

# 중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 보고서

## 제 1권 일차계통 방호분야

2016. 8.

분 과 장 : 김동하(한국원자력연구원)  
간 사 : 손동건(한국원자력연구원)  
분과위원 : 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)  
부위원장 : 송진호(한국원자력연구원)  
위 원 장 : 류용호(한국원자력안전기술원)

**보고서 개정**  
**(Revision Sheet)**

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

## 요 약

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

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

향후 연구를 위한 항목 선정을 위해 규명된 일차계통 내 중대사고 주요현상을 대상으로 지식수준과 중요도를 평가하였다. 지식수준은 현상 이해의 수준에 따라, 중요도의 경우는 사고대응과의 밀접성을 기준으로 상, 중, 하로 구분하였다. 전문 위원들 사이에 지식수준과 중요도에 대해 의견이 갈리는 현상의 경우 투표를 통하거나 약간 보수적으로 의견을 조율하였다. 중요도가 “상”으로 채택된 현상의 대부분은 원자로심의 건전성 상실과 관련된 현상보다는 하부반구에서의 용융물 냉각가능성과 연계되어 있다. 이는 원자로용기 하부반구의 건전성 유지가 사고관리와 밀접하게 연관되어 있기 때문으로 분석된다. 하부반구의 건전성을 유지하기 위해서는 하부반구에서의 모든 현상에 대한 연구, 즉 용융물 냉각가능성, 하부반구 가열 및 용발, 그리고 하부반구 파손 모드 등에 대한 연구가 필요하지만, 하부반구로 재배치된 용융물의 냉각에 관련된 현상이 규명된다면 다른 현상들은 큰 상관없이 자연스럽게 용기의 건전성을 유지할 수 있게 된다. 따라서 우선적인 연구 항목으로 “원자로용기

하부반구에서의 용융물 냉각가능성”이 도출되었다.

일차계통 경계 손상 관련해서는 고온고압에 기인한 증기발생기 세관 파손이 지식수준에서 “중”, 중요도에서 “상”으로 평가되었다. 파손 여부에 대한 불확실성이 높을 뿐 아니라, 증기발생기 세관이 파단되면 노심에서 방출된 핵분열생성물이 원자로건물을 우회하여 대기로 직접 방출되기 때문이다. 따라서 일차계통 내부에서의 자연순환, 2차 측 열수력 조건 및 세관의 물성치, 그리고 핵분열생성물 방출과 연관된 “증기발생기 세관파손 현상”도 시급하게 필요한 연구항목으로 도출되었다. 이외에도 사고진행을 확인할 수 있는 척도 개발과 기존 원전의 급속감압능력 검토도 필요한 연구 내용으로 제시되었다.

## 목 차

제1장 서론 .....	9
제1절 배경 및 필요성 .....	9
제2절 목적 및 내용 .....	10
제2장 중대사고 진행 특성 및 중대사고 실재 사례 소개 .....	12
제1절 사고경위 .....	12
1. 고압 노내 중대사고 경위 .....	12
2. 저압 노내 중대사고 경위 .....	13
제2절 TMI 사고경위 소개 .....	15
제3절 후쿠시마 사고경위 소개 .....	17
제3장 일차계통 내 중대사고 주요 현상 및 평가 .....	22
제1절 원자로용기 건전성 상실 .....	22
1. 노심 건전성 상실 .....	22
가. 노심 가열 및 피복재 산화 .....	22
나. 노심 용융 및 유로 막힘 .....	26
다. 노심파편층/용융물품 형성 .....	30
라. 용융물 냉각가능성 (재충수) .....	33
마. 용융물 재배치 (이송) .....	36
2. 하부 및 상부헤드 건전성 상실 .....	39
가. 하부헤드 용융물 냉각 가능성 .....	41
나. 하부헤드 구조물 가열 및 용발 .....	44
다. 하부헤드 파손(lower head failure) 모드 .....	48
라. HPME .....	51
마. 상부구조물 파손 .....	53
3. 운전원 조치 .....	55
가. 감압 전략 .....	55
나. 노내 냉각수 주입 전략 .....	57
다. 노외 냉각수 주입 전략 .....	59
제2절 일차계통 경계 건전성 상실 .....	63
1. 초기사건으로 인한 RCS 경계 파손 .....	63
가. ISLOCA와 SGTR .....	63
나. PORV/배관 파손 .....	65
2. 고온/고압 유발 일차계통 경계 파손 .....	66
가. 증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관 파손 .....	66
제3절 사용후연료저장조 및 중수로 적용 .....	69
1. 사용후연료저장조 (SFP) 냉각 상실 .....	69

---

가. SFP 냉각기능 상실사고 .....	69
나. SFP 냉각재 상실사고 .....	71
2. 중수로 적용 .....	73
 제4장 향후 연구를 위한 제언 .....	 75
 제5장 결론 .....	 78
 제6장 참고문헌 .....	 79

## 표 목 차

표 1.1-1	한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원 .....	9
표 2.3-1	후쿠시마 제1원전의 안전계통 .....	19
표 2.3-2	후쿠시마 사고의 초기 전개 과정 .....	21
표 4.0-1	일차계통 중대사고 현안 PIRT .....	77

## 그 림 목 차

그림 2.1-1	노내 중대사고 전개과정과 사고완화 방안.....	14
그림 2.2-1	TMI 사고 후 원자로 내 노심손상 정도.....	15
그림 2.3-1	후쿠시마 제1원전에서 사고 발단 과정.....	18
그림 2.3-2	수소가스 폭발 후의 후쿠시마 제1원전 1~4호기 외부 모습.....	18
그림 2.3-3	비등경수로(BWR)의 기본 구성.....	19
그림 3.1.1-1	중대사고시 핵연료 물질의 용융온도 및 공용혼합 온도.....	28
그림 3.1.2-1	원자로용기 하부헤드에서 사고전개 과정.....	40
그림 3.1.2-2	노심용융물과 원자로용기 내벽 사이에 형성된 간격.....	41
그림 3.1.2-3	원자로용기 하부헤드 내에서 노심파편층과 용융물층 형성 모습.....	44
그림 3.1.2-4	원자로용기 하부헤드에서 노심용융물이 2개 층으로 층상화된 모습.....	44
그림 3.1.2-5	원자로용기 하부헤드에서 층 역전이 발생한 모습.....	45
그림 3.1.2-6	원자로냉각재계통 내에서 고온증기의 자연순환.....	67



## 제1장 서론

### 제1절 배경 및 필요성

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

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

특별위원회의 추진은 표 1.1-1과 같이 심층방호 개념에 따라 일차계통 방호, 원자로건물 방호, 사고 방사선원향 저감의 세 분야로 나누고 규제와 산학연의 전문가들을 중심으로 활동하였다. 본 보고서는 세 분야 중에서 “일차계통 방호분야”의 로드맵으로서 국내 관련 전문가들이 모여 정기적인 회의 및 세미나를 개최하고 초안을 원자력학회에서 발표하여 의견을 수렴하여 최종적인 로드맵으로 작성하였다.

표 1.1-1 한국원자력학회 특별위원회 3개 분과 및 운영위원

구분	구성	운영 위원
위원장	1명	류용호 (한국원자력안전기술원)
부위원장	1명	송진호 (한국원자력연구원)
일차계통 방호	19명	김동하(한국원자력연구원:분과장), 손동건(한국원자력연구원:간사), 김균태(한국원자력안전기술원), 김상백(한국원자력연구원), 김환열(한국원자력연구원), 김희동(한국원자력연구원), 박래준(한국원자력연구원), 박종운(동국대학교), 안광일(한국원자력연구원), 윤선홍(한국전력기술), 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),

## 제2절 목적 및 내용

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

PIRT 관련해서는 이미 국내외 여러 기관이 여러 분야에 대해 작성하여 발표하였다. 이제까지는 설계기준사고를 대상으로 특별한 시나리오에서 어떠한 연구를 더 수행해야 할지를 정하는 등 구체적인 목적을 위해 PIRT가 개발되었고, 최근에는 중대사고 분야로까지 확장되었다. 본 보고서에서는 기존의 다양한 PIRT 형태를 참고하여 일차계통 방호와 관련된 중대사고 주요 현상을 대상으로, 다양한 원자력 유관기관에서 활용할 수 있도록 필요한 내용들을 추가하되, 가급적 보기 쉽도록 구조를 유지하였다. 즉, 우리의 관심이 가는 주제를 제일 앞에 놓고, 그 제목에 영향을 주는 주요 현상들을 언급하고, 각 주요 현상에 대한 지식수준 및 중요도, 현안, 사고관리 방안, 규제 관점, 그리고 타 분야의 현상에 미치는 영향 등을 추가하였다. 이를 통해 주요 현상이 무엇인지, 그 중에서 현안과 추가 연구가 필요한 분야는 어디인지, 규제 관점에서는 어느 부분이 아직 부족한지 등에 대한 정보가 나타날 수 있도록 연역적 방법으로 PIRT 구조를 구성하였다.

2장은 일반인을 위한 내용으로 구성하였다. 즉, 1절에서는 중대사고 진행 과정을 일차계통의 압력 거동에 따라 고압 및 저압사고로 구분하여 간략히 설명하였다. 그리고 2절과 3절에서는 TMI와 후쿠시마 원전에서의 중대사고 실제 발생 사례를 소개하면서 중대사고 발생에 따른 사고진행 과정과 정부의 대응, 사고가 국민들에게 미치는 영향, 그리고 원인 분석을 통한 대처방안 등을 기술하였다.

3장은 일차계통에서의 전반적인 중대사고 현상에 대하여 원자력 유관기관의 관심 내용을 PIRT 형태로 정리하였다. 원자로용기와 일차계통에서의 건전성 상실을 큰 제목으로 하여, 원자로용기에서는 노심과 하부 및 상부반구에서의 건전성 상실 원인, 일차계통에서는 고온과 고압에 의해 발생할 수 있는 경계파손과 초기 사건에 의한 파손 원인을 기술하였다. 또한 건전성을 유지하기 위한 운전원 조치로, 감압 및 노내 및 노외로의 냉각수 주입 전략에 대해서도 언급하였다. 이외에도 후쿠시마 사고 이후 관심이 높아진 사용후연료저장조에서의 냉각재 상실로 인한 중대사고와 중수로에서의 적용 등도 추가하였다.

이 보고서의 궁극적인 활용을 위해 4장에서는 국내에서 가장 우선순위로 연구가 필요한 분야에 대한 의견을 제안하였다. 가장 우선순위가 높은 분야는 사고관리 차원에서 중요하면서 또한 잘 모르는 항목으로, 하부반구 용융물 냉각가능성이 채택되었다. 즉, 냉각가능성에 따라 하부반구의 건전성이 결정되며, 건전성이 유지되면 더 이상의 사고진행이 없기 때문이다. 따라서 이 분야에 대한 실험이나 수치적 해석을 위해 전문가 분들이 문제를 정의하고 해결해야 하는 노력의 필요성이 언급되었다.

## 제2장 중대사고 진행특성 및 중대사고 실재 사례 소개

### 제1절 사고 경위

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

#### 1. 고압 노내 중대사고 경위

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

노심 물질이 손상되기 전에 운전원이 증기발생기 2차측으로의 냉각수 주입 및 방출(2차측 feed & bleed operation)을 통하여 원자로냉각재계통을 감압하거나 가압기의 안전감압계통(SDS: Safety Depressurization System)을 개방하고 고압 안전주입 계통(HPSI: High Pressure Safety Injection System)을 작동하는 1차측 feed & bleed를 통하여 원자로냉각재계통을 감압하면 노심을 냉각시키고 고압 사고가 저압 사고로 변화된다. 그러나 이러한 운전원의 조치가 없다면 고압상태에서 핵연료가 용융되고 용융된 물질들은 원자로용기 하부지지판 상부로 재배치되고 TMI-2 사고와 같이 이곳에서 용융 pool을 형성하게 된다. 원자로냉각재계통이 고압으로 진행되던 사고는 TMI-2 사고와 같은 가압기 POSRV(Pilot Operated Safety Relief Valve)의 개방고착(stuck open), 전원상실에 의한 원자로냉각재펌프밀봉축(Reactor Coolant Pump Shaft Seal) 파손, 고온 증기의 자연순환에 의한 원자로냉각재계통의 배관(고온관, 가압기 밀림관, 증기발생기 U자형 전열관 등) 파손, 운전원의 임의적인 가압기 안전밸브 개방 등으로 고압사고에서 저압사고로 변화될 수 있다.

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

## 2. 저압 노내 중대사고 경위

원자로냉각재계통이 저압인 상태에서 중대사고로 이르는 대표적인 사고경위는 배관의 파손 등으로 냉각재가 상실되어 일어나는 냉각재 상실사고(LOCA: Loss Of Coolant Accident)이다. 이러한 사고가 발생했을 때 고압 안전주입계통, 안전주입 탱크(SIT: Safety Injection Tank), 저압 안전주입계통 등의 비상 노심 냉각재 주입 계통(ECCS: Emergency Core Cooling System)이 작동하면 중대사고로 진행되지 않고 사고가 회복될 수 있다. 그러나 이들 계통이 작동하지 않으면 고압사고 경위와 같이 원자로용기 내에 냉각재가 부족하여 노심이 노출되고 핵연료가 용융된다. 저압 사고경위는 고압 사고경위와는 달리 원자로냉각재계통 내의 냉각재가 파손 부위를 통해 빠르게 상실되며, 핵연료 피복재 내외부 사이의 높은 압력차이 때문에 핵연료 피복재가 빨리 파손되어 중대사고가 빠르게 진행될 수 있다. 용융된 노심 물질은 고압사고 경위와 같이 원자로용기 하부 지지판 상부에 모이게 되고, 효과적인 냉각수 주입이 없다면 손상된 노심은 원자로용기 하부헤드로 재배치된다. 이때 고압사고와는 달리 원자로용기 내부가 저압인 경우에는 노심용융물이 원자로용기 하부헤드로 재배치될 때 증기폭발이 발생할 가능성이 있다.

