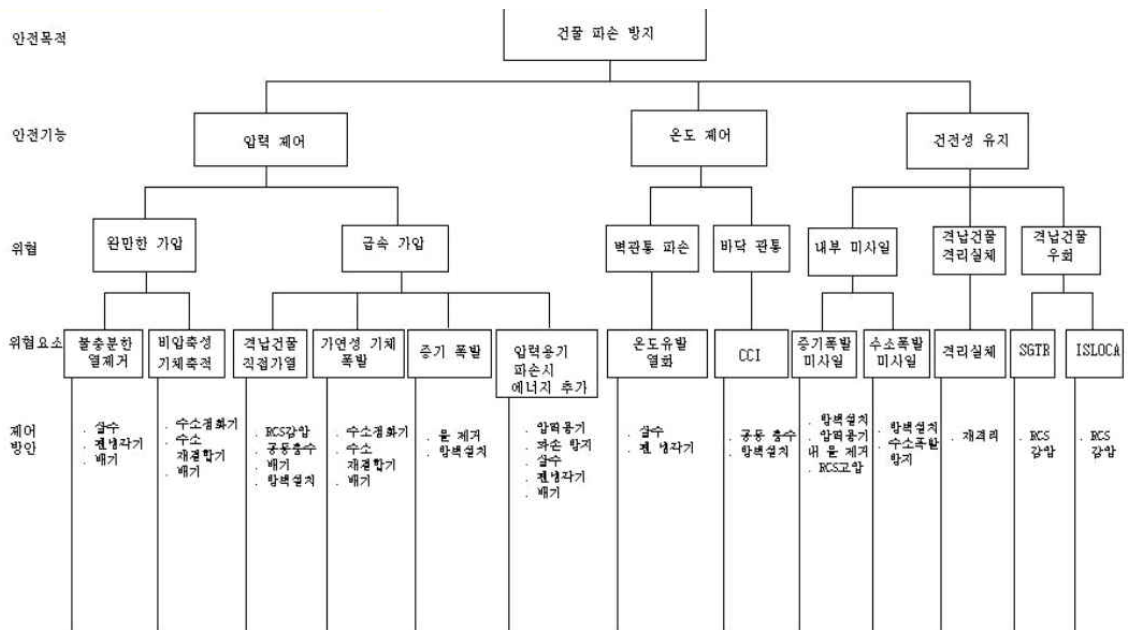


그림 B.3.2 격납건물 파손방지를 위한 안전목표 수목

격납건물 관리를 위한 전략은 현재 크게 완화-01부터 완화-07까지의 7개 전략으로 구성되어 있고, 모두 격납건물 방호에 직간접적인 영향을 주게 된다. 이들은 완화-01 전략인 증기발생기 급수 주입, 완화-02 전략인 원자로 냉각재 계통 감압, 완화-03 전략인 원자로 냉각재 계통 냉각수 주입, 완화-04 전략인 격납건물 냉각수 주입, 완화-05 전략인 핵분열생성물 방출제어, 완화-06 전략인 격납건물 상태제어 및 완화-07 전략인 격납건물 내 수소제어 등이 그것들이다. 이들 완화전략을 수행하기 위해서는 다양한 설비가 필요하다. 최신 설계인 APR1400의 중대사고 대처설비들을 살펴보면 냉각재계통 급속 감압계통, 원자로 냉각재 계통과 격납건물로의 냉각수원인 IRWST, 원자로 공동 충수 계통, 수소제어 설비 등이 있다. 특히 원자로용기 파손방지를 위해 IVR-ERVC 전략하에 공동충수 시스템을 갖추고 있고 이는 사고 시 원자로 용기까지 공동내부를 충수하여 원자로용기 파손을 방지함으로써 사고 진행을 원자로 용기 내로 국한시키는 효과가 있다.

하지만 후쿠시마 사고 이후 원자로용기 파손 방지의 불확실성이 매우 큼을 확인한

상황에서 격납건물로의 사고 진행, 그리고 그에 따른 격납건물 내의 다양한 현상을 고려한 보다 종합적인 사고관리전략을 수립하고 이의 유효성을 평가하는 것이 중요하게 부각되고 있다. 특히 국내의 경우 2015년 원자력안전법 개정에 따라 중대사고관리지침서를 포함한 사고관리계획서 제출을 통해 이와 같은 노력을 수행하고 있다.

## 2. 완화설비

### 2.1. PCCS

가동 중 원전(Gen. II)와 차별되는 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 명문화하고 있다.

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 열 제거 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 빠져 나간다. 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, CONTEMPT4, 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 농도가 적을 경우 비교적 실험을 잘 예측하나, 비응축가스의 농도가 높으면 많은 차이를 보이며 보다 정교한 열수력 해석이 필요하다고 알려져 있다.

## 2.2. CFVS

격납건물 여과배기계통(Containment Filtered Venting System; CFVS)는 원전 중대사고 시 격납건물 건전성이 위협받는 경우 격납건물 내부의 핵분열생성물을 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 중대사고 시 핵분열생성물, 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 여

과효율을 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. 건식제거방식은 에어로졸 제거를 위한 필터와 요오드 제거를 위한 필터를 격납 건물 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 운전할 수 있도록 설계된다. 성능요건과 관련하여 일반적으로 입자상의 에어로졸, 기체상의 원소 요오드 및 기체상의 유기 요오드에 대한 여과성능(제염계수, DF)가 제시되나, 이러한 성능요건은 국가별로 차이를 보인다. 일본 후쿠시마 사고 이후 국내 가동원전 안전점검 결과에 따른 조치사항으로 중대사고 시 격납건물 과압예방을 위한 배기 또는 감압설비 설치가 사업자에게 요구되었다. 이에 따라 발전사업자인 한국수력원자력(주)는 검토를 통해 중수로 원전인 월성1호기에 대해 우선적으로 CFVS 설치와 인허가를 완료하였다. 이외 국내 중수로 원전인 월성2, 3, 4호기 뿐만 아니라 경수로 원전 전체에 대한 중대사고 시 격납건물 과압예방을 위한 설비 설치에 대해서도 CFVS가 고려되어 관련 후속조치가 진행되었다. 하지만, 2015년 원자력안전법 개정에 따라 수행된 사고관리계획서 개발을 위한 중대사고 완화능력 평가 수행과정에서 CFVS 운전 시 원전 제한구역경계에서의 방사선 피폭선량 관리기준 불만족 가능성이 대두되었다. 따라서 CFVS 설치 외 대체방안에 대해 논의되었으며, 국내 가동원전에 대한 CFVS 설치는 전면 취소되었다.

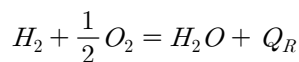
### 2.3. PAR 및 점화기

초기사건 종류와 무관하게 일단 노심이 냉각수에서 노출되게 되면 노심 피복재의 산화과정에 의해 대량의 수소가 노내에서 지속적으로 발생하게 되며 이렇게 누적된 수소는 1차계통 파단 또는 원자로용기 파손 시점에 원자로건물로 방출되게 된다. 또한 원자로용기에서 방출된 고온의 노심용융물과 원자로 공동의 콘크리트가 반응하면서 일정량의 수소가 원자로용기 외부에서도 발생할 수 있다. 후쿠시마 사고와 TMI-2 사고에서 목격했듯, 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 PAR를 보완하기 위한 설비로 수소가 급격히 방출되는 매우 희박한 발생확률의 사고에 대비하여 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 장점이 있다. 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 발생하여 수소가 제거되며 아래와 같은 화학반응에 따라 반응열을 방출한다.



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.

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 20~30기의 PAR와 점화기가 원자로건물 내부에 설치되어 있다. 이를 통해 관련 규제요건에서 요구하고 있는 100% 핵연료피복재금속-냉각수 반응에 의한 수소생성 가정 조건에서 원자로건물 내부 평균 수소농도를 10% 이하로 제한하여 중대사고 상황에서도 원자로건물 내부의 수소연소 가능성을 효과적으로 낮출 수 있다.

## 2.4. 급속감압설비

노심물질이 용융되는 중대사고가 발생하였으나 원자로용기 파손방지를 위한 아무런 조치가 취해지지 않으면 원자로용기가 파손된다. 원자로용기가 고압인 상태에서 파손되면 노심용융물 고압분출(HPME)로 노심용융물이 격납건물 대기로 직접 방출되어 격납건물직접가열(DCH)가 발생하여 격납건물 조기 파손을 초래할 수 있다. 이를 방지하기 위해 원자로냉각재계통의 급속감압 기능을 수행하는 급속감압설비가 설치된다. 급속감압설비는 급수완전상실사고와 같은 설계기준초과사고시(BDBA, Beyond Design Basis Accident)에는 원자로냉각재계통 냉각수 주입 및 방출운전을 위해 사용될 수 있고 중대사고시에는 DCH를 방지하기 위해 사용될 수 있다. 또한 이 계통은 중대사고 동안 증기발생기 전열관 파열을 방지하기 위해 원자로냉각재계통의 압력을 신속히 감소시킬 수 있는 수단을 제공하며, 중대사고시 원자로용기 파손 이전에 원자로냉각재계통의 압력을 2,500psia(175.77kg/cm<sup>2</sup>)에서 DCH를 방지할 수 있는 압력으로 감압시킬 수 있도록 그 용량이 설계된다.

중대사고관리 관점에서 전원상실사고, 급수완전상실사고, 안전주입이 되지 않는 소형 파단냉각재상실사고 등과 같이 원자로냉각재계통이 고압으로 상당 기간 유지되는 중대사고의 경우에는 이 계통의 작동이 요구된다. 만일 안전주입이 가능한 상황이라면 안전감압계통과 안전주입계통을 이용한 냉각수 주입 및 방출운전이 쉽게 수행된다. 그러나 안전주입이 가용하지 않는다면, 안전감압계통을 이용하여 원자로냉각재계통을 급속히 감압시켜 안전주입탱크(SIT, Safety Injection Tank)의 냉각수가 원자로냉각재계통에 주입되도록 하여 노심냉각 가능 기간을 연장시키고 원자로용기 파손시에는 DCH를 방지하게 한다. 또한, 급속감압설비의 작동은 저압안전주입 계통 및 외부냉각주입 펌프의 작동으로 냉각수를 원자로냉각재계통에 주입 가능한 정도로 원자로냉각재 계통의 압력을 감소시키는데 이용될 수 있다.

국내 급속감압설비는 한울 3, 4호기부터 가압기 상부에 안전감압계통(SDS, Safety Depressurization)이 설치되었고, APR1400은 안전감압설비로 POSRV(Power Operated Safety Relief)가 설치되었다. POSRV는 원자로냉각재계통의 압력을 조정하는 SRV(Safety Relief Valve) 기능도 수행하고 급속감압 기능도 수행할 수 있다.

## 2.5. 살수(Spray)

설계기준사고(DBA)에 대응하기 위한 원자로건물살수계통에 더하여 APR1400 노형에서는 중대사고 상황에서 원자로건물의 압력을 제어하고 대기 중의 방사성물질을 제거하기 위하여 비상원자로건물살수보조계통(ECSBS)가 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 48시간 동안 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 비상교류 전원과 독립적으로 운전이 가능하므로 전원상실 사고의 경우에도 원자로건물 대기의 압력 및 온도 제어가 가능하다.

## 2.6. 원자로공동 침수설비

원자로공동은 중대사고 시 원자로용기 파손 이후 방출되는 고온의 노심용융물을 억류하고 냉각하기 위한 공간이다. 노심용융물을 억류하기 위해서 원자로공동은 가능한 넓은 바닥면적을 가지도록 형상이 이루어져 있고, 노심용융물 냉각을 위해 적절한 냉각수 공급 설비와 사고관리전략을 구비하고 있다.

APR1400 노형의 경우, 중대사고 전용 계통으로서 원자로공동침수계통(CFS, Cavity Flooding System)을 도입하고 있다. 이 계통은 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 미국 EPRI의 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. 그리고 후쿠시마와 같은 전원상실사고를 대비하기 위해 전용배터리를 통한 밸브 전원 확보가 가능하다. 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.

## 2.7. 코어캐처(Core catcher)

국내 APR1400 노형에서는 노심용융물 냉각을 위한 전략으로 원자로용기 외벽냉각을 통한 노심용융물 노내억류(In-vessel RETention through External REactor Vessel Cooling, IVR-ERVC) 전략을 채택하였으나, 유럽 수출형 노형인 EU-APR이나 APR1000의 경우 원자로용기가 파손된 후 방출된 노심용융물을 노외에서 냉각하는 코어캐처 설계를 채택하였다. 기존 IVR-ERVC 전략도 유럽 규제요건을 만족하는데 문제가 없으나, 유럽 사업자들이 코어캐처 설계를 더 선호하기 때문에 유럽 수출형 노형은 코어캐처 설계를 적용하였다.

코어캐처는 원자로공동 하부에 설치되는 V자형의 철제 구조물로, 구조물 상부에는 노심용융물의 용융진행을 지연시킬 수 있는 희생물질(sacrifice material)이 설치되어 있다. 약 10도 정도로 경사져있는 코어캐처 구조물 하부에는 지지구조물(stud)가 설치되어 코어캐처본체 하부에 냉각채널을 형성하며, 이 냉각채널에 냉각수가 공급되면 자연대류에 의해 노심용융물이 냉각된다. 또한, 원자로 공동 벽체에는 자연대류 유량 순환을 위한 강하관이 설치되어 있다.

노심용융물이 노외로 방출되어 코어캐처 상부로 낙하하면, 초기에는 코어캐처 상부의 희생물질이 노심용융물과 혼합되면서 노심용융물의 열을 분산시킨다. 노심용융물 방출이 감지되면 격납건물 내 재장전수조(In-containment Refueling Water Storage Tank; IRWST)에서 냉각수가 공급되며, 냉각수는 코어캐처 하부 채널을 통해 원자로공동 전체를 채우

게 된다. IRWST로부터 주입된 냉각수는 코어캐처 하부에서 전달되는 열에 의해 기화되며 부력에 의한 자연대류로 코어캐처 하부를 냉각시킨다. 코어캐처 상부 벽체와 코어캐처 하부의 워터박스(Waterbox)는 다수의 강하관(Downcomer)으로 연결되어 있어 자연대류에 의한 냉각수 순환 유로를 제공한다. 이러한 자연대류에 의해 코어캐처 내의 노심용융물은 장기간 냉각되고, 코어캐처의 건전성이 유지될 수 있다.

### 3. 국내원전 중대사고 대처 및 관리현황

#### 3.1. 후쿠시마 후속 조치 이행

국내에서는 ‘11. 5 교과부에서 후쿠시마 원전사고 이후 국내 전 원전에 대한 안전 점검을 실시하여 안전성을 확인하고 50개 후속대책을 수립, 시행하였다. 이 당시 국내에서 6.5 규모이상의 강진 발생, 국내 기존원전 부지에 대하여 최대 12m의 대형해일 발생과 전력공급차단을 가정하여 대형 원전 사고 발생에 대비하여 이러한 후속대책을 도출하였다.

후쿠시마 후속조치 중 중대사고와 관련이 있는 사항인 4-1항목에서 4-6까지의 항목들에 대해서는 대부분 조치완료 되었다. 단, 4-2 항목인 ‘격납건물 배기 또는 감압설비 설치’와 관련해서는 당초 전 가동원전에 대한 CFVS 설치를 통한 조치이행이 계획되었지만, 사고관리계획서 개발에 따른 중대사고 관리에 있어 인허가 요건 만족여부에 대한 추가검토에 따라 그 계획은 전면 취소되었다.

표 B.3.1 국내원전 후쿠시마 후속 조치 목록

분류 번호	과제명
1-1	지진 자동정지설비 설치
1-2	안전정지유지계통 내진성능 개선
1-3	원전부지 최대 지진에 대한 조사·연구
1-4	주제어실 지진발생 경보창의 내진성능 개선
1-5	월성원전 진입교량의 내진성능 개선
2-1	고리원전 해안방벽 증축
2-2	방수문 및 방수형 배수펌프 설치
2-3	원전부지 설계기준 해수위 조사 연구
2-4	냉각해수 취수능력 강화 및 해일대비시설 개선
3-1	이동형 발전차량 및 축전지 등 확보
3-2	대체비상발전기 설계기준 개선
3-3	예비변압기 앵커링, 월성 EPS 연료주입구 개선
3-4	스위치야드 설비 관리 주제 개선

분류 번호	과제명
3-5	사용후연료저장조 냉각기능 상실시 대책 확보
3-6	최종 열제거설비 침수방지 및 복구대책 마련
3-7	옥외 설치 탱크 방호벽 설치
3-8	주증기안전밸브실 및 비상급수펌프실의 침수방지 시설 보완
3-9	소방계획서 개선 및 협력체계 강화
3-10	화재방호설비 및 자체소방대 대응능력개선
3-11	원전 성능위주 소방설계 도입
4-1	피동형수소제거 설비 설치
4-2	격납건물 배기 또는 감압설비 설치
4-3	원자로 비상냉각수 외부 주입유로 설치
4-4	중대사고 교육훈련 강화
4-5	사고관리전략 실효성 강화를 위한 중대사고 관리 지침서 개정
4-6	정지/저출력 운전중 중대사고 관리 지침서 개발
5-1	원전인근 주민보호용 방사선방호 장비 추가 확보
5-2	다수호기 동시 비상발령 등 방사선비상계획서 개정
5-3	장기 비상발령 대비 비상장비 추가 확보
5-4	비상진료기관의 장비 추가 확충
5-5	방사선 비상훈련의 강화
5-6	장기전원상실시 필수 정보의 확보방안 강구
5-7	보수작업자 방호대책 확보
5-8	비상대응시설 개선
5-9	방사선 비상시 정보공개 절차 개정
5-10	비상계획구역 밖의 주민보호조치 평가
5-11	비상경보시설의 성능 강화
6-1	정기검사 등 안전검사 대폭 강화
6-2	주요 기기 및 배관의 가동중검사 강화
6-3	경년열화관리계획(AMP) 통합관리방안 수립/이행
6-4	주요 능동기기 성능변수 관리 강화
6-5	정량적 피로 관리 강화를 위한 피로감시 시스템 설치
6-6	가압기 하부헤드 피로 건전성 강화
6-7	발전정지 유발기기의 신뢰도 증진
6-8	운영 인력 적정성 평가
6-9	소내 전력공급계통 신뢰도 향상
6-10	구매 품질보증 체계 점검 강화
7-1	구조물의 내진성능 평가 및 주제어실 개선
7-2	하나로 및 부대시설 부지 침수위 재평가
7-3	복합적 방사선비상 상황 반영, 방사선비상계획서 개정

### 3.2. 사고관리계획서 개발

#### 가. 사고관리계획서

2015년 원자력안전법 개정에 따라 사고관리계획서가 운영허가 문서로 새로 포함되었다. 사고관리계획서는 ‘중대사고(설계기준을 초과하여 노심의 현저한 손상을 초래하는 사고)’에 대한 관리를 포함하고 있다. 이에 따라 건설원전과 가동원전 모두에 대해 중대사고 완화능력에 대한 평가를 수행하였으며, 2019년 6월 그 결과를 원자력안전위원회에 제출하였다(대상원전: 고리2,3,4호기 및 신고리1,2,3,4호기, 한빛1,2,3,4,5,6호기, 한울1,2,3,4,5,6 및 신한울1,2호기, 월성2,3,4호기 및 신월성1,2호기). 2022년1월 현재, 사고관리계획서에 대한 인허가 심사가 진행 중에 있다.

#### 나. 사고관리계획서 중대사고 평가 관련 사항

사고관리계획서에서 중대사고에 대한 평가는 ‘중대사고 완화능력의 평가’로 구분되어 있다. 중대사고 완화능력의 평가(사고관리계획서 4.2항)은 중대사고 시 원자로격납건물의 건전성 위협요인에 대한 평가결과 원자로격납건물의 방호벽 기능이 보장됨을 확인해야 한다. 원안위 고시(사고관리 범위 및 사고관리능력 평가의 세부기준에 관한 규정)에서는 중대사고 분석을 위해 고려해야하는 원자로격납건물에 대한 위협요인을 명시하고 있으며, 그 내용은 표 B.3.2와 같다.

따라서, 현재 원자력안전위원회에 제출된(2019.06) 국내 전 가동원전에 대한 사고관리계획서에는 앞서 제시된 원자로격납건물에 대한 위협요인들에 대한 중대사고 평가를 수행한 결과를 포함하고 있다. 사고관리계획서는 중대사고를 포함한 원전 사고관리의 전반적인 내용을 포함하고 있다. 따라서, 중대사고 완화능력 평가를 통해 수행된 결과는 중대사고관리를 위해 필요한 사고관리계획서 관련 항목들과 유기적으로 연계되어 있으며, 그 내용은 그림 B.3.3과 같다.

표 B.3.2 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>

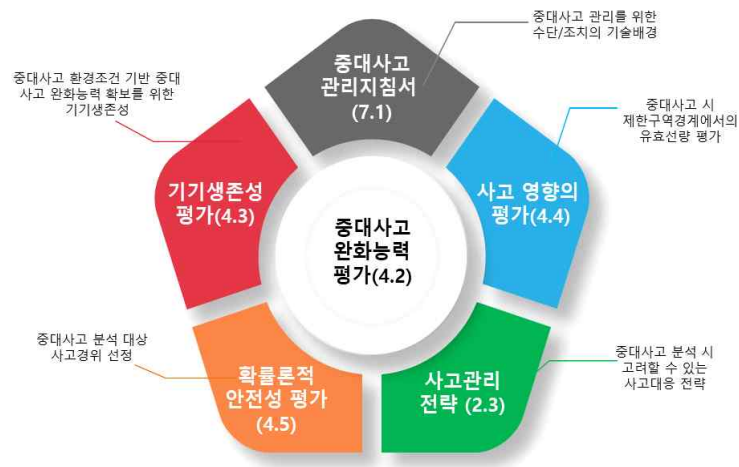


그림 B.3.3 사고관리계획서 내 중대사고 완화능력평가와 타항목의 관련성

앞서 언급한 바와 마찬가지로 사고관리계획서 개발과 인허가 심사를 통해 궁극적으로는 체계적이고 명확한 사고관리를 위한 규제기관과 원전사업자 간 부단한 고민과 노력을 기반으로 지속적인 원전 안전성 확보와 증진에 기여할 것으로 예상된다.

## B.IV. 격납건물 방호 관련 규제현황

### 1. 국내 원자력안전법

#### 1.1. 중대사고 정책성명

1986년 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 한국원자력안전기술원은 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 한국원자력안전기술원은 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 핵분열생성물의 방출·방벽 기능을 유지함으로써 중대사고 대처능력을 확보할 수 있도록 발전용원자로 설치·운영자로 하여금 중대사고 예방 및 완화 설비를 갖추도록 요구하였다.

중대사고 정책 공포 이전에는 미국 TMI 사고(1979년) 후속조치 요건의 국내 원전 적

용( '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 사항들을 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 원전설계 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 원자력관계 법령 내에 포함되어 있지 않아 법적 강제성이 없어 중대사고 정책에 따른 행정조치로 이행되었다.

## 1.2. 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>11)</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 Extended Condition) 규제 요건화를 완료하는 계획이 포함되어 있었다. 2014년 6월에는 원자력안전위원회 안전정책국을 중심으로 한 중대사고 법제화 태스크포스

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

(TF)팀이 새로이 구성되었는데, TF팀은 2014년 12월 IRRS 수검에 대비해 중대사고뿐만 아니라 DEC까지 법제화 될 수 있도록 개정안을 개발하는 것을 활동 목표로 하였다.

국회에서도 중대사고를 포함하는 사고관리 계획 제출을 의무화하는 내용으로 민병주<sup>12)</sup>, 장하나<sup>13)</sup> 의원을 비롯하여 김운덕<sup>14)</sup>, 서상기<sup>15)</sup>, 유승희<sup>16)</sup> 의원 등이 각각 원자력안전법 개정법률안을 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

### 1.3. 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.

---

12) 원자력안전법 일부개정법률안, 민병주, 2014년 10월 7일

13) 원자력안전법 일부개정법률안, 장하나, 2014년 12월 29일

14) 원자력안전법 일부개정법률안, 김운덕, 2014년 3월 14일

15) 원자력안전법 일부개정법률안, 서상기, 2014년 9월 19일

16) 원자력안전법 일부개정법률안, 유승희, 2014년 11월 17일



#### 나. 원자로시설 등의 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.
  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 B.3.2에 제시된 바와 같은 중대사고로 인한 위협요인은 격납기능의 유지와 밀접하게 연관되어 있다.

제6조(중대사고 예방 능력의 평가)에서는 다중고장 및 외부재해에가 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 B.4.1과 같이 제시하고 있다.

표 B.4.1 결정론적 안전기준 및 확률론적 안전목표치

구 분	기준 및 목표치
결정론적 기준(제8조)	- 제한구역 경계에서 유효선량으로 250mSv
확률론적 안전목표치(제9조)	- 사고로 인한 초기사망 위험도 및 암사망 위험도가 각각의 전체 위험도의 0.1% 이하이거나 또는 그에 상응하는 성능목표치*를 만족할 것 - Cs-137 방출량 100TBq 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

## 2. 국외 격납건물 중대사고 규제

### 2.1. 미국

2001년 911 테러 이후 미국 원자력안전위원회(Nuclear Regulatory Commission; NRC)는 항공기 충돌 등 설계기준초과 외부사건으로 발생한 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.

### 2.2. 일본<sup>17) 18) 19) 20)</sup>

일본 원자력규제위원회는 2013년 6월 19일 제11차 회의를 개최하여 원자력규제법을 근거로 신안전기준을 제시하였는데, 신안전기준의 기본 방향은 심층방어 원칙의 적용, 공통원인에 의한 사고의 방지, 외부사건에 대한 설계 강화, 중대사고 및 테러대응 강화이

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

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

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

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

다. 신안전기준은 설계기준에 대한 안전기준, 중대사고 대처방안, 지진 및 지진해일에 대한 안전 기준 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

### 2.3. 유럽<sup>21) 22) 23)</sup>

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 구체적인, 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 인위적 재해, 중대조건 등을 포함하고 있다.

### 2.4. 국제협약

IAEA의 원자로의 설계에 관한 상세안전기준 SSR-2/1<sup>24)</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 설정하

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

22) 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.

23) 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

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

고 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 70개국은 외교회의를 개최하고 ‘원자력안전에 관한 비엔나 선언<sup>25)</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 소외비상대응·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.

---

25) IAEA, Vienna Declaration on Nuclear Safety, 2015.02.09

## B.V. 중대사고 시 격납건물 방호이슈 및 중요도

### 1. 격납건물 벽체, 격실 및 돔 방호

#### 1.1. 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. 일반적으로 중대사고 상황에서 격납건물 하중은 두 가지 시간 척도(time-scale)에서 발생할 수 있다. 먼저 동적인 하중 발생에 의한 수 밀리초 시간 구간에서의 짧은 시간 척도 하중은 주로 화염가속이나 Deflagration-to-Detonation Transition(DDT)에 의한 동적 수소 폭발, 노외 증기폭발과 같은 현상에 의해 발생한다. 두 번째로 수초 내지는 수분, 아니면 수 시간의 비교적 긴 시간 척도동안 지속적인 수증기 생성이나 증기급증에 의해 격납건물 전체에 과압 하중이 발생하는 경우이다. 본 절에서는 이중에서 두 번째 고온과압 현상에 의한 격납건물 파손 가능성을 다룬다.

격납건물 고온과압에 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 고온과압시 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 방사성물질의 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, 방사선물질 방출 및 결말 분석에 있어서 파단전누설의 적용 여부는 결과를 달라지게 할 수 있는 요소로 볼 수 있다.

격납건물의 고온과압 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 3차원 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.

중대사고가 진행됨에 따라 격납건물 내부의 온도와 압력은 대부분 연동되어 증가 또는 감소 경향을 보이게 되며 NRC Reg. Guide 1.216에서 언급하는 바와 같이 격납건물의 온도 보다는 압력이 건전성에 더 큰 영향을 주는 것으로 간주된다. 고온 고압으로 격납건물의 누설이 발생하며, 누설 면적에 비례해서 방사성 물질이 외부로 방출되는 양이 증가하기 때문에 압력에 따른 누설 면적의 예측이 중요하다.

## 나. 실험 및 해석 현황

### (1) 실험프로그램 현황

NUREG/CR-6906에서는 샌디아국립연구소(Sandia National Laboratories; SNL)의 고압 조건에 대한 격납건물 건전성 연구 수행 이력 및 주요 결과들을 제시하고 있으며 주요 격납건물 실험들은 다음과 같다.

철제 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 프리스트레스트 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 Corporation에서는 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.

앞 절에서 소개한 실험프로그램 현황은 주로 미국 내지 유럽 원전 격납건물을 대상으로 하기에 국내 원전의 대형관통관, 콘크리트 구조물 고유 특성, 용접품질 등은 실험적으로 모두 파악하기가 어렵다. 따라서 격납건물 고온과압에 대한 거동 해석을 위한 이러한 전산모델 개발과 함께 국내 원전 고유 격납건물 설계 현황들의 정보도 정확한 전산해석 결과를 얻기 위해 상당히 중요하다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

### (1) 격납건물 고온과압 대응 전략

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 24시간 동안 격납건물은 신뢰할만한 기밀방벽(leak-tight barrier) 역할을 유지해야 한다고 기술하고 있다. 즉, 격납건물은 24시간 동안 핵분열생성물의 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 고온과압 시 사고관리 전략 수립의 중요한 기준이 된다.

APR1400 원전의 경우 매우 큰 자유체적과 강한 강도의 콘크리트 격납건물을 가지고 있기에 중대사고 발생 이후 24시간까지 특별한 운전원 조치가 없어도 격납건물이 기밀방벽으로서의 역할을 유지할 수 있다. 24시간 이후에는 격납건물살수계통을 동작하거나 격납건물살수계통이 여의치 않은 경우 비상원자로건물살수보조계통(Emergency Containment Spray Backup System, ECSBS)가 도입되었다. ECSBS는 작동 후 최대 48시간까지 격납건물의 압력과 온도를 제어할 수 있도록 설계되었으며 이동형 기기와 전용 배관을 이용하기에 후쿠시마 사고와 같은 외부재해 및 전원상실사고에서도 동작을 보장한



다.

## (2) 격납건물 고온과압 대응 설비

격납건물 고온과압 조건에 대한 대표적인 완화설비로는 살수계통과 CFVS(Containment Filtered Vent System)이 있다. 국내 APR1400 원전에는 ECSBS가 적용되었다. 이와 같은 중대사고 대처를 위한 격납건물 감압설비가 적용되지 않은 경우에는 격납건물의 지속적인 제어가능 방출(controlled release)을 위해 격납건물 배기 전략이 수행되게 된다.

OPR1000 노형을 비롯한 가동 원전의 경우 설계 및 인허가 당시 중대사고 대처 설비의 평가가 고려되지 않은 부분이 있기에 사고관리계획서 법제화 이후 사업자는 다중방호 관점에서 이동형 발전차 및 외부주입 설비 등을 이용한 격납건물 고온과압 방지 사고전략을 도출하였고 인허가 심사가 진행 중이다. 이러한 전략은 2021년 현재 미국, 일본 및 유럽 국가들에서 도입이 되었거나 도입중인 후쿠시마 대처 전략과 유사한 수준으로 판단된다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

미국 NRC는 TMI 사고 이후 격납건물의 구조적 특성에 대한 다양하고 심도 있는 연구를 수행해 왔으며 2006년 발간한 NUREG/CR-6906에서는 그간 SNL에서 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, KEPSCO E&C 등이 격납건물의 거동해석에 참여한 사례가 있으며, KAERI에서 축소모델에 관한 단

독 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. 원자로건물 압력 상승의 가장 큰 원인은 노심 용융물의 잔열에 의해 원자로건물 내부의 냉각수가 증발하여 가해지는 분압 기여도이다. 이 외에 원자로건물의 총 자유체적과 열침원 양 및 분포와 같은 확정적 변수들과 살수 계통의 설계 및 운전 조건들이 원자로건물 압력 상승에 영향을 미친다. 국내 원전에 설치된 살수 계통은 그 용량과 유효 영역, 그리고, 사고 상황에서의 동작 가능성 등을 고려하면 원자로건물의 과압 위험도를 충분히 낮추어 원자로건물의 건전성이 유지됨을 확인할 수 있다. 또한 2016년 원자력안전법 개정에 따라 가동 원전에 대한 중대사고관리능력 평가가 최근 수행되었다. 격납건물의 고온과압에 대한 건전성 평가를 위하여 최신 방법론과 모델을 적용하였으며 격납건물의 건전성을 더욱 향상시키기 위한 다양한 대처설비와 사고관리기법이 개발되었다. 이러한 노력을 통해 격납건물의 고온과압에 대한 추가적인 대처능력을 확보하였다. 그럼에도 불구하고 격납건물 파손 시의 환경영향을 감안하면 사고관리 관점에서 격납건물 내부의 온도 및 압력 상승을 제어하기 위한 설비 또는 전략은 그 실패에 따른 영향이 매우 심대하므로 사고관리 기반수준에서 중요도는 상에 해당한다.

## (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

대형 건식 형태의 격납건물은 일반적으로 Pre-Stressed 콘크리트 구조물로 이루어져 있으며 이러한 구조물은 일반적으로 내압능력이 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.

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 핵분열생성물이 이송되고 침적되는 과정에서 침적된 핵분열생성물에 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 판단되며, 관통부의 이음새, 밸브 패킹 등을 통한 누설의 가능성에 초점이 맞추어져야 할 것으로 판단된다.

## 1.2. 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 대기 및 열전달 및 연소 등 다양한 현상들에 의해 지배되며, 각 현상별 주요 특성을 다음에 정리하였다.

#### (1) 노심용융물의 분출

원자로 용기로부터 용융물의 분출은 중대사고 시 고압 상태에서 노심용융물에 의해 원자로 용기 하부의 열적 파손 또는 원자로 하부에 설치된 관통부의 손상에 의해 일어난다. 노심용융물은 원자로 용기의 용융 온도보다 훨씬 높은 온도를 유지하므로 용융물의 분출 시 초기에 형성된 파손 면이 급속히 용탈(ablation)되어 면적이 증대된다. 파손 면적은 용융물의 방출률뿐 아니라 원자로 계통 내 가압 상태의 증기 및 냉각수의 방출에

도 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 가스와 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 충돌 및 집적, (4) 원자로 건물 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 계측기 관 통로(in-core instrument tunnel)를 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 원자로 건물 대기로의 열전달이 이루어져야 한다. 용융물로부터 대기로 열전달은 용융물 입자와 대기와의 직접 열전달과 용융물 중금속 물질과 증기와의 발열 반응을 고려할 수 있다. 원자로 건물 대기에서 일

차적으로 금속과 대기 중 산소와의 반응을 고려하나 용융물이 이송되는 공간들이 격실화되어 있어 산소 결핍(oxygen-starved) 가능성이 크기 때문에 대부분 고온 금속과 blowdown 가스와의 반응이 지배적이다.

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 산소가 있어야 하는데, DCH의 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 고여있는 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. 연료재장전 냉각수 저장 탱크(refueling water storage tank)의 냉각수가 살수계통의 작동에 사용된 경우 원자로 공동은 충분한 양의 냉각수가 존재하며, 그렇지 않는 경우 냉각수가 증발되거나(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 분출시킴으로써 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 전산유체해석(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 충분한 시간 동안 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 코드뿐만 아니라 MELCOR와 MAAP 등 중대사고 종합 해석 코드에 DCH 모델이 해석모듈로 포함되어 있다. 최근 유럽에서 개발되고 있는 ASTEC 코드도 최근의 DISCO 실험 결과들을 반영한 DCH 모델을 포함하고 있다. 그러나 이들 종합 평가 코드들은 lumped parameter 해석을 기본으로 하므로 DCH 물리적 현상을 직접 모의하기보다는 개별 및 종합 실험 결과에서 얻어진 상관식 및 해석 모델을 기반으로 하고 있다. 따라서 이들 코드들은 각각 관련 현상들에 대해 서로 다른 상관식

과 모델을 사용하기 때문에 코드별로 해석능력이 차별화되어진다. 제어체적(Control-volume)에 기반을 둔 Lumped-Parameter 해석코드(CONTAIN, MELCOR, MAAP 등)는 공동과 같은 특정 체적(Volume)을 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 과 MC3D가 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 장점이 있다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

### (1) HPME/DCH 완화전략

중대사고가 진행 과정 중에 HPME/DCH 방지를 위해 RCS 압력을 낮추는 것은 중대사고관리에서 가장 시급히 해야 하는 일 중의 하나이다.

노심출구 열전대의 온도가 649℃ 이상을 가리키면 운전원은 모든 RCS 밸브 및 원자로건물로의 모든 RCS 배기 경로를 열고, 모든 건전한 증기발생기를 대기압까지 낮추도록 되어있다.

### (2) HPME/DCH 완화 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. 원자로용기 헤드 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 증기발생기를 통한 감압을 수행한다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

DCH에 대한 지식기반 수준은 상당히 높다고 할 수 있다. 80년대 초 Zion PSS에서 DCH에 의한 격납건물 조기 파손 가능성이 알려진 이후, 중대사고 주요 쟁점 중의 하나로 미국 NRC를 중심으로 집중적인 연구가 이루어졌다. 미국 NRC는 체계적인 실험 연구와 함께 NUREG/CR-6075를 통해 가동 중 원전의 평가방법론을 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 의한 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 실험결과를 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 존재한다고 보고 있다. 이는 조기 격납건물 파손 가능성을 배제하고자 하는 유럽 EUR 등의

설계 목표와 연관하여 여전히 중요도를 높게 보고 있다.

## (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

중대사고 사고관리 관점에서 HPME/DCH의 전반적 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 방비 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. 따라서 감압계통의 설계 및 사고 관리 전략의 유효성과 감압 성공을 결정하는 문턱 압력값에 대한 추가적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

## (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 원자로냉각재계통의 감압을 통하여 격납건물 직접가열 또는 고압노심용융물 분출 가능성을 원천적으로 방지하는 급속감압계통을 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 연

구가 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 노력을 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 상호작용, 냉각과 산화반응

### 1.3. 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 혼합된 상태에서 연소가 시작되어 단순히 아음속연소에 머무르는 경우 일반적으로 격납건물 설계압보다 많이 낮아 격납건물 벽체, 격실 및 돔에 영향을 미치지 않게 된다. TMI-2 사고가 대표적인 경우로 격납건물 내 연소가 발생하였지만, 연소로 인한 압력은 격납건물 설계압보다 많이 낮아 격납건물의 건전성에 영향을 미치지 않은 것으로 분석되었다. 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 되어있어, 이 또한 격납건물 내 유동에 영향을 미쳐 격납건물 내 가연성가스의 분포를 정확히 예측하기는 어렵다. 후쿠시마 원전사고의 경우 수소폭발이 발생한 것은 분명하지만 현재까지 원자로건물 내 수소분포에 신뢰할만한 정보는 없으며, 여러 문헌에서 수소폭발로 인한 폭발구름형태로부터 수소분포가 호기별로 달랐을 것이라는 추정만 가능한 상태이다.

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

가연성가스가 폭발하는 경우 후쿠시마 원전에서처럼 격납기능이 없는 원자로 건물은 후쿠시마 원전사고에서 목격하였듯이 파손 가능성이 높다. 그러나 가압경수로처럼 격납기능이 있는 경우 격납건물 벽체, 격실 및 돔이 파손될 수 있을지에 대한 분석 사례는 많이 보고되고 있지 않다. 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 벽체, 격실 및 돔이 파손되지 않더라도 격납건물과 연결되어 있는 배관 등에는 손상을 미칠 수 있다는 판단이 일반적이며, 이 경우 파손된 부위를 통해 방사성물질이 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 일부 실험은 OECD/NEA 주관 국제공동연구로 진행되고 있으며, 특히 한국이 참여하고 있는 THAI, HYMERES 및 THEMIS 프로젝트에서 수행되는 격납건물 수소 관련 실험 내용은 다음과 같다.

표 B.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>
		MISTRA	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦헬륨성층화/제트/플룸/벽면충돌/확산 실험</li> <li>◦열원 실험</li> </ul>
THEMIS	(2021-2024)	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦수소-일산화탄소 혼합기체에 따른 PAR 성능 변화 실험</li> <li>◦수소-일산화탄소 혼합기체에 따른 연소 거동 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 B.5.2 최근 수소제어 해석을 위한 전산 코드

코드	개발	특징	분류
ASTEC	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> </ul>	LP 코드

코드	개발	특징	분류
		<ul style="list-style-type: none"> <li>◦수소생성(노내, 노외)</li> <li>◦수소 거동 해석</li> </ul>	
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 벽면 현상(마찰력, 응축/증발 등)을 하나의 체적으로 lumping한 유효한 상관식을 기반으로 모의하는 반면에 3D 코드는 수만에서 수백만 개의 cell로 격납건물 체적을 이산화하며 벽면 현상은 주로 모델에 의존한다. 그러나 이것은 상대적인 구분이며 실제 모의하는 방식에 따라 격납건물 전체적으로 3D 격자를 사용하면서 부분적으로 상관식을 적용하여 수소 거동을 모의하는 경우가 많다. 특히 GOTHIC 코드는 LP 모듈과 3D 모듈을 함께 포함하고 있어서 공간적으로 LP 영역과 3D 영역을 구분하여 해석할 수 있다.

최근에 한국원자력연구원에서는 OpenFOAM 코드를 이용하여 다차원 수소거동 해석

모듈을 개발하였다. PAR에 의한 수소 재결합, 벽면에서 수증기 응축 및 수증기 제트 응축, 살수에 의한 수소분포 거동, 수소연소 등을 해석할 수 있다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

### (1) 가연성 기체 연소 또는 폭발 완화전략

원자로건물 내 수소농도가 4 ~ 6vol.%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. 가연성 기체 제어전략(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) 가연성 기체 연소 또는 폭발 완화설비

중대사고 시 수소연소로 인한 원자로건물의 건전성 위협을 방지하기 위해 원자로건물 내에 수소완화계통이 설치되어 있다. 완화-07에서는 여러 가지 수소제어 방안을 기술하고 있다. 즉, 수소점화기 사용 방안, 인위적인 수소연소 방안, 그리고 수소연소 예방 방안이 있다. 더불어, 수소완화계통은 후쿠시마 후속조치에 의해 PAR를 기본적으로 설치하고 있다.

### (3) 가연성 기체 연소 또는 폭발 방지설계

국내 원전은 NRC의 10 CFR 50.34(f)의 중대사고 수소제어 요건에 따라 핵연료피복재 100%가 증기와 반응하여 발생하는 수소에 대하여 원자로건물 평균 수소농도가 10 vol.%를 초과하지 않으며 국부적으로 수소농도가 집적되지 않도록 원자로건물 내부의 주요 위치에 수소점화기 및 피동축매형수소재결합기를 설치하고 있다. 이들 수소점화기 및 피동축매형수소재결합기가 정상적으로 작동할 경우, 노심이 손상되어 중대사고로 진입하여도, 수소연소가 원자로건물 건전성에 위협을 주지 않음이 분석을 통해 확인되었다, 따라서 본 수소제어전략에서는 수소 점화기계통 및 가연성기체 제어계통이 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 국산피동축매결합기에 대해 중대사고 조건에서 성능실험이 이루어지지 않았다. 따라서 국제적인 지식수준은 “상” 정도로 평가되나 국내는 “하”로 평가되어 전체적으로 “중” 정도로 평가된다. 중대사고 시 피동축매결합기의 성능 및 한계점을 정확히 아는 것은 사고관리를 위해 매우 중요하며, 수소제어를 위한 핵심수단이므로 국내 피동축매결합기의 중대사고 조건 성능평가 연구는 중요도는 “상”이라고 평가된다.

수소제어를 위한 격납건물 내 다차원해석은 해외 선진국에서는 자국의 코드를 사용하여 평가하고 있으나 국내에서는 해외에서 개발된 코드를 도입하여 활용하고 있다. 따라서 국제적인 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 고려하여 중요도는 “상”이라고 평가된다.

### (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

사고관리 관점에서 가연성 기체 연소에 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 수소연소 및 폭발 위험도를 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 측정



기와 온도 및 압력 신호의 중요성이 강조되어야 한다.

중대사고 상황에서 일단 생성된 수소는 자연적으로 제거되지 않기에 적절한 수소제어 설비들이 국내 원전에 설치되어 있다. 이 중에서 PAR는 외부전원과 운전원조치가 필요치 않은 피동 설비로서 대기 중 수소 농도에 따라 점진적으로 수소를 수증기로 환원 제거한다. 수소점화기의 경우 외부전원을 필요로 하지만 점화기 주변의 수소를 순간적으로 빨리 제거할 수 있는 특징이 있다. 따라서 외부전원의 공급이 보장되는 한 두 설비의 조합 운영을 통해 중대사고 초기의 급속한 수소 방출 구간은 물론 사고 후기에도 수소의 농도를 제어할 수 있다. 만약 이들 설비의 성능이 발휘되지 않는 경우 수소의 제거 수단을 제공하는 것이 실질적으로 매우 어렵기 때문에 이들 설비를 이용한 수소연소 제어의 중요성은 매우 높다고 할 수 있다.

수소연소는 일반적으로 수소 농도뿐만 아니라 격납건물 내부 압력과 특히 수증기 농도와도 연계되는 특성이 있다. 사고관리 측면에서 격납건물 내부 압력 제어를 위하여 격납건물살수계통의 동작이 필연적인데, 중대사고 시 살수계통의 기동에 따라 연소 가능 혼합기체 조건으로의 천이가 가능할 수 있다. 그렇지만, 실제 사고 상황에서는 비상운전 절차 등에 따라 DBA 상황에서 이미 살수계통이 가동되고 있음을 가정하는 것이 현실적이다. 만약 살수계통의 후기 가동만이 고려되는 사고인 경우 살수계통 동작에 의한 의도치 않은 수소연소 발생이 가능할 수 있으므로 중대사고관리전략 또는 중대사고관리지침서와 연계한 추가 연구 필요성이 있다.

### (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

가연성 기체 연소 또는 폭발에 대해서는 많은 연구가 이루어져 왔으나 아직 잘 알려져 있지 않은 부분이 많이 있다. 그러나 국내 격납건물이 대형 전식 격납건물로서 출력 대비 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. 추가적인 설비 보완으로 가연성 기체 연소 가능성을 감소시키는 전략이 적절할 것으로 판단한다.

### 마. 관련현안 및 향후 연구수요

최근 원자력안전법의 개정에 따라 ‘사고관리’가 법제화되었으며, 중대사고 시 격납건물 압력 및 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략의 유효성이 적절히 검증될 필요

가 있다. 최근 OECD/HYMERES 국제 공동연구에서는 수소제어 및 격납건물 압력제어와 관련된 중대사고 관리전략의 유효성을 검증하기 위한 실험 및 해석이 수행되고 있어 국내 원전의 사고 관리전략 유효성 검증 및 개선 전략 도출을 위해 유사한 실험 및 해석의 수행이 필요하며, 이를 통해 국내 원전의 격납건물의 안전 여유도 및 사고관리전략의 타당성을 입증하는 것이 중요하다.

국산피동축매결합기(PAR)를 포함 수소제어 계통의 우수한 성능을 실험 및 해석적으로 검증하는 것은 실효적인 사고관리를 위해 매우 중요하다. 특히, 다양한 중대사고 조건의(예를 들면 산소 희석 조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동에서 PAR의 성능 등) 국제적인 쟁점들이 국산 PAR의 경우에는 어떤 영향을 미치는지 실험 및 해석적으로 검토하여 수소연소와 폭발 가능성에 대해 국내 원전의 격납건물이 안전한 것을 보여주어 기술 쟁점을 해결할 뿐 아니라, PAR 측면에서 국내 원전의 우수성을 알릴 수 있다. 외국의 PAR에 대해서는 OECD/THAI 국제 공동연구를 통해 중대사고 조건에서 PAR의 성능실험이 최근 10년간 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 B.5.3 수소 거동별 해석의 어려움

단계	현상	해석의 어려움
수소생성	노내 수소생성은 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/충류화염/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 수소생성은 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 해석코드에서 수소의 보수적 평가를 위한 해석모델이 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 계산결과를 확보하는데 어려움이 있다. 더욱이 격납건물 내 현상에 대한 실증 실험이 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 있지만, 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 수소 거동을 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 있으므로 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 수행할 수 있지만, 독일 GRS, 프랑스 IRSN, 미국의 USNRC 등과 국제 공동연구를 도모하여 국내 연구의 품질을 높이고 연구 결과가 국제적으로 인정받는 것이 필요하다. 또한, 수소분포 및 연소 해석, 중대사고 시 스프레이 등 압력제어 설비의 작동에 따른 격납건물 열수력, 수소 분포, 에어로졸 제거 거동 해석을 위해서 선진국에서는 3차원 해석을 수행하고 있으므로, 국내에서도 3차원 해석을 수행하여 해석 결과의 신뢰도를 높일 수 있을 것이다. 더불어 국내 수소안전평가를 위해 다차원 수소해석이 해외로 도입된 코드를 이용하여왔으나, 향후 국내 원전에서 수소 안전성의 중요성을 고려 할 때 국산 다차원 해석코드개발도 반드시 수반되어야 한다.

