

중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서

제 3권 핵분열생성물 거동분야

2016. 8.

분 과 장 : 김한철(한국원자력안전기술원)
간 사 : 김성일(한국원자력연구원)
분과위원 : 강상호(한국전력기술)
 김성중(한양대학교)
 서미로(한국수력원자력)
 송용만(한국원자력연구원)
 연제원(한국원자력연구원)
 윤종일(한국과학기술원)
 이두용(미래와도전)
 이종성(한국원자력안전기술원)
 임희정(한국원자력연구원)
 조성원(자문위원)
 조창석(한전원자력연료)
 진영호(한국원자력연구원)
 하광순(한국원자력연구원)
부위원장 : 송진호(한국원자력연구원)
위 원 장 : 류용호(한국원자력안전기술원)

보고서 개정 (Revision Sheet)

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

요 약

국내 중대사고 전문가들이 중대사고 현안 해결을 위한 로드맵 개발의 필요성을 논의함에 따라 2015년 초 원자력학회에 특별위원회가 설립되어 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성” 활동을 추진하게 되었다. 이 위원회 산하 3개 분과 중 핵분열생성물 거동 분과에서는 산학연 전문가들이 중대사고 시 핵분열생성물의 방출 및 이동 등의 거동 특성과 대처체계에 대한 기술현황을 조사하여 현안을 도출하고 향후 연구수요에 대한 의견을 수렴하여 제시하고자 하였다. 이러한 활동은 2000년대, 특히 후쿠시마 사고 후 유럽, 일본, 미국 등에서도 유사하게 이루어진 것으로 확인되었으며, 이러한 외국의 앞선 노력의 결과는 국내 중대사고 로드맵 개발에도 많은 참고가 되었다.

본 보고서는 이 분과에서 원자력발전소 중대사고 시 핵분열생성물의 거동 관련 제반 현상을 개관하여 주요 현안을 선정하고 안전 측면에서 그 중요도를 평가하며, 실험 및 해석능력 측면에서 현재의 지식수준을 판단하고, 향후 현상에 대한 이해, 중대사고 관리 전략과 중대사고 대처 설비 및 규제측면에서 중장기적 연구의 필요사항을 제안한 활동 내용을 포함하고 있다. 즉, 핵연료로부터 원자로냉각재계통, 격납건물, 환경으로의 단계별 방출 특성과 핵분열생성물의 에어로졸 및 기체상 거동 특성을 고려하여 현상, 실험프로그램 및 전산코드 모델링 현황 등에 근거하여 향후 연구가 필요한 기술현안을 도출하고 현재의 지식수준 및 중요도, 국제수준에 도달하는 데 필요한 연구기간 등에 관해 조사한 내용을 기술하였다. 또한, 대처체계 구축 측면에서 격납건물 내 완화설비와 격납건물우회사고 완화전략에 대하여 관련 현상과 중대사고 관리조치 및 규제 측면에 근거하여 도출된 기술현안의 중요성 등을 평가하였다. 아울러 사고 선원향 및 소외피폭 관련 허용기준에 대한 현황과 향후 관련 연구 필요사항을 기술하였다.

각 기술현안별로 현 지식수준, 중요도 및 연구기간 등에 대한 참여자들의 의견을 수렴한 결과, 핵분열생성물 거동에 관한 국내 기술수준은 전반적으로 국제수준에 크게 미달하고 있으며, 노심 구조물의 손상 및 에어로졸 등 물질방출 모델 개선 등 다음 12개 사항을 가장 중요하고 시급한 현안으로 평가하였다.

- 1) 노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질 방출 모델 개선
- 2) 산화조건에서 핵연료로부터 Ru 에어로졸의 방출 등 거동에 대한 실험데이터 확보
- 3) 원자로냉각재계통으로부터 격납건물로의 Cs, I 방출 모델
- 4) 에어로졸의 형성, 성장, 그리고 침착에 관한 현상 (응결과 응축에 의한 성장: 격납건물 표면에서의 응축에 의한 에어로졸의 거동 포함)
- 5) 다음 현상에 대한 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링: (1) 벽면 및 기기의 표면에 흡탈착되는 아이오딘 핵종의 이동 (2) 기체상에서 침착 아이오

딘과 페인트의 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 역류에 미치는 영향, 잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 Scrubbing 종합효과시험
- 8) CFVS 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 : 가동시점 또는 개방압력, SAMG 범주에서 CFVS 운전(개방지속/개폐반복), 격납건물 감압성능, 에어로졸과 기체상 아이오딘에 대한 제거효율, 피동 운전시간, 소내 및 소외선량
- 9) 실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항 결정
- 10) 기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 노심으로부터의 핵분열생성물 기체의 방출 분석, 평가
- 11) 아이오딘 분리: 액체상으로부터 휘발성 아이오딘의 생성률, Pool 수면에서의 아이오딘 핵종 간 물질 전달률, Pool이 고갈되면서 유기 아이오딘을 방출하는 메커니즘
- 12) 침적물 재증발, 노심으로부터 방출되는 루테튬(Ru-103, Ru-106)의 재휘발 및 분포, RCS 온도 및 기체 조성에 따른 루테튬 핵종의 재휘발 거동 및 재휘발 분율, 루테튬 이외의 다른 핵종이 침착되었을 때의 영향, 침착된 물질의 산화상태에 대한 표면상태 분석

이들 대부분은 중장기간의 연구가 필요할 것으로 판단되었으나, Pool Scrubbing 효과에 관한 실험적 연구는 2~3년간의 단기적인 연구로 국제수준에 도달할 수 있을 것으로 예상되었다. 이상의 결과물은 중대사고 관련 연구방향을 체계적으로 정립하고 중대사고 관리에 대한 규제요건 설정 등에도 활용될 수 있을 것으로 기대된다. 한편 본 분과에서는 환경방출 이후 핵분열생성물의 거동에 대해서는 다루지 못하였고 또한 제반 여건상 상세히 다루지 못한 부분들이 있으므로, 향후 본 보고서를 지속적으로 보완하고 최신화하는 후속 과정이 필요하다.

목 차

제1장 서론.....	9
제1절 배경 및 필요성.....	9
제2절 목적 및 내용.....	10
제2장 중대사고시 핵분열생성물 거동.....	13
제1절 핵분열생성물방출.....	13
1. 원자로냉각재계통 내부로의 방출.....	13
가. 노심방출.....	13
2. 격납건물 내부로의 방출.....	14
가. 원자로용기 손상.....	14
나. 고압용융물 방출.....	16
다. 배관 파손 및 개방.....	19
라. 노심용융물과 콘크리트간의 반응.....	20
3. 환경으로의 방출.....	23
가. 격납건물 손상.....	23
나. 격납건물 우회사고	26
제2절 핵분열생성물 거동	29
1. 에어로졸 거동.....	29
가. 에어로졸 형성, 성장, 그리고 침착.....	29
나. 세정.....	36
다. 수조 여과.....	38
라. 재부유.....	46
2. 기체 거동.....	48
가. 화학적 거동.....	48
나. 흡착.....	55
다. 재회발.....	56
제3장 대처체계.....	58
제1절 완화설비 및 전략.....	58
1. 여과배기계통.....	58
2. 살수계통.....	60
3. 격납건물 우회사고 완화 전략.....	64
제2절 참조 선원항 및 평가기준.....	67
1. TID 14844.....	67
2. NUREG-1465.....	67
가. 사고전개과정의 선정 및 핵분열생성물 방출시간.....	68

나. 핵분열생성물의 조성 및 규모	69
다. 화학적 형태	69
라. 여유도 및 불확실성	69
마. Phebus-FP 실험결과와 NUREG-1465의 비교	70
바. 미국의 NUREG-1465 보완 평가	71
3. 프랑스 참조 선원항	72
4. 소외 방출 허용기준	74
5. 선원항 관련 향후 연구 제안사항	76
 제4장 향후 연구를 위한 제언	 78
 제5장 결론	 92
 제6장 참고문헌	 93

표 목 차

표 1.1 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원	11
표 2.1 에어로졸 거동분야의 지식수준 및 중요도	36
표 2.2 예상되는 중대사고 조건 요약	45
표 2.3 RCS 저온관 파단시 아이오딘 분화에 대한 원소의 영향	49
표 3.1 PWR 격납건물 방출단계별 지속시간 및 핵종의 방출분율(PWR)*	69
표 3.2 격납건물로 방출되는 방사성 핵종(Herranz외, 2010)	71
표 3.3 프랑스의 참조선원향(재평가 전)	73
표 4.1 핵분열생성물의 거동 및 방출 완화방안에 대한 PIRT	80
표 4.2 에어로졸 거동 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간	86
표 4.3 기체상 거동 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간	87
표 4.4 중대사고 대처체계 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간	88
표 4.5 아이오딘 및 루테튬 거동 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간	88
표 4.6 핵분열생성물 거동 분과 PIRT	90

그 림 목 차

그림 1.1 중대사고 시 핵분열생성물 거동 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵.....	12
그림 2.1 입자의 직경에 따른 증착 속도 비교.....	33

제1장 서론

제1절 배경 및 필요성

원자로심이 손상되는 중대사고 시 핵분열생성물과 방사화생성물, 악티나이드 등의 방사성물질은 원자로격납건물(이하 '격납건물')이 손상되거나 배기 또는 우회되어 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 2호기와 3호기에서 통제되지 않은 상태에서 여과 없이 방사성물질이 방출되어 부지 북서쪽의 광범위한 지역을 오염시켰고, 또한 1~3호기에서 수차례 수행된 격납건물 여과배기를 통해 환경으로 방출되었으나 그 준위는 훨씬 낮았던 것으로 TEPCO가 평가한 바 있다(OECD/NEA, 2013; TEPCO Inc. 2012).

선원항을 결정하기 위해서는 손상된 핵연료로부터의 방사성핵종의 방출, 원자로냉각재 계통(Reactor Coolant System, RCS) 내 이동시 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 불활성기체와 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. 즉, 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, 조기 방출 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 통합규제검토서비스, IRRS: Integrated Regulatory Review Service)를 수행한 결과로서 중대사고에 의한 소외 주민의 피폭선량 제한치를 적절하게 설정하도록 권고한 바 있다. 한편 국회의 발의로 원자력안전법이 2015년 6월 22일 개정되어 기존 법령에서 포함되지 않았던 중대사고에 대한 대응조치로서 원자력발전소 운영허가 신청 시 사업자가 중대사고관리계획을 포함한 사고관

리계획서를 신청서류로 제출하도록 요구하는 내용이 추가되었다.

이러한 환경 하에서 중대사고시 방사성물질 방출에 관한 현상 규명 및 저감방안 개발이 더욱 시급하게 대두됨에 따라 중대사고 전문가들이 “중대사고 현안 해결을 위한 로드맵”을 작성하는 것에 대해 2014년 10월 개최된 원자력학회 추계학술대회 워크숍에서 논의하였다. 이에 따라 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(참고 표1.1), 각 분과에서는 산학연의 관련 전문가들(안)이 정기적인 회의 및 세미나를 개최하여 중대사고 쟁점 해결을 위한 로드맵을 작성하고자 하였다. 이에 따라 본 핵분열생성물 거동 분과에서는 2015년 1월 22일 제1차 회의를 가진 이래 2016년 3월까지 총 9회에 걸친 분과 회의를 통해 로드맵 작성 방향을 설정하고 기술 수목 형태의 핵분열생성물 거동 특성도를 개발하여 분야별로 관련 기술현황을 조사하였다. 또한 이를 기반으로 현안을 도출하고 현 지식수준 및 중요도, 그리고 국제수준에 도달하는데 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 기대된다.

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.

제2절 목적 및 내용

핵분열생성물 거동 분과의 활동은 원자력발전소 중대사고시 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 지식수준을 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 1.1과 같다. 본 보고서에서는 그림 1.1의 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 현상, RCS 및 격납건물 내 관련 현상(Related phenomena), 현안 중요성(Significance on issue), 중대사고 관리지침서 조치(SAMG action), 규제측면(법제화 포함)(Regulatory aspects including rulemaking)을 기술하였다. 이어 사고 선원향 및 소외피폭 관련 허용기준에 대한 현황을 기술하고 끝으로 향후 국내 원자력계에서 필요한 사항을 제안하고자 하였다.

표1.1 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원

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

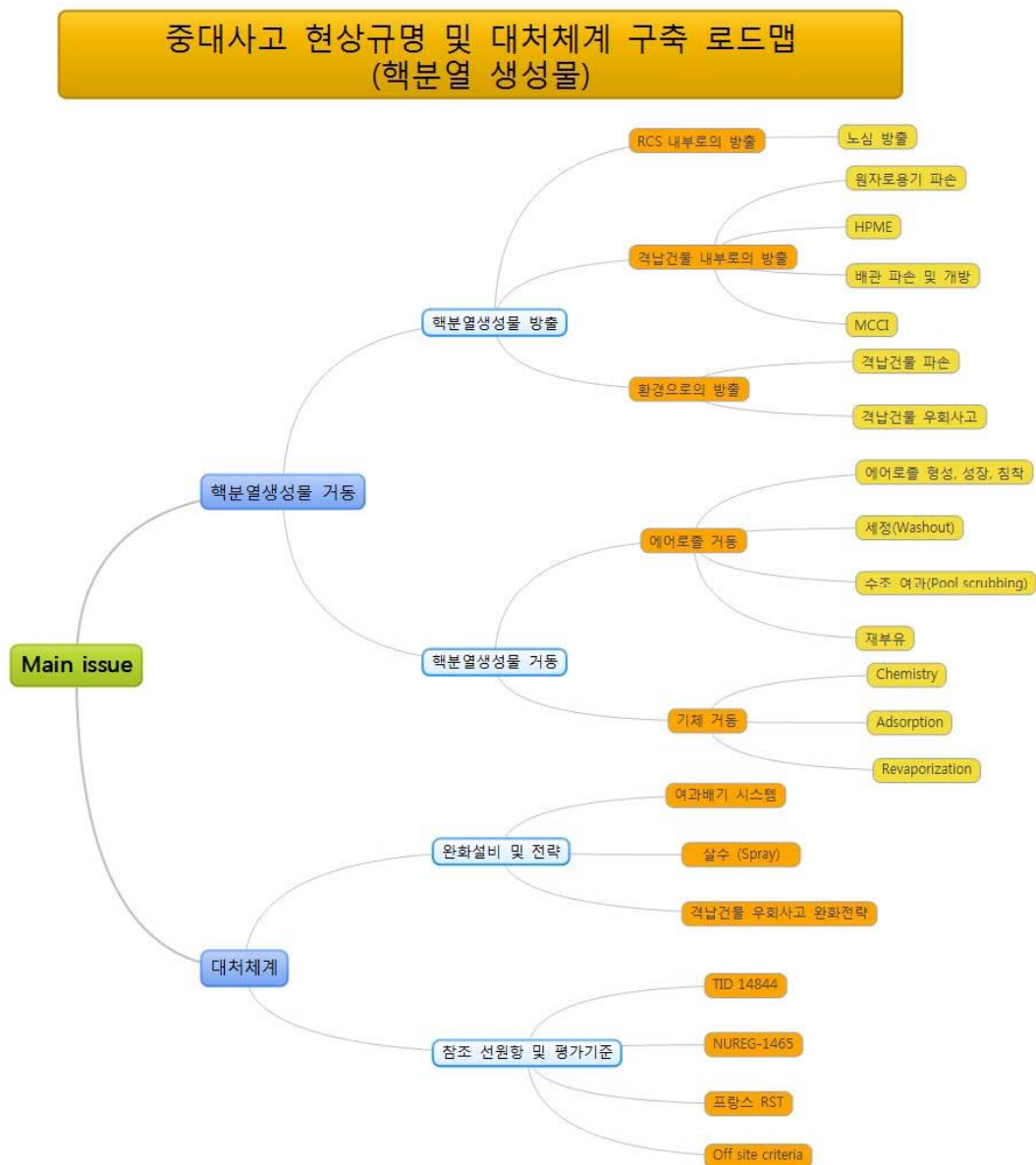


그림 1.1 중대사고 시 핵분열생성물 거동 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵

제2장 중대사고시 핵분열생성물 거동

제1절 핵분열생성물방출

1. 원자로냉각재계통 내부로의 방출

가. 노심방출

(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 노내 핵연료봉에서의 핵분열생성물 방출은 연료봉내 간극방출(Gap Release), 핵연료봉 용융에 의한 방출(Meltdown Release), 원자로 공동에서의 휘발 방출(Vaporization Release), 폭발에 의한 산화방출(Oxidation Release)의 네 가지 모드로 나눌 수 있다. 핵연료봉 용융에 의한 핵분열생성물의 방출률은 온도, 산소농도, 물질간 반응도, 연료 연소도(Fuel Burn-up), 핵연료봉 특성(UO_2 , MO_x) 및 형상(Solid Fuel, Debris Bed, Molten Pool) 등에 따라 달라진다.

핵분열생성물의 연료봉내 간극방출은 핵연료봉 피복재(Cladding)가 손상되었을 경우, 핵연료봉에서 생성된 기체가 방출되는 것을 말한다. 피복재의 손상온도는 온도상승률, 내부 기체압력, 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 두 가지 분율을 고려한다. 방출분율은 UO_2 연료로부터 기체로 방출되는 분율을 말하며, 방사분율은 파막층이 파손되었을 경우 간극에서 실제로 방사되는 분율을 말한다. WASH-1400에 따르면 불활성기체(Noble gases), 할로젠 금속(Halogen metals), 알칼리 금속(Alkali metals), 알칼리 토금속(Alkaline earth metals), 텔루륨(Tellurium) 등에 따라 방출분율 및 방사분율이 다르며, 전체 간극 방출율은 약 0.0001%(Alkaline earth)에서 5%(Alkali metal) 정도로 제시하고 있다.