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

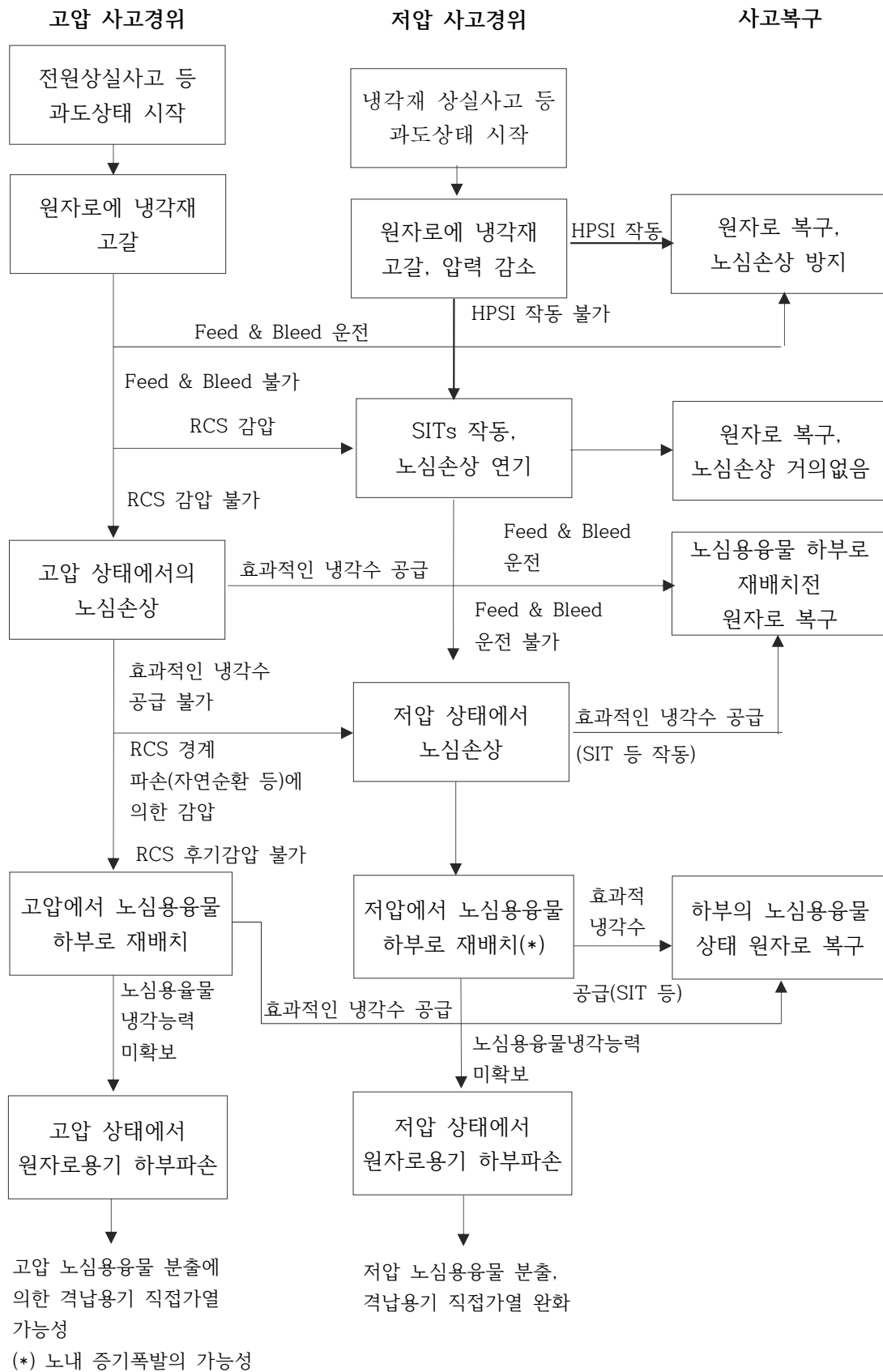


그림 2.1-1 노내 중대사고 전개과정과 사고완화 방안

## 제2절 TMI 사고

TMI사고는 미국 펜실베이니아주 Three Mile Island(이하 TMI) 원자력발전소 2호기(가압 경수로, 792MWe)에서 1979년 3월28일에 발생한 사고이다. 1979년 3월28일 오전 4시경, 정격출력으로 운전 중 주급수펌프가 정지하여 보조급수펌프가 기동하였으나 출구밸브가 닫혀 있었기 때문에 기능을 다하지 못해 1차 냉각재의 온도와 압력이 상승하는 결과를 초래하였고 이에 가압기 압력방출밸브가 열려 원자로가 긴급정지 되었다. 그러나 운전원이 가압기 압력방출밸브(이하 PORV, Pilot-Operated Relief Valve)가 열린 상태임을 인지하지 못한 채 비상노심냉각장치를 정지 시켜 1차계통의 냉각재 재고량은 계속 감소하게 되었고 결국 이로 인해 노심노출과 연료손상이 발생하게 되었다. 그림 2.2-1은 사고 후 노심 손상 정도를 가시적으로 보여준다.

1차 냉각재가 PORV를 통해 누출될 때 노심 내 냉각재 수위를 보여주는 계측기가 없어 운전원은 가압기 수위를 통해 노심 내 냉각재 수위를 판단할 수 밖에 없었으나 가압기 수위가 높았기 때문에 노심이 냉각재로 적절히 덮여 있을 것으로 추정하였다. 또한 PORV가 개방되어 있다는 신호 역시 없었다. 그 결과, 주제어실 경보창에 경보가 발생하였음에도 운전원은 발전소에서 냉각재상실사고가 발생하였다는 사실을 인지하지 못하고 단순히 노심내로 유입되는 유량을 감소시킴으로 인해 상황을 더욱 악화시키게 되었다. 이로 인해 노심 냉각이 제대로 이루어지지 않았으며 과열된 지르코늄 피복재 부위에서 부터 연료펠렛의 용융이 발생되어 노심의 절반 정도가 사고초기 단계에서 용융된 것으로 추후 확인되었다. 비록 TMI-2에서 노심용융사고가 발생하였으나, 격납건물의 건전성이 확보되어 대량의 방사선이 환경으로 누출되는 참사는 일어나지 않았다.

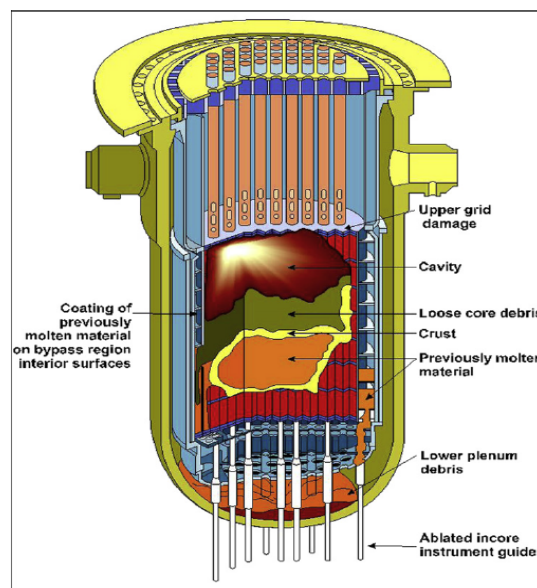


그림 2.2-1 TMI 사고 후 원자로 내 노심손상 정도

사고 발생 후 미 연방 및 주 당국은 즉시 원자로를 제어하고 노심이 적절히 냉각될 수 있도록 신속한 조치를 취하였다. NRC는 즉시 해당지역에 검사관들로 구성된 팀을 급파 후 시료채취를 통해 발전소 지역 대기 내 방사능을 측정하였다. 3월 28일 저녁에 노심이 적절히 냉각되어 원자로가 안정 상태에 있는 것으로 나타났으나, 3월 30일 아침에 새로운 문제가 대두되었다. 1차계통의 압력을 방출하고 노심으로의 유량감소를 방지하기 위한 작업을 수행하던 보조건물에서 심각한 방사선 누출이 발생되었기 때문이다. 이로 인해 펜실베이니아 주지사는 발전소 인근 주민대피에 대해 NRC 측과 논의 후 발전소 반경 5마일 이내 임산부 및 취학 전 아동들에게 해당지역을 떠나도록 권고하였다. 이후 얼마 지나지 않아 원자로 압력용기 상부 돔 부분에서 대형 수소기포가 생성된 것이 확인되었으며, 수소기포의 연소나 폭발에 의한 압력용기 파손 가능성에 대한 우려가 제기 되었으나 압력용기 내 산소가 없기 때문에 수소기포에 따른 연소나 폭발이 발생하지 않는다는 전문가 의견과 용기 내 기포크기의 감소에 따라 위기는 종료 되었다.

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

사고발생 수개월 후 TMI 지역 내 사람, 동물 및 식물에 대한 방사선으로 인한 위해 가능성에 대해 의문이 제기되었으나, 직접적인 관련은 없었다. 해당지역을 감시하는 다양한 그룹에서 공기, 물, 우유, 식물, 토양 및 음식물에 대해 수천 번의 환경시료분석결과를 수집하였지만 사고 시 매우 낮은 준위의 방사성 핵종이 누출되었음을 확인하였다. 사고원전의 원자로는 심각한 손상을 입었지만 대부분의 방사선이 격납건물 내부에서 환경으로 유출되지 않아 개인 또는 환경에 미친 영향은 무시할 정도라 할 수 있다.

TMI 사고는 인적실수, 설계결함 및 기기고장이 복합되어 발생한 대표적인 사고였다. TMI 사고의 가장 큰 원인 중 하나는 설계문제였다. 사고과정에서 가압기의 PORV 개폐상태가 매우 중요한 요인이었는데도 주제어실에서 이를 확인할 수 있는 방법이 없었다. 계기판은 밸브에 정상적으로 전기 신호가 제대로 전달되지만 알려줄 뿐이었다. 게다가 원자로의 이상을 알려주는 경고등도 체계없이 한꺼번에 들어오는 바람에 운전원들이 문제를 파악하기가 쉽지 않았다. 심지어 계기판 뒤쪽에 신호가 배치되어 보기가 어렵기도 했다. 작업 흐름이나 사용자의 편의성을 고려하지 않고 설계되다 보니 원자로의 현재 상태를 빨리 파악하고 기민하게 대처하기 어려웠다. 또한 직원교육과 제도의 문제도 컸다. 사고 당시 운전원들이 적절한 조치를 취하지 못하고 우왕좌왕했다는 점은 사실이나 이들이 업무에 태만했다는 증거는 딱히 발견되지 않았다. 사실 운전원들은 대응이 조금 느려서 그렇지 교육받은 대로 대처하고 있었다. 다만 원전 직원에 대한 교육이 대부분 원자로가 정상적으로 운전 중인 상태에 관한 것이었다. 원전의 구조나 비상상황에 대한 교육이 없다보니 직원들에게



비상상황에 대처하거나 위급시 임기능변으로 대응하는 능력을 기대하기 어려웠다. 이 사고 후 원자력에 대한 대중의 불신과 관심이 동시에 증가하였으며, 미국의 원전 관련 정책 역시 대대적으로 수정되었다. 하드웨어적으로는 방사선 차폐가 이전에 비해 강화되었을 뿐 아니라 원자로의 냉각 시스템이 보강됐다. 소프트웨어적으로는 주제어실에서 원전의 상태를 한 눈에 파악할 수 있도록 계기판이 개선되었으며, 원전 종사자들에 대한 교육훈련이 강화되어 원전 안전성을 더욱 강화하는 계기가 되었다.

현재 TMI-2 원자로는 영구 정지되어 모든 연료가 인출된 상태로 원자로냉각재 계통이 배수되었고 방사성폐기물은 소외 처분부지로, 핵연료 및 노심 이물질은 격리시설로 수송되 처리되었고 나머지 부지내 시설은 감시 중에 있다. TMI-2는 TMI-1의 운영허가가 만료되어 양호기를 해제할 수 있는 시점까지 장기간 감시되는 상태로 보존 중에 있다.

### 제3절 후쿠시마 사고

2011년 3월 11일(금) 14시 46분(일본표준시간(JST)) 일본 동북(東北, 도호쿠)지방의 미야기현(宮城縣) 동쪽 해저(진원 위치: 북위 38.1도, 동경 142.5도, 해저 깊이 24 km)에서 발생한 규모 9.0의 동일본 대지진은 태평양 연안의 넓은 지역에 초대형 쓰나미(지진해일)를 유발함으로써 인근 해안 지역에 있는 원자력발전소(원전)들이 그 영향을 받았다. 그 중에서도 특히 후쿠시마 제1원전(Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) 1~4호기(비등경수로, BWR)는 교류전원 완전상실(Station Blackout: SBO) 상태가 발생함은 물론, 축전지(Battery)에 의한 직류(Direct Current: DC) 전기 공급조차도 축전지 또는 배전반 침수 등으로 거의 모두 상실하여, 발전소 상태의 파악이 어려워지고 밸브 개방 등의 안전 조치를 신속하게 취할 수도 없었다. 이로 인해 원자로의 냉각 기능이 장기간 상실되었으며, 그중 3기의 원자로에서 핵연료가 대량 용융되고 원자로건물에서 대형 수소가스 폭발이 세 차례나 일어나는 중대 사고의 발생과 더불어 대량의 방사성물질이 외부로 방출되는 대형 사고가 전개되었고, 사용후연료저장조(Spent Fuel Pool: SFP) 내에 보관 중이던 사용후연료의 안전성도 상당 기간 위협받았다. 그림 2.3-1은 후쿠시마 제1원전에서의 사고 발단 과정, 그림 2.3-2는 수소가스 폭발 후의 후쿠시마 제1원전 1~4호기 외부 모습을 보여주고 있다.