## 1.4. 노심용융물-냉각수 반응(FCI)

### 가. 현상개요

FCI현상은 크게 FCI로 인하여 발생하는 증기폭발 하중의 영향이 미치는 대상 구조물의 건전성 평가를 기준하게 되고 이에 따라 원자로압력용기의 건전성에 영향을 주는 노내 FCI현상과 격납건물의 건전성에 영향을 주는 노외 FCI로 구분하여 논의하게 된다. 노내 FCI의 경우는 앞서 절에서 논의한 바와 같이 중대사고시 원자로용기 내의 용융노심과 냉각수가 반응하여 압력용기의 건전성을 위협하는 경우로서 그 동안의 연구를 통하여 노내 FCI가 증기폭발로 이어질 확률 및 폭발하중의 정도가 원자로용기의 건전성을 위협하지 않는 것으로 보고되고 있다. 하지만 원전 안전성 평가에 있어서 개별 원전의 특성을 고려한 노내 증기폭발의 하중을 평가하는 것은 필요하다. 이와는 달리 노외 FCI의 경우는 증기폭발이 일어날 확률이 상대적으로 높고 이와 같은 환경하에서 예측되는 폭발하중도 높다고 판단되기 때문에 최근의 연구는 노외 FCI현상에 초점을 맞추고 있다. 이에 따라 본 절에서는 노외 FCI에 초점을 맞추어 관련 현상의 중요도와 지식수준을 논하고자 한다.

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 MCC로 연계되어 영향을 미치는 용융노심 냉각성 측면이 중요하다.

원자로 공동에서의 FCI 중 증기폭발은 벽에 대해서 수중을 통한 충격파로 충격하중을 작용시킬 수 있고, 또한, 수중 위로 가속된 물 덩어리가 원자로용기 하부에 충돌할 때 원자로용기가 건디는 하중에 따라 주위의 구조물들이 영향을 받을 수 있다. 폭발의 충격에 의하여 벽 및 구조물이 원자로용기 지지기능을 잃게 되어 용기가 떨어지거나, 위로 크게 상승하게 되면, 원자로용기에 접속된 배관 등을 통하여 격납용기 압력경계(외벽관통부 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. 이에 따라 국내에서는 APR1400의 원자로 공동 내 증기폭발 시의 구조물 응답을 유한요소법으로 자세히 해석하는 연구가 실시되었고(KINS, 2015, Kim et al., 2016a, 2016b, 2017)), 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 예측되고 있다. 이와 같은 방법으로 몇 가지 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 도달하는 조건까지)에 대한 해석을 실시하여 플랜트 형식 마다 fragility curve 데이터베이스로 정비하는 것이 필요하다. 이 경우 증기폭발 해석으로 얻을 수 있는 변수에 맞게 하중 지표를 세워야 한다.

증기폭발 현상평가에 대한 영향인자들은 모델링 파라미터(용융물 제트 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(예: Ahn et al., 2012; Moriyama et al., 2015) 모델링 파라미터들의 대해 사고조건, 특히 용융물 방출 크기와 물 깊이의 영향이 크다. 물 깊이는 얕으면 증기폭발의 혼합 과정에서 물과 혼합하는 용융물 양이 줄어지고 폭발의 에너지가 감소하지만, 용융노심의 냉각성 확보 및 MCCI 측면에서는 얕은 물 깊이는 불리하기 때문에 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 모델링에서부터 실제 재료를 이용한 대규모 실험까지 많은 연구가 이루어졌다. OECD/NEA/CSNI에서는 증기폭발 전문가 회의가 몇 차례 개최되었으며 대표적 연구는 해당 자료에서 참조할 수 있다(예: OECD/NEA 1979, 1993, 1997). 증기폭발의 실험 및 이론에 대한 리뷰논문 또한 상당수 존재한다(예: 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 알루미늄이나 실제 재료에 가까운  $UO_2-ZrO_2$  혼합물(코륨, corium)을 사용한 실험이 시행되었다. 폭발에 에너지 측정에 초점을 맞추어 재료는 다루기 쉬운 금속(주석, 알루미늄, 저용융점합금 etc.)을 사용한 실험도 수행되었다(FITS(SNL, 미국), ALPHA(JAERI, 일본), KROTOS/FARO(JRC, 유럽), 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(알루미늄, 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 해석코드에 대한 벤치마크와 더불어 KROTOS(IRS, 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). 그들은 stratified geometry로 부르지만, 예전에 용융물 위에 물을 떨어뜨리는 체계를 stratified geometry로 하고, 그 조건에서는 증기폭발이 일어나지 않는다고 알려져 있던 사실이 바뀐 것은 아니다. 해당 연구에서의 조건은 얇은 수조에 용융물이 낙하하고 바닥에 대량의 용융물이 접촉하는 조건이 되어 고체표면과의 상호작용으로 쉽게 기폭이 생길 조건으로 볼 수 있다. 폭발의 하중은 깊은 수조에 비교하여 압력이 쉽게 배기되기 때문이다. 이와 관련하여 최근 FCI코드를 사용하여 해당실험에 대한 해석을 수행한 결과 실험을 통하여 도출한 폭발 임펄스가 상당히 과 예측한 측면이 있는 것으로 알려지고 있다(Moriyama, 2020). 이는 복잡 형상 체계에서 발생하는 증기폭발에 대한 실험 및 모델링에 대한 보다 상세한 연구의 필요성을 보여 주고 있다.

냉각성 측면에서 FCI 현상에 대한 실험적 연구는 비교적 최근에 수행되고 있다. 여기서 중요하기 다루는 현상은 용융노심이 노외로 재배치되는 과정에서 생성되는 노심용융물 잔해층의 특성을 결정짓는 노심용융물 파쇄길이 및 파쇄입자분포 등이 있다. 이들 연구는 증기폭발 모델에서도 다루고 있지만, 기존의 모델의 불확실성이 잔해층의 초기 특성을 결정하기에는 매우 제한적이기 때문에 냉각성 평가 측면에서 관련 현상에 대하여 재조명되고 있다. 이중 노심용융물 파쇄길이 모델의 경우 기존의 대표적인 모델들은 Epstein-Fauske모델과 Saito 모델이 있는데 제트의 파쇄길이를 예측함에 있어 서로 큰 차이를 보인다. 또한 제트의 파쇄에 따라 형성되는 입자 분포에 대한 모델 또한 큰 영향을 미친다. 이는 노심용융물의 잔해층에 분포하는 파쇄입자와 미파쇄 용융노심의 양, 그리고 그에 따른 냉각성평가에 가장 큰 영향을 미칠 수 있기에 이에 대한 연구가 필수적이고 이에 대한 실험적 연구들이 최근 수행되고 있으며 보다 합리적인 모델들이 제안되고 있다(Woo Hyun Jung et al., 2019, 2020). 이 분야의 경우 여전히 불확실성이 높기에 관련 연구의 필요성이 주목된다.

## (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 폭발 과정의 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 실험해석), 2007-2012 SERENA Project(Phase 2) (실험+코드 해석)로 3번에 걸쳐서 진행되어, 그 과정을 통하여 검증되어 현재 사용되고 있는 코드가 몇 가지 존재한다. 마지막 국제협력연구인 SERENA Project에서 사용된 것은, MC3D(IRSN-CEA, EU), JASMINE(JAEA, JNES사용, 일본), JEMI-IDEMO(IKE, EU), TEXAS-V(UW, US), TRACER-II(KMU, 한국)이다. 위 코드들은 연구와 플랜트 평가에 사용되어왔다.

최근 FCI 현상과 사고관리전략에 따른 용융노심의 노외에서의 장기 냉각 그리고 MCCI평가에 대한 연구 필요성이 대두되면서 FCI 현상과 냉각성 그리고 MCCI 및 격납건물의 건전성을 연계하여 평가할 수 있는 모델들의 개발이 국내를 중심으로 활발히 이루어지고 있다. 이와 같은 개발 중인 코드로는 개별현상코드로 FCI모델을 포함하는 냉각성 평가 코드들이 있는데 국내에서는 COCCA(SH Kim, 2020)와 COOLAP-II(Park HS et. al, 2022)이 있으며 시스템 코드에서는 MAAP(EPRI, 2022), SACAP(Kim DH, 2017)등의 코드에 제한적으로 적용되어 있다. 하지만 여전히 해석이 제한적이고 관련 코드 개발이 필요한 상황이다.

### 다. 사고관리 완화전략 및 설비

FCI/증기폭발의 하중을 완화시키는 기본적인 전략은 고온의 용융노심과 냉각수의 직접적인 접촉을 막거나 제한하는 방법, FCI 발생시 증기폭발 촉발을 억제하는 방법, 그리고 발생한 폭발 하중을 완화하여 주변 구조물에 영향을 제한하는 방법 등을 들 수 있다. 용융노심과 냉각수의 직접적인 접촉을 제한하는 방법으로 대표적인 사례는 아레바의 EPR 원전을 들 수 있다. EPR 원전의 경우 중대사고시 원자로용기로부터 방출되는 용융노심을 하부에 있는 건식 Core Catcher를 통하여 넓게 퍼지게 한후 냉각수를 주입하여 용융노심을 냉각시키는 사고관리전략을 수행하고 있다. 이는 증기폭발에 의한 구조건전성의 위험과 MCCI를 최소화할 수 있다는 장점이 있지만 이는 신규설계단계에서 고려되어야 한다는 점과 사전에 냉각수의 유입시 관련 완화전략의 유효성이 담보하기 어려운

점 등의 문제점이 존재한다. 그 외에 직접적인 증기폭발의 촉발을 억제하는 방안으로는 오래전부터 첨가제를 이용하여 점성이나 표면장력과 같은 냉각수의 물성치를 변화시키는 방안(Nelson, 1986, Bang, 1997) 등이 연구되어져 왔다. 이는 실질적인 증기폭발 촉발효과는 있으나 원전에 실제 적용에 있어 어려움이 있다. 그 외에 발생한 폭발하중을 완화할 수 있는 구조물 등의 설치도 고려할 수 있으나 이 또한 기존 가동원전 등으로의 적용에 한계가 있으며 이와 같은 설비의 유효성을 판단하기 위해서는 보다 정밀하고 다차원적인 FCI해석의 필요성이 있다.

결국 증기폭발의 경우 사고관리전략을 통한 완화전략이나 대처설비개발 보다는 기존의 불확실성이 큰 증기폭발의 하중에 대한 정밀 해석 그리고 하중의 영향을 받는 주변 주요 구조물의 건전성평가를 통한 증기폭발의 발생 확률 및 위험성을 평가하는 방향으로 관련 연구가 이루어져 오는 추세이다.

이와 같은 상황에서 노내 증기폭발의 경우, 노심용융물이 원자로용기 바닥으로 흘러 내릴 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 촉발기구(Triggering Mechanism)가 달라지는데, 예를 들어, 자기 촉발(Self-triggering)의 경우 낮은 압력에서 충격파는 발생되지 않으며, 강력한 외부촉발 인자들(external triggers)이 있을 경우 일정 이상의 압력에서 증기폭발이 일어날 수 있다. 그러므로 원자로용기 내 증기폭발의 경우는 자기 촉발 사고이므로 원자로용기 내부에서 일정 압력(약 5기압) 이상이 되면 증기폭발이 억제될 수 있다.

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 높은 압력이 지속적으로 가해지는 정적 해석에서도 등가 스트레인이 하부헤드 밑 부분에서 허용치를 넘지 않는 것으로 예측되어 진다. 이는 앞에서의 논의와 같이 노내 증기폭발에 의한 원자로용기 하부헤드의 파손 가능성은 매우 낮을 것으로 예측한다.

노외 증기폭발의 경우도 앞서 논의한 바와 같이 수십 년간의 증기폭발 해석코드의 안전성을 확보하고 이를 기반으로 노내와 같은 방법론으로 FCI코드와 구조해석 코드를 연계하여 원자로 콘크리트 공동구조물, 원자로 용기 및 1차측 배관 등에 대한 하중영향 평가를 수행하여 증기폭발이 관련 구조물에 미치는 영향을 평가하고 있으며 그에 따른



보다 정밀한 하중의 Fragility curve 등의 생성에 관련 연구가 진행되고 있다.

#### 라. 지식수준 및 중요도

##### (1) 지식기반수준 및 중요도

- 지식기반수준 : 중/중
- 중요도 : 중/상

FCI/증기폭발현상에 대한 지식수준은 일반적으로 오랜 기간 축적된 실험 데이터가 상당히 존재하고 이에 따른 기본현상들에 대한 이해가 높은 수준에 있다. 또한, 증기폭발을 해석함에 있어 모델 불확실성이 해석 결과에 미치는 중요도는 사고조건의 불확실성 보다 상대적으로 낮은 것으로 평가되고 있다. 그럼에도 불구하고 주된 불확실성은, 용융물 낙하시의 특성 조건(제트 크기, 형상)에 있고 현상학적으로 용융물제트의 파쇄에 대한 스케일 효과, 혼합과정에서의 공극률 분포 그리고 이것이 폭발과정에 미치는 영향, 혼합 과정에서의 용융물 고화거동과 그 영향, 용융물 재료의 영향(금속 성분의 열유체역학적 영향, 산화 반응의 영향)등에 대한 실험적 이론적 검토를 통하여 불확실성 저감을 기대한다.

이와 같은 관점에서 FCI/증기폭발현상 평가를 위한 지식수준은 2016년도 평가 시의 지식수준을 제고할 정도의 새로운 연구결과가 도출되지 않았기에 전반적으로 기존의 “중”을 유지한다. 이번 평가에서 조정된 연구항목들은 먼저 혼합과정에서의 냉각수의 화학적 특성이 폭발과제에 미치는 영향 부분으로 후쿠시마 사고 이후 노심냉각을 위한 해수의 영향들이 현안이었으나 현재 관련 연구 결과가 부분적으로 도출이되었기에 “중”에서 “상”으로 조정이 되었고 중요도도 “중”에서 “하”로 하향조정 되었다.

중요도의 경우 또한 불확실성 저감의 필요성을 감안하였을 때 대부분 기존의 “중”을 유지하고 있다. 그럼에도 불구하고 본 평가에서는 복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델항목에 대해서는 기술수준이 “하”에서 “중”으로 중요도는 “중”에서 “상”으로 평가되어 증기폭발의 격납건물내 구조물의 건전성에 미치는 영향 평가의 필요성에 주목하였다.

증기폭발 관점에서의 FCI현상과 달리 노심용융물 냉각성 관련 현상과 밀접한 FCI현상에 대한 새로운 연구가 다수 진행되고 있다. 이는 기존 코드의 증기폭발 하중에 대한 해석능력이 안정화되고 예측 하중기반 구조건전성에 대한 상세 연구가 진행되는 환경하에서 MCCI저감을 위한 사고관리전략으로 노외노심용융물 방출전 원자로 공동 충수 방안을 채택하거나 검토하는 연구환경에 기인하고 있다. 2016년 평가시와 비교하여 관련 연

구들이 많이 진행되어 관련 지식수준이 전반적으로 ” 하 “에서 ” 중 “으로 상향되었지만 관련 실험데이터나 해석모델이 해당 사고관리전략을 평가하기 위해서는 여전히 불확실성이 높기 때문에 중요도 측면에서는 여전히 ” 상 “을 유지하고 있다. 이와 관련하여 주요 항목을 살펴보면 용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분을 분포모델의 경우 지식수준은 ” 중 “을 유지하지만 중요도는 ” 상 “으로 상향조정이 되었다. 또한, 용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향, 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정 및 열전달 모델 등은 연구의 진척에 따라 기술수준이 ” 하 “에서 ” 중 “으로 상향되어 연구개발이 진행되고 있음을 보인다.

마지막으로 국내의 중대사고 법제화에 따른 원전스케일에서는 FCI현상 불확실성 분석을 통한 사고관리전략의 유효성을 평가함은 매우 중요하며 FCI관련 현상의 불확실성, 사고전개의 불확실성을 고려하여 여전히 같은 지식수준과 중요도가 있음을 평가하였다. 또한, 증기폭발을 방지하기 위한 대처설비 기술개발은 증기폭발이라는 현상의 특성을 고려한 억제/방지 기술의 기술적 수준은 존재하나 원전적용성 여부 그리고 증기폭발 하중에 따른 구조건전성에 대한 평가기술 개발 등에 따라 중요도가 ” 상 “에서 “중” 으로 하향조정되었다.

## (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

노내 및 노외 증기폭발에 대한 사고관리의 최종목적은 원자로건물의 건전성에 미치는 영향을 최소화하는 것이다. 이를 위한 사고관리전략을 평가하는 기술은 비록 현상학적 모델의 불확실성이 존재하지만 평가방법론이 개발되어 있고 이를 기반으로 하는 노내 외 증기폭발의 원자로건물 건전성에 미치는 영향이 낮은 것으로 예측되기에 사고관리 측면에서의 중요도는 지난 평가와 같이 “하” 로 평가된다. 증기폭발이 발생하는 경우 그에 의한 동적 하중 특성상 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. 하지만 이와 같은 사고관리전략의 경우 노외노심용융물의 냉각성에 따른 격납건물의 가압 그리고 MCCI의 영향에 대한 평가가 필수적이기에 이를 수행할 수 있는 평가방법론이 개발 중이기에 새로이 이와 관련된 FCI현상연구에 대한 중요성은 “상” 으로 평가된다.

노외 증기폭발에 의해 사고관리의 최종 목적인 격납건물의 건전성에 미치는 영향은 매우 크지 않으므로 중요도는 중으로 평가된다. 앞 문단에서 설명한 것처럼 일반적인 가압경수로 노형의 원자로용기와 원자로공동 등의 설계 강도가 증기폭발에 의한 동적하중을 충분히 견디므로 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. 또한 국내 중대사고 법제화 이후 사고관리전략 계획서의 제출이 인허가 요건 확립에 따라 사고관리전략의 타당성을 평가할 필요가 있다. 최근 국내원전의 사고관리로서 사전충수전략이 고려되기에 이와 관련된 FCI현상기반 타당성 분석이 중요하다.

#### 마. 관련현안 및 향후 연구수요

증기폭발의 하중평가에 있어서 주된 불확실성은 모델보다는 사고조건에 있고 특히 용융물 낙하(제트 크기, 형상) 조건 등이 주요 불확실성 인자로 작용한다. 용융노심의 냉각성 평가에 있어서는 주된 현안은 관련 FCI모델들의 개발이 진행 중인 단계이기에 해당 모델의 개발과 모델 불확실성을 줄이는 노력이 필요하다. 증기폭발 측면에서는 시나리오의 의존하는 원자로 용기 하반부 파손현상과 그에 따르는 용융물 낙하 및 혼합 현상에 대한 자세한 연구로 불확실성을 상당히 줄일 수 있고 발생한 증기폭발 하중에 따른 구조의 건전성 평가 모델 개발이 중요하다.

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

- 용융물 제트 파쇄모델의 일관성, 파쇄입자크기분포 및 이에 대한 스케일 효과,
- 혼합 과정에서의 공극률 분포 그리고 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 실험규모와 큰 차이가 있기에 냉각성 평가에 필요한 파쇄입자의 양과 크기분포를 정량화하기 위해서는 도출된 상관식의 일관성 있는 예측이 필수적이며 이들 상관식들의 실험규모에서의 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, 얕은 수조 바닥에서 퍼지는 용융물에 의한 증기폭발이 나타났다. 그 강도는 깊은 수조의 경우와 비교하면 폭발의 강도가 약한 것으로 최근 분석되고 있기 때문에 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 위해서는 복잡한 구조물을 포함한 체계에서의 증기폭발 모델링이 필요하다. 현재 이러한 복잡한 체계를 다룰 수 있는 다차원 FCI 코드를 통한 분석이 필요할 것으로 보인다.

## 1.5. 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)

### 가. 현상개요

노심용융물과 콘크리트가 상호작용하는 과정에서 발생하는 증기, 수소 및 기타 비응축성 기체는 격납건물의 압력을 상승시키고, 수소의 농도를 상승시켜 결국, 격납건물의 과압을 유발할 수 있다. 따라서 MCCI 현상에 중요한 영향을 미치는 노심용융물의 초기 조건과 콘크리트의 종류에 대한 격납건물의 위해도를 분석하고 이를 바탕으로 격납건물

감압을 위한 대책 마련과 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 탄산칼슘( $\text{CaCO}_3$ , 이산화탄소 유발 화합물) 등의 비율인데, 이러한 성분의 차이가 콘크리트 침식 형상과 노심용융물의 냉각 메커니즘뿐만 아니라 비응축성 기체 생성으로 인한 격납건물 가압에도 영향을 미치게 된다. 비응축성 기체 발생 물질은 일반적으로 LL 콘크리트에 가장 많이 함유되어 있으며, 그 다음으로는 LCS 콘크리트, BAS 또는 SIL 콘크리트의 순이다. 또한 발생 가능 비응축성 기체 중에는 수소( $\text{H}_2$ ) 및 일산화탄소( $\text{CO}$ ) 등의 가연성 기체가 포함될 수 있는데, MCCI가 진행됨에 따라 생성된 가연성 기체가 격납건물에 축적되어 연소되는 경우 격납건물의 구조적 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 있다. 이러한 설비로는 주로 중대사고 전용 살수계통이나 보조 살수계통 또는 격납건물 여과배기계통 등이 고려될 수 있으며 대량의 과냉각도를 제공할 수 있는 냉각수를 주입하고 장기적으로 냉각수의 열을 제거하는 것도 격납건물 과압을 완화할 수 있는 방안으로 고려된다. 살수 전략은 격납건물 내 증기를 응축시켜 감압을 수행하는 전략으로 핵분열생성물을 격납건물 내 가둔다는 장점이 있지만 비응축성 기체에 대한 감압 효과는 기대할 수 없다. 반면에, 배기 또는 여과배기 전략은 격납건물의 감압을 효과적으로 보장할 수 있지만 핵분열 생성물이 환경으로 방출될 수도 있다는 리스크를 수반하므로 최근 중대사고 시 환경영향 제한치가 법제화됨에 감압설비로서의 우선순위가 현실적으로 하향 조정된 바 있다.

MCCI에 있어 가압뿐만 아니라 콘크리트 침식은 격납건물 압력 경계를 직접적으로 파손시킬 수 있는 중요한 위협 요인이다. MCCI에 의한 콘크리트 침식 특성은 콘크리트의 물리화학적 특성과 노심용융물 방출 초기조건, 붕괴열 수준 및 원자로공동의 냉각수 조건에 따라 결정된다. 노심용융물의 붕괴열과 저장에너지는 콘크리트의 온도 상승 및 침식 반응 수준을 좌우하는 근원적 요소이며 노심용융물 상부, 측면, 하부로 열전달 분포는 콘크리트로 전달되는 에너지의 분율과 침식 수준 및 형상을 좌우하는 요소이다. 원자로공동의 냉각수의 존재는 노심용융물 상부로의 열전달을 증가시켜 콘크리트 침식 반응을 억제하는 효과로 이어질 수 있다. 냉각수로의 열전달은 노심용융물의 입자화 정도, 상

부 고화층의 두께와 균열 정도 등에 따라 양상이 크게 달라질 수 있으며 궁극적으로 MCCI 반응의 완화 정도 및 콘크리트 침식의 종료 여부를 결정하는 중요한 요인이 된다.

냉각수가 사후에 충수되는 건식공동에서는 용융물 방출시 냉각수에 의한 파편화는 일어나지 않으며 용융물의 높은 온도로 인해 점도가 낮은 상태로 유지된다. 용융물은 공동 바닥으로 전개되어 평평하고 넓은 형태로 분포하게 된다. 충수 이전에는 상부 대기로의 열전달이 제한적이므로 용융물의 붕괴열과 저장에너지의 대부분이 MCCI 반응에 기여하여 바닥 콘크리트는 빠르게 침식된다. 상부 대기로의 열제거만으로는 콘크리트 침식 반응을 효과적으로 완화하기 어렵기 때문에 침식 반응은 상당기간 지속될 수 있으며 최악의 경우 원자로공동 바닥 라이너의 파손을 초래할 수 있다. 따라서 원자로공동 충수는 MCCI 완화를 위해 필수적이며 충수시점에 따라 최종 침식 깊이와 라이너의 파손 여부가 달라질 수 있다. 원자로공동 충수가 이루어지면 냉각수에 의한 노심용융물의 벌크냉각(Bulk Cooling)뿐만 아니라 상부 고화층 균열(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, 콘크리트에 포함된 비응축성 기체 발생 물질의 함량이 높을수록 고화층 균열과 용융물 분출 효과가 증가하여 냉각이 향상될 수 있는 것으로 알려진 바 있다.

냉각수가 사전에 충수된 습식공동의 경우, 상당 부분의 노심용융물이 냉각수와 계면 효과로 인해 파편화 될 수 있으며, 파편화 정도는 방출되는 용융물의 초기조건(파단크기, 일차계통 압력, 용융물 온도, 붕괴열 등)과 냉각수의 조건(수심, 파냉각도, 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 케이크 형태의 용융물 형상 대비 냉각의 효과가 상당 수준 증가할 것으로 예상할 수 있으며 노심용융물의 파편화 정도가 클수록 콘크리트로의 열전달이 감소하여 침식반응이 억제되거나 크게 완화될 수 있다. 원자로공동의 냉각수가 제한적이고 지속적으로 공급되지 않으면 냉각수의 비등 및 고갈이 발생하며 노심물질의 붕괴열 수준에 따라 입자화 및 고화된 용융물 파편이 재가열되어 용융될 수 있으며 콘크리트의 침식도 발생할 수 있다. 최근 MCCI와 관련하여 이와 같은 습식공동에서의 용융물의 파편화 및 냉각 메커니즘을 구체적으로 규명하기 위한 용융물의 냉각성 연구에 상대적으로 초점이 모아지고 있다.

## 나. 실험 및 해석 현황

MCCI 실험은 격납건물 벽체, 격실 및 돔 방호와 관련된 목적으로 수행되기 보다는 아직도 국제적인 지식수준에 큰 불확실성을 가진 격납건물 바닥에서의 노심용융물의 냉각 특성 및 콘크리트 침식 특성 등 MCCI 현상 자체에 주로 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.

### (1) 실험프로그램 현황

MCCI에 대한 실험적 연구는 1970년대 중반 미국 SNL과 독일에서 시작되었으며 당시에는 노심물질과 콘크리트의 반응에 대한 기초 현상을 규명하는 것으로 목표로 하였다. SNL의 실험 프로그램은 향상된 계측 시스템을 적용하여 1980년대까지 이어졌으며 노심물질과 콘크리트 반응 초기의 핵분열생성물의 방출 거동에 관해서도 연구되었다. 이후 지속적인 금속용융물의 가열을 통한 장기적 거동을 연구하기 위한 SURC(Sustained Urania Concrete) 실험이 1990년대 초까지 수행되었다. 1980년대 말 독일 KIT에서는 BETA와 COMET 실험장치를 이용하여 다양한 출력 수준에서의 금속물질과 콘크리트 반응 실험을 수행하였고 MCCI 시 방출되는 기체와 에어로졸에 대한 거동도 연구되었다. 2010년에는 HELCA 프로그램을 통해 EPR 원전 코어캐처의 희생물질 콘크리트에 대한 금속 용융물 실험을 핀란드 VTT에서 수행한 바 있으며 2010년대 초 MOCKA 실험 프로그램에서는 산화물 및 금속 상사물을 이용한 성층화 형상에서의 거동에 대한 연구가 수행되었다.

원자로물질을 이용한 건식공동 실험은 1980년대 후반부터 1990년 중반까지 수행된 SNL의 1-D 실험인 ACE/MCCI 실험과 SURC 실험을 들 수 있으며 프랑스 CEA(Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives)의 VULCANO 설비에서는 2-D 실험이 수행되었는데 용융물 중 금속성분이 많은 조건에서의 다차원적인 거동의 연구에 초점이 맞추어졌다. 2000년대 들어 노심 산화물과 산화물-금속물 혼합 용융물을 이용한 실험이 활발히 수행되었으며 Areva의 SICOPS 실험, OECD/NEA 주관으로 ANL(Argonne National Lab.)에서 수행된 MCCI 프로그램의 실험들이 대표적인 건식공동에서의 MCCI 반응 실험들이다.

냉각수에 의한 용융물의 냉각거동을 연구하기 위한 실험으로는 1980년대 후반부터 1990년대에 걸쳐 SNL에서 수행된 고온 금속 및 산화 용융물 상사물을 이용한 SWISS 및 WETCOR 실험이 있으며 독일 KIT에서는 COMET과 ECOKATS 프로그램을 통해 대량의

금속 및 산화 용융물 상사물을 이용한 실험을 수행한 바 있다. 원자로물질을 이용한 냉각거동 실험은 2000년대부터 2010년대 초까지 COTELS, MACE, OECD/NEA MCCI 등의 프로그램을 통해 수행된 바 있다.

MACE 실험과 OECD/NEA의 MCCI-1 및 MCCI-2 프로그램에서 수행된 실험들은 벌크 냉각(Bulk Cooling), 상부 고화층 균열(Crust Breach), 용융물 분출(Melt Eruption) 및 냉각수 유입(Water Ingression)의 네 가지 냉각 메커니즘이 발생가능함을 제시했다는 점에서 큰 의미가 있다. 1980년대 말부터 2000년대 초까지 ANL에서 수행한 MACE(Melt Attack and Coolability Experiments) 실험에서는 반응층 상부에 고화층이 형성되어 실험 후 조사 시점까지 최초 형성 위치에 고착(anchoring)되어 있고 고화층 상부로 입자형태의 고화물층이 형성된 것이 발견되었는데, 이것이 반응층에서의 활발한 기체생성과 교반이 이루어지면서 일부 용융물이 상부 고화층을 통과하여 냉각수와 만나 직접 냉각되면서 고화층의 상부에 쌓이게 되는 용융물 분출의 결과로 분석되었다. 상부 고화층의 고착의 유효성을 확인하기 위해 실험 설비의 면적을 키운 대형실험(MACE M3b, 120cm×120cm×20cm)을 수행하였는데 상부 고화층의 위치 고착은 동일하게 나타났다. 대형실험에서는 반응 초기 약 20분 정도 동안 벌크냉각에 의해 총용융물의 약 50%가 냉각되는 것으로 평가되었고, 초기 용융물의 약 26%가 용융물 분출을 통해 상부 고화층 위로 이송되었음이 확인되었다. 이와 같은 용융물 분출은 주기적으로 발생하는 것이 영상 기록으로 확인된 바 있다. 한편 상부 고화층이 측면벽에 고착된 양상은 소규모 실험과 유사했으나 상부 고화층의 약 1/3이 파손되어 하부로 이동한 결과를 확인했으며 이를 통해 발전소 규모의 고화층에서는 상부 고화층이 구조적으로 충분히 안정적인 상태를 유지하기 어려울 것이라는 결론이 제시되었다.

MACE 프로젝트에 이어 OECD/NEA의 후원으로 2002년부터 2010년까지 ANL에서 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 파악하고, 모델 검증에 위한 실험데이터를 생산하는 것이었으며, 또한 부분효과실험뿐만 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 침식 반응 시 생성되는 가스를 하부에서 주입함으로써 물 유입 메커니즘을 이해; (2) COMET 개념이나 EPR에 적용된 용융물 하부 냉각판(코어캐처) 등 냉각 향상을 위해 고안된 방법들 평가; (3) 용융물 냉각 모델의 검증에 위한 종합실험; (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 실제와 유사한 용융물 혼합재료, 석회암질 및 규암질 혼합의 콘크리트 조성, 실질적인 붕괴열 모의 및 용점 등을 적용하였다. 대형(120×120cm) 용융물풀을 적용한 실험에서는 부분적인 성공이 있었는데, 이 실험에서는 물 유입 메커니즘에 의해 50% 정도의 용융물풀이 냉각되었다. 석회암질 콘크리트를 사용한 실험에서는 일부 용융물 분출이 발생하였고, 이는 상부의 물속으로 분출된 용융물의 과편화로 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. 하지만 여전히 상부 냉각수에 의한 냉각 효과에 대해서는 불확실성이 존재한다. 용융물층 상부로의 열전달을 제한하는 가장 주요한 요소는 산화 고화층의 존재이며 상부의 산화물 고화층이 광역에 걸쳐 안정적으로 존재한다면 상부로의 용융물 열제거가 산화 고화층의 낮은 열전도도에 의해 제한되기 때문에 충수를 하더라도 하부의 용융물의 냉각이 충분하지 않을 수도 있다. 하지만 하부 MCCI 반응층에서 발생하는 기체 유동과 원자로공동 규모의 넓은 고화층에서 발생하는 응력에 의해 고화층의 균열이 발생할 수 있으며 생성 기체류에 의한 용융물 분출(melt eruption)에 의한 용융물과 냉각수의 열전달, 고화층의 균열부를 통해 냉각수가 고화층 내부 또는 반응층 내부로 유입되어 냉각시키는 냉각수 침투(water ingress)등에 의해 상부 냉각수의 냉각이 효과적일 수도 있다. 현재까지도 이와 같은 상부 냉각재의 냉각 현상 및 효과를 예측함에 있어 현상학적인 불확실성이 여전히 존재하며 안전성 평가 관점의 분석을 위해서는 다양한 민감도 해석이 요구되고 있다.

최근 2019년부터 5년간 OECD가 주관하는 ROSAU 국제공동 연구 프로그램에서는 금속성분이 높은 노심용융물의 냉각성과 냉각수 존재 상태에서의 노심용융물의 퍼짐에 대한 실험적 연구 및 MELCOR와 SAMPSON 전산코드에 대한 평가가 진행 중이며 기존의 MCCI 해석 코드의 심층 검증에 필요한 실험 자료가 생산되고 현상학적인 불확실한 요소에 대한 기술적 이해 수준을 향상시킬 수 있을 것으로 예상된다.

## (2) 전산모델 현황

MCCI를 분석하기 위한 첫 번째 코드는 SNL에서 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, 고화층 파열 등의 실험으로부터 확인된 열전달 과정에 대해 수 년간 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. 국내에서도 중대사고 종합해석 코드인 CINEMA를 개발하면서 노외현상 모듈의 하나로 MCCI 해석 모듈이 개발된 바 있으며 현재 모델 검증 및 개선 연구가 진행 중이며 이와 별도로 MCCI 해석을 위한 전용 전산 모델도 개발되고 있어 향후 국내 MCCI 해석 기술의 향상과 전문가 저변 확대가 예상된다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

### (1) MCCI 완화전략

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 방출되면서 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.

## (2) MCCI 완화설비

중대사고시 원자로공동에 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 주입용량은 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.

발전소 전원이 가용하지 않은 경우에는 원자로건물 냉각기능의 상실로 인해 원자로건물이 가압되어, RWT 중력배수를 통한 원자로건물 냉각수 주입은 현실적으로 불가능할

것으로 판단된다.

후쿠시마 사고 이후, 노외 노심용융물 냉각을 위해 원자로공동으로 냉각수를 외부에서 직접 주입하는 방안이 검토되었으며 현재 대부분의 가동원전에서 외부수원과 펌프차 및 공학적으로 설계된 배관을 통해 원자로공동에 냉각수를 주입할 수 있도록 하는 설계 개선이 완료되었거나 진행 중이다.

## 라. 지식수준 및 중요도

### (1) 지식기반수준 및 중요도

노심용융물 콘크리트 반응(MCCI)은 후기 격납건물 파손과 깊은 연관성이 있으며 장기적으로 노심용융물이 냉각 가능한 상태로 유지되어야 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 “중하”로 간주한다.

### (2) 사고관리 기반수준 및 중요도

MCCI 현상에 의해 사고관리의 최종목적인 격납건물의 건전성, 특히 격납건물 바닥용융관통에 의한 건전성 상실을 고려하면 중요도는 상으로 평가된다. 따라서 격납건물 바닥용융관통을 방지하기 위해서 원자로공동의 콘크리트를 용융물 냉각에 유리한 종류를 선택하거나 가능한 넓은 원자로공동 바닥면적을 제공하며 매우 높은 신뢰도를 가지는 냉각수 공급장치를 갖추는 등 물리적 설비가 제공되고 있다. 이와 함께 사고관리측면에서 원자로공동 침수 설비의 동작을 가능한 빠른 시점에 기동하거나 외부주입 등을 통해 원자로공동에 지속적으로 냉각수를 공급하도록 하고 있다.

이와 함께 원자로공동에 공급된 냉각수의 지속적인 증발에 의해 격납건물의 과압이 야기될 수 있지만 기존의 격납건물 압력 제어 설비들로 제어가 가능한 수준으로 판단되기에 격납건물 벽체나 돐 지역에 대한 파손 관점에서는 MCCI 현상에 의한 중요도는 중으로 평가된다.

### (3) 규제기술 기반수준 및 중요도

노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)은 후기 격납건물 파손과 깊은 연관성이 있으며 장기적으로 노심용융물이 냉각 가능한 상태로 유지되어야 한다는 최종 목표와 직결되어 있다. 이 분야는 실제 물리적인 현상에 대하여는 많은 부분이 알려져 있기 때문에 규제기술 기반수준은 “중상”으로 판단하며, 격납건물 벽체, 격실 및 돔 방호측면에서의 규제 중요도는 “중하”로 간주한다.

#### 마. 관련현안 및 향후 연구수요

습식공동에서는 산화용융물이 다양한 크기로 파편화되어 용융물과 냉각수 사이의 열전달 면적을 증가시켜 상당량의 증기생성이나 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 일부분은 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

## 2. 격납건물 바닥 방호

### 2.1. 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, 파

편화되지 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 사고조건을 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. 2차 대형 실험에서도 상부에서 충수가 이루어졌지만, 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 검증에 위한 실험데이터를 생산하는 것이었으며, 또한 부분효과실험뿐만 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 용탈 시 생성되는 가스를 하부에서 주입하는 경

우에 대한 물 유입 메커니즘을 파악하고; (2) COMET 개념이나 EPR에 적용된 용융물 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, 실질적인 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 년간 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

B.V장 1절 5번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

#### 라. 지식수준 및 중요도

##### (1) 지식기반수준 및 중요도

B.V장 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. 다음과 같은 부분의 연구는 규제측면에서 중요하다.

- 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 있는

데, 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

## 2.2. 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, 공극률 분포, 입자 크기 분포의 공간적 변화)

위 항목 중, 처음의 세 개는 증기폭발 예혼합과정 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 조혼합 과정을 수초 정도 고려하는 것에 비하여 원자로용기 내의 용융물 전체가 방출되어 원자로공동 바닥에 쌓이는 것은 수십, 수백 초의 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 고화에 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

B.V장 1절 4번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

### (2) 전산모델 현황

B.V장 1절 4번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

## 다. 사고관리 완화전략 및 설비

원자로용기의 파손을 방지하기 위해 원자로용기 외벽냉각 전략을 수행하여도 원자로

용기가 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 증기폭발 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 침수계통을 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.

중대사고 분석보고서(한국수력원자력)에는 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 180kPa-s의 최대 충격량을 발생시키는 원자로용기 측면파손의 경우이다. 이 경우 방사상 충격량의 감쇄 없이 원자로공동 벽체가 파손될 확률은 15.4%로 분석되었다. 그리고 원자로용기 하부에서의 증기폭발은 원자로용기의 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

B.V장 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

B.V장 1절 4번 항목에서 기언급한 바 생략한다.

#### 마. 관련 현안 및 향후 연구수요

지금까지의 FCI연구와 파편충 냉각성 연구는 따로 진행되어 해석 모델도 별도로 개발 되어 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.

## B.VI. 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. 본 장에서는 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.

### 1. 지식수준 및 중요도 기반 Ranking

#### 1.1. 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 안전성 평가를 위한 방법론 및 사용 툴에 대한 개발을 수행하고 있다(Klein-Heßling, 2014). 이와 더불어, 중대사고 분야에 있어서 좀 더 효율적이고 집중적인 연구 수행을 위해서 2008년 FP6(6th Framework Programme of European Commission)에서 수행한 프로젝트 중 중대사고 분야에 대한 주기적인 평가 및 연구들의 우선순위를 평가하였다.

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 B.6.1 유럽 중대사고 로드맵

노외중대 사고현상	유럽 기술현안 및 연구수요	중요도		
		상	중	하
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 경수로 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, 평가방법, 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 B.6.2 일본 중대사고 로드맵

노외중 대사고 현상	일본 기술현안 및 연구수요	지식수준			중요도		
		상	중	하	상	중	하
수소	• 수소 혼합	●					●
	• 수소 연소		●				●
	• 수소처리설비(공기분위기)	●					●
	• 수소 생성량		●			●	
	• 수소 처리설비(불활성화분위기)			●	●		
FCI/SE	• 혼합과정		●	●		●	
	• 용융노심 냉각성		●			●	
	• 폭발과정		●	●		●	
HPME/D CH	• 원자로용기 파손면적			●	●		
	• 용융물 분산이 일어나는 원자로 압력	●					●
	• 용융물 분산시 격납건물 압력 온도 상승	●					●
MCCI	• 크러스트 강도평가	●	●		●		



	• 침수효과를 고려한 크러스트 상면 비등열전달	●	●		●		
	• 용융물 대류열전달	●	●		●		
	• 콘크리트 침식의 시스템 거동	●			●		
	• 고온 열물성치		●			●	
	• 크러스트 위 용융물 분출		●			●	
용융물 냉각유 지	• 용융물 낙하 및 이동			●			
	• 용융물 젯 임펄지먼트에 의한 침식	●			●		
	• 용융물 스프레딩 및 격납건물 벽 접촉			●			
	• 용융물 풀 대류열전달			●			
	• 용융물 성층화			●			●
	• 파편중 냉각	●		●		●	
	• 파편중 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)을 지정하고 그에 대한 다각적 시점에서의 평가가 주된 내용이다. 이 활동의 결과로서 도출된 원전 사고 로드맵은 DOE의 Reactor Safety Technology(RST) 연구를 보장하는데 사용 가능하고 특히 중대사고 현상에 대한 핵심 지식격차를 예상하는데 도움을 준다. 중대사고 시 고려해야할 지식격차 및 각 카테고리 별 평가는 아래 표와 같다.

표 B.6.3 미국 로드맵 내 지식격차(노외 용융 노심)

Category	지식격차(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 초기 충수의 실효성
	• MCCI 진행에 있어 콘크리트 보강용 강철봉(rebar)의 영향 (ablation, gas generation, coolability 관점)
	• BWR wetwell의 vent path의 보수 관점에서의 스로틀 워터 추가 속도의 영향

표 B.6.4 미국 로드맵 내 knowledge gap(수소)

Category	Knowledge gap
H2 (35p)	• 격납건물 벤팅 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 B.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 B.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 충족할 만한 수준의 지식기반을 갖추고 있는가를 기준으로 지식수준을 상중하 3단계로 구분하였다.



그림 B.6.1 주요현안 도출 개념도

이와 같은 기준을 기반으로 참여한 전문가들 각자의 의견을 기반으로 아래의 PIRT를 작성하였다. 작성된 PIRT를 기반으로 전문가 의견을 종합하여 지식수준과 중요도를 통계적으로 산출한 후, 그림 B.6.1에서 정의한 바와 같이 핵심 현안, 주요 현안, 관심 현안, 그리고 잔류 현안으로 나누어 이슈를 도출하였다. 실제적으로 노외중대사고시 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.

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

## 2. Ranking 기반 우선중점과제 및 로드맵

### 2.1. 우선과제도출 제안

#### (1) 격납건물 고온과압

격납건물의 고온과압현상의 경우는 격납건물의 전반적인 건전성에 영향을 미치는 현상으로 전반적인 현안해결을 위한 지식수준 그리고 사고관리 및 규제적 입장에서의 중요도에 대한 전문가들의 판단은 국제적 지식수준은 “상”으로 판정하였지만, 국내지식수준은 “중”으로 판정하였다. 그리고 중요도는 사고관리적 측면에서 “상”으로 판단하였다. 그러므로 국내의 경우 규제기술과와 유효한 사고관리전략을 수립하기 위해서는 핵심/주요 현안으로 다루어져야 함을 의미한다. 이와 관련하여 주요핵심현안들은 아래와 같이 판단되었다.

- 격납건물 손상거동 해석을 위한 정적/동적 구조해석
- 수소연소 등과 같은 현상에 의한 국부고온현상
- 계통설비손상에 따른 국부누출

#### (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 “상”으로 판단되었으며 중요도 측면에서도 규제 측면 및 사고관리 측면 모두에서 하로 판단되었다. 이는 국내에서 유효한 사고관리전략을 수립하

고 이를 평가하는 규제 기술 그리고 이를 뒷받침하는 기술 수준 등이 모두 현안해결을 위한 수준에 와있음을 의미한다. 단지 본 현상으로 인한 격납건물 안전성을 위한 완화수단 및 이에 대한 평가기술의 꾸준한 개발의 중요성은 사고관리측면에서 필요성을 제시하였다. 지식수준 측면에서 노심용융물의 격납건물의 확산 이송에 대한 불확실성이 존재하기에 꾸준한 연구 노력이 필요하다고 평가되고 있다.

### (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”에 반해 국내 지식수준은 “중”으로 판정하였다. 또한 중요도 측면에서 보면 사고관리 측면에서의 중요도는 “상”이다. 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.

- 수소확산분포모델(격납건물 대기로 배출된 수소혼합, 격실이동 및 확산, 성층화) 검증
- 법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성 평가 기술
- 국산화에 따른 국산 피동측매결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증(산소희석조건, 에어로졸에 의한 성능저하, 역방향 유동)

### (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 그리고 사고관리 및 규제적 입장에서의 중요도에 대한 국내 전문가들의 판단을 살펴보면 국제적 지식수준은 “상”, 이에 반해 국내지식수준은 “중”으로 판단하였다. 또한, 중요도 측면에서 보면 사고관리 측면에서는 대부분 “상”으로 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 충수에 대한 고려가 진행되어 감에 따라 기존의 전통적인 폭발에 따른 구조물 건전성평가에서 냉각성평가로 FCI 연구관점이 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.

- 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, 충수깊이 등)을 고려한 원전스케일의 불확실성 분석을 통한 평가 방법론

#### (5) 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)

격납건물 내에서 노심용융물-콘크리트 반응은 격납건물 벽체 및 바닥 등의 건전성과 위해도에 영향을 주는 주요해결 현안으로 전반적인 지식수준과 사고관리 입장에서의 중요도에 대한 국내 전문가들의 판단은 국내외 지식수준의 경우 “중”이었다. 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 강조되고 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 MCCI 관련 전반에 걸친 분야에 대한 사고관리측면에서 중요도 “상”으로 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 MCCI 현상에 대한 관심이 높아지고 있음이 국내전문가들에 판단이 보였다. 특히 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처 능력 평가 및 결말분석을 통한 실효적인 MCCI대처 사고관리 전략의 개발에 대한 시급성을 언급하였다. 국내전문가들이 판단한 시급한 핵심연구개발 현상들은 아래와 같다.