핵연료봉 용융에 의한 핵분열생성물의 방출량은 핵연료봉의 온도가 상승하면서 증가하는데, 증기가 많고, 연료봉의 표면적이 넓은 연료봉의 초기 용융 시에 다량 방출된다. WASH1400에 따르면 불활성기체(Xe, Kr)는 50~100%, 할로젠(I, Br)은 50~00%, 알칼리금속(Cs, Rb)은 40~90%, 알칼리 토금속(Sr, Ba)은 2~20%, 텔루륨(Te)은 5~25%, 비활성 금속(Ru, Rh, Rd, Mo, Tc)은 1~10%, 귀금속(Y, Np, Pu)는 0.01~1% 정도의 방출분율을 가지고 있다.

(2) 실험 프로그램 현황

- ISTP(2011-2014, CEA)/ VERDON (고연소도 UO_2 and MO_x 핵연료)
- 산화조건에서의 Ruthenium 방출
- SASCHA, ORNL HI/VI, CRL, VEGA, HEVA/ VERCORS, PHEBUS FPT, CORA-13

(3) 전산코드 모델링

MAAP, MELCOR 코드에서는 CORSOR, CORSOR-M, CORSOR-BOOTH, CORSOR-O, ORNL-BOOTH 등 다양한 모델을 통해서 방출량을 계산하고 있다. VICTORIA는 UO_2 내부에서의 핵분열생성물의 방출량을 계산할 수 있다.

(4) 지식수준 및 중요도

- 지식수준: Medium
- 중요도: High

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

- 핵연료 종류(예 MO_x fuel), 연소도(Fuel burn-up)에서 다른 핵분열생성물 방출거동
- Cs과 I 방출 거동

2. 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 원자로 용기의 건전성을 위협하게 된다. 원자로 하부헤드에 냉각수가 존재한다 하더라도 용융노심의 표면에 피막층(Crust)이 형성되어 노심용융물로부터의 열전달을 방해하므로 쉽게 냉각되지 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 내

부 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.

선원항(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 1.3시간 정도일 것으로 추정하였다. 초기 용기 내 방출 단계에서 불활성기체와 I, Cs, Te와 같은 휘발성 핵종의 상당량이 격납건물로 방출된다. 고압 사고전개과정은 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: FAI, CORVIS, LHF, KAERI

- 크립 파손: MPA Meppen, RUPTHER, FASTCHER, LHK, OLHF, FOREVER, INVECOR

(3) 전산코드 모델링 현황

원자력산업체에서 많이 사용되고 있는 MAAP(Modular Accident Analysis Program)의 경우 노심용융물 재배치와 세립상(Particle bed) 형성, lower head에서 열전달 메커니즘, 노외냉각을 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 Cooling으로 약 30% 정도의 열제거가 가능한 것으로 최근 밝혀짐에 따라 이에 따른 기존 모델의 개선이 이루어지고 있는 상황이다.

MECLOR에서는 ICI tube 파손 모델 적용 시, 파손온도를 사용자가 입력하는 것으로 단순 모델링하고 있다.

(4) 지식수준 및 중요도

- 지식수준: Medium(ICI tube 파손)
- 중요도: High(ICI tube 파손)

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

- ICI tube 파손 모델링 개선 및 검증시험

나. 고압용융물 방출

(1) 현상 설명

소형 파단 냉각재 상실사고 또는 전원 상실사고와 같은 고압사고 경위 시, 노심손상에 의해 원자로용기 손상이 일어나게 되면 용기 하부의 노심 용융물이 고압으로 원자로 공동(Cavity)을 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 고압분출 현상(High Pressure Melt Ejection: HPME)이라 한다.

DCH 현상은 현상의 진행 경로 및 구역에 따라 다음 세 영역, 원자로 공동 내 용융물과 증기의 상호작용, 격납건물 하부 구조물과 용융물의 작용과, 격납건물 상부 대기와 용융

물의 상호작용으로 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 분출되면서, 원자로 공동 내에서는 용융물과 분출가스 간의 상호작용, 즉 액적이탈(Entrainment)과 분산(Dispersion)에 의해 용융물이 작은 입자화 되어 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 노심 용융물이 원자로 공동을 거쳐 격납건물 상부의 대기로 이송하는 동안 주변의 공기와 산화반응 등 화학작용을 일으키며 이때 생성된 수소가스는 연소 반응에 의해 격납건물 내 온도와 압력을 가중시키게 된다. 따라서 DCH에 의한 격납건물기의 최대 압력은 원자로용기 손상 시 용융물의 분사량, 원자로 공동을 통한 용융물의 방출분율, 격납건물 내 입자의 이송 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 그 동안 가동 중 원전의 DCH 평가 및 신규 원전의 DCH 방지 완화 설계에 광범위하게 활용되어 왔다.

HPME가 발생하면 미세한 UO_2 입자가 산소와 반응하기 때문에 U_3O_8 생성과정 중 짧은 시간동안 다량의 핵분열생성물이 방출될 수 있다. 격납건물 내에서 UO_2 가 미세한 입자로 비산되면 $1500^{\circ}C$ 이하에서는 UO_2 입자는 산소와 반응하여 U_3O_8 으로 변하는데 이러한 발열반응 중 핵분열생성물이 방출된다. Oak Ridge 국립연구소의 연구에 의하면 $1100 \sim 1200^{\circ}C$ 의 온도에서 UO_2 산화반응의 약 10-15분 동안, 불활성기체(Xe, Kr)는 80~100%, 할로젠 금속(I, Br)은 80~100%, 텔루륨(Te)은 40~80%, 귀금속(Ru, Rh, Rd, 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 대별할 수 있다. DCH 종합실험은 미국의 경우

80년대 후반부터 국립연구소를 중심으로 원자로 공동 및 격납건물을 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. 이 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.

DCH 종합실험은 고온 용융 물질을 이용하여 SNL(Sandia National Laboratories), ANL(Argonne National Laboratory), FAI(Fauske and Associates)에서 수행되었다. 일정 제한된 용기 내에서 원자로 공동을 모의하여 고압 상태의 고온 용융물을 분출시킴으로써 격납건물 내에 압력 등 용융물 입자의 주요 거동을 측정하였다. 종합실험에서는 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.

- DCH 종합실험: 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
- DCH 현상과 연관된 핵분열생성물 실험은 없음.

(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 USNRC의 NUREG-1150 PRA (Probabilistic Risk Analysis) 연구에서 DCH에 의한 평가는 DCH의 초기 및 경계 조건 그리고 현상의 불확실성 등으로 매우 제한된 결과를 주고 있다. 이에 따라 USNRC는 SASM-TPG(Severe Accident Scaling Methodology-Technical Program Group)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 마련하

였다. Zion 평가 결과, DCH에 의한 격납건물 손상 확률이 충분히 낮게 나타남으로써 NRC는 DCH 쟁점이 해결되었다고 결론지었다. Zion 방법을 이용한 Surry 평가 결과를 NUREG/CR-6109, 모든 Westinghouse 원전(with dry containment)에 대한 평가를 NUREG/CR-6338, 그리고 이어서 CE 및 B&W 원전, Ice Condenser 격납건물 원전에 대한 DCH 평가를 완료함으로써 USNRC는 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 USNRC의 CSARP(Cooperative Severe Accident Research Program)의 DCH 연구와 궤를 같이하면서 고리 1,2, 영광 3,4, 울진 1,2 등 국내원전의 원자로 공동 모형을 중심으로 용융물 분출 실험(Debris Dispersal in Cavity)을 수행하였으며, NUREG/CR-6075 방법론을 바탕으로 APR1400의 설계인증을 위한 DCH평가가 이루어진 바 있다.

(4) 지식수준 및 중요도

- 지식수준: DCH 현상(High), DCH 현상 중 핵분열생성물의 거동(Low)
- 중요도: Low (DCH 발생 빈도가 낮기 때문)

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

- 없음

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 않는 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 RCS 내에 존재하는 핵종이 방출되다가 노심용융이후에는 고온 가스의 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 방출

되게 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. 노심용융이전에 원자로 압력을 낮추기 위한 개방이라면 정상운전 중 RCS내의 핵분열생성물이 격납건물 대기로 방출되며, 노심용융이후 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 않다. 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

알 수 없음.

(3) 전산코드 모델링 현황

중대사고 종합분석 코드인 MAAP에서는 밸브 개방고착, 배관 파손 등에 의한 핵분열생성물 방출량을 격실별로 평가할 수 있다.

(4) 지식수준 및 중요도

- 지식수준: high
- 중요도: low

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

알 수 없음.

라. 노심용융물과 콘크리트간의 반응

(1) 현상 설명

노심이 용융되고 이를 원자로용기 내에서 냉각시키지 못한다면, 결국 원자로용기가 손상되고 노심용융물은 원자로용기 하부의 공동(Cavity)으로 떨어지게 된다. 이 과정에서 원자로용기 손상 시점의 압력에 따라 DCH 현상을 동반할 수도 있고, 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, 이산화탄소등을 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 손상이전 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 재질과 연관시켜 개선방안을 찾고 있다. 국내 가동원전에서 사용된 콘크리트인 Basaltic(현무암) 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.

원자로 압력용기의 하부헤드가 손상되면 용융된 노심 파편이 원자로 공동의 구조재와 상호작용을 일으켜 휘발성이 낮은 핵종이 격납건물로 방출될 수 있다. 이때 콘크리트 유형에 따라 방출량이 다른데 석회석 콘크리트가 현무암석보다 CO 및 CO₂ 기체 생성량이 더 많다. 이 기체들은 Ba, Sr과 같이 휘발성이 낮은 핵종과 란타늄계열의 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 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 고려하여야 원자로 공동에서의 핵분열생성물의 휘발방출을 평가할 수 있으므로 불확실성이 큰 분야이다.

원자로 공동에 물이 있으면 노심 파편을 냉각시키거나 방사성물질을 씻어 내고 물 안에 가둠으로써 격납건물로의 용기 외 방출량은 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. 실험결과, 콘크리트 조성물질인 Si, Na, K 등의 비방사성 에어로졸이 많이 방출되며, 에어로졸의 방

출률은 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 기간 에어로졸 방출이 증가하다가 감소하였으며, 석회암의 경우 용융물 상부 측면 벽의 침식으로 Na, K을 소량 포함한 흰색 CaO 에어로졸이 다량 방출되었다. 많은 양의 Te이 방출된 반면 Ce, La, Sr, Ba, Mo 등의 방출은 소량이었다. 에어로졸은 0.1~0.5 μm 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).

(3) 전산코드 모델링 현황

MCCI 현상을 예측하기 위한 전산코드로는 NRC 주관의 VANESA, CORCON이 있으며, EPRI의 MAAP, 독일의 KZK에서 개발한 WECHSL 코드 등이 있다. 하지만 이들 코드들은 아직까지 분석결과에 많은 차이를 보이고 있다.

원전사업자가 주로 사용하는 MAAP 전산코드는 후쿠시마 원전사고이후 MAAP5로 개정되면서 MCCI 모델에 많은 개선사항이 이루어지고 있다. 특히 원자로 공동 내에서 노심용융물질의 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.

(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 콘크리트간의 열전달, 냉각수가 존재할 경우의 냉각 메커니즘 등에 대해서도 더 많은 실험과 연구가 필요한 상태이다.

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

- 관련 기술현안

- . 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 노심용융물의 라이너 접촉으로 정의하고 있지만, 이는 격납건물 기밀성능 손상 측면이며, 선원항 관점에서는 라이너 하부에 기초콘크리트가 존재하므로 현재 정의상 BMT가 발생해도 핵분열생성물이 환경으로 방출되는 것은 아님. 따라서 이에 따른 BMT 및 방출시점에 대한 검토가 필요하다.
- 향후 연구 수요
 - 고온에서의 콘크리트 특성
 - 노심용융물질의 layer 형성(Light metal 및 heavy metal layer)
 - Water ingressión 및 Melt eruption

3. 환경으로의 방출

가. 격납건물 손상

(1) 현상 설명

1) 파단(Rupture)

가) 조기 손상

격납건물 조기손상은 원자로용기 손상 이후 2 시간 이내에 일어나는 격납건물 손상으로 정의된다. 그러나 이러한 정의는 정확히 2 시간 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 수분 이내)에 주로 발생하거나 그렇지 않으면 원자로용기 손상 이후 약 24 시간 이상이 경과되는 사고경위 후반부에서 집중적으로 발생하기 때문이다.

일반적으로 격납건물 조기손상에 기여하는 현상은 아래와 같이 알려져 있다.

- 원자로용기 손상전후 수소연소
- 격납건물 직접가열현상
- 원자로용기 외부 급속 증기생성 및 증기폭발
- RCS 계통 감압실패

(후기 손상)

격납건물의 후기 손상은 원자로용기 손상 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.

- MCCI 및 격납건물 과압
- 원자로용기 손상 전, 원자로 공동에 충분한 양의 냉각수가 존재할 경우 MCCI 현상을 완화하여 격납건물 손상을 방지할 수 있음
- 격납건물 후기손상은 일반적으로 RCS 상태와는 관련이 없음

2) 누출(Leak)

격납건물의 조기손상 중 Leak는 손상 이전 균열이 발생하는 것으로 PSA에서는 Rupture는 격납건물이 감압되는 격납건물 손상으로 약 1 ft^2 이상의 파단면적을 말하며, Leak는 격납건물의 가압이 유지되는 격납건물 손상으로 약 0.1 ft^2 의 파단면적을 갖는 손상을 말한다. 선원항 관점에서 방출되는 양의 차이가 있다.

관련된 RCS 현상 및 격납건물 내 현상은 Rupture와 크게 다르지 않다.

3) 바닥재 용융관통(Basemat melt-through)

격납건물 바닥콘크리트 용융관통은 원자로 공동 내 노심용융물이 냉각되지 않아 원자로 공동에 냉각수가 있더라도 노심용융물-콘크리트 상호작용(MCCI)을 일으킴으로써 발생한다. 노심용융물질이 지속적으로 바닥 콘크리트를 침식시켜 라이너(Linar) 와 접촉하는 순간 BMT가 발생한 것으로 판단하고 있다.

- MCCI는 원자로용기 손상 이후 현상으로 일반적으로 RCS 상태와는 관련이 없음.

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 압력에 영향이 크며, 선원항 관점에서 비교적 사고초기에 형성되는 핵분열생성물이 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 증가

를 초래한다. 소규모 증기폭발은 일어날 수 있는 것으로 간주되지만 공기 중 방사능을 현저히 증가시키지 않을 것이며, 대규모 증기 폭발은 발생 가능성이 훨씬 적다.

- 로켓유발 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 달라진다. 격납건물 내부에 방출되어 부유하고 있는 에어로졸은 시간이 지남에 따라 자연적인 제거 메커니즘에 의해 그 양이 감소한다. 대표적인 제거 메커니즘은 아래와 같다.
 - . 중력침강
 - . 벽면에서의 침착(Diffusiophoretic, Thermophoretic 및 Brownian)
- 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 실험결과는 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: High

1) 파단(Rupture)

(조기 손상)

- 수소연소 및 폭발천이
- 격납건물 직접가열현상
- RCS 감압
- 수소제어

(후기 손상)

- MCCI 현상
- 과압에 의한 손상 시, 격납건물 손상 부위 및 손상 시점
- 원자로 공동 충수
- 격납건물 살수
 - . OPR1000 노형이전은 격납건물 배기전략
 - . APR1400 원전은 ECSBS통한 보조 살수
 - . 후쿠시마 후속조치로 격납건물 여과배기 설비 추가 도입

2) 누출(Leak)

- 위의 rupture 부분과 동일

3) 바닥재 용융관통(Basemat melt-through)

- MCCI 현상
- 고온에서의 콘크리트 특성
- 배수조(Sump)에서의 MCCI
- 원자로 공동 충수

4) 동적 손상(Dynamic failure)

- 노내 증기폭발
- RCS 계통 감압실패
- 노내 증기폭발 가능성 및 폭발력
- 원자로용기 손상 시, 취출력과 구조물 건전성
- RCS 감압

나. 격납건물 우회사고

(1) 현상 설명

격납건물 우회는 격납건물의 구조적 건전성은 유지되더라도 방사성물질의 방출경로가 노내에서 핵분열생성물이 격납건물 대기를 거치지 않고 격납건물 외부로 형성되므로 격납건물살수계통의 운전에 영향을 받지 않는 특징이 있다. 일반적으로 저압경계부 냉각재상실(ISLOCA) 사고와 증기발생기 세관 파단(SGTR) 사고가 이 경우에 해당된다.

저압경계부 냉각재상실사고(ISLOCA)는 1차측 RCS와 연계된 계통들 사이의 설계압력

차가 커서 발생될 수 있다고 가정하며 안전주입계통 고온관 주입유로나 정지냉각계통 흡입 유로 등 원자로냉각재계통의 저압경계부를 통해 1차측 냉각수가 격납건물 외부로 직접 상실되는 사고이다. 즉 격납건물 내부 직렬 격리밸브들의 디스크가 손상되고 압력방출밸브의 개방이 실패하면 저압으로 설계된 유로가 원자로냉각재계통 고압력에 노출되어 격납건물 외부에서 배관 파단이 발생할 수 있다. 그러므로 설계 시 저압경계부의 설계압력을 높여 파단을 예방할 수 있으나, ISLOCA가 발생하면 일부 펌프를 정지하여 파단유량을 최소화하는 것 외에는 적절한 완화수단이 없어 노심손상이 발생되고 RCS에 연결되어 격납건물을 관통하는 저압 경계부 계통 및 보조건물을 통해 격납건물 외부로 방사성 물질이 방출될 수 있다.