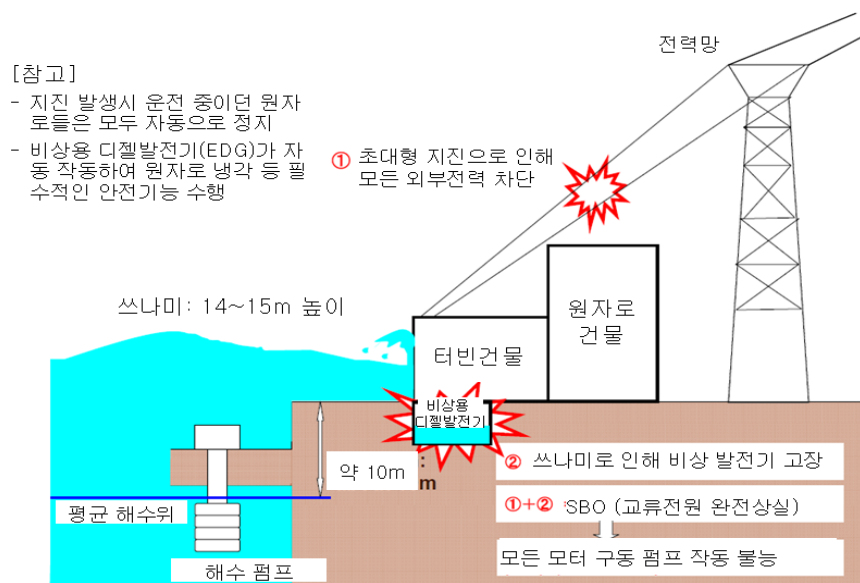


그림 2.3-1. 후쿠시마 제1원전에서의 사고 발단 과정



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

후쿠시마 제1원전의 BWR(그림 2.3-3 참조)는 1950년대에 미국 GE사가 처음 개발한 발전용 원자로이다. 국내원전에서 채택하고 있는 가압경수로(PWR)의 경우 원자로 압력을 150기압 이상으로 크게 높여서 원자로용기 안에서는 물이 끓지 않도록 하고 증기발생기에서 터빈 구동에 필요한 증기를 간접적으로 생산하는 반면, BWR은 원자로 압력을 70기압 수준으로 낮추고 증기를 직접 생산한다. 심각한 사고가 진행된 1~4호기 중에서 1호기는 BWR-3, 2~4호기는 BWR-4 설계이며 이들은 모두 표 2.3-1에서 보는 바와 같은 Mark-I 격납용기를 채택하고 있으나, 다른 안전계통은 BWR-3과 BWR-4 간에 약간의 차이가 있다.

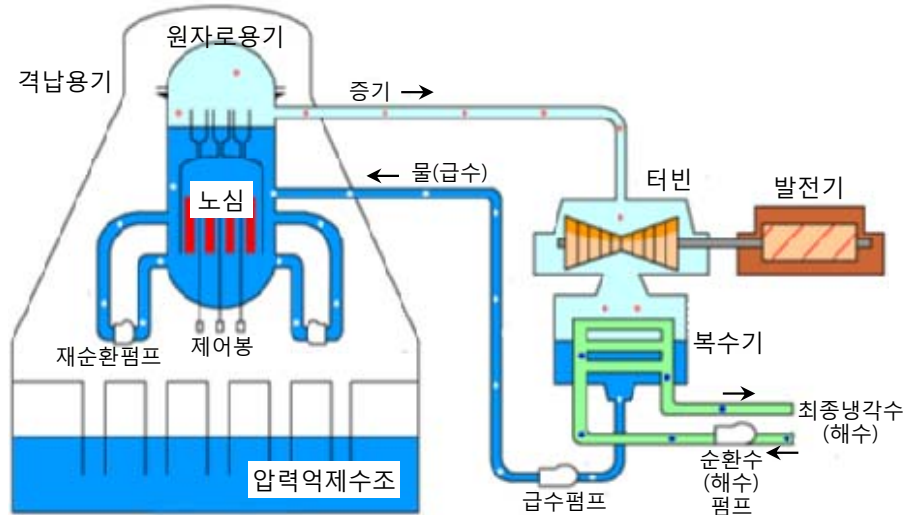


그림 2.3-3 비등경수로(BWR)의 기본 구성

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

표 2.3-1 후쿠시마 제1원전의 안전계통

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

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

표 2.3-2 후쿠시마 사고의 초기 전개 과정

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

## 제3장 일차계통 내 주요 현상 및 평가

### 제1절 원자로용기 건전성 상실

#### 1. 노심 건전성 상실

##### 가. 노심 가열 및 피복재 산화

###### (1) 주요 현상

중대사고는 모든 초기사건에서 노심에서 발생하는 붕괴열 (원자로가 정지되지 않는 ATWS 사고의 경우는 노심출력)을 제거할 수 없는 조건으로 사고가 전개될 때 발생하며, 거의 노심 냉각에 필요한 냉각수 상실로 최종 원인이 귀결된다. 노심 가열의 원인은 노심에서 생성되는 붕괴열이며, 냉각수가 있는 동안은 냉각수가 붕괴열을 제거하지만, 이 과정에서 노심에서의 냉각수 수위가 낮아져 연료봉 상부가 노출되기 시작한다. 붕괴열은 원자로가 정지되면서 초기에 전출력의 6~7% 정도가 발생하며, 시간이 지나면서 급격히 감소하는 특성을 지니고 있다. 따라서 사고 초기부터 붕괴열을 제거할 수 있는 가용한 냉각수 확보와 장기간에 걸친 지속적인 열제거 방안 확보가 중대사고사고관리 전략의 핵심이다.

일반적으로 연료봉에서의 축 방향에서의 붕괴열 분포는 코사인 함수 형태로 주어지며, 대부분의 중대사고 코드에서는 입력으로 출력 분포를 결정한다. 전반적인 노심 거동을 모의하기 위해 노심을 반경 및 축 방향의 2차원으로 정의하며 (일반적으로 반경 방향으로 5개, 축 방향으로 10개 정도), 이에 따라 노심에서의 붕괴열 분포도 결정된다. 수직 연료봉이 냉각수 고갈로 수위가 감소하면 상부 노드부터 노출되어 가열되기 시작하지만, 사고가 진행되면서는 중단 및 상단에 위치한 노드부터 높은 붕괴열로 급격하게 가열된다. 이러한 상황에서는 연료봉과 피복재의 온도는 거의 차이를 보이지 않는다.

노심손상은 냉각재가 끓어오르며 감소하는 동안 계속되는데 노심이 노출되기 시작하면 핵연료봉에서 증기로 열이 전달되어 열전달량이 상대적으로 줄어들며 핵연료봉 온도가 올라가고, 핵연료피복재인 지르코늄합금이 산화하기 시작하며 수소가 발생하게 된다. 핵연료봉의 온도가 올라가면 핵연료봉 내에서는 핵분열 가스가 생성되어 핵연료봉 내 압력이 상승하고 핵연료피복재가 부풀어 오르며 궁극적으로 크리프가 발생하고 피복재가 파손된다. 피복재의 부풀음(ballooning)과 파손은 약 1,150K 정도의 비교적 낮은 온도, 낮은 압력에서 일어나며, 높은 압력에서 온도가 올라가게 되면 피복재는 부풀음이 일어나지 않고 파손된다. 피복재 손상이 중요한 이유는 이때부터 간극 내부에 모여 있던 핵분열생성물이 일차계통으로 방출되기 때문이다. 산화물의 체적이 증가하면 피복재의 변형이 더욱 커져 flowering 현상이 일어나기도 한다.

연료봉을 감싸고 있는 피복재는 Zr로 만들어져 있으며, 물질 특성 상 고온의 영역에서 물(수증기)과 반응하여 급격하게 산화되면서 발열반응을 동반한다. 이때 발생하는 산화열은

산화에 참여하는 Zr의 질량에 따라 결정되며, 급격한 산화반응이 일어나는 경우 발생하는 산화열은 붕괴열의 수십 배에 해당하여 피복재와 연료봉의 온도상승을 주도한다.

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

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

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

## (2) 지식수준

붕괴열의 생성률은 시간의 함수로서 표현되며, 이는 핵분열생성물들의 반감기에 따라서 시간에 따라 급격히 감소한다. 원자로의 붕괴열 생성률은 원자로의 노형, 원자로의 전체 열 출력 및 원자로의 신연료 장전 이후의 운전 기간에 따라 그 수치가 근사된다. 따라서 기존에 존재하는 붕괴열 생성율의 계산을 위한 식들은 핵연료의 운전기간과 전체 출력으로부터 계산되는 초기의 붕괴열 출력에 시간의 함수로 감소하는 형태로 구성된다. 단순하게는 원자로의 최대출력 및 원자로 정지로부터의 시간만을 가지고 계산을 한다. 중대사고관리지침서에서의 장기 붕괴열 제거를 위한 냉각수 주입율의 계산에서도 핵연료의 장전으로부터의 원자로의 연료 소비 기간을 배제하고 계산한다. 이에 대한 이해도는 높으며, 불확실도 또한 크지 않다.

붕괴열 제거의 실패로부터 유발되는 노심가열에 따라서, 노심 내 핵연료와 구조체들은 높은 온도로 상승하며, 노심내의 냉각수들로부터 과열된 증기가 생성된다. 이러한 중대사고의 진행에 있어서 피복재 및 노심 구조 물질들의 금속 성분이 산화반응하면서 발생하는 열로 인하여 노심 손상 및 금속 물질들의 산화반응을 더욱 가속시킬 수 있다. 금속 물질들의

산화반응 정도는 온도, 온도가 지속되는 시간, 산화반응에 필요한 증기 조건 및 증기의 순환을 결정하는 기하학적 형상 등에 따라 크게 달라진다. 피복재인 지르칼로이와 증기의 산화반응에 의해 약 6,430 kJ/kg의 산화열이 발생하며, 철-크롬과 증기의 산화반응에 의해서는 약 645 kJ/kg의 산화열이 발생한다.

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

### (3) 현안 및 중요성

붕괴열에 의한 노심의 가열에 있어서 중요한 현안은 노심의 냉각가능성이다. 발생하는 붕괴열은 핵분열생성물의 재고량에 따라 결정되는 문제이므로 불확실도가 크지 않아 현안은 아니나, 붕괴열의 분포는 손상노심의 분포에 따라 달라지므로 이에 대한 평가는 중요하다. 예를 들어 봉 내부에서도 파손된 핵연료가 재배치되는 형태에 따라 국부적인 발열량이 달라지고, 냉각 가능성에 영향을 미친다.

피복재의 산화를 포함하는 화학적인 발열량 또한 손상된 노심의 구조와, 증기의 접근가능성 및 온도 압력의 영향을 받게 된다. 최적 평가를 위해서는 노심의 물리적 구조의 변화를 고려한 화학적 발열량 평가 및 붕괴열 분포 평가를 결합하여 노심에서 생성되는 열과 제거되는 열의 평가가 필요하다.

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

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

### (4) 사고관리 방안 (사고 상황, 계측, 조치)

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



노심가열 과정을 통해 노심온도가 올라가며 핵연료 피복재의 산화는 가속되고, 산화과정 중에 발생한 열과 붕괴열에 의해 노심용융은 가속되게 된다. 핵연료 피복재의 산화과정이 진행됨에 따라 원자로건물 대기로의 수소방출 양은 증가하게 되고, 또한 피복재의 건전성이 손상되어 아르곤, 크립톤 및 제논 등과 같은 방사성비활성기체가 원자로건물 대기로 방출될 수 있다. 원자로건물 감시계통 중 수소농도 감시기를 통해 수소농도의 증가 및 지역방사선감시기(area monitor)를 통해 방사성비활성기체의 방출을 감시함으로써 직, 간접적으로 사고 진행상황을 파악할 수 있을 것으로 판단된다.

동 사고환경에서는 우선 노심냉각기능 회복을 위한 조치가 우선적으로 취해져야 할 것으로 판단된다. 이를 위해서는 증기발생기를 이용한 냉각운전과 원자로 내부로의 냉각수 주입이 요구된다. 노심 내에 냉각수를 주입하기 위해서는 원자로냉각재계통의 압력을 감압할 수 있는 조치와 노심냉각기능 상실의 원인이 기기상실의 문제인지, 주요기기의 지원계통상실 문제인지, 전원계통의 상실인지 혹은 원자로냉각재 대량 누설에 의한 문제인지에 대한 원인 규명과 회복조치가 수행되어야 한다. 또한 수소제어설비가 적절히 수소를 제거하고 있는지 수소농도 변화를 지속적으로 감시하는 것이 필요하다. 이와 더불어 노심용융물-콘크리트 상호작용(MCCI) 완화를 위한 사전조치의 일환으로 원자로공동침수계통의 격리밸브를 개방하여 원자로건물내재장전수조의 냉각수를 수두 차를 이용하여 피동적 침수 조치를 수행하여야 한다.

#### (5) 규제 관점

중대사고 발생 후 주요 사고 전개의 입력 조건이 되는 노심 가열 정도를 파악하는 것은 중대사고 대처설계의 적절성 및 중대사고 관리계획을 평가하기 위한 기본 자료가 된다. 따라서 노심 가열의 원인인 붕괴열의 수준을 열제거 방안을 포함한 사고관리 전략 수행 정도에 따라 정량화하여 규제 검증 평가를 위한 자료로 활용할 수 있어야 한다. 또한 피복재 파손 온도 및 모델의 불확실성이 핵분열생성물의 일체계통으로의 방출 측면에서 보수적으로 고려되어야 한다.