- 용융물 분출, 퍼짐 및 MCCI 용발 현상 모델
- 콘크리트 유형을 고려한 비응축, 가연성 기체 생성 모델
- MCCI에 따른 핵분열생성물의 방출모델

- Top flooding시 파편충 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
- 건식 및 습식 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
- MCCI 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발

## 2.2. 로드맵

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

표 B.6.7 국내 PIRT 구성: 격납건물 고온과압

CMT 고온과압	기술현안 및 연구수요	지식수준 (1차 로드맵)			지식수준 (2차 로드맵)			중요도 (1차 로드맵)			중요도 (2차 로드맵)		
		상	중	하	상	중	하	상	중	하	상	중	하
격납건물구조	격납건물 내압능력분석(구조손상거동)		○			●		○			●		
국부고온 및 재가열	핵분열생성물 이송침적에 따른 주요기기 재가열		○			●			○				●
	수소연소/폭발(deflagration) 등에 따른 국부고온영향		○			●		○			●		
계통설비손상	관통부의 이음새, 밸브 패킹 등의 누설		○			●		○			●		
여과배기	여과배기계통을 통한 사고관리 전략			○	●			○					●
	여과배기설비의 감압능력		○		●			○					●

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

HPME/DCH	기술현안 및 연구수요	지식수준 (1차 로드맵)			지식수준 (2차 로드맵)			중요도 (1차 로드맵)			중요도 (2차 로드맵)		
		상	중	하	상	중	하	상	중	하	상	중	하
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 산화반응)	○			●					○		●	
완화수단 평가	감압계통의 설계 및 사고관리 전략의 개발	○			●			○				●	
	감압사고 경위에 대한 Low Cut-off Pressure	○			●			○			●		



표 B.6.9 국내 PIRT 구성: 가연성 기체 연소 또는 폭발

수소연소/ 폭발	기술현안 및 연구수요	지식수준 (1차 로드맵)			지식수준 (2차 로드맵)			중요도 (1차 로드맵)			중요도 (2차 로드맵)		
		상	중	하	상	중	하	상	중	하	상	중	하
수소 생성 및 분포모델	수소생성모델(노내금속과 고온 수증기와의 산화반응)		○			●			○			●	
	수소방출모델(RCS 파단부, 감압장치)	○			●				○			●	
	수소확산분포모델(방출 수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소성층화)		○			●		○			●		
수소연소모델	수소연소모델(국소적인 수소농도에서 가연조건 하에 열원과 접촉한 수소연소)		○			●			○			●	
	수소화염가속모델(수소 화염의 난류가속)		○			●			○			●	
	DDT(압력과 화염면의 중첩에 따른 Detonation, 강한 연소 충격파의 전파모델)			○		●			○			●	
사고관리	법제화에 따른 수소 연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성		○			●		○			●		
	피동축매형수소재결합기(PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증			○		●		○			●		

표 B.6.10 국내 PIRT 구성: 노심용융물-냉각수 반응 (FCI)

FCI/SE	기술현안 및 연구수요	지식수준 (1차 로드맵)			지식수준 (2차 로드맵)			중요도 (1차 로드맵)			중요도 (2차 로드맵)		
		상	중	하	상	중	하	상	중	하	상	중	하
초기	용융물 제트 냉각수 유입특성(공기중 용융물 제트 파쇄, 용융물 냉각수 유입속도, 용융물 제트의 유입직경 등)에 따른 영향	○			●				○			●	
혼합	용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포(비등열전달) 모델		○			●			○		●		
	혼합과정에서의 증기분포가 폭발과정에 미치는 영향		○			●			○			●	
	혼합과정에서의 냉각수의 화학적 특성이 폭발과정에 미치는 영향(해수, 보론수, 핵분열생성물 등)		○		●				○				●
	혼합과정에서의 용융물 고화, 산화, 수소생성 거동 및 영향		○			●			○			●	
전과	복합현상 체계에서 증기폭발 전과 모델(벽/바닥의 영향, 복합구조)			○		●			○		●		
물성치	용융물 재료의 영향(금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)		○			●			○		●		
냉각성	용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향			○		●		○			●		
	용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향			○		●		○			●		
	파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 열전달 모델			○		●		○			●		
사고관리	법제화에 따른 원전스케일 불확실성 분석(사고관리전략 유효성) 평가 방법		○			●		○			●		
	증기폭발 방지를 위한 대처설비 기술개발			○		●		○				●	

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

MCCI/ Coolability	기술현안 및 연구수요	지식수준 (1차 로드맵)			지식수준 (2차 로드맵)			중요도 (1차 로드맵)			중요도 (2차 로드맵)		
		상	중	하	상	중	하	상	중	하	상	중	하
건식공동	다차원 용발현상		○			●		○			●		
	비응축기체 및 가연성기체 생성(콘크리트 유형의 영향)		○		●			○			●		
	핵분열생성물 방출		○			●		○			●		
	사후 상부 충수 시 냉각거동(파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출)		○			●		○			●		
습식공동	사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동(파편화 정도, 입자크기분포)			○		●		○			●		
	(건식 및 습식) 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상(충수 깊이에 따른 연구 포함)		○			●		○			●		
	충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성(파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)		○			●		○			●		
사고관리	원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가			○		●		○			●		
	국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안			○		●		○			●		
	MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발		○			●		○			●		

표 B.6.12 국내 PIRT 구성: 종합

격납건물 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식 수준 / 중요도	Issue description(중요한 현안, 불확실성 등 설명)	S A M G action/mitigation actions	Regulatory significance	Related phenomenon in RCS	R e l a t e d phenomena in FP
격납건물 내 거동	격납건물 손상 고온압	격납건물 고온과압, 격납건물 내압능력, 재가열, 국부고온, 누설 및 여과배기 설비	중/상	격납건물 내압능력분석 (구조손상거동)	격납건물 감압	격납건물 손상(구조물, 관통부 관련 배관 등)에 미치는 영향	원자로 손상 및 일차계통 경계 손상에 미치는 현상 전반	핵분열생성물 생성/성장/반응/세정 및 수조여과 전과정
			중/하	핵분열생성물 이송침적에 따른 주요기기 재가열				
			중/상	수소연소/폭발 (deflagration) 등에 따른 국부고온영향				
			중/상	관통부의 이음새, 밸브 패킹 등의 누설				
			상/하	여과배기계통을 통한 사고관리 전략				
			상/하	여과배기설비의 감압능력				
	HPME/DCH	노심용융물 분출, 확산, 이송 및 방출저감, 제어 감압계통	중/하	노심용융물 분출 모델	RCS 감압, 냉각수 주입, SG 주입, ERVC	상부 대기로 이송되는 고온의 노심용융물의 양 및 그에 의한 온도 및 압력 증가량, 다른 현상과 중복하여 발생하는 경우의 압력 증가량 평가(수소 연소 등), 감압 사고 경위에 대한 Low Cut-off Pressure	원자로 상미는 현상 전반	핵분열생성물 생성/방출/이송, (비휘발성) 에어로졸생성
			중/하	격납건물 공동 내 용융물 확산 모델				
			중/하	격납건물 상부로의 용융물의 이송모델				
			중/하	격납건물 공동 내 충수 모형에 따른 용융물 방출 특성 및 저감설계				
			중/하	격납건물 대기와의 열전달 및 연소모델				
			중/하	격납건물 내부 구조물로의 열전달 모델				
			상/중	격납건물 공동 내 충수냉각수의 영향 (상호작용, 냉각 및 산화반응)				
			상/중	감압계통의 설계 및 사고관리 전략의 개발				
			상/상	감압사고 경위에 대한 Low Cut-off Pressure				
	가연체 소폭발	수소 연소 생성 방출, 확산 및 가속, 수소 제어	중/중	수소생성모델 (노내금속과 고온 수증기와의 산화반응)	격납건물 감압, 수소 제어	중대사고 조건하에서의 수소 제거능력, FA, DDT 가능성 평가 및 폭발 시 격	원자로 상미는 계통 경계 손	아이오딘 화학종의 반응, 흡탈착 (PAR의 영향)
			상/중	수소방출모델 (RCS 파단부, 감압장치)				
			중/상	수소확산분포모델 (방출 수소의 혼합기체 형태로 격실이동 및 확산, 수소정화)				
			중/중	수소연소모델 (국소적인 수소농도에서 가연조건하에 열원과 접촉한 수소연소)				

격납건물 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식 수준 / 중요도	Issue description(중요한 현안, 불확실성 등 설명)	S A M G action/mitigation actions	Regulatory significance	Related phenomenon in RCS	R e l a t e d phenomena in FP
			중/중	수소화염가속모델 (수소 화염의 난류가속)		납건물 손상 가능성	에 미치는 현상 전반	
			중/중	DDT (압력파와 화염면의 중첩에 따른 폭발, 강한 연소 충격파의 전파모델)				
			중/상	법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략유효성				
			중/상	피동촉매형수소재결합기 (PAR)를 포함한 수소제어 계통의 성능평가 실험 및 해석검증				
	노심용융물-냉각수응답 (FCI)	FCI에 의한 급격한 증기의 발생, 노심용융물의 파편화, 증기폭발 및 압력파의 전파 및 주변구조물과의 상호작용, 노심용융물 파편화 및 침적에 따른 냉각성	상/중	용융물 제트 냉각수 유입특성 (공기중 용융물 제트 파쇄, 용융물 냉각수 유입속도, 용융물 제트의 유입직경 등)에 따른 영향	원자로 공동 냉각수 입, 납건물 감압	증기폭발 시 충격량에 의한 격납건물 손상가능성, 격납건물 Dynamic Fragility Curve	원자로 상미는상반	핵분열생성물, (비휘발성) 에어로졸 생성
			중/상	용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 (비등열전달) 모델				
			중/중	혼합과정에서의 증기분포가 폭발과정에 미치는 영향				
			상/하	혼합과정에서의 냉각수의 화학적 특성이 폭발과정에 미치는 영향 (해수, 보론수, 핵분열생성물 등)				
			중/중	혼합과정에서의 용융물 고화, 산화, 수소생성 거동 및 영향				
			중/상	복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델 (벽/바닥의 영향, 복합구조)				
			중/상	용융물 재료의 영향 (금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)				
			중/상	용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향				
			중/상	용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향				
			중/상	파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정 (입자층, Cake) 및 열전달 모델				
			중/상	법제화에 따른 원전스케일 불확실성 분석 (사고관리전략 유효성) 평가 방법				

격납건물손상단계	세부손상단계	주요 현상	지식 수준 / 중요도	Issue description(중요한 현안, 불확실성 등 설명)	S A M G action/mitigation actions	Regulatory significance	Related phenomenon in RCS	R e l a t e d phenomena in FP
			중/중	증기폭발방지를 위한 대처설비 기술개발				
	MCCI/노심용융물 냉각성	MCCI에 의한 지속적 기체 생성, 휘발성 핵분열생성물 방출에 따른 격납건물 가압, 공동 콘크리트의 침식 및 용발, 노심용융물 냉각	중/상	다차원 용발현상	원자로 공동 냉각수 주입, 격납건물 감압(살수, 여과배기), 수소 제어, Core catcher	원자로 공동에서의 노심용융물 냉각 가능성, MCCI 정지 임계온도 평가에 의한 MCCI 중지 시점 결정	원자로 상미는 상반	지속적 기체생성 및 휘발성 핵분열생성물 방출 및 에어로졸 생성
			중/상	비응축기체 및 가연성기체 생성 (콘크리트 유형의 영향)				
			중/상	핵분열생성물 방출				
			중/상	사후 상부 충수 시 냉각거동 (파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출)				
			중/상	사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동 (파편화 정도, 입자크기분포)				
			중/상	(건식 및 습식) 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상 (충수 깊이에 따른 연구 포함)				
			중/상	충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성 (파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)				
			중/상	원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가				
			중/상	국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안				
			중/상	MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발				

## B.VII. 결론

본 보고서는 “격납건물 방호분과”의 로드맵 작성을 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 핵심 현안(지식수준 하·중/중요도 상), 주요 현안(지식수준 중상/중요도 상), 관심 현안(지식수준 하/중요도 중하), 해결 현안(지식수준 상/중요도 하)로 구분하였다. 향후 연구 및 개발이 필요한 세부 항목들은 핵심 현안과 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 주요 핵심 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 고온과압

- 격납건물 손상거동 해석을 위한 정적/동적 구조해석
- 수소연소 등과 같은 현상에 의한 국부고온현상
- 계통설비손상에 따른 국부누출

### 수소연소 및 폭발

- 수소확산분포모델(격납건물 대기로 방출된 수소 혼합, 격실 이동 및 확산, 성층화) 검증
- 법제화에 따른 수소연소 제어를 위한 중대사고 관리전략 유효성 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
- 용융물 제트의 파쇄에 따른 용융물 평균입자, 입자분포 및 증기분율분포 모델
- 복합현상 체계에서 증기폭발 전파 모델(벽/바닥의 영향, 복합구조)
- 용융물 재료의 영향(금속성분의 열유체역학적 영향, 산화반응)
- 용융물 재료에 따라 산화반응이 발생할 경우의 냉각성 영향
- 용융물 파편화에 따른 장기 냉각성 영향
- 파쇄입자 침적에 따른 침적층 형성과정(입자층, Cake) 및 열전달 모델
- 원전스케일 불확실성 분석(사고관리전략 유효성) 평가 방법

#### 노심용융물-콘크리트 반응(MCCI)

- 다차원 용발현상
- 핵분열생성물 방출
- 사후 상부 충수 시 냉각거동(파편층 냉각, 상부 금속층 효과, 냉각수 주입모드 영향, 냉각수 침투, 용융물 분출)
- 사전 습식공동에서 용융물 및 냉각수 조건에 따른 용융물 거동(파편화 정도, 입자 크기분포)
- 공동에서의 노심용융물 침적 및 퍼짐현상(충수 깊이에 따른 연구 포함)
- 충수공동에서의 다공노심용융물 냉각성(파편층 형상, 열전달 모드, 파편층내 물유입, 충수깊이 및 용융물 냉각 가능성)
- 원전스케일에서의 노외 냉각성 불확실도 평가
- 국내 가동원전에 대한 MCCI 대처능력 평가 및 결말 분석을 통한 사고관리방안
- MCCI를 방지 또는 완화를 위한 대처설비 또는 전략 개발

종합적인 관점에서 국내전문가들의 중대사고 격납건물 내 주요현상에 대한 현황검토와 국내의 원전 현안 그리고 향후 원전의 청정에너지로써의 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 검



증하기 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 인허가가 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 설계기준사고 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 아이디어 개발 및 검증
- (3) 국제공동연구를 활용한 국내 현안의 국제화 및 국외 현안의 국내화

앞으로 본 특별위원회 격납건물 방호분과에서 도출한 현안을 기반으로 실효적이고 유용한 중대사고 현안 해결 로드맵을 만들어 나가는 데 활용되기를 기대한다. 향후에는 기존 PIRT에서 다루지 않았던 현안(예를 들어, 비상원자로 살수보조계통(ECSBS)에 대한 지식수준 및 중요도 평가, 우회사고 시 보조건물에서 수소 거동, spent fuel pool에서 수소 이슈 등)을 추가하고, 가동 원전 중심의 PIRT 재평가 결과를 신규 원전(SMR 등)에 적용 및 활용하는 노력이 필요하다.

## B.VIII. 참고문헌

### 책(Book)

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

### 보고서(Reports)

- 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 분석보고서” , 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.
- OECD/NEA, 2018, Status Report on Ex-Vessel Steam Explosion, Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2017)15.
- 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. (1996), “Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments” , NUREG/CR-6338, February 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(Journal Papers)

- 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.
  - K.H Bang, M.H Kim, G.D Jeun, Boiling characteristics of dilute polymer solutions and implications for the suppression of vapor explosions, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 177, Issues 1-3, 1997, Pages 255-264,
  - Kiyofumi Moriyama, Masahiro Furuya, Kinetic energy evaluation for the steam explosion in a shallow pool with a spreading melt layer at the bottom, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 360, 2020, 110521,
  - 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.
  - Kim SH, Chang Y-S, Cho Y-J, Jhung MJ. 2016, Modeling of reinforced concrete for reactor cavity analysis under energetic steam explosion condition, *Nuclear Engineering and Technology*, 24, 218-227.
  - Kim SH, Chang Y-S, Cho Y-J, 2016, Assessment of steel components and reinforced concrete structures under steam explosion conditions. *Structural Engineering and Mechanics*, 60(2), 337-350
  - Kim SH, Chang Y-S, Cho Y-J, Parametric analyses of major nuclear components and reinforced concrete structures under FCI-induced explosive condition, 2017, *Nuclear Engineering and Design*, 322, 148-158,
  - 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.
  - L.S. Nelson and K.P. Guay, Suppression of steam explosions, in tin and Fe-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> melts by increasing the viscosity of the coolant, *High Temperatures - High Pressures* 18 (1986), 107-111

- M. Epstein, H.K. Fauske, Applications of the turbulent entrainment assumption to immiscible gas-liquid and liquid-liquid systems, *Chem. Eng. Res. Des.*, 79 (4) (2001), pp. 453-462.
- 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.
- Woo Hyun Jung, Hyun Sun Park, Kiyofumi Moriyama, Moo Hwan Kim, Analysis of experimental uncertainties in jet breakup length and jet diameter during molten fuel-coolant interaction, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 344, 2019, Pages 183-194,
- Woo Hyun Jung, Jeonghyeon Oh, Byoungcheol Hwang, Mooneon Lee, Hyun Sun Park\*, Kiyofumi Moriyama and Moo Hwan Kim, “Minimum limit of particle size distribution and its effect on coolability for debris bed,” *Nuclear Engineering and Design*, Volume 363, July 2020, 110606.

#### 학회(Conferences)

- 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.
- Kim, D.H., Song, J.H., Lee, B.C., Na, J.H., Kim, H.T., 2017. Development of an integrated severe accident analysis computer program package in Korea. In: Proc. 8th Euro. Review Meeting on Severe Accident Research – ERMSAR-2017, May 16-18, 2017, Warsaw, Poland

- 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*, 계산과학기술부 회.
- 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.
- Saito, M., 1988. Experimental study on penetration behaviors of water jet into freon-11 and liquid nitrogen. In: *ANS-Proc. 25th Natl. Heat Transfer Conf.* (pp. 173-183).
- 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(Project)

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

### 코드(Codes)

- EPRI, Modular Accident Analysis Program version 5.02, EPRI.
- HS Park et al., COOLAP-II; A simplified model for ex-vessel melt jet breakup debris bed and cooling, 2022, Seoul National University.

## 부록 C. 중대사고 현상해결 로드맵 보고서 - 핵분열생성물 거동 분야

### 요 약

2011년 3월 11일 일본 후쿠시마 중대사고 이후, 전 세계적으로 원자력발전소의 중대사고와 관련한 안전성에 대한 경각심이 커졌고 안전성 강화 작업이 다각적으로 추진되었다. 한국원자력학회는 2015년 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 작성 특별위원회”를 설립하여 당시 불확실성이 크고 지식수준이 상대적으로 부족했던 중대사고 분야의 현안들을 해결하기 위한 중대사고 관련 로드맵을 개발하여 2016년 7월 29일 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서”를 발간하였다. 이후 본 로드맵 보고서에 제시된 검토의견을 반영하여 다양한 연구들이 수행되었다. 2016년 로드맵 보고서 발간 후 5년여가 지난 2022년 4월 현시점에서 보고서 발간 당시 제언하고 권고한 내용을 점검하고, 그간의 국내외 연구 성과와 동향을 다시 정리하고 보고서에 반영하여 향후 중대사고 분야의 기술개발 전망과 제안을 제시하고자 하였다.

본 보고서는 “핵분열생성물 거동 분과”에서 원자력발전소 중대사고 시 핵분열생성물의 거동 관련 제반 현상을 개관하여 주요 현안을 선정하고 안전 측면에서 그 중요도를 평가하며, 실험 및 해석 능력 측면에서 현재의 지식수준을 판단하고, 향후 현상에 대한 이해, 중대사고 완화 실비 및 전략 측면에서 단기적, 중기적, 장기적 연구의 필요사항을 제안한 활동 내용을 포함하고 있다. 요약하자면, 핵연료로부터 원자로냉각재계통, 격납건물, 환경으로의 단계별 방출 특성과 핵분열생성물의 에어로졸 및 휘발성 핵종의 거동 특성을 고려하여 현상과 실험프로그램 및 전산코드 모델링 현황 등에 근거하여 향후 연구가 필요한 기술 현안을 도출하고 현재의 지식수준 및 중요도, 국제 수준에 도달하는 데 필요한 연구 기간 등에 관해 조사한 내용을 기술하였다. 대처체계 구축 측면에서는 격납건물 내 완화설비와 격납건물 우회사고 완화전략에 대하여 관련 현상과 중대사고 관리조치 및 규제 측면에 근거하여 도출된 기술 현안의 중요성 등을 평가하였다. 또한 국내외 참고 선원항 및 평가기준 등에 대한 현황과 향후 관련 연구 필요사항을 비롯하여 2016년 원자력안전위원회에서 시행이 확정된 소의 방사성물질 방출과 주민의 건강 및 환경에 미치는 영향에 대한 허용기준을 기술하였다.

각 기술 현안별로 현 지식수준, 중요도 및 연구 기간 등에 대한 전문가들의 의견을 수렴한 결과, 핵분열생성물 거동에 관한 국내 기술 수준은 전반적으로 지난 5년간 상당한 진전이 있었던 것으로 평가되었고 일부 분야의 경우 2~3년간의 단기적인 연구로 국제 수준에 도달할 수 있을 것으로 예상되었다. 2016년 중대사고 로드맵 보고서에 수록된 PIRT표와 비교하였을 때 국내외적으로 핵분열생성물 관련 연구가 활발히 진행되었고, 국내외 연구 상황 및 동향 변화를 통하여 해당 항목의 중요도 및 수준에 변화가 있었다.



본 분과에서는 노심 구조물의 손상 및 에어로졸 등 물질방출 모델 개선 등 다음의 11개 사항을 중요성과 시급성이 큰 현안으로 다시 평가하였다.

- 1) 노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질방출모델 개선
- 2) 산화조건에서 핵연료로부터 Ru 핵종 방출 등 거동에 대한 실험데이터 확보
- 3) 살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선
- 4) 노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구, 핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링
- 5) 다음 현상에 대한 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링:
  - 가) 벽면 및 기기의 표면에 흡탈착 및 재부유 되는 아이오딘 핵종 거동,
  - 나) 기체상에서 침착 아이오딘과 페인트 및 케이블 구성 물질과 반응에 의한 유기아이오딘의 형성
- 6) MCCI 현상에 따른 에어로졸 방출
- 7) Pool Scrubbing: 격납건물 내 Pool로부터의 재유입, 포화상태까지 확장된 수조 Scrubbing 실험, 수조 표면 위 고압 조건, 물의 pH가 에어로졸 및 아이오딘 기체 역류에 미치는 영향, 잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 Scrubbing 종합효과시험 및 관련 모델링
- 8) 실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항 결정

이외 다음 사항들도 비교적 중요하고 여전히 시급한 현안으로 관심을 모았다.

- 9) 기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 노심으로부터의 핵분열생성물 기체의 방출 분석, 평가
- 10) 아이오딘 분리: 액체상으로부터 휘발성 아이오딘의 생성률, Pool 수면에서의 아이오딘 핵종 간 물질 전달률, Pool이 고갈되면서 유기 아이오딘을 방출하는 메커니즘
- 11) RCS 온도 및 기체 조성에 따른 루테튬(Ru-103, Ru-106) 등 침적물의 재휘발 거동 및 재휘발 분율, 타 핵종이 침착되었을 때의 영향, 침착된 물질의 산화상태에 따른 영향

이들 대부분은 중장기간의 연구가 필요할 것으로 판단되었으나, 2~3년간의 단기적인 연구로 국제 수준에 도달할 수 있을 것으로 예상한 현안 분야는 7)번 항목 중 격납건물 내 수조(Pool) 제염 관련 모델링과 8) 선원항 결정 등이다.

본 분과에서는 손상된 핵연료로부터의 핵분열생성물 방출과 환경 방출 이후 핵분열 생성물의 거동에 대해서는 상세히 다루지 못하였다. 이러한 부분은 향후 연구 결과를 반영하여 본 보고서를 지속적으로 최신화하는 과정을 통해 보완이 필요할 것이다.

## C.I. 서론

### 1. 배경 및 필요성

원자로심이 손상되는 중대사고 시 핵분열생성물과 방사화생성물, 악티나이드 등의 방사성물질은 원자로격납건물(이하 '격납건물')에서 배기 또는 우회되거나 격납건물이 손상되었을 때 환경으로 방출될 수 있다. 방사성물질의 방출량과 조성 및 물리화학적 형태를 뜻하는 용어로 통칭되는 '선원항'의 크기는 사고경위, 원자로의 손상상태 및 환경으로의 방출시점, 격납건물 살수 등 방사선 영향을 제한하기 위한 조치의 효율성에 따라 달라진다. 후쿠시마 원전 사고 시에는 방사성 물질이 통제되지 않은 상태에서 여과 없이 방출되어 부지 북서쪽의 광범위한 지역을 오염시키는 한편, 1~3호기에서 수차례 수행된 격납건물 여과배기를 통해서도 환경으로 방출되었으나 그 준위는 훨씬 낮았던 것으로 TEPCO가 평가한 바 있다(OECD/NEA, 2013; TEPCO Inc. 2012).

선원항을 결정하기 위해서는 손상된 핵연료로부터의 방사성핵종의 방출, 원자로냉각재계통(Reactor Coolant System, RCS) 내 이동 시 거동, 격납건물 내 거동 등 3단계의 과정을 고려해야 한다. 방사성핵종의 휘발은 방출 및 이동 시 기체/증기, 응축 물질 등 물리적 형태에 따라 좌우되며 이들은 또한 화학종 형성에 따라 달라진다. 그러므로 넓은 범위의 온도 영역에서의 핵분열생성물 화학이 선원항 평가에 핵심적 역할을 한다. 특히 손상된 노심에서 방출되는 구조재(핵연료 피복재, 제어봉 물질)와의 화학반응이 중요하다. 또한 비활성기체와 특정 환경에서의 아이오딘과 루테튬을 제외한 방사성물질은 손상된 노심에서 격납건물로 이동하는 동안 냉각되면서 응축하게 된다. 따라서 RCS와 격납건물 내에서의 방사성물질의 거동은 주로 에어로졸 물리학에 따른다(OECD/NEA, 2013).

후쿠시마 원전 사고 이후 원전 안전성 향상, 방사선 위험으로부터 국민의 건강 보호 및 환경오염 방지를 위한 중대사고 대처체계의 확보가 국가적 과제가 되었다. 또한 중대사고 법제화가 각국의 규제 현안이 되는 한편 국제협약의 강화를 통해 중대사고로 인한 방사성물질 방출량의 제한이 추진되고 있다. 이에 따라, IAEA는 2015년 2월에 원자력안전에 관한 비엔나 선언(Vienna Declaration on Nuclear Safety)을 공포한 바 있다. 즉 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 IAEA는 2011년 7월과 2014년 12월에 수행한 한국의 규제체계, 제도와 규제활동에 대한 통합규제 검토서비스, IRRS: Integrated Regulatory Review Service)를 수행한 결과로서 중대사고에 의한 소외주민의 피폭선량 제한치를 적합하게 설정하도록 권고한 바 있다. 한편 국회의 발의로 원자력안전법이 2015년 6월 22일 개정되어 기존 법령에서 포함되지 않았던 중대

사고에 대한 대응조치로서 원자력발전소 운영허가 신청 시 사업자가 중대사고관리계획을 포함한 사고관리계획서를 신청서류로 제출하도록 요구하는 내용이 추가되었다.

이러한 환경에서 중대사고 시 방사성물질 방출에 관한 현상 규명 및 저감방안 개발이 더욱 시급하게 대두됨에 따라 중대사고 전문가들은 2014년 10월 개최된 원자력학회 추계학술대회 워크숍에서 “중대사고 현안 해결을 위한 로드맵”을 작성하는 것에 대해 논의하였다. 여기에서 학회의 원자로 열수력 및 안전 연구부회와 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 원자력학회 특별위원회로 이 활동을 추진하게 되면서 핵분열생성물 거동 분과 등 3개 분과가 설립되었고, 각 분과에서는 산학연의 관련 전문가들(안)이 정기적인 회의 및 세미나를 개최하여 중대사고 쟁점 해결을 위한 로드맵을 작성하고자 하였다. 그 일환으로 본 핵분열생성물 거동 분과에서는 2015년 1월 22일 제1차 회의를 가진 이래 2016년 3월까지 총 9회에 걸친 분과 회의를 통해 로드맵 작성 방향을 설정하고 기술수목 형태의 핵분열생성물 거동 특성도를 개발하여 분야별로 관련 기술현황을 조사하였다. 또한 이를 기반으로 현안을 도출하고 현 지식 수준 및 중요도, 그리고 국제 수준에 도달하는 데 필요한 연구기간 등에 대한 참여자들의 의견을 수렴하여 제시하고자 하였다. 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 기대되었다.

이러한 활동은 유럽, 일본, 미국 등에서도 유사하게 이루어진 것으로 확인되었다. 유럽은 2000년대에 SARP(Severe Accident Research Priority) 라는 중대사고 현상 규명 및 대처 설비 개발을 위한 연구개발 로드맵을 개발하였다. 그리고 일본은 후쿠시마 사고 이후 일본원자력학회를 중심으로 중대사고 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵을 개발한 바 있다. 이러한 외국에서의 앞선 노력의 결과는 국내 중대사고 로드맵 개발에도 많은 참고가 되었다.

## 2. 연구 환경 변화

2011년 3월에 발생한 후쿠시마 원전 사고 이후 원자력발전소의 설계기준을 초과하는 중대사고 대처능력 확보의 중요성에 대한 인식이 고조되었다. 설계기준을 초과하는 중대사고의 발생 빈도는 극히 낮으나 발생하는 경우 보건학적, 사회적, 경제적으로 심각한 영향을 초래할 수 있음을 후쿠시마 원전 사고를 통해 다시 한번 확인하면서 많은 국가들이 중대사고 대처 능력을 규제요건화하고 있다. 우리나라에서는 중대사고를 포함하는 사고

관리를 수행하도록 2016년 6월 23일부터 개정된 원자력안전법을 시행하고 있다.

원자력안전법에 따른 중대사고 대처능력 규제요건에 맞춰야 하는 정량적인 안전 목표 중 하나는 중대사고로 인해 부지 인근의 주민이 받게 될 방사선량이다. 이는 미국의 규정인 10CFR100.11에 제시된 피폭 선량 제한치(전신선량 250 mSv, 갑상선 선량 3,000 mSv)에 근거하여 중대사고 완화 단계에서 제한구역 경계에서의 유효선량으로 250 mSv를 안전목표로 제시하였다. 그리고 중대사고 예방 단계에서는 이보다 충분히 낮은 값을 보여야 한다.

확률론적안전성평가(Probabilistic Safety Assessment) 관점에서는 중대사고 시 핵분열 생성물 방출과 관련하여 Cs-137의 방출량이 100 TBq을 초과하는 사고 발생 빈도의 합이  $1.0 \times 10^{-6}$ /년 미만임을 평가하기 위한 전산코드의 타당성 및 방법론 등에 대하여 제시하도록 규정되어 있다.

상기의 안전 목표 달성 여부를 확인하기 위해서는 방사성 선원항 산출이 필수적이다. 이를 위해서는 원자로 냉각재 내부에서의 핵분열생성물의 농도, 핵연료 소결체와 피복관 사이에 존재하는 핵분열생성물의 방출 분율, 격납건물 내부에서의 핵분열생성물 거동, 핵분열생성물의 제어 등이 반드시 고려되어야 한다. 따라서, 핵분열생성물의 거동 해석 방법론, 현상에 대한 실험 결과들에 대하여 최신 연구 현황을 반영하고 검증할 필요성이 더욱 더 대두되고 있다.

한편, 최근 실험적 연구 결과 및 후쿠시마 원전 사고 조사 등을 통해 원자로냉각재계통의 표면과 격납건물 내에 침적된 휘발성 핵분열생성물의 재부유가 발생하여 지연 방출에 크게 기여하는 것이 확인되었다. 특히 후쿠시마 제1발전소에서 사고 발생 후 며칠 뒤인 3월 12일에서 15일 사이에 공기 중 방사선량의 급격한 변화를 통해 아이오딘, 세슘, 텔루륨 핵종이 방출되었음을 확인할 수 있었다.

이러한 관찰은 원자로냉각재계통 및 격납건물 내부에 침적된 핵분열생성물은 방사성 선원항 산정에 큰 영향을 미치지 않는다는 현재의 해석 방법론에 대비되는 현상이다. 이 때문에 핵분열생성물 지연 방출 메커니즘 규명 및 전산 코드 모델링을 위한 여러 국제공동연구들이 수행되고 있고 국내에서도 최근 이러한 국제적 추세에 맞춰 해당 국제공동연구의 참여를 통해 실험 결과 분석 및 관련 모델 개발 등에 적극적으로 참여하고 있다.

이에 따라 2016년 로드맵 보고서 발간 후 5년여가 지난 2022년 3월 현시점에서 보고서 발간 당시 제언하고 권고한 내용을 점검하며, 그간의 국내외 연구 성과와 동향을 다시 정리하고 보고서에 반영하여 향후 중대사고 분야의 기술개발 전망과 제안을 최신화하고자 하였다.

### 3. 목적 및 내용

핵분열생성물 거동 분과의 활동은 원자력발전소 중대사고 시 핵분열생성물의 방출 및 이동에 관한 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵을 작성하는 것을 목표로 하고 있다. 본 분과는 관련 제반 현상을 개관하여 주요 현안을 선정하고 위해도, 안전규제 함의 등의 측면에서 그 중요도를 평가하며, 실험 및 해석능력 측면에서 현재의 지식 수준을 판단하여 현 지식의 부족한 부분을 규명하고, 향후 중장기적 연구, 중대사고 관리 전략과 중대사고 대처 설비 및 규제요건 측면에서 필요사항을 정의하여 제안하고자 하였다.

본 분과 참여자들의 의견을 종합하여 핵분열생성물 거동 현상 및 대처체계를 수목 형태로 요약하여 나타내면 그림 C.1과 같다. 본 보고서에서는 그림 C.1의 각 항목을 중심으로 원자로심의 핵연료로부터 원자로냉각재계통, 격납건물, 환경으로의 단계별 방출 특성과 핵분열생성물의 에어로졸 및 기체상 거동 특성을 고려하여 현상 설명(Phenomena Description), 실험프로그램 현황(Status of Experimental Program), 전산코드 모델링 현황(Status of Computer Code Modeling), 지식수준 및 중요도(Knowledge and Significance Level), 관련 현안 및 향후 연구수요(Related Issues and Future Research Needs) 등에 관해 조사한 내용을 제시하였다. 또한 대처체계 구축 측면에서 격납건물 내 완화설비와 격납건물우회사고 완화전략에 대하여, RCS 및 격납건물 내 관련 현상(Related Phenomena), 현안 중요성(Significance on Issue), 중대사고 관리지침서 조치(SAMG Action), 법제화 포함 규제측면(Regulatory Aspects including Rulemaking)을 기술하였다. 이어 사고 선원향 및 소외피폭 관련 허용기준에 대한 현황을 기술하고 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다.

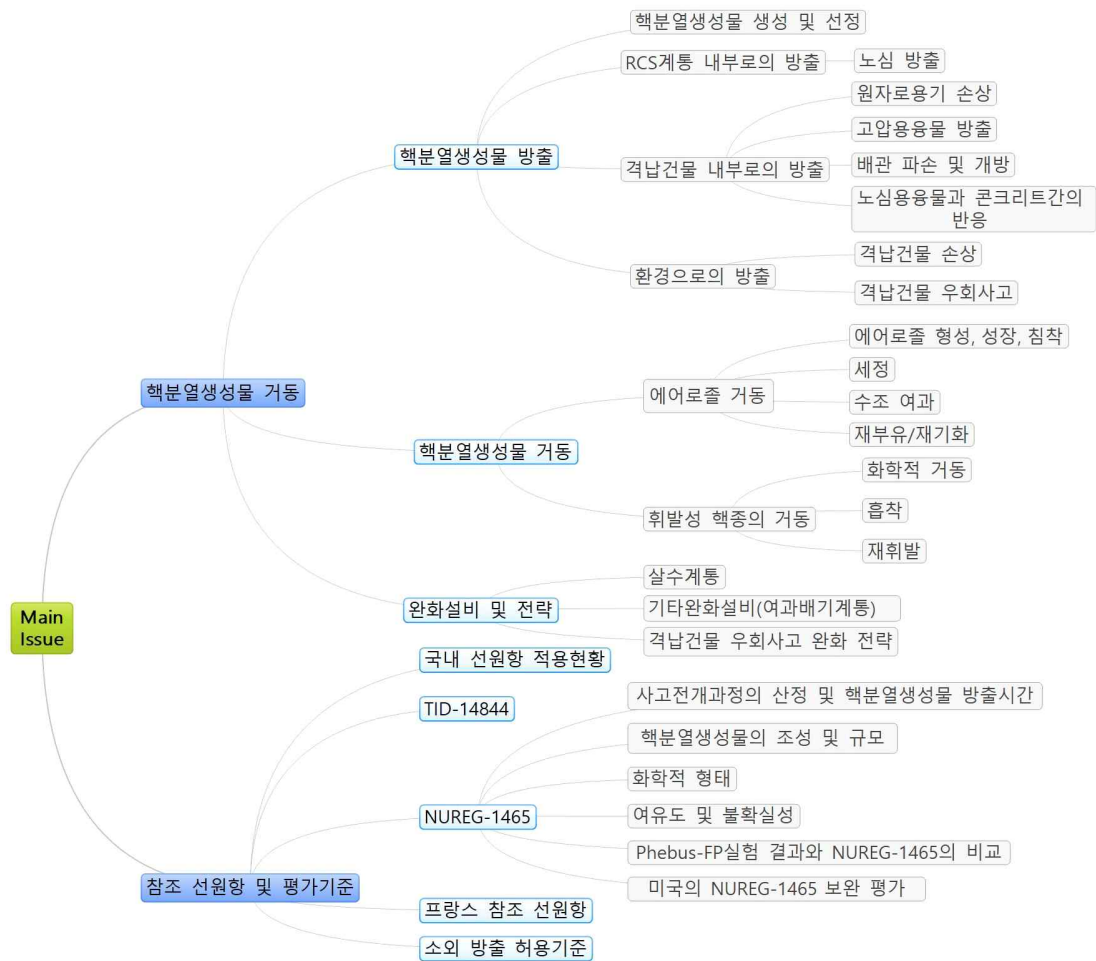


그림 C.1 중대사고 시 핵분열생성물 거동 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵

## C.II. 중대사고시 핵분열생성물 거동

### 1. 핵분열생성물 방출

#### 1.1. 원자로심 내 핵분열생성물의 생성 및 중요 핵분열생성물의 선정

##### (1) 현상 설명

원자로심 내 핵분열생성물은 핵연료 내 우라늄, 플루토늄 등의 물질들이 중성자를 흡수하면서 발생하는 핵분열(Fission)에 의해 생성된다. 이 과정에서 우라늄 및 플루토늄 등의 핵연료 물질 원자 하나로부터 두 개의 핵분열생성물이 형성되는데 주로 질량수 기준으로 100과 140 대에 높은 생성분율을 보여준다. 이러한 핵분열생성물은 주로 양성자에 비해 중성자를 많이 가지고 있어 원자 구조상 불안정한 상태를 보인다. 따라서 이러한 핵분열생성물은 원자 구조상 안정적인 형태로 변화하기 위한 방사성 붕괴를 진행하게 된다. 이 과정에서 다양한 반감기를 가지는 약 1000~2000 종류의 방사성 동위원소가 만들어지게 되며, 핵종의 반감기와 인체 내에서의 화학적/생물학적 성질에 따라 중대사고 시 소외 선량에 큰 영향을 줄 수 있다.

##### (2) 모델링 현황

핵분열생성물의 생성 및 방사성 붕괴 등에 대한 거동은 연소도 계산을 통해서 해석된다. 조금 더 구체적으로 설명하자면, 연소도 계산에서 Bateman Equation을 통해 시간에 따른 핵분열생성물의 변화량이 산출되는데, 상기에 기술한 바와 같이 노심 내 1000~2000 종 이상의 핵분열생성물이 존재하므로 위에 기술된 작업은 주로 컴퓨터 코드 등을 통해 수행된다. 이러한 목적의 대표적인 컴퓨터 코드서 미국의 Oak Ridge National Laboratory에서 개발한 ORIGEN 등이 있다. 핵분열생성물의 생성과 소멸에는 중성자의 흡수 등의 현상 또한 핵분열생성물의 반감기만큼 중요한 비중을 차지하므로 연소도 계산은 주로 이러한 현상의 모델링을 위한 중성자 흡수단면적을 고려할 수 있는 노심해석 코드와의 연계를 통해 수행된다. 원자로 물리 분야에서는 핵단면적 등을 연소도 계산 과정에서 직접적으로 산출할 수 있는 몬테칼로 방법론 기반의 노심 해석 코드와 연소도 계산 코드를 연계하여 노심의 연소도 계산을 수행하고 있다. 이러한 계산을 수행하는 대표적인 코드로는 MCNP 코드와 ORIGEN 코드 간 연계를 위한 MONTEBURNS, 서울대 등에서 개발된 McCARD, 그리고 핀란드의 VTT가 개발한 Serpent 등이 있다.

한편, 노심 해석 분야에서 연소도 계산 수행 목적은 반응도 관점에서 핵분열생성물이 미치는 영향을 보기 위한 것이 주 목적이므로 중성자 흡수 단면적이 큰 제논(Xe) 및 사

마리움(Sm) 핵종에 초점을 맞추어 계산을 수행해오고 있다. 그러나 Los Alamos National Laboratory 등에서 이러한 코드의 계산 결과와 실제 핵연료봉 내 핵분열생성물 양 간의 비교 검증을 위한 연구를 90년대 후반부터 수행해왔고 분석 결과 몬테칼로 기반의 연소도 계산 결과와 실제 핵연료봉 내 핵분열생성물량 간에 비교적 일치하는 결과가 나오는 것을 확인하였다. 따라서, 몬테칼로 기반의 연소도 계산을 통해 산출되는 핵분열생성물 양은 신뢰도가 높은 방사성선원항 산정을 위한 초기조건으로 사용하여도 적합할 것으로 판단된다. 그러나 몬테칼로 방법론 기반의 계산 방법을 통해 핵연료의 일반적인 Discharged Burnup 연소도인 50~60 GWD/MTU까지 전 노심을 계산하는데 수 일에서 수 주 정도 소요된다는 점을 고려한다면, 방사성 선원항 산정 시 이를 현실적으로 활용하기 위해서는 좀 더 효율적으로 계산할 수 있는 방안을 마련할 필요가 있다.

한편, 최근 한국원자력안전기술원(KINS)의 연구에 따르면, 코드를 활용한 연소도 계산 결과와 방사성 동위원소별 선량환산계수, 그리고 중대사고 시 방출분율 등을 고려하여 핵분열생성물에 대한 중요도 분석을 수행한 결과 아이오딘, 세슘, 루테튬 등의 핵종이 방사성 선원항 산정에 중요한 핵종으로 확인되었다. 이는 현재 방사성 선원항 관련 국제공동연구 등에서 관심을 가지고 있는 주요 핵종들과 일치한다. 또한 이 연구에서는 중대사고 시 소외결말분석에서 주로 사용되는 MACCS2 코드 내 방사성 붕괴 가정에 대한 검증 또한 수행하였다. Bateman Solution의 Adjoint 계산을 통해 검증한 결과, MACCS2 내 핵분열생성물의 단순화된 방사성 붕괴 사슬을 통해 산출된 소외결말 분석결과는 핵분열생성물의 시간에 따른 변화량 관점에서 신뢰할 수 있다는 결론을 내릴 수 있었다.

## 1.2. 원자로냉각재계통 내부로의 방출

### 가. 노심 방출

#### (1) 현상 설명

핵분열생성물은 핵연료봉이 과열되어 용융되면 냉각될 때까지 지속적으로 방출되며, 노심용융물로부터의 핵분열생성물 방출량은 일반적으로 핵분열생성물의 종류, 주위 온도, 용융물의 부피 대 표면적비 등에 따라 결정된다. 중대사고 시 노심 내 핵연료봉에서의 핵분열생성물 방출은 연료봉 내 간극방출(Gap Release), 핵연료봉 용융에 의한 방출(Meltdown Release), 원자로 공동(Cavity)에서의 휘발 방출(Vaporization Release), 폭발에 의한 산화방출(Oxidation Release)의 4가지 모드로 나눌 수 있다(원자로공동에서의 방출은 라. (p24.)에서 설명). 핵연료봉 용융에 의한 핵분열생성물의 방출률은 온도, 사고 진행에 따른 RCS 내 산소농도, 물질 간 반응도, 연료 연소도(Fuel Burn-up), 핵연료봉 특성(UO<sub>2</sub>, MO<sub>x</sub>) 및 형상(Solid Fuel, Debris Bed, Molten Pool) 등에 따라 달라진다.



핵분열생성물의 연료봉 내 간극방출은 핵연료봉 피복재(Cladding)가 손상되었을 경우, 핵연료봉에서 생성된 기체가 방출되는 것을 말한다. 피복재의 손상온도는 온도상승률, 내부기체압력, 피복재의 물리적, 기계적 성질에 따라 결정된다. 일반적으로는 피복재의 온도가 1033~1366 K 사이에서 손상된다고 알려져 있다. 간극방출량의 평가를 위해서는 방출분율(Release fraction)과 방사분율(Escape fraction)의 2가지 분율을 고려한다. 방출분율은  $\text{UO}_2$  연료로부터 기체로 방출되는 분율을 말하며, 방사분율은 피막층이 파손되었을 경우 간극에서 실제로 방사되는 분율을 말한다. WASH-1400에 따르면 비활성기체(Noble Gases), 할로젠(Halogen), 알칼리 금속(Alkali Metals), 알칼리 토금속(Alkaline Earth Metals), 텔루륨(Tellurium) 등에 따라 방출분율 및 방사분율이 다르며, 전체 간극 방출률은 약 0.0001%(Alkaline Earth Metals)에서 5%(Alkali Metals) 정도로 제시하고 있다.

최근 수행된 Phebus FPT 실험에 따르면, Noble Gas (Xe, Kr)는 80%, Volatile Elements (I, Cs, Te, Sb, Rb 등)는 25-75%, Semi-Volatile Elements (Mo, Rh, Ba, Pa, Tc 등)는 6-25%, Low-Volatile Elements (Sr, Y, Nb, Ru, La, Ce, Eu 등)는 1-6%, Non-Volatile Elements (Zr, Ne 등)는 1% 이하 정도의 방출 분율을 가지고 있다. (A-C., Grégoire, and T. Haste, 2013)

Phebus FPT 실험에서 확인된 핵분열생성물 분류 중 Semi-Volatile Elements에 속하는 핵종인 루테튬의 경우, 사고 진행에 따른 RCS 내 산소농도에 따라 방출 분율이 크게 달라지는 것이 여러 실험을 통해 확인되었다.. RCS 내 산소 농도가 낮은 환원조건에서는 방출 분율이 노심 내 초기 재고량 대비 약 6%에 불과하나 산화 조건에서는 약 65%까지 상승한다 (G. Ducros et al., 2013). 루테튬 핵종의 화학적 독성이 높다는 점과 일부 동위원소(Ru-103, Ru-106)들의 경우, 선량 관점에서 소외에 큰 영향을 줄 만한 반감기(Ru-103: 39.3일; Ru-106: 369일)를 고려한다면 (C. Mun and L. Cantrel, 2006), 루테튬 핵종의 중대사고 진행 조건에 따른 거동실험 데이터 확보 및 해석 모델 개발이 필요하다.

## (2) 실험 프로그램 현황

수행된 실험 프로그램으로 CEA에서 2011년부터 2014년까지 수행된 ISTP 실험 중, 고연소도  $\text{UO}_2$  and  $\text{MO}_x$  핵연료를 사용한 VERDON 실험이 있다. 산화조건에서의 Ruthenium 방출거동 실험을 수행하였다. 그 외에도 아래에 제시된 실험프로그램이 있다.

- SASCHA, ORNL HI/VI, CRL, VEGA, HEVA/ VERCORS, PHEBUS FPT, CORA-13

## (3) 전산코드 모델링

노심에서의 핵분열생성물 방출에 대한 전산코드 모델링은 크게 2가지 방향으로 나뉜

다. 첫 번째 방향은 상관관계를 활용한 단순 모델로서 중대사고 종합 해석 코드에 쉽게 구현할 수 있다는 장점이 있으며, 두 번째 방향은 상세 해석 모델로서 핵분열생성물 방출 메커니즘을 물리적인 현상을 반영하여 구현하였다.

단순 모델의 대표적인 예는 CORSOR 모델로 ASTEC, MELCOR, MAAP등의 대부분의 코드에서 활용하고 있다. 해당 모델에서는 핵분열생성물을 휘발성에 따라 10개의 그룹으로 나누며, 각 그룹에서의 노심 내 핵분열생성물 잔존량은 다음과 같이 방사성붕괴를 설명하기 위한 Bateman Equation과 동일한 형태로 나타낸다.

$$\frac{dN_i}{dt} = -K_i \cdot N_i,$$

여기서  $K_i$ 는 10개의 그룹 중 하나인 그룹 I에서의 방출률분율계수를 나타낸다. CORSOR 모델에서는 다음과 같이 계산된다.

$$K_i = A_i \cdot \exp(B_i \cdot T),$$

$A_i$ 와  $B_i$ 는 핵분열생성물 그룹에 따라 실험적으로 결정되는 상수이며,  $T$ 는 온도를 나타낸다.

CORSOR 모델의 개선된 버전인 CORSOR-M에서는 다음과 같은 Arrhenius-type으로 계산한다.

$$K_i = K_{0,i} \cdot \exp\left(-\frac{Q_i}{R \cdot T}\right),$$

여기서,  $K_{0,i}$  및  $Q_i$ 는 마찬가지로 실험에 의해 결정되는 상수이다. 위에 기술된 상수들은 SASCHA 및 HI/VI 실험 등에서 측정된 데이터를 기반으로 결정된다.

CORSOR 모델에 물리적 현상을 일부 반영한 모델로서 CORSOR-BOOTH 모델이 있다. 이는 Fick's Law에 기반하여 고체상에서의 원자의 확산을 다음과 같이 모델링하였다.