증기발생기 세관 파단(SGTR) 사고는 중대사고 환경에서 증기발생기 세관이 손상되어 1차측에 존재하는 핵분열생성물이 2차측 및 환경으로 방출될 가능성이 있는 사고를 말한다. 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 모의하기 위한 크립파손 모델(Creep rupture model)이 개발되어 있다. 크립파손 모델은 파손시점이 온도와 스트레스의 함수로 표시되는데, 재료 물성치 특성이 파악되면 라손-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 1차측 수증기 온도 및 1/2차측 압력차가 중요한데, 수증기의 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 정상압력차의 3배(270기압)까지 견디는 것으로 알려져 있으나 이는 1차측의 온도가 높지 않을 경우이며, 중대사고 상황에서 1차측의 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 얇은 결함(Shallow flaw)이 있으면 메기입모양(Fish mouth) 파손이 잘 발생한다. 한편, 중대사고 조건에서는 증기발생기 1차측 U관(Intermediate leg)은 통상 냉각수로 막혀 있어 증기발생기(1차측) 세관을 통과한 수증기가 다른 세관을 통해 다시 돌아오는 자연순환(Natural circulation) 현상이 발생한다. 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 사건

이 발생하면 노심의 핵분열생성물이 격납건물 내 체류하는 시간 없이, 즉 격납건물 내 자연적/공학적 제거 기제를 거치지 않고 2차측을 거쳐 외부환경으로 직접 방출되므로 선원항 관점에서는 그 중요성이 매우 크다. SGTR 시 핵분열생성물의 외부환경으로의 방출은 주증기격리밸브(MSIV), 주증기 방출밸브, 대기방출밸브(ADV) 개폐, 보조급수 가동, 2차측 냉각수 주입, 1차측 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

- ANL 실험(Majumdar, 1997)

(3) 컴퓨터 코드 모델링 현황

- ISLOCA나 SGTR은 사고해석용 종합전산코드(MELCOR, MAAP, ASREC 등)로 어느 정도 모델링이 가능하나 MELCOR 코드의 경우 ISLOCA시 다량 생성될 것으로 예상되는 에어로졸 부착물의 재부유는 고려하지 않음(재취발은 고려함)(USNRC, NUREG/CR-7110, V.2, 2012).
- 국내 원전에 대하여 확률론적안전성평가를 할 때 SGTR 및 ISLOCA 사고로 인한 환경으로의 선원항 방출분율을 전산코드 MAAP을 이용하여 계산하고 있음.

(4) 지식수준 및 중요도

- SGTR이나 ISLOCA에 대해 국제적으로 원전의 거동 분석이 수행됨(중요도 High). 그러나 고온유발 SGTR(TI-SGTR)에 대해서는 관련 RCS 자연대류 및 증기발생기내 유체 혼합과 관련하여 발생가능성 평가의 불확실성이 있음(중요도 Medium).
- 방사능영향 측면에서 중요도 높음(High).

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

- TI-SGTR 발생 평가능력 향상을 위한 RCS 자연대류 및 증기발생기 챔버 내 유체 혼합 연구
- 고온고압 조건에서의 RCS 압력경계의 손상 특성 및 물성치
- ISLOCA나 SGTR 시 방사능영향 완화수단 및 전략 연구

제2절 핵분열생성물 거동

1. 에어로졸 거동

가. 에어로졸 형성, 성장, 그리고 침착

(1) 현상 설명

○ 핵분열생성물 에어로졸 특성(Characteristics of nuclear aerosols)

노심 손상을 야기하는 중대사고 후에 핵연료봉의 손상과 연이은 용융과 재배치로 인해 핵분열생성물이 에어로졸의 형태로 방출된다. 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 기체 상 또는 액적에 부유하는 매우 작은 고체의 입자로서 전형적인 크기는 약 $0.01\ \mu\text{m}$ 에서 $20\ \mu\text{m}$ 의 분포를 보인다. 또한 대표적인 에어로졸의 농도는 $100\ \text{g}/\text{m}^3$ 보다 낮으며 통상 $1\ \text{g}/\text{m}^3$ 보다 적다. 이러한 낮은 농도의 에어로졸은 기체의 수력학적인 역학보다는 동력학적인 역학에 큰 영향을 미친다. 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 입자들의 거동은 연속체적인 역학과 자유 분자역학의 영역에 걸쳐 매우 복잡한 양상을 지닌다. 이러한 영역에서 에어로졸의 거동은 Boltzmann 방정식의 근사적인 해법에 의해 기술된다.

핵분열생성물 에어로졸은 공학적 안전계통의 성능에 큰 영향을 미치며 특히 에어로졸의 농도, 분산도, 그리고 방사성 선원항의 영향들이 크게 고려되어야 한다. 사고 시 극한 조건에서의 에어로졸의 방출로 인해 매우 활성화된 거동을 보이게 되며 화학적 거동 또한 강력하게 작용하기 때문에 이에 대한 실험적 그리고 해석적인 노력이 많이 요구된다.

○ 원자로 사고 해석 시 에어로졸 입자의 물리적 처리

에어로졸 거동의 역학적 영역은 대개 Knudsen(Kn)에 의해 나뉘진다. Kn은 기체분자의 자유행정거리(λ)의 2배와 에어로졸 입자의 직경(D_p)의 비로 정의된다.

Kn이 0.1보다 작으면 연속체적인 방법론이 적용되며, Kn이 10보다 크면 자유 분자 운동이 지배적이다. 이러한 영역은 기체의 자유행정거리에 크게 영향을 미치는 온도와 압력에 따라 변화할 수 있고, 대기압상온에서 기체의 자유행정거리(λ_{air})는 약 $0.06\ \mu\text{m}$ 이다. 기체 상에 부유하는 에어로졸 입자수 밀도는 대개 $10^{13}\ \text{numbers}/\text{m}^3$ 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 에어로졸의 성장과 침착은 log-normal의 분포를 지닌다. 그러나 연속적인 에어로졸의 주입이 발생하고 공학적 안전 계통이 동반될 시에는 좀 더 복잡한 에어로졸 크기 분포가 형성되며 특정 기간 동안에는 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 입자의 생성시키는 과정들은 다음을 포함한다.:

- . 고속의 기체 유동에서 고체 또는 액적의 견인(Entrainment of solids or liquid droplets in high velocity gas flows)
- . 액체를 통해 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 고온용융물 배출(High pressure melt ejection from the RCS)

역학적인 과정을 통해 생성되어 기체상에 부유하는 에어로졸의 크기는 매우 작지 않다. 전형적으로 그 크기는 1~2 μm 를 넘지 않는다. 그러나 하나의 예외는 액체를 통해 가스의 버블링과 bursting을 통해 생성되는 에어로졸인데, 이러한 에어로졸은 에어로졸 입자들을 생성하는 주요 원천은 아니다. 따라서 역학적 과정에 의해 생성되는 에어로졸은 대개 사고 해석 시에 무시되는 경향이 있다.

과포화된 증기로부터의 에어로졸 입자의 생성은 원자로 사고 시에 가장 중요한 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 비율(Ratio of the actual partial pressure of condensable species divided by the

equilibrium partial pressure of that species)이 4에서 10을 초과할 때 균일하게 발생할 수 있다. 특정 증기에서 에어로졸이 nucleation이 되기 위해 필요한 과포함도는 민감한 함수로서 응축상의 표면에너지의 함수이다.

원자로 사고 시에 기체상은 매우 높은 강도로 방사화가 되며 따라서 에어로졸의 결정 핵생성처(Nucleation site)로서 작용할 수 있는 비교적 높은 농도의 이온들이 존재한다. 이로부터 상당한 양의 비균일적(Heterogeneous) 결정핵생성이 발생할 수 있다. 에어로졸의 결정핵 생성은 특성상 매우 운동학적으로 발현되므로 균일적 그리고 비균일적 결정핵생성이 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 사고 해석에서는 결정핵생성에 대한 모델링이 생략되어 있다. 입자의 형성은 대개 증기가 포화조건에 도달할 때 발생하는 것으로 간주된다.

2) 에어로졸 성장

- 응결(Coagulation)에 의한 성장

에어로졸 입자는 지속적인 증기의 응축 또는 입자들 간의 응결에 의해 성장할 수 있다. 생성된 에어로졸 입자위에서의 증기 응축은 응축에 의해 제거될 수 있는 열 제거율에 의해 제한된다. 일부 연속적인 증기의 응축이 발생할 수 있으나 응결이 에어로졸의 결정핵생성이 후에 에어로졸 입자의 성장을 결정짓는 가장 주요한 메커니즘으로 고려된다. 입자의 응결로 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 기체상 변환(Gas phase 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 또한 물의 흡수를 통해 성장할 수 있다. 모든 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 평형 기체 압력에 도달할 때까지 물을 흡수하거나 물에 용해되어 대기 압력에서 물의 부분압력과 같아진다.

3) 에어로졸 침착

에어로졸 입자는 원자로계통의 다양한 표면에 침착이 되기 때문에 방출되는 방사성물질의 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 침착(Gravitational settling)
- . 표면으로의 확산(Diffusion to surfaces)
- . 난류 침착(Turbulent deposition)
- . 관성 침착(Inertial deposition)
- . 영동에 의한 침착(Phoretic processes)

- 중력 침착과 확산(Gravitational settling and diffusion)

중력침착과 확산은 에어로졸의 거동에 큰 영향을 미친다. 중력에 지배된 속도의 함수로서 주로 가스의 점도와 입자의 밀도에 의해 영향을 받는다. 중력에 의한 침착은 표면의 상향방향으로만 발생한다. 확산의 경우 더 작은 입자의 크기에 영향을 주고, 확산 계수에 의해 지배적인 영향을 받는다. 확산에 의한 침착 속도는 구조물의 기하학적 구조와 유동의 조건에 의해 영향을 받는다. 중력에 의한 침착속도와 확산에 의한 침착속도에 대한 사례는 구형 에어로졸 입자의 직경의 변수에 따라 그림 2.1에 제시되었다. 이 두 가지 기구가 동시에 발생할 때, 최소 침착 속도가 발생하는 입자의 크기가 존재하는 것으로 보인다. 이 지점에서 에어로졸의 농도를 최대한 감소시킬 수 있고, 이로 인해 에어로졸 크기의 분포에 영향을 미친다. 침착에 의한 에어로졸 거동은 편향적으로 매우 크거나 작은 입자들을 제거하여 최대 관통 입자 크기의 분포를 좁아지게 만드는 역할을 한다.

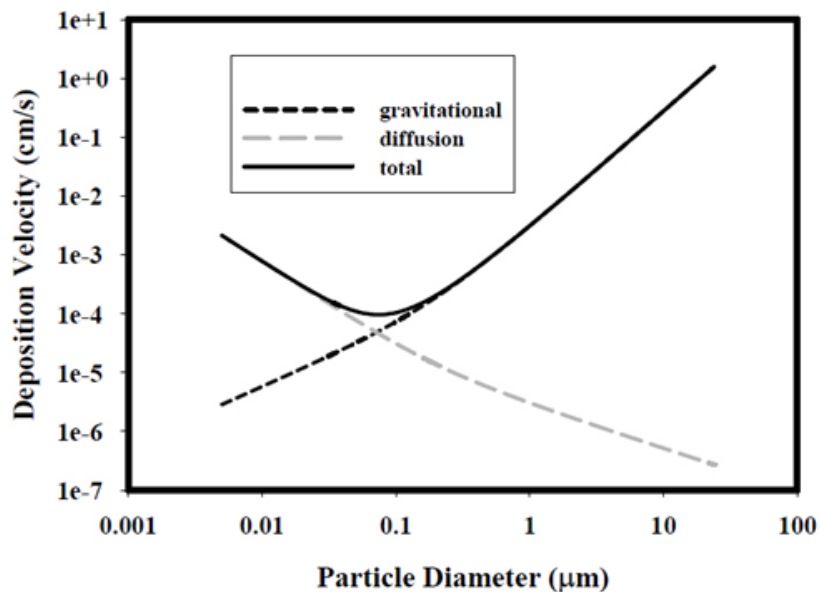


그림 2.1 입자의 직경에 따른 증착 속도 비교

- 관성에 의한 에어로졸의 침착(Inertial deposition of aerosol particles)

기체상들은 구부러짐과 확장 또는 수축되는 기하구조에서 빠르게 반응하는 반면, 에어로졸 입자들의 반응은 관성에 의해 지연되는 경향을 보인다. 따라서 장애물 방향으로 입자들이 포획되거나 가속화되기 위해서는 일정한 시간을 필요로 한다. 이러한 반응에서 입자들이 너무 큰 경우, 표면에 충돌하여 장애물 표면에 남게 된다. 이러한 과정을 관성에 의한 에어로졸 입자의 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 입자들의 움직임을 포획하기 위해 필요한 거리를 유동의 특성 차원으로 나눈 값으로 정의된다.

- 영동에 의한 침착(Phoretic deposition processes)

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 플렉스의 방향에 지배되어 발현되는 기구이다. 이러한 영동 효과들은 한쪽 입자들에서 가스가 충돌하여 다른 쪽에 있는 입자들에 더 큰 운동량을 전달하기 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 속도는 또한 입자 표면에 입사되는 accommodation coefficient에 의존하는데 이에 대한 데이터 또한 많지 않으므로 관련 연구가 필요하다.

최근 열적영동에 대한 연구적 관심이 크게 증가하였는데 대부분의 연구자들은 Boltzmann식의 근사적 해를 구하여 열적영동에 의한 침착속도를 평가하였다. 한 가지 특이점은 열적 구배에 반하여 입자들이 이동하는 영역을 확인하였는데 이를 negative thermophoresis라 부른다. 이러한 영역에 대한 추가적 연구가 필요한 것으로 판단된다.

원자로냉각재계통에서 많지 않은 증기들이 표면에서 응축되지 않으므로 중대사고 시에 확산영동은 통상 발현되지 않는다. 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), 재기화(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 대규모 그리고 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 현상들 간의 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)

종합시험으로는 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 입자들과 함께 에어로졸 입자의 크기 분포를 가정하는데 전형적으로 에어로졸 입자 크기의 분포는 대수 정규(Log-normal) 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 운동방정식을 풀이하고 있다. sectional 기법은 MAEROS 와 NAUA 모델에 처음으로 적용되었다. 이러한 방법은 전체 에어로졸 크기 분포를 연속적인 구간을 갖는 하나의 세트로 구분한다. 각 구간은 대표적인 입자 크기로 특성화되고 미분방정식이 여러 대표적인 입자 크기에 대해 풀이된다. sectional 기법은 기포와 증기가 에어로졸 입자에 응축되는 환경에서는 그다지 효과적이지 않은 것으로 보인다. 그래서 기포와 증기가 응축되는 환경에서는 고정된 grid와 움직이는 grid를 이용한 방법이 개발되었다. Moving Grid Analysis(MGA)가 다양한 테스트를 통해 MAEROS model에 효과적으로 적용되었다. MAEROS/MGA 모델은 ASTEC, COCOSYS, CONTAIN, 그리고 MELCOR와 같은 시스템 코드에 적용되고 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 3 단계로 구분하는 것이 합리적이라고 판단된다. 국제적 지식수준에 판단하건대, 이미 1970년대부터 에어로졸의 실험과 모델링이 꾸준히 수행되어 왔고, PHEBUS와 같은 실험적 프로그램을 통해 에어로졸 거동에 관한 지식수준을 격상시킬 수 있었다. 그럼에도 불구하고 실험 결과의 접근성 및 후기 해석과 관련된 보고서의 부재 등을 고려할 때 국제적 수준은 매우 높으나 국내 지식수준은 거의 암맹의 상태라고 보는 것이 적절한 수준이라고 볼 수 있다.

표 2.1 에어로졸 거동분야의 지식수준 및 중요도

에어로졸 거동	국제 지식수준		국내 지식수준	
	실험	전산 모델링	실험	전산 모델링
에어로졸 형성	상	중	하	하
에어로졸 성장	상	중	하	하
에어로졸 침착	상	중	하	하

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

에어로졸 거동과 관련된 이슈 및 향후 수요 연구는 안정적인 자원과 충분한 인적 자원을 기반으로 해결되어야 한다. 에어로졸의 형성, 성장, 그리고 침착에 관한 현상은 기초적인 연구에서부터 응용적인 연구가 서로 유기적으로 맞물려 기획되어야 할 필요성이 있다. 대형 규모의 실험시설을 통해 모든 결과를 얻을 수는 없을 것이다. 특히 에어로졸의 성장과 관련하여 응결과 응축에 의한 에어로졸의 실험적 연구가 필요할 것으로 보인다. 특히, 격납건물 표면에서의 응축에 의한 에어로졸의 거동에 대한 연구는 사고 관리의 응용적인 측면에서 볼 때 그 기여도가 클 것으로 판단된다. 노심 용융물 분출의 경우 난류 효과에 의한 에어로졸의 이송 및 침착에 관해서는 심도 있는 연구가 필요할 것으로 판단된다.

나. 세정

(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 냉각재상실사고 시 수증기를 응축시켜 격납건물 내 압력을 떨어뜨릴 뿐만 아니라 살수 액적을 통한 확산영동(Diffusiophoresis), 충돌(Impaction), 차단(Interception), 확산(Diffusion) 등의 메커니즘에 의해 에어로졸 입자를 제거하는 데 매우 효과적이다. 살수계통은 격납건물 상부에서 다른 방향으로 다수의 액적을 분무할 수 있는 많은 수의 살수 노즐로 구성되어 있어서 90% 정도의 면적을 가능한 한 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 μm 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 감소할 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 선원항에서는 살수계통 동작이 약간 지연될 수 있으나 살수계통의 지속 시간이 10시간 이상일 것을 요구하고 있다. 국내 OPR1000 원전의 경우 RWST의 용량이 1600 m³이며 살수유량이 0.2208 m³/s이므로, 약 2시간동안 오염되지 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 m³ 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(λ)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/m 까지 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. 액적간의 충돌을 실험식으로 다루는 모델은 실험을 일관성 있게 모의할 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

- 살수에 의한 에어로졸 제거 모델

다. 수조 여과

원자로용기 손상 후, 원자로 공동 침수 등의 방법으로 노심파편이 충분히 물에 잠기도록 해주면 입자성 핵분열생성물이 씻기고 감금된다. 비등 여부가 Scrubbing의 정도에 영향을 끼치는 주요 인자이다. 과냉각수의 경우 제염계수(Decontamination Factor, DF)가 비등 수조보다 크다.