중대사고 대처수단의 구비 평가 측면에서, 피복재의 산화로 인해 발생하는 수소 등의 원자로건물 내 가연성 기체 농도는 균일 분포를 가정했을 때 10%가 초과하지 않아야 한다. 이 때 물과 반응한 피복재의 비율은 보수적으로 100%를 가정한다. 원자로건물 각 격실의 가연성 기체 농도는 광범위한 화염가속이나 연소폭발천이가 발생하지 않도록 충분히 낮아야 한다. 규제 검증 평가 측면에서는 사고관리 전략 수행 정도에 따른 피복재의 산화율 및 수소발생량 분석을 보수적으로 수행하고, 이 때 사용한 모델 및 분석 결과의 불확실성이 고려되어야 한다. 특히, 여러 전산코드를 이용한 피복재 산화에 따른 수소발생량 평가 시 노심용융물 재배치, 용융물풀/파편층 모델 및 노심물질과 냉각재 간의 반응 모사 방법의 차이를 확인하여 분석에 고려해야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

피복재 산화정도에 따라 수소발생율과 발생량이 달라지기 때문에 원자로건물로 방출되는 수소 방출율 및 총 방출량이 달라져 원자로건물 내에서 이행되어야 할 수소제어와 밀접하게 관련된다. 특히, 원자로건물로의 수소 방출율은 원자로건물 내 수소분포와 밀접하게 관련되며, 최근 전 세계적으로 설치되고 있는 피동축매재결합기(PAR)에 의해 수소가 충분히 제거될 수 있을지를 결정하는 데 매우 중요하다. 즉, 수소발생량이 많더라도 방출율이 낮은 경우 피동축매재결합기에 의해 수소는 제거 될 수 있으나, 수소 발생률이 높아 원자로건물로 방출되는 수소 방출율이 피동축매결합기에 의해 제거되는 용량보다 크게 되면 수소는 일정시간동안 원자로건물 내에 쌓이게 되며, 이때 수소점화원이 존재하고 수소농도가 가연영역에 존재하게 되면 의도하지 연소가 발생 할 수도 있다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵연료봉의 온도 상승으로 부터 생성되었던 핵분열생성물 기체는 핵연료봉과 피복재 사이의 간극에 가두어져 있다가 피복재가 손상되면 RCS 내부로 방출되는데 이를 핵분열생성물의 연료봉내 간극방출이라 한다. 피복재의 파손온도는 온도상승율, 내부기체압력, 피복재의 물리적, 기계적 성질에 따라 결정된다. 일반적으로는 피복재의 온도가 1033-1366K 사이에서 파손된다고 알려져 있다. 핵분열생성물의 간극방출량을 평가하기 위해서는 방출분율(release fraction)과 방사분율(escape fraction)의 두 가지 분율을 고려한다. 방출분율은  $UO_2$  연료로부터 기체로 방출되는 분율을 말하며, 방사분율은 각질층이 파손되었을 경우 간극에서 실제로 방사되는 분율을 말한다. WASH1400에 따르면 비활성기체(noble gas), 할로젠(halogen), 알칼리금속(alkali metal), 알칼리토금속(alkaline earth), 텔루륨(Tellurium) 등에 따라 방출분율 및 방사분율이 다르며, 전체 간극방출률은 약 0.0001 (alkaline earth)에서 5% (alkali metal) 정도로 제시하고 있다.

### 나. 노심 용융 및 유로 막힘

#### (1) 주요 현상

핵연료봉 온도가 부분적으로 1,500K 이상으로 올라가며 시작되는 노심 용융과정의 초

기에는 노출된 노심이 끓어오르는 증기에 의해 급격히 가열되고 수소 생성을 동반하는 과도 산화 현상이 일어난다. 온도가 올라감에 따라 산화율이 급격히 증가하는 이러한 산화과정은 가열율이 10K/s 범위에 이르는 고온의 과도현상이며 온도가 약 2,200K에 도달하면 지르코늄합금 피복재가 용융되기 시작한다.

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

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

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

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

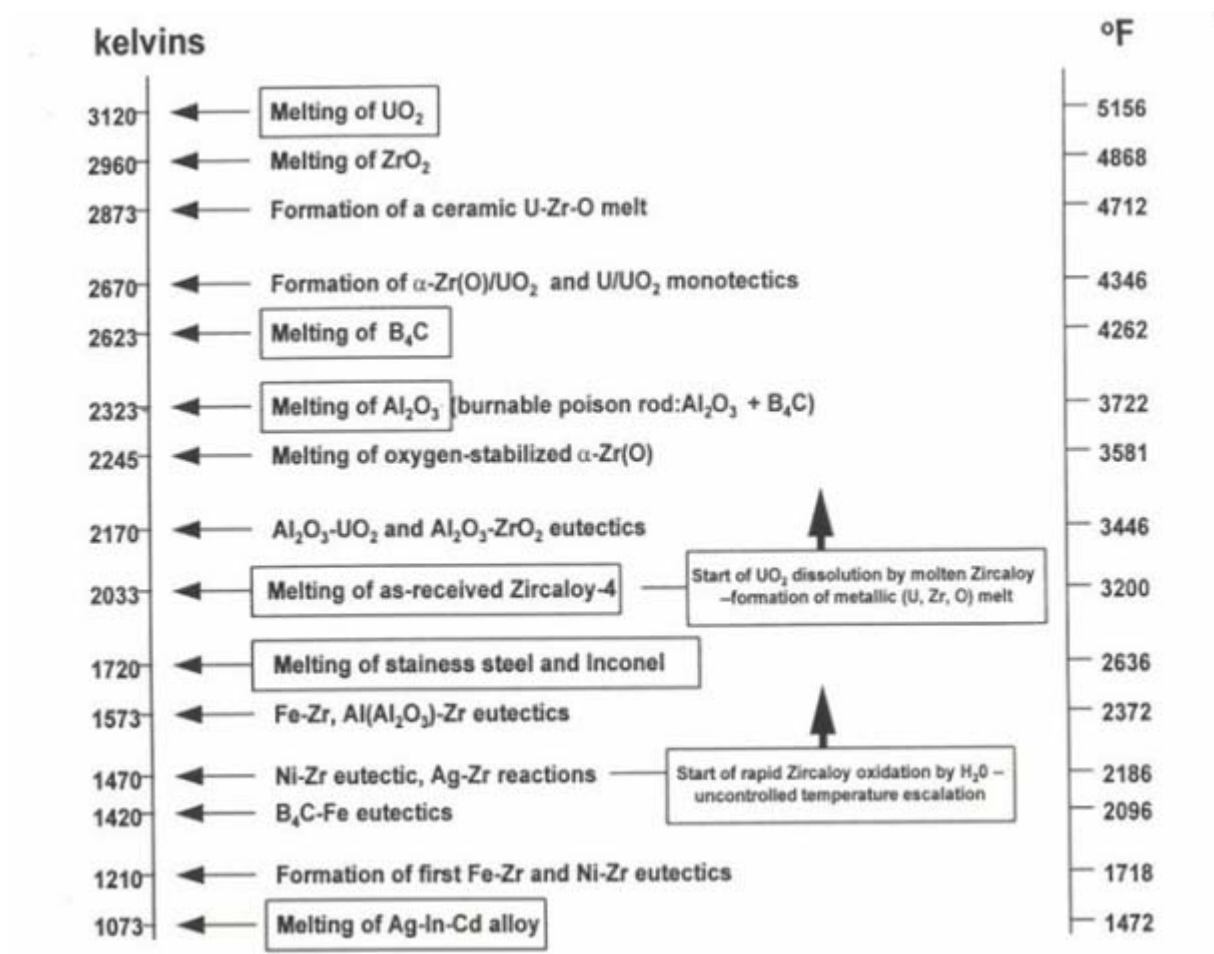


그림 3.1.1-1 중대사고시 핵연료 물질의 용융온도 및 공용혼합 온도

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

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

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

## (4) 사고관리 방안

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

## (5) 규제 관점

노심 물질의 용융으로 인한 재배치는 노심손상 후기 과정에서 하부헤드에 재배치되는 노심물질의 구성(용융물 종류 및 노심파편)을 결정하고, 이는 원자로용기 하부헤드 건전성

평가 시 열적 하중을 결정하는 중요한 현상이다. 따라서 이 과정의 분석에 사용된 주요 모델(노심물질의 공용혼합물 형성 및 냉각과 재가열 등)의 타당성이 적절히 검증되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

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

### 다. 노심파편층/용융물풀 형성

#### (1) 주요 현상

온도가 올라가 고온이 되면 핵연료가 액화되고  $UO_2$ ,  $ZrO_2$  등 산화물이 용융되며, 용융된 금속용융물과 산화노심용융물은 아래쪽으로 흘러 내려 재배치되고 고화 된다. 또한 핵연료 소결체 등도 지지 구조물이 파손됨에 따라 아래로 떨어져 재배치되어 파편층(debris bed)이 형성된다. 이러한 액상의 용융물이 아래쪽에서 고화되면 유로를 차단하게 되고 유동과 열전달이 감소하여 남아 있는 노심은 더욱 가열되고 파손된다. 유로가 차단되면 아래쪽에 재배치되는 산화된 용융 핵연료와 피복재 등이 쌓이게 되고 궁극적으로 유로가 막히게 된다.

붕괴열을 발생하고 있는 산화노심용융물( $UO_2$ - $ZrO_2$ )로 이루어진 파편층은 열전도도가 낮기 때문에 산화 각질층으로 둘러싸인 용융물풀을 형성하며 부분적으로 각질층의 용융과 응고를 반복하면서 점점 커지게 된다. 상대적으로 큰 용융풀이 형성되면 용융물풀을 둘러싸고 있는 각질층으로의 열전달은 용융물풀 내의 열속 분포에 영향을 주는 자연대류 현상과

연계된다. 이러한 자연대류 영향으로 아래쪽으로 전달되는 열전달량보다 위쪽과 옆쪽으로 전달되는 열전달량이 더 많아지며 위쪽과 옆쪽 각질층의 두께가 바닥 각질층의 두께보다 얇아져 각질층의 둘레가 먼저 파손된다. TMI 같은 특정한 사고에서는 하부로의 재배치보다 shroud(baffle)를 관통하여 우회 영역을 거쳐 하부헤드로 용융물이 재배치되기도 한다.

용융물 풀의 온도 상승의 원인 중 하나는 상단의 연료봉이 용융되면서 재배치되는 고온의 sensible heat이다.  $UO_2$  연료봉은 용융온도가 약 3,000K로 매우 높지만, 용융된 Zr와 닿아 있으면 경계면을 통해 용융된 Zr가  $UO_2$  연료봉 안으로 스며들어가는 용해 현상으로 용융온도보다 낮은 온도에서 재배치된다. 이 과정에서 용융물 풀의 온도를 높여 용융물 풀을 지탱하고 있는 하부 각질층을 약화시키며, 결국은 용융물을 하부헤드로 이송시키게 된다. TMI같은 사고에서는 하부 각질층이 워낙 견고하여, 하부로의 재배치 대신 용융물 풀은 반경 방향으로 성장한 경우이다.

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

## (2) 지식수준

용융물 풀의 형성에 대해서는 노심용융물에 대한 다양한 상사물질을 이용해서 현재까지 비교적 많은 연구들이 진행되고 있다. MASCA 실험에서는 일반적으로 인식되던 금속층, 산화용융물층으로 구성되는 2층 구조의 용융물 풀의 형태보다 철-우라늄-지르칼로이로 구성되는 무거운 층이 최하부에 재배치되어 3층 구조를 이룰 수 있음을 보였다. 화학적 조성에 따른 용융물 풀의 거동 차이는 추가적인 연구가 필요하다.

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

## (3) 현안 및 중요성

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

## (4) 사고관리 방안

노심 냉각이 이루어지지 않아 핵연료의 온도가 지속적으로 올라가면 핵연료 피복재 온도 및 그 내부의 압력이 올라가게 되어 피복재가 부풀어 냉각 유로가 막히고, 이로 인해 더욱 냉각능력이 감소하여 종국에는 노심 중심부위에 노심용융물 풀이 형성될 수 있다. 현

시점에서 노내 계측기는 모두 기능이 상실되었을 것으로 판단되고, 노외 계측 설비로는 이런 일련의 사고진행 과정을 직접적으로 인지하기에는 매우 어려운 상태이나, 핵연료집합체가 파손되며 다량의 방사성물질이 노심에서 원자로건물 대기로 방출됨에 따라 지역방사선 감시기로 방사선 준위를 감시함으로써 간접적으로 예측할 수 있을 것으로 판단된다. 또한 원자로공동의 냉각수 수위가 원자로건물내재장전수조의 수위와 평형을 이룬 경우, 정지냉각 펌프를 이용하여 침수위를 고온관 하부까지 침수시켜 원자로용기 외벽냉각을 통한 노심용융물 노내억류(IVR-ERVC) 전략을 수행할지 여부를 결정하여야 한다.

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

#### (5) 규제 관점

규제 검증 평가 측면에서 노심물질 용융, 재배치 및 재고화 과정 모사를 위한 모델의 기본 가정 및 불확실성이 고려되어야 한다. 또한 제어봉의 공용혼합물 생성 온도와 노내 형상을 고려한 용융물질 형성 메커니즘(유로 봉쇄에 따른 냉각수 거동 포함)의 검증이 추가로 필요하다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은  $UO_2$ , Zr,  $ZrO_2$ , Fe 등 구조물의 온도와 관계하므로 냉각수 유로 봉쇄 및 용융물의 원자로용기 하부헤드로 이송현상과 직접적인 관계는 없다. 다만 냉각수 유로 봉쇄로 인한 핵연료봉의 온도 상승에 따라 핵분열생성물의 방출량이 간접적으로



영향을 받을 수 있다.

## 라. 용융물 냉각가능성 (재충수)

### (1) 주요 현상

연료봉 노출로 인해 중대사고로 진행되는 과정에서 노심으로의 냉각수 주입을 통해 중대사고로의 진행을 방지하거나 사고를 완화시키는 전략은 아주 중요한 중대사고관리방안 중의 하나이다. 다만 냉각수 주입으로 인한 노심의 냉각 가능성은 주입 시점에서의 연료봉 형상과 이에 따른 냉각수와의 접촉 면적, 주입량 등과 밀접하게 연관되어 있다.