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = D_i \cdot \nabla^2 C_i$$

여기서,  $C_i$ 는 핵분열생성물의 핵연료 내 특정 위치에서의 농도를 나타내고  $D_i$ 는 핵분열생성물의 확산계수로서 다음과 같이 정의된다.

$$D_i = D_{0,i} \cdot \exp\left(-\frac{Q_i}{R \cdot T}\right),$$

여기서,  $D_{0,i}$  및  $Q_i$ 는 마찬가지로 SASCHA 및 HI/VI 실험 등에서 측정된 데이터를 기반으로 결정된다.

한편 상세 해석 모델은 VICTORIA 및 MFPR 코드 등에서 고려하고 있다. 이 모델에서

핵분열생성물은 핵연료 내에 방출 직전에 화학적으로 안정적인 원자 혹은 산화물 상태로 존재한다고 가정하고 있다. 핵분열생성물의 방출 형태는 크게 Fission Gas와 그 외 기타로 구분된다.

Fission Gas의 경우 원자와 기포가 Intragranular Diffusion을 통해 Grain Boundary로 확산되며 이 과정에서 기포의 생성 및 성장, 소멸 등의 현상이 고려된다. 핵연료에서의 방출은 Grain Boundary에서 기포들이 응집되면서 발생하는 것으로 가정한다.

Fission Gas 이외의 핵분열생성물은 원자 형태로 Grain Boundary로 확산한다고 가정한다. 이 과정에서 금속 형태, 산화물들의 조합으로 이루어진 Gray Phase, 그리고 대표 핵분열생성물인 CsI 관련 상 등 3가지 상이 형성된다고 가정한다. 그리고 핵연료 밖으로의 방출은 각 상의 Thermodynamic Equilibrium을 고려한 방정식을 푸는 것으로 모델링된다 (Bixler, 1998).

#### (4) 지식수준 및 중요도

지식 수준은 medium이고 중요도는 high로 설정하였다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

핵연료 종류(예 MOx fuel)와 연소도(Fuel Burn-up)에 따른 핵분열생성물 방출거동에 관한 연구가 필요하고, 이에 대하여 Cs과 I 방출 거동에 대한 실험적 연구가 필요하다.

### 1.3. 격납건물 내부로의 방출

#### 가. 원자로용기 손상

##### (1) 현상 설명

사고로 인하여 원자로 냉각재가 유출되거나 소실되어 노심이 노출되고 안전주입계통이 작동하지 않아 노심을 냉각시키지 못하게 되면 노심이 용융되는 중대사고로 발전하게 된다. 용융된 노심은 연료지지판(Fuel Support Plate)에 재배치(Relocation)되고 용융노심의 자체 하중으로 연료지지판이 붕괴되면 원자로 하부헤드(Lower Head)에 재배치되면서 원자로용기의 건전성을 위협하게 된다. 원자로 하부헤드에 냉각수가 존재한다 하더라도 용융노심의 표면에 피막층(Crust)이 형성되어 노심용융물로부터의 열전달을 방해하므로 쉽

게 생각되지 않는다. 따라서 원자로용기는 어느 정도의 시간이 흐르면, 노심용융물의 무게와 열로 인하여 다음과 같은 손상 메커니즘에 따라 손상된다.

- 크립 파손(Creep Rupture) : 원자로 용기 내부가 고압인 상태에서 고온의 노심용융물 무게로 인하여 압력용기가 늘어져 찢어지는 현상이다. 크립파손의 경우 원자로 내부 압력이 상대적으로 저압이라면 노심용융물 중 상대적으로 가벼운 금속층(Metal Layer)에 의한 열전달 국소집중 현상인 Focusing Effect가 발생할 수 있으며, 이로 인하여 원자로용기가 손상될 수 있다.
- 노내계측기 안내관 용융관통(ICI Tube Penetration): 원자로용기 하부헤드에는 다수의 노내계측기 안내관이 용접되어 있다. 노심용융물이 하부헤드에 재배치되면 우선적으로 용접부를 용융시키게 되고, 용접부의 전단응력이 원자로 내부압력을 견디지 못해 안내관 전체가 원자로 외부로 이탈되는 현상이 발생한다. 또한, 노심용융물이 ICI 안내관 내부로 유입되어 내벽을 용융시키거나 안내관을 통해 외부로 유출되는 현상이 발생할 수도 있다. 노내계측기안내관 용융관통은 일반적으로 크립파손보다 먼저 발생할 가능성이 높으며, 방출시 원자로 내부 압력에 따라 방출되는 양상이 달라진다. 따라서 크립파손보다는 적은 양의 노심용융물이 방출되어 방출되는 핵분열생성물의 양도 적을 것으로 예측된다.
- 노내용융물 제트분출(Jet Impingement): 노심용융물이 원자로 하부헤드로 자유낙하하는 동안 벽체와 충돌함으로써 용기를 침식시키는 현상으로 용융노심이 하부헤드에 최초로 떨어지는 시기에만 고려된다. 이 현상은 하부헤드 내 냉각수의 존재, 자유낙하 시간, 원자로용기 두께 등의 변수에 의해 결정된다. 이 현상 하나만으로 원자로용기의 손상여부는 불확실한 측면이 있으나, 이로 인해 원자로용기가 취약해져 크립파손 등의 가능성이 더 증가할 수 있다.

선원향(Source Term) 방출 관점에서는 크립파손의 경우 많은 노심용융물이 격납건물로 유출될 수 있으며, 단시간에 원자로 내부를 포함한 1차계통 내에 형성된 핵분열생성물이 격납건물 내부로 방출될 수 있다. 크립파손으로 인해 격납건물 공동으로 유출된 노심용융물은 크러스트(Crust) 층 형성이 비교적 단시간 내에 이루어질 것이므로 상당수의 핵분열생성물은 크러스트 내부에 잔존할 가능성도 있다.

초기 용기내 방출(Early In-vessel Release Phase)단계는 핵연료와 노심내 구조재가 용융 온도에 도달하여 원자로용기 바닥으로 재배치되고, 상당량의 휘발성, 비휘발성 핵종이 격납건물로 방출되며, 원자로 압력용기의 하부헤드가 손상되어 용융 노심이 콘크리트로 떨어지면서 종료된다. PWR 발전소의 경우 용기 내 방출 단계는 사고경위별로 다르나 평균적으로 1.3시간 정도일 것으로 추정된다(U.S.NRC, 1995). 초기 용기내 방출 단계에서 비

활성 기체와 I, Cs, Te와 같은 휘발성 핵종의 상당량이 격납건물로 방출된다. 고압 사고 전개과정은 RCS내 체류시간이 길어 휘발성 핵종 상당량이 RCS 내에 감금 또는 Plateout 되며 저압 사고전개과정은 격납건물로 방출이 많게 된다.

## (2) 실험 프로그램 현황

ICI tube 파손 관련 연구는 FAI, CORVIS, LHF, KAERI 등에서 수행되었고, 크립 파손 관련 실험 연구는 MPA Meppen, RUPTHER, FASTCHER, LHK, OLHF, FOREVER, INVECOR 등이 있다.

## (3) 전산코드 모델링 현황

원자력산업체에서 많이 사용되고 있는 MAAP(Modular Accident Analysis Program)의 경우 노심용융물 재배치와 세립상(Particle bed) 형성, 하부헤드에서 열전달 메카니즘, 노 외냉각을 통한 노내 역류 현상 모델링을 통하여 크립파손, ICI Tube Penetration, Jet Impingement 등의 Lower head failure mechanism을 모델링하고 있다. 특히, 후쿠시마 원전 사고 이후 Vessel Failure Mechanism Model의 지속적인 개선이 이루어지고 있으며, 최신 버전인 MAAP 5.0.3에 반영되어 있다. 또한, 원자로용기 하부헤드에 냉각수가 존재할 경우 Gap Cooling에 의한 냉각효과는 간극의 크기 및 유로의 형성에 따라 달라질 수 있기 때문에 이에 따른 모델 개선도 이루어진 상황이다.

MECLOR에서는 ICI tube 파손 모델 적용시 파손온도를 사용자가 입력하는 것으로 단순 모델링하고 있다.

## (4) 지식수준 및 중요도

지식 수준은 Medium으로 평가되었고, 중요도는 High로 평가되었다.

## (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

향후 ICI tube 파손과 관련된 모델링의 개선이 필요하고 이를 위해 검증 시험 데이터가 필요하다.

## 나. 고압용융물 방출

### (1) 현상 설명

소형 파단 냉각재 상실사고 또는 전원 상실사고와 같은 고압사고 경위시 노심손상에 의해 원자로용기 손상이 일어나게 되면 용기 하부의 노심 용융물이 고압으로 Cavity를 통해 격납건물 대기로 급격히 방출되게 된다. 이때 노심용융물은 작은 크기의 입자로 방출되어 격납건물 대기를 직접가열하게 되며 격납건물의 압력과 온도가 급격히 상승한다. 이와 같은 현상을 격납건물 직접가열 현상(Direct Containment Heating: DCH)이라 하며, DCH 현상 초기 단계의 압력용기의 손상에 따른 용융물의 유동현상을 용융물의 고압 분출 현상(High Pressure Melt Ejection: HPME)이라 한다.

DCH 현상은 현상의 진행 경로 및 구역에 따라 세 영역(원자로 공동 내 용융물과 증기의 상호작용, 격납건물 하부 구조물과 용융물의 작용, 격납건물 상부 대기와 용융물의 상호작용)으로 나눌 수 있다. 원자로용기 손상 시 일차적으로 원자로 용기 하부의 노심용융물이 원자로 내부 압력에 의해 분출되고 이어 1차계통의 블로 다운(Blowdown)에 의해 증기가 원자로 공동으로 분출된다. 이에 따라 원자로 공동 내에서는 용융물과 분출가스 간의 상호작용, 즉 액적이탈(Entrainment)과 분산(Dispersion)에 의해 용융물이 작게 입자화되어 원자로 공동의 출구를 통해 격납건물 하부로 방출된다. 원자로 공동에서 생성 방출된 일정 크기의 용융물 입자는 격납건물 하부의 구조물을 통과하는 동안 상당부분 구조물과 충돌에 의해 포집(Trapping) 되며 나머지는 하부 구조물과 격납건물 상부와 연결 통로를 통해 대기로 방출된다. 방출된 용융물은 격납건물 상부대기에 직접적으로 열을 전달함으로써, 격납건물의 온도 및 압력 상승에 직접적인 역할을 하게 된다. 또한 노심용융물이 원자로 공동을 거쳐 격납건물 상부의 대기로 이동하는 동안 주변의 공기와 산화반응 등 화학작용을 일으키며 이때 생성된 수소가스는 연소 반응에 의해 격납건물 내 온도와 압력을 가중시키게 된다. 따라서 DCH에 의한 격납건물의 최대 압력은 원자로용기 손상 시 용융물의 분사량, 원자로 공동을 통한 용융물의 방출분율, 격납건물내 입자의 이동 및 열전달, 용융물 입자의 반응 등 다양한 현상들에 의해 영향을 받게 된다.

DCH 압력하중은 일차적으로 초기의 원자로 공동 내 고압분출 시 격납건물 상부 대기로 방출되는 노심용융물의 양에 의해 크게 좌우되므로 사고조건 및 원자로 공동 특성에 따라 격납건물 대기로 방출되는 노심용융물의 양을 정량화하기 위한 많은 실험이 이루어져왔다. 방출된 용융물이 격납건물 상부에서 대기와 열전달 및 화학반응을 일으키는 과정은 고온용융물을 이용한 대규모 종합실험(Integral Test)을 통하여 이루어져 왔다. 최근에 신규 원전 설계와 관련하여 대부분의 용융물을 원자로 공동 하부에 포집할 수 있도록 격납건물 설계에 반영함으로써 상부 대기로의 방출을 줄이는 DCH 완화 방안에 관한 연구도 부분적으로 이루어졌다. 이들 연구 결과들은 그동안 가동 중 원전의 DCH 평가 및 신규 원전의 DCH 방지 완화 설계에 광범위하게 활용되어 왔다.

HPME가 발생하면 핵연료봉의 용융과정과 달리 지르코늄이 포함되지 않은 미세한

UO<sub>2</sub>가 격납건물 내부로 방출된다. 이 입자들은 산화 반응을 통해 U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>로 바뀌며, 이 과정에서 미세구조의 변화로 인해 짧은 시간 동안 다량의 핵분열생성물이 방출된다. Oak Ridge 국립연구소의 연구에 의하면 1100-1200℃의 온도에서 UO<sub>2</sub> 입자의 산화반응이 약 10-15분 진행되는 동안, 비활성기체(Xe, Kr)는 UO<sub>2</sub> Matrix 내 초기 재고량의 80-100%, 할로젠 금속(I, Br)은 80-100%, 텔루륨(Te)은 40-80%, 귀금속(Ru, Rh, Pd, Mo, Tc)은 80-100%가 방출된다고 한다.

## (2) 실험 프로그램 현황

DCH 실험은 고온 용융 상사물을 이용한 종합실험과 주로 상온 용융 상사물을 이용한 개별효과 실험(Separate Effect Test)으로 모사할 수 있다. DCH 종합실험은 미국의 경우 80년대 후반부터 국립연구소를 중심으로 원자로 공동 및 격납건물을 모사한 보호 용기를 갖춘 대규모 실험장치에서 고온 용융물질을 일정 이상의 고압으로 분출시킴으로써 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. 그 이후에는 독일의 KIT(Karlsruhe Institute of Technology, (구)Forschungszentrum Karlsruhe(FZK))를 중심으로 유럽형 원전에 대한 고온 상사 용융물 및 저온 상사 용융물을 이용한 종합적인 실험이 최근까지 진행되고 있다.

SNL, ANL, FAI에서도 고온 용융물질을 이용하여 DCH 종합실험을 수행하였다. 일정 부피로 제한된 용기 내에서 원자로 공동을 모사하여 고압 상태의 고온 용융물을 분출시킴으로써 격납건물(격납건물) 내에 압력 등 용융물 입자의 주요 거동을 측정하였다. 종합 실험에서는 서로 다른 선형 비를 가진 5개의 원자로 공동 모형에 대해 격실(Sub-compartment) 구조의 유무, Blowdown 기체의 반응 여부, 격납건물 대기의 반응 유무, 원자로 공동 내 냉각수 존재 등에 대한 다양한 경우들에 대한 실험이 수행되었다. DCH와 관련된 종합실험연구를 아래에 제시하였다. 하지만 DCH 현상과 연관된 핵분열생성물 관련 실험은 없었다.

- ANL/CWTI, SNL/TDS(Technology Development Series), SNL/LFP(Limited Flight Path), SNL/WC(Wet Cavity), SNL/IET Zion (Integral Effects Tests, Zion Geometry), ANL/IET(Integral Effects Tests), ANL/U Experiments, SNL/IET Surry (Integral Effects Tests, Surry Geometry), FAI/DCH-Spain, SNL/CE Tests, FzK/DISCO

### (3) 전산코드 모델링 현황

미국은 80년대 후반 및 90년대 초반에 걸쳐 중대형 DCH 실험연구를 통한 DCH 현상의 규명 및 해석 모델 개발을 위한 연구가 본격적으로 추진되었으며 가동 중 원전에 대한 DCH 평가도 부분적으로 이루어졌다. 이 무렵 수행된 U.S.NRC의 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 U.S.NRC는 SASM-TPG(Severe Accident Scaling Methodology-Technical Program Group)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 격납건물 손상 확률이 충분히 낮게 나타남으로써 NRC는 DCH 쟁점이 해결되었다고 결론지었다. Zion 원전에 대한 DCH 해석 방법을 이용한 Surry 원전의 평가 결과를 NUREG/CR-6109에 제시하였고, 모든 Westinghouse 원전(with Dry Containment)에 대한 평가를 NUREG/CR-6338에 제시하였다. 그리고 이어서 CE 및 B&W 원전, Ice Condenser 격납건물 원전에 대한 DCH 평가를 완료함으로써 U.S.NRC는 모든 가동중 원전에 대한 DCH 쟁점 평가를 종결하였다. 반면 유럽의 프랑스, 독일 등은 90년대 후반부터 최근까지 DCH에 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 U.S.NRC의 CSARP(Cooperative Severe Accident Research Program)의 DCH 연구와 궤를 같이하면서 고리 1, 2호기, 영광 3, 4호기, 울진 1, 2호기 등 국내원전의 원자로 공동 모형을 중심으로 용융물 분출 실험(Debris Dispersal in Cavity)을 수행하였으며, NUREG/CR-6075 방법론을 바탕으로 APR1400의 설계인증을 위한 DCH 평가가 이루어진 바 있다.

### (4) 지식수준 및 중요도

DCH 현상에 대한 지식수준은 High로 평가되었고, DCH 현상 중 핵분열생성물의 거동에 대해서는 Low로 평가되었다. 관련 분야의 중요도는 DCH 현상의 발생 빈도가 낮기 때문에 Low로 평가되었다.

### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요



DCH 현상은 발생 빈도가 높지 않고 현상에 대한 지식수준을 바탕으로 현안을 해결할 수 있을 것으로 판단되어 향후 연구가 크게 요구되지 않았다.

#### 다. 배관 파손 및 개방

##### (1) 현상 설명

RCS에서 격납건물로의 핵분열생성물 방출은 배관의 파손과 임의적 밸브 개방 혹은 기계적 손상에 의한 밸브 개방 고착과 파열판(Rupture Disk)의 의도치 않은 손상 등을 통해 이루어질 수 있다.

배관 파손의 경우 선원항 관점에서는 두 가지 경우를 고려할 수 있다. 첫 번째는 LOCA와 같은 초기사건에 의해 배관파손이 존재한 상태에서 중대사고로 발전하는 경우로, 초기에는 정상운전 중 RCS내에 존재하는 핵종이 방출되다가 노심용융 이후에는 고온가스의 순환으로 파손부위를 통해 핵분열생성물이 방출되는 경우이다. 두 번째는 노심용융이 진행된 이후 고온가스와 RCS 내의 압력에 의해 고온관 크립 파단(Creep Rupture)이 발생하는 경우로, 이 경우에는 노심용융이 많이 진전된 이후이므로 전자의 경우와는 달리 다량의 핵분열생성물이 존재하게 되며, 압력차에 의해 다량의 핵분열생성물이 격납건물 내로 방출되게 된다.

중대사고 관리전략에 의하면, 중대사고 발생 시 원활한 안전주입 및 DCH 예방을 위해 가압기 안전밸브 및 급속 감압밸브 등을 개방하여 원자로 압력을 낮추도록 되어 있다. 노심용융 이전에 원자로 압력을 낮추기 위한 개방이라면 정상운전 중 RCS내의 핵분열생성물이 격납건물 대기로 방출되며, 노심용융 이후 개방은 기체 핵분열생성물 성분이 주로 방출될 수 있을 것으로 예상된다. 임의적인 밸브 개방은 목적 달성 뒤 다시 닫히기 때문에 방출되는 핵분열생성물의 양이 기계적 손상에 의한 밸브 개방 고착이나 의도치 않은 파열판 손상에 비해 그 양이 많지 않을 수 있다. 하지만 중대사고 진입 조건 후에 운전원이 의도적으로 안전 감압계통을 개방하는 경우 방사성 물질 방출이 상당히 긴 시간동안 진행될 가능성이 있다. 주로 문제가 되는 것은 가압기 압력방출밸브(PORV) 개방 고착으로 누설의 크기가 소형 LOCA에서 중형 LOCA 정도가 되며, RCS 냉각재가 유출될 수 있어 격납건물 내부로의 핵분열생성물의 방출량이 많아질 수 있다.

##### (2) 실험 프로그램 현황

배관 파손과 관련된 실험 프로그램은 알려져 있지 않다.

### (3) 전산코드 모델링 현황

중대사고 종합분석 코드인 MAAP에서는 밸브 개방고착, 배관 파손 등에 의한 핵분열 생성물 방출량을 격실별로 평가할 수 있다.

### (4) 지식수준 및 중요도

지식 수준은 High 로 평가된 반면 중요도는 Low로 평가되었다.

### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

배관 파손 및 개방과 관련된 연구에 대한 필요성은 크지 않았다.

## 라. 노심용융물과 콘크리트간의 반응

### (1) 현상 설명

노심이 용융되고 이를 원자로용기 내에서 냉각시키지 못한다면, 결국 원자로용기가 손상되고 노심용융물은 원자로용기 하부의 공동으로 떨어지게 된다. 이 과정에서 원자로용기 손상 시점의 압력에 따라 DCH 현상이나 Fuel Coolant Interaction(FCI) 현상을 동반할 수도 있다. 원자로 공동에 떨어진 노심용융물은 원자로 하부헤드(Lower Head)에서와 같이 표면에 크러스트층을 형성하여 공동의 냉각수에 의한 냉각을 방해하면서 지속적으로 열을 방출하게 된다. 공동바닥에 떨어진 노심용융물이 공동바닥의 콘크리트와 반응하여 다량의 수소, 일산화탄소, 이산화탄소 등을 생성하면서 콘크리트를 침식하게 되는 현상을 MCCI(Molten Corium Concrete Interaction)라고 한다. MCCI 현상은 노심용융물의 양, 온도, 성분 및 콘크리트의 종류에 의해 영향을 받으며, 공동바닥에 분포된 용융물의 분포 및 냉각수 유무 등에 영향을 받는다.

최근에 밝혀진 사실들에 의하면 MCCI 현상은 원자로 공동에 냉각수가 이미 존재할 경우 상당한 완화효과가 있는 것으로 나타나고 있으며, 이에 따라 원자로용기 손상 이전 원자로 공동을 침수시키는 사고관리 전략이 사용되고 있다.

원자로용기가 손상된 이후 MCCI가 진행되면 실제적으로 MCCI를 완화시킬 수 있는 전략이 제한적이다. 이에 따라 원천적으로 MCCI를 완화시킬 수 있는 방안을 콘크리트 재료와 연관시켜 개선방안을 찾고 있다. 국내 가동원전에서 사용된 콘크리트인 Basaltic(현 무암) 계열의 콘크리트는 침식률이 높은 편이며, 이를 개선하고자 신규원전에 사용하는

Limestone(석회석) 계열의 콘크리트는 공동에 냉각수가 있을 경우 침식률이 낮지만, 가스 생성률이 상대적으로 높아 선원항 관점에서는 추가적인 고려사항이 필요할 것으로 판단된다.

MCCI에 의한 핵분열생성물 방출은 원자로 압력용기의 파손으로 인해 노심용융물이 원자로공동으로 방출된 이후부터 시작되어 용융물이 충분히 냉각될 때까지 지속된다. 이 경우 노심 내에서 방출되지 않은 아이오딘, 세슘 계열의 휘발성 핵분열생성물의 상당량(노심 재고량 대비 약 30~45%)이 휘발 방출(Vaporization Release)되며 비휘발성 핵분열생성물 들은 노심용융물 내 지르코늄의 산화반응 등으로 인하여 방출되는데, 이를 산화 방출(Oxidation Release)이라 한다. 산화 방출의 경우, 핵분열생성물에 따라 약간의 차이는 있으나 노심 재고량 대비 수 퍼센트 정도의 양을 차지한다. 이러한 휘발 방출 및 산화 방출은 텔루륨과 스트론튬 핵종을 제외한 핵분열생성물에 대하여, 가압경수로의 경우 약 2시간 정도 지속되며, 비등경수로의 경우 3시간 정도 지속된다. 텔루륨과 스트론튬의 경우 각 노형 별로 각각 5, 6 시간 이상 방출이 지속되며, 상대적으로 긴 지속시간에 의해 각 핵종별 방출 분율도 비휘발성 핵분열생성물에 비해 높은 분율을 보여준다(텔루륨 : 30~40%; 스트론튬 : 10~25%). 노형에 따른 지속시간의 차이는 비등경수로의 노심 설계 특성상 가압경수로보다 많은 양의 지르코늄이 사용되기 때문이다.

한편, 콘크리트 유형에 따라 MCCI에 의해 핵분열생성물 방출량이 다른데, 석회석 콘크리트가 현무암석보다 CO 및 CO<sub>2</sub> 기체 생성량이 더 많다. 이 기체들은 Ba, Sr과 같이 휘발성이 낮은 핵종과 란탄족 계열의 핵종 소량을 격납건물 대기로 살포(Sparge)시킬 수 있다. 즉 노심용융물과 콘크리트가 반응하게 되면 반응을 통해 생성된 이산화탄소 및 수증기 등은 노심용융물 내부를 통과하게 되고, 이때 핵분열생성물이 기체에 포집되어 격납건물 내부로 방출된다. 노심-콘크리트 상호작용 결과로 다량의 비방사성 에어로졸도 방출된다. 따라서, 원자로 공동에서의 핵분열생성물의 휘발방출 평가는, 콘크리트 내부물질(Silica, Calcium Silicate, Calcium Oxide)의 분해반응, 노심용융물 내부 물질 사이의 상호반응, 혼합물질의 내부 대류현상, 상변화, 에어로졸의 생성 및 변화 등 다양한 현상을 고려해야 하므로 불확실성이 크다.

원자로 공동에 물이 있으면 노심 파편을 냉각시키거나 방사성물질을 씻어 내고 물 안에 가둠으로써 격납건물로의 용기 외 방출량이 상당히 줄어들 것이다. 장기적으로는 용기 내 방출단계에서 RCS 내부에 있던 휘발성 핵종 일부가 후기 용기 내 방출시 격납건물로 방출된다.

## (2) 실험 프로그램 현황

1980년대에 SASCHA, NSS Series, TURC, SURC 실험 등이 수행되었다. 실험 결과, 콘크리트 조성물질인 Si, Na, K 등의 비방사성 물질이 에어로졸 형태로 많이 방출되며, 에어로졸의 방출률은 대체로 기체 방출률에 비례하고, Te의 방출이 지배적이며 저휘발성 핵분열생성물의 방출은 1% 이하인 것으로 나타났다. 90년대에 수행된 BETA 실험에서는 용융물을 도가니에 붓는 동안과 부은 직후 짧은 기간동안 에어로졸 방출이 증가하다가 즉시 감소하였으며, 석회암의 경우 용융물 상부 측면 벽의 침식으로 Na, K을 소량 포함한 흰색 CaO 에어로졸이 다량 방출되었다. Te은 많은 양이 방출된 반면, Ce, La, Sr, Ba, Mo 등의 방출은 소량이었으며 에어로졸은 0.1~0.5  $\mu\text{m}$  직경의 구형이었다. 한편 ACE 실험을 통해 많은 정보가 생성되었는데, 방출된 에어로졸은 주로 콘크리트 성분이었고, Te과 제어봉 물질의 방출이 많았으며, Te 외의 핵분열생성물은 에어로졸 질량의 1% 미만이었다. Ba과 Sr은 규산염을 형성함으로써 방출량이 줄었다. 콘크리트 침식기간 중 에어로졸의 조성이 유지되고 입자들은 밀집하였으며 크기는 매우 다양하였는데, 마이크론 정도의 전형적인 크기 외에 상당히 큰 것도 관찰되었다(B. R. Sehgal, 2012). 2017년 발간된 OECD/NEA의 MCCI 현황 보고서에서는 지난 40년간의 MCCI 관련 실험에 대해 건조 공동 MCCI와 에어로졸 생성에 대한 종합시험(Integral Experiments), 침수 공동 파편물 냉각에 대한 종합실험, MCCI 거동, 조성 및 파편물 냉각에 대한 상사/별도 효과실험(Simulant/Separate Effect Experiments)으로 정리하여 제시하고 있으며, 실험의 주요 결과는 다음과 같다 (J-M. Bonnet등, 2017).

- 건조 공동 MCCI와 에어로졸 생성에 대한 종합실험: SNL(BURN-1, Large Scale Trans, Tests, TURC-1T, 1SS), BETA(Series I: V1.1-V1.9; V2.1-V2.3; V3.1-V3.3, Series II: V5.1-V5.3, V6.1-V6.2), SURC(QT-D,E; SURC-3, 3A, 4), FRAG(1,2a,3,4), HSS(1,2), COMET(L2), MOCKA(1.1-1.7), HELCA(1-5), ACE/MCCI(L1-L2; L4-L8), TURC(2-3), SURC(1-2), SICOPS, VULCANO(B U4-U7, VB-ES U1-U4, BS U1-U4), NEA-MCCI(CCI 1-5)
- 침수 공동 파편물 냉각에 대한 종합실험: SWISS(1-2), WETCOR(1), COMET(L3), ECOKATS(2), COTELS(B/C-2-B/C-9), MACE(M0,M1b,M3b,M4) NEA-MCCI(CCI 1-4,6)
- 상사/별도 효과실험: ARTEMIS, ECLAIR, CLARA, BALI, EPSTEIN, CASAS, CORRADINI, BALISE, WERLE, GREENE, ABI, PERCOLA, U. WISCONSIN, USCB, NEA-MCCI SSWICS, ROCHE

### (3) 전산코드 모델링 현황

MCCI 현상을 예측하기 위한 전산코드로는 NRC 주관의 CORCON, EPRI의 MAAP, 독일의 KZK에서 개발한 WECHSL 코드 등이 있다. 하지만 이들 코드들은 아직까지 분석결

과에 많은 차이를 보이고 있다.

원전사업자가 주로 사용하는 MAAP 전산코드는 후쿠시마 원전사고 이후 MAAP5로 개정되면서 MCCI 모델에 많은 개선사항이 이루어지고 있다. 특히 원자로 공동내에서 노심 용융물질의 냉각가능성 모델 중 Water Ingression Model, Particle Bed and Melt Eruption 모델 등이 개선되어 MAAP 5.0.3에 반영되었으며, 현재 Bulk Cooling 모델이 MAAP 5.0.4에 반영될 예정이다. 2017년 발간된 OECD/NEA의 MCCI 현황 보고서에서는 MCCI 관련 주요 전산코드 및 모델에 대해 제시하고 있으며 주요 전산코드별 핵분열생성물 방출 모델 적용현황은 다음과 같다(J-M. Bonnet 등, 2017).

- COCO: 해당 모델 없음
- CORCON: VANESA 모델 (Powers 등, 1986)
- CORIUM2D: 해당 모델 없음
- COSACO: 해당 모델 없음
- MAAP: METOXA 모델 (125개의 주요 화학종 검색 및 이들 사이의 화학반응 모사)
- SCORAT: VANESA 모델 (Powers 등, 1986)
- TOLBIAC-ICB: 해당 모델 없음
- WECHSL: 해당 모델 없음

#### (4) 지식수준 및 중요도

MCCI 현상은 중대사고 현상 중 후기에 해당하는 현상으로 아직까지도 불확실성이 많은 분야 중의 하나이다. 특히, 콘크리트의 고온에서의 용융 및 침식과정에서 발생하는 여러 가지 화학적 현상에 대한 지식이 부족한 상황이다. 또한 노심 용융물과 콘크리트 간의 열전달, 냉각수가 존재할 경우의 냉각 메커니즘 등에 대해서도 더 많은 실험과 연구가 필요한 상태이다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

관련 기술현안은 다음과 같다.

- 콘크리트 종류에 따른 용융 및 고화 온도
- 콘크리트와 반응으로 생성되는 기체로 인한 Melt Eruption 및 Water Ingression
- Crust를 통한 노심용융물과 콘크리트 열전달 현상
- 배수조(Sump)에서의 MCCI

- 노심용융물질의 냉각가능성
- BMT(Basemat Melt-Through) 발생을 노심용융물질의 라이너 접촉으로 정의하고 있지만, 이는 격납건물 기밀성능 손상 측면이며, 선원항 관점에서는 라이너 하부에 기 초콘크리트가 존재하므로 현재 정의상 BMT가 발생해도 핵분열생성물이 환경으로 방출되는 것은 아님. 따라서 이에 따른 BMT 및 방출시점에 대한 검토가 필요하다.

향후 연구가 필요한 분야는 다음과 같다.

- 고온에서의 콘크리트 특성
- 노심용융물질의 Layer 형성(Light Metal 및 Heavy Metal Layer)
- Water Ingression 및 Melt Eruption

#### 1.4. 환경으로의 방출

##### 가. 격납건물 손상

###### (1) 현상 설명

###### 1) 파단(Rupture)

###### 가) 조기 손상

격납건물 조기손상은 원자로용기 손상 이후 2시간 이내에 일어나는 격납건물 손상으로 정의된다. 그러나 이러한 정의는 정확히 2시간 이내로 명시되는 것이 아니라 단지 “원자로용기 손상 이후 짧은 시간 내의 격납건물 손상”을 의미하고 있다. 그 이유는 격납건물 손상은 원자로용기 손상 직전 또는 직후(수초에서 수 분 이내)에 주로 발생하거나 그렇지 않으면 원자로용기 손상 이후 약 24시간 이상이 경과되는 사고경위 후반부에서 집중적으로 발생하기 때문이다.

일반적으로 격납건물 조기손상에 기여하는 현상은 아래와 같이 알려져 있다.

- 원자로용기 손상전후 수소연소
- 격납건물 직접가열 현상
- 원자로용기 외부 급속 증기생성 및 증기폭발
- 격납건물 직접가열 현상
- 노외증기폭발
- RCS 계통 감압실패

## 나) 후기 손상

격납건물의 후기 손상은 원자로용기가 손상된 후 수 시간 이후부터 적용되며, 대부분 살수운전 실패와 격납건물 열제거 실패에 기인한 증기 과압이 주원인으로 알려져 있다. 중대사고가 초기에 완화되지 못하고 계속 진행된다면, 격리상태가 유지되고 있는 격납건물에 지속적인 증기 및 비응축성 가스의 생성으로 압력이 증가하게 되어 결국 손상되는 것이다. 또한, MCCI에 의한 수소 및 일산화탄소 등의 가연성 기체 생성으로 인한 가연성 기체 연소도 후기 손상의 원인이 되고 있다.

일반적으로 격납건물 후기손상의 특징은 다음과 같다.

- MCCI 및 격납건물 과압이 주요 기여 요인임
- 원자로용기 손상 전 원자로 공동에 충분한 양의 냉각수가 존재할 경우 MCCI 현상을 완화하여 격납건물 손상을 방지할 수 있음
- 격납건물 후기 손상은 일반적으로 RCS 상태와는 관련이 없음

## 2) 누출(Leak)

Leak는  $0.1 \text{ ft}^2$  정도의 파단면적을 갖는 균열이 발생하나 격납건물의 압력이 유지되는 격납건물 손상을 말한다. 한편 또다른 격납건물 손상모드인 Rupture는 약  $1 \text{ ft}^2$  이상의 파단면적을 통해 격납건물이 감압되는 손상을 말하며, 선원항 관점에서 방출되는 양의 차이가 있다.

관련된 RCS 현상 및 격납건물 내 현상은 Rupture와 크게 다르지 않다.

격납건물 압력에 따라 누출 면적이 변화하는 것, 또 설계가 허용하는 누출량에 대한 언급을 하는 게 좋을 듯.

## 3) 바닥재 용융관통(Basemat Melt-through)

격납건물 바닥 콘크리트 용융관통은 원자로 공동 내 노심용융물이 냉각되지 않아 원자로 공동에 냉각수가 있더라도 노심용융물-콘크리트 상호작용(MCCD)을 일으킴으로써 발생한다. 노심용융물질이 지속적으로 바닥 콘크리트를 침식시켜 라이너(Liner)와 접촉하는 순간 BMT가 발생한 것으로 판단하고 있다.

#### 4) 동적 손상(Dynamic Failure)

동적 격납건물 손상(Dynamic Containment Failure)은 다음과 같은 3가지 현상에 의해 격납건물이 손상되는 현상을 말한다. 동적 격납건물 손상은 원자로용기 손상시점에서의 냉각재계통 압력의 영향이 크며, 선원항 관점에서 비교적 사고 초기에 형성되는 핵분열 생성물이 다량으로 방출될 수 있다.

- “원자로 용기 내” 증기폭발: 알파모드 격납건물 손상이라고도 불리며, 원자로용기 내부에서 용융된 노심 파편과 물과의 상호작용 결과로 발생한 증기폭발에 의해 발생한다. 노내 증기폭발에 의해 원자로 상부헤드가 분리되어 격납건물 상부 돔으로 비산되어 격납건물을 손상시키는 현상이다. 현재까지의 실험적인 증거와 계산에 따르면 증기폭발은 원자로냉각재계통의 압력이 저압일 경우에 일어날 가능성이 훨씬 크다는 것이 확인되었다. 증기폭발은 노심 파편화와 더불어 공기 중 핵분열생성물 양의 증가를 초래한다. 소규모 증기폭발은 일어날 수 있는 것으로 간주되지만 공기중 방사능을 현저히 증가시키지 않을 것이며, 대규모 증기 폭발은 발생 가능성이 훨씬 적다.
- 로켓유탄 격납건물 손상: 원자로용기 하부헤드의 손상에 따른 원자로용기 발진에 의해 격납건물이 손상되는 현상이다. 원자로냉각재계통의 압력이 고압인 상태에서 원자로용기가 손상되면 고압의 기체가 분출되면서 이로 인해 원자로용기가 추력을 받으며 심하게 움직일 수 있다. 원자로용기의 이러한 움직임으로 인해 격납건물을 관통하는 원자로용기 연결 배관의 움직임이 유발되면서 격납건물 손상이 발생할 가능성이 있다.
- 고압용융물 분출에 따른 라이너 손상에 의한 격납건물 손상: 본 현상은 고압의 원자로냉각재계통에서 분출된 노심용융물 입자가 격납건물 철재 라이너에 직접 접촉함으로써 격납건물을 손상시키는 현상이다.

격납건물 손상 시 격납건물 내부로 방출된 핵분열생성물은 환경으로 방출되며 이때 격납건물 손상시점에 따라 격납건물 내부 대기 중에 부유하는 핵분열생성물의 환경 방출량은 달라지게 된다. 격납건물 내부에 방출되어 부유하고 있는 에어로졸은 시간이 지남에 따라 자연적인 제거 메커니즘에 의해 그 양이 감소한다. 대표적인 제거 메커니즘은 중력침강과 벽면에서의 침착이다.

대기 중에 부유하고 있는 에어로졸의 감쇄에 대해서는 기존 실험을 통한 연구, 특히 PHEBUS FP(Jacquemain외, 2000), DEMONA(Bunz외, 1985), ACE(OECD/NEA, 2009) 및 VANAM(OECD/NEA, 2009)을 통해 알려져 있으며, 건조 상태 및 습윤 상태에서의 에어로졸 감쇄 실험 결과는 차이가 있으나 수 시간 내에 격납건물로 방출된 에어로졸 총량의



대부분이 자연적인 제거 메커니즘에 의해 제거된다. 격납건물 손상에 따른 환경으로의 핵분열생성물 방출은 격납건물 내부의 제거 메커니즘과 이에 따른 감쇄율을 고려하여야 한다. 또한 격납건물 손상을 방지하기 위한 대처설비 설계 시에도 중요한 요소이다.

## (2) 중요도

격납건물 손상에 대한 연구의 중요도는 High로 평가 되었다.

## (3) 관련 현안

파단 및 누출과 관련하여 조기손상의 경우는 수소연소 및 폭발천이, 격납건물 직접가열현상, RCS 감압, 수소제어 등이 중요하다고 판단되었고, 후기손상의 경우 MCCI 현상, 과압에 의한 손상시 격납건물 손상 부위 및 손상 시점, 원자로 공동 충수, 격납건물 살수, 격납건물 배기 및 감압조치(APR1400 원전은 ECSBS를 통한 보조살수) 등이 중요하다고 판단되었다. 바닥재 용융관통과 관련하여 중요한 현상은 MCCI 현상, 고온에서의 콘크리트 특성, 배수조(Sump)에서의 MCCI, 원자로 공동 충수 등이 선정되었다. 동적 손상과 관련해서는 노내 증기폭발, RCS 계통 감압실패, 노내 증기폭발 가능성 및 폭발력, 원자로 용기 손상 시 취출력과 구조물 건전성, RCS 감압 등이 중요하다고 평가되었다.

## 나. 격납건물 우회사고

### (1) 현상 설명

격납건물 우회는, 방사성물질의 방출경로가 노내에서 격납건물 대기를 거치지 않고 외부로 직접 형성되므로 격납건물의 구조적 건전성을 유지되더라도 격납건물 살수계통의 운전에 영향을 받지 않는 특징이 있다. 일반적으로 저압경계부 냉각재상실(ISLOCA) 사고와 증기발생기 세관 파단(SGTR) 사고가 이 경우에 해당된다.

ISLOCA는 1차계통 RCS와 연계된 계통들 사이의 설계압력차가 커서 발생할 수 있다고 가정하며 안전주입계통 고온관 주입유로나 정지냉각계통 흡입유로 등 원자로냉각재계통의 저압경계부를 통해 1차계통 냉각수가 격납건물 외부로 직접 상실되는 사고이다. 즉, 격납건물 내부 직렬 격리밸브들의 디스크가 손상되고 압력방출밸브의 개방에 실패하면 저압으로 설계된 유로가 원자로냉각재계통 고압력에 노출되어 격납건물 외부에서 배관 파단이 발생할 수 있다. 그러므로 설계 시 일반적인 사고에서는 저압경계부의 설계압력을 높여 파단을 예방할 수 있으나, ISLOCA가 발생하면 일부 펌프를 정지하여 파단유량을 최소화하는 것 외에는 적절한 완화수단이 없어 노심손상이 발생되고 RCS에 연결되어 격

납건물을 관통하는 저압 경계부 계통 및 보조건물을 통해 격납건물 외부로 방사성물질이 방출될 수 있다.

SGTR 사고는 중대사고 환경에서 증기발생기 세관이 손상되어 1차계통에 존재하는 핵분열생성물이 2차계통 및 환경으로 방출될 가능성이 있는 사고를 말한다. 증기발생기 세관파단사고는 크게 초기사건으로 발생하는 사고(Spontaneous SGTR Accident, S-SGTR accident)와 다른 사고로 기인하여 발생하는 사고(Consequential SGTR Accident, C-SGTR accident)로 구분할 수 있다. S-SGTR은 C-SGTR에 비해 사건의 발생 시점이 빠르고 공학적 안전설비의 가용 가능성이 높은 점 등 사고의 진행은 달라질 수 있지만, 두 사고 경위 모두 노심의 손상이 동반된다면 핵연료에서 방출된 핵분열생성물이 격납건물을 거치지 않고 환경으로 직접 방출된다는 특징이 있다. 증기발생기 세관파단사고는 발생확률 자체는 크지 않지만 발생하였을 경우 위해도가 크기 때문에 안전 해석에서 반드시 고려해야 되는 사고 중 하나이다. 2002년 Comanche Peak Steam Electric Station Unit 1(CPSES-1)에서 발생한 사고와 같이 증기발생기 세관에 사전 결함(Pre-existing Defect or Flaw)이 존재하면 손상 가능성이 급격히 높아질 수 있다. 또한 800 °C 이상의 과포화 증기(Superheated Steam)에 노출된 상태에서는 크립 파손 효과가 중요해지며, 이를 모사하기 위한 크립파손 모델(Creep Rupture Model)이 개발되어 있다. 크립파손 모델은 파손시점이 온도와 스트레스의 함수로 표시되는데, 재료 물성치 특성이 파악되면 라슨-밀러(Larson-Miller) 형태의 수식을 이용해서 파손시점을 구한다. 사전 결함이 있는 경우, 스트레스 변수에 배율인자(Magnification Factor)를 곱해주는 방식으로 짧아지는 파손시점을 고려하는데, 배율인자는 반경험적(Semi-empirical) 방식으로 구하게 된다. 결국, 증기발생기 세관 파손은 1차계통 수증기 온도 및 1/2차계통 압력차가 중요한데, 수증기 온도는 800 °C 이상에서, 압력차의 경우, PWR 정상운전 시 약 90기압(1300 psi) 정도에서 발생할 수 있다. 정상적인 세관의 경우 MSLB 압력차의 1.4배(250기압) 또는 정상 압력차의 3배(270기압)까지 견디는 것으로 알려져 있으나 이는 1차계통의 온도가 높지 않을 경우이며, 중대사고 상황에서 1차계통의 온도가 800 °C 이상에 도달하면 더 낮은 압력차에서 파손되며, 특히 사전 결함이 존재하는 경우는 파손 압력이 더욱 낮아진다. 예를 들면, 800 °C, 120기압에서는 부풀음(Ballooning)이 발생하고 핀 구멍 크기누출(Pin-hole Leak)이 발생함을 실험에서 쉽게 보이며, 사전 얕은 결함(Shallow Flaw)이 있으면 메기입 모양(Fish Mouth) 파손이 잘 발생한다. 한편, 중대사고 조건에서는 증기발생기 1차계통 U관(Intermediate Leg)은 통상 냉각수로 막혀 있어(Loop Seal) 증기발생기(1차계통) 세관을 통과한 수증기가 다른 세관을 통해 다시 돌아오는 자연순환(Natural Circulation) 현상이 발생한다. RCS 내 자연순환을 통해 노심에서 발생하는 붕괴열을 RCS 내의 다른 구조물로 전달하게 되고, 고온관, 밀림관, 그리고 증기발생기 세관의 온도가 상승하게 된다. 이 경우, 증기발생기 세관의 수증기는 증기발생기 입구반구 혼합효과(Steam Generator Inlet

Plenum Mixing Effect)로 고온관 상부(Top of the Hot Leg) 또는 밀림관(Surge Line)에 비해 온도가 낮아지게 되므로, 증기발생기 세관보다 고온관 손상의 가능성이 높아지는 측면이 있다. 그러나 고온관/밀림관은 세관에 비해 매우 두꺼워서 증기발생기 세관 손상의 가능성이 낮아진다고 평가할 수는 없다. 중대사고 시 SGTR 사건이 발생하면 노심의 핵분열생성물이 격납건물 내 체류하는 시간 없이, 즉 격납건물 내 자연적/공학적 제거 기제를 거치지 않고 2차계통을 거쳐 외부환경으로 직접 방출되므로 선원항 관점에서는 그 중요성이 매우 크다. SGTR 시 핵분열생성물의 외부환경으로의 방출은 주증기격리밸브(MSIV), 주증기 방출밸브, 대기방출밸브(ADV) 개폐, 보조급수 가동, 2차계통 냉각수 주입, 1차계통 감압 유무 등에 따라 결정된다.

선원항 관점에서 우회사고는 냉각재 계통에 형성된 핵분열생성물이 바로 환경으로 방출되므로 RCS 내부로의 방출에서 고려되는 사항과 동일할 것으로 판단된다.

## (2) 실험프로그램 현황

관련 실험 프로그램으로 ANL에서 1997년에 수행한 실험과, PSI에서 수행한 ARTIST 실험이 있다. 또한 2017년부터 2022년까지 KAERI에서 수행한 AEOLUS 실험이 있다.

## (3) 컴퓨터 코드 모델링 현황

ISLOCA나 SGTR은 사고해석용 종합전산코드(MELCOR, MAAP, ASREC 등)로 모델링이 가능하다. MELCOR 코드의 경우 ISLOCA시 다량 생성될 것으로 예상되는 에어로졸 부착물의 재부유 등이 최근에 고려되었다. (MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual Version 2.2.18019, SAND2021-0241 O) 냉각수가 존재하지 않는 증기발생기에서 세관에 부착되는 에어로졸의 양은 현재까지 코드에 모델링되어 있지 않다. 하지만 기 수행된 ARTIST와 KAERI의 시험 결과를 바탕으로 사용자 입력으로 제염계수를 반영할 수 있을 것으로 판단된다. 국내 원전에 대하여 확률론적안전성평가를 할 때 SGTR 및 ISLOCA 사고로 인한 환경으로의 선원항 방출분율을 전산코드 MAAP을 이용하여 계산하고 있다.

## (4) 지식수준 및 중요도

SGTR이나 ISLOCA에 대해 국제적으로 원전의 거동 분석이 수행되었고, 중요도는 High로 평가되었다. 그러나 고온유발 SGTR(TI-SGTR)에 대해서는 관련 RCS 자연대류 및 증기발생기내 유체 혼합과 관련하여 발생가능성 평가의 불확실성이 있는 실정이다. 관련

하여 KAERI에서 국내 가동원전(OPR1000)의 형상에 대하여 RCS내 자연순환을 전산유체해석을 통하여 모사하였고 자연순환 시 주요 유동변수에 대한 값을 도출하였다. 또한 K-SOARCA를 통하여 APR1400 원전의 RCS내부 자연순환에 대한 연구도 수행되었다. 따라서 지식수준은 Medium으로 평가되었고 중요도는 방사능영향 측면에서 High 로 평가되었다.