(1) 현상 설명

(수조 여과 현상의 응용범위)

수조 여과(Pool Scrubbing)는 중대사고 시에 외부환경으로 방출되는 선원향을 감소시키는 행위를 일컫는다. 수조 여과는 정지된 물수로를 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 핵분열생성물의 방출
- . 증기발생기튜브파단 사고 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
- . medium과 low volatile 핵분열생성물 방출 및 다량의 콘크리트 에어로졸 생성
- . 콘크리트 반응에 의해 생성된 기체가 에어로졸 입자들을 수송
- . 코룸이 특정 높이의 수조에 의해 가뒀진다면 pool scrubbing이 자연적으로 수행됨
- . 또한 중대사고 완화장치인 격납건물여과배기계통(FCVS)의 경우 내부에 설치되어 있는 수조를 통해 pool scrubbing이 작동된다.

(수조 여과 현상 메커니즘)

- . 에어로졸 pool scrubbing시에 발생하는 핵심적인 기구는 다음과 같다.
- . 확산영동(Diffusiophoresis): 농도차에 의한 에어로졸 입자의 분리
- . 열적영동(Thermophoresis): 온도차에 의한 에어로졸 입자의 분리
- . 가스유입 근처에서의 관성충돌: 액체에 충돌하여 입자를 침착시킴
- . 중력침착(Gravity settling): 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 침적. 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 특성)

- . 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 요소)

- . 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 물

의 온도차이가 크면 열적영동에 의해 제거 효과가 높음

- . 주입모드(Injection mode): 복잡한 현상을 따르므로 일반적인 경향은 기술하기 어려움
- . 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 제염계수(Decontamination factor; DF)를 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, $DF = DF_{inj} \times DF_{rise} \times DF_{surface}$. 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 수에 의해 결정된다.

$$We = \frac{\text{관성력}}{\text{표면장력}} = \frac{\rho_l D_{inj} v_{inj}^2}{\sigma}$$

- 분출영역(Jet regime): 이 영역에서 $We > 105$ 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) 주입되는 기체 유동으로부터 효과적으로 입자를 제거할 수 있다.

- 방울영역 또는 구상영역(Globule regime): 이 영역에서 $We < 105$ 이고, 중간 또는 낮은 기체속도에서 구상영역이 형성된다. 확산(Diffusion), 침착(Sedimentation), 원심침착(Centrifugal deposition)과 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 뜨거울 경우, 입자들은 열적영동에 의해 기체-물 경계면으로 수송된다. 기체가 증기를 포함하고 물의 온도가 포화온도보다 낮을 경우 응축에 의한 물질전달은 확산영동에 따른 에어로졸 제거를 유발시킨다.

○ 수포 상승 구역(Bubble rise zone)

이 구역에서는 수포의 수력학적 특성이 scrubbing 효율과 밀접하게 연관된다. 주요 일차적인 수포는 통상적으로 안정하지 않고, 쪼개져서 작은 수포들로 구성된 무리를 형성한다. 기체의 동력학적인 거동은 수포 상승 시에 매우 격렬하고 수포 크기와 분포를 결정하는 많은 과정들의 조합이 발생한다. 수포의 쪼개짐(Bubble splitting), 증기의 수포 내 유입으로 인한 성장, 그리고 병합이 공존하게 된다.

에어로졸 scrubbing에서 핵심적인 수력학적 변수들은 수포 크기의 분포, 형태, 그리고 상승속도를 포함한다. 작은 수포들은 통상 구형(즉, 최대 면적 대 체적 비율)으로서 제염능력을 향상시킨다. 그러나 큰 타원형 또는 캡(Cap)형태의 큰 수포들은 크기가 크더라도 쉽게 형태가 변형되므로 에어로졸 제거에 기여할 수 있다. 수포 체류 시간 또는 기체의 정체가 궁극적으로 최종 제거되는 에어로졸 질량을 결정한다.

수포의 형태에 관계없이, 수조 여과(Ppool scrubbing)의 주요 메커니즘은 확산침착(Diffusion sedimentation)과 원심침착(Centrifugal deposition)이다. 이 두 가지 메커니즘의 결합으로 인해 최소 제염효율(Minimum decontamination efficiency)이 입자 직경 $0.1\mu\text{m}$ 근처에서 결정된다. 주요 에어로졸 제거 과정과 더불어, 입자 크기의 변화는 직접적으로 pool scrubbing에 영향을 미친다. 특정조건에서 입자들은 응집(Agglomeration), 또는 증기응축, 그리고 공기로부터의 흡습성(Hygroscopicity)에 의해 성장할 수 있다. 응집은 기포 체류 시간이 짧을 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.

○ 수포 표면 구역(Pool surface zone)

수조표면에서 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 방사성 준위가 상승한다. 혼입된 물방울의 양은 전적으로 물 표면에 도달하는 수포 크기 분포와 기체 속도에 의존한다.

○ 최근 연구결과의 주요 성과

이론적인 연구에 근거, 비등경수로 및 가압경수로의 위험도 관련 사고경위에서 수조에서의 수포의 형성과 평형에 의한 제염은 매우 중요한 역할을 하는 것으로 판단된다. 특히 수송 기체의 조성 및 유동률이 제염효율을 결정짓는 핵심 변수이다. 얇은 수조에서는 수포의 생성 및 평형 과정의 상대적 중요도는 수조높이를 통해 수포 상승 동안의 제염 과정에 비해 더 크다고 할 수 있다.

다양한 코드에 삽입된 수력학적 모델의 엄격한 검토를 통해 각 모델은 그 기반과 결과에 매우 상이한 점을 보이는 것으로 파악된다. 제염의 중요도를 고려할 때, 수포의 크기 및 형태가 특히 관련되어 있다. 또한 분출유입(Jet injection), 1차적 수포파열(Primary bubble rupture), 천-난류 유동(Churn-turbulent flow), 수포 진동과 변형(Bubble oscillation and deformation)과 같은 입자의 유치(Particle retention) 메커니즘에 큰 영향을 미칠 수 있음에도 몇 가지 수력학적 현상이 코드에 생략되어 있다.

제염계수(DF)는 입자의 직경을 독립변수로 하는 역-가우스 분포를 보이고 입자 직경 $0.1 \mu\text{m}$ 에서 최소값을 보인다.

입구에서의 입자 분포의 불확실도는 제염계수 계산에 매우 큰 영향을 미칠 수 있다. 입자 크기 분포에 대한 pool scrubbing 효과는 최소 scrubbing 효율을 야기하는 입자 크기에 다가갈수록 좁아진다. 다양한 조건에서의 실험결과, 주입시점에서의 증기응축, 입자크기, 수송기체 유동율과 조성 모두 제염계수에 매우 큰 영향을 미치고 이는 고온의 조건에서도 유효한 것으로 보고된다. 제염계수는 잠수 깊이(Submergence)에 따라 지수적으로 완만하게 증가한다. 수조에서의 증가된 기체 체류 시간은 제염계수를 증가시킨다. 고온의 수조에서의 제염계수는 뚜렷하게 1보다 큰 것으로 보고된다. 이는 심지어는 AMMD= $0.2\text{-}0.3 \mu\text{m}$ 의 작은 에어로졸 입자에 대해서도 유효하다.

(2) 실험 프로그램 현황

에어로졸과 pool scrubbing 현상에 관한 많은 연구가 진행되어 왔다. 다음에 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 프로그램은 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. 제염계수가 에어로졸 유치를 위한 가장 중요한 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 Sherrer 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.

(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): PNL(Pacific Northwest Laboratory)에서 개발되었다. 코드 입력 데이터는 수조의 기하구조 및 열수력학 조

건을 포함하고 주입되는 가스의 조성 및 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 조성 및 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, 기하학적(Geometrical), 기체동력학적(Aerodynamics), 입자직경(Particle diameter) 등의 함수로 계산되는 제염계수이다.

(4) 지식수준 및 중요도

Pool scrubbing에 관해 1980년대부터 90년대까지 국제적으로는 다양한 실험적 프로그램이 운영되어 현상학적인 이해를 도모하고 원자로 계통에 적용할 수 있는 응용 데이터 베이스를 구축하였다. 이러한 데이터를 바탕으로 SPARC, BUSCA, 그리고 SUPRA와 같은 pool scrubbing 효율 계산 코드의 모델링에 사용되었다. 따라서 국제적 지식수준은 상당히 높은 수준에 도달한 것으로 판단하는 것이 합리적이다. 이에 비교하여 국내의 경우에는 pool scrubbing에 관한 실험적 해석적 시도가 전무하여 그 지식수준은 매우 낮다고 할 수 있다. 따라서 추격적인 연구가 시급하다고 판단된다.

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

대부분의 실험결과는 실제 중대사고 조건과는 상이한 조건에서 실험이 수행되었으므로 실제 중대사고 조건을 살펴볼 필요가 있다. 표 2.2에 예상되는 중대사고 조건을 요약하였다.

표 2.2 예상되는 중대사고 조건 요약

조건 변수	예상 영역
온도	용융핵연료 부근에서는 최대 약 3000°C; 격납건물 내에서는 최대 150°C
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 코드계산 결과를 비교 요약하면 다음과 같다.

- 경수로에서 증기유량=0의 조건은 가용하지 않다. 실제로는 실험에서 모사된 것 보다 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 물은 최초의 증기의 평형분압보다 높아 물을 통해 에어로졸을 제거할 수 있다.
- 과냉각은 확산, 관성충돌, 침착에 의한 입자의 증착을 완화시킬 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 유동율보다 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 아이오딘 기체 억류에 미치는 영향

라. 재부유

(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 격납건물에서 발생할 수 있다.

- 1차계통에서의 재부유

일차 계통의 표면에 침적된 에어로졸은 난류유동에 의해 부유할 수 있다. 노심 냉각 또는 노심용융물의 재배치에 의한 갑작스러운 유동증가는 재부유를 발생시키는 주요원인이다. 에어로졸의 재부유는 1차계통에서의 핵분열 물질 흡착을 감소시키며, 격납건물 및 외부환경으로 방출되는 에어로졸 양을 증가시킨다.

- 격납건물에서의 재부유

1차계통에서 생성된 에어로졸은 격납건물로 이송된다. 격납건물로 이송된 에어로졸은 격납건물 벽면, 구조물 및 수조에서 침적될 수 있다. 수소폭발 또는 증기폭발에 의해 형성된 강력한 기체난류 유동은 에어로졸 재부유를 유발하는 주요 원인으로 작용한다. 한편, 격납건물 손상 또는 배기로 인해 갑작스러운 격납건물 압력의 변화가 있다면, 격납건물에 침적된 에어로졸의 재부유가 발생할 수 있다.

(2) 실험 프로그램 현황

재부유 현상에 대한 코드 검증을 위해 개별효과시험으로써 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. 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 풀에 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 파열 현상에 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. 다만, 이러한 모델은 수소폭발 또는 증기 폭발에 의한 에어로졸 제거를 설명하는 다중층(Multi-layer) 모델로 확장될 필요성이 있다.

(4) 지식수준 및 중요도

기존의 재부유 관련 실험을 통해 밝혀진 물리적 현상은 다음과 같다(Haste외, 2009, Allelein외, 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 소스로 작용하고 격납건물 구조물과 풀로부터 격납건물 대기로의 에어로졸 소스로 작용한다. 재부유 물리적 현상은 몇몇의 개별효과시험에 의해 연구되어 왔으나, 중대사고 시나리오에 따른 종합효과시험은 여전히 부족하다. 격납건물 여과배기와 같은 에어로졸 제거계통의 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.

2. 기체 거동

가. 화학적 거동

(1) 현상 설명

지난 10년간 원자력발전소(NPP) 중대사고 중 원자로냉각재계통(RCS) 및 격납건물의 아이오딘 거동 분야에서 국제적인 실험 프로그램이 수행되었다. 그 목적은 개입된 물리화학적 프로세스를 보다 잘 이해하고 방사선원항(즉, 방사성 환경 방출)을 추정하는데 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, 분열 생성물(Cs, Mo) 및 붕소(B)의 아이오딘 운반에 관한 영향이 조사되었다. 제어봉 물질(Ag, In, Cd)의 잠재적인 영향에 대하여는 IRSN에서 연구가 진행 중이다. 격납건물의 경우 방사선조사 환경에서 아이오딘의 에폭시 페인트와의 상호작용, 산화아이오딘(IO_x) 생성 및 방사성 분해, 아이오딘의 철과의 상호작용 및 에어로졸에 대한 아이오딘 흡착 등 많은 관련연구를 수행하였다. 실험적 차원에서 조사된 각각의 현상에 대해 ASTEC 중대사고 코드(GRS와 IRSN이 공동 개발)에서 이들 새로운 모델을 시행하기 위한 목적으로 각각의 현상을 모델화하기 위한 데이터의 해석에도 상당한 노력이 있었다.

PHEBUS-FP 테스트에서 상당량의 기체상의 아이오딘이 핵연료 다발의 열화 중에 원자로 냉각재 계통으로부터 격납건물로 진입한다는 예상치 못한 결과가 나왔다. FPT0, FPT1 및 FPT2에서 이 기체상의 분율은 i.b.i(초기 다발량, initial bundle inventory)의 몇 %에 불과하지만 FPT3의 경우 최대 30%에 달한다. 이러한 결과를 이해하기 위해 RCS를 통한 아이오딘 운반을 조사하는 것이 목적인 ISTP-CHIP 프로그램이 동원되었다. 반(Semi)전반적이면서도 보다 분석적인 실험을 수행하여 파단 시의 아이오딘 화학종 분화(기체성 또는 입자 형태)에 대한 가장 관련성이 큰 원소들을 연구하였다. 이 실험을 통해 기본 반응에 대한 열역학 특성 및 반응속도상수로서의 기본적인 데이터 입수가 가능한 이론적 화학 반응 방법론 역시 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 $CsOH + HI \leftrightarrow CsI + H_2O$ 반응에 아무런 장애 요인이 없기 때문이다. I(아이오딘)에 대하여 과량의 Cs가 존재하므로 CsI는 기체성

아이오딘의 존재 없이 생성된다.

Mo(몰리브덴)을 Cs-I 계통에 추가하는 경우 반응도는 완전히 변하며 그 이유는 Mo가 Cs와 높은 화학적 친화력을 가지며 일부 cesium molybdates(몰리브덴산염 세슘)와 Cs_xMoO_y 화합물을 생성하기 때문이지만 실제로는 Cs_2MoO_4 는 가장 안정한 기체성 몰리브덴산염(Molybdates)이다. 증기 대기의 경우 최대 80%의 아이오딘은 출구 온도가 150°C인 열구배관(Thermal gradient tube)에서 운반되며 이 때 낮은 비율은 에어로졸 형태를 취한다. 기체성 아이오딘 유량은 주로 분자 형태의 아이오딘(2/3)으로 구성되며 아이오딘의 남은 비율은 HI 또는 HOI에 기인한 것이라고 보는 것이 합리적이다. Mo 에어로졸 형태는 Cs_xMoO_y 및 MoO_3 이다. 수소 대기에서는 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 그 정도는 Mo 경우보다는 적으며 그 이유는 $CsBO_2$ 의 생성 때문이다.

제어봉 물질의 경우, Ag 및 Cd는 아이오딘과 반응을 하고 RCS를 통한 기체성 아이오딘의 생성을 방지할 것으로 예상된다. 이를 확인하기 위한 IRSN 실험 프로그램이 현재 진행 중에 있다. Cd-Cs-I-Mo- H_2O 계통에 대한 실험에서 얻은 예비 결과는 다소 놀라운 것으로 보이며 그 이유는 생성된 CdI_2 의 양이 예상보다 적기 때문이다.

정성적인 관점에서 아이오딘 분화에 대한 원소의 영향을 표 2.3에 요약한다.

표 2.3 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(13,37)	BCsO ₂ 생성에 대한 평형 상태 아님	
	CsI + I ₂ 생성	CsI 생성
아이오딘 + 세슘 + Mo(15)	Cs ₂ MoO ₄ 생성에 대한 평형 상태 경향	
	I ₂ + HI 생성	CsI 생성
아이오딘 + 세슘 + Mo + Cd	CdI ₂ 평형 상태 아님, 추가 테스트로 확인 예정	

모델링이란 관점에서 이들 데이터를 통해 우리는 ASTEC에 반응속도론적(Kinetic)인 I-O-H 도식을 시행할 수 있었으며, 아울러 열역학적 데이터베이스를 완성 및 검토할 수 있었다(예를 들어 $CdMoO_4$ 는 실험상으로는 관찰되었지만 데이터베이스에서는 누락되었다).

또 다른 관점은 RCS 벽에 쌓여있는 일부 금속성 아이오딘화물의 재 이동에 따른 기체성 아이오딘의 방출 가능성으로 이것은 격납건물 내부에서 기체성 지연 방출로 이어질 수 있다.