중대사고 시 원자로용기 냉각을 위한 냉각수의 재충수는 핵연료봉이 고온(1500K 이상) 이면서 상대적으로 건전성을 유지하고 있는 상태에서는 핵연료봉의 급격한 온도 상승과 수소와 증기의 생성, 핵분열생성물의 방출, 원자로용기 물질의 용융을 유발할 수 있다. 즉, 고온 상태 핵연료에 재충수가 일어나면 일부 침수 부분에서는 냉각 (quenching)에 의한 증기를 발생시키며, 냉각이 안 된 상부 노심 영역에서의 피복재의 산화반응을 촉발시킨다. TMI-2 사고 결과에서 뿐 아니라 그 동안 많은 실험연구를 통하여 이들 특성을 규명하기 위한 노력이 이루어져 왔다. 이들 실험 등에서 재충수는 금속 지르코늄 층에서는 급격한 산화반응을 유발시키며, 산화층 ( $ZrO_2$ )에서는 균열 (crack)을 일으켜 내부 금속 지르코늄 층의 산화를 촉진시킨다. 아울러 지르코늄이나  $B_4C$  금속 용융물이 용융되어 있거나 재배치가 이루어지는 동안 재충수된 냉각수와 접하게 되었을 때 급격한 산화반응이 일어나게 된다. 급속냉각(quenching)에 의한 산화반응 시 생성되는 수소의 양은 일반적인 노심 손상 과정에서 발생하는 수소의 양보다 한 차원(order) 이상의 상승 양을 보이며, 발생 열도 노심의 붕괴열(decay heat)에 의한 값보다 10-20 배를 초과한다. 재충수에 의한 급격한 가열과 냉각은 핵분열생성물의 방출 비도 급격하게 증가시킨다. 핵연료봉이 가열 된 후 급격한 냉각이 이루어지면 핵연료 내 미세균열을 일으키며 이에 따라 그레인 경계 (grain boundary)에 나포되어 있던 기체 핵분열 생성물의 방출을 촉진시킨다.

원자로용기 노심의 핵연료의 온도가 지르코늄 산화물( $ZrO_2$ ) 피복재의 용융온도 (~2250K) 보다 높고, 핵연료의 용융온도 (~3120K) 보다 낮은 상태에서 재충수가 이루어지는 경우, 파손되지 않은 핵연료봉이 열충격에 의해 파쇄 붕괴될 수 있다. 이 경우 핵연료 피복재 층의 충분한 산화로 수소 생성 발생량은 크지 않으나 핵연료 봉 내부에 나포(trapped)되어 있던 핵분열생성물의 방출이 급격히 증가할 수 있다. 원자로용기 노심 하부에 부분적인 유로 폐쇄가 이루어지고 파쇄된 연료봉이 노심 내에 용융 풀을 형성한 경우, 재충수가 용융물 냉각에 미치는 영향은 잘 알려져 있지 않다. TMI-2 사고의 경우 노심의 최고온도가 2800K를 넘어서면서 노심 내에  $UO_2$ 와  $ZrO_2$  용융 풀을 형성한 것으로 보이나 노심이 재충수된 이후에도 용융물풀의 가열과 성장이 지속되었다. 노심 용융풀이 재충수에 의해 냉각수에 잠겨 있다 하더라도 열전달 면적이 제한되고 외벽이 산화층으로 열전도도가

낮아 용융 풀의 냉각이 이루어지지 않음으로써 용융 풀이 성장할 수 있다. 노심용융물이 원자로용기 하부로 재배치된 이후, 원자로용기 하부에서의 재충수의 영향도 잘 알려져 있지 않다. TMI-2의 경우 원자로용기 노심의 용융 풀이 재배치되어 원자로용기 하부헤드에 용융 물품을 형성하였으나 파편층의 형성 및 원자로용기 벽면을 통한 열전달 효과 (formation of gaps) 등으로 용융 풀의 냉각이 이루어졌다. 이에 대해서는 원자로용기 하부의 냉각에서 다루어질 예정이다.

중대사고 시 재임계는 노심 손상이 진행되면서 냉각수의 재충수가 이루어지는 경우, 재임계의 가능성 때문에 장기적인 중대사고 관리측면에서 고려되어야 한다. 제어봉에 의해 노심이 정지된 이후 노심의 재임계는 중대사고 진행에 따른 핵연료의 손상과 제어봉의 손상의 차이 및 냉각수의 유무에 따라 일어날 수 있다. 일반적으로 PWR과 BWR 원자로용기의 제어봉 (Ag-In-Cd, 또는 B4C)은 핵연료보다 용융 온도가 낮을 뿐만 아니라 훨씬 낮은 온도에서 노내 금속물, 지르코늄, 스테인리스 스틸 등과 반응하여, 핵연료봉이 건전하게 형상을 유지한 상태에서도 제어봉은 하부로 녹아내리게 된다. 일반적으로 제어봉은 노내 노심의 온도가 1500-1700K 근방에서 용융 제거되며, 핵연료봉은 2800K 까지도 형상을 유지할 수 있다. 핵연료봉이 가열되고 용융되는 상태에서 냉각수가 존재하지 않으면 임계가 일어나지 않지만, 재충수에 의해 냉각수가 공급되면 냉각에 의해 핵연료의 손상은 더 이상 일어나지 않을 수 있지만 재임계의 가능성이 존재한다. 초기 원자로용기 노심의 설계 시 원자로 출력과 비교할 때 국부적인 재임계에 의한 출력은 매우 낮지만 재임계에 의한 추가적인 열원을 장기적으로 제거하기 위해서는 별도의 열제거 능력을 확보해야 한다. 노심의 재임계 가능성은 노심의 손상상태, 냉각수의 유무 등에 의해 결정된다. 실제 사고 시에는 비상노심냉각계통에 의해 냉각수가 주입되며, 이때 냉각수에는 다량의 Boron을 포함하고 있어 재임계를 충분히 억제할 수 있다.

## (2) 지식수준

재충수 현상의 경우 노내에 존재하고 있는 냉각수의 수위 및 피복재와 구조체의 온도 조건에 따라서 추가적으로 유발될 수 있는 열적 균열 및 산화반응의 발생 여부가 결정된다. 중대사고가 진행되고 있는 경우에 냉각수의 노내 주입으로 발생할 수 있는 재임계 및 재충수의 부정적인 현상들의 위험성을 피하기 위한 냉각수 주입 조건에 대한 실제 기준은 존재하지 않으며, 이와 관련된 중대사고 대처를 위한 원자로용기 내 상황 분석에 대한 연구가 더 필요하다.

중대사고 상황에서의 재임계 발생여부는 노내 제어봉의 건전성 여부와 냉각수의 잔존량 및 각 물질들의 온도 조건이 재임계의 가능성에 직접적인 변수이다. 이에 더하여, 건전한 제어봉의 상태, 용융물의 질량, 형상 및 구성과 냉각수의 질량 및 상태 등에 의해 재임계의 발생 여부가 결정된다.

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

### (3) 현안 및 중요성

손상된 노심으로의 충수에 있어서는 유로가 변형되거나 막히는 경우의 다양성이 커서 이에 대한 최적해석은 매우 어렵다. 그러나 손상된 노심으로의 냉각수 주입효과를 평가하고, 용융노심의 하부로의 재배치에 큰 영향을 미치므로 이에 대한 이해도 증진이 필요하다. 중대사고 시 원자로의 재임계는 가능성이 매우 낮고, 중요도가 높지 않다. 특히, 냉각수가 없을 경우 가능성은 배재할 수 있으며, 최악의 경우 재임계가 발생하는 경우에도 임계를 지속할 수 있는 구조가 유지될 수 없으므로 실질적인 규제현안으로서의 중요성은 없다.

### (4) 사고관리 방안

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

재임계 가능성은 상세 평가를 통해 불가능한 것으로 밝혀졌으나, 노외 중성자 감지기를 통한 지속적 감시가 요구되며, 또한 원자로건물 대기 중의 수소농도 변화를 수소농도 감시기를 통해 지속적 감시가 요구된다. 동 사고환경에서 만일 재임계가 형성되면, 원자로용기 파손이 예상보다 조기에 발생할 수 있는 관계로, RCS 감압 및 노외 노심용융물 냉각관련 조치로 원자로공동 침수 전략이 조기에 취해질 필요가 있다. 재충수시 발생 및 방출되는 다량의 수소를 제거하기 위해 수소점화기 및 피동촉매수소재결합기의 운전상태 유지가 필요하다.

### (5) 규제 관점

중대사고 관리 및 완화 목적으로 노내 냉각수가 재충수되는 경우, 냉각수로 인한 노심 물질의 냉각 가능성 및 전략의 구현 가능성이 보수적으로 평가되어야 한다. 또한, 재충수가 냉각 효과 이외에 갖는 여러 불확실한 현상(급속한 산화에 따른 수소 발생 및 핵분열생성물 증가 등)에 의한 영향성 평가가 이루어져야 한다.

재배치된 노심용융물의 다양한 형태와 주입되는 냉각수 조건(순수 냉각수, 보론이 첨가

된 냉각수 및 해수 등)을 고려하여 원자로용기 하부헤드로 재배치된 원자로용기 하부 노심 용융물이 재임계에 도달하지 않음이 입증되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

원자로용기 내 재충수 시점에 따라 원자로건물 건전성에 미치는 영향이 많이 달라질 수 있다. 만약, 노심의 형상이 파괴되지 않은 상태에서 재충수가 일어나는 경우 수소 발생률 및 발생량은 급격히 증가한다. 수소발생률 및 발생량은 재충수 시점에서 가장 크다고 알려져 있어 원자로건물로 방출될 수 있는 수소방출률 및 방출량이 커 원자로건물 내 수소 제어에 대한 어려움을 일으킬 수 있다. 방출률이 충분히 커 원자로건물 내 제거율 보다 크다면 수소는 원자로건물 내에 축적되게 된다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

핵분열생성물의 방출 관점에서 재임계가 일어나면 핵분열생성물의 초기 재고량에 변화가 발생할 수 있고, 용융물의 온도변화에 따라 핵분열생성물의 방출량이 달라진다.

### 마. 용융물 재배치 (이송)

#### (1) 주요 현상

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

노심에 형성된 용융물질은 용융물 풀이나 재배치 과정을 거쳐 연료봉 하단으로 이송된 뒤 냉각재의 양이 적거나 수위가 노심 지지판보다 아래쪽에 있으면 노심 지지판이 파손되면서 하부헤드로 이송되거나, TMI 사고에서처럼 냉각재량이 많고 원자로 노심 아래 부분에 물이 있는 경우에는 용융물 풀이 반경 방향으로 성장하면서 외곽 링 주변의 shroud를 관통하여 하부헤드로 이송될 수 있다. 일반적으로 노심 용융물의 방출량을 결정하는 노심 용융물의 slumping 이나 노심용융물이 각질층을 뚫고 흘러내려 하부 플레넘으로 재배치 될 때의 각질층의 파손 시기와 위치 등의 과정은 잘 알려져 있지 않다.

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

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

## (2) 지식수준

용융물의 재배치 경로를 평가하는 데 필요한 기본적인 현상학에 대한 이해와 물성평가에 대한 이해수준은 높은 편이다. 노심구조물의 형태에 따른 용융물의 재배치 전개는 초기 조건 및 가정에 따라 경로가 바뀔 수 있어 이에 대한 이해수준을 높일 필요성이 있다. 재배치 전개상황에 따라 용융물의 재배치 시점, 양과 온도가 결정되는데, 이에 대한 이해도 또한 높일 필요성이 있다.

주변 구조물로의 열손실 관련하여, 잘 정의된 구조에 있어서 복사열전달 평가에 대한 이해도는 높다. 그러나 손상노심의 구조가 복사열전달과 연계된 해석을 해야 하므로 이에 대한 해석방법 고도화는 필요하다. 원자로용기 내부 및 1차 계통을 통한 자연순환이 열전달에 영향이 크므로, 이에 대한 평가기술은 이해증진이 필요하다.

## (3) 현안 및 중요성

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

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

#### (4) 사고관리 방안

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

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

#### (5) 규제 관점

하부헤드에 재배치되는 노심물질의 형태, 질량 및 열하중의 분석은 IVR-ERVC 등의 사고관리전략 평가 및 MCCI 분석의 기본 입력자료이므로 불확실성을 포함한 정량적 평가가 이루어져야 한다. 또한 하부헤드 건전성 평가 측면에서 노내 상부 구조물로의 복사열전달은 보수적으로 고려되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은  $UO_2$ , Zr,  $ZrO_2$ , Fe 등 구조물의 온도와 관계하므로 용융물의 원자로용기 하부헤드로 이송현상이나 주변구조물로의 열손실 현상과는 직접적인 관계는 없

지만, 주변구조물로의 열손실에 따른 핵연료봉의 온도변화가 발생하면 핵분열생성물의 방출량에 간접적으로 영향을 끼칠 수 있다.