국내에서 ISLOCA관련 방사성물질 방출 거동 시험을 (주)미래와도전에서 수행하였고 배관 내, 외부에서 부착에 의해 제거되는 에어로졸의 양을 평가하였다. 또한 MELCOR 입력을 구축하여 ISLOCA 사고 발생 시 환경으로 방출되는 핵분열생성물의 양을 평가하였으므로 지식수준을 Medium으로 평가하였고, 발생확률이 높지 않기 때문에 중요도는 Medium으로 평가하였다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

후쿠시마 원전 사고 이후 세계 각국은 개량형 경수로뿐만 아니라 이미 가동 중인 원전에 대해 중대사고 대처 능력을 확보하도록 규제를 강화하고 있다. 우리나라도 2016년 6월 중대사고에 대한 규제가 법제화되었고, 개정된 원자력안전법에서는 중대사고 시 핵분열생성물의 방출량 규제 조건을 정량적으로 제시하였다. 결정론적 기준으로 부지경계에서 방사선량이 250 mSv 이하이어야 하고 확률론적 기준으로는 Cs-137의 방출량이 100 TBq 이상인 사고의 누적빈도가 10<sup>-6</sup>/Rxyear미만이 되도록 요구하고 있다. 중대사고 진행 중 방사성물질의 방출을 막기 위한 가장 중요한 조치는 격납건물의 건전성을 확보하는 노력임. 하지만 증기발생기 세관파단사고혹은 인접계통 경계부 냉각재상실사고가 일어나면 격납건물의 건전성이 확보되어도 방사성물질이 (격납건물을 우회하여) 대기로 직접 방출되기 때문에 원자로 안전 측면에서 중요한 쟁점으로 여전히 남아 있다. 특히, TI-SGTR 발생 평가능력 향상을 위한 RCS 자연순환 및 증기발생기 입구 플레넘 내 유체 혼합 연구와 고온, 고압 조건에서의 구조물의 크립 파손 관련 연구가 필요하다. 또한 ISLOCA나 SGTR 시 방사능영향 완화수단 및 전략 연구도 요구된다.

## 2. 핵분열생성물 거동

### 2.1. 에어로졸 거동

가. 에어로졸 형성, 성장, 그리고 침착

#### (1) 현상 설명

##### ○ 핵분열생성물 에어로졸 특성(Characteristics of Fission Product Aerosols)

중대사고 조건에서 핵연료봉이 손상되면 핵분열생성물, 구조재, 핵연료 등이 방출되는데, 이들 중 다수가 고온의 노심에서 휘발성을 가지지만 상대적으로 저온인 원자로냉각재계통에서 응축되면서 에어로졸 입자를 형성하게 된다. 이러한 에어로졸은 사고 형태에 따라 가압기, 저온관, 원자로냉각재펌프 등을 통해 격납건물로 방출될 수 있다. 격납건물의 열수력적인 조건에 따라 에어로졸은 다양한 거동을 보일 수 있는데, 에어로졸의 침착은 특히 중요한 현상으로 간주된다.

에어로졸은 기체상에 부유하는 매우 작은 액체 또는 고체의 입자로서 전형적인 크기는 직경 약  $0.01 \mu\text{m}$ 에서  $20 \mu\text{m}$ 의 분포를 보인다. 또한 에어로졸의 농도는 최대  $100 \text{ g/m}^3$ 까지도 도달할 수 있지만 일반적으로는  $1 \text{ g/m}^3$ 보다 적다. 비교적 크기가 큰 에어로졸은 연속체적인 역학으로 설명될 수 있으나 기체 상 분자의 자유행정거리(Mean Free Path)보다 작은 입자들의 경우는 종종 자유 분자 물리학(Free Molecular Physics)에 의해 기술된다. 원자로 중대사고 해석에 나타나는 대부분의 에어로졸 입자의 거동은 연속체적인 역학과 자유분자역학의 영역에 걸쳐 매우 복잡한 양상을 지닌다. 이러한 영역에서 에어로졸의 거동은 Boltzmann 방정식의 근사적인 해법에 의해 기술된다.

핵분열생성물을 포함하는 에어로졸은 환경 방출 방사선원항의 규모와 분산, 그 효과뿐만 아니라 공학적 안전계통의 성능 등에 영향을 미칠 수 있다. 원자력발전소 중대사고 시의 가혹한 조건에서 에어로졸은 물리적으로 매우 동적이며서 또한 화학적 거동을 보이며, 산업 환경에서의 에어로졸 문제와 다른, 특수한 해석 및 실험적 문제를 제기한다.

##### ○ 원자로 사고 해석 시 에어로졸 입자의 물리적 처리

에어로졸 거동의 역학적 영역은 대개 크누센 수(Knudsen Number,  $Kn$ )에 의해 나뉘진다.  $Kn$ 은 기체분자의 자유행정거리와 에어로졸 입자의 반경( $D_p/2$ )의 비로 정의된다.

$Kn$ 이 0.1보다 작으면 연속체적인 방법론이 적용되며,  $Kn$ 이 10보다 크면 자유 분자 유동이 지배적이다. 이러한 영역은 기체의 자유행정거리에 크게 영향을 미치는 온도와 압

력에 따라 변화할 수 있고, 대기압·상온에서 기체의 자유행정거리는 약  $0.06 \mu\text{m}$ 이다. 기체상에 부유하는 에어로졸 입자수 밀도는 대개  $10^{13} \text{ numbers/m}^3$ 을 초과하므로 개별적인 에어로졸 입자들의 역학을 계산하여 거동을 예측하는 것은 불가능하다. 이러한 면에서 에어로졸은 일반적으로 집단적인 무리로 가정되며 입자 크기는 특정분포를 갖는 것으로 고려된다.

기체상으로의 연속적인 주입이 없는 준정상상태 환경에서 성장과 침착 과정을 겪는 에어로졸은 로그 정규분포를 지닌다. 그러나 연속적인 에어로졸의 주입이 발생하고 공학적 안전계통이 동반될 시에는 좀 더 복잡한 에어로졸 크기 분포가 형성되며 특정 기간 동안에는 다봉(Bimodal) 형태의 크기 분포를 그리기도 한다.

원자로 사고 조건에서 에어로졸의 특성에 영향을 미치는 물리적 양상은 다음과 같다:

- 에어로졸 입자의 형성(Formation of Aerosol Particles)
- 에어로졸 입자의 성장(Growth of Aerosol Particles)
- 에어로졸 입자의 형태(Shape of Aerosol Particles)
- 에어로졸 입자의 표면 침착(Deposition of Particles on Surfaces)
- 에어로졸 입자의 재부유(Resuspension of Aerosol Particles)

#### 1) 에어로졸 형성

에어로졸 입자는 증기의 응축과 다양한 물질 사이의 역학적 반응에 의해 형성될 수 있다. 원자로 사고 시에 에어로졸 입자를 생성시키는 과정에는 다음과 같은 것들이 있다.:

- 고속의 기체 유동에서 고체 또는 액적의 혼입(Entrainment of Solids or Liquid Droplets in High Velocity Gas Flows)
- 액체를 통한 가스 버블링에 의한 액적의 배출(Expulsion of Droplets by Gases Bubbling through Liquids)
- 용융물질과 냉각수의 반응으로 생성되는 충격파(Shock Waves such as those Produced in Energetic Interactions of Molten Materials with Coolants)
- 원자로냉각재계통으로부터의 고압용융물 배출(High Pressure Melt Ejection from the RCS)

역학적인 과정을 통해 생성되어 기체상에 부유하는 에어로졸의 크기는  $1\text{-}2 \mu\text{m}$ 를 넘지 않는다. 과포화된 증기로부터의 에어로졸 입자의 생성은 원자로 사고 시에 가장 중

요한 근원이며 대부분의 사고해석 코드에서 가장 중요하게 다뤄지는 부분이다. 방사성물질을 통해 다량의 증기가 고온의 노심 잔해층 물질로부터 형성되고 이러한 증기가 과포화되어 노심 잔해층으로부터 차가운 영역으로 이동된다. 이러한 과포화된 증기는 다량의 에어로졸 입자를 생성시키게 되는데 증기가 단일의 응축성물질로 구성되어 있는 경우라 하더라도 에어로졸의 결정핵생성(Nucleation)은 매우 복잡한 물리적 과정을 겪는다. Nucleation은 과포화 비율이 4에서 10을 초과할 때 균일하게 발생할 수 있다. 여기서 과포화 비율은 어떤 화학종에 대해 기체상의 평형 분압(Equilibrium Partial Pressure)에 대한 응축상(고체, 액체)의 실제 분압(Actual Partial Pressure)의 비율로 정의한다. 특정 증기에서 에어로졸이 Nucleation이 되기 위해 필요한 과포화도는 민감한 함수로서 응축상의 표면에너지의 함수이다.

원자로 사고 시에 기체상은 매우 높은 강도로 방사화가 되며, 따라서 에어로졸의 결정핵생성처(Nucleation Site)로서 작용할 수 있는 비교적 높은 농도의 이온들이 존재한다. 이로부터 상당한 양의 비균질핵화(Heterogeneous Nucleation)가 발생할 수 있다. 에어로졸의 결정핵생성은 특성상 매우 운동학적으로 발현되므로 균질핵화 그리고 비균질핵화는 동시에 발생할 가능성이 높다. 원자로 사고 시에 생성되는 에어로졸 결정핵생성에 대한 원리는 매우 복잡하여 단일의 순수 증기의 경우에도 그 거동을 예측하는 것이 어렵다. 실제로 복잡한 증기들에서 에어로졸의 결정핵생성을 예측하는 이론은 정립되지 않았고, 단일의 증기를 이용한 근사적 모델을 이용한 예측이 가능하다. Reiss, Katz, 그리고 Cohen의 모델을 이용한 상한경계와 하한경계의 예측이 주로 사용된다. Lumped code를 이용한 사고해석에서는 결정핵생성에 대한 모델링이 생략되어 있다. 해당 코드에서는 입자의 형성은 대개 증기가 포화조건에 도달할 때 발생하는 것으로 간주된다. 이에 반해 VICTORIA Code 등의 상세 모델링(Mechanistic Modeling)을 기반으로 하는 Code에서는 위에 기술한 기체상의 핵분열생성물의 이동과 각 물질 간 화학평형 방정식을 통해 결정핵생성에 대한 계산을 수행한다.

## 2) 에어로졸 성장

### - 응집에 의한 성장(Growth by Coagulation)

에어로졸 입자는 지속적인 증기의 응축 또는 입자들간의 응집에 의해 성장할 수 있다. 생성된 에어로졸 입자 위에서의 증기 응축은 응축에 의해 제거될 수 있는 열제거율에 의해 제한된다. 일부 연속적인 증기의 응축이 발생할 수 있으나 응집이 에어로졸의 결정핵생성이후에 에어로졸 입자의 성장을 결정짓는 가장 주요한 메커니즘으로 고려된다. 입자의 응집으로 인해 입자의 크기 및 이동성에 매우 큰 영향을 미치게 되며, 따라서

에어로졸 입자는 빠르게 특정 분포를 형성하게 된다.

- 응축에 의한 성장(Growth by Condensation)

응축에 의한 에어로졸의 성장 메커니즘은 종종 기체-입자 상변환(Gas-Particle Conversion)으로 불린다. 이러한 메커니즘은 균일한 결정핵생성과 원자로계통 및 격납건물에서 발생하는 큰 크기의 입자에서의 응축을 모두 포함한다.

- 흡습에 의한 에어로졸 성장(Aerosol Growth as a Result of Hygroscopicity)

에어로졸 입자는 물의 흡수를 통해서도 성장할 수 있다. 모든 수용성 에어로졸 물질은 어느 정도 흡습의 능력을 지니고 있다. 즉 대기로부터 수증기를 흡수할 수 있는 능력이 있으므로 이로 인한 성장이 가능하다. CsI와 CsOH와 같은 높은 수용성을 지니는 에어로졸은 흡습에 의한 성장이 두드러진다. 이러한 물질들은 용액의 평형수증기압이 대기 중 수증기의 부분압과 같아질 때까지 물을 흡수하여 용해된다.

3) 에어로졸 침착

에어로졸 입자는 원자로계통의 다양한 표면에 침착이 되기 때문에 방출되는 방사성 물질의 자연적 감쇠가 발생한다. 에어로졸은 표면위로 흐르는 유동의 유선을 가로지르며 침착이 되거나 또는 표면장력이 충분히 크거나 속도가 충분히 낮은 경우 입자와 표면 사이의 화학적 반응으로 인해 침착이 일어난다. 에어로졸 입자의 침착을 야기하는 과정은 다음을 포함한다.

- 중력 침강(Gravitational Settling)
- 표면으로의 확산(Diffusion to Surfaces)
- 관성 침착(Inertial Deposition)
- 영동에 의한 침착(Phoretic Processes)

- 중력 침강과 표면으로의 확산

중력침착과 표면으로의 확산은 에어로졸의 거동에 큰 영향을 미친다. 중력침강의 강도는 중력에 의한 침강속도의 함수로서 주로 가스의 점도와 입자의 밀도에 의해 영향을 받는다. 중력에 의한 침착은 표면의 상방향 투영면(Projection) 위에만 발생한다. 확산의 경우 더 작은 입자의 크기에 영향을 주고, 확산계수에 의해 지배적인 영향을 받는다. 확



산에 의한 침착 속도는 구조물의 기하학적 구조와 유동의 조건에 의해 영향을 받는다. 중력에 의한 침착 속도와 확산에 의한 침착 속도에 대한 사례는 구형 에어로졸 입자의 직경의 변수에 따라 그림에 제시되었다. 이 두 가지 기구가 동시에 발생할 때, 최소 침착 속도가 발생하는 입자의 크기가 존재하는 것으로 보인다. 이 지점에서 에어로졸의 농도는 최소로 감소되고, 이로 인해 에어로졸 크기의 분포에 영향을 미친다. 침착에 의한 에어로졸 거동은 매우 크거나 작은 입자들을 선택적으로 제거하여 에어로졸 입자 크기의 분포를 좁아지게 만드는 역할을 한다.

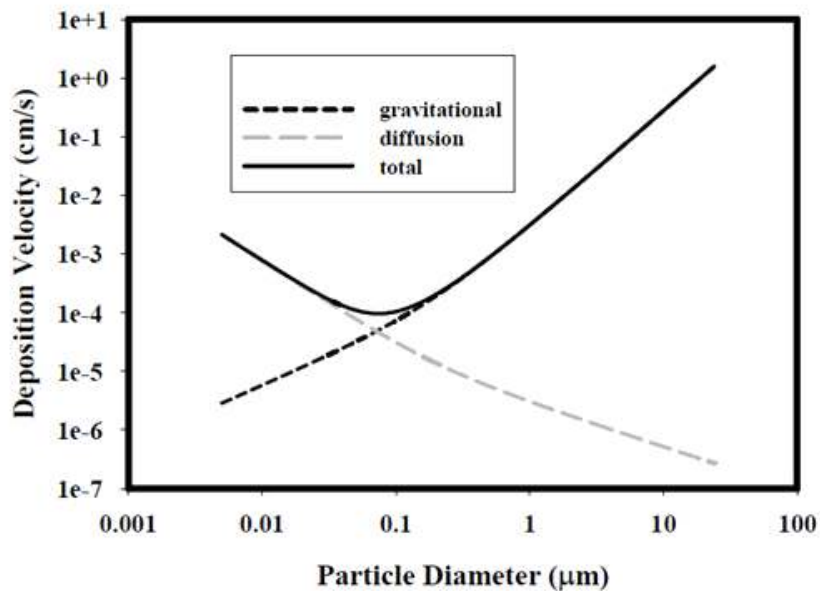


그림 C.2 입자의 직경에 따른 침착 속도 비교

#### - 관성 침착

기체상들은 구부러짐과 확장 또는 수축되는 기하구조에서 빠르게 반응하는 반면, 에어로졸 입자들의 반응은 관성에 의해 지연되는 경향을 보인다. 따라서 장애물 방향에서 벗어나 유선 방향으로 가속되기 위해서는 일정한 시간을 필요로 한다. 이러한 반응에서 입자들이 너무 큰 경우, 표면에 충돌하여 장애물 표면에 남게 된다. 이러한 과정을 관성 침착이라 부른다. 장애물 주변의 유동 패턴은 특히 난류 유동 조건에서는 매우 복잡하다. 이러한 연유로, 유동의 벤트, 수축, 그리고 확장 부위에서의 관성 침착을 설명하기 위해 실험적 데이터를 이용한 상관식을 사용하는 것이 보통이다. 상관식의 독립적 변수로서 통상 Stokes 수를 사용하는데, Stokes 수는 장애물 방향으로 향하는 입자들의 움직임을 멈추기 위해 필요한 거리를 유로의 특성 차원으로 나눈 값으로 정의된다.

#### - 영동에 의한 침착

에어로졸 침착과정의 가장 중요한 기구 중 하나로서 영동에 의한 침착을 들 수 있는데, 이는 열적영동(Thermophoretic)과 확산영동(Diffusiophoretic)으로 나뉜다. 열적영동은 온도차에 의해 입자들의 이동이 발생하는 기구이고 확산영동은 증기와 같이 응축되는 기포에서 플럭스의 방향에 지배되어 발현되는 기구이다. 이러한 영동 효과들은 입자의 한쪽 면에서 가스가 충돌하여 전달하는 운동량이 다른 쪽에서의 가스 충돌에 의한 운동량보다 크기 때문이다. 열적영동은 기체상과 에어로졸 입자들에 노출된 표면 사이의 온도차에 의해 발현된다. 중대사고 발생 시 원자로냉각재계통에서 이러한 온도차는 매우 클 수가 있다. 원자로 노심 영역에서 고온의 에어로졸과 가스들이 넓은 영역의 저온 표면을 마주치게 될 때 열적영동에 의한 침착이 활발히 발생할 수 있다. 열적영동에 의한 침착 속도는 입자 크기에 크게 의존하지 않으나 에어로졸 입자의 기체상에 비교한 상대적 열전도도에 크게 의존한다. 기체상에서의 열전도도에 비교하여 에어로졸 입자들의 열전도도에 대한 정보는 잘 알려져 있지 않다. 통상 벌크(Bulk) 물질의 열전도도가 사용되는데 이는 큰 오차를 야기할 수 있다. 열적영동에 의한 침착 속도도 입자 표면에 충돌하는 기체에 대한 수용계수(Accommodation Coefficient)에 의존하는데 이에 대한 데이터 또한 많지 않으므로 관련 연구가 필요하다.

최근 열적영동에 대한 연구적 관심이 크게 증가하였는데 대부분의 연구자들은 Boltzmann 식의 근사적 해를 구하여 열적영동에 의한 침착속도를 평가하였다. 한 가지 특이점은 열적 구배(Thermal gradient)에 반하여 입자들이 이동하는 영역을 확인하였는데 이를 Negative Thermophoresis라 부른다. 이러한 영역에 대한 추가적 연구가 필요한 것으로 판단된다.

중대사고 시 원자로냉각재계통에서는 확산영동이 통상 나타나지 않는데, 이는 원자로 냉각재계통 표면에 많은 양의 증기가 응축되지 않기 때문이다. 그러나 확산영동은 사고 시 격납건물 내 표면에서 쉽게 발생할 수 있다. AP600과 같이 격납건물이 외부의 급수에 의해서 냉각되는 경우에는 확산영동이 특히 중요한 에어로졸 제거기구로 작용할 수 있다.

#### (2) 실험프로그램 현황

재부유(Resuspension), 재증발(Revaporization), 그리고 복잡한 구조물에서의 포획(Trapping in Complex Structures)등과 같은 특정 현상을 파악하기 위해 다양한 해석적인 시도가 지속되고 있다. KAEVER과 VANAM 시험들과 같은 국제 프로그램을 통해 대·소규모의 격납건물 에어로졸 실험이 수행되어 왔다. 실험적 시도에 있어서 가장 큰 진보는

아마도 PHÉBUS 실험시설을 이용한 종합적인 핵분열생성물과 구조물의 방출과 수송에 관한 실험으로 판단된다. 이러한 실험들을 통해 다양한 현상들간의 연관관계를 증명하고 계통에서의 에어로졸 현상에 관한 이해를 증진시켜 이를 통해 에어로졸의 크기와 조성들에 대해 보고할 수 있게 되었다. PHÉBUS 실험을 통해 재기화와 같은 특정 현상에 대해 중요한 정보를 제공할 수 있었다. PHÉBUS 종합시험은 현재 완결된 상태이며 후기 해석을 수행 중이다. ARTIST와 THAI(Thermal-hydraulics, hydrogen, Aerosols and Iodine)와 같은 에어로졸 관련 실험 프로그램을 통해 획득된 데이터들은 추가적인 해석을 필요로 하는 단계이고 일반에게 공개되기까지는 시일이 더 걸릴 것으로 보인다.

에어로졸 거동에 관한 최근의 검증 작업은 다음의 세 가지로 분류된다:

- 종합 시험(Integral Experiments)
- 계통 시험(Circuit Experiments)
- 격납건물 시험(Containment Experiments)

종합 시험으로는 PHÉBUS 핵분열생성물 프로그램과 국제표준문제(ISP-46; PHÉBUS FPT1)를 포함한다. 계통 시험으로는 재기화를 다룬 FPT0, FPT1, 그리고 FPT2, FALCON(ISP-34 포함), STORM(ISP-40 포함), 그리고 WIND 프로그램을 포함한다. 마지막으로 격납건물 시험은 DEMONA, MARVIKEN-V, LACE, VANAM(ISP-37포함), KAEVER(ISP-44 포함), AHMED, 그리고 VICTORIA에서 수행되었다. 추가적인 자세한 정보는 “State-of-the Art Report on Nuclear Aerosols, NEA/CSNI/R(2009)5” 에서 확인할 수 있다.

### (3) 컴퓨터 코드 모델링 현황

에어로졸 모델링의 전산적인 처리에 있어서 가장 큰 난점은 에어로졸 응결의 결과로 야기되는 에어로졸 크기 분포의 변화를 예측하기 위한 운동방정식의 해법이다. 1970년대 원자로 안전성 연구를 위해 운동방정식은 소위 Moment 기법을 통해 풀이되었다. 이러한 방법은 미정의 인자들과 함께 에어로졸 입자의 크기 분포를 가정하는데 전형적으로 에어로졸 입자 크기의 분포는 대수 정규(Lognormal) 분포로 가정되었다. 분포의 평균과 기하학적 표준편차가 질량보존식에 따라 미분방정식의 풀이를 통해 결정된다. 그러나 이러한 방법은 다양한 화학적 조성을 가지고 미리 존재하는 에어로졸 입자에 다른 에어로졸 입자가 주입될 시에 큰 오차를 야기하였다. 이러한 연유로 단일의 크기 분포를 사용할 수 없는 multi-modal 크기 분포를 사용하게 되었다.

그래서 현재 대부분의 사고 해석 모델에서는 소위 Sectional 기법을 통해 에어로졸 운

동방정식을 풀이하고 있다. 이러한 방법은 연속적인 함수 형태를 가지는 에어로졸 크기 분포를 유한 개의 차분화(Discretization) 된 영역으로 나눈다는 가정에서부터 유도되었다. 각 영역은 영역 내 입자의 평균 유효 등가 지름이 대표 입자 크기로 특성화되고 에어로졸에 대한 General Dynamics Equation을 각 영역 내 및 영역 간 응집, 침적 등을 고려하여 단순화시키면 Multicomponent Sectional Equation을 구성할 수 있다. 이 기법은 MAEROS와 NAUA 모델에 처음으로 적용되었고, 격납건물 내부 해석을 위한 COCOSYS와 중대사고 종합 해석 코드인 MELCOR, ASTEC 등의 대부분의 코드에서 활용되고 있다.

Multicomponent Sectional Equation은 대부분의 중대사고 해석 코드에서 사용 중인 미분방정식에 대한 차분화를 기반으로 유도되었기 때문에 타 모델과의 연계가 비교적 쉽다는 장점을 가지고 있으나, 기포와 증기가 에어로졸 입자에 응축되는 조건에서 형성되는 에어로졸의 크기를 차분화된 영역에 직접적으로 연계시키기 쉽지 않아 적용시키기가 힘들다는 단점이 있다.

최근 원자력안전기술원에서는 기포와 증기가 에어로졸 입자에 응축되는 현상을 모델링한 Mason Equation과 Multicomponent Sectional Equation 간 연계 체계를 개발하였다. 이 방법은 Mason Equation으로 산출된 응축 이후의 에어로졸의 크기를 Multicomponent Sectional Equation에서 차분화된 크기 분포들의 내삽법으로 구성한 연속적인 크기 분포에 대응시키고 이를 바탕으로 Multicomponent Sectional Equation에 사용될 Transition Rate Matrix를 구성하여 응집과 침적현상과 함께 응축 현상도 함께 고려하여 Multicomponent Sectional Equation을 다시 푸는 방법이다. 이 방법은 현재 원자력안전기술원이 개발 중인 I-COSTA(In-Containment Source Term Analysis) 코드에 구현되어 있으며 ISP-44 문제에 대하여 검증을 완료하였다.

한편 에어로졸은 핵분열생성물을 포함하고 있기 때문에 에어로졸 내부에서도 방사성 붕괴가 발생한다. 이로 인해 에어로졸 입자는 전하를 띄게 되는데, 이는 에어로졸 간 충돌로 인해 발생하는 응집 과정에 영향을 주게 된다. 이러한 현상은 General Dynamics Equation 내 응집 모델 관련 상수 중 충돌 빈도 함수(Collision Kernel)에 의해 고려할 수 있고, 이를 핵분열생성물에 대하여 계산하기 위해서는 에어로졸 입자들의 하전분포(Charge Distribution)를 고려해야 한다. 그러나 Multicomponent Sectional Equation에 이를 고려하는 것은 상당한 계산 로드를 요구하기에 현재는 고려하지 않고 있다.

Multicomponent Sectional Equation의 이러한 한계를 극복하기 위한 방법으로 General Dynamics Equation을 차분화 없이 Monte Carlo 방법론을 활용하여 직접적으로 푸는 아이디어가 2000년대부터 시도되고 있다. 현재는 위에 기술된 에어로졸 실험 등에 대한 검증 단계 수준에서 활용되고 있는데, Multicomponent Sectional Equation에 비해 다

양한 현상을 가정을 최소화하여 실제적으로 고려하였기 때문에 정확도는 매우 높으나 Monte Carlo 방법론의 특성상 계산 시간이 매우 길다는 단점을 보여주고 있다.

#### (4) 지식수준 및 중요도

에어로졸 형성, 성장, 그리고 침착과 관련된 국제/국내 지식수준을 정량화하기에는 무리가 있으므로 실험적 프로그램과 전산 모델링의 수행 여부에 따라 높음, 중간, 그리고 낮음 3단계로 구분하는 것이 합리적이라고 판단된다. 국제적 지식수준에 대해 판단하건대, 이미 1970년대부터 에어로졸의 실험과 모델링이 꾸준히 수행되어 왔고, PHEBUS와 같은 실험적 프로그램을 통해 에어로졸 거동에 관한 지식수준을 격상시킬 수 있었다. 국내적으로는 OECD ISP 37(VANAM M3 실험)의 KAERI 참여(1996), ISP 40(STORM SR-11 에어로졸 부착 및 재부유 실험)의 KINS 참여(1998) 등 MELCOR 코드 모델 검증 연구가 있었다. 최근 KINS 등에서 I-COSTA 코드를 개발하여 ISP에 대한 해석을 바탕으로 검증을 수행하는 등의 활동을 통해 국내의 지식 수준이 국제 수준과 유사하게 격상되고 있다. 표 C.1은 에어로졸 거동분야의 지식수준과 중요도를 정리하여 나타내고 있다.

표 C.1 에어로졸 거동분야의 지식수준 및 중요도

에어로졸 거동	국제 지식수준		국내 지식수준	
	실험	전산 모델링	실험	전산 모델링
에어로졸 형성	상	중	하	중
에어로졸 성장	상	상	하	중
에어로졸 침착	상	상	하	중

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

에어로졸 거동과 관련된 이슈 및 향후 수요 연구는 안정적인 재원과 충분한 인적 자원을 기반으로 해결되어야 한다. 에어로졸의 형성, 성장, 그리고 침착에 관한 현상은 기초적인 연구에서부터 응용적인 연구가 서로 유기적으로 맞물려 기획되어야 할 필요성이 있다. 그러나 대형 규모의 실험시설을 통해 모든 결과를 얻을 수는 없을 것이다. 특히 에어로졸의 성장과 관련하여 응결과 응축, 그리고 방사성붕괴에 의한 영향 등에 대해서는 다양한 실험적 연구가 필요할 것으로 보인다. 그 중에서 격납건물 표면에서의 응축에 의한 에어로졸의 거동에 대한 연구는 사고 관리의 응용적인 측면에서 볼 때 그 기여도가 클 것으로 판단된다. 또한 노심 용융물 분출의 경우 난류 효과에 의한 에어로졸의 이동

및 침착에 관해서는 심도 있는 연구가 필요할 것으로 판단된다.

## 나. 설정

### (1) 현상 설명

격납건물 내 방사성 핵분열생성물은 기체나 공기 중 부유하는 미세입자(에어로졸)형태이며 격납건물 대기 중의 살수는 이를 씻어 제거(Washout)하는 주요 메커니즘의 하나이다. 살수는 냉각재 상실사고 시 수증기를 응축시켜 격납건물 내 압력을 떨어뜨릴 뿐만 아니라 살수 액적을 통한 확산영동, 충돌, 차단, 확산 등의 메커니즘에 의해 에어로졸 입자를 제거하는 데 매우 효과적이다. 살수계통은 격납건물 상부에서 다른 방향으로 다수의 액적을 분무할 수 있는 많은 수의 살수노즐로 구성되어 있어서 90% 정도의 면적을 가능한 균일하게 분무하도록 설계된다.

확산영동은 액적에 응축되는 수증기가 에어로졸 입자를 액적으로 휩쓸어 가는 현상으로서 사고 초기 수증기가 많고 에어로졸 농도는 상당히 낮을 때 중요하다. 따라서 이 메커니즘은 정상상태 제거효율 분석에서는 일반적으로 고려하지 않는다. 충돌은 액적 주위에서 유선을 따라가지 못하는 에어로졸 입자가 액적과 부딪히게 되는 현상이다. 차단은 유선을 따라 움직이는 입자가 액적과 접촉하여 붙는 현상이다. 확산은 브라운운동에 의해 유로를 가로지르는 입자가 낙하하는 액적과 접촉하게 되는 현상을 뜻한다. 제거효율은 입자와 액적의 크기에 매우 민감하여, 매우 작은 입자의 경우 확산이 효과적이고, 충돌은 입자 크기가 5  $\mu\text{m}$  이상일 경우에 영향을 미친다. 살수액적이 작을 경우 최소 제거효율을 갖는 입자의 크기가 커지게 되어, 살수는 입자를 제거할 뿐만 아니라 에어로졸 크기 분포도수 그래프를 예리하게 한다.

PWR 살수계통은 2개 계열을 작동시킬 경우 부유 방사능 농도를 30분 내에 1/100 정도로 감소시킬 수 있다(MELCOR 코드에 의한 원전 예제계산은 대기의 상대습도가 100%인 경우에 이 정도의 제거율을 나타냄). 방사능 준위가 전체적으로 낮아진 다음에는, 입자의 크기분포가 제거효과가 적어지는 방향으로 변하기 때문에 남은 핵분열생성물의 제거 효율이 현저히 떨어진다. NEA/CSNI/R(2009)5에서는 초기에 시간당 1/10 정도 에어로졸을 제거할 수 있는 것으로 보았다(MELCOR 코드에 의한 원전 예제계산은 살수계통 한 계열의 작동에 의해 이 정도 제거됨을 보임). 기존 경수로형 원전 안전심사지침(한국원자력안전기술원, 2009) 6.5.2절에서는 살수 계통이 자동 동작되고 살수 지속시간이 2시간 이상이 되도록 요구하고 있으며, 개정된 안전심사지침에서는 살수계통 동작이 약간 지연될 수 있으나 살수계통의 지속 시간이 10시간 이상일 것을 요구하고 있다. 국내 OPR1000 원전의 경우 RWST의 용량이 1600  $\text{m}^3$ 이며 살수유량이 0.2208  $\text{m}^3/\text{s}$ 이므로, 약 2시간 동안 오

염되지 않은 물을 살수할 수 있고, 그 이후에는 집수조로부터 재순환하여 살수할 수 있다. APR1400은 IRWST를 통해 계통의 고장이 없는 한 연속적인 살수가 가능하다.

## (2) 실험 프로그램 현황

Watanabe 등은 MELCOR 사고해석모델 중 에어로졸의 살수제거 모델링을 검증하기 위해 종합실험을 수행한 결과를 발표한 바 있다. 이 실험은 높이 18 m, 체적 12.2 m<sup>3</sup> 설비에서 수행되었고 CsI 입자가 사용되었다. 다른 실험들에서는 라텍스 입자를 사용하였다. 결과적으로 실험결과와 모델 예측이 잘 일치하는 결과를 얻을 수 있었다.

## (3) 전산코드 모델링 현황

살수제거계수( $\lambda$ )는 안전심사지침(한국원자력안전기술원, 2009) 6.5.2절에 제시된 다음과 같은 식으로 결정할 수 있다.

$$\lambda = 3hFE/2VD \quad (h = \text{살수액적의 낙하거리})$$

여기서

V = 격납건물 체적

F = 살수 유량

E/D = 무차원 수집효율(E) 대 평균 살수액적 직경(D)의 비. E/D는 보수적으로 직경 1 mm 살수액적에 대한 10/m에서부터, 에어로졸 질량이 1/50로 감소했을 때 1/m까지 변한다고 가정함.

Nourbakhsh는 NUREG-1150에서 살수효율을 조사하였고, Powers와 Burson은 더욱 현실적인 단순모델을 개발하였다. 많은 모델들이 단일한 살수액적 크기만을 가정함으로써 남은 에어로졸 농도가 매우 천천히 줄어들도록 예측하는 경향이 있으므로 살수액적의 크기 분포를 고려해야 한다. 액적 간의 충돌을 실험식으로 다루는 모델은 실험을 일관성 있게 모사할 수 있는 것으로 알려져 있다.

## (4) 지식수준 및 중요도

살수효과에 대한 국제적 지식수준은 충분히 모델링을 할 수 있는 수준이 되어 있다고 판단된다. 국내적으로는 APR1400의 설계인증 단계에서 모델에 대한 연구가 수행된 이래로 큰 진보가 없는 것으로 판단된다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

현재 MELCOR 등의 코드에 간단한 모델이 제시되어 있지만, 액적의 크기, 속도 등이 살수에 의한 에어로졸 제거에 미치는 영향에 대한 모델 개발이 필요한 실정이다.

#### 다. 수조 여과

원자로용기 손상후 원자로 공동 침수 등의 방법으로 노심파편이 충분히 물에 잠기도록 해주면 입자성 핵분열생성물이 씻기고 감금된다. 비등 여부가 Scrubbing의 정도에 영향을 끼치는 주요 인자이다. 과냉각수의 경우 체염계수(Decontamination Factor, DF)가 비등 수조보다 크다.

##### (1) 현상 설명

##### - 수조 여과 현상의 응용범위

수조 여과(Pool Scrubbing)는 중대사고 시에 외부환경으로 방출되는 선원향을 감소시킨다. 수조 여과는 수조를 통해 에어로졸이 제거되고, 원자로 노형에 따라 수조의 형태가 다르므로 이를 고려할 필요가 있다. 다음의 경우에서 가압경수로의 수조 여과가 작동되는 사례를 살펴볼 수 있다.

- 방사성물질이 안전주입수 배관을 통해 보조건물에 위치한 수조에 직접적으로 방출되는 경우
- 가압기 상부의 안전밸브 폐쇄 실패에 따른 개방 시, 가압기 수조를 통한 핵분열 생성물의 방출
- 증기발생기 세관파단사고 시 안전방출밸브의 폐쇄 실패에 따른 개방이 동반될 경우, 냉각수로 채워져 있는 증기발생기를 통한 수조 여과 작동

노형에 관계없이 일반적인 원자로 공동에서 노심용융물이 분출될 경우 다음과 같은 과정에 의해 수조 여과가 작동한다.

- 중대사고 시 원자로용기의 손상으로 인한 노심용융물이 건식 원자로 공동으로 분출되어 콘크리트와 반응 발생
- 휘발도가 중급 혹은 이하인 핵분열생성물 방출 및 다량의 콘크리트 에어로졸 생성
- 콘크리트 반응에 의해 생성된 기체가 에어로졸 입자들을 수송



- 코류이 특정 높이의 수조에 의해 가워진다면 수조 여과가 자연적으로 수행됨
- 또한 중대사고 완화장치인 격납건물여과배기계통(CFVS)의 경우 내부에 설치되어 있는 수조를 통해 수조 여과가 수행됨

#### - 수조 여과 현상 메커니즘

에어로졸 Pool Scrubbing시에 발생하는 핵심적인 기구는 다음과 같다.

- 확산영동: 농도차에 의한 에어로졸 입자의 분리
- 열적영동: 온도차에 의한 에어로졸 입자의 분리
- 가스유입 근처에서의 관성충돌: 액체에 충돌하여 입자를 침착시킴
- 중력 침강: 중력에 의한 침착. 무거운 입자에 더 효과적
- 수포상승(Bubble Rise)시 원심침착 및 확산(Centrifugal Deposition and Diffusion during Bubble Rise): 원심적 유동이 발생할 경우 원심력에 의한 입자의 침착. 수포상승 시 확산에 의한 침착
- 브라운 확산(Brownian Diffusion): 유동이 적을 경우 브라운 확산에 의한 입자 분리.

#### - 수조 여과 시 에어로졸 제거 효율성을 결정하는 에어로졸의 특성과 그 내용은 다음과 같다.

- 입자크기: 특정 입자 크기에서 수조 여과 효과 최대
- 입자 흡습성: 특정 에어로졸 입자 물질의 경우 흡습성이 높아 수용액에 용해되어 에어로졸 제거가 효과적임

#### - 수조 여과의 핵심변수를 결정하는 필요 요소와 그 내용은 다음과 같다.

- 수포크기(Bubble Size): 수포 크기가 작을수록 수조 여과 효과 증진
- 면적 대 체적 비율(Surface/Volume Ratio)이 클수록 수조 여과 효과 증진
- 수조 깊이: 수조가 깊을수록 효과 높음
- 과냉도(Water Subcooling): 과냉도가 클수록 효과 높음
- 이송가스 조성, 온도, 속도(Carrier Gas Composition, Temperature, Velocity): 기체가 수조 내에 체류하는 시간이 길수록 효과 높음. 입자를 수송하는 기체와 물의 온도 차이가 크면 열적영동에 의해 제거 효과가 높음
- 주입모드(Injection Mode): 복잡한 현상을 따르므로 일반적인 경향은 기술하기 어

려움

- 냉각수 조성(Water Composition): 냉각수의 화학적 조성에 따른 일반적인 경향은 기술하기 어려움

#### - 수조 여과 효율의 판단 및 수조 여과의 영역별 구분

수조 여과 효율은 통상 제염계수를 통해 결정된다. 제염계수는 다음과 같이 정의된다.

$$DF = \frac{\text{수조로 유입되는 에어로졸 유동율}}{\text{수조를 빠져나가는 에어로졸 유동율}} \geq 1$$

또한 수조 높이에 따른 에어로졸의 경로는 다음의 3가지 영역으로 나뉜다.

- 주입(Injection)
- 상승(Rise)
- 수조표면(Pool surface)

각각의 영역에서 제염계수가 결정되면 각 제염계수의 곱에 의해 전체 제염계수(Overall DF)가 결정된다. 즉,  $DF = DF_{inj} \times DF_{rise} \times DF_{surface}$ 이다. 각 구역에 대한 세부 설명은 다음과 같이 기술될 수 있다.

#### ○ 주입구역(Injection Zone)

수조의 주입 구역에서는 기체-액체의 기계적 그리고 열적인 반응을 통해 Scrubbing 과정이 결정된다. 기체 주입속도가 이 영역에서 핵심 변수이고 입구 기체 영역은 Weber 수(Weber Number, We)에 의해 결정된다.

$$We = \frac{\text{관성력}}{\text{표면장력}} = \frac{\rho_l D_{inj} v_{inj}^2}{\sigma}$$

- 고속 방출 영역(Jet Regime): 이 영역에서  $We > 10^5$ 이고 주입 오리피스에 부착된 안정적인 원뿔형 분출이 형성된다. 원뿔 내부에서는 순수 기체 유동에서 교반난류(Churn-turbulent)의 이상유동이 발생한다. 천이의 중간과정에서 Bubble Flow와 Entrained Droplet Flow가 존재한다. 에어로졸의 액체 표면에 충돌(원뿔분출 시 기체-액체 경계면에서 또는 혼입된 액적(Entrained Droplet) 표면에서) 주입되

는 기체 유동으로부터 효과적으로 입자를 제거할 수 있다.

- 방울영역 또는 구상영역(Globule Regime): 이 영역에서  $We < 10^5$ 이고, 중간 또는 낮은 기체속도에서 구상영역이 형성된다. 확산, 침강, 원심침착과 같은 Depletion 메커니즘이 중요하게 작용한다. 이 영역에서는 주로 기체 내부 유선(Streamlines)을 따를 수 없어 결국에 기체-수조 표면에 충돌하게 되는 상대적으로 큰 크기의 입자를 제거하는 역할을 수행한다. 기포의 진동 또한 에어로졸 Scrubbing을 증진시킬 수 있다.
- 기체와 액체사이의 열적 반응은 두 상간의 온도차나 기체 조성에 의해 결정된다. 기체와 물 사이의 특정 온도차는 열교환을 유발시킨다. 기체가 물보다 뜨거운 경우, 입자들은 열적영동에 의해 기체-물 경계면으로 수송된다. 기체가 증기를 포함하고 물의 온도가 포화온도보다 낮을 경우에는 응축에 의한 물질전달은 확산영동에 따른 에어로졸 제거를 유발시킨다.

#### ○ 기포 상승 구역(Bubble Rise Zone)

이 구역에서는 기포의 수력학적 특성이 Scrubbing 효율과 밀접하게 연관된다. 주요 일차적인 수포는 통상적으로 안정하지 않고, 쪼개져서 작은 기포들로 구성된 무리를 형성한다. 기체의 동력학적인 거동은 기포 상승 시에 매우 격렬하고 수포 크기와 분포를 결정하는 많은 과정들의 조합이 발생한다. 기포의 쪼개짐(Bubble Splitting), 증기의 기포 내 유입으로 인한 성장, 그리고 병합이 공존하게 된다.

에어로졸 Scrubbing에서 핵심적인 수력학적 변수들은 기포 크기의 분포, 형태, 그리고 상승속도를 포함한다. 작은 기포들은 통상 구형(즉, 최대 면적 대 체적 비율)으로서 제염능력을 향상시킨다. 그러나 큰 타원형 또는 캡(Cap)형태의 큰 기포들은 크기가 크더라도 더 쉽게 형태가 변형되므로 에어로졸 제거에 기여할 수 있다. 기포의 수조 내 체류 시간이 궁극적으로 최종 제거되는 에어로졸 질량을 결정한다.

기포의 형태에 관계없이, 수조 여과의 주요 메커니즘은 확산침착과 원심침착이다. 이 두 가지 메커니즘의 결합으로 인해 최소 제염효율(Minimum Decontamination Efficiency)이 입자 직경  $0.1 \mu m$  근처에서 결정된다. 주요 에어로졸 제거 과정과 더불어, 입자 크기의 변화는 직접적으로 수조 여과에 영향을 미친다. 특정조건에서 입자들은 응집(Agglomeration), 또는 증기응축, 그리고 공기로부터의 물흡습성(Hygroscopic Growth)에 의해 성장할 수 있다. 응집은 기포 체류 시간이 짧은 경우에는 무시할 수 있다. 입자들이 흡습성을 지닐 경우, 응축 효과는 매우 중요해진다. 증기량에 따라 수포가 열적평형에 도달할 때까지는 온도구배에 의한 확산영동과 열적영동의 기구를 통해 수포 상승 동안에

에어로졸 감소에 기여할 수 있다.

#### ○ 수조 표면 구역(Pool Surface Zone)

수조 표면에서 수포의 파열은 수많은 마이크로-물방울을 생성시킨다. 그 중 일부는 기체 유동에 의해 혼입되고, 나머지는 그 크기 때문에 중력에 의해 다시 낙하한다. 혼입된 물방울은 매우 미세한 에어로졸 입자들뿐만 아니라 용해된 핵분열생성물을 수송하고 이로 인해 기체 공간에서의 방사선 준위가 상승한다. 혼입된 물방울의 양은 전적으로 물 표면에 도달하는 수포 크기 분포와 기체 속도에 의존한다.

#### ○ 고속 수조제염(Jet Pool Scrubbing)

현재까지 제시된 수조제염 모델인 SPARC, BUSCA, SUPRA 등의 모델은 이송가스가 수조로 주입되는 순간 Globule을 형성한다고 가정하고 개발되었기 때문에 수조로 방출되는 기체의 속도가 크지 않은 경우에 적합하다. 그러나 기체의 속도가 빠른 경우( $We > 10^6$ ), 이송 가스에 의해 수조 내부에서 Globule이 아닌 Jet가 형성되므로 에어로졸의 제염계수를 평가하기 위한 별도의 모델이 필요하다. 상세 분석 모델은 기체와 액체의 경계면에서 발생하는 액적에 의해 에어로졸이 제거되는 것을 주요 제염 메커니즘으로 고려하여 최근 CIEMAT에서 개발되었고, 원자력안전기술원과 한국원자력연구원에서도 이와 유사한 형태로 모델을 개발하였다. 한편 CIEMAT에서는 주입되는 에어로졸의 Stokes Number와 제염계수 간 상관관계를 바탕으로 단순화된 모델을 제시하였다. 후쿠시마 2호기의 사고 진행 과정 중 RPV의 압력을 감압하기 위해 운전자가 SRV를 강제 개방하였을 때, RPV의 고압의 기체가 Suppression Chamber로 방출된 것으로 예상되고 이때의 핵분열생성물 제거량을 평가하기 위해 국제 공동연구에서 연구를 수행하였다. (OECD/NEA ARC-F Project, 2019-2021)

#### (2) 실험 프로그램 현황

에어로졸과 Pool Scrubbing 현상에 관한 많은 연구가 진행되어 왔다. 관련 현상을 다루기 위해 수행된 실험 프로그램을 요약하면 다음과 같다.

- The Advanced Containment Experiments(ACE), Phase A: 에어로졸 필터 기술의 시험을 목적으로 수행되었다. 용융노심으로부터 방출된 핵분열생성물의 측정, 방사성 물질 수송 모델링과 관련된 전산해석기술의 개발을 목표로 하였다. ACE 프로그램

은 미국에서 1980년 말에 종결되었다.

- The Electric Power Research Institute(EPRI) and Battelle Columbus Laboratories(BCL) Experimental Program: 미국에서 1982-1986에 수행되었다. EPRI/BCL 프로그램은 전산해석 방법을 지원하기 위한 데이터 생산을 주목표로 하였다.
- The Generic Electric(GE) Experiments: 1980년대 초 미국에서 수행되었다. 본 프로그램은 포괄적인 수력학적인 요소와 에어로졸 제염계수의 결정을 주목표로 하였다.
- The SPARTA(Suppression Pool Aerosol Retention Test Apparatus) Experiments: 이탈리아 ENEA-CRE Casaccia 연구소에서 수행되어 1992년에 중지되었다. 전산코드 검증을 주목적으로 하였다.
- The Japan Atomic Energy Research Institute(JAERI) program, JAERI and EPSI(Experimental Facility for Pool Scrubbing Investigation, Capable of Operating at High Pressure): 기초적인 Pool Scrubbing 메커니즘 조사를 주목적으로 하였다. 고압 고온 조건이 Pool Scrubbing에 미치는 영향을 조사하였다.
- The LACE-Espana(Light Water Reactor Advanced Containment Experiments completed in Spain) experiments: 1990-1992년 스페인 마드리드의 CIEMAT에서 수행되었다. 제염계수에 영향을 줄 수 있는 에어로졸의 몇몇 인자들에 대한 의존도, 수력학적 연구, 그리고 Pool Scrubbing 코드의 검증과 응용을 연구하였다.
- The POSEIDON(Pool Scrubbing Effect on Iodine Decontamination) Program: 스위스의 PSI(Paul Scherrer Institute in Villigen)에서 1980년대 말에서 1995년까지 연구되었다. 수조에서의 아이오딘기체 역류에 집중하였다. 연관된 수력학적 현상과 Pool Scrubbing 코드의 개발을 목적으로 하였다.
- The United Kingdom Atomic Energy Authority experiments: 1986-1988년까지 수행되었다. SGHWR(Steam Generating Heavy Water Reactor)의 Steam Suppression System에서의 핵분열생성물(에어로졸, 기체)의 역류를 연구하였다.
- AEOLUS experiment performed in KAERI: 2017-2022년까지 수행되었다. 증기발생기 세관파단사고 시 이차측에 냉각수가 존재할 경우, 제거되는 핵분열생성물의 양을 평가하였다. 사고시에 발생할 수 있는 다양한 조건에 대해 시험을 수행하였고 데이터를 확보하였다.

### (3) 전산코드 모델링 현황

실험 외에도 전산해석적인 방법이 개발되었다. 모델링 구현을 시도하였고, 이는 수조에서의 에어로졸과 기체 역류에 밀접한 관련이 있는 현상들을 포함하는 방식을 기본으로 하였다. 고려된 3가지 전산코드에 대한 간단한 설명을 다음과 같이 요약할 수 있다.