(격납건물 내 현상)

원자력발전소의 중대사고시에는 조사된 핵연료의 온도가 상승함에 따라서 상당량의 아이오딘이 핵연료에서 방출된다. 방출된 원소 아이오딘은 spray등에 의하여 효율적으로 제거되지만, 원소아이오딘 주위에 존재하는 유기물질과 방사선량, 냉각수의 pH등에 따라서 유기 아이오딘이 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 낮추며, pH 조절이 없으면 용해된 아이오딘 대부분이 아이오딘 분자(Elemental iodine)로 바뀌어 격납건물 대기로 이동하게 된다. 또한 아이오딘 분자가 페인트 등으로부터 생성된 유기물 라디칼과 반응함으로써 유기 아이오딘(Organic iodide)가 서서히 생성되어 휘발될 것이다. pH 7 이상 값으로 조절될 경우, 용해된 아이오딘의 극히 일부(1% 미만)만이 아이오딘 분자로 바뀔 것이다. Phébus 실험에서는 아이오딘 이온이 은과 반응하여 AgI 와 같은 불용성 침전물을 형성함으로써 수조 내에 갇혀 있는 현상도 관찰되었다. 불활성기체(Noble gas)와 아이오딘, 루테튬 외 모든 핵분열생성물은 입자 형태를 띠고 있을 것으로 예상된다.

침적된 분자 아이오딘과 이온 아이오딘이 페인트와의 반응에 의해서 기체상 유기 아이오딘이 형성되나 기체상에서 방사선에 의해 유기 아이오딘의 분해가 일어난다. 수용액상에서 유기 아이오딘의 형성은 유기물질의 방사선분해에 의해 시작되나, 명확하게 일치된 유기 아이오딘 형성 메커니즘은 알려지지 않았다. I^- , I_2 그리고 IO_3^- 등 아이오딘 화학종들 사이의 상호변환을 일으키는 다양한 산화환원반응은, 물의 방사분해물, 방사선량, 용액 pH, 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 열화 동안 RCS로부터 격납건물로 들어간다는 것을 제시하였다. 격납건물에서 에폭시 형태의 페인트로 인한 아이오딘 흡착과 방사선 방출과의 평형이 아이오딘 휘발도에 영향을 끼치는 주 현상으로 간주되어져 왔다. NO_2 , O_3 , 혹은 HNO_3 와 같은 공기 방사선분해 생성물들이 아이오딘을 표면 침적물인 I_xO_y 입자들로 산화시킬 수 있고 이러한 산화 아이오딘은 물속에 녹아 비활성 아이오딘산염(Iodate, IO_3^-) 이온을 형성할 수 있다. OECD-STEM과제 실험결과로부터 격납건물 내 마른 표면에 축적된 이 I_xO_y 는 방사선조사하에서 부분적으로 휘발성 아이오딘으로 분해됨을 알 수 있었다. 감마선 하에서 방사 분해반응은 휘발성 유기물과 I_2 와의 반응으로 I_2 를

CH₃I로 변환시키며, 이 CH₃I는 오랜 기간 유기 아이오딘의 주원인으로 여겨지고 있다. 다 성분 아이오딘 에어로졸들의 방사분해는 장기적인 관점에서 무기 아이오딘의 주 원인일 수 있다. B₄C 제어봉의 열화에 의해 많은 양으로 발생하는 CO에 의한 IO_x의 분해 또한 기체 상태의 아이오딘의 양에 영향을 끼치는 것으로 추측되고 있다. 일정 정도의 아이오딘은 산화된 형태로 철에 포착된다(FeI₂O). 그러나 흡착과 탈착을 통한 I-철 상호작용은 아이오딘 휘발도를 크게 변화시키지 않는다. 아이오딘 흡착 전에 에폭시 페인트를 사전조사하면 I₂ 흡착 속도가 10배 감소한다.

몇몇 원소들인 경우 높은 산화상태에 의해 휘발성이 증가하고 그들의 방사분해는 장기 I₂ 휘발도에 크게 관여한다.

(2) 실험 프로그램 현황

RCS에 대한 ISTP/CHIP Program을 통하여 다음 내용을 확인하였다.

- RCS 파단 시 직접적인 기체성 아이오딘의 방출을 제외할 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)을 통하여 격납건물내에서 기체상태의 분자 아이오딘과 페인트들과의 상호작용 및 방사선 하에서의 유기 아이오딘 형성과 관련된 실험 위주의 국제공동연구과제를 수행하였다(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 예정, IO_x 분해, 다중 에어로졸의 안정성, CO의 영향 등에 대한 연구 포함하며 아이오딘과 루테튬 거동 각각 12건의 실험 수행 예정)
 - . 기체상 아이오딘 흡착과 유기 아이오딘 형성에 있어서 경년열화된 페인트의 효과
- OECD-THAI, OECD BSAF phase 2(2015, IRSN 과 CNL 이 SAREF에 제출함)

Post 2011 OECD/NEA의 안전연구과제 중 격납건물 현안과 관련된 것은 HYMERS(Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety), THAI2, BIP-2 와 STEM이 있음.

현재 진행되고 있는 실험은 다음과 같다.

- CHIP + program: Control Rod 물질 아이오딘 화학에 대한 영향
- MIRE project: 중기적인 아이오딘 방출
- RCS 퇴적물의 재취발
- 현재 OECD/STEM program 확장
 - . 방사선 영향에 따른 페인트 노화에 따른 포집/방출
 - . 방사선 영향에 따른 아이오딘 에어로졸의 안정성
 - . 아이오딘 산화물과 탄소 오염물질의 상호 작용

(3) 전산코드 모델링 현황

RCS의 경우 PHEBUS-FP 테스트 및 ISTP CHIP 테스트에 따라 아이오딘 운반의 화학적 이해도가 개선되었다. RCS의 아이오딘 현상학은 20년 전 단순한 “CsI” 가정을 이용하여 예상하였던 것 보다는 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 분열 생성물의 영향을 다루기 위해서는 일부 보완적인 모델의 개발이 요구되었다. FP 퇴적물의 재이동 가능성 역시 RCS 표면에서의 화학적 성분치환을 고려하여 모델화가 요구되었다.

격납건물 내 기체상의 아이오딘 휘발성 모델링에 과거 10년 동안 큰 진척이 있었다. 최근에 ASTEC 코드에 다음과 같은 5개의 현상들이 경신되거나 추가되는 등 진전이 있었다.

- 방사선조사 조건에서 페인트와 아이오딘(I_2 와 CH_3I) 상호작용에 관한 새로운 모델이 마련됨
- 아이오딘 산화물 에어로졸들 형성과 방사분해에 관한 모델 개발
- 휘발성 유기 화합물들에 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 생산

격납건물 내에서 EPICUR ISTP&STEM programs을 통하여 다음 영향이 ASTEC 중대사고 코드에 반영되어 개발되고 실행되어 지고 있다.

- 수조로부터 분자성 아이오딘이 방출될 수 있음
- 분자성 아이오딘 및 유기 아이오딘이 페인트 표면을 통해 방출될 수 있음
- 현재는 방사선 영향에 의한 IO_x 안정성에 초점을 맞추고 있음

(4) 지식수준 및 중요도

국제적으로는 과거 실험결과를 통해 메커니즘과 반응속도에 대한 규명이 많이 이루어져서 모델에 반영되고 있다. 그러나 RCS 내 화학반응 모델링, IO_x 의 격납건물 표면 및 공기중에서의 방사분해, CO와의 반응, Homogeneous Reaction에 의한 유기 아이오딘 생성, 페인트의 경년열화가 아이오딘 휘발에 미치는 영향 등은 연구 중 또는 수행 예정이다.

우리나라는 원전개발 후발국가로 주요 기반기술은 해외기술을 차용하여 왔다. 각종 코드에 내재하고 있는 방사성핵종 거동자료는 현재 100% 해외에 의존하고 있다. 해외에서는 오래 전부터 격납건물 내부에서의 아이오딘 농도와 거동에 대한 연구가 수행되었다. 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 휘발성아이오딘 기체(I_2 , $\text{CH}_3/\text{Alkyl-I}$)의 생성/소멸 메커니즘이 유럽을 중심으로 연구되어 왔다. 국내에서의 연구는 극히 미미한 수준이었으나, 한국원자력연구원에서 2012년도 제4차 원자력연구사업의 일환으로 휘발성 방사성물질 화학거동 규명 및 안정화 기술개발을 위해 주로 아이오딘 거동연구 및 실험을 수행하고 있다. 원자력안전기술원은 중대사고 아이오딘 거동모델 RAIM을 개발하고 개선중이다.

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

- 그동안 페인트가 휘발성 CH_3I 의 주 원인으로 여겨졌었으나 PHEBUS 실험 결과 페인트가 존재하지 않는 경우에도 다량의 휘발성 CH_3I 가 관측됨에 따라 추가적인 휘발성 CH_3I 생성 메커니즘에 관한 연구가 예상됨
- 이전의 결과와 달리 아이오딘의 휘발성은 온도에 의해서 큰 영향을 받지 않음
- 누설된 아이오딘이 용액 내에 존재하도록 냉각수 화학 조건 유지
- 대기 중으로 확산된 아이오딘 포집 고정화
- 격납건물 외부로 확산되는 아이오딘 방출량 예측
- RCS 내에 아이오딘 운반에 관한 제어봉 물질의 영향에 대한 확실한 이해 및 모델링이 필요하며(CHIP에 의한 발전(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 개발이 있으며 MIRE 프로젝트가 예상되고 있음
- 물속에 잠긴 페인트와의 표면반응에 의해 생성된 유기 아이오딘의 생성에 관한 모델 확인
- 방사선조건에서의 I_xO_y 의 거동과 종류들의 변화에 대한 구체적인 연구

- I_xO_y 의 크기, 조성, 그리고 침적된 I_xO_y 의 방사선조건에서의 안정성
- 전형적인 다성분 에어로졸 존재 조건에서의 아이오딘 흡착 반응속도와 방사선 안정성
- B_4C 제어봉의 열화에 의해 발생하는 CO에 의한 I_xO_y 의 분해
- 페인트 노화가 아이오딘 휘발도에 끼치는 영향
- 방사선원항 모델링 개선
- 방사선원항 평가에 있어서 불확실성을 확인하고 해결할 수 있는 분석 방법

나. 흡착

(1) 현상 설명

아이오딘분자(I_2)는 페인트나 철 표면 또는 에어로졸에 흡착(Adsorption)되어 유기 아이오딘이나 다른 화합물을 생성한다. 최근까지도 I_2 와 철과의 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_2 가 산화주석보다 은에 더 빨리 흡착된다는 것을 보여주었다. 에어로졸에 대한 I_2 흡착이 페인트에 대한 아이오딘 흡착이나 IO_x 생성과 같은 다른 기체 반응과 경쟁하는 경우, 중대사고 기간 중 짧은 시간동안에 에어로졸이 침강되어 I_2 휘발성 저하에 기여를 할 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 페인트의 사고 중 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 반응속도론에 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 남아있음.
- 중대사고 발생 시 페인트가 흡수한 누적 선량은 1에서 10 MGy에 이를 것으로 예상되므로 페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원항에 어떻게 영향을 줄 것인지에

대한 연구가 OECD STEM2-BIP3 프로그램에서 수행될 예정임.

- 격납건물의 건조한 표면에 쌓인 후 IO_x 의 방사성 안정성에 대하여 보다 완전한 이해가 요구되며, 이 내용은 OECD STEM2 프로젝트에서 추가적으로 다룰 계획임.

(3) 전산코드 모델링 현황

- 방사선조사 환경에서 아이오딘(I_2 및 CH_3I)의 페인트와 흡착 및 상호작용에 대한 새로운 모델이 마련되었다.
- 철 표면과 아이오딘의 상호작용에 대한 반응속도 모델은 최근 ASTEC에서 개선되었다.
- 에어로졸에 대한 I_2 흡착 모델이 ASTEC에 포함되었다.

(4) 지식수준 및 중요도

- 프랑스 IRSN은 실험과 모델링 연구를 통해 아이오딘의 흡착과 그 이후의 반응에 관해 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.

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

- 페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원항에 미치는 영향
- 다성분 에어로졸에 대한 아이오딘 흡착 반응속도
- 페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원항에 미치는 영향
- 격납건물의 건조한 표면에 흡착된 IO_x 의 방사성 안정성

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 루테늄 핵종의 재휘발(Revolatilization) 현상에 대한 실험도 수행되었으며, 수증기의 양이 증가할수록 루테늄의 휘발도는 낮아지고, 건조 공기 상태에서 배관에 침착된 루테늄은 재휘발로 인하여 기체상 또는 에어로졸 형태로 기화하며, 배관 출구온도가 증가하여도 기화되는 루테늄 양에는 영향을 미치지 않는 것으로 나타났다. 기체상의 루테늄은 주로 배관내 침착된 루테늄의 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 작용함을 알 수 있었다.

(2) 실험 프로그램 현황

Phebus, OECD-STEM/START 실험을 통하여 아이오딘과 루테튬의 재휘발에 대한 연구가 수행되었다. 이러한 루테튬 핵종의 재휘발에 대한 현상은 IRSN 이외의 다른 참가국들의 실험에서도 유사한 결과가 도출되었다.

(3) 전산코드 모델링 현황

과거 실험결과가 ASTEC 코드의 모델에 반영되고 있다.

(4) 지식수준 및 중요도

국제적으로 많은 연구결과가 이루어졌으나, 국내에서는 실험 및 모델링 분야의 연구가 전무한 상태이다.

(5) 관련 현안 및 향후 연구 수요

후쿠시마 원전 사고 시 루테튬의 방출량

- 루테튬 재휘발과 관련되는 RCS 표면 sample에서 온도 및 기체 조성에 대한 루테튬 핵종의 거동
- 재휘발된 루테튬의 분율
- 루테튬외의 다른 핵종이 침착되었을 때의 영향
- 침착된 물질의 산화상태에 대한 표면상태 분석

제3장 대처체계

제1절 완화설비 및 전략

격납건물 내 방사성 핵분열생성물은 기체나 공기 중 부유하는 에어로졸 형태이며 제거되는 주요 메커니즘은 격납건물 대기 살수, BWR 압력억제실(Suppression pools), 여과계통 등과 같은 공학적안전설비(Engineered Safety Feature: ESF)와 에어로졸 침전, 기기와 구조물 표면에서의 증기 흡착 등과 같은 자연적 과정이다.

1. 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 방출시 생성될 수 있는 비방사성 에어로졸의 양을 취급할 수 있을 만한 규모가 되어 있지 않다. 중대사고시 환경은 고온, 고압, 수증기 고농도, 수소연소 또는 폭발, 에어로졸 및 기체상 핵분열생성물 고농도, 고 방사능 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 나뉘어진다. 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 여

과기기의 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 격납건물여과배기계통 국산화를 위한 연구개발을 수행하고 있다.

(2) 격납건물 내의 현상

CFVS는 설정된 운전기간동안 격납건물 압력을 설정 범위 이내로 제어하므로, 핵분열 물질의 생성과 관련된 대부분의 격납건물 현상은 CFVS와 밀접하게 관련되어 있다. 에어로졸과 기체상 아이오딘의 조성과 양은 CFVS 가동시간에 따라 달라질 수 있다. 중대사고 시 나리오상 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(Haste외, 2013)전에는 적은 양의 기체상 아이오딘이 격납건물에 존재하고 대부분은 원소 아이오딘으로 간주되었다(Birchley 등, 2005). Phebus 시험을 통해 원소 아이오딘에 비해 유기 아이오딘의 중요성을 확인하였다. 에어로졸 양과 마찬가지로, 기체상 아이오딘의 양은 CFVS 가동 시점에 따라 달라질 수 있다.

(3) RCS 내의 현상

격납건물 내 에어로졸의 조성과 특성은 1차계통으로부터 격납건물로의 에어로졸 이송과 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(Haste외, 2013). 1차계통에서 격납건물로 이송되는 성분은 함유한 에어로졸은 격납건물의 아이오딘 양에 영향을 준다. 1차계통에서 격납건물로의 기체상 아이오딘 이송은 에어로졸 양상과 유사하다.

(4) 중요도

후쿠시마 사고이후, 중대사고시 격납건물 압력 제어를 위한 대처설비의 중요성이 대두되었다. CFVS는 이러한 목적을 위한 여러 방안 중 하나이다. 최근 한국을 포함한 많은 국가들이 가동원전에 CFVS를 설치하기로 결정하였다. CFVS 설계와 관련하여 에어로졸과 기체상 아이오딘의 양은 선원항 분석을 통해 산정되어야 한다.

(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(Jacquemain외, 2014).

(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(개방지속 또는 개폐반복)
- 격납건물 감압성능
- 에어로졸과 기체상 아이오딘에 대한 제거효율(DF)
- 피동 운전시간
- 소내선량 및 소외선량

2. 살수계통

(1) 현상 설명

일반적으로 원전 사고 발생 시 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 장점이 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 비상격납건물살수보조계통(ECSBS : Emergency Containment Spray Backup System)이 설치되어 있다. ECSBS계통은 사고발생 24시간 후에 작동하여 약 48시간동안 격납건물 압력이 계수하중범주한계값(Factored Load Category)을 초과하지 않도록 충분한 열제거를 통해 제어불가능한 방사성 물질이 외부로 방출되지 않도록 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 가능해 전원상실시에도 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 격납건물내 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 손상 전, 원자로 공동에 냉각수가 충분히 존재한다면 MCCI현상은 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 지시하고 있다.