## 2. 하부 및 상부헤드 건전성 상실

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

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

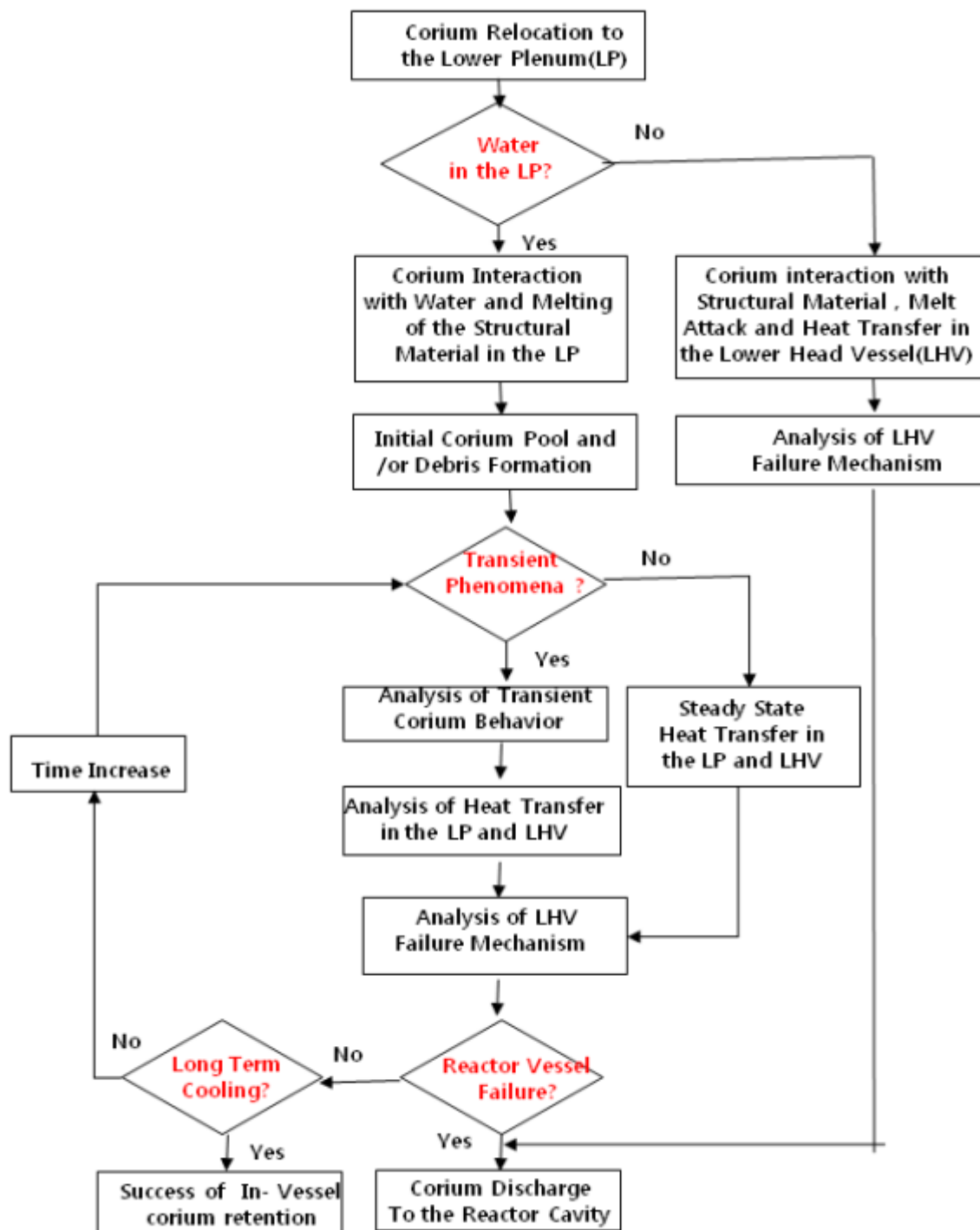


그림 3.1.2-1 원자로용기 하부헤드에서 사고전개 과정



## 가. 하부헤드 용융물 냉각 가능성

### (1) 주요 현상

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

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

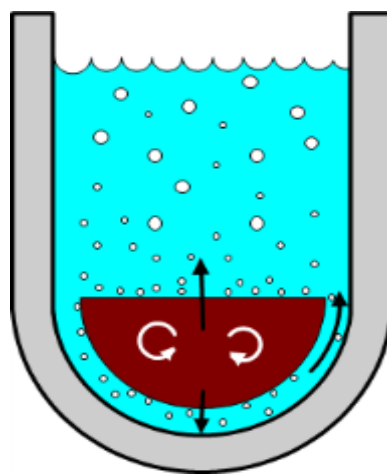


그림 3.1.2-2 노심용융물과 원자로용기 내벽 사이에 형성된 간격

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

## (2) 지식수준

원자로용기 하부헤드 내 용융물의 형태(파편, 풀, 각질층 등의 혼합)에 따라 냉각수와 계면에 차이가 크며 이에 따라 이는 곧 총괄 열전달계수에 크게 영향을 미치며 이러한 총괄열전달계수는 원자로용기 내부로 주입된 냉각수에 의한 용융물 냉각 여부를 결정하게 된다. 처음 용융물이 원자로용기 하부헤드로 이동한 후부터 용융물이 쌓여가는 진행단계에 대한 지식의 부재로 인해 원자로용기 하부헤드 내 용융물의 형태와 냉각수와 반응의 정확하게 예측하기는 어렵다.

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

## (3) 현안 및 중요성

원자로용기 하부헤드 내 용융물의 형태와 총괄 열전달계수는 원자로용기의 파손 여부, 파손 기제 및 파손 크기 및 시간에 영향을 미치는 주요 변수이다.

재임계가 발생한다면 이는 노심용융전개와 그 결과에 큰 영향을 미친다. 주요 고려사항은 원자로심이 붕괴열보다 훨씬 높은 수준에 도달하여 증기 발생과 그에 따른 원자로건물의 과압을 가속화하는 것이다. 또 하나는 좀 더 심각하여 노심이 즉발임계 이상의 반응도를 가지게 되어 출력증가가 더 커서 노심 용융을 가속화 하는 것이다.

## (4) 사고관리 방안

원자로용기 하부헤드에서 발생할 수 있는 간극냉각 메커니즘은 자연적 현상으로 이를 유도하기 위한 중대사고관리전략은 부재하며, 다만 원자로냉각재 감압 조치를 수행하고, 안

전주입펌프나 정지냉각펌프 및 기타 소방펌프를 이용하여 노내에 냉각수를 공급하여야 한다. 동 사고환경에서 만일 재임계가 형성되면, 원자로용기 파손이 예상보다 조기에 발생할 수 있는 관계로, 노외 노심용융물 냉각관련 조치를 조기에 취할 필요가 있다.

#### (5) 규제 관점

원자로용기 하부헤드로 재배치된 후의 재충수는 하부헤드에 재배치된 노심물질의 상부 냉각에 도움을 줄 수 있을 것으로 예상되나 그 영향은 실험 등을 통하여 평가되어 보수적으로 적용되어야 한다. 특히 하부헤드와 노심용융물층 사이에 형성된 간극(gap)에서 발생하는 냉각은 하부헤드로 전달되는 열의 양을 감소시키므로, 간극냉각모델(gap-cooling model)을 하부헤드 건전성 평가에 사용할 시에는 모델의 세부적인 내용이 보수적으로 평가되어야 한다. 재배치된 노심용융물의 다양한 형태와 주입되는 냉각수 조건(순수 냉각수, 보론이 첨가된 냉각수 및 해수 등)을 고려하여 원자로용기 하부헤드로 재배치된 원자로용기 하부 노심용융물이 재임계에 도달하지 않음이 입증되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

원자로용기 하부헤드에 냉각수의 존재는 수소생성관점에서 보면 산화되지 않은 용융물이 하부헤드로 재배치될 때 물과의 반응에 의해 수소가 생성 될 수 있다. 즉 산화되지 않은 지르코늄 금속을 산화용융물( $\text{UO}_2/\text{ZrO}_2$  화합물)속에 포함시켜 물속에 떨어뜨린 후 입자를 분석해 보면 금속 지르코늄 성분이 나타나지 않는다. 이는 금속이 물속에 들어간 후 산화가 된다는 것을 의미하므로 수소가 발생한다는 것을 뜻한다. 따라서 원자로용기 하부헤드의 냉각수 존재는 수소발생량에 영향을 미쳐, 궁극적으로 원자로건물로 방출되는 수소량에 영향을 미치게 된다. 또한, 원자로용기 내 압력이 낮은 경우 노내 증기폭발 가능성에도 영향을 줄 수 있다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

## 나. 하부헤드 구조물 가열 및 용발

### (1) 주요 현상

노심에서 생성된 노심용융물은 사고진행에 따라 원자로용기 하부헤드로 재배치된다. 그림 3.1.2-3에서 보는 바와 같이 용융물이 하부헤드로 재배치될 때 냉각재가 존재하면 용융물이 냉각재와 반응하면서 노심파편층과 용융물층을 형성하게 된다.

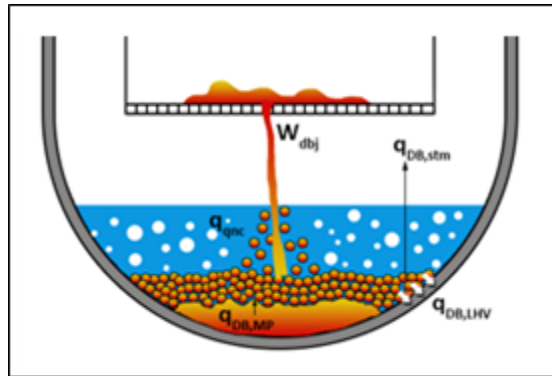


그림 3.1.2-3 원자로용기 하부헤드 내에서 노심파편층과 용융물층 형성 모습

노심용융물층은 그림 3.1.2-4에서 보는 바와 같이 구성 재료들의 밀도차이 때문에 분리될 수 있다. 즉, 밀도가 높은  $\text{UO}_2$ 와  $\text{ZrO}_2$  등의 산화 용융물은 하부에 존재하게 되고 철과 지르칼로이 등의 금속 용융물은 상부에 존재하게 된다. 이와 같은 하부의 산화 용융물층과 상부의 금속 용융물층에 대한 2개층 열층상화는 기존의 중대사고 해석 전산코드에 잘 반영되어 있다.

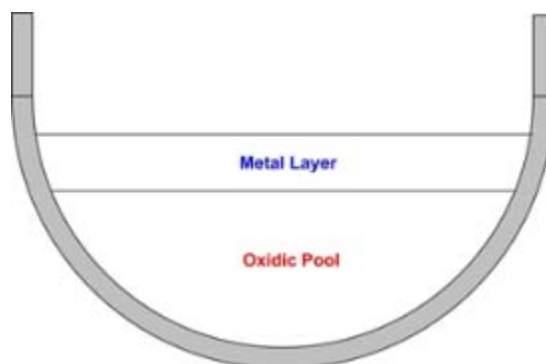


그림 3.1.2-4 원자로용기 하부헤드에서 노심용융물이 2개 층으로 층상화된 모습

RASPLAV/MASCA 연구에서는 원자로용기 하부헤드에서 생성되는 2개 층이 그림 3.1.2-5에서 보는 바와 같이 3개 층으로 층상화될 수 있다고 보고하였다. 이와 같은 노심

용융물의 증상화는 산화용융물 층에 있던 금속핵연료인 U가 추출되어 상부의 금속용융물 층에 더해져 금속 용융물층의 밀도가 산화용융물 층의 밀도보다 크게 되어 산화용융물 층 밑으로 금속 용융물층이 내려가기 때문이다. 이에 따라 그림에서 보는 바와 같이 산화 용융물층 상부 및 하부에 금속용융물 층이 존재하게 된다. 이와 같은 금속 용융물층의 이동은 용융물층으로부터 원자로용기 하부헤드로의 열속 분포에 영향을 크게 미치기 때문에 원자로용기 외벽냉각에 의한 노심용융물 노내역류 및 냉각에서는 이를 꼭 고려하여야 한다. 노심용융물 층의 초기형상과 증상화에 관해서는 아직 불확실성이 많이 있어, 이에 대한 연구와 논의가 계속 진행되고 있다.

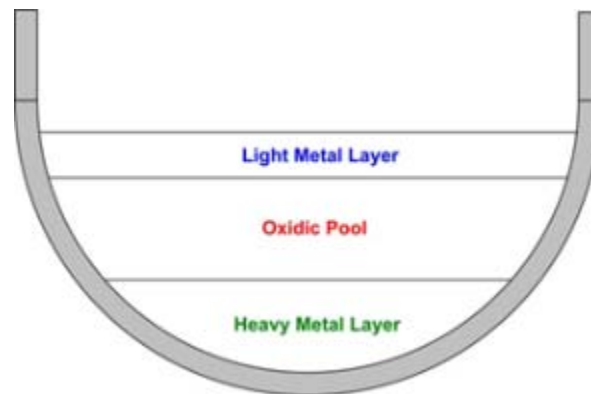


그림 3.1.2-5 원자로용기 하부헤드에서 층 역전이 발생한 모습

산화 용융물층은 붕괴열과 현열(sensible heat)을 가지고 있으므로 원자로용기 하부헤드 내에서 자연대류 열전달 현상이 발생한다. 산화용융물 층 상부에 쌓이는 금속 용융물층은 붕괴열을 내포하지는 않지만 하부의 산화용융물 층에서 전달되는 열에 의해 가열되며 사고진행에 따라 상부 표면에서 냉각수에 의한 열제거 또는 복사에 의한 열제거가 이루어진다. 특히 금속용융물 층은 산화용융물 층으로부터 전달되는 열에너지가 노심용융물 풀 상부로 제거되는 것을 방해하는 차폐 역할을 하며 그 자체가 가열되어 원자로용기 측면에 열 하중 집중 현상(focussing effect)을 유발한다.

APR1400과 같은 대용량 원전에서 중대사고시 금속용융물 층의 열 하중 집중은 원자로용기의 건전성을 위협하는 가장 중요한 위험 인자이며 이를 완화하기 위하여 원자로용기 외벽 냉각과 더불어 용융물 풀 내부 후기 냉각수 주입을 중대사고 관리 전략으로 채택하고 있다. 금속용융물 층의 열 하중 집중 효과에 직접적인 영향을 미치는 인자는 금속용융물 층의 두께와 상부 표면에서의 열전달 특성이다. 금속용융물 층은 산화용융물 층과는 달리 내부 발열이 없고 종횡비(aspect ratio)가 큰 형상을 갖는다. 일반적으로 금속용융물 층에 대해 금속용융물 층의 가장자리 경계면의 온도는 액화 온도로 일정하며 상, 하부의 표면적과 금속용융물 층 내부에서 위치별 물성치는 동일하다는 가정을 도입하여 반구 벽면에 전

달되는 열속을 계산한다.