- SPARC(Suppression Pool Aerosol Removal Code): PNNL(Pacific Northwest National Laboratory)에서 개발되었다. 코드 입력 데이터는 수조의 기하구조 및 열수력학 조건을 포함하고 주입되는 가스의 조성과 열수력적 조건 또한 포함되었다. SPARC 코드는 전체 제염계수를 계산하는데, 에어로졸 입자의 크기 및 입자 크기 분포의 기하학적 표준편차의 함수로 제염계수를 계산한다.
- BUSCA(BUBble SCrubbing Algorithm): 영국 소유의 코드이다. 코드 입력 데이터는 수조의 기하 구조 및 열수력학 조건을 포함하고, 주입되는 가스의 조성과 열수력적 조건 또한 포함되었다. 아울러 수력학적 인자의 계산을 위한 모델과 관련한 다양한 옵션을 포함하고 있다. BUSCA는 하나의 입력파일에 다양한 에어로졸 종류를 입력할 수 있도록 설계되었다. 코드는 다양한 변수와 제염계수를 수포 상승시간(Bubble Rise Time)의 함수로 계산한다.
- SUPRA(SUpression Pool Retention Analysis): EPRI가 소유하고 있는 에어로졸 거동 모사 코드이다. SUPRA는 위의 두 코드와 마찬가지로 수조의 열수력학적 조건, 가스 조성, 에어로졸 종류 및 입자 크기 분포를 입력으로 요구한다. SUPRA에 의해 계산되는 변수는 전체 제염계수와 더불어 에어로졸 입자의 크기, 즉 기하학적 및 기체동력학적 입자직경의 함수로 계산되는 제염계수이다.

국내에서도 전산코드 모델 개발에 대한 연구가 활발하게 진행되고 있다. 한국원자력안전기술원에서는 기포 상승 구역에서 기포의 크기 분포 및 Jet Regime에서의 상세 해석 모델링을 고려한 제염계수 계산 방법론을 개발하였고 이를 I-COSTA (In-Containment Source Term Analysis) 코드에 구현하였다. 이는 LACE-ESPANA 실험에 대한 해석을 통해 검증되었고, SPARC 코드에 비하여 높은 정확도를 보여주었다. 한편 한국원자력연구원에서는 SIRIUS, PIAERO 등의 해석 모델을 개발하였고 실험적으로 검증하였다.

#### (4) 지식수준 및 중요도

수조 여과에 관해 1980년대부터 90년대까지 국제적으로는 다양한 실험적 프로그램이 운영되어 현상학적인 이해를 도모하고 원자로 계통에 적용할 수 있는 응용 데이터베이스를 구축하였다. 이러한 데이터를 바탕으로 SPARC, BUSCA, 그리고 SUPRA와 같은 수조 여과 제염계수 계산코드의 모델링에 사용되었다. 위에 기술된 코드들은 실험 결과를 기반으로 제염계수를 보수적으로 산출한다는 모델링 철학을 기반으로 개발되어, 국제적으로 널리 사용되고 있으나 2016년 중대사고 법제화 이후 방사선원향에 대한 수치적인 안전 목표가 설정된 국내에서 해석 결과를 그대로 활용하기에는 한계가 있다. 이러한 국내의 실정에 맞춰 수조 여과에 관한 실험적·해석적 시도가 2017년 이후 활발히 진행되고 있다. 한국원자력연구원에서는 SIRIUS, PIAERO 등의 해석 모델을 개발하였고, 실험적으로 검증하였다. 한국원자력안전기술원에서는 수포 상승 구역에서 기포의 크기 분포, Jet

Regime에서의 상세해석 모델링이 구현된 I-COSTA 코드를 개발하여 LACE-ESPANA 실험, POSEIDON 등의 공개된 실험에 대한 검증을 수행하고 있다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

대부분의 실험결과는 실제 중대사고 조건과는 상이한 조건에서 실험이 수행되었으므로 실제 중대사고 조건을 살펴볼 필요가 있다. 표 C.2에 예상되는 중대사고 조건을 요약하였다.

표 C.2 예상되는 중대사고 조건 요약

조건 변수	예상 영역
온도	용융핵연료 부근에서는 최대 약 3000℃ ; 격납건물 내에서는 최대 150℃
압력	노심 및 원자로냉각재계통에서는 최대 150 bars ; 격납건물에서는 대기압에 가까움
방사선장	노심 부근 및 방사성물질이 상당히 침적된 지역의 고준위로부터 기타 지역의 비교적 저준위까지 분포
대기	위치와 시간에 따라 산화 또는 환원 에어로졸이 밀집될 가능성이 큼 매우 습도가 높음 격납건물 내 어떤 구역에서 수소연소/폭발 가능성이 있음

실험적으로 조사된 범위와 코드 계산 결과를 비교 요약하면 다음과 같다.

- 경수로에서 증기유량=0의 조건은 가용하지 않다. 실제로는 실험에서 모사된 것보다 더 높은 증기유량이 예상된다. 또한 이송가스 내 수소를 포함시킨 실험은 수행되지 않았다. 그리고 실제 가스 온도는 에어로졸 실험에서 모사된 것보다 더 높을 것으로 예상된다.
- 수조 실험을 포화상태까지 확장할 필요가 있어 보인다. 대부분의 원자로 사고에서는 수조가 노심 잔해물을 덮어 매우 빨리 포화상태까지 도달할 것으로 예상된다. 따라서 과냉각상태의 수조와 비교하여 포화상태 수조의 제염능력이 미치지 못할지 확인할 필요가 있다.
- 과냉각의 냉각수가 계속적으로 공급될 경우 과냉각이 제염계수에 미치는 영향을 살펴볼 필요가 있다. 과냉각은 수포의 기체로부터의 에어로졸 입자의 제거를 증가시킨다. 이는 수포 표면에서의 증기 응축에 의한 확산영동에 기인한다. 과냉각 상태의 물에서 증기의 평형분압은 증기의 초기 평형분압보다 낮아 물을 통해 에어로

줄을 제거할 수 있다.

- 과냉각은 확산, 관성 충돌, 침강에 의한 입자의 흡착을 강화시킬 수 있다. 이는 응축 후에 남은 수포들이 더 작아지기 때문이다. 따라서 증착 프로세스의 효율은 수포의 크기가 작아짐에 따라 증가한다.
- EPSI 프로그램은 유일하게 고압 수조 조건에서 실험을 수행하였다. 10 MPa까지의 고압 조건은 바람직한 방향은 아니나 실제 원자로 중대사고 조건으로 볼 수 있으며, 물에 의한 에어로졸의 포획이 매우 높을 것으로 보이므로 향후 연구에 필요할 것으로 보인다.

지금까지 연구되지 않은 방사성핵종의 제염계수에 대한 인자들은 다음과 같이 요약할 수 있다.

- 현재까지 적용된 증기 유동률보다 10배 더 높은 유량
- 이송 가스 내 수소 첨가
- 더 고온의 가스 온도
- 포화 수조 조건
- 수조 표면 위 고압 조건
- 물의 pH가 에어로졸 특히 아이오딘기체 역류에 미치는 영향

## 라. 재부유/재기화

### (1) 현상 설명

풀 또는 구조물의 표면에 침적된 에어로졸은 기체유량, 온도 또는 농도의 변화에 따라 물리적으로 연행되거나 기화될 수 있다. 재부유는 노심, RCS와 같은 1차계통과 격납 건물에서 발생할 수 있다. 특히 후쿠시마 제1발전소 사고 발생 후 15~30일 뒤 아이오딘(I-131), 세슘(Cs-137), 텔루늄(Te-132) 핵종에 대한 공기 시료 측정에서 여러 번의 급격한 농도 상승이 관찰되면서 중대사고 방사선원향 산정 시 재부유/재기화 현상에 대한 중요성이 더욱더 부각되고 있다. 1994년 OECD 전문가 그룹에서 제시한 핵분열생성물의 재부유 현상은 다음과 같다.

- 원자로냉각재계통에서의 재부유(Resuspension)

계통 표면에 퇴적되거나 응축된 물질은 난류유동에 의해 재부유된다. 이와 관련된 현상은 손상 노심에 대한 재충수 후 증기 급증 또는 수소 연소/폭연 등에 의한 기체의 흐름 등이 해당한다. 이는 원자로냉각재 계통에서의 핵분열생성물 물질 흡착을 감소시키며, 격납건물 및 외부환경으로 방출되는 에어로졸 양을 증가시킨다.



- 원자로냉각재계통 표면에서의 재증발(Reevaporation)

침적 또는 응축된 핵분열생성물 화합물은 붕괴열(Decay Heat) 등으로 인해 계통 표면에서의 증기압이 핵분열생성물 기체의 분압보다 높아지는 경우에 발생할 수 있다. 또한 공기의 유입으로 인한 산화/환원조건의 변화 등의 냉각재계통 조성의 변화로 인해 침적된 핵종과 화학반응으로 발생할 수도 있다.

- 재유입(Reentrainment)

격납건물 내 수조에 용해되거나 벽면에 침적된 핵분열생성물은 수소폭발 또는 증기폭발에 의해 형성된 강력한 기체난류가 수조를 통과할 때 수조 표면에서 발생하는 액적과 함께 대기로 재유입될 수 있다.

(2) 실험 프로그램 현황

재부유 현상에 대한 코드 검증을 위한 개별효과시험으로서 ARTIST 프로그램(Guntay 등, 2004)과 PSAERO(Raunio, 2008)이 수행되었다. 또한 에어로졸의 침적과 재부유를 확인하기 위해 STORM 프로그램(de Los Reyes 등, 1999)이 수행되었다. 이 실험은 에어로졸 침적과 재부유에 대해 ISP40으로 검증되었다. 이러한 실험들은 에어로졸 재부유의 개별효과를 확인하기 위해 수행되었다.

(3) 전산코드 모델링 현황

에어로졸 재부유 모델링은 접착력과 제거력에 기초한다. 반데르발스(van der Waals) 힘, 정전기력 및 화학적 결합력은 건조 상태의 에어로졸에 대해 고려하여야 할 중요한 접착력이며, 이러한 힘은 에어로졸의 형상 및 표면 거칠기에 민감하게 작용한다. 에어로졸이 물에 침적된다면, 습윤 상태의 에어로졸에 대해 중요한 접착력으로는 표면장력을 고려해야 한다. 한편, 표면에 수직방향인 양력(Lift Force)과 수평방향인 항력(Drag Force)은 모델링 시 중요한 제거력으로 고려하여야 한다. 침적된 에어로졸은 표면에서 에어로졸이 동요함에 따른 파열현상에 의해 층층이 제거되어 구르면서 이동한다. 이러한 모델은 ASTEC/SOPHAEROS, ECART, ARROS, COCOSYS 및 SOPHAEROS에 적용되었으며, 가용한 실험데이터(Haste 등, 2009, Allelein 등, 2009)에 의해 검증되었다. 그러나 최근 ASTEC 등을 활용한 분석을 통해 후쿠시마 제1발전소에서 확인된 재부유/재기화 현상에 대해서는 예측을 하지 못하는 것이 확인되었으며, 이를 개선하기 위한 실험적 연구 및 해석 모델 개발이 현재 진행 중이다.

#### (4) 지식수준 및 중요도

기존의 재부유 관련 실험을 통해 밝혀진 물리적 현상은 다음과 같다(Haste 외, 2009, Allelein 외, 2009).

- 에어로졸 크기와 물질은 접착력의 주요 변수임
- 에어로졸은 두꺼운 침적층으로부터 뭉쳐진 형태로 재부유함
- 단일 입자의 접착력 분포는 근사적으로 로그 정규분포를 따름
- 재부유율은 유동가속증가에 의해 단기간 증가하나, 장기관점에서는 상당량 감소함

이러한 물리적 현상은 재부유 모델링의 기반을 제공하였으나, 여전히 복잡한 재부유 현상을 이해하기 위해서는 확인되어야 할 사항이 많이 남아있다. 재부유에 대한 국제적인 지식수준이 중간(Middle)이라면 이에 비해 국내 지식수준은 상대적으로 매우 낮다고 할 수 있다.

재부유는 1차계통 및 격납건물에서 에어로졸 흡착을 감소시킨다. 따라서 재부유는 1차계통에서 격납건물로의 에어로졸 생성원으로 작용하고 격납건물 구조물과 폴로부터 격납건물 대기로의 에어로졸 생성원으로 작용한다. 재부유 물리적 현상은 몇몇 개별효과시험에 의해 연구되어 왔으나, 중대사고 시나리오에 따른 종합효과시험은 여전히 부족하다. 중대사고시 핵분열생성물의 전체 방출량 중 재부유/재기화 등에 의한 지연 방출의 비중이 무시할 수 없는 수준임이 최근에 확인되면서 이러한 현상에 대한 중요도가 더욱더 높아졌다. 또한 격납건물 여과배기와 같은 에어로졸 제거시스템의 재부유 현상은 장기적인 관점에서 중요하다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해서는 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 종합효과시험이 필요하다. 또한 현재의 재부유 모델을 개선하기 위해 기존 코드의 추가적인 검증이 필요하다. 이 현상에 대한 국제적인 관심도가 높아지면서, 재부유 및 재기화 현상에 의해 방출되는 핵분열생성물을 지연방사선원항(Delayed Source Term)으로 정의하고, 해당 현상에 대한 이해를 높이기 위한 실험적 연구와 이를 바탕으로 해석 모델을 개발하기 위한 국제공동연구인 ESTER(Experiments on Source Term for Delayed Release) 프로젝트가 2020년부터 OECD/NEA 산하로 진행되고 있다.

## 2.2. 휘발성 핵종의 거동

### 가. 화학적 거동

## (1) 현상 설명

지난 20년간 원자력발전소 중대사고 중 RCS 및 격납건물의 아이오딘 거동 분야에서 국제적인 실험 프로그램이 수행되었다. 그 목적은 개입된 물리화학적 프로세스를 보다 잘 이해하고 방사선원향(즉, 방사성물질 환경 방출)을 추정하는 데 사용하는 ASTEC 등 중대사고 코드의 관련 모델을 개발하기 위한 것이었다. RCS 및 격납건물에서의 아이오딘 거동 모델링에 있어서 상당한 발전이 이루어졌다.

### - 원자로냉각재계통 내 현상

RCS에 대해서는 I-O-H 시스템의 반응속도론, 핵분열생성물(Cs, Mo) 및 붕소(B)의 아이오딘 이송에 관한 영향이 조사되었다. 제어봉 물질(Ag-In-Cd 합금 및 B<sub>4</sub>C)의 잠재적인 영향에 대하여는 IRSN 등에서 연구가 진행 중이다. 격납건물의 경우 방사선조사 환경에서 아이오딘의 에폭시 페인트와의 상호작용, 산화아이오딘(IO<sub>x</sub>) 생성 및 방사성 분해, 아이오딘과 철 금속과의 상호작용 및 에어로졸에 대한 아이오딘 흡착 등 많은 관련 연구를 수행하였다. ASTEC 중대사고 코드(GRS와 IRSN이 공동 개발)에서 각각의 현상을 모델화하기 위한 데이터의 해석에도 상당한 노력이 있었다.

PHEBUS-FP 테스트에서 상당량의 기체상 아이오딘이 핵연료 다발의 손상 중에 원자로냉각재계통으로부터 격납건물로 진입한다는 예상치 못한 결과가 나왔다. FPT0, FPT1 및 FPT2에서 이 기체상의 분율은 i.b.i(초기 재고량, Initial Bundle Inventory)의 몇 %에 불과하지만 FPT3의 경우 최대 30%에 달한다. 이러한 결과를 이해하기 위해 RCS를 통한 아이오딘 이동을 조사하는 것이 목적인 ISTP-CHIP 프로그램이 동원되었다. 전반적이면서도 보다 분석적인 실험을 수행하여 아이오딘 화학종 분화(기체성 또는 입자 형태)에 대한 가장 관련성이 큰 원소들을 연구하였다. 이 실험을 통해 기본 반응에 대한 열역학 특성 및 반응속도상수를 계산할 수 있는 이론적 화학반응방법론도 동원되었다. “아이오딘 계통”에 대해서는 순수 증기 대기 또는 수소 대기의 다양한 실험 조건에 대하여 반응속도론적 도식(Kinetic Reaction Scheme)을 개발, 검증하였다. 1000 K 미만의 온도인 경우, 산화 조건에서는 시스템이 화학적 평형 상태에 있다고 간주할 수 없는 반면, 환원 조건에서는 더 낮은 온도에서조차도 반응속도가 더 빠르고 평형 상태에 매우 근접한 것처럼 보인다. 세슘의 존재 상태에서(그리고 다른 원소는 없는 상태에서) CsI는 매우 빠르게 생성되며 그 이유는  $\text{CsOH} + \text{HI} \leftrightarrow \text{CsI} + \text{H}_2\text{O}$  반응에 아무런 장애 요인이 없기 때문이다. I(아이오딘)에 대하여 과량의 Cs가 존재하므로 CsI는 기체성 아이오딘의 존재 없이 생성된다.

Mo(몰리브덴)를 Cs-I 계통에 추가하는 경우 반응도는 완전히 변하는데, 그 이유 중 하나는 Mo가 Cs와 높은 화학적 친화력을 가지기 때문이다. 또한 일부 Cesium

Molybdates(몰리브덴산염 세슘)와  $Cs_xMoO_y$  화합물을 생성하기 때문이다.  $Cs_2MoO_4$ 는 가장 안정한 형태의 몰리브덴산염(Molybdates)이다. 증기 대기의 경우 최대 80%의 아이오딘은 출구 온도가 150℃인 열구배관(Thermal Gradient Tube)을 통해서 운반되며 이 때 그중 극히 일부는 에어로졸 형태를 취한다. 기체성 아이오딘 유체는 주로 분자 형태의 아이오딘( $I_2$ )으로 구성되며 아이오딘의 남은 비율은 HI 또는 HOI에 기인한 것이라고 보는 것이 합리적이다. Mo 에어로졸 형태는  $Cs_xMoO_y$  및  $MoO_3$ 이다. 수소 분위기에서는  $Cs_xMoO_y$ 가 생성될 수 없으며 아이오딘 분화라는 측면에서 얻는 결과는 Mo가 존재하지 않는 경우와 유사하며 달리 말해 CsI 에어로졸의 생성이 지배적이다.

붕소를 Cs-I 계통에 추가하는 경우, 증기의 존재 상태에서 기체성 아이오딘은 활성화되지만,  $CsBO_2$ 의 생성 때문에 그 정도는 Mo 경우보다는 적다. 제어봉 물질의 경우, Ag 및 Cd는 아이오딘과 반응을 하고 RCS를 통한 기체성 아이오딘의 생성을 억제하는 것으로 보고되었다. Cd-Cs-I-Mo- $H_2O$  계통에 대한 실험의 결과에 따르면 생성된  $CdI_2$ 의 양이 예상보다 적었다.

정성적인 관점에서 아이오딘 분화에 대한 원소의 영향을 표 C.3에 요약하였다.

표 C.3 RCS 저온관 파단시 아이오딘 분화에 대한 원소의 영향

계통	산화 기체성 조건	환원 기체성 조건
아이오딘	평형 상태 아님	평형 상태 경향
아이오딘 + 세슘	평형 상태 경향, CsI 생성	
아이오딘 + 세슘 + 붕소	BCsO <sub>2</sub> 생성에 대한 평형 상태 아님	
	CsI + I <sub>2</sub> 생성	CsI 생성
아이오딘 + 세슘 + Mo	Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub> 생성에 대한 평형 상태 경향	
	I <sub>2</sub> + HI 생성	CsI 생성
아이오딘 + 세슘 + Mo + Cd	CdI <sub>2</sub> 평형 상태 아님, 추가 테스트로 확인 예정	

모델링이란 관점에서 이들 데이터를 통해 우리는 ASTEC에 반응속도론적(Kinetic)인 I-O-H 도식을 적용할 수 있었으며, 아울러 열역학적 데이터베이스를 완성 및 검토할 수 있었다(예를 들어  $CdMoO_4$ 는 실험상으로는 관찰되었음에도 불구하고 데이터베이스에서는 누락되었다).

또 다른 관점은 RCS 벽에 쌓여있는 일부 금속성 아이오딘화물의 재이동에 따른 기체성 아이오딘의 방출 가능성으로서, 이것은 격납건물 내부에서 기체성 지연 방출로 이어질 수 있다.

#### - 격납건물 내 현상

원자력발전소의 중대사고 시에는 조사된 핵연료의 온도가 상승함에 따라서 상당량의 아이오딘이 핵연료에서 방출된다. 방출된 분자 아이오딘은 Spray 등에 의하여 효율적으로 제거되지만, 분자 아이오딘 주위에 존재하는 유기물질과 방사선량, 냉각수의 pH 등에 따라서 유기 아이오딘(Organic Iodine)이 생성된다. 격납건물 대기 중에 존재하는 휘발성 아이오딘은 주로 두 가지 경로를 통해 발생하는데, 하나는 노심 및 RCS로부터의 방출이며, 다른 하나는 격납건물 내 집수조로부터의 방출이다.

즉 아이오딘이 RCS로부터 격납건물 내부로 방출된 후, 수용액 상태에서는 이온 형태인  $I^-$ 로 수조에 용해되거나 젖은 표면에 Plateout 될 것으로 예상된다. 그 후에는 시간과 수용액 pH에 따라서 거동이 달라지는데, 여러 핵분열생성물이 용해되어 있으면 방사분해가 일어나서 수조의 pH를 낮추는데, 이때 별도의 pH 조절이 없으면 용해된 아이오딘 대부분이 아이오딘 분자(Elemental Iodine)로 바뀌어 격납건물 대기로 이동하게 된다. 또한 아이오딘 분자가 페인트 등으로부터 생성된 저분자량 유기물 라디칼과 반응함으로써 유기 아이오딘이 서서히 생성되어 휘발될 것이다. 수조의 pH가 7 이상으로 조절될 경우, 용해된 아이오딘의 극히 일부(1% 미만)만이 아이오딘 분자나 휘발성 유기 아이오딘으로 바뀔 것이다. PHEBUS 실험에서는 아이오딘 이온이 은과 반응하여  $AgI$ 와 같은 불용성 침전물을 형성함으로써 수조 내에 갇혀 있는 현상도 관찰되었다. 비활성기체와 아이오딘, 루테튬 외 모든 핵분열생성물은 입자 형태를 띠고 있을 것으로 예상된다.

침적된 분자 아이오딘과 이온 아이오딘이 페인트와의 반응, 그리고 격납건물 내부에 설치된 계측 설비의 케이블 등을 구성하는 유기물 등과의 반응에 의해서 기체상 유기 아이오딘이 형성되거나 기체상에서 방사선에 의해 유기 아이오딘의 분해도 일어난다. 유기 아이오딘의 형성은 유기물질의 방사선분해에 의해 시작되나, 유기 아이오딘 형성 메커니즘은 아직까지 완벽하게 규명되지 않았다. 현재까지 보고된 자료에 의하면 수용액상에서 유기 아이오딘의 형성은 화학 조성에 따라 영향을 크게 받으나 기본적으로 아이오딘 분자가 생성되는 pH 7 이하 조건을 만족해야 한다.  $I^-$ ,  $I_2$  그리고  $IO_3^-$  등 아이오딘 화학종들 사이의 상호변환을 일으키는 다양한 산화환원반응은, 물의 방사분해생성물, 방사선량, 용액 pH, 온도, 불순물 등의 존재에 의존하는 아이오딘 화학종들의 산화 혹은 환원의 함수이다.

후쿠시마 사고의 경우를 보면, 공기 중 방사선량의 대부분은 Cs, I, 그리고 Te 화학종들에 의한 것으로, 주로 격납건물에서 주어진 온도에서의 화학적 휘발도와 환원전위에 의한 것으로 여겨진다.

PHEBUS-FP 시험결과는 많은 기체상의 아이오딘이 핵연료의 손상 동안 RCS로부터

격납건물로 들어간다는 것을 제시하였다. 격납건물에서 에폭시 페인트로 인한 아이오딘 흡착과 방사분해와의 평형이 아이오딘 휘발도에 영향을 끼치는 주 현상으로 간주되어져 왔다.  $\text{NO}_2$ ,  $\text{O}_3$ , 혹은  $\text{HNO}_3$ 와 같은 기체상 방사분해생성물이 아이오딘을 표면 침적물인  $\text{IO}_x$ 입자들로 산화시킬 수 있고 이러한 아이오딘 산화물은 물속에 녹아 비활성 아이오딘 산염(Iodate,  $\text{IO}_3^-$ ) 이온을 형성할 수 있다. OECD-STEM과제 실험결과로부터 격납건물내 마른 표면에 축적된 이  $\text{IO}_x$ 는 방사선 조사 조건에서 부분적으로 휘발성 아이오딘으로 분해됨을 알 수 있었다. 감마선 하에서 방사 분해반응은 휘발성 유기물과  $\text{I}_2$ 와의 반응으로  $\text{I}_2$ 를  $\text{CH}_3\text{I}$ 로 변환시키며, 이  $\text{CH}_3\text{I}$ 는 오랜 기간 휘발성 유기 아이오딘의 주된 화학종으로 여겨지고 있다. 다성분 아이오딘 에어로졸들의 방사분해는 장기적인 관점에서 무기 아이오딘(Inorganic Iodine)의 주 원인일 수 있다.  $\text{B}_4\text{C}$  제어봉의 손상에 의해 많은 양으로 발생하는 CO에 의한  $\text{IO}_x$ 의 분해 또한 기체상태의 아이오딘의 양에 영향을 끼치는 것으로 추측되고 있다. 일정 정도의 아이오딘은 산화된 형태로 철 표면에 흡착된다( $\text{FeI}_2\text{O}$ ). 그러나 흡착과 탈착을 통한 I-철 상호작용은 아이오딘 휘발도를 크게 변화시키지 않는다. 아이오딘 흡착 전에 에폭시 페인트를 전조사하면  $\text{I}_2$  흡착 속도가 10배까지도 감소되는 경우도 있다.

몇몇 원소들인 경우, 높은 산화상태에 의해 휘발성이 증가하고 그들의 방사분해는 장기  $\text{I}_2$  휘발도에 크게 관여한다.

## (2) 실험 프로그램 현황

RCS에 대한 ISTP/CHIP Program을 통하여 다음 내용을 확인하였다.

- RCS 파단 시 직접적인 기체성 아이오딘의 방출을 배제할 수 없음
- Mo와 대기유입이 강한 영향을 미침
- 기체상 아이오딘 반응성에 대한 반응속도론적인 제한

한편 과거 AECL의 RTF, IRSN의 ISTP/EPICUR S1 실험 등을 통해 격납건물 집수조 내에서의 휘발성 무기 및 유기 아이오딘의 생성에 대한 연구가 수행되었다.

또한 ISTP/EPICUR, PARIS(2006-2010), OECD/NEA STEM(2011-2015, 프랑스 IRSN 운영), ESTER (Experiments on Source Term for Delayed Release, 2020-2024)을 통하여 격납건물 내에서 기체상태의 분자 아이오딘과 페인트 및 케이블 등과의 상호작용 및 방사

선 하에서의 유기 아이오딘 형성과 관련된 실험 위주의 국제공동연구과제가 지속되고 있다(화학적 모델 개발).

- STEM의 중점연구 분야
  - 장기간 방사선조사 환경에서 아이오딘의 거동(에어로졸의 안정성, 격납건물 내 아이오딘과 경년열화된 페인트 반응에 따른 휘발 특성 등)
  - 루테튬의 원자로 냉각재로 이동 시 화학적 거동 특성
- OECD/NEA BIP1 & BIP2(2008-2014, 캐나다 CNL), BIP3(2015-2017), OECD/NEA STEM2(2016-2019, IO<sub>x</sub> 분해, 다중 에어로졸의 안정성, CO의 영향 등에 대한 연구 포함하며 아이오딘과 루테튬 거동 각각 12건의 실험 수행)
  - 기체상의 아이오딘 흡착과 유기 아이오딘 형성에 있어서 경년열화된 페인트의 효과
- OECD-THAI, OECD BSAF Phase 2(2015) Post 2011 OECD/NEA Safety Research Projects 중 Containment Issues와 관련된 것은 HYMERS(Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety), THAI2, BIP-2와 STEM이 있음.

현재 진행되고 있는 실험은 ESTER(Experiments on Source Term for Delayed Release) 국제공동연구 산하로 주로 수행되고 있으며 주요 내용은 다음과 같다.

- RCS 침전물의 재취발
- 아이오딘 관련 실험
  - 세슘 아이오다이드와 메탄 간 상호 작용
  - IO<sub>x</sub>와 메탄간 상호 작용
  - 분자형 아이오딘 기체와 메탄 간 상호 작용
  - 분자형 아이오딘과 격납건물 내부 전선 케이블 간 상호작용

### (3) 전산코드 모델링 현황

RCS의 경우 PHEBUS-FP 테스트 및 ISTP CHIP 테스트에 따라 아이오딘 이동에 대한 화학적 이해도가 개선되었다. RCS의 아이오딘 현상학은 20년 전 단순한 “CsI” 가정을 이용하여 예상하였던 것보다는 훨씬 더 복잡해 보인다. 중대사고 중에 경험할 수 있는 다양한 상태를 고려하기 위해서는 체계적인 모델링이 필요하다.

최초의 개선은 “아이오딘 계통”의 반응속도론을 고려하고 ASTEC의 데이터베이스 확장/개량을 통하여 이루어졌다. 구조 물질 및 기타 핵분열 생성물의 영향을 다루기 위해서는 일부 보완적인 모델의 개발이 요구되었다. FP 침전물의 재이동 가능성 역시 RCS 표

면에서의 화학적 성분치환을 고려하여 모델화가 요구되었다.

한편 격납건물 내 아이오딘의 화학적 거동 해석 코드의 개발 방향은 크게 상세 분석 방법론(Mechanistic Approach)과 준 상세 분석 방법론(Semi-Mechanistic Approach)으로 나뉜다. 상세 분석 방법론은 아이오딘과 관련된 대부분의 화학반응을 자세하게 모델링한 반응식에 대한 수치 해석해를 계산하는 방식으로 INSPECT, LIRIC, KICHE 등의 전산 코드에 구현되어 있다.

이에 반해 준 상세 분석 방법론은 상세 분석 방법론에서 다루는 화학 반응식 및 화학종 중 일부를 단순화하여 수치 해석해를 계산하는 방법이다. 그러므로 상세 분석 방법론에 비해 상대적으로 빠른 계산 시간을 보여주는 장점이 있어 중대사고 종합 해석 코드와 연계한 계산에 많이 사용된다. 이러한 방법론을 바탕으로 개발된 전산 코드는 ASTEC 코드내 IODE 모듈, IMOD, IMPAIR 코드 등이 있다. 최근에 IODE 코드에 다음과 같은 5개의 현상들이 경신되거나 추가되는 등 진전이 있었다.

- 방사선조사 하에서 페인트와 아이오딘( $I_2$ 와  $CH_3I$ ) 상호작용에 관한 새로운 모델이 마련됨
- 아이오딘 산화물 에어로졸들 형성과 방사분해에 관한 모델 개발
- 휘발성 유기화합물들에 의한  $I_2$ 의  $CH_3I$ 로의 기체상 변환에 관한 예비 모델 도출
- $I_2$ 와 철과의 상호작용에 관한 모델 수정
- 에어로졸에  $I_2$ 의 흡착에 관한 모델 개발

격납건물 내에서 EPICUR ISTP&STEM 국제공동연구를 통하여 다음 영향이 IODE에 반영되어오고 있다.

- 수조로부터 분자성 아이오딘의 방출
- 분자성 아이오딘 및 유기 아이오딘의 페인트 표면을 통한 방출
- 방사선 영향에 의한  $IO_x$  안정성

최근 한국원자력안전기술원에서는 아이오딘과 관련된 규제검증계산을 목적으로 AnCheBi (Analysis on Chemical Behavior of Iodine Species in the Containment during a Severe Accident) 코드를 KICHE 코드를 단순화하는 방식으로 한 준 상세 분석 방법론을 기반으로 개발하였다. 이 코드에는 EPICUR ISTP, 및 STEM 국제공동연구 등을 통해 확인된 상기의 현상들이 반영되어 있다. 특히 방사선 영향에 의한  $IO_x$  안정성은 DIOR (Dual-Iodine Oxide Reactants) 모델로 개발하여 AnCheBi에 구현되어 있다.



#### (4) 지식수준 및 중요도

사고영향평가를 위한 선량 계산 시 핵분열생성물이 인체에 미치는 영향이 물리/화학적 형태에 따라 크게 달라질 수 있다는 사실 때문에, 핵분열생성물의 화학적 거동에 대한 이해는 최적 분석 방법론을 기반으로 방사선원향을 산정하기 위해서 매우 중요하다. 특히 우리나라의 경우 중대사고가 법제화되면서 사고영향평가가 규제의 영역에 들어오고, 특히 방사선원향이 주요 안전 목표 중 하나로서 제시되었기 때문에 중요도는 더욱더 높다고 볼 수 있다.

현상에 대한 지식 수준은 국제적으로는 과거 실험결과를 통해 메커니즘과 반응속도에 대한 규명이 많이 이루어져서 모델에 반영되고 있다. 그러나 RCS 내 화학반응 모델링,  $\text{IO}_x$ 의 격납건물 표면 및 공기중에서의 방사분해, CO와의 반응, Homogeneous Reaction에 의한 유기 아이오딘 생성, 페인트의 경년열화가 아이오딘 휘발에 미치는 영향 등은 연구 중이거나 수행할 예정이다.

격납건물 내 아이오딘의 거동과 관련하여, 과거 1960년대에는 아이오딘 재고량의 약 25%가 사고 즉시 방출된다고 가정하였으나, 1990년대에는 방출단계별로 구분되어 아이오딘의 약 75%가 방출된다고 설정하여 해석하고 있다. 특히, 대기/수조/벽면에서 휘발성 아이오딘 기체( $\text{I}_2$ ,  $\text{CH}_3/\text{Alkyl-I}$ )의 생성/소멸 메커니즘이 유럽을 중심으로 연구되어왔다. 국내에서의 연구는 IRSN의 PHEBUS 국제공동과제(1988-2010)에 한국원자력연구원(KAERI)이 참여한 이래 OECD/NEA의 ISP 46(PHEBUS FPT1, 2001) 연습, OECD BIP(2007-2019)와 STEM(2011- 2019) 과제에 원자력안전기술원(KINS)과 KAERI가 참여하였고, IRSN의 ISTP 과제(2005-2011)에 KINS, KAERI, 한수원 CRI, KEPSCO-ENC가 공동으로 참여하였다. KINS는 구 AECL의 IMOD 모델을 기반으로 ISTP와 BIP 실험자료를 활용하여 RAIM 코드와 MELCOR-RAIM 등을 개발한 바 있다. 최근 KINS에서는 위에 기술한 AnCheBi 코드 개발 및 국제공동연구 실험 결과의 검증 등의 해석적 연구를 주로 수행하고 있다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

그동안 페인트가 휘발성  $\text{CH}_3\text{I}$ 의 주 원인으로 여겨졌었으나 PHEBUS 실험 결과 페인트가 존재하지 않는 경우에도 다량의 휘발성  $\text{CH}_3\text{I}$ 가 관측되었는데, 이는 전력케이블 내 유기물질과 아이오딘 간의 반응으로 예상되어 관련 검증 실험이 ESTER (Experiments on Source Term for Delayed Release) 국제공동연구에 의해 수행될 예정이다. 이전의 결과와 달리 아이오딘의 휘발성은 온도에 의해서 큰 영향을 받지 않는 것으로 알려졌다. 아래 제시된 주제에 대한 연구가 요구된다.

- 누설된 아이오딘을 용액 내에 존재하도록 냉각수 화학 조건 유지

- 대기 중으로 확산된 아이오딘 포집 고정화
- 격납건물 외부로 확산되는 아이오딘 방출량 예측
- RCS 내 아이오딘의 이동에 미치는 제어봉 물질의 영향에 대한 확실한 이해 및 모델링이 필요하며(CHIP으로부터 Ag, In 및 Cd의 영향에 대한 추가 데이터 예상) IRSN 프로젝트가 예상되고 있음
- RCS를 따라 쌓여있는 금속성 아이오딘 화합물의 재증발(또는 재기화, Revaporization) 가능성에 대한 개선된 모델의 개발
- 물속에 잠긴 페인트와의 표면반응에 의해 생성된 유기 아이오딘의 생성에 관한 모델 확인
- 전형적인 다성분 에어로졸 존재 하에서의 아이오딘 흡착 반응속도와 방사선 안정성
- B<sub>4</sub>C 제어봉의 열화에 의해 발생하는 CO에 의한 IO<sub>x</sub>의 분해
- 페인트 경년열화가 아이오딘 휘발도에 끼치는 영향
- 방사선원항 모델링 개선
- 방사선원항 평가에 있어서 불확실성을 확인하고 해결할 수 있는 분석 방법

## 나. 흡착

### (1) 현상 설명

아이오딘분자(I<sub>2</sub>)는 페인트나 철 표면 또는 에어로졸에 흡착(Adsorption)되어 유기 아이오딘이나 다른 화합물을 생성한다. 최근까지도 I<sub>2</sub>와 철 금속과의 상호작용 모델은 물리적 흡착 및 탈착 반응을 이용하여 매우 간단하게 다루어 왔으나 일부 아이오딘은 산화된 형태에서 아래와 같은 반응을 통해 철에 포집된다는 것이 드러나고 있다.



철 표면과 아이오딘의 상호작용에 대한 반응속도 모델은 최근 ASTEC에서 개선되었다. 그러나 페인트 표면이 철보다 아이오딘 휘발성에 더 중요한 역할을 수행하기 때문에 이것이 PHEBUS 실험에서의 아이오딘 휘발성에 대한 기존 해석과 이해 수준에 변화를 가져오지는 않는다.

최근 은과 산화주석 에어로졸을 이용한 THAI 실험은 현탁액에서 I<sub>2</sub>가 산화주석보다 은에 더 빨리 흡착된다는 것을 보여주었다. 에어로졸에 대한 I<sub>2</sub> 흡착이 페인트에 대한 아

이오딘 흡착이나  $IO_x$  생성과 같은 다른 기체 반응과 경쟁하는 경우, 중대사고 기간 중 짧은 시간동안에 에어로졸이 침강되어  $I_2$  휘발성 저하에 기여할 수도 있다. 이 반응이 아이오딘 휘발성(특히 단기간에 걸친)에 얼마나 중요한지에 대한 최초 평가에서는 에어로졸에 대한 아이오딘 흡착이 아이오딘 방사선원항에 큰 영향이 없다는 것이 확인되었다.

한편 페인트는 방사선 조사, 고온 및 높은 습도에서의 열화현상뿐만 아니라 정상운전 중 열화현상으로 인해 아이오딘 흡착 또는 방출 반응속도론에 영향을 줄 수 있으며, 아이오딘 휘발성을 변경시킬 수 있다. 아이오딘을 흡착하기 이전에 에폭시 페인트를 사전에 방사선 조사하는 경우,  $I_2$  흡착 반응속도가 1/10 정도 감소한다는 것과  $CH_3I$  방출 반응에 있어서 속도론적으로 유리하다는 것이 확인되었다.

또한 OECD-STEM 프로젝트 결과는 건조한 표면에 쌓인  $IO_x$ 가 방사선조사 환경에서 부분적으로 분해된다는 것을 보여주고 있다.

## (2) 실험 프로그램 현황

다성분 에어로졸에 대한 아이오딘 흡착 반응속도에 대해서는 실험상의 제약으로 인해 연구가 지금까지 진행되지 못하여 불확실성이 남아있다. 중대사고 발생 시 페인트가 흡수한 누적 선량은 1에서 10 MGy에 이를 것으로 예상되므로 페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원항에 미치는 영향을 평가하기 위한 연구가 OECD STEM2-BIP3 프로그램에서 수행되었다. 격납건물의 건조한 표면에 쌓인 후  $IO_x$ 의 방사성 안정성에 대하여 보다 완전한 이해가 요구되며, 이 내용은 OECD STEM2 프로젝트에서 수행되었다. 최근 격납건물 내 전력 케이블과 흡착된 아이오딘 간의 반응을 통해 발생하는 유기 아이오딘의 중요성이 부각되면서 이에 대한 실험이 ESTER(Experiments on Source Term for Delayed Release) 국제공동연구에서 수행될 예정이다.

## (3) 전산코드 모델링 현황

방사선조사 환경에서 아이오딘( $I_2$  및  $CH_3I$ )의 페인트와 흡착 및 상호작용에 대한 새로운 모델이 마련되었다. 또한 철 표면과 아이오딘의 상호작용에 대한 반응속도 모델은 최근 ASTEC에서 개선되었고, 에어로졸에 대한  $I_2$  흡착 모델이 IODE 및 AnCheBi에 포함되었다. ESTER 국제공동연구 결과를 바탕으로 전력 케이블 내 유기물과 아이오딘 간 반응에 대한 모델링이 수행될 예정이다.

## (4) 지식수준 및 중요도

프랑스 IRSN은 실험과 모델링 연구를 통해 아이오딘의 흡착과 그 이후의 반응에 관

해 최신 연구를 수행하고 있다. 그중에서도  $IO_x$ 의 방사분해는 모델링에 영향을 비교적 크게 줄 수 있는 부분으로 판단된다. 국내적으로는 아이오딘 기체나 산화물 에어로졸의 흡착에 대한 실험적 연구는 없는 것으로 파악되며, 모델링 연구는 진행 중이다. 모델링 연구는 주로 국제공동연구의 참여를 통해 수행되고 있다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원항에 미치는 영향, 다성분 에어로졸에 대한 아이오딘 흡착 반응속도, 그리고 흡착된 아이오딘과 전력케이블 내 유기물질 간의 반응에 대한 향후 연구가 요구된다.

### 다. 재휘발

#### (1) 현상 설명

PHEBUS 실험을 통해 아이오딘 에어로졸( $IO_x$  및 다성분 에어로졸)은 방사선 조사환경에서 부분적으로 불안정할 수 있으며 기체성  $I_2$  재휘발에 기여할 수 있다. 또한 OECD-STEM/START 실험을 통하여 루테튬 핵종의 재휘발(Revolatilization) 현상에 대한 실험도 수행되었으며, 수증기의 양이 증가할수록 루테튬의 휘발도는 낮아지고, 건조 공기 상태에서 배관에 침착된 루테튬은 재휘발로 인하여 기체상 또는 에어로졸 형태로 기화하며, 배관 출구온도가 증가하여도 기화되는 루테튬 양에는 영향을 미치지 않는 것으로 나타났다. 기체상의 루테튬은 주로 배관내 침착된 루테튬의 재휘발에 기인하는 것으로 판단됨에 따라 침착된  $RuO_2$  입자의 재휘발성은 루테튬 산화물 기체 거동평가에서 반드시 고려되어야 할 사항이며, RCS 표면이 중대사고 후반기(Delayed In-containment Source Term)에서 루테튬 핵종 기화의 잠재적 원천으로 작용한다.

#### (2) 실험 프로그램 현황

PHEBUS, OECD/NEA STEM/START 실험을 통하여 아이오딘과 루테튬의 재휘발에 대한 연구가 수행되었다. 이러한 루테튬 핵종의 재휘발에 대한 현상은 IRSN 이외에 핀란드 VTT 실험에서도 유사한 결과가 도출되었다.

#### (3) 전산코드 모델링 현황

과거 실험결과가 ASTEC 코드의 모델에 반영되고 있다.

#### (4) 지식수준 및 중요도

국외에서는 실험 및 모델링 분야의 많은 연구결과가 이루어졌으나, 국내에서는 이에 대한 연구가 미미한 수준이며 특히 루테튬 재휘발에 대한 연구결과는 전무한 실정이다.

#### (5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

아래 제시된 항목에 대한 향후 연구가 요구된다.

- 후쿠시마 원전사고 시 루테튬의 방출량
- 루테튬 재휘발과 관련되는 RCS 표면 시료에서 온도 및 기체 조성에 대한 루테튬 핵종의 거동
- 재휘발된 루테튬의 분율
- 루테튬 외의 다른 핵종이 침착되었을 때의 영향
- 침착된 물질의 산화상태에 대한 표면상태 분석

### 3. 완화설비 및 전략

#### 3.1. 살수계통

##### (1) 현상 설명

일반적으로 원전 사고 발생시 사고기간 중 격납건물의 압력을 설계기준치 이내로 유지하기 위하여, 비상운전절차서에 의해 살수기와 격납건물 송풍냉각기를 사용하도록 되어 있다. 살수기를 이용한 격납건물 압력제어는 핵분열생성물의 누출을 최소화할 수 있고, 격납건물 손상압력에 대한 여유도를 확보할 수 있는 이점이 있다.

OPR1000의 경우 격납건물의 압력이 설정치를 넘어서게 되면 살수기가 자동으로 작동하게 되며, 초기에는 격납건물 외부의 재장전수 탱크(Refueling Water Tank; RWT)로부터 펌프에 의해서 물이 공급되고, 이후에는 격납건물 내 재순환 배수조(Sump)의 물을 살수하게 된다.

중대사고시 격납건물의 감압방법으로 여과배기 설비 외에 APR1400형 원전에는 비상 격납건물살수보조계통(ECSBS : Emergency Containment Spray Backup System)이 설치되어 있다. ECSBS 계통은 사고발생 24시간 후에 작동하여 약 48시간동안 격납건물 압력이 계수하중범주한계값(Factored Load Category)을 초과하지 않도록 충분한 열제거를 통해 제어불가능한 방사성 물질이 외부로 방출되는 것을 방지하기 위해 격납건물을 과압으로부터 보호하는 기능을 수행하도록 설계되어 있다. ECSBS는 부지내 외부수원(청수저장탱크, 탈염수저장탱크, 원자로보충수탱크, 원수탱크)으로부터 냉각수를 흡입하여 소방펌프

및 소방펌프차를 이용하여 ECSBS 전용 살수노즐을 통해 격납건물에 살수를 공급하게 된다. ECSBS는 디젤구동식 소방펌프 및 소방펌프차를 이용하여 소내 전원 및 비상교류전원과 독립적으로 운전이 가능하여 전원상실 시에도 냉각수 공급이 가능하다(한국전력기술(주), 2011).

스프레이가 작동하면 격납건물 내 증기가 응축되어 압력이 감소될 수 있다. 격납건물 살수는 아이오딘 분자와 입자성 아이오딘 CsI 등을 감소시키는 데 효과적이고, 회유 기체나 유기물 형태의 아이오딘을 제거하는 데는 비효율적이다.

## (2) 격납건물 내의 현상

살수기의 작동은 다음과 같은 측면에서 격납건물 내 현상에 영향을 미칠 수 있다.

첫 번째는 격납건물 압력을 증가시키는 요인인 증기를 응축시켜 직접적으로 격납건물 압력을 감소시킬 수 있다는 점이다. 만일 격납건물이 비활성 상태이고 상당량의 수소가 축적되어 있다면, 격납건물 살수는 격납건물 내 갑작스런 증기응축으로 증기분율을 감소시켜 수소분율을 증가시키게 되며, 수소 연소 및 폭발의 가능성을 증가시키게 된다. 따라서 중대사고관리지침서에서는 노심 손상 후 격납건물 살수 작동을 요구할 때 주의를 기울일 필요가 있다고 기술되어 있다.

두 번째는 원자로 공동에 냉각수를 주입하여 노심용융물과 콘크리트 상호작용(MCCI) 방지 및 완화효과를 기대할 수 있다는 점이다. 원자로용기 손상전 원자로 공동에 냉각수가 충분히 존재한다면 MCCI 현상을 상당히 완화시킬 수 있는 것으로 알려져 있다. 또한 MCCI 현상에 의한 핵분열생성물 방출에 상당한 억제 효과가 있을 것으로 판단된다. 다만, ECSBS 운전을 통한 외부 냉각수 주입이 지속적으로 진행될 경우, 격납건물 침수가 발생할 수 있으므로 중대사고관리지침서에서는 원자로 공동 냉각수 주입 종료 기준을 별도로 제시하고 있다.

## (3) RCS 내의 현상

일반적으로 격납건물 살수는 RCS 외부 공간에 방출되므로 RCS 내의 핵분열생성물 거동에 직접적인 영향을 미치지 않을 것으로 생각되었으나, 다음과 같은 관점에서 직간접적으로 RCS 내부의 핵분열생성물 거동에 영향을 미칠 수 있을 것으로 판단된다.

첫 번째로 살수 작동으로 인해 격납건물 내부 환경 변화는 물론 간접적으로 RCS 내부 핵분열생성물 거동에 영향을 미칠 수 있다. 즉, 살수로 인한 RCS 외부 냉각은 RCS 내

부 온도 및 압력을 감소시킬 수 있으며, 이에 따라 RCS 내부 핵분열생성물 생성 및 거동에 영향을 줄 수 있을 것으로 판단된다. 또한 살수가 진행되면 원자로용기 손상이 지연될 수 있는 등 중대사고 진행과정이 달라질 수 있으므로 RCS 내부의 핵분열생성물 생성 및 거동에 간접적인 영향을 미칠 수 있다. 살수로 인한 원자로 공동 침수와 이로 인한 원자로용기 외벽 냉각, 혹은 ECSBS 운전을 원자로용기 외벽 냉각 전략으로 활용 시 원자로용기 손상시간을 늦출 수 있으며, 원자로용기 손상 시에 방출되는 노심용융물에서 격납건물 대기로의 핵분열생성물 방출을 어느 정도 완화시킬 수 있을 것으로 판단된다.