살수계통은 수증기를 응축시켜 격납건물내 압력을 떨어뜨릴 뿐만 아니라 살수 액적을 통한 확산영동(Diffusiophoresis), 충돌(Impaction), 차단(Interception), 확산(Diffusion) 등의 메커니즘에 의해 에어로졸 입자를 제거하는 데 매우 효과적이다. 즉 살수계통은 격납건물 상부에서 다른 방향으로 다수의 액적을 분무할 수 있는 많은 수의 살수노즐로 구성되어 있어서 90% 정도의 면적을 가능한 한 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 대개 고려하지 않는다. 충돌은 액적 주위에서 유선을 따라가지 못하는 에어로졸 입자가 액적과 충돌하게 되는 현상이다. 차단은 유선을 따라 움직이는 입자가 액적과 접촉하여 붙는 현상이다. 확산은 브라운운동에 의해 유로를 가로지르

는 입자가 낙하하는 액적과 접촉하게 되는 현상을 뜻한다. 제거효율은 입자와 액적의 크기에 매우 의존성이 있어서, 매우 작은 입자의 경우 확산이 효과적이고, 충돌은 입자 크기가 5 μm 이상일 경우에 영향을 미친다. 살수액적이 작을 경우 최소 제거효율을 갖는 입자의 크기가 커지게 되어, 살수는 입자를 제거할 뿐만 아니라 에어로졸 크기 분포를 예리하게 한다.

PWR 살수계통은 2개 계열을 작동시킬 경우 부유 방사능 농도를 30분 내에 1/100 정도로 감소시킬 수 있다. 방사능준위가 전체적으로 낮아진 다음에는, 입자의 크기분포가 제거효과가 적어지는 방향으로 달라지기 때문에 남은 핵분열생성물의 제거 효율이 현저히 떨어진다. 기존 경수로형 원전 안전심사지침(한국원자력안전기술원, 2009) 6.5.2절에서는 살수계통이 자동 동작되고 살수 지속시간이 2시간 이상이 되도록 요구하고 있으나, 개정된 선원항에서는 살수계통 동작이 약간 지연될 수 있고 살수계통의 지속 시간이 10시간 이상 일 것을 요구하고 있다. 한편 살수에 의해 응축성기체인 수증기가 응축되어 비응축성 기체인 수소, 산소의 상대농도가 증가할 수 있다. 따라서 살수에 의한 수소연소 가능성을 평가할 필요가 있다.

(3) RCS 내의 현상

일반적으로 격납건물 살수는 RCS 외부 공간에 방출되므로 RCS내의 핵분열생성물 거동에 직접적인 영향을 미치지 않을 것으로 생각되었으나, 다음과 같은 관점에서 직간접적으로 RCS내부의 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 내부 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 손상 시간을 늦출 수 있으며, 원자로용기 손상시에 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. RCS 내부로 재순환운전을 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

- High : 핵분열생성물의 격납건물 내 제거 관점에서 중요

중대사고 발생 시, 살수에 의한 핵분열생성물 세정 효과와 격납건물 손상 방지 및 지연 효과 등 살수에 의한 핵분열생성물 거동 연구는 가장 기본적이면서 중요한 연구로 판단된다. 최근 ECSBS와 같이 외부수원을 사용할 경우 장기간 침수된 격납건물 내에서 영향 등을 포함한 방사화화학적 분석도 필요성이 제기되고 있다.

격납건물 살수에 의한 냉각수의 재순환운전에 의한 영향은 열수력측면에서의 RCS 내부 환경변화와 이에 따른 핵분열생성물 거동을 종합적으로 고려해야 하는 연구로 아직까지 이에 대한 연구가 수행되지 않은 분야중 하나이다.

(5) SAMG 조치

중대사고관리지침서에서는 격납건물 압력이 미리 설정된 격납건물 압력 관련 중대 위협 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 전원상실시에도 냉각수 공급이 가능하다.

다만, 중대사고관리지침서에는 살수를 통한 격납건물 상태 제어 시, 부정적인 효과로 가연성기체의 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)

- 감압효과: 수소연소 가능성 증가라는 부정적 요인은 있지만 살수의 경우 감압효과가

뛰어남

- 가동시점

: 주살수는 EOP운전에서부터 격납건물 압력 설정치에 의해 작동

: APR1400에 설치되어 있는 ECSBS의 경우 중대사고 발생 24시간 이후부터 작동

- 가동시간

: ECSBS는 48시간

3. 격납건물 우회사고 완화 전략

(1) SAMG 조치

노심 손상이 시작됨에 따라 핵분열생성물은 핵연료와 피복재 사이의 공극 혹은 핵연료로부터 방출된다. 격납건물 우회사고의 경우, SGTR 사고는 핵분열생성물이 증기발생기 튜브의 누설 또는 손상 부위를 통해 증기발생기로 방출되고 차단되지 않은 증기발생기 주증기안전밸브(MSSV), 주증기대기방출밸브(MSADV), 또는 증기공급계통의 누설을 통해 대기로 방출될 수 있다. ISLOCA의 경우 핵분열생성물은 보조건물로 방출되었다가 보조건물 배기계통을 통해 대기로 방출될 수 있다.

이러한 격납건물 우회사고 발생 시 비상운전지침서에서부터 핵분열생성물 방출완화를 위한 조치가 시작되고 있지만, 중대사고로 진행시 외부방출을 최소화하기 위한 핵분열생성물 방출제어 전략이 중대사고관리지침서에 수립되어 있다.

핵분열생성물 방출제어 전략은 우선적으로 방출 경로를 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 더 이상 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 흡착하는 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 이

용하면 보조건물로부터 대기 방출되는 핵분열생성물의 양을 줄일 수 있다. 단, 이 여과계통은 불활성기체의 방출에 대해서는 효과가 없다. 보조건물로부터 환경으로의 핵분열생성물 방출을 평가하기 위한 분석 결과에 따르면, ISLOCA시 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, 감압 전략 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, 복수기 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, 1차측에서 2차측으로의 누설은 없을 것이다. 이 경우 증기방출 및 손상된 증기발생기의 감압은 1차측에서 2차측으로의 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 격리 밸브 개방 시 설계압력에 접근할 경우 고압경보 발생 등의 여건을 고려하였다. 접속계통의 파단강도(Ultimate Rupture Strength)가 RCS 압력 이상됨을 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.

증기발생기전열관 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 2차측으로부터 1차측으로의 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 2차측 열제거계통, 증기발생기 압력방출밸브로부터의 방출물 일부를 격납건물로 회수하는 계통, 안전밸브 설정치를 높이고 이에 상응하도록 증기발생기 2차측 압력 용량을 증대시키는 방안 등을 언급하였다(U.S.NRC, SECY-93-087, 1993).

제2절 참조 선원항 및 평가기준

1. TID 14844

1962년 USNRC에서는 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 불활성기체의 100%와 아이오딘의 50%에 해당된다. 이 값들은 1950년대 후반에 수행된 실험에 주로 근거하고 있다. TID-14844에서는 잔존 고체 핵분열생성물도 1% 포함시켰으나 Reg. Guide에서는 이를 제외 했다. 또한 TID-14844에서는 순간적 방출을 가정하고 아이오딘의 화학적 형태는 91%가 분자형태(I_2) 이고 5% 입자, 4%를 유기성 형태로 보았으며 이 가정이 공학적 안전설비와 격납건물 격리밸브 닫힘시간, 사고후 거주 요건 등에 영향을 주었다(Dinunno외, 1962).

2. NUREG-1465

TMI사고 직후 아이오딘의 방출량이 인허가 계산 시 추정량보다 비교적 작았다. U.S.NRC에서는 1995년 과거 중대사고와 방출 핵분열생성물의 거동에 관한 지식의 발전을 고려하여 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 방사성원항은 방사성 핵분열생성물의 격납건물로의 방출시간 및 방출률, 방출핵종의 유형과 수량 및 아이오딘의 화학적 형태 등을 포함하여 LWR 규제에 적용할 수 있도록 사고 시 방사선원항을 규정하였다. USNRC는 규제용으로 고려해야 할 중대사고로서 원자로용기 손상과 노심-콘크리트 상호작용이 수반되는 완전한 노심용융 사고를 선정하였고, 또는 격납건물 내 공학적안전설비와 에어로졸 침전과 같은 자연 과정을 통해 핵분열생성물을 제거하거나 감소시키는 것이 가능하도록 하였다.

USNRC는 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 피동형 발전소에서는 노심 출력 밀도가 기존 LWR보다 작아서 방출 시점이나 기간이 이 보고서 값보다 더 길게 될 것으로 판단되므로

고압사고전개과정에서는 이 보고서에서 제시한 방출분율이 과도하게 클 수 있으나 일반적으로 적용 가능할 것으로 보았다. 그러나 경수로와 현저히 다른 고온 기체냉각 원자로나 액체금속로 설계에는 적용할 수 없을 것으로 판단하였다. 40 GWD/MTU 이 넘게 조사된 고연소도 핵연료는 설계기준 반응도 주입사고(RIA) 동안 이전에 생각했던 것 보다 더 쉽게 손상될 수 있을 것으로 나타났다. 또한 이 연료는 많이 파편화되거나 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 선원향과 다를 수 있다. USNRC에서는 이 방사선원향, 특히 간극 방사능은 고연소도 핵연료에 적용할 수 없을 것으로 보았으나 최근의 SNL의 MELCOR 분석결과는 여전히 적용 가능할 것으로 나타난 바 있다(Ashbaugh외, 2010). 한편 이 선원향이 최근의 연구(Raimond외, 2013)에서 드러난 Ru 산화물의 기체상 휘발에 대해서는 더 고려할 필요가 있을 것으로 판단된다.

가. 사고전개과정의 선정 및 핵분열생성물 방출시간

중대사고 전개과정에 대한 분석결과, Reg. Guide 1.3 및 1.4에서 가정했던 순간 방출(Instant release)에 비해 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, 비휘발성 핵종이 격납건물로 방출되며, 원자로 압력용기의 하부헤드가 손상되어 용융 노심이 콘크리트로 떨어지면서 종료된다. PWR 발전소의 경우 용기내 방출 단계는 1.3시간 정도일 것으로 추정하였다. 용기의 방출단계(Ex-vessel release phase)는 용융 노심파편이 원자로 압력용기를 빠져 나가 파편이 충분히 냉각되어 상당량의 핵분열생성물이 더 이상 방출되지 않을 때 끝난다. 이 단계에서는 휘발성, 비휘발성 방사성 핵종이 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 가라앉았

던 일부 휘발성 핵종이 재휘발되어 격납건물로 방출될 수 있으며 이 단계는 10시간 정도 지속되는 것으로 볼 수 있다.

나. 핵분열생성물의 조성 및 규모

처음 WASH-1400에서는 핵분열생성물들의 스펙트럼을 조사하여 54개 방사성 핵종을 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.

다. 화학적 형태

아이오딘이 RCS로부터 격납건물로 빠져나간 후의 거동에 관한 연구를 다른 NUREG/CR-5732에서는 격납건물로 빠져나오는 아이오딘의 95% 이상이 CsI이고 나머지 5%가 I+HI, 1%이상이 I와 HI형태인 것으로 나타냈다.

표 3.1은 각 핵종그룹의 방출단계별 지속시간 및 방출량을 제시하고 있다.

표 3.1 PWR 격납건물 방출단계별 지속시간 및 핵종의 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
불활성기체	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 (그중 유기아이오딘이 3% 이하)

*** 핵연료 냉각이 장기간 유지되고 노심용융이 없다면 간극방출은 3 퍼센트로 간주

라. 여유도 및 불확실성

고려된 원자로 압력용기 손상 사고 전개과정은 저압 상태에서 완전한 노심손상이 일어나고 원자로 압력용기가 손상되며 노심-콘크리트 상호작용이 일어나는 전개과정이다. 또한 냉각재상실사고에 근거하여 시점을 선정하고 전형적인 저압 노심용융 시나리오 시 핵분열

생성물 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, 비상 노심냉각계통이 동작하지 않는 것으로 보수적으로 가정한 것이다. 이렇게 핵연료봉 손상에 대해 보수적으로 가정함으로써 상당한 양의 방사성물질의 방출 이전에 격납건물 격리밸브가 닫히도록 격리시간을 결정할 수 있으므로 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. 용기외 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 휘발성 방사성 핵종의 상한치는 노심 재고량의 50-70%가 격납건물로 방출되는데 그 중 대부분은 노심-콘크리트 상호작용의 결과로 생성되며, 이때 방출분을 평균치는 15-25%이다. La과 Ge 같이 비반응성(Refractory) 핵종의 평균치는 1% 정도인데 비해 상한치는 5% 정도이다. PRA결과 중대사고시 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 방출분을 평균치는 상한치보다 1/5 정도 작을 수 있다.

마. Phebus-FP 실험결과와 NUREG-1465의 비교

표 3.2는 NUREG-1465와 Phebus-FP 실험에서 격납건물로 방출되는 주요 방사성 핵종의 각 총량에 대한 분율을 보이고 있다. 여기서 볼 수 있는 바와 같이 불활성 기체(Noble gas)의 경우 둘 간에 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 역류되는 양이 NUREG-1465에서 예상한 것보다 컸다고 볼 수 있다. Te의 경우 실험별로 변동이 컸는데 이는 실험조건별로 증기응축과 화학적 흡착율이 달랐기 때문으로 해석되었고 결과적으로 NUREG-1465가 약간 적다. 고온의 환원 환경에서 주로 방출되는 Sr은 일반적으로 적는데 이는 Phebus-FP 실험이 수증기가 많은 산화환경에서 수행되었기 때문이며, 이러한 점은 NUREG-1465에서 용기외 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-1465이나 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. 란탄족의 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 3.2 격납건물로 방출되는 방사성 핵종(Herranz외, 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 ¹	0.75	0.63	0.64	0.56
Alkali metals	Cs	0.65 ¹	0.75	0.51	0.44	0.44
Tellurium group	Te	0.30 ¹	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
Noble metals	Ru	0.0025	0.0025	0.018	0.005	0.00083
	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-1465은 구조재와 제어봉 재료의 방출은 고려하지 않고 있다. Phebus-FP 실험은 격납건물에 도달하는 대부분의 입자들은 구조재와 제어봉 물질인 것으로 나타났다. 방사선학적 관점에서 중요한 핵종, 예컨대 I이나 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 방출량 뿐만 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 1/10~1/100 정도로 저감이 가능하며, 장기간은 Cs이 중요한 것으로 판단된다(Herranz외, 2010).

바. 미국의 NUREG-1465 보완 평가

NUREG-1465는 고연소도 핵연료의 사고방사선원항이 기술되어 있는 방출분을 보다 더 클 가능성과 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(Ashbaugh외, 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 원소형태로 많이 방출된 것으로 보인다. 나머지는 입자로 방출되나 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 시간대를 다수 채택하는 기회를 가지게 되었다. 그리고 최근에는 고연소도 핵연료를 미국의 규제기준 62 GWd/t에 근접할 정도로 증가하였다.

이 보고서에서는 NUREG-1465 방사선원항에 고연소도 핵연료용 부록을 개발하기 위하여 Surry, Zion, Oconee3, Sequoyah 등 4개 경수로 원전에 대하여 저압 및 고압사고경위들을 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 간에는 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 방출기간의 방출지속시간이 NUREG-1465 지속시간보다 실제로는 더 길다는 점을 보이고 있다. SNL은 후속보고서를 통해 좀 더 세련된 통계적 방법을 사용하여 이 분석결과를 더 명확하게 기술할 예정이다. 이를 통해 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 기술할 것이라고 한다(Ashbaugh외, 2010).

3. 프랑스 참조 선원항

프랑스의 참조방사선원항(Reference Source Term: RST)은 다음과 같다. IPSN은 1977년 WASH-1400 보고서의 방법론 관련 연구결과, 대기로의 방출 3단계, 즉 S1, S2 및 S3을 제시한 바 있다. 이 참조 선원항 세 개의 사고범주는 원자로냉각재계통 파단, 전력공급 상실 및 용융이라는 설계기준을 초과한 사고 가정에 공통적 근거하고 있다(Delamare 외).

- S1: 조기(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 3.3에 나타낸 바와 같이 환경으로 방출된 방사능영향 평가에 사용되는데 S3 방사선 원향으로 사업자의 계산을 평가한다. 휘발성 핵분열생성물들의 방출 정도는 S1의 경우 노심재고량의 약 10%, S2의 경우 1%, S3의 경우 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 3.3 프랑스의 참조선원향(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 참조방사선원향에 대해 재평가중이며, 설계기준사고용 방사선원향은 충분히 지식이 갖추어져 있으나 증기발생기 전열관손상은 다시 평가중이라고 한다(원자력안전기술원, 2010). 사고전개과정으로서는 석회석 콘크리트에 대해 대형파단 LOCA 후 살수 또는 안전주입 초기 실패, 실리콘이 많은 콘크리트에 대해서는 살수 및 안전주입 초기 실패를 고려하며, 별도로 소형파단 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 같으며, 아이오딘 거동에 관한 가정은 보수적인 것으로 나타나서 진행 중인 실험 및 모델링 연구로부터 더 줄어들 수 있을 것으로 예상되었다. 방출되는 에어로졸의 양은 Pre-filter를 도입함으로써 1/10~1/100로 줄어서 장기적 영향을 저감하게 되었다.

4. 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 안전 목표는 주기적 안전성평가를 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 주민보호조치를 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 환경영향평가서 작성방법에 관한 고시에 아래와 같이 반영하는 방안이 논의되었다(원자력안전기술원, 2015).

- 주민 방사선 피폭에 관한 결정론적 목표치
 - . 설계기준사고 단계: 5 mSv 미만
 - . 중대사고 예방 단계: 20 mSv 미만
 - . 중대사고 완화 단계: 100 mSv 미만, Cs-137 방출량 100 TBq 미만
- 확률론적 목표치
 - . 노심손상빈도(CDF): 1.0×10^{-5} /년 미만
 - . 대량조기방출빈도(LERF): 1.0×10^{-6} /년 미만

. Cs-137 방출량이 100 TBq을 초과하는 사고 빈도: 1.0×10^{-6} /년 미만

마침내 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 사고관리 능력을 평가하여 다음 각 호를 달성하는 것을 목표로 수립되어야 한다.