하부헤드에 용융물 풀이 형성되면 용융물 풀 내부에서의 자연순환에 의해 하부헤드 각 위치로의 열속이 영향을 받는다. 특히 산화물층에서는 붕괴열에 의해 활발한 자연순환이 예상되며, 이로 인해 용융물풀 외벽에서의 각질층의 형성 및 성장이 결정된다. 용융물풀 외벽에 형성된 각질층과 하부헤드 사이의 경계온도가 하부헤드 물질의 용융온도보다 높아지면 하부헤드 벽은 용발(ablation)되기 시작하며, 하부헤드의 남은 두께와 온도는 하부헤드의 건전성을 판단하는 중요한 인자로 작용한다. 금속 층에서 예상되는 열 하중 집중 구역에서도 동일하게 하부헤드 벽면의 용발이 일어날 수 있다.

## (2) 지식수준

노심용융물의 하부헤드 이동의 초기단계에서는 냉각수의 일부 존재, 노심용융물에 의한 원자로용기 하부헤드의 구조물인 노심받침, 지지봉 등의 용융 메커니즘, 용융물과 하부헤드와의 접촉면적의 불확실성으로 인해 이 단계에서 하부헤드의 가열 시간과 상당히 많은 양의 용융물이 형성되는데 걸리는 시간을 예측하는데 불확실성이 큰 편이다. 그러나 비교적 많은 양의 용융물이 형성된 후기 단계의 용융물 형태에 대한 지식은 많이 확보된 편이지만 용융물과 원자로용기와의 과도상태 열전달에 영향을 미치는 원자로용기의 용융침식, 용융물 상단에서 원자로용기에 집중열속을 가하는 코륨 상단의 금속층과 원자로용기의 용융 금속과의 계면에서의 상호작용에 대해서는 지식이 부족한 상태로서 원자로용기의 시간에 따른 정확한 침식 두께를 예측하기 어렵다. 또한 원자로용기 외부에 물이 있는 경우 열전달계수도 이러한 하부헤드의 침식에 영향을 크게 미친다.

하부헤드 용융물의 성격을 규명하기 위해 3차원 효과나 층 역전 (layer switch) 현상을 MASCA 실험을 통해 연구 중이며, 파손 모드에 따른 용융물 구성 및 물성치 등을 정의하여 수행한다.

## (3) 현안 및 중요성

노심용융물의 하부헤드 이동의 초기단계에서는 불확실성이 크나 원자로용기에 가하는 열속이 작아 심각도는 낮은 편이다. 그러나 비교적 많은 양의 용융물이 형성된 후기 단계에서는 금속층이 원자로용기에 작용하는 열속이 커 중요도가 매우 높으므로, 금속층과 원자로용기와의 계면 상호작용에 대해서 지식과 모델의 확보가 필요하다.

## (4) 사고관리 방안

원자로용기 하부헤드는 노심에서 이송된 노심용융물이 풀을 형성하여 지속적으로 가열에 의한 열 침식을 받는 지역이다. 노심용융물 풀의 형성 특성에 따라 통상 금속 노심용융

물과 산화 노심용융물로 구분하는 2-layer 모델이 있고, 가벼운 금속 노심용융물, 산화 노심용융물 그리고 무거운 금속 노심용융물 층으로 구성된 3-layer 모델이 있다. 금속 노심용융물 풀의 경우 그 두께가 작아 열 집중현상에 의해 원자로용기 하부헤드의 건전성을 크게 위협할 가능성도 있다.

IVR-ERVC 전략을 채택하지 않을 시에는 노심용융물이 원자로용기 하부헤드로 이송됨에 따라 하부헤드는 가열되고 재료적 특성이 취약해져 원자로용기 파손에 이를 수 있다. 원자로용기 파손 지연 혹은 방지를 위해 노내 냉각수 주입을 위한 안전주입펌프, 정지냉각펌프 및 원자로건물 외부 냉각수 주입을 위한 조치를 취해야 한다.

IVR-ERVC 전략을 수행하는 경우에는 원자로용기 외벽냉각이 이루어질 수 있도록 정지냉각펌프, 봉산보충펌프 및 원자로건물 외부 냉각수 주입 설비들을 운영할 수 있도록 조치를 하여야 한다. 또한 노내 냉각수 주입을 위해 안전주입펌프, 정지냉각펌프 및 원자로건물 외부 냉각수 주입 설비들을 계통정렬(alignment) 조치를 취해야 한다.

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

#### (5) 규제 관점

IVR-ERVC시 하부헤드 구조물(lower head)의 열적 손상은 주로 금속용융물 층 측면에서의 열 하중 집중현상에 의한 용융에 의해 발생한다. 하부헤드 구조물의 열적 손상 기준에 따른 건전성 평가를 위해서는 증상화의 형태(2층 및 3층 구조)에 따른 열 하중 집중 정도를 외벽에서 발생하는 냉각량(외벽냉각 전략 채택 시 냉각수의 임계열속값 등)과 종합적으로 비교분석하여야 한다. 이 분석에는 초기 입력자료 (노심용융물의 총량, 층별 두께, 노심용융물 층 대류열전달 상관식, 복사열전달 양, 3층 구조 고려 시 가벼운 금속용융물 층과 무거운 금속용융물 층의 비율, 사고관리전략 활용에 따른 기준 붕괴열 수준, 금속용융물 층 상부로의 복사열전달 양 및 외벽에서의 냉각수 임계열속 등)의 불확실성에 대한 고려가 포함되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

하부헤드 (lower head) 가열은 원자로건물 건전성에 직접적인 영향을 미치지 않을 것으로 예상된다. 다만, 하부헤드 파손 방식에 영향을 미치는 경우 원자로건물 건전성에 미칠 수 있어 이에 대한 논의는 “하부헤드 파손 모드”에 기술하였다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

핵분열생성물의 방출은 용융물 풀의 온도, 조성에 관계하므로, 하부헤드에 형성된 용융

물 풀의 형상 및 거동에 영향을 받는다. 용융물 풀 내부에서 생성된 핵분열생성물의 표면으로의 방출은 노심용융물 내부 물질 사이의 반응, 내부 대류현상, 상변화, 에어로졸의 생성 및 변화 등 다양한 현상에 따라 결정되지만, 불확실성이 큰 분야이다.

#### 다. 하부헤드 파손(lower head failure) 모드

##### (1) 주요 현상

하부헤드로 재배치된 노심용융물로 인해 하부헤드의 온도가 상승되어 궁극적으로 파손된다. 원자로용기의 파손 형태는 사고에 따른 노심용융물의 방출 시간, 방출율, 방출 용융물의 성분 등을 결정하고 나아가 원자로건물 직접가열(DCH: Direct Containment Heating) 등과 같은 원자로용기 파손 후 원자로건물 내 제반 현상의 초기조건을 결정한다. 원자로용기 하부헤드의 파손을 일으키는 원인은 발전소 유형 및 사고의 진행 경위에 따라 관통 배관 가열 파손, 관통 배관 분출, 원자로 하부헤드 전체 파손, 원자로용기 하부헤드 국부 불균일 가열파손 등으로 구분할 수 있다.

##### ● 관통배관 가열 파손(Penetration Tube Heatup and Rupture)

원자로용기 하부헤드로 재배치되는 고온의 노심용융물이 관통배관(penetration tube) 내로 주입되어 관통배관 파손을 일으킬 수 있다. 이러한 관통배관 가열 파손에 대한 가능성 및 그 영향에 대한 평가를 수행하기 위해서는 관통 배관을 손상시킬 수 있는 노심용융물의 온도 범위와 고화되기 전에 배관 내에서 노심용융물이 이동할 수 있는 거리에 대한 평가가 선행되어야 한다. 노심용융물 및 배관의 구조, 노심용융물 및 배관의 재질, 계통 압력, 초기 용융물 속도와 과열 정도, 노심용융물과 배관 표면 사이의 접촉 형태 등이 중대사고시 배관 내부의 노심용융물 거동을 예측하는데 중요한 인자이다. 열전도 모델을 기초로 한 해석 모델이 초기에 비어있는 배관 내부로 주입된 용융물의 거동을 비교적 잘 모사할 수 있다.

##### ● 관통배관 분출(Penetration Tube Ejection)

원자로용기 하부헤드로 재배치된 노심용융물의 지속 가열로 인해 관통배관 용접 부위의 파손이 발생하고 이로 인한 배관파손을 일으킬 수 있다. 원자로용기 내의 계통 압력이 관통배관과 원자로용기 하부헤드 사이의 서로 다른 열적 팽창에 의해 유지되던 결합 상태를 악화시켜서 결국 배관이 원자로용기 밖으로 분출될 가능성이 존재한다. 관통배관과 원자로용기 하부헤드 사이의 서로 다른 열적 팽창이 관통 배관의 분출을 방지하는 주요한 원인이 될 수 있다. 관통배관과 원자로용기 하부헤드 사이에는 간격이 존재함에 따라 배관에서 원자로용기 하부헤드로의 열전달이 급격히 감소하여 배관이 분출될 가능성이 존재한다.



- 원자로용기 하부헤드 전체 파손(Lower Head Global Rupture)

원자로용기 내부의 고압 및 노심용융물과 내부 구조물의 무게에 의한 부하, 재배치된 노심용융물의 지속 가열 등에 의한 열적 부하에 의해서 원자로용기 하부헤드의 전체적인 파손이 발생할 수 있다.

- 원자로용기 하부헤드 불균일 가열파손(Localized Effects/Jet Impingement)

원자로용기 하부헤드로 재배치된 노심용융물 풀 내부의 불균등한 열원 및 노심용융물의 제트류(jet impingement)에 의해 하부헤드의 국부 지점에 기계적, 열적 부하가 집중적으로 작용할 수 있다. 이러한 기계적, 열적 부하는 노심용융물 제트류가 원자로용기 하부헤드 내부 표면에 직접적인 손상까지를 포함하는 개념이다. 노심용융물 제트류에 의한 원자로용기 파손에 관한 연구는 제트류가 원자로용기 하부헤드와 접촉시의 열전달과 침식에 관한 분석, 노심용융물의 재배치 과정에서의 혼합과 분쇄 등의 노심용융물 제트류 거동에 관한 분석으로 구분할 수 있다.

노심용융물의 재배치 과정 중 제트류의 붕괴 및 혼합 현상은 제트류에 의한 원자로용기 하부헤드의 파손 가능성을 판단하는 중요한 인자이다. 제트류 붕괴 현상에서 중요하게 고려되는 인자는 제트류 붕괴 길이(jet breakup length)이다. 제트류 붕괴 길이는 노심용융물 제트류가 완전히 붕괴하는데 필요한 재배치 거리를 의미한다. 또 다른 중요한 인자는 붕괴된 제트류의 입자 크기이다. 기존의 연구 결과는 붕괴된 입자 직경은 제트류와 주변 풀 사이의 경계면에서의 instability (Kelvin-Helmholtz, Rayleigh-Taylor, Boundary Layer Instability 등) 파장의 함수임을 보고하고 있다.

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

원자로용기 내부가 고압인 경우는 감압 사고관리를 통해 고압을 배제하게 되므로 상대적으로 저압인 경우와 특히 외부에 냉각수가 있는 경우의 파손 메커니즘은 증기폭발과도 연관되어 그 지식의 증대가 필요하다.

#### (4) 사고관리 방안

원자로용기 하부헤드의 파손 가능성은 노내 증기폭발에 의한 동적하중과 노심용융물의 열적 침식을 고려할 수 있다. 노내 증기폭발의 경우, 발생가능성이 희박하나, 이로 인한 원자로용기 하부헤드의 건전성에는 문제가 없는 것으로 상세 검토결과 밝혀졌다. 원자로용기 하부헤드의 건전성을 위협하는 또 다른 요소는 원자로용기 하부헤드로 이송된 노심용융물은 열 침식과정을 통해 크리프 파단(creep rupture), 노내 계측기 튜브 파손(ICI tube failure) 및 노내계측기 튜브 빠짐(ICI tube ejection) 등으로 원자로용기가 파손될 수 있으므로 노심용융물-콘크리트 상호반응(MCCI)에 의한 원자로건물 건전성 위협을 방지하기 위해 원자로공동 충수 조치가 완료되었는지 확인할 필요가 있다. 또한 고압노심용융물 방출을 예방하기 위해 RCS 압력이 충분히 감압되었는지도 확인할 필요가 있다.

#### (5) 규제 관점

노심용융물 노내억류(in-vessel retention) 전략을 고려할 경우, 하부헤드 관통부 파손과 자체의 파손 모델을 각각 보수적으로 분석하여 사고 시나리오에 따른 파손 가능성이 평가되어야 한다. 특히 하부헤드 파손 평가 시, 노내 열적·기계적 하중에 따른 다양한 파손 기구(크리프 파손, 용융에 의한 벽면 침식 및 노심용융물의 제트류 충격에 의한 파손 등)의 영향이 종합적으로 평가되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

“하부헤드 파손” 방식에서 4가지 방식을 논하고 있으나 원자로건물 건전성에 영향을 미치는 인자는 용융물의 온도 및 조성, 용융물의 방출률 및 방출량 등이다. 이러한 용융물의 정보는 원자로건물에서 발생하는 용융물과 냉각수 반응, 용융물 퍼짐정도, 용융물과 콘크리트 반응에 초기 조건으로 작용하게 된다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

원자로용기 하부헤드 파손을 통해 핵분열생성물은 원자로건물로 방출된다. 하부헤드 파손모드에 따라 만약 고압방출이 발생하면 미세한  $UO_2$  입자가 산소와 반응하기 때문에  $U_3O_8$  생성과정 중 짧은 시간동안 다량의 핵분열생성물이 추가로 방출될 수 있다. 원자로건물 내로  $UO_2$ 가 미세한 입자로 비산되면  $1,500^{\circ}C$ 이하에서는  $UO_2$  입자는 산소와 반응하여  $U_3O_8$ 으로 변하는데 이러한 발열반응 중 핵분열생성물이 방출된다. Oak Ridge의 연구에 의하면  $1,100-1,200^{\circ}C$ 의 온도에서  $UO_2$ 의 산화반응 약 10-15분 동안, 비활성기체(Xe, Kr)는 80-100%, 할로젠(I, Br)은 80-100%, 텔루륨(Te)은 40-80%, 비활성금속(Ru, Rh, Rd, Mo, Tc)은 80-100%가 방출된다고 한다.