두 번째 영향은 주입모드 이후 재순환운전에 의한 살수 및 RCS 주입의 영향이다. 국내 원전의 경우 격납건물 내부에 방출 혹은 살수된 냉각수는 재순환집수조(OPR1000), 혹은 IRWST(APR1400)에 집수된 후 정지냉각열교환기를 거쳐 RCS 내부로 재순환되거나 살수열교환기를 거쳐 냉각된 후 다시 격납건물 내부로 살수되도록 설계되어 있다. 격납건물 내부에 살수된 냉각수가 집수되어 재순환 운전을 하는 경우, 격납건물 대기 및 바닥에 존재하는 핵분열생성물이 냉각수에 포함되어 다시 RCS 내부로 주입될 것이며, 재순환 운전을 지속할수록 냉각수의 온도가 상승하여 RCS 내부 환경 자체가 변동될 수 있다. 따라서, 재순환 운전에 의한 RCS 내부 환경 변화는 열수력학적 측면의 변동을 유발하여 핵분열생성물의 생성 및 거동에 전체적으로 영향을 미칠 것으로 판단된다. RCS 내부로 재순환 운전을 하는 경우 격납건물 대기 및 바닥에 존재하는 핵분열생성물이 냉각수에 포함되어 RCS 내부로 주입될 것이며, 이로 인해 핵분열생성물의 생성량 및 거동에 영향을 미칠 수 있을 것으로 판단된다.

#### (4) 중요도

살수계통은 핵분열생성물의 격납건물 내 제거 관점에서 중요도는 High 로 평가되었다. 중대사고 발생시 살수에 의한 핵분열생성물 세정 효과와 격납건물 손상 방지 및 지연 효과 등 살수에 의한 핵분열생성물 거동 연구는 가장 기본적인 연구로 판단된다. 최근 ECSBS와 같이 외부수원을 사용할 경우 장기간 침수된 격납건물 내에서 영향등을 포함한 방사화화학적 분석도 필요성이 제기되고 있다.

격납건물 살수에 의한 냉각수의 재순환 운전에 의한 영향은 열수력측면에서의 RCS 내부 환경변화와 이에 따른 핵분열생성물 거동을 종합적으로 고려해야 하는 연구로 아직까지 이에 대한 연구가 수행되지 않은 분야 중 하나이다.

#### (5) SAMG 조치

중대사고관리지침서에서는 격납건물 압력이 미리 설정된 격납건물 압력 관련 중대

위험 변수값을 초과하는 순간부터 격납건물 상태제어 완화조치를 수행하도록 지시하고 있다. 격납건물 상태제어 조치에서는 격납건물 살수기, 격납건물 송풍냉각기를 기본적인 수단으로 고려하고 있으며, APR1400형 원전에서는 추가적으로 ECSBS 계통을 고려하고 있다. 즉, 살수측면에서 APR1400 이전의 노형은 살수기, APR1400원전은 살수기와 ECSBS가 사용되고 있다. 주살수기의 냉각수원은 일반적으로 RWST(Refueling Water Storage Tank)이며, ECSBS의 경우 부지 내 외부수원인 청수저장탱크, 탈염수저장탱크, 원자로보충수탱크, 원수탱크 등을 수원으로 한다. 주살수의 경우 보조건물의 살수펌프를 통해 살수가 공급되며, ECSBS의 경우 소방펌프 및 소방펌프차를 이용하여 ECSBS 전용 살수노즐을 통해 격납건물에 살수를 공급하게 된다. ECSBS는 디젤구동식 소방펌프 및 소방펌프차를 이용하기 때문에 소내 전원 및 비상교류전원과 독립적으로 운전이 가능해 전원상실 시에도 냉각수 공급이 가능하다.

다만, 중대사고관리지침서에는 살수를 통한 격납건물 상태 제어 시 부정적인 효과로 가연성 기체의 연소가능성에 증가를 기술하고 있다. 즉, 격납건물에 상당한 양의 수소가 축적되어 있지만 증기농도가 높아 수소연소가 억제되어 있는 상태에서, 살수기 혹은 ECSBS가 작동하여 증기농도를 감소시키면 수소연소에 의해 격납건물 건전성을 위협할 가능성이 크다는 것이다. 그러므로 이러한 부정적인 영향을 유의하도록 지시하고 있다 (한수원, 2013).

#### (6) 규제 측면(법제화)

수소연소 가능성 증가라는 부정적 요인은 있지만 살수의 경우 감압효과가 뛰어나다. 주살수는 EOP 운전에서부터 격납건물 압력 설정치에 의해 작동하고, APR1400에 설치되어 있는 ECSBS의 경우 중대사고 발생 24시간 이후부터 작동한다. 가동시간은 48시간이다.

### 3.2. 격납건물 우회사고 완화 전략

#### (1) SAMG 조치

격납건물 우회사고 발생 시 비상운전지침서에서부터 핵분열생성물 방출완화를 위한 조치가 시작되고 있지만, 중대사고로 진행 시 외부방출을 최소화하기 위한 핵분열생성물 방출제어 전략이 중대사고관리지침서에 수립되어 있다.



핵분열생성물 방출제어 전략은 우선적으로 방출경로를 확인하고 해당 방출경로를 차단하기 위한 조치를 수행한다.

ISLOCA에 의한 핵분열생성물의 보조건물로의 방출은 격납건물 관통부의 고장이나 장기적인 안전주입 또는 살수 운전 시 누설로 발생할 수 있다. 만일 방출이 안전주입이나 살수의 장기운전으로부터 발생했을 경우에는 안전주입이나 살수를 중단하는 방안을 고려해야 한다. 다만, 안전주입이나 살수는 RCS 냉각수 주입 또는 격납건물 살수의 유일한 수단이 될 수 있기 때문에, 기술지원실은 운전 중단에 따른 이점이 RCS 냉각수 주입이나 격납건물 살수를 더이상 수행하지 않을 경우의 부정적인 영향보다 큰지를 결정해야 한다. 이후 보조건물에 방출된 핵분열생성물을 여과기를 통해 보조건물로부터 방출시키기 위해 보조건물 배기계통 운전을 고려하게 된다.

보조건물 배기계통은 설계기준 사고인 냉각재 상실사고 동안에 보조건물로 방출되는 에어로졸을 포집하는 데 사용될 수 있는 여과계통을 갖추고 있다. 여과계통은 일반적으로 중간효율 전단여과기(MOD Filter), 고효율 입자여과기(HEPA Filter) 및 활성탄 여과기(Charcoal Filter)로 구성된다. 보조건물 여과계통의 제염계수는 약 100으로, 이 계통을 이용하면 보조건물로부터 대기로 방출되는 핵분열생성물의 양을 줄일 수 있다. 단, 이 여과계통은 비활성기체의 방출에 대해서는 효과가 없다. 보조건물로부터 환경으로의 핵분열생성물 방출을 평가하기 위한 분석 결과에 따르면, ISLOCA 시 여과계통을 통한 방출량은 여과계통을 통하지 않은 방출의 경우에 비해 절반밖에 되지 않았다. 제염계수가 100인 여과유로가 설치되어 있어도, 많은 핵분열생성물은 여과기를 우회하여 보조건물로부터 방출된다. 따라서 보조건물 여과계통이 핵분열생성물의 대기 방출을 감소시키지만 방출에 대한 여과 효율은 그렇게 크지 않다. 보조건물 배기 착수의 부정적인 영향은 핵분열생성물의 대기 방출을 가속화하거나 후속 복구 조치에 제약을 줄 수 있는 가능성을 가지고 있다는 것이다.

SGTR에 의한 핵분열생성물 방출제어는 우선적으로 증기발생기에서의 방출이 증기발생기 감압 전략 수행 중에 발생한 인위적인 것인지를 판단하고, 그렇다면 손상된 증기발생기가 수행하던 전략을 건전한 증기발생기가 수행토록 한 뒤 격리하는 조치를 한다. 만일 건전한 증기발생기가 없거나, 감압전략 수행 중 손상이 발생한 것이라면 감압전략 지속여부를 결정해야 한다. 감압 목적에 맞추어 해당 압력까지 감압을 수행하면서 손상 부위 상부까지 수위가 확보되도록 해야 한다. 손상된 증기발생기로부터의 핵분열생성물 방출은 손상된 튜브 위로 물을 공급함에 의해서 현저히 감소시킬 수 있다.

수위가 확보된 이후에는 핵분열생성물의 대기방출을 최소화하기 위하여 손상된 증기발생기의 격리조치를 수행한다. 다만 모든 손상된 증기발생기를 격리할 예정이라면, 복수

기 증기방출은 불가능하게 된다.

어떤 상태에서는 손상된 증기발생기로부터 복수기로의 증기방출은 핵분열생성물의 대기 방출을 감소시키는 효과적인 방법의 하나가 될 수 있다. 그러나 복수기 증기방출이 대기 방출을 항상 감소시키지는 않는다. 만일 손상된 증기발생기의 압력이 RCS 압력보다 높다면, 1차계통에서 2차계통으로의 누설은 없을 것이다. 이 경우 증기방출 및 손상된 증기발생기의 감압은 1차계통에서 2차계통으로의 누설 원인이 되고 대기로의 총 방출량을 증가시키게 된다. 또한, 복수기 증기방출이 수행될 경우, 터빈 건물을 고방사선 지역으로 만들 수 있음을 인지하여야 한다(한수원, 2013).

## (2) 규제 측면(법제화)

ISLOCA에 대한 규제요건은 격납건물 외부로의 냉각재상실사고 가능성을 줄이기 위해 RCS와 연결되어 있는 모든 접속계통(계측기 라인, 펌프 밀봉체, 열교환기 전열관 및 밸브 보닛 포함)이 RCS 압력을 견딜 수 있도록 설계하는 데 초점을 두고 있다. SECY-93-087에서는 이러한 계통들에 대해 압력격리밸브의 누설률 시험, 밸브 위치 지시, 접속계통 격리밸브 개방 시 설계압력에 접근할 경우 고압경보 발생 등의 여건을 고려하였다. 접속계통의 파단강도(Ultimate Rupture Strength)가 RCS 압력 이상이 됨을 입증하는 등 압력에 의한 위험수준을 저감하는 것이 요구된다. 냉각재상실사고 발생 이후, 이를 완화하기 위한 요건은 미국이나 국내에서는 개발되지 않았다. 이에 대해서는 동하중 부하에 대한 보조건물 격실의 건전성, 핵분열생성물의 환경으로의 이동 차단 또는 방출량 저감방안이 고려되어야 할 것으로 보인다.

증기발생기 세관 파단에 대한 규제현안은 다수 관에서의 파단과 격납건물 우회 문제이다. 기존의 설계기준은 한 개의 전열관의 파단과 원자로냉각재계통의 충전 용량을 초과하는 누출률에 대한 것이었다. 미국 NRC는 AP600에 대해 2-5개의 전열관 파단을 고려하고 2차계통으로부터 1차계통으로의 방출을 지연 또는 예방하고 반응도 추가량을 최소화하는 방안을 요구하였다. 격납건물을 우회한 핵분열생성물의 환경방출에 대해서는 우회누설을 줄이거나 배제할 수 있는 설비를 고려하고 완화기능의 타당성을 평가하도록 요구하였다. 예컨대 높은 신뢰도를 가진 폐쇄 루프의 증기발생기 2차계통 열제거계통, 증기발생기 압력방출밸브로부터의 방출물 일부를 격납건물로 회수하는 계통, 안전밸브 설정치를 높이고 이에 상응하도록 증기발생기 2차계통 압력 용량을 증대시키는 방안 등을 언급하였다(U.S.NRC, SECY-93-087, 1993).

### 3.3. 기타완화설비(여과배기계통)

#### (1) 현상 설명

일반적으로 여과계통은 격납건물 외부공기의 흡입과 정화배기, 또는 격납건물 내부 공기 정화 후 재순환을 위해 설치된다. 여과계통은 흡입 공기 중의 증기와 물을 제거하는 Demister와 Heater, 입자를 제거할 수 있는 HEPA 필터와 분자 및 유기 아이오딘을 제거할 수 있는 활성탄 흡착기와 또 다른 HEPA 필터 순서로 구성되어 있다. Reg. Guide 1.52에 따르면 활성탄 흡착기는 아이오딘 분자를 90~99% 제거하고 유기성 아이오딘 화합물을 30~99% 제거할 수 있다.

기존 공학적 안전설비(ESF) 여과계통은 원자로용기 외부로 방출 시 생성될 수 있는 비 방사성 에어로졸의 양을 취급할 수 있을 만한 규모가 되어 있지 않다. 중대사고 시 환경은 고온, 고압, 수증기 고농도, 수소연소 또는 폭발, 에어로졸 및 기체상 핵분열생성물 고농도, 고방사능 준위가 예상되지만, 이는 사고대처설비와 사고관리 노력에 따른 사고전개상황에 따라 달라진다. 일부 국가에서는 기존 여과계통으로는 달성할 수 없는 중대사고에 대한 신규 규제요건을 설정함으로써 1980년대에 새로운 여과개념이 개발되었다. 신규 규제요건의 요점은 격납건물여과배기를 통해 격납건물 압력을 설정치 미만으로 유지하여 격납건물의 대규모 손상을 피하고자 하는 것이다. 이와 동시에 에어로졸 입자와 기체상 아이오딘도 일정 효율로 제거하게 된다.

중대사고시 격납건물 압력이 증가하여 격납건물의 건전성이 위협을 받을 경우, 격납건물여과배기계통(Containment Filtered Venting System: CFVS)은 핵분열생성물을 여과하여 배기함으로써 격납건물의 손상을 방지한다. CFVS는 격납건물 관통부로부터 환경으로 연결된 여과계통으로 구성된다. 현재 CFVS는 두 종류로 나누어진다. 하나는 여과기기를 포함하는 수조로 구성된 습식여과계통이며, 다른 하나는 수조 없이 여과기기로 구성된 건식여과계통이다. 여과기기는 일반적으로 에어로졸과 기체상 아이오딘을 포획하는데 사용된다. 이러한 핵분열생성물은 CFVS에서 물리적으로 또는 화학적으로 흡착된다.

1988-1992 걸쳐 국제공동과제로 수행된 ACE(Advanced Containment Experiments) Phase A에서는 유럽의 가동원전에 적용하기 위해 설계되어 개별 제작사에 의해 시험된 여과기기의 여과특성을 비교, 시험하였다. AREVA, Westinghouse 및 IMI와 같은 다국적기업이 격납건물여과배기계통을 공급하고 있으며, 이들 여과배기계통은 자체 시험설비에서 성능시험을 수행하거나 IMI의 경우 스위스의 PSI에 설치된 VEFITA 시험설비를 통해 성능시험을 수행하였다. 국내 산업계와 연구계는 2013년부터 4년간 격납건물여과배기계통 국산화를 위한 연구개발을 수행하여 해외 선행설비와 동등하거나 그 이상의 성능을 가지는 습식여과방식 기반의 CFVS를 개발한 바 있다.

## (2) 격납건물 내의 현상

CFVS는 설정된 운전기간 동안 격납건물 압력을 설정 범위 이내로 제어하므로, 핵분열물질의 생성과 관련된 대부분의 격납건물 현상은 CFVS와 밀접하게 관련되어 있다. 에어로졸과 기체상 아이오딘의 조성과 양은 CFVS 가동시간에 따라 달라질 수 있다. 중대사고 시나리오상 초기 배기 시에는 방사성 에어로졸이 에어로졸 양의 대부분을 차지할 것이며, 후기 배기 시에는 노심 용융물과 콘크리트 반응(MCCI)에 의해 생성된 비방사성 에어로졸이 에어로졸 양의 대부분을 차지할 것이다. PHEBUS 시험(Haste 외, 2013)전에는 적은 양의 기체상 아이오딘이 격납건물에 존재하고 대부분은 분자 아이오딘으로 간주되었다(Birchley 등, 2005). PHEBUS 시험을 통해 분자 아이오딘에 비해 유기 아이오딘의 중요성을 확인하였다. 에어로졸 양과 마찬가지로, 기체상 아이오딘의 양은 CFVS 가동 시점에 따라 달라질 수 있다.

## (3) RCS 내의 현상

격납건물내 에어로졸의 조성과 특성은 1차계통으로부터 격납건물로의 에어로졸 이동과 밀접한 관련이 있다. 이들은 1차계통의 핵연료 종류, 제어봉, 노심 구조물, 노심 재고량 등에 영향을 받는다. 한편,  $B_4C$  및  $Ag-In-Cd$ 와 같은 제어봉 물질은 휘발성 아이오딘 생성에 영향을 준다(Haste 외, 2013). 1차계통에서 격납건물로 이송되는 성분은 함유한 에어로졸은 격납건물의 아이오딘 양에 영향을 준다. 1차계통에서 격납건물로의 기체상 아이오딘 이송은 에어로졸 양상과 유사하다.

## (4) 중요도

후쿠시마 사고 이후, 중대사고 시 격납건물 압력 제어를 위한 대처설비의 중요성이 대두되었다. CFVS는 이러한 목적을 위한 여러 방안 중 하나이다. CFVS는 체르노빌 사고 이후 핵분열생성물 방출 억제를 위한 격납건물의 중요성을 인식하고 중대사고 시 격납건물의 감압을 통해 손상을 방지하기 위한 목적으로 1980년대 후반부터 유럽을 중심으로 개발되어 원전에 설치 적용되었으나, 후쿠시마 사고 이후 전세계 원전 운영국 대부분이 CFVS가 설치되지 않은 기존 가동원전에 설치를 권고 및 결정하였다. 한국 또한 안전점검에 따른 후속조치에 따라 2012년 월성1호기에 AREVA의 CFVS가 설치되었다. 이 당시에는 국내에 CFVS 관련 기술이 전무하여 CFVS 국산화의 필요성이 대두되었으며 2013년부터 연구개발을 통해 2017년 국산화 개발을 완료하고 2018년부터 선행 해외설비와 경쟁을 통해 국산화 설비의 원전 공급을 추진하였다. 그러나 중대사고 법제화 등 사고관리 여건

변화에 따라 CFVS가 설치된 월성1호기를 제외한 국내 가동원전에는 CFVS의 설치가 취소된 상황이다.

#### (5) SAMG 조치

CFVS는 격납건물로부터 압력을 제어하여 방출함으로써 격납건물 기능을 강화하거나 손상을 지연시킬 수 있다. SAMG 적용 단계에서 CFVS 가동시점은 환경으로의 방사성 물질 방출과 대중에 대한 위험을 최소화하기 위해 신중히 고려되어야 한다. 따라서, CFVS를 가동하기 위한 전략은 가능한 오랫동안 격납건물 압력경계를 유지하도록 고려되어야 한다. CFVS를 가동하기 위한 SAMG 조치는 일반적으로 격납건물 건전성 유지 기간을 연장하기 위해 가능한 연기되어야 한다(Jacquemain 외, 2014). 앞서 기술한 바와 같이 국내 가동원전은 SAMG에서 CFVS를 통한 격납건물 외부로의 방사성물질의 제어방출 및 감압은 고려하지 않고 있으며, 해외 선행설비가 설치된 월성1호기는 영구정지되었다.

#### (6) 규제 관점(법제화)

CFVS가 이미 설치되었거나 설치 예정인 국가별로 CFVS의 규제 요건은 차이가 있으나, 가장 중요한 규제 관점은 환경으로의 방사능 방출이 제한되어야 하며, 격납건물로부터 제어되지 않은 방출은 배제되어야 한다는 것이다. 이러한 관점에서, 규제기관에서는 CFVS 설치와 관련된 요건을 제정할 때 아래의 사항을 고려하여야 한다.

- CFVS 가동시점 또는 CFVS 개방압력
- SAMG 범주에서 CFVS 운전(개방 지속 또는 개폐 반복)
- 격납건물 감압성능
- 에어로졸과 기체상 아이오딘에 대한 제거효율(DF)
- 피동 운전시간
- 소내선량 및 소외선량

국내 원전의 경우 상기의 규제 관점을 고려하여 월성 1호기의 CFVS 공급 및 설치가 진행되었으나, 이후 사고 관리 여건 및 규제 환경 변화에 따라 격납건물 외부로의 제어방출을 통한 감압은 현재 고려하지 않고 있다.

### C.III. 참조 선원항 및 평가기준

#### 1. 국내 선원항 적용현황

C.I장 3절에서 기술한 바와 같이, 제한구역 경계에서의 중대사고 완화 단계에서 유효 선량은 250 mSv로 제시되었다. 그리고 중대사고 예방 단계에서는 이보다 충분히 낮은 값을 보여야 한다. 이를 위하여 국내의 중대사고 분석에서는 다음을 고려하고 있다.

1) 사고가 발생한 이후 사고 관리를 통하여 발전소가 안전한 상태로 복구되기까지의 과정에서 발생할 수 있는 핵분열생성물의 외부 누출 여부

2) 중대사고의 각 사고 분류별로 방사선 피폭선량 관점에서 각 분류의 사고들을 포괄할 수 있는 경위를 선별하여 평가를 수행. 평가 수행시 중대사고 예방 및 완화를 위한 사고 조치들을 반영해야 함.

3) 살수 계통 등의 안전관리 설비 및 피폭선량을 저감하기 위한 사고관리조치들을 고려해야 함.

4) 평가를 위해 사용되는 코드의 입력자료 및 모델링은 현실적인 가정 및 방법론을 적용하여 수행하되 타당성을 입증해야 함.

5) 핵분열생성물 재고량은 보수적인 운전변수 (주기길이, 연소도 등)를 고려하여 계산

6) 핵분열생성물의 누출 위치 및 경로는 사고 경위에 따른 사고 진행 상태를 적절히 반영해야 함.

상기의 항목들을 고려한 평가는 주로 MAAP, MELCOR, CINEMA 등의 중대사고 종합 해석 코드를 활용하여 수행되고 있다. 현재 국내에서는 노형 및 사고 경위에 따른 선원항을 산정하고 있으며 원전에 따른 참조 선원항 및 대표 선원항을 별도로 산정하지는 않고 있는 실정이다.

한편 APR1400 원전에 대하여 유럽의 인·허가를 받기 위하여 해당 노형에 대한 표준 방사선원항을 KEPCO E&C에서 계산하였고 이는 국내 원전 중 유일하게 표준방사선원항을 산정한 것이라 볼 수 있다. 이 계산에서 고려된 EU-APR-1400의 설계 특성은 급속감압계통과 Ex-Vessel Core Catcher이다. 이로 인해 산출된 방사선원항은 저압 사고 조건에서 활용할 수 있으며(급속감압계통의 특성), 원자로공동 바닥에서 발생하는 MCCI 반응의 가능성이 배제(Ex-Vessel Core Catcher의 특성)될 수 있다.

EU-APR1400의 표준방사선원항 산정을 위한 사고 경위는 노심손상빈도를 고려하여

발생빈도 관점에서 큰 값을 보이는 19개의 경위를 선정하였으며, 선정된 경위는 주로 저압에서 발생하는 중대사고이다. 노형에 대한 정량적인 평가와 실험데이터의 부족으로 인해 계산 과정에서 핵분열생성물을 화학적 거동의 유사성을 바탕으로 8개의 군으로 나누었고, 핵분열생성물 방출 시점에 대해서는 MAAP 코드를 활용한 계산에서 산출된 핵연료 파손이 시작되는 시점으로 가정하였다. 또한 아이오딘 핵종의 방출 형태와 관련하여 95%는 CsI 형태의 에어로졸, 4.85%는 기체 분자형 아이오딘, 0.15%는 유기 아이오딘으로 가정하였다. 이를 바탕으로 산출된 표준 방사선원항은 표 C.4와 같다.

표 C.4 EU-APR1400의 표준방사선원항 (방사성핵종군 1~4)

Release Phase	Fission Product Group			
	1 Noble Gas	2 Halogen	3 Alkali Metals	4 Tellurium Group
Release Fraction				
Gap	0.05	0.05	0.05	-
In-Vessel	0.95	0.413	0.356	0.339
Ex-Vessel	-	0.015	0.0072	0.107
Late In-Vessel	-	0.03	0.0126	0.0169
Release Duration (hrs)				
Gap	0.49	0.49	0.49	-
In-Vessel	2.27	2.27	2.27	2.27
Ex-Vessel	-	1.89	1.87	2.66
Late In-Vessel	-	19.09	18.34	13.84
Onset Time of First Release (hrs)				
Gap	2.44	2.44	2.44	-
In-Vessel	2.93	2.93	2.93	2.93

## 2. TID-14844

1962년 U.S.NRC에서는 원자로 부지의 타당성을 평가하기 위해 10CFR Part 100, “Reactor Site Criteria”에 따라 소외 피폭 선량을 계산하기 위한 목적으로 TID-14844, “Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactors”를 발행하였다. 이 방사선원항은 최대가상사고(Maximum Credible Accident), 즉 상당한 규모의 노심용융 사고에 따라 핵분열생성물이 격납건물로 방출되는 것으로 가정한 것으로서, 1950년대의 실험결과에 근거하여 개발되어 부지의 적합성뿐만 아니라 발전소 계통의 설계에도 널리 적용되어 왔다.

기존에 인허가를 받은 발전소의 노심으로부터 격납건물로의 핵분열생성물 방출특성은 TID-14844에 근거하고 있는 Reg. Guide 1.4에 나타나 있다. 이 방출량은 노심 전체 비활성 기체의 100%와 아이오딘의 50%에 해당된다. 이 값들은 1950년대 후반에 수행된 실험

험에 주로 근거하고 있다. TID-14844에서는 잔존 고체 핵분열생성물도 1% 포함시켰으나 Reg. Guide에서는 이를 제외 했다. 또한 TID-14844에서는 순간적 방출을 가정하고 아이오딘의 화학적 형태는 분자형태(I<sub>2</sub>), 입자 형태, 유기성 형태를 각각 91%, 5%, 4%로 가정 하였으며, 이 가정이 공학적 안전설비와 격납건물 격리밸브 닫힘시간, 사고 후 거주 요건 등에 영향을 주었다 (Dinunno 외, 1962). TID-14844에서 제시한 방사선원항은 핵분열생성물의 물리/화학적 형태에 따른 선량환산인자를 고려한다면 매우 보수적이라 판단된다.

### 3. NUREG-1465

1975년 방사선 비상대피구역 선정 및 중대사고의 리스크 평가와 관련된 기반을 구축하기 위해 수행된 WASH-1400 프로젝트와 1979년도에 발생한 TMI 사고를 통해 소외로 방출된 핵분열생성물의 양은 당시 원전의 인허가 과정에서 사용되는 TID-14844의 방사선원항에 비해 상대적으로 적다는 것이 확인되었다. 이러한 연구 결과 및 TMI 사고의 경험을 통해 사고선원항을 계산·적용할 수 있는 프로그램 패키지의 개발 및 적용의 필요성이 대두되었고, 그 결과 경수로의 노심용융 진행 및 핵분열생성물 방출에 대한 해석을 수행할 수 있는 Source Term Code Package(STCP)라는 프로그램이 미국에서 개발되었다. STCP의 방사선원항 분석 방법론은 사고 시나리오 선정 등에 관하여 NUREG-1150 기반으로 미국의 원전에 대한 리스크 정보를 반영하고 있다. STCP는 핵연료에서부터 핵분열생성물 방출에 대한 모사를 하는 코드인 CORSOR, 원자로냉각재 계통에서의 핵분열생성물의 거동을 모사하는 TRAPMELT, Core-Concrete Interaction에 따른 핵분열생성물 방출을 모사하기 위한 VANESA 및 CORCON 등의 코드로 구성되어 있다. 또한 격납건물의 형태에 따라 SPARC 혹은 ICEDF 등의 코드를 이용하여 NAUA와 연계하여 원자로냉각재계통 및 노심-콘크리트 상호작용에서 격납건물로 방출되는 핵분열생성물의 거동을 해석하는 체계 또한 개발되었다. STCP는 현재 널리 사용되고 있는 대표적인 중대사고해석코드인 MELCOR 개발의 바탕이 되었다.

이렇게 개발된 프로그램과 STCP 및 MELCOR 코드와 NUREG-1150을 기반으로 U.S.NRC에서는 TID-14844를 대체하기 위해, 격납건물로 방출되는 핵분열생성물 선원항에 관해 기술한 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants” (Soffer 등, 1995)를 발행하였다. 개정된 방사선원항은 방사성 핵분열생성물의 격납건물로의 방출시간 및 방출률, 방출핵종의 유형과 수량 및 아이오딘의 화학적 형태 등을 포함하여 제시하였고, LWR 규제에 적용할 수 있도록 사고 시 방사선원항을 규정하였다. U.S.NRC는 규제용으로 고려해야 할 중대사고로서 원자로용기 손상과 노심-콘크리트 상호작용이 수반되는 노심용융 사고를 선정하였고, 격납건물 내 공학적안전설비와 에어로졸 침전과 같은 자연 과정을 통해 핵분열생성물을 제거하거나 감소시키는 효과를 고려



할 수 있게 하였다. 이 선원항의 방출분율은 보수적이라기보다는(다만 사고 초기 방출분율은 보수적임) 저압노심용융사고의 대표적, 전형적인 값이고, 발생가능한 모든 중대사고 경위를 포괄하지는 않는다.

U.S.NRC는 이 선원항은 기존 설계의 LWR에 대한 조사 과정에서 나온 것이지만 ABWR이나 CE System 80+와 같은 개량형 LWR 설계도 원전 및 노심 설계변수가 유사하다는 점에서 적용 가능하다고 판단하였다. 또한, 이 보고서에서 제시한 방출분율이 고압 사고 전개과정에서는 과도할 수 있으나 노심 출력 밀도가 기존 LWR보다 작은 피동형 발전소에서는 방출 시험과 방출 기간이 이 보고서 값보다 지연되고 더 길게 될 것으로 판단되므로 이 보고서에서 제시한 방출분율을 적용하는 것이 가능할 것으로 보았다. 그러나 경수로와 현저히 다른 고온 기체냉각 원자로나 액체금속로 설계에는 적용할 수 없을 것으로 판단하였다. 40 GWD/MTU이 넘게 조사된 고연소도 핵연료는 설계기준 반응도 주입사고(RIA) 동안 이전에 생각했던 것 보다 더 쉽게 손상될 수 있을 것으로 나타났다. 또한 이 연료는 많이 과편화되거나 분말 형태로 될 수 있어서 피복재 손상 시 상당한 양의 핵연료 자체가 방출될 수 있으므로 피복재 손상 시 핵연료봉이 건전성을 유지하는 저연소도에서 얻어진 핵연료 거동에 근거한 본 보고서의 선원항과 다를 수 있다. U.S.NRC에서는 이 방사선원항, 특히 간극 방사능은 고연소도 핵연료에 적용할 수 없을 것으로 보았으나 최근의 SNL의 MELCOR 분석결과는 여전히 적용 가능할 것으로 나타난 바 있다(Ashbaugh 외, 2010). 한편 이 선원항이 최근의 연구(Raimond 외, 2013)에서 드러난 Ru산화물의 기체상 휘발에 대해서는 더 고려할 필요가 있을 것으로 판단된다.

### 3.1. 사고전개과정의 산정 및 핵분열생성물 방출시간

중대사고 전개과정에 대한 분석결과, Reg. Guide 1.3 및 1.4에서 가정했던 순간 방출(Instant Release)과 달리 방출시점을 핵연료의 용융 및 재배치 정도, 건전성, 용융노심물질에 의한 원자로공동 바닥 콘크리트의 침식 등에 따라 일반적인 범주로 구분할 수 있는 것으로 나타났다. 즉, 중대사고시 방출 단계는 냉각재 방사능 방출, 간극 방사능 방출, 사고가 진전되어 핵연료의 성능이 저하되면 연료 구조가 유지되지 못하는 초기 용기 내 방출, 용기 외 방출, 후기 용기 내 방출 등으로 나눌 수 있다.

간극 방사능 방출 단계(Gap Activity Release Phase)는 핵연료 피복재 손상시부터 핵연료 Pellet의 전체 온도가 충분히 올라가 상당량의 핵분열생성물이 더 이상 핵연료 안에 갇힐 수 없는 시점에서 끝나며 이때는 사고 발생 후 30분부터 60분 이내일 것으로 추정된다. 초기 용기내 방출(Early In-vessel Release Phase)단계에서는 핵연료와 노심 내 구조재가 용융 온도에 도달하여 원자로 압력용기 바닥으로 재배치되고, 상당량의 휘발성, 비

휘발성 핵종이 격납건물로 방출되며, 원자로 압력용기의 하부헤드가 손상되어 용융 노심이 콘크리트로 떨어지면서 종료된다. PWR 발전소의 경우 용기내 방출 단계는 1.3시간 정도일 것으로 추정하였다. 용기외 방출단계(Ex-vessel Release Phase)는 용융 노심과편이 원자로 압력용기를 빠져나가 과편이 충분히 냉각되어 상당량의 핵분열생성물이 더 이상 방출되지 않을 때 끝난다. 이 단계에서는 휘발성, 비휘발성 방사성핵종이 격납건물로 약간 방출된다. Te과 Ru를 제외하고는 핵분열생성물 대부분(약 90%)이 PWR의 경우 2시간 동안 방출되며, Te과 Ru의 방출은 5~6시간까지도 연장된다. 후기 용기 내 방출 단계(Late In-vessel Release Phase)는 용기손상 시점부터 시작하여 용기 외 방출 단계와 거의 동시에 진행되지만, 기간은 서로 다르다. 이때 노심 성능저하 시와 용융 시 RCS 내에 가라앉았던 일부 휘발성 핵종이 재휘발되어 격납건물로 방출될 수 있으며 이 단계는 10시간 정도 지속되는 것으로 볼 수 있다.

### 3.2. 핵분열생성물의 조성 및 규모

처음 WASH-1400에서는 핵분열생성물들의 스펙트럼을 조사하여 54개 방사성핵종을 7개 주요 그룹으로 묶었으며 STCP 분석 시에는 9개 그룹으로 확장하였다.

조사한 사건 전개과정 중에서 저압사고 발생빈도가 훨씬 높았기 때문에 노심 손상 및 압력용기 손상 시점에서 RCS가 저압인 경우를 대표적인 조건으로 간주하여 선원항의 조성 및 규모를 선택하였다.

### 3.3. 화학적 형태

아이오딘이 RCS로부터 격납건물로 빠져나간 후의 거동에 관한 연구를 다룬 NUREG/CR-5732에서는 격납건물로 빠져나오는 아이오딘의 95% 이상이 CsI이고 나머지 5%가 I와 HI 형태인 것으로 나타났다 (이때, I 또는 HI는 1%이상이다).

표 C.5는 각 핵종그룹의 방출단계별 지속시간 및 방출량을 제시하고 있다.

표 C.5 PWR 격납건물 방출단계별 지속시간 및 핵종 방출분율(PWR)

구 분	간극 방출***	초기용기 내 방출	용기 외 방출	후기용기 내 방출
지속시간(h)	0.5	1.3	2.0	10.0
비활성기체	0.05	0.95	0	0
할로젠**	0.05	0.35	0.25	0.1
알칼리 금속	0.05	0.25	0.35	0.1
텔루르 계열	0	0.05	0.25	0.005
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0
희유금속	0	0.0025	0.0025	0
세륨 계열	0	0.0005	0.005	0
란탄족	0	0.0002	0.005	0

\* 노심재고량의 분율 값으로 표시

\*\* 아이오딘의 조성: 격납건물로 방출되는 아이오딘은 적어도 95%가 CsI, I+HI 5% 이하(그 중 유기 아이오딘 이 3% 이하)

\*\*\* 핵연료 냉각이 장기간 유지되고 노심용융이 없다면 간극방출은 3%로 간주

### 3.4. 여유도 및 불확실성

방출분율 선정에 고려된 사고는 저압 상태에서 발생한 완전한 노심손상사고, 즉 원자로 압력용기 손상과 노심-콘크리트 상호작용이 수반되는 사고이다. 또한 냉각재상실사고에 근거하여 시점을 선정하고 전형적인 저압 노심용융 시나리오 시 핵분열생성물 방출량의 평균값을 선택하였다. 이 가정은 순간방출을 가정하는 것보다 약간 완화된 가정이지만, 가장 큰 배관의 양단파단에 대한 것이며, 핵연료봉에 대해 기술지침서(Technical Specifications)에서 허용하는 최대 침투계수와 최대 연소도를 고려하였고, 비상노심냉각계통이 동작하지 않는 것으로 보수적으로 가정한 것이다. 이렇게 핵연료봉 손상시점을 보수적으로 가정함으로써 상당한 양의 방사성물질의 방출 이전에 격납건물 격리밸브가 닫히도록 격리시간을 결정하게 되므로 이러한 가정은 적절하다. 초기 원자로용기내 방출단계 지속 시간이 짧고 그러한 사고전개과정에 대한 확률론적 가중 평균치가 아니기 때문에 동일한 방출량이 나오는 시간이 전형적인 사고 전개과정보다 더 짧다. 용기 외 방출 단계에서도 Te, Ru등의 방출 시간을 짧게 고려하였기 때문에 실제보다 보수성이 포함되어 있다.

핵분열생성물 방출량에 관련된 불확실도를 고려하면, 상한치는 모든 아이오딘과 Cs이 격납건물로 빠져 나올 수 있음을 보였으며 Te은 2/3정도가 빠져 나올 수 있어서 이 주요 핵종들의 상한치는 평균치의 1.5배 정도이다. Ba과 Sr 같은 저휘발성 방사성핵종의 상한치는 노심 재고량의 50~70%가 격납건물로 방출되는데 그 중 대부분은 노심-콘크리트 상호작용의 결과로 생성되며, 이때 방출분율 평균치는 15~25%이다. La과 Ge 같이 비반응성(Refractory) 핵종의 평균치는 1% 정도인데 비해 상한치는 5% 정도이다. PRA결과 중

대사고시 환경 방출 정도 측면에서 위험도에 가장 큰 영향력이 있는 방사성핵종은 아이오딘과 Cs과 같은 핵종이고 그 다음으로 Te이다. 이 핵종들의 거동은 비교적 잘 알려져 있어서 선원항 평균치의 불확실도가 50%를 넘지 않을 만큼 작은 편이나, 그 밖의 핵종들의 불확실도는 크다. 특히 비반응성 핵종의 방출분율 평균치는 상한치보다 1/5 정도 작을 수 있다.

### 3.5. PHEBUS-FP 실험 결과와 NUREG-1465의 비교

표 C.6은 NUREG-1465와 PHEBUS-FP 실험에서 격납건물로 방출되는 주요 방사성핵종의 각 총량에 대한 분율을 보이고 있다. 여기서 볼 수 있는 바와 같이 비활성 기체(Noble Gas)의 경우 두 실험 결과가 잘 일치하는 것으로 간주된다. 휘발성 핵분열생성물(I, Cs, Te 등)의 경우 잘 일치하는 것으로 보이나 I과 Cs의 경우 실험에서 약간 적었는데, 이는 PHEBUS에서 RCS 표면에서 억류되는 양이 NUREG-1465에서 예상한 것보다 컸다고 볼 수 있다. Te의 경우 실험 별로 변동이 컸는데 이는 실험조건별로 증기응축과 화학적 흡착율이 달랐기 때문으로 해석되었고 결과적으로 NUREG-1465가 약간 적다. 고온의 환원 환경에서 주로 방출되는 Sr은 일반적으로 적은데 이는 PHEBUS-FP 실험이 수증기가 많은 산화환경에서 수행되었기 때문이며, 이러한 점은 NUREG-1465에서 용기의 방출단계에서의 다량 방출로 이미 반영되어 있다. Ba은 PHEBUS-FP 실험에서 구조재와 반응하느라 적게 방출되었지만 개별실험인 VERCOS 실험에서는 이 반응이 덜 중요하여 특히 환원조건에서 다량 방출되었다. 따라서 NUREG-1465나 PHEBUS-FP 모두 모든 사고경위를 대표한다고 볼 수 없는 점을 유의할 필요가 있다.

희유금속류 중 Mo과 Ru은 NUREG-1465 분류가 적절치 못하다는 점을 나타낸다. 즉 Ru은 공기 유입 등 고농도의 산화조건에서 크게 방출하는 반면, Mo은 비교적 낮은 산화조건에서 방출될 수 있기 때문이다. Mo은 Cs과 반응하여 종래 가정했던 CsOH보다 휘발성이 덜한 Molybdate가 형성되므로 RCS 내에서 더 많이 억류될 것으로 예상된다. 란타늄의 경우 란타나나 지르코늄 모두 둘 간에는 일치하고 있다. Ce, Np, Pu 등 휘발성이 서로 다른(Np > U > Pu) 세륨 그룹에서는 VERCOS 실험을 포함하여 실험적으로 변동폭이 크게 나타났다. 각 원소들의 방사선학적 영향이 다르므로 참조 선원항에서의 그룹 분류를 재고할 필요가 있는 것으로 평가되고 있다.

표 C.6 격납건물로 방출되는 방사성핵종(Herranz 외, 2010)

Class	Elements	NUREG-1465		FPT0	FPT1	FPT2
		Gap + Early In-vessel releases	Total release			
Noble gases	Xe	1	1		0.77	0.79
Halogens	I	0.65 <sup>1</sup>	0.75	0.63	0.64	0.56
Alkali metals	Cs	0.65 <sup>1</sup>	0.75	0.51	0.44	0.44
Tellurium group	Te	0.30 <sup>1</sup>	0.305	0.79	0.53	0.29
Barium, strontium	Sr	0.02	0.12	0.00018	0.003	0.0043
	Ba			0.006	0.0065	0.0037
	Ru	0.0025	0.0025	0.018	0.005	0.00083
Noble metals	Mo			-	0.23	0.26
Lanthanides	La	0.0002	0.0052	-	-	0.00056
Cerium group	Ce	0.0005	0.055	-	-	0.0020
	Np			-	0.0083	-
	Pu			-	0.00029	-

한편 NUREG-1465는 구조재와 제어봉 물질의 방출은 고려하지 않고 있다. PHEBUS-FP 실험은 격납건물에 도달하는 대부분의 입자들은 구조재와 제어봉 물질인 것으로 나타났다. 방사선학적 관점에서 중요한 원소, 예컨대 I나 Te은 이 물질들과 화학적 친화성을 가지고 있어서 이동에 영향을 크게 받게 된다. 즉, Te은 피복재 지르칼로이에서 나오는 주석과 반응하며, 아이오딘은 제어봉에서 나오는 은, 인듐, 카드뮴과 반응한다. 이는 이 물질들의 전반적인 방출량뿐만 아니라 방출시점과 반응속도가 중요하다는 점을 시사하고 있다. 더욱이 대부분의 핵분열생성물이 입자 형태로 격납건물에 들어가기 때문에 구조재와 제어봉 재료가 격납건물 내 핵분열생성물 거동에 미치는 영향은 매우 클 수 있다. 에어로졸 방출량은 Pre-filter로 10~100배 저감이 가능하며, 장기간은 Cs이 중요한 것으로 판단된다(Herranz 외, 2010).

### 3.6. 미국의 NUREG-1465 보완 평가

NUREG-1465는 고연소도 핵연료의 사고방사선원항이 본 보고서에 제안된 방출분율보다 더 클 가능성이 있는 점과 아이오딘의 화학적 조성에 대해서는 향후 기술현황을 고려해야 한다는 조건을 기술하고 있다. 미국의 샌디아 국립연구소(Sandia National Laboratories: SNL)는 고연소도 핵연료가 장전된 경수로에 대한 방사선원항을 MELCOR 1.8.5로 분석한 결과를 발표한 바 있다(Ashbaugh 외, 2010). 이 보고서에서는 NUREG-1465 제정 이후 분석수단의 발전과 PHEBUS-FP 실험자료 생산의 결과로 격납건물로의 기체 아이오딘의 방출분율이 NUREG-1465의 5% 수준과 일관성이 있는 것으로 보았다. 그러나 최근의 FPT3 실험에서는 이 가정과 달리 기체 아이오딘이 다수 방출되었는데 붕소 화합물 등의 화학종 형성 효과가 너무 강하여 세습을 묶어 놓아서 아이오딘이 원소 형태로 많이 방출된 것으로 보인다. 나머지는 입자로 방출되거나 화학적 형태는 종래 가정했던 대로 CsI만 있는 것은 아니며 격납건물 안에서의 후속 거동은 복잡한 것으로

입증되었다. 한편, NUREG-1465 발간 이후 미국 산업계는 20년간 계속운전 인허가를 받게 되면서 NUREG-1465의 방출시간대를 다수 채택하는 기회를 가지게 되었다. 그리고 최근에는 고연소도 핵연료의 연소도가 미국의 규제기준 62 GWd/t에 근접할 정도로 증가하였다.

이 SNL의 보고서에서는 NUREG-1465 방사선원항에 고연소도 핵연료용 부록을 개발하기 위하여 Surry, Zion, Oconee3, Sequoyah 등 4개 경수로 원전에 대하여 저압 및 고압 사고경위들을 선정한 후, Surry와 Sequoyah 사고경위가 모두를 대표하는 것으로 간주하여 MELCOR 1.8.5 코드로 계산하였다. 계산결과, 고연소도(High Burnup: HBU) 핵연료나 저연소도(Low Burnup: LBU) 핵연료에 대한 기술현황 계산과 NUREG-1465 격납건물 방출분율 간의 차이는 HBU와 LBU 방출분율 간의 차이보다 더 큰 것으로 관찰된다. 이 분석은 원자로용기와 RCS 내에 핵분열생성물의 역류가 NUREG-1465 설정 시 산정했던 것보다 더 큰 점, 따라서 격납건물로의 방출분율이 더 작음을 시사하고 있다. CsI나 CsOH에 비해  $Cs_2MoO_4$ 의 휘발성이 작아 Cs의 RCS 내 잔존량이 증가함에 따라 Cs과 아이오딘은 원자로용기, RCS, 격납건물내 분포에 대해 동일한 거동을 보이지 않게 된다. 그리고 이 분석은 NUREG-1465 방출분율이 2배 이상 보수적이며 용기 내 및 후기 용기 내 방출기간 동안의 방출지속시간이 NUREG-1465 지속시간보다 실제로는 더 길다는 점을 보이고 있다. SNL은 후속보고서 SNL2011-0128을 통해 좀 더 세련된 통계적 방법을 사용하여 이 분석결과를 더 명확하게 기술하였다. 즉 LBU와 HBU 연료 모두에 대한 NUREG-1465 사고선원항을 더 정밀한 형태로 다시 표현하고, NUREG-1465 방식이 현재 최적 분석과 비교하여 상당한 보수성이 있는 것으로 나타난다는 점을 함께 기술하였다. U.S.NRC는 SNL의 사고선원항이 타당하며 일부 문서에 대한 보완(아이오딘 화학에 대한 논의 추가 등)이 필요하나 2020년 5월 현재 아직 수행하지 못했으며, SNL과 함께 고연소도 핵연료에 대하여 최신 MELCOR 코드와 SOARCA 불확실도 분석 입력 모델 등을 사용한 추가 계산을 수행할 예정임을 밝혔다. 또한 Reg. Guide 1.183 Table 3의 세슘 간극 방출분율에 대한 개정본을 DG 1199로 제안할 것이나 현 RG 1.183의 방출분율값 사용을 여전히 권고하고 있다(U.S.NRC, Memorandum to Joseph Donohue, 2020. 5. 13).

#### 4. 프랑스 참조 선원항

프랑스의 참조방사선원항(Reference Source Term: RST)은 다음과 같다. IPSN(현 IRSN)은 1977년 WASH-1400 보고서의 방법론 관련 연구결과, 대기로의 방출 3단계, 즉 S1, S2 및 S3을 제시한 바 있다. 이 참조 선원항 3개의 사고 범주는 원자로냉각재계통 파단, 전력공급 상실 및 용융이라는 설계기준을 초과한 사고 가정에 공통적 근거하고 있다

(Delamare 외).

- S1: 초기(수 시간 내) 격납건물 상실 및 여과 없는 핵분열생성물 방출사고들을 대표함
- S2: 24시간 이내에 환경으로 직접 방출되는 사고들을 대표함
- S3: 24시간 이내에 대기로 간접(여과) 방출되는 사고들을 대표함

표 C.7은 방사능영향 평가에 사용하는 환경 방출 선원항을 나타내는데 S3 방사선원항을 이용하여 사업자의 계산을 평가한다. 휘발성 핵분열생성물의 방출 정도는 S1, S2, S3의 경우 각각 약 10%, 1%, 0.1%의 수 배 정도이다. S1으로 대표되는 사고경위들은 물리적으로 발생할 가능성이 희박하여 잔존 리스크 범주로 분류되고 원칙적으로 특별한 조치가 요구되지 않는다. S3는 규모나 시간 스케일 면에서 적합한(Compatible) 것으로 고려되어 비상계획에 적용된다. S2의 방사능 영향은 비상계획으로 다루기가 너무 곤란한 것으로 간주되기 때문에 비상계획에 적합하도록 방출량을 S3 이하로 줄이기 위한 시설을 설계하는 용도로 사용된다.