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

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 위협요인으로 인한 방사성물질의 대량 방출을 방지하기 위한 원자로격납 건물의 방호벽기능이 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 제5조제2항에 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 각각의 전체 위험도의 0.1% 이하이거나 또는 그에 상응하는 성능목표치를 만족할 것

2. 방사성핵종 Cs-137의 방출량이 100TBq을 초과하는 사고 발생 빈도의 합이

1.0×10^{-6} /년 미만일 것

③ 제1항의 확률론적 안전성평가의 결과는 발전용원자로시설의 중대사고 예방 및 완화 능력을 향상시키기 위하여 활용되어야 한다. 위와 같은 안전 목표를 실제 원전의 중대사고 방사능 영향 평가에 적용하기 위해서는 평가방법론 중 다음 사항에 대한 연구가 더 필요한 것으로 파악된다(고희진외, 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%), 중대사고시 격납건물 살수 및 자연침적 등 제거 메커니즘에 대한 상세 평가방법 등
- 각 사고 등급별 방출기간, 선량 평가지점 및 피폭경로 등에 대한 세부 지침 제시: 사고 평가기간(현행: 제한구역경계에서의 임의 2시간에서의 방사선량 평가), 대기확산인자 x/Q 적용방법, 피폭자의 호흡률 가정방법 등

5. 선원항 관련 향후 연구 제안사항

중대사고 시나리오의 다양한 스펙트럼을 모두 포괄하는 사고 선원항을 설정하는 것은 매우 어려운 일이다. 그럼에도 불구하고 설계기준사고 해석이나 중대사고 대처설계를 위해 선원항이 필요하기 때문에 국내에서는 미국에서 1950년대 연구결과를 반영한 TID-14844 선원항을 사용하고 있으며, NUREG-1465(1995) 선원항을 APR1400 표준설계에 적용해 본 바 있다. NUREG-1150의 방출분율 평균치 또는 75% 분포 구간 값을 대표하는 NUREG-1465와 같은 중대사고 선원항을 설계기준사고에 적용하는 미국식 규제방법론은 설계기준사고 평가의 보수성은 보장하더라도 열수력학적 상태에 비해 과도한 방사능 방출을 초래하는 측면이 있으며, 중대사고 대처설계에 대해서는 대표성에 대한 검토가 더 필요해 보인다.

그러므로 한국형 원전이 수출되는 현 시점에서는 기존의 국내외 연구결과와 외국의 사고 선원항을 참조하여 국내 PWR과 PHWR 원전에서 고유한 설계기준사고 및 중대사고시 선원항을 갖추는 것이 바람직하다. 경우에 따라서는 다양한 사고를 포괄하는 선원항을 설정하기보다 대처설비의 기능에 따라 적용할 선원항을 각각 갖추고 적용을 위한 규제지침을 구비하는 방안도 고려해 볼 수 있을 것이다.

앞에서 살펴 본 바와 같이 사고 선원항은 미국에서 NUREG-1465 등과 같은 선원항을 개발하는 데에 WASH-1400, NUREG/CR-2239, NUREG-1150, NUREG-1935(SOARCA) 등이 배경이 되는 것처럼 PSA, 중대사고 분석 관련 기술현황을 종합한 연구를 배경으로 한다. 그러므로 현재의 국내 원전 유형별 PSA 결과를 현상학적 지식을 최대한 활용, 보완하여 실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항과 적용 지침을 결정하기 위한 산학연의 종합적인 연구를 제안한다.

이 일에는 앞 2장에서 다룬 제반 현상들에 대한 기술현황이 반영되어야 한다. 그러므로 제반 현상의 중요도에 따라 우선순위를 가지고 연구하여 평가방법론에서의 불확실성을 줄여 나가야 한다. 불확실한 현상이나 모델을 취급하는 데 있어서 미국 NRC의 SOARCA 결과나 EU-NUGENIA에서 착수하는 USTA(Uncertainties in Source Term Assessments) 프로젝트(L. Herranz, 2015)를 참고해 볼 필요가 있다. PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table) 방법론으로 선원항 평가에 관련된 불확실도를 연구하고자 하는 USTA 프로젝트에는 국내 연구기관에서도 참여할 계획이다. 이러한 방법론을 활용하여 불확실도를 고려한 선원항이 설정되도록 해야 할 것이다.

제4장 향후 연구를 위한 제언

앞 장에서 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 핵분열생성물의 거동 및 방출 완화방안에 대한 PIRT를 표4.1로 제시하였고, 에어로졸 거동, 기체상 거동, 중대사고 대처체계, 아이오딘 및 루테튬 거동에 관련된 각 기술현안 별로 현 지식수준, 중요도 및 국제수준에 도달하는데 필요한 예상 연구기간 등에 대한 참여자들의 의견을 수렴하여 표4.2 ~ 표 4.5로 제시하였다. 여기서 W, D는 각각 참여자들이 파악하고 있는 국제(W) 및 국내(D) 지식수준을 의미한다. 이상의 정보를 종합하여 표 4.6에 향후 필요한 연구항목을 일목요연하게 정리하여 제시하였다.

참여자들의 의견을 수렴한 결과, 핵분열생성물 거동에 관한 국내 기술수준은 전반적으로 국제수준에 크게 미달하고 있으며, 공통적으로 가장 중요하고 시급성이 있는 것으로 평가한 기술현안은 다음과 같다.

- 1) 노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질 방출 모델 개선
- 2) 산화조건에서 핵연료로부터 Ru 에어로졸의 방출 등 거동에 대한 실험데이터 확보
- 3) 원자로냉각재계통으로부터 격납건물로의 Cs, I 방출 모델
- 4) 에어로졸의 형성, 성장, 그리고 침착에 관한 현상(응결과 응축에 의한 성장: 격납건물 표면에서의 응축에 의한 에어로졸의 거동 포함)
- 5) 다음 현상에 대한 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링: (1) 벽면 및 기기의 표면에 흡탈착되는 아이오딘 핵종의 이동 (2) 기체상에서 침착 아이오딘과 페인트의 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 역류에 미치는 영향, 잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 Scrubbing 종합효과시험
- 8) CFVS 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 : 가동시점 또는 개방압력, SAMG 범주에서 CFVS 운전(개방지속/개폐반복), 격납건물 감압성능, 에어로졸과 기체상 아이오딘에 대한 제거효율, 피동 운전시간, 소내 및 소외선량
- 9) 실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원향 결정

그 밖에도 다음 사항들도 비교적 중요하고 시급한 현안으로 관심을 모았다.

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

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

12) 침적물 재증발, 노심으로부터 방출되는 루테튬(Ru-103, Ru-106)의 재휘발 및 분포, RCS 온도 및 기체 조성에 따른 루테튬 핵종의 재휘발 거동 및 재휘발 분율, 루테튬 이외의 다른 핵종이 침착되었을 때의 영향, 침착된 물질의 산화상태에 대한 표면상태 분석

이들 대부분은 중장기간의 연구가 필요할 것으로 판단되었으나, 2~3년간의 단기적인 연구로 국제수준에 도달할 수 있을 것으로 예상한 사항은 위 7) Pool Scrubbing 효과에 관한 실험적 연구이다.

본 분과에서는 구조를 유지하거나 손상된 핵연료로부터의 핵분열생성물 방출과 환경 방출 이후 핵분열생성물의 거동에 대해서는 자세히 다루지 못했거나 전혀 다루지 못하였다. 이러한 부분은 향후에도 본 보고서를 지속적으로 최신화하는 과정을 통해 보완해 나갈 수 있을 것이다.

표 4.1 핵분열생성물의 거동 및 방출 완화방안에 대한 PIRT

Phenomena	Items	Related subject	Phenomena Description	Status of Experimental Program	Status of Computer Code Modeling	지식 수준	중요도	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"> - 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. - 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. 	PHEBUS CORA-13	CORSOR CORSOR-M CORSOR-O CORSOR-B OOTH VICTORIA	중	상	Cs, I release models FP release from fuel type and burnup
	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"> · ICI tube failure: FAI, CORVIS, LHF, KAERI · Creep failure: MPA Meppen, RUPTHER, FASTCHE 	<ul style="list-style-type: none"> ·MAAP(ICI tube rupture, ejection) ·MELCOR (Failure temperature) 	중 (ICI tube failure)	상 (ICI tube failure)	Modeling and Experiments on the ICI tube failure mechanism

				R, LHK, 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_2 (containing fission products) into the atmosphere outside the containment or into the air-steam atmosphere inside containment. In either case, the UO_2 particles will cool and undergo reaction with oxygen to form U_3O_8 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-S pain, SNL/CE Tests, FzK/DISCO	SCE TCE	하	하	N/A
		Pipe rupture & Opening	Fission product gas and aerosol release into containment at pipe rupture and opening events.			상	하	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	하	상	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 spot. Pre-existing flaws in the SG U-tubes can affect the SG	ANL	N/A	하	상	Evaluation of the environmental hazards due to the bypass

			<p>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.</p>					<p>scenario</p> <p>Failure mechanism of the SG tube</p> <p>Aerosol retention in the SG</p>
FP transfer	Aerosol transfer	Aerosol behavior	<p>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 μm to 20 μm. Aerosol concentrations in reactor accident analyses are typically less than 100 g/m^3 and usually less than 1 g/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.</p>					
		Washout (Spray)	<p>Aerosol removal in containment spray</p> <p>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.</p>					

		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(equal 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-Espana POSEIDON	SPARC BUSCA SUPRA	중	상	Pool scrubbing experiments at the high temperature(pool and gas) condition Iodine retention in pool under pH variation
		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/ISP40	ASTEC/SOPHAEROS ECART ARROS COCOSYS SOPHAEROS	하	상	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 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 ₂ , O ₃ or HNO ₃ 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 ₂ into CH ₃ I through the reaction between volatile	ISTP/CHIP ISTP/EPICUR PARIS OECD/NEA STEM OECD/NEA BIP OECD/NEA THAI HYMERS MIRE	ASTEC			

			organics and I_2 , 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 ₄ 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 ₂ O). However, the I ₂ -steel interaction through adsorption and desorption does not change iodine volatility significantly. Pre-irradiating an Epoxy paint before adsorbing iodine leads to an I ₂ 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. ¹³³ Xe releases were estimated to be about 80% of the reactor core inventories.(L. Bosland and L. Cantrel, 2015; CNL submission to SAREF, 2015)					
		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/STAR RT	ASTEC	하	상	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
--	--	--	--	--	--	--	--	--

Subject	Items	Phenomena description	Related phenomenon in containment	Related phenomenon in RCS	중요도	SAMG action
Mitigation measures	CFVS ¹	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 FCVS is categorized into two types, wet and dry types. The scrubbing pool could play an important role in the wet type FCVS because a large amount of aerosol is captured in the water pool	Spray MCCI	FP release in fuel Reflooding in RPV	상	Operating strategy Reflooding in RPV RPV depressurization
	ECSBS		Spray MCCI	FP release in fuel Reflooding in RPV	상	Operating strategy Reflooding in RPV RPV depressurization
	Mitigation for bypass scenario			SG tube rupture Scrubbing in SG		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

주 1. CFVS는 FCVS(Filtered Containment Venting System)로도 불리고 있다.

표 4.2 에어로졸 거동 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준			중요도 (시급성)			연구기간 (국제수준 도달 예상 소요기간)			
				높음	중간	낮음	높음	중간	낮음	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~1 0 년)	N/A
에어로졸 방출	노심방출	핵연료로부터 방출 모델: 핵연료 유형과 연소도에 따른 FP 방출		W,D				O				O	
		노심 구조물(주로 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질 방출 모델 개선			W	D	O				O		
		High burnup(연소도 ≥ 60 MWd/kgU)/MOX 핵연료의 재관수 및 수소 생성의 영향	VERDON, SANDIA20 11-0128	W		D			O				O
	원자로 냉각재계통 방출	RCS 내 에어로졸 재부유(Mechanical resuspension)	NEA/CSNI /R(2009)5	W		D		O			O		
		특이성(Singularities) 및 복합구조물로의 침적			W	D			O		O		
		강한 난류 유동시 입자 파쇄			W	D			O		O		
		화학적 영향			W	D		O			O		
	격납건물 거동	에어로졸의 형성, 성장 및 침착에 관한 현상(응결과 응축에 의한 성장, 격 납건물 표면에서의 응축에 의한 에어로졸의 거동 포함)		W	D		O				O		
		전하 효과			W	D			O	O			
		응축성 대기 조건에서의 혼합 에어로졸			W	D		O			O		
		Pool로부터의 재유입 (집수조와 같은 Pool에서 세정시 재부유 포함)			W	D	O			O			
		수소재결합기의 영향			W	D		O			O		
		수소연소가 부유 에어로졸에 미치는 영향			W	D		O			O		
		MCCI pool에서의 방출		W		D	O				O		
		화재 에어로졸			W	D		O			O		
		냉각수로의 방출 (FP (Sr, Cs, Ba, Sb, Ce/Pr, Eu and actinides)	OECD BSAF Phase 2			W,D		O			O		
	재부유	격납건물 내 에어로졸 재부유(Mechanical resuspension) 모델의 개선 및 추가적인 검증		W		D		O			O		
		노심 용융물 분출: 난류 효과에 의한 에어로졸의 이동 및 침착			W	D		O			O		
	Washout	살수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선			W	D	O				O		
	Pool scrubbing	기존 실험보다 더 높은 기체 온도와 증기유량, 이송가스 내 수소를 포함시 킨 실험			W	D	O			O			
		포화상태까지 확장된 수조 실험 및 과냉각상태 수조의 제염능력과 비교			W	D	O			O			
		수조 표면위 고압 조건, 물의 pH가 에어로졸 및 아이오딘 기체 억류에 미 치는 영향 조사 필요		W		D	O			O			
		잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질을 사용하는 종합효과시험			W	D	O			O			
		Stand-alone 또는 integral code model의 검증을 위한 체계적 실험 데이터 베이스 구축			W	D	O				O		

	MCCI	MCCI 관련 기존 실험결과에 대한 재평가 및 코드 추가검증, 콘크리트 기반의 에어로졸 특성 정량화			W	D		O			O		
		노심-콘크리트 상호작용 결과 생성물 기체에 의해 이송되는 핵분열생성물과 비방사성에어로졸의 양			W	D		O			O		
	격납건물 우회사고	증기발생기 내 에어로졸의 역류		W		D	O				O		
		ISLOCAL나 SGTR 시 방사능영향 완화수단 및 전략 개발			W,D			O			O		

표 4.3 기체상 거동 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준			중요도 (시급성)			연구기간 (국제수준 도달 예상 소요기간)			
				높음	중간	낮음	높음	중간	낮음	단기 (2~3년)	중기 (3~5년)	장기 (5~10년)	N/A
기체상 방출	노심방출	기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 분석 및 평가		W	D		O			O			
		노심 및 RCS에서 기체상으로 생성되는 핵종에 대한 실험적 연구		W		D	O					O	
		핵심 핵종 및 반응에 대한 모델링		W		D	O				O		
	원자로냉각재계통방출												
	격납건물 방출												
	격납건물 누출	격납건물 Crack 형성 관통부에서의 누설 및 격납건물 동적 거동을 바탕으로 환경으로 누설되는 핵분열생성물의 정량화			W	D		O			O		
	Washout	기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 연구			W	D		O			O		
Leaching		핵분열생성물의 Leak path를 통한 이동: 모델 개발 및 검증에 위한 시나리오와 현상에 대한 실험적 연구(Separate, Integral)			W	D		O			O		
		노심 용융물과 Basemat 아래 지하수와 반응: 가용한 모델이 충분한지 확인이 필요하며 실험적 연구가 필요함			W	D		O			O		
FCVS		기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 연구: - CFVS 가동시점 또는 CFVS 개방압력, - SAMG 범주에서 CFVS 운전 (개방지속 또는 개폐반복), - 격납건물 감압성능, - 에어로졸과 기체상 아이오딘에 대한 제거효율(DF), - 피동 운전시간, - 소내 및 소외선량		W	D		O				O		
ECSBS		감압효과, 가동시점, 가동시간			W,D			O			O		

표 4.4 중대사고 대처체계 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

항 목	기술 현안	비 고	지식수준			중요도 (시급성)			연구기간 (국제수준 도달 예상 소요기간)			
			높음	중간	낮음	높음	중간	낮음	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~1 0 년)	N/A
AST	실제적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원항을 결정하기 위한 산학연의 종합적인 연구		W	D		O				O		
ST methodology	방사선원항 종합 모델링 개선		W		D	O					O	
	방사선원항 평가시 불확실성을 확인하고 해결할 수 있는 분석 방법: 격납건물에서 부유화된 아이오딘의 화학적 형태, 중대사고시 살수 및 자연 침적 등 제거 메커니즘			W	D	O					O	
	FP 거동 불확실성을 파악하기 위한 Fukushima 상세자료 분석	OECD BSAF Phase 2		W	D	O				O		

표 4.5 아이오딘 및 루테튬 거동 관련 기술현안별 지식수준, 중요도 및 연구소요기간

거동 특성		기술 현안	비 고	지식수준			중요도 (시급성)			연구기간 (국제수준 도달 예상 소요기간)			
				높음	중간	낮음	높음	중간	낮음	단기 (2~3 년)	중기 (3~5 년)	장기 (5~1 0 년)	N/A
원자로냉각 재계통방출		Cs 및 I 방출모델		W	D		O				O		
		노심 및 RCS에서 기체상 아이오딘 생성 및 방출		W		D		O				O	
		전형적인 다성분 에어로졸에서의 아이오딘 흡착 반응속도와 방사선 조사시 안정성			W	D		O				O	
		B ₄ C 제어봉의 손상시 발생하는 CO에 의한 IxOy의 분해			W	D		O				O	
		RCS 내 아이오딘의 이동에 미치는 제어봉 물질의 영향		W		D	O					O	
		RCS를 따라 부착된 금속성 아이오드화물의 재증발 가능성		W		D		O				O	
격납건물방 출	아이오딘 거동(기체상)	벽면 및 기기의 금속 또는 페인트 표면이나 에어로졸 입자에 흡·탈착되는 아이오딘 화학종의 이동		W		D	O				O		
		기체상에서 흡착 아이오딘과 페인트의 반응에 의한 유기 아이오다이드의 비균질 생성/페인트 열화가 아이오딘 휘발성 및 방사선원항에 미치는 영향	Bosland, Cantrel, 2015		W	D	O				O		
		기체상에서 방사능에 의한 유기 아이오딘의 분해			W	D		O			O		

		증기응축에 의한 휘발성 아이오딘의 흡착		W		D		O			O		
		IxOy의 크기, 조성 및 격납건물 표면에 흡착된 IxOy의 방사선하에서의 안정성			W	D	O				O		
	아이오딘 거동(액체상)	수조 내부에서 휘발성 아이오딘의 생성 및 소멸(방사선 환경의 영향)		W		D		O			O		
		아이오딘의 분리(partitioning): 액체상으로부터 휘발성 아이오딘의 생성률 / Pool 수면에서의 아이오딘 화학종간 질량전달률 / Pool이 고갈되면서 휘발성 아이오딘을 방출하는 메커니즘		W		D	O				O		
	아이오딘 거동(환경)	대기 환경에서의 이동 중 아이오딘 화학종(기체-입자)의 변화			W	D			O			O	
Leaching		방출경로상에서 분자 및 유기 아이오딘의 제거율(흡착율)에 대한 분석모델 개발			W	D		O			O		
에어로졸방출	노심방출	핵연료로부터 방출 : 산화조건에서 Ru 에어로졸 거동에 대한 실험 데이터 확보			W	D	O				O		
	원자로냉각재계통방출	Ru (Ru-103, Ru-106) 침적물의 RCS 내에서 재휘발 (다른 핵종 또는 산화 상태의 영향)	Bosland, Cantrel, 2015	W		D	O				O		

표 4.6 핵분열생성물 거동 분과 PIRT (종합)

핵분열생성물 방출/이동 단계	거동 특성	주요 현상	지식 수준 /중요도	Issue description	SAMG action	Regulatory significance	Related phenomenon	Related phenomena
				(중요한 현안, 불확실한 현상 등 설명)	/mitigation actions	(action/Law/needs)	in RCS	in containment
노심손상 방출	노심 가열	핵분열생성물의 간극 방출	상/중 중/상 하/하	핵연료로부터 방출: 핵연료 유형과 연소도에 따른 FP 방출 Cs 및 I 방출모델 High burnup(연소도 ≥ 60 MWd/kgU)/MOX 핵연료의 재관수 및 수소 생성의 영향	SAMG 진입조건 연계	사고선원할(간극방출) 설정	취발성 핵종의 에어로졸 생성/성장, 기체상 화학반응	취발성 핵종의 에어로졸 생성/성장, 아이오딘 화학종의 반응, 세정, 수조여과
	노심 용융	핵연료 및 노심 구조물의 손상, 핵분열생성물의 용출 방출	하/상 중/상 하/상	노심 구조물(주르 제어봉) 손상 및 에어로졸 등 물질 방출 모델 개선 기존 실험결과를 바탕으로 발전소 조건을 고려한 분석 및 평가 핵연료 산화조건에서 Ru 에어로졸 거동에 대한 실험 데이터 확보	SAMG 진입조건 연계	사고선원할(in-vessel 방출) 설정	에어로졸 생성/성장, 기체상 아이오딘 화학 반응	에어로졸 생성/성장, 아이오딘 화학종의 반응, 세정, 수조여과
원자로냉각재계를 내 거동	증기/에어로졸의 이동	에어로졸 생성/성장/침착/재취발: 수증기 또는 수소 환경에서 Mo, B, (Cd, Ag, In), Cs, I, O, H 간 화학반응	하/상 하/중 하/중 하/중 하/중 하/중	RCS 내 아이오딘의 이동에 미치는 제어봉 물질의 영향 B ₂ C 제어봉의 손상시 발생하는 CO에 의한 IxOy의 분해 전월적인 다성분 에어로졸에서의 아이오딘 증착 반응속도와 방사선 조사시 안정성 특이성(Singularities) 및 복합구조물로의 침적 강한 난류 유동시 입자 파쇄 RCS를 따라 부착된 금속성 아이오딘화물의 재증발 가능성 증기발생기냉각온전, 냉각수주입	RCS 감압 및 주입 전략 연계	사고선원할(아이오딘의 화학적 형태, 핵종별 방출분율) 설정		격납건물 내 에어로졸/아이오딘 거동, 세정, 수조 여과, FCVS
		기체상 아이오딘 등의 화학반응(Mo, B, (cd, Ag, In), Cs, I, O, H 화학체계)	하/중	RCS 내 기체상 아이오딘 생성 및 방출				
원자로냉각재계를 손상 방출	원자로용기 손상	RPV 크립파열, ICI 관통 손상, 핵분열생성물 기체상 및 에어로졸 방출	하/상	Ru (Ru-103, Ru-106) 침적물의 RCS 내에서 재취발 (다른 핵종 또는 산화상태의 영향)	RCS 감압/냉각수 주입, SG 주입, ERVC	사고선원할에 RuO ₄ 고려 가능성		MCCL, FCVS, ECSBS
	배관 파열 / 개발	핵분열생성물 기체상 및 에어로졸 방출						
	HPME	용출물 중 UO ₂ 미세입자의 격납건물 내 산포 및 산화(발열반응), 취발성 핵분열생성물 방출						
격납건물 내 거동	에어로졸 거동	에어로졸 생성/성장/침착/재부유	중/상 하/하 하/중 하/상 하/중 하/중 하/중 하/중	에어로졸의 열성, 성장 및 침착에 관한 현상(용출과 용출에 의한 성장, 격납건물 표면에서의 용출에 의한 에어로졸의 거동 포함) 전하 효과 용출성 대기 조건에서의 혼합 에어로졸 Pool로부터의 재유입 (집수조와 같은 Pool에서 세정시 재부유 포함) 수소재결합기의 영향 수소연소가 부유 에어로졸에 미치는 영향 화재 에어로졸 격납건물 내 에어로졸 재부유(Mechanical resuspension) 모델의 개선 및 추가적인 검증 노심 용출물 분출: 난류 효과에 의한 에어로졸의 이동 및 침착	격납건물 감압(살수, Fan Cooler 작동, 여과 배기)	에어로졸 제거	증기/에어로졸 거동	세정, 수조여과, FCVS, ECSBS
	아이오딘 등의 화학적 거동	아이오딘 화학종의 반응, 흡착/탈착	하/상 하/상 하/중 하/중 하/중 하/상 하/상	벽면 및 기기의 금속 또는 페인트 표면이나 에어로졸 입자에 흡착되는 아이오딘 화학종의 이동 기체상에서 흡착 아이오딘과 페인트의 반응에 의한 유기 아이오다이드의 비균질 생성/페인트 열화가 아이오딘 취발성 및 방사선원할에 미치는 영향 기체상에서 방사능에 의한 유기 아이오딘의 분해 증기용출에 의한 취발성 아이오딘의 흡착 수조 내부에서 취발성 아이오딘의 생성 및 소멸(방사선 환경의 영향) 아이오딘의 분리(partitioning): 액체상으로부터 취발성 아이오딘의 생성물 / Pool 수면에서의 아이오딘 화학종간 질량전달률 / Pool이 고갈되면서 취발성 아이오딘을 방출하는 메커니즘 IxOy의 크기, 조성 및 격납건물 표면에 흡착된 IxOy의 방사선하에서의 안정	격납건물 감압(살수, 여과배기), 수소제어	사고선원할(기체상 핵종의 화학적 형태) 설정	증기/에어로졸 거동	세정, 수조여과, FCVS, ECSBS

격납건물 내 거동	MCCI	지속적 기계 생성 및 취합성 핵분열생성물 방출	하/중 하/중	MCCI 관련 기존 실험결과에 대한 재평가 및 코드 추가검증, 콘크리트 기반의 에어로졸 특성 정량화 노심-콘크리트 상호작용 결과 생성물 기체에 의해 이동되는 핵분열생성물과 비활성 에어로졸의 양	원자로공통 냉각수 주입, 격납건물 감압(삼수, 여과배기), 수소제어, Core catcher	사고선원할(용기의 방출) 설정		
	세정(Washout)	삼수에 의한 대기중 핵분열생성물 제거	하/상 하/중	삼수에 의한 에어로졸 제거 모델의 개선 기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 연구	격납건물 감압(삼수)	에어로졸 및 원소형 아이오딘 제거	중기/에어로졸 거동	중기/에어로졸 거동
	수조여과(Pool scrubbing)	수조에서의 핵분열생성물 제거	하/상 하/상 하/상 하/상 하/상	기존 실험보다 더 높은 기계 운동과 증기유량, 이슬가스 내 수소를 포함시킨 실험 표화상태까지 확장된 수조 실험 및 과냉각상태 수조의 제염능력과 비교 수조 표면위 고압 조건, 물의 pH가 에어로졸 및 아이오딘 기체 역류에 미치는 영향 조사 필요 잘 정의된 중대사고 환경조건에서 재부유 현상을 규명하기 위해 대표적인 에어로졸 물질 을 사용하는 종합효과시험 Stand-alone 또는 integral code model의 검증용 위한 체계적 실험 데이터베이스 구축 Stand-alone 또는 integral code model의 검증용 위한 체계적 실험 데이터베이스 구축	원자로공통 냉각수 주입, 격납건물 감압(삼수, 여과배기)	에어로졸 및 원소형 아이오딘 제거	중기/에어로졸 거동	중기/에어로졸 거동
	FCVS	핵분열생성물 방출 저감	중/상	기존 실험/이론적 연구결과 검토 및 평가, 실험과 모델링 연구: - FCVS 가동시험 또는 CFVS 개발안력, - SAMG 범주에서 CFVS 운전 (개발/개선 또는 개폐반복), - 격납건물 감압성능, - 에어로졸과 기체상 아이오딘에 대한 제거효율(DF), - 피동 운전시간, - 소내 및 소외선량	격납건물 여과배기 감압(삼수 및 수소 제어 연계)	격납건물 감압, 에어로졸 및 원소형/유기 아이오딘 제거	중기/에어로졸 거동	MCCI, 격납건물 장기 과압
	ECSBS	대기중 핵분열생성물 저감	중/중	감압효과, 가동시험, 가동시간	격납건물 삼수 감압, 수소제어	격납건물 감압, 에어로졸 및 I ₂ 제거	중기/에어로졸 거동	MCCI, 격납건물 장기 과압
	원자로공통삼수	MCCI 완화, 노심파괴를 냉각				핵분열생성물 제거	원자로용기 손상	MCCI, 노심파괴를 냉각, FCI 수조여과
격납건물 손상 방출	Containment failure	격납건물 관통부 등 경계 손상	하/중	격납건물 Crack 형성 관통부에서의 누설 및 격납건물 동적 거동을 바탕으로 합성으로 누설되는 핵분열생성물의 정량화	격납건물 감압, 삼수, 원자로용기내 외부 냉각수 주입, Core catcher	소외 방사선 영향	원자로용기 손상, HPME 배관 파열/개방	MCCI, 중기/에어로졸 거동
	Leaching	핵분열생성물의 침출	하/중 하/중 하/중 하/중	냉각수로의 에어로졸 방출 (FP (Sr, Cs, Ba, Sb, Ce/Pr, Eu and actinides) 방출경로상에서 분자 및 유기 아이오딘의 제거율(흡착율)에 대한 분석모델 개발 핵분열생성물의 Leak path를 통한 이동, 모델 개발 및 검증을 위한 시나리오와 현상에 대한 실험적 연구(Separate, Integral) 노심 용융물과 Basemat 아래 지하수와 반응: 가용한 모델이 충분한지 확인 및 실험적 연구 필요			원자로용기 손상, 중기/에어로졸 거동	
격납건물 우회 방출		증기발생기 전열관 손상 또는 ISLOCA	하/상 중/중	증기발생기 내 에어로졸의 역류 ISLOCAL나 SGTR 시 방사선영향 완화수단 및 전략 개발	SG 감압/급수 및 격리, 터빈우회증기방출, PSV 방출 회수	소외 방사선 영향	중기/에어로졸 거동, SG 여과세정	
					보조건물 여과배기	소외 방사선 영향		
대기환경에서의 거동		대기중 핵분열생성물의 확산, 침착 등	하/하	대기 환경에서의 이동 중 아이오딘 화학종(기체-입자)의 변화	격납건물 내 삼수, 여과배기, SG 격리	방사선 영향(주민피폭/트양오염)	중기/에어로졸 거동	에어로졸 생성, 성장/아이오딘 화학, 세정, 수조여과, FCVS, ECSBS, 격납건물 손상, Leaching 방출
선원할 평가	사고선원할		중/상	실험적으로 고려해야 할 사고경위들을 포괄하는 선원할을 결정하기 위한 산학연의 종합적인 연구	삼수, FCVS	사고시 방사선영향 평가	기체상/에어로졸 핵분열생성물 거동	기체상/에어로졸 핵분열생성물 거동, FCVS 나 ECSBS 작동에 의한 핵분열생성물 제거, Leaching
	평가방법론		하/상 하/상 하/상	방사선원할 종합 모델링 개선 방사선원할 평가시 불확실성을 확인하고 해결할 수 있는 분석 방법: 격납건물에서 부유화된 아이오딘의 화학적 형태, 중대사고시 삼수 및 자연 침적 등 제거 메커니즘 FP 거동 불확실성을 파악하기 위한 Fukushima 상세자료 분석	삼수, FCVS	사고시 방사선영향 평가	기체상/에어로졸 핵분열생성물 거동	기체상/에어로졸 핵분열생성물 거동, FCVS 나 ECSBS 작동에 의한 핵분열생성물 제거, Leaching

제5장 결론

국내 중대사고 전문가들이 중대사고 현안 해결을 위한 로드맵 개발의 필요성을 논의함에 따라 2015년 초 원자력학회에 특별위원회가 설립되어 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축을 위한 연구 로드맵 작성” 활동을 추진하게 되었다. 이 위원회 산하 3개 분과 중 핵분열생성물 거동 분과에서는 산학연 전문가들이 중대사고 시 핵분열생성물의 방출 및 이동 등의 거동 특성과 대처체계에 대한 기술현황을 조사하여 현안을 도출하고 향후 연구수요에 대한 의견을 수렴하여 제시하고자 하였다. 이러한 활동은 2000년대, 특히 후쿠시마 사고 후 유럽, 일본, 미국 등에서도 유사하게 이루어진 것으로 확인되었으며, 이러한 외국의 앞선 노력의 결과는 국내 중대사고 로드맵 개발에도 많은 참고가 되었다.

본 보고서는 원자력발전소 중대사고 시 핵분열생성물의 거동 관련 제반 현상을 개관하여 주요 현안을 선정하고 안전 측면에서 그 중요도를 평가하며, 실험 및 해석능력 측면에서 현재의 지식수준을 판단하고, 향후 현상에 대한 이해, 중대사고 관리 전략과 중대사고 대처 설비 및 규제측면에서 중장기적 연구의 필요사항을 제안한 활동 내용을 포함하고 있다. 즉, 핵연료로부터 원자로냉각재계통, 격납건물, 환경으로의 단계별 방출 특성과 핵분열생성물의 에어로졸 및 기체상 거동 특성을 고려하여 현상, 실험프로그램 및 전산코드 모델링 현황 등에 근거하여 향후 연구가 필요한 기술현안을 도출하고 현재의 지식수준 및 중요도, 국제수준에 도달하는 데 필요한 연구기간 등에 관해 조사한 내용을 기술하였다. 또한, 대처체계 구축 측면에서 격납건물 내 완화설비와 격납건물우회사고 완화전략에 대하여 관련 현상과 중대사고 관리조치 및 규제 측면에 근거하여 도출된 기술현안의 중요성 등을 평가하였다. 아울러 사고 선원향 및 소외피폭 관련 허용기준에 대한 현황과 향후 관련 연구 필요사항을 기술하였다.

각 기술현안별로 현 지식수준, 중요도 및 연구기간 등에 대한 참여자들의 의견을 수렴한 결과, 핵분열생성물 거동에 관한 국내 기술수준은 전반적으로 국제수준에 크게 미달하고 있으며, 노심 구조물의 손상 및 에어로졸 등 물질방출 모델 개선 등 12개 사항을 가장 중요하고 시급한 현안으로 평가하였다. 이 중에는 최근 후쿠시마 후속조치의 일환으로 국내 원전에 설치되고 있는 격납건물여과배기계통과 관계있는 사항들도 포함되어 있다. 이들 대부분은 중장기간의 연구가 필요할 것으로 판단되었으나, 루테튬의 핵연료 방출 및 원자로 냉각재계통에서의 재회발, 아이오딘 등 핵분열생성물의 격납건물 내 수조로부터의 재유입 등은 2~3년간의 단기적인 연구로 국제수준에 도달할 수 있을 것으로 예상되었다.

이러한 결과물은 중대사고 관련 연구방향을 체계적으로 정립하고 중대사고 관리의 법제화 관련 규제업무에도 활용될 수 있을 것으로 기대된다. 한편 본 분과에서는 환경 방출 이후 핵분열생성물의 거동에 대해서는 다루지 못하였고 또한 제반 여건상 상세히 다루지 못한 부분들이 있으므로, 향후 본 보고서를 지속적으로 보완하고 최신화하는 후속 과정이 필요하다.

제6장 참고문헌

- A. de los Reyes, J.A. Capitao, 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.
- 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.
- 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.
- 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.
- 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: USNRC 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.
- 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 고시 제·개정(안)”, 2016.3.24.