표 C.7 프랑스의 참조선원항(재평가 전)

Elements	Represent. isotope	S1(%)	S2(%)	S3(%)
Noble gas	Xe-133	80	75	75
Non-organic iodine	I-131	60	2.7	0.3
Organic iodine	I-131	0.7	0.55	0.55
Cesium	Cs-137	40	5.5	0.35
Tellurium	Te-132	8	5.5	0.35
Strontium	Sr-90	5	0.6	0.04
Ruthenium	Ru-106	2	0.5	0.03
Lanthanides, rare earth and actinides	Pu-239	0.3	0.08	0.005

S1: early loss of containment with no filtration of the FPs released

S2: direct releases into the environment in less than 24 hours

S3: filtered releases into the atmosphere after about 24 hours.

한편 IRSN 전문가에 따르면 최근 제한적인 수의 사고경위와 격납건물 장기 손상 모드(MCCI, 여과배기)를 고려하여 참조방사선원항에 대해 재평가 중이며, 설계기준사고용 방사선원항은 충분히 지식이 갖추어져 있으나 증기발생기 전열관손상은 다시 평가중이라

고 한다(한국원자력안전기술원, 2010). 사고전개과정으로서는 석회석 콘크리트에 대해 대형파단 LOCA 후 살수 또는 안전주입 초기 실패, 실리콘이 많은 콘크리트에 대해서는 살수 및 안전주입 초기 실패를 고려하며, 별도로 소형 파단 LOCA와 완전급수상실사고 등을 고려한다.

IRSN에서 이 선원항에 관해 재평가한 결과, 격납건물이 지연 손상될 경우 에어로졸과 무기 아이오딘이 여과되고 바닥 용융관통 시 토양을 통해 방출된다는 것을 고려하면 단기적 방사능 영향은 주로 유기 아이오딘에 기인한다. 유기 아이오딘의 양은 기존 S3 선원항과 차수(order)가 같으나, 아이오딘 거동에 관한 가정은 보수적인 것으로 나타나서 진행 중인 실험 및 모델링 연구로부터 더 줄어 들 수 있을 것으로 예상되었다. 방출되는 에어로졸의 양은 Pre-filter를 도입함으로써 1/10~1/100로 줄어서 장기적 영향을 저감하게 되었다.

## 5. 소외 방출 허용기준

‘원전 운영허가 신청 첨부서류로 중대사고를 포함한 사고관리계획서 제출’을 주요 내용으로 하는 원자력안전법 개정이 완료되어 2015년 6월 22일에 공포됨에 따라 하위법령 재개정을 위한 작업이 진행되었다. 여기서는 IAEA 비엔나 선언(‘15. 2.)에서 제시한 아래 안전 목표를 채택하여 신규원전에 대한 안전 목표는 사고관리계획 관련 기술기준규칙에 반영하고, 가동원전 안전목표는 주기적안전성평가를 통한 안전성 증진사항 이행과 연계하는 방안이 추진되었다.

1. (신규원전) 사고가 발생하더라도 (1)장기적인 소외 방사선오염을 초래하는 방사성물질의 방출을 완화하고, (2)사고 초기의 방사성물질 방출 및 장기적인 주민 보호조치를 초래하는 대량의 방사성물질 방출을 방지하여야 한다.

2. (가동원전) 주기적으로 종합적인 안전성 평가를 수행하여 신규원전의 안전 목표를 달성하기 위한 안전성 증진사항을 파악하고 합리적인 수준에서 실현 가능한 사항은 시의적절하게 이행하여야 한다.

이에 따라 사고에 대한 방사선 환경영향평가와 관련하여 정량적 안전 목표를 아래와 같이 고시에 반영하는 방안이 논의되었다(원자력안전기술원, 2015).



- 제한구역 경계에서 주민 방사선 피폭에 관한 결정론적 목표치
  - 중대사고 예방 단계: 250 mSv보다 충분히 낮은 값
  - 중대사고 완화 단계: 250 mSv 미만,
- 확률론적 목표치
  - 노심손상빈도(CDF):  $1.0 \times 10^{-5}$ /년 미만
  - 대량조기방출빈도(LERF):  $1.0 \times 10^{-6}$ /년 미만
  - Cs-137 방출량이 100 TBq을 초과하는 사고 빈도:  $1.0 \times 10^{-6}$ /년 미만

2016년 3월 24일 제53회 원자력안전위원회에서 시행이 확정된 “「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 개정안” 제85조의22(사고관리능력의 평가) 제1항에서는 소외 방사성물질 방출과 주민의 건강 및 환경에 미치는 영향에 대한 허용기준을 다음과 같이 규정하고 있다(원자력안전위원회, 2016).

① 사고관리계획은 사고관리에 관한 설비, 사고관리 전략 및 이행체계 등 사고관리능력을 평가하여 다음 각 호를 달성하는 것을 목표로 수립되어야 한다.

1. 사고가 발생하더라도 부지 인근 주민의 건강상 피해를 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

② 제1항 각 호의 목표가 달성되는지 여부에 대한 평가는 결정론적 방법 및 확률론적 방법으로 수행되어야 하며, 그 평가에 관한 세부 사항은 원자력안전위원회가 정하여 고시한다.

또한 위 평가에 관한 세부사항을 정하기 위한 원자력안전위원회고시 제2016-00호 「사고관리 범위 및 사고관리능력 평가의 세부기준에 관한 규정」(안)에서는 아래와 같은 허용기준을 제시하고 있다.

제7조(중대사고 완화능력의 평가) 발전용원자로시설은 제5조에 따른 노심의 현저한 손상 이후 발생하는 위험요인으로 인한 방사성물질의 대량 방출을 방지하기 위한 원자로격납건물의 방호벽 기능이 상실되지 않도록 하여야 한다.

제8조(사고 영향의 평가) 발전용원자로시설은 기술기준규칙 제85조의19 제1항 각 호의 사고에 대하여 결정론적 방법으로 평가된 부지 인근 주민의 방사선 피폭선량이 기술기준규칙 제5조 제2항에 따른 수준으로 관리되도록 하여야 한다.

제9조(위험도(Risk) 평가) ① 확률론적 안전성평가의 기술적 적합성, 상세성 및 분석범위는 발전용원자로시설의 사고로 인한 위험도(Risk)를 종합적으로 평가하기에 적합하여야 한다.

② 제1항의 확률론적 안전성평가에 적용하여야 할 목표치는 다음 각 호와 같다.

1. 부지 인근 주민의 발전용원자로시설 사고로 인한 초기사망 위험도 및 암사망 위험도가 각

각의 전체 위험도의 0.1% 이하이거나 또는 그에 상응하는 성능목표치를 만족할 것

2. 방사성핵종 Cs-137의 방출량이 100 TBq을 초과하는 사고 발생 빈도의 합이  $1.0 \times 10^{-6}$ /년 미만일 것

③ 제1항의 확률론적안전성평가의 결과는 발전용원자로시설의 중대사고 예방 및 완화 능력을 향상시키기 위하여 활용되어야 한다.

위와 같은 허용기준을 실제 원전의 중대사고 방사능 영향 평가에 적용하기 위해서는 평가방법론 중 다음 사항에 대한 연구가 더 필요한 것으로 파악된다(고희진 외, 2015).

- 허용기준 충족을 위해 선정되어야 되는 중대사고 시나리오의 정의
- 노형특성을 반영한 중대사고 대표방사선원항 개발: 격납건물에 부유하는 아이오딘의 화학적 형태(현행: 입자형 5%, 원소형 91%, 유기형 4%), 중대사고 시 격납건물 살수 및 자연침적 등 제거 메커니즘에 대한 상세 평가 방법 등
- 각 사고 등급별 방출기간, 선량 평가지점 및 피폭경로 등에 대한 세부 지침 제시: 사고 평가 기간(현행: 제한구역경계에서의 임의 2시간에서의 방사선량 평가), 대기확산인자  $\chi/Q$  적용방법, 피폭자의 호흡률 가정 방법 등

## C.IV. 향후 연구를 위한 제언

이 보고서에서 핵연료로부터 환경으로의 단계별 방출 특성과 핵분열생성물의 에어로졸 및 기체상 거동 특성을 고려하여 현상, 실험프로그램 현황, 전산코드 모델링 현황, 현재의 지식수준 및 중요도, 관련 현안 및 향후 연구수요 등에 관해 조사한 내용을 기술하였다. 또한 대처체계 구축 측면에서 격납건물 내 완화설비와 격납건물우회사고 완화전략에 대하여 현상, 현안의 중요성, 중대사고 관리지침서 조치, 규제측면(법제화 포함)을 기술하였다. 아울러 사고 선원향 및 소외피폭 관련 허용기준에 대한 현황과 향후 관련 연구 제안사항을 기술하였다. 본 장에서는 표 C.8에 제시한 바와 같이 핵분열생성물의 거동 및 방출 완화방안에 대한 PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)를 각각 작성하였고, 표 C.9 - 표 C.12에서는 전문가들의 의견 수렴을 위하여 각각 에어로졸 거동, 기체상 거동, 중대사고 대처체계, 아이오딘 및 루테튬 거동에 관련된 각 기술현안 별로 현 지식수준, 중요도 및 국제 수준에 도달하는 데 필요한 예상 연구 기간을 제시하였다. 여기서 W, D는 각각 참여자들이 파악하고 있는 국제 및 국내 지식수준을 의미한다. 5년 전 수행한 중대사고 로드맵 보고서에 수록된 PIRT표와 비교하였을 때, 국내외적으로 핵분열생성물 관련 연구가 활발히 진행되었고, 국내외 연구상황 및 동향 변화를 통하여 해당 항목의 중요도 및 수준에 변화가 있었다.

전문가들의 의견을 수렴한 결과, 핵분열생성물 거동에 관한 국내 기술 수준은 전반적으로 국제 수준에 못미치고 있지만, 에어로졸 거동 및 수조제염 등과 같은 일부 항목에 대해서는 지난 5년간 산,학,연에서 다수의 과제를 수행하였고, 증기발생기 세관파단사고 시험과 연계하여 핵분열생성물 거동에 대한 실험적, 이론적 지식에 상당히 많은 진전이 있었다. 특히 증기발생기 세관파단사고 관련하여 다수의 실험적 연구가 진행되었고, 수조제염 관련된 신뢰도가 확보된 실험 데이터를 확보하였기 때문에 지식수준을 상향평가하였다. 다만, 재부유 현상과 관련된 종합효과 시험에 대한 중요도는 재부유 되는 핵분열생성물의 양이 크지 않아 미치는 영향이 크지 않을 것으로 판단되어 중요도를 하향평가하게 되었다. 반면 여과배기설비의 지식 수준은 국산화 완료를 통해 상승하였지만, 중요도는 5년 전에 비해 감소하였는데, 국내 가동원전에 설치가 취소된 것이 크게 영향을 주었다. 또한 MCCI 반응시 격납건물에서 발생하는 핵분열생성물 방출 관련하여 지식수준이 상승하였는데, 관련 모의 시험을 한국원자력연구원에서 수행하였고, 비휘발성 핵종의 방출 특성에 대한 시험 결과를 획득한 것이 크게 기여한 것으로 평가되었다. 격납건물 거동 측면에서 에어로졸의 형성, 성장 및 침착에 관한 현상과 응축성 대기 조건에서의 혼합 에어로졸, 그리고 MCCI pool에서의 방출 관련하여 지난 5년간 직접적으로 관련된 실험은 수행되지 않았으나, 한국원자력연구원과 한국원자력안전기술원에서 개발중인 에어로졸 거동 해석 코드에서 이에 대한 반영이 이루어졌고, 코드 계산 결과의 신뢰도를 높

였다고 판단하여 지식수준이 상향 평가 되었다. 또한 사고 방사선원항에서 실제로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항을 결정하기 위한 산학연의 종합적인 연구가 필요하다는데 동의하였고, 기존 연구를 통해 획득한 지식을 바탕으로 수준이 상승했다고 평가하였다. 사고 방사선원항을 평가하는 방법론과 관련해서 전반적인 지식 수준이 상승하였는데, 격납건물 내 핵분열생성물 거동에 대한 모델 및 코드 개발과, 국제공동연구(OECD/NEA BSAF, ARC-F)를 통한 핵분열생성물의 거동 불확실성에 대한 분석이 이루어진 것이 기여를 했다고 판단하였다.

여러 현안 중 중요성과 시급성이 높은 것으로 평가한 기술현안은 다음과 같다.

- 1) 노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질방출모델 개선: 금속핵연료 등 핵연료 유형과 연소도에 따른 핵분열생성물의 방출 모델에 대한 추가적인 연구가 요구됨.
- 2) 산화조건에서 핵연료로부터 Ru 핵종 방출 등 거동에 대한 실험데이터 확보: RCS 내 제어봉 물질이 아이오딘의 거동에 미치는 영향 등에 대한 추가 실험데이터 및 모델링이 요구됨.
- 3) 살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선
- 4) 노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구, 핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링
- 5) 다음 현상에 대한 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링: 국제공동연구(STEM, ESTER 등)를 통한 전반적인 아이오딘 거동에 대한 이해도가 상승함, 이를 정량화하고 모델링 하는 작업이 필요함.

가) 벽면 및 기기의 표면에 흡탈착되는 아이오딘 핵종 거동,

나) 기체상에서 침착 아이오딘과 페인트 및 케이블 구성 물질과 반응에 의한 유기

아이오딘의 형성

- 6) MCCI 현상에 따른로부터 에어로졸 방출

7) 수조 여과: 격납건물 내 Pool로부터의 재유입, 포화상태까지 확장된 수조 Scrubbing 실험, 수조 표면 위 고압 조건, 물의 pH가 에어로졸 및 아이오딘 기체 억류에 미치는 영향, 잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 Scrubbing 종합효과시험 및 관련 모델링

- 8) 실제로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항 결정

이외 다음 사항들도 비교적 중요하고 여전히 시급한 현안으로 관심을 모았다.

9) 기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 노심으로부터의 핵분열생성물 기체의 방출 분석, 평가

10) 아이오딘 분리: 액체상으로부터 휘발성 아이오딘의 생성률, Pool 수면에서의 아이오딘 핵종 간 물질 전달률, Pool이 고갈되면서 유기 아이오딘을 방출하는 메커니즘

11) RCS 온도 및 기체 조성에 따른 루테튬(Ru-103, Ru-106) 등 침적물의 재휘발 거동 및 재휘발 분율, 타 핵종이 침착되었을 때의 영향, 침착된 물질의 산화상태에 따른 영향

이들 대부분은 중장기간의 연구가 필요할 것으로 판단되었으나, 2~3년간의 단기적인 연구로 국제 수준에 도달할 수 있을 것으로 예상한 사항은 7) 중 격납건물 내 수조(Pool) 제염 관련 모델링과 8) 선원항 결정 등이다.

본 분과에서는 손상된 핵연료로부터의 핵분열생성물 방출과 환경 방출 이후 핵분열 생성물의 거동에 대해서는 자세히 다루지 못하였다. 이러한 부분은 향후 연구 결과를 반영하여 본 보고서를 지속적으로 최신화하는 과정을 통해 보완해 나갈 수 있을 것이다.

표 C.8 핵분열생성물의 거동 및 방출 완화방안에 대한 PIRT

Subject	Items	Phenomena description	Related phenomenon in containment	Related phenomenon in RCS	Significance	SAMG action
Mitigation measures	CFVS	CFVS(Containment Filtered Venting System) is one of the severe accident mitigation systems for retaining the containment integrity by discharging the high-temperature and high-pressure fission products to the environment after passing through the filtration system. In general, the CFVS is categorized into two types, wet and dry types. The scrubbing pool could play an important role in the wet type CFVS because a large amount of aerosol is captured in the water pool	Spray MCCI		Low	Containment depressurization
	ECSBS		Spray MCCI	FP generation in RCS due to RPV protection via Ex-Vessel cooling	High	Containment depressurization
	Mitigation for bypass scenario			SG tube rupture Scrubbing in SG	Medium	SG coolant injection Turbine bypass steam dump in SGTR
Reference source term	TID 14844		N/A	N/A	N/A	N/A
	NUREG-1465		N/A	N/A	N/A	N/A
	French RST		N/A	N/A	N/A	N/A
	Off site criteria		N/A	N/A	N/A	N/A

Phenomena	Items	Related subject	Phenomena Description	Status of Experimental Program	Status of Computer Code Modeling	Knowledge level	Significance	Further Research Needs
FP release	FP release in RCS	Core heatup	<p>Fission product release from core during accidents involving meltdown would probably occur more or less continuously until the system finally cools. During this period, release rates should vary over wide limits depending on fission product properties, system temperatures, and the surface to volume ratio of the molten material. The two major release components are:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Gap release - fission product release which occurs when the claddings experience initial rupture. It consists mostly of activity that was released to void spaces within the fuel rods during normal reactor operation and rapid depressurization of contained gases provides the driving force for escape.</li> <li>- Meltdown release - fission product release which occurs from the fuel while it first heats to melting and becomes molten. High gas flows in the core during this period sweep the activity out of the core region.</li> </ul>	PHEBUS CORA-13 VERDON OECD/NEA ESTER project	CORSOR CORSOR-M CORSOR-O CORSOR-BOOTH VICTORIA	Medium	High	<p>Cs, I release models</p> <p>FP release from fuel type and burnup</p> <p>FP release fraction (phenomenon) in high burn-up fuel</p>
	FP release in Containment	RPV failure	Fission product releases from RCS to containment during RPV failure. RPV failure modes can be divided into creep rupture of RPV and ICI penetration failure.	<ul style="list-style-type: none"> <li>· ICI tube failure: FAI, CORVIS, LHF, KAERI</li> <li>· Creep failure: MPA Meppen, RUPTHER, FASTCHER , LHK,</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>MAAP (ICI tube rupture, ejection),</li> <li>·MELCOR (Failure temperature)</li> </ul>	Medium (ICI tube failure)	High (ICI tube failure)	Modeling and Experiments on the ICI tube failure mechanism

				OLHF, FOREVER, INVECOR				
		HPME	When the molten core and iron penetrate the pressure vessel and fall(or run) into the reactor cavity at high pressure of reactor vessel, the molten corium will result in the scattering of finely divided UO <sub>2</sub> (containing fission products) into the atmosphere outside the containment or into the air-steam atmosphere inside containment. In either case, the UO <sub>2</sub> particles will cool and undergo reaction with oxygen to form U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> at temperatures below about 1500°C. The reaction is exothermic and is accompanied by release of fission products that are volatile under these conditions.	ANL/CWTI, SNL/TDS, SNL/LFP, SNL/WC, SNL/IET Zion, ANL/IET, ANL/U Experiment s, SNL/IET Surry, FAI/DCH- Spain, SNL/CE Tests, FzK/DISCO	SCE TCE	Low	Low	N/A
		Pipe rupture & Opening	Fission product gas and aerosol release into containment at pipe rupture and opening events.			High	Low	N/A
		MCCI	Continuous gas generation from core concrete interaction will result in an increase in containment pressure, also volatile fission products will be released.	SASCHA NSS series TURC SURC BETA ACE	VANESA CORCON MAAP WECHSL	Medium	High	Concrete properties at high temperature Layer formation of molten mixture with corium and concrete Water ingress and melt eruption
	FP release in Environment	Containment failure						
		Containment bypass	SG tubes can fail due to hot steam from the RPV. SG plenum geometry affects the location and magnitude of hot	ANL ARTIST	N/A	Medium	High	Evaluation of the environmental



			spot. Pre-existing flaws in the SG U-tubes can affect the SG tube failure. SG tube failure results in a direct release of source terms into the environment. Hot steam flow from the RPV can result in a creep rupture of surge line and/or hot leg. There is a competition between SG tube failure, surge line and hot leg failure. The aerosols release from the faulted SG tubes can accumulate on the surfaces of SG tube banks.					hazards due to the bypass scenario Failure mechanism of the SG tube Aerosol retention in the SG
FP transfer	Aerosol transfer	Aerosol behavior	Most of the radioactive material that can escape from a nuclear power plant during a severe reactor accident will do so in the form of aerosols. Much of reactor accident analysis is the prediction of the behavior of these radioactive aerosols. Aerosols are very small solid particles or liquid droplets suspended in a gas phase. The suspended solid or liquid particles typically have a range of sizes. Particles may range in size from 0.01 $\mu\text{m}$ to 20 $\mu\text{m}$ . Aerosol concentrations in reactor accident analyses are typically less than 100 $\text{g}/\text{m}^3$ and usually less than 1 $\text{g}/\text{m}^3$ . Aerosol particles grow by continued condensation of vapor on the nucleated particles and by the coagulation of these particles. The natural attenuation of radioactive material available for release from nuclear power plants during accidents occurs because aerosol particles will deposit on surfaces in the reactor. Aerosols deposit on surfaces because they cross stream lines of flow over the surfaces or because they extend far enough to intercept the surface even when the particle center of mass is following a streamline. Van der Waals forces, surface tension forces and even chemical reactions between particles and the surfaces can bind particles to the surfaces when the velocity of impact is sufficiently low, as it usually is.					
		Washout (Spray)	Aerosol removal in containment spray; Gaseous Iodine removal through containment spray is important removal mechanism. The removal rate can be					

			different according to spray liquid droplet size and settling velocity, thermodynamic condition, vapor condensation, especially chemical reaction.					
		Pool scrubbing	When the gases including radioactive aerosols enter the pool through a vent, the gases leaving the vent form large globules that break up into a swarm of small bubbles. Several physical processes are involved in transporting aerosol to the liquid-gas interface(bubble surface) when steam/gas mixtures are bubbled through a water pool. The decontamination factor of aerosols can be calculated in two regions: gas injection and bubble rising regions. The total decontamination factor is obtained by a product of the values calculated in those regions.	ACE EPRI/BCL SPARTA LACE-Esp ana POSEIDON THEMIS THAI IPRESCA	SPARC BUSCA SUPRA I-COSTA PIAERO	Low	High	Pool scrubbing experiments at the high temperature(pool and gas) condition iodine retention in pool under pH variation Research trend has been changed to request "Best estimated results"
		Resuspension	Aerosol particle dispersion again after precipitating on the lower head and wall due to the increment of flow rate, shock or vibration	ARTIST PSAEDO STORM/IS P40 ESTER project	ASTEC/SO PHAEROS ECART ARROS COCOSYS SOPHAER OS MELCOR	Low	High	Model improvement on re-suspension of aerosol Experimental data on the re-suspension of aerosol under severe accident condition
	Gas transfer	Chemistry	PHEBUS-FP tests show that significant gaseous iodine amount enters the containment from the RCS during the fuel degradation. For the RCS, the kinetics of the I-O-H system, the influence of fission products(Cs, Mo) and Boron(B) on iodine transport has been observed. Temperature and reduction potential influence the reaction kinetics. Studies are on-going concerning the potential impact of the control rod material(Ag, In, Cd). In the containment, The equilibrium between iodine adsorption and	ISTP/CHIP ISTP/EPIC UR PARIS OECD/NEA STEM OECD/NEA BIP OECD/NEA	ASTEC			

			<p>radiolytic release by epoxy type paint has been identified as a main phenomenon contributing to iodine volatility. The formation of air radiolytic products(ARP) like NO<sub>2</sub>, O<sub>3</sub> or HNO<sub>3</sub> can oxidize iodine and lead to IOx particles that sediment onto surfaces. OECD-STEM project results have shown that IOx deposited on the containment dry surfaces partly decompose into volatile iodine under irradiation. The radiolytic reaction under gamma rays convert I<sub>2</sub> into CH<sub>3</sub>I through the reaction between volatile organics and I<sub>2</sub>, which might be the main source of organic iodides in the long term. Radiolytic decomposition of the multi-components iodine aerosols could be the main source of inorganic iodine in the long term. The degradation of IOx by CO that is produced in significant amount by B<sub>4</sub>C control rod degradation may also affect the amount of the gaseous iodine. Some iodine is definitively trapped on the steel under an oxidized form(FeI<sub>2</sub>O). However, the I<sub>2</sub>-steel interaction through adsorption and desorption does not change iodine volatility significantly. Pre-irradiating an epoxy paint before adsorbing iodine leads to an I<sub>2</sub> adsorption kinetics that is decreased by one order of magnitude. Based on the observations at Fukushima, most of the airborne dose was caused by Cs, I and Te species. Releases seem to be driven primarily by chemical volatility at a given temperature and reduction potential within the containment. <sup>133</sup>Xe releases were estimated to be about 80% of the reactor core inventories.(L. Bosland and L. Cantrel, 2015; CNL submission to SAREF, 2015)</p>	THAI HYMERS MIRE				
		Adsorption		STEM2	ASTEC			Effect of degraded paint on volatility of iodine and FP Radioactivity stability of IOx

								adsorbed to dry wall in containment
		Re-vaporization		PHEBUS STEM/STA RT	ASTEC	Low	High	Ruthenium behavior with various temperature, gas composition in RCS surface sample Fraction of revaporized Ruthenium The deposition effect of other radionuclide except for Ruthenium Surface analysis of deposited material according to the oxidation degree

표 C.9 에어로졸 거동 관련 기술현안 별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준 <sup>1</sup>				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
				1차 <sup>3</sup>		2차		1차	2차	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~10 년)	N/A
				W	D	W	D						
에어로졸 방출	노심방출	핵연료로부터 방출 모델: 핵연료 유형과 연소도에 따른 FP 방출		H	H	H	M	M	M			O	
		노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질방출모델 개선		M	L	M	L	H	H		O		
		High burnup(연소도≥60 MWd/kgU)/MOX 핵연료의 재관수 및 수소 생성의 영향	VERDON, SANDIA2 011-0128 ESTER	H	L	M	L	L	M				O
	원자로 냉각재계통 방출	RCS 내 에어로졸 재부유(Mechanical resuspension)	NEA/CSNI /R(2009)5 ESTER	H	L	H	L	M	M		O		
		RCS 내 복합구조물로의 침적		M	L	M	L	L	L		O		
		강한 난류 유동시 입자 파쇄		M	L	M	L	L	M		O		
		화학적 영향		M	L	M	L	M	M		O		
	격납건물 거동	에어로졸의 형성, 성장 및 침착에 관한 현상(응결과 응축에 의한 성장, 격납건물 표면에서의 응축에 의한 에어로졸의 거동 포함)		H	M	H	H	H	H	O			
		전하 효과		M	L	M	L	L	M	O			
		응축성 대기 조건에서의 혼합 에어로졸		M	L	M	M	M	M	O			
		Pool로부터의 재유입 (집수조와 같은 Pool에서 세정시 재부유 포함)		M	L	M	L	H	H	O			
		PAR의 영향	OECD/NEA THEMIS	M	L	M	L	M	M		O		
		수소연소가 부유 에어로졸에 미치는 영향	OECD/NEA THEMIS	M	L	M	L	M	M		O		
		MCCI pool에서의 방출		H	L	H	M	H	H		O		
		화재 에어로졸		M	L	M	L	M	M		O		
		냉각수로의 방출 (FP (Sr, Cs, Ba, Sb, Ce/Pr, Eu and actinides))	OECD BSAF Phase 2	L	L	L	L	M	M		O		
		재부유											
		격납건물 내 에어로졸 재부유(Mechanical resuspension) 모델의 개선 및 추가적인 검증		H	L	H	L	M	M		O		
		노심 용융물 분출: 난류 효과에 의한 에어로졸의 이동 및 침착		M	L	M	L	M	M		O		
	Washout	살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선(ECSBS 포함)		M	L	M	L	H	H		O		
	Leaching <sup>2</sup>	핵분열생성물의 Leak path를 통한 이동: 모델 개발 및 검증을 위한 시나		M	L	M	L	M	M		O		

		리오와 현상에 대한 실험적 연구(Separate, Integral)											
		노심 용융물과 Basemat 아래 지하수와 반응: 가용한 모델이 충분한지 확인이 필요하며 실험적 연구가 필요함		M	L	M	L	M	M		O		
	Pool scrubbing	기존 실험보다 더 높은 기체 온도와 증기유량, 이송가스 내 수소를 포함시킨 실험		M	L	M	M	H	H	O			
		포화상태까지 확장된 수조 실험 및 과냉각상태 수조의 제염능력과 비교		M	L	M	M	H	H	O			
		수조 표면위 고압 조건이 에어로졸 및 아이오딘 기체 억류에 미치는 영향 조사 필요		H	L	H	M	H	H	O			
		잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 종합효과시험		M	L	M	M	H	M	O			
		Stand-alone 또는 integral code model의 검증에 위한 체계적 실험 데이터베이스 구축		M	L	M	L	H	H	O			
	MCCI	MCCI 관련 기존 실험결과에 대한 재평가 및 코드 추가검증, 콘크리트 기반의 에어로졸 특성 정량화		M	L	M	L	M	M		O		
		노심-콘크리트 상호작용 결과 생성물 기체에 의해 이송되는 핵분열생성물과 비방사성에어로졸의 양		M	L	M	L	M	M		O		
	격납건물	증기발생기 내 에어로졸의 억류		H	L	H	M	H	H	O			
	우회사고	ISLOCA나 SGTR 시 방사능영향 완화수단 및 전략 개발		M	M	M	M	M	M	O			

주1: W-world, D-domestic, H-high, M-medium, L-low

주2: 기존 표 C.10에 있던 “Leaching” 항목을 표 C.9로 이동함.

주3: 1차-1차로드맵(2016), 2차-2차로드맵(2022)

표 C.10 기체상 거동 관련 기술현안 별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
				1차		2차		1차	2차	단기 (2~3년)	중기 (3~5년)	장기 (5~10년)	N/A
				W	D	W	D						
기체상 방출	노심방출	기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 분석 및 평가		H	M	H	M	H	H	O			
		노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구		H	L	H	L	H	H			O	
		핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링		H	L	H	L	H	H		O		
	원자로냉각재계통방출												
	격납건물												

	방출												
	격납경계 누출	격납건물 Crack 형성 관통부에서의 누설 및 격납건물 동적 거동을 바탕으로 환경으로 누설되는 핵분열생성물의 정량화		M	L	M	L	M	M		O		
	Washout	기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 연구		M	L	M	L	M	M		O		
CFVS		2013년부터 연구개발을 통해 2017년 국산화 개발을 완료하고 2018년부터 선행 해외설비와 경쟁을 통해 국산화 설비의 원전 공급을 추진하였음. 그러나 중대사고 법제화 등 사고관리 여건 변화에 따라 CFVS가 설치된 월성1호기를 제외한 국내 가동원전에는 CFVS의 설치가 취소된 상황임.		H	M	H	H	H	L				O(국산화 완료)
ECSBS		감압효과, 가동시점, 가동시간		M	M	M	M	M	M		O		

표 C.11 중대사고 대처체계 관련 기술현안 별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

항 목	기술 현안	비 고	지식수준				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
			1차		2차		1차	2차	단기 (2~3년)	중기 (3~5년)	장기 (5~10년)	N/A
			W	D	W	D						
AST	실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항을 결정하기 위한 산학연의 종합적인 연구		H	M	H	H	H	H	O			
ST methodology	방사선원항 종합 모델링 개선		H	L	H	M	H	H		O		
	방사선원항 평가시 불확실성을 확인하고 해결할 수 있는 분석 방법: 격납건물에서 부유화된 아이오딘의 화학적 형태, 중대사고시 살수 및 자연 침적 등 제거 메커니즘		M	L	M	M	H	H	O			
	FP 거동 불확실성을 파악하기 위한 Fukushima 상세자료 분석	OECD BSAF Phase 2 ,ARC-F ,FACE	M	L	M	M	H	H	O			

표 C.12 아이오딘 및 루테튬 거동 관련 기술현안 별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준				중요도 (시급성)		연구기간 (국제 수준 도달 예상 소요기간)			
				1차		2차		1차	2차	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~1 0 년)	N/A
				W	D	W	D						
원자로냉각 재계통방출		Cs 및 I 방출모델		H	M	H	M	H	H		O		
		노심 및 RCS에서 기체상 아이오딘 생성 및 방출		H	L	H	L	M	H			O	
		전형적인 다성분 에어로졸에서의 아이오딘 흡착 반응속도와 방사선 조사 시 안정성		M	L	M	L	M	M			O	
		B <sub>4</sub> C 제어봉의 손상시 발생하는 CO에 의한 IOx의 분해		M	L	M	L	M	M			O	
		RCS 내 아이오딘의 이동에 미치는 제어봉 물질의 영향		H	L	M	L	H	H			O	
		RCS를 따라 부착된 금속성 아이오딘화물의 재증발 가능성		H	L	H	L	M	M			O	
격납건물방 출	아이오딘 거동(기체상 )	벽면 및 기기의 금속 또는 페인트 표면이나 에어로졸 입자에 흡·탈착되는 아이오딘 화학종의 이동		H	L	H	L	H	H		O		
		기체상에서 흡착 아이오딘과 페인트의 반응에 의한 유기 아이오딘의 비균 질 생성/페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원향에 미치는 영향	Bosland, Cantrel, 2015	M	L	H	M	H	H	O			
		기체상에서 방사능에 의한 유기 아이오딘의 분해		M	L	M	L	M	M		O		
		증기응축에 의한 휘발성 아이오딘의 흡착		H	L	H	L	M	M		O		
		IOx의 크기, 조성 및 격납건물 표면에 흡착된 IOx의 방사선하에서의 안정 성		M	L	H	M	H	H		O		
	아이오딘 거동(액체상 )	수조 내부에서 휘발성 아이오딘의 생성 및 소멸(방사선 환경의 영향)		H	L	H	M	M	M		O		
		아이오딘의 분리(partitioning): 액체상으로부터 휘발성 아이오딘의 생성률 / Pool 수면에서의 아이오딘 화학종간 질량전달률 / Pool이 고갈되면서 휘 발성 아이오딘을 방출하는 메커니즘		H	L	H	M	H	H		O		
	아이오딘 거동(환경)	대기 환경에서의 이동 중 아이오딘 화학종(기체·입자)의 변화		M	L	M	L	L	L			O	
Leaching		방출경로상에서 분자 및 유기 아이오딘의 제거율(흡착율)에 대한 분석모 델 개발		M	L	M	L	M	M		O		
에어로졸방 출	노심방출	핵연료로부터 방출 : 산화조건에서 Ru 에어로졸 거동에 대한 실험 데이터 확보	STEM - 2	M	L	H	M	H	H	O			
	원자로냉각 재계통방출	Ru (Ru-103, Ru-106) 침적물의 RCS 내에서 재휘발 (다른 핵종 또는 산화상태의 영향)	Bosland, Cantrel, 2015	H	L	H	L	H	H		O		



## C.V. 결론

한국원자력학회는 2015년 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 작성 특별위원회”를 설립하여 2016년 7월 29일 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서”를 발간하였다. 5년여가 지난 현시점에서 2016년 중대사고 로드맵 보고서에 수록된 PIRT표와 비교하였을 때, 국내외적으로 핵분열생성물 관련 연구가 활발히 진행되었고, 국내외 연구 상황 및 동향 변화를 통하여 해당 항목의 중요도 및 수준에 변화가 있었다.

본 보고서는 “핵분열생성물 거동 분과”에서 원자력발전소 중대사고 시 핵분열생성물의 거동 관련 제반 현상을 개관하여 주요 현안을 선정하고 안전 측면에서 그 중요도를 평가하며, 실험 및 해석 능력 측면에서 현재의 지식수준을 판단하고, 향후 현상에 대한 이해, 중대사고 관리 전략과 중대사고 완화설비 및 전략 측면에서 단기적, 중기적, 장기적 연구의 필요사항을 제안한 활동 내용을 포함하고 있다. 요약하자면, 핵연료로부터 원자로냉각재계통, 격납건물, 환경으로의 단계별 방출 특성과 핵분열생성물의 에어로졸 및 휘발성 핵종의 거동 특성을 고려하여 현상, 실험프로그램 및 전산코드 모델링 현황 등에 근거하여 향후 연구가 필요한 기술 현안을 도출하고 현재의 지식수준 및 중요도, 국제수준에 도달하는 데 필요한 연구 기간 등에 관해 조사한 내용을 기술하였다. 또한 2016년 원자력안전위원회에서 시행이 확정된 소외 방사성물질 방출과 주민의 건강 및 환경에 미치는 영향에 대한 허용기준을 기술하였다.

각 기술현안 별로 현 지식수준, 중요도 및 연구 기간 등에 대한 전문가들의 의견을 수렴한 결과, 노심 구조물의 손상 및 에어로졸 등 물질방출모델 개선 등 11개 사항을 중요성과 시급성이 큰 현안으로 평가하였다. 이들 대부분은 중장기 연구가 필요할 것으로 판단되었으나, 격납건물 내 수조(Pool) 제염 관련 모델링과 선원향 결정 등은 2~3년간의 단기적인 연구로 국제 수준에 도달할 수 있을 것으로 예상되었다.

이러한 결과물은 중대사고 관련 연구방향을 체계적으로 정립하고 중대사고 관리의 법제화 관련 규제업무에도 활용될 수 있을 것으로 기대된다. 다만, 본 분과에서는 환경 방출 이후 핵분열생성물의 거동에 대해서는 상세히 다루지 못하였다. 이러한 부분은 향후 연구 결과를 반영하여 본 보고서를 지속적으로 최신화하는 과정을 통해 보완이 필요할 것이다.

## C.VI. 참고문헌

- A.-C Grégoire and T. Haste, Material release from the bundle in Phébus FP, Ann. Nucl. Energy, 61 pp.63-74, 2013.
- A. de los Reyes, J.A. Capita, G.F. De santi, International Standard Problem 40 – Aerosol deposition and resuspension final comparison report. Joint Research Centre of the European Communities Report: EUR 18078 EN, NEA/CSNI/R(99)4, Ispra, February 1999.
- Bal Raj Sehgal, Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology, Supported by the SARNET, Academic Press, 2012.
- B. Kim 외, (2014), “Development of Reference Source Terms for EU-APR1400,” Transaction of Korean Nuclear Society Spring Meeting, Jeju, Republic of Korea, May 29-30, 2014, Korean Nuclear Society.
- C. Mun and L. Cantrel, Review of literature on ruthenium behavior in nuclear power plant severe accidents, Nucl. Technol., 156(3), 332-346, 2006.
- D.A. Powers, S. B. Burson, A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays, NUREG/CR-5966, SAND92-2689, Sandia National Laboratories/U.S. NRC.
- D. A. Powers 외, (1986), VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interaction with Concrete, NUREG/CR-4308, SAND 85-1370, Sandia National Laboratories/U.S. NRC.
- D. Jacquemain, S. Guntay, S. Basu, M. Sonnenkalb, L. Label, H.J. Allelein, B. Liebana Martinez, B. Eckardt, L. Ammirabile, OECD/NEA/CSNI status report on filtered containment venting, NEA/CSNI/R(2014)7, 2014.
- Delamare V. et al., In-plant Accident Management, text for the IAEA training material.
- D. Jacquemain et al., FPT1 Final Report, IPSN/DRS/PDF report SA1/00, IP00/479, 2000.
- E. Raimond et al., Use of Phébus FP and other FP programs for atmospheric radioactive release assessment in case of a severe accident in a PWR (deterministic and probabilistic approaches developed at IRSN), Annals of Nuclear Energy, 61, 190-198, 2013.
- F. T. Aguilar and S. K. Loyalka, Simulation of Multi-Component Charged Aerosol Evolution, Nucl. Sci. Eng., 194(5), 373-404, 2020.
- G. Ducros, Y. Pontillon, and P. P. Malgouyes, Synthesis of the VERCORS experimental programme : Separate-effect experiments on Fission Product Release, in support of the PHEBUS-FP programme, Ann. Nucl. Energy, 61, 75-87. 2013.
- G. Palaniswamy, S. K. Loyalka, Direct Simulation Monte Carlo Multicomponent Aerosol Dynamics : Coagulation, Deposition, and Source Reinforcement, Nucl. Technol., 160(2), 187-204, 2017.

- H.-J. Allelein, A. Auvinen, J. Ball, S. Guntay, L. E. Herranz, A. Hidaka, A.V. Jones, M. Kissane, D. Powers, G. Weber, State-of-art-report on nuclear aerosols, NEA/SCNI/R(2009)5, 2009.
- H. Bunz et al., DEMONA, Annual Report 1984, KfK 3942, 1985.
- J. Birchley, T. Haste, H. Bruchertseifer, R. Cripps, S. Guntay, B. Jackel, Phebus-FP: results and significance for plant safety in Switzerland, Nuclear Engineering and Design, 235, 1607-1633, 2005.
- J. J. DiNunno et al., "Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites," Technical Information Document TID-14844, U.S. Atomic Energy Commission, 1962.
- J-M. Bonnet et al., "State-of-the-Art Report on Molten Corium Concrete Interaction and Ex-Vessel Molten Core Coolability," NEA-7392, Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 2017.
- L. Soffer et al., Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465, February 1995.
- L. E. Herranz, and B. Clément, "In-containment source term: Key insights gained from a comparison between the PHEBUS-FP programme and the US-NRC NUREG-1465 revised source term," Progress in Nuclear Energy 52 (2010) 481-486.
- K. Moriyama, Y. Maruyama, and H. Nakamura. KICHE : A Simulation Tool for Kinetics of Iodine Chemistry in the Containment of Light Water Reactors under Severe Accident Conditions, JAEA-Data/Code 2010-034, JAEA, Tokai-mura, Japan, 2010.
- Majumdar, S., Shack, W.J., Diercks, D.R., Mruk, K., Franklin, J., Knoblich, L., 1997. Failure behavior of internally pressurized flawed and unflawed steam generator tubing at high temperature-experiments and comparison with model prediction. In: U.S.NRC Report, NUREG:CR-6575, ANL-97:17.
- OECD/NEA, OECD State of Art Report on Nuclear Aerosols, NEA/CSNI/R(2009)5, 2009.
- OECD/NEA, Achievements of NEA Safety Research Activities with Fukushima Implications, September 2013.
- Parker, G. W., et al., "Out-of-Pile Studies of Fission Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955-1965", ORNL-3981, p 85 (July, 1967).
- S. Guntay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla, ARTIST: introduction and first results, Nuclear Engineering and Design, 231, 109-212, 2004.
- S. G. Ashbaugh et al., "Accident Source Terms for Pressurized Reactors with High-Burnup Cores Calculated Using MELCOR 1.8.5," SARNET2-ST-P9 (SAND2008-6664), December 23, 2010.
- TEPCO Inc., Fukushima Nuclear Accident Analysis Report <Summary>, 2012.
- T. Haste, P. Giordano, L. Herranz, N. Girault, R. Dubourg, J.-C. Sabroux, L. Cantrel,

- D. Bottomley, F. Parozzi, A. Auvinen, S. Dickinson, J.-C. Lamy, G. Weber, T. Albiol, SARNET integrated European severe accident research-conclusions in the source term area, Nuclear Engineering and Design, 239, 3116-3131, 2009.
- T. Haste, F. Payot, C. Manenc, B. Clement, Ph. March, B. Somondi-Teisseire, R. Zeyen, Phebus FPT3: overview of main results concerning the behaviour of fission products and structural materials in the containment, Nuclear Engineering and Design, 261, 333-345, 2013.
  - T. Raunio, Experimental study on fine particle resuspension in nuclear reactor safety, Masters Thesis, Helsinki University of Technology, Faculty of Information and Natural Sciences, January 2008.
  - U.S. Nuclear regulatory Commission, “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants” , WASH-1400(NUREG-75/014), December 1975.
  - U.S.NRC, Policy, Technical, And Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and Advanced Light-Water Reactor (ALWR) Designs, 1993.
  - N. E. Bixler, VICTORIA 2.0: A Mechanistic Model for Radionuclide Behavior in a Nuclear Reactor Coolant System Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-6131 SAND93-2301 R3, 1998.
  - Y. Lee and Y. J. Cho, Sensitivity Studies of Entrained Droplet Concentrations on Pool Scrubbing in Jet Injection Regime, The Eleventh Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), Busan, November 18-21 2018.
  - Y. Lee, Y. J. Cho, and I. Ryu, Preliminary analyses on decontamination factors during pool scrubbing with bubble size distributions obtained from EPRI experiments, Nucl. Eng. Technol., 53(2), 509-521, 2021.
  - Y. Lee, Y. J. Cho, and K. Lim, Coupling scheme Coupling scheme of multicomponent sectional equations and Mason equations via transition rate matrix of hygroscopic growth applied to international standard problem No. 44, Ann. Nucl. Energy, 127, 437-449, 2019.
  - Y. Lee, Y. J. Cho and, S. Lee., Results on Benchmark Problems for Bubble Hydrodynamics & Preliminary Sensitivity Studies on Size Distribution of Bubbles to Decontamination Factor via I-COSTA, 3rd Meeting of the IPRESCA Project, Frankfurt, Germany, 2019.
  - 고희진, 강상호, 이승기, 송덕빈, KINS 신 안전목표 수립을 위한 유럽 방법론을 적용한 APR1400 방사선결말분석, 2015. 12. 29.
  - 한국원자력안전기술원, 경수로형 원전 안전심사지침 개정 3판, 2009. 12.
  - 한국원자력안전기술원, B. Clément 전문가 활용보고서, 2010. 11.
  - 한국원자력안전기술원, 중대사고 법제화 관련 원자력안전법 하위법령 제개정(안), 2015.10.
  - 원자력안전위원회, 사고관리 관련 “「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 및 고

시 제·개정(안)”, 2016.3.24.

간행물정보양식			
보고서번호	국문제목/영문제목		
KNS(R)-001-2022	중대사고 현안해결 로드맵 보고서 / Roadmap for resolving issues on the severe accident in nuclear power plants operated in Korea		
책임자 / 직책	김군태 / 한국원자력학회 원자력안전연구부회장		
참여자	류용호, 송진호, 하광순, 이윤희, 배준호, 임국희, 김성중, 나영수, 윤종일, 김성일, 강준영, 김동하, 김병조, 김상백, 김상호, 김용수, 김종태, 김태형, 김한철, 김형태, 박동민, 박래준, 박형기, 박재환, 박진성, 박창환, 박현선, 방광현, 서미로, 손동건, 송용만, 신상우, 신태형, 안광일, 안상모, 연제원, 이두용, 이연건, 이준엽, 정범진, 정용훈, 정재훈, 조성민, 조용진, 조창석, 최유정, 홍성완		
발행일	2022. 08. 31	공개여부	공개( ○ ) 비공개( )
페이지	p. 396	크 기	A4
위탁기관/ 관련기관			
초록	<p>중대사고 시 원전 안전성 향상을 위한 연구개발 과제의 도출을 위해 일차계통 방호 분과, 격납건물 방호분과, 핵분열생성물 거동분과로 나누어 각 중대사고 현상별 지식수준 및 중요도를 평가하였다.</p> <p>일차계통 방호분과는 노심손상으로 인한 원자로용기 하부 및 상부헤드 건전성 상실, ISLOCA, SGTR, PORV, 배관파손 등으로 인한 일차계통 파손 현상을 다루었다. 격납건물 방호분과는 격납건물 고온과압, 노심용융물 고압분출 및 직접가열, 가연성기체 연소폭발, 노심용융물-냉각수 반응, 노심용융물=콘크리트 반응 등 격납건물의 건전성에 영향을 미치는 격납건물 내 중대사고 현상에 대해 다루었다. 핵분열생성물 거동분과에서는 원자로 심 내 핵분열생성물 생성과 에어로졸 및 휘발성 핵분열생성물의 거동, 원자로 냉각재 계통 내부로의 방출, 격납건물 내부로의 방출, 환경으로의 방출, 살수계통등 핵분열생성물 완화설비 및 관련 전략, 참조 선원항 및 평가 기준 등에 대해 다루었다.</p> <p>2016년 이후 중대사고 관련 연구개발 결과를 정리하고, 이를 바탕으로 2016년 평가한 지식수준을 상, 중, 하로 재평가하였다. 각 중대사고 현상별로 정확한 예측 모델이 확보되었거나, 검증 데이터가 충분한 경우에는 지식수준을 ‘상’으로, 실험데이터나 예측모델이 부족한 경우는 지식수준을 ‘하’로 평가하였다.</p> <p>관련 현상의 중요도에 대해서도 상, 중, 하로 재평가하였다. 각 중대사고 현상 별로 원자로용기 건전성, 원자로 건물 건전성, 격납건물 내 방사선 원항에 영향을 미치는 정도와 가용한 사고관리 전략 및 대응설비의 효과를 고려하여 중요도를 평가하였다.</p>		
주제어 키워드	중대사고, 일차계통 방호, 격납건물 방호, 핵분열생성물 거동, PIRT, 노심용융, 중대사고 완화전략, 중대사고 완화설비, 원자력발전소		