## 라. HPME

### (1) 주요 현상

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

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

### (2) 지식수준

HPME/DCH에 대한 연구인 NEA/CSNI/R(96)25에 따르면 HPME에 의한 DCH에 대한 실험적 연구가 실제 원자로건물의 최대 1/6 척도까지 진행된 바 있으며 원자로건물에 대한 하중은 원자로건물의 격실화 정도에 크게 영향을 받는 것으로 알려져 있다. DCH에 영향을 미치는 인자는 방출 압력, 방출량, 용융물 흩어짐(dispersal) 혹은 비방해경로(Un-obstructed flight path), 압력 하중 등이며 이에 대한 많은 민감도 실험 및 해석적 분석이 수행되었다. 그 결과에 따르면, 원자로용기 하부에 계측기 터널 공동이 있는 원자로건물의 경우 증기발생기 격실에서 DCH 하중이 크게 제한되는 것으로 나타났다. 또한 원자로건물이 격실화된 경우에는 원자로건물을 두 개의 영역으로 분할하여 분석하면 이러한 실험결과의 스케일링이 잘 관계 지어 진다고 판단하고 있으며, 실제 원자로에 응용한 코드

해석에 적용되어 매우 보수적인 HPME 해석을 수행한 결과에 따르면, 이러한 터널형 원자로공동을 가진 원자로건물은 DCH에 의한 건전성 위협이 거의 없는 것으로 알려졌다. 계측기 터널이 없는 수직원통형(standing type) 원자로공동에서는 방출 용융물과 냉각수의 반응에 의한 가압율은 반응시간이 적어 폭발적 하중은 발생하지 않아 6 MPa 정도인 것으로 알려져 있기도 하나 실제 이러한 원자로형에서는 공동 내에 냉각수의 양이 적어 실제 가압율은 이보다 매우 적게 나타난다.

### (3) 현안 및 중요성

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

### (4) 사고관리 방안

원자로냉각재계통 및 원자로용기 내부 압력이 고압을 유지한 상태에서 원자로용기 파손이 발생하는 경우, 원자로공동으로 방출된 노심용융물이 원자로건물 대기로 입자형태로 비산, 이송되어 원자로건물의 대기를 가열하고 급격한 압력 상승을 초래하여 원자로건물의 건전성을 위협할 수 있다. 원자로냉각재계통 및 가압기 압력 감지기를 통해 원자로냉각재계통 및 원자로용기 내부 압력을 지속적으로 감시함으로써 고압 노심용융물 분출을 통한 직접 원자로건물 가열(HPME/DCH) 현상을 방지할 수 있다.

동 사고환경에서는 RCS 압력을 20bar(2MPa) 이하로 원자로용기 파손 이전에 낮추기 위한 감압 조치가 수행된다. RCS 감압 조치는 HPME/DCH 방지 목적 뿐만 아니라 노심 냉각능력 회복을 목적으로 노내 냉각수 주입을 위해서 우선적으로 취해지는 중대사고 관리 조치이다.

### (5) 규제 관점

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

### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

## 마. 상부구조물 파손

### (1) 주요 현상

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

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

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

## (4) 사고관리 방안

노심이 용융과정을 거쳐 원자로용기 하부헤드로 이송되는 과정에 원자로용기 하부헤드에 충분한 냉각수가 존재하면, 노내 증기폭발이 발생하고, 이로 인해 노내 냉각수가 덩어리가 원자로용기 상부헤드에 강한 충격을 가하고, 상부헤드가 파손되어 일종의 내부 비산물이 발생하여 원자로건물의 건전성을 위협할 수 있다는 이론적 가능성 우려가 있어 왔다. 이에 대해 미국 NRC는 증기폭발검토그룹(SERG)에 의뢰하여 검토한 결과, 동 현상에 대한 발생 가능성은 매우 희박한 것으로 밝혀졌으며, 다양한 검토결과 증기폭발의 강도 역시 우려할 수준은 아닌 것으로 밝혀져, 이에 대응한 중대사고관리 조치는 없다.

## (5) 규제 관점

상부구조물이 파손되어 하부헤드에 재배치되는 경우, 구조물의 양을 정량적으로 평가하여 하부헤드 건전성 평가에 반영하여야 한다.

## (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

## 3. 운전원 조치

### 가. 감압 전략

#### (1) 주요 현상

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

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

일차 측을 통한 원자로 감압수단은 가압기보조살수계통(Pressurizer Auxiliary Spray System), 안전감압계통(Safety Depressurization System), 및 원자로냉각재 기체배기계통(Reactor Coolant Gas Vent System) 등이 있다. 일차 측을 통한 감압 시, 확인해야할 감시 변수는 원자로냉각재계통 압력과 원자로건물 압력이다. 가압기보조살수는 충전펌프를 사용하여 살수를 하므로 원자로냉각재펌프가 정지되어도 사용할 수 있다. 비상안전감압계통의 밸브 개방시 원자로건물 압력이 너무 높은 경우 개방 밸브 개수를 조절하여 원자로 감압을 수행할 수 있다. 원자로냉각재 기체배기계통을 통해 충분히 감압하지 못하지만 상기 방법이

모두 불가능할 경우에는 사용하는 것을 고려해 볼 수 있다. 노내에 남아있던 수소가 일차 측 배기로 인하여 원자로건물로 방출되므로 원자로건물로 방출된 수소의 연소로 인하여 원자로건물을 파손시킬 수도 있다. 안전감압밸브 개방시 원자로건물로 방출된 원자로 냉각재 질량과 에너지에 의해 원자로건물의 압력이 증가되므로 원자로건물의 건전성을 위협할 수 있다.

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

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

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

## (4) 사고관리 방안

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



으며, APR1400계열 원전에서는 4대의 파일롯트구동안전방출밸브(POS RV) 중 최소 한 대의 밸브를 수동 개방, APR+와 EU-APR에서는 중대사고시 RCS 감압 전용계통인 두 계열의 비상급속감압계통(ERDS) 중 한 계열을 수동 개방하여 RCS 감압을 수행할 수 있다.

#### (5) 규제 관점

HPME 억제를 위한 감압 전략으로 2. 마. (7)에 언급된 감압설비가 구비되어야 한다. 또한 이 감압설비는 고압노심용융사고 기간에 노심용융물의 고압분출 및 일차냉각재계통 배관, 증기발생기 전열관 등의 크리프 파손을 방지할 수 있는 충분한 급속감압능력을 가져야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 현안

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

### 나. 노내 냉각수 주입 전략

#### (1) 주요 현상

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

입을 할 수 있다. 비상노심냉각계통 사용이 불가능하거나 노내 주입 수원이 고갈되는 경우 외부로부터 소방호스 등을 사용하여 노내 냉각수 주입을 하는 방안도 고려할 수 있다.

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

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

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

## (4) 사고관리 방안

중대사고시 노내 냉각수 주입은 노심 냉각능력 회복을 통한 노심 손상 방지 측면과 IVR-ERVC를 통한 원자로용기 파손 방지를 돕기 위해 원자로용기 하부헤드에 형성된 노심 용융물을 냉각을 목적으로 수행될 수 있다. 이를 위해서는 RCS 압력을 안전주입펌프의 토출압력 보다 낮게 RCS 감압계통을 통해 낮추고, OPR1000 계열의 원전에서는 각 저온관에 1개씩 있는 안전주입 입구노즐을 통해 주입하고, APR1400 계열 원전, APR+, EU-APR 등은 4개의 원자로용기 직접주입관(DVI)을 통해 안전주입펌프 또는 정지냉각펌프 토출압력으

로 안전주입수를 주입할 수 있다.

#### (5) 규제 관점

노심용융물 노내억류(in-vessel retention) 및 핵분열생성물 방출 감소를 위해 노내 냉각수 주입을 고려할 경우, 각 목적을 만족시킬 수 있도록 충분한 양의 냉각수 주입(노내 압력 조건 고려) 방안이 마련되어야 한다. 또한 노내 냉각수 주입으로 인한 부차적인 위험(재임계, 수소 발생 및 가압으로 인한 증기발생기 전열관 크리프 파손 등)이 심각한 수준으로 전개되지 않음이 증명되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

### 다. 노외 냉각수 주입 전략

#### (1) 주요 현상

원자로용기 외벽냉각을 이용한 원자로용기 파손 방지(또는 지연) 및 노심용융물과 콘크리트 상호작용 방지(또는 완화)를 위한 목적으로 노외에 냉각수를 주입한다. 냉각수 주입 방법은 핵연료재장전수탱크가 원자로건물 외부에 위치하는 한국형 표준 원전(OPR1000)과 원자로건물 내부에 위치하는 APR1400 원전에 따라 상이하다. 한국형 표준 원전의 경우 살수계통, 비상노심냉각계통 및 중력을 이용하여 핵연료재장전수탱크의 냉각수를 원자로공동에 채운다. APR1400 원전의 경우 핵연료재장전수탱크의 냉각수를 hold-up volume 탱크를 거쳐 중력으로 원자로공동의 일부를 채우며, 원자로공동의 나머지는 정지냉각펌프를 사

용하여 핵연료재장전수탱크의 냉각수로 채운다.

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

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

원자로 노외로의 냉각수 주입은 원자로용기 외벽에서의 용융 노심 냉각을 통한 용융노심의 노내 보존을 목적으로 한다. 이를 통하여 원자로용기의 건전성을 보호하여 노외로의 노심용융물 누출을 막으며 중대사고의 진행을 원자로용기 내에서 종결 할 수 있다. 노심용융물의 노외 누출은 원자로건물의 방사성 물질 농도를 증가시키고, 원자로용기 아래의 공동에서 노심용융물-콘크리트 상호작용을 발생하므로, 심층방어전략의 하나의 방벽으로서의 원자로용기 건전성을 유지하는 것이 매우 중요하다. 또한, 노심용융물의 원자로용기 하단부로의 재배치가 상당 부분 진행된 이후에 대해서는, 원자로용기 외벽냉각의 성능이 입증되는 경우에도, 재임계를 유발할 수 있는 노내로의 냉각수 주입 전략보다 효과적인 냉각 전략이 될 수 있다.

#### (4) 사고관리 방안

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

#### (5) 규제 관점

노심용융물 노내억류(in-vessel retention) 및 하부헤드 파손 지연 등을 위해 노외 냉각수 주입을 고려할 경우, 사고 발생 후 하부헤드 침수를 위한 원자로공동 충수가 필요한 시간 내에 성공적으로 이루어질 수 있는 설계 및 설비가 구비되어야 한다. 노외 냉각수 주입 전략을 통한 노심용융물 노내억류 전략의 평가를 위해서는 사고 시나리오에 따라 재배치된 노심물질의 열적·기계적 하중 조건에서 원자로용기 하부헤드의 관통부 및 자체의 건전성이 보장됨이 입증되어야 한다. 외벽 냉각에 필요한 설비가 있는 경우 유동 및 열전달 등의 현상은 적절한 실험을 통해 평가되고 입증되어야 한다. 노외 냉각수 주입을 통한 하부헤드 외벽냉각 전략의 타당성이 인정된 경우 확률론적 안전성평가 및 중대사고 관리전략에 반영할 수 있다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

## 제2절 일차계통 경계 건전성 상실

### 1. 초기 사건으로 인한 RCS 경계 파손

#### 가. ISLOCA와 SGTR

##### (1) 주요 현상

원자로냉각재계통의 보조계통과 연결된 체크밸브가 파손되어 발생하는 ISLOCA(Interfacing System Loss Of Coolant Accident)와 증기발생기 세관이 파손되어 발생하는 SGTR(Steam Generator Tube Rupture) 초기사고는 원자로냉각재계통 내 핵분열 생성물이 원자로건물을 거침이 없이 바로 대기로 방출되기 때문에 매우 중요한 사고이다. 운전원은 이들 사고가 발생하면 원자로냉각재계통 내 핵분열 생성물이 대기로 바로 방출되는 양을 최소화하기 위한 노력을 수행해야 한다. 핵분열 생성물의 대기 방출을 최소화하기 위해서는 건전한 증기발생기 등을 이용하여 원자로냉각재계통의 압력을 감소시켜야 한다. 건전한 증기발생기 이용이 불가능하다면 안전감압계통을 작동시켜 원자로냉각재계통을 감압시킨 후 안전주입계통 등을 작동시켜 노심을 냉각시켜야 한다. 노심을 냉각시키는 방안이 없다면 중대사고로 진행되고 더 많은 핵분열 생성물이 원자로건물을 거침이 없이 바로 대기로 방출될 수 있다.

##### (2) 지식수준

SGTR에서 가장 중요한 초기 가정 사항은 파손되는 튜브의 개수이며, 이는 사고의 진행에 영향을 크게 미친다. 그러나 파손 개수는 발전소에서 발생한 확률론적 데이터에 의존하고 있으며, SGTR 후 증기발생기 내에서의 제염계수에 대한 지식이 중요하며 이는 많은 연구를 통해 지식이 확보된 편이다. 그러나 원자로가 용융된 이후 증기발생기를 통한 핵분열생성물의 방출 메커니즘에 대한 지식은 부족하다.

##### (3) 현안 및 중요성

방사능의 직접방출이 일어나게 되며. 다중파손에 이어 노심용융이 진행될 경우에는 특히 심각도가 매우 높은 사고이다. 따라서 이는 현상학적 쟁점보다는 사고관리를 통해 증기발생기를 재충수하는 전략이 가장 중요한 분야라 하겠다.

##### (4) 사고관리 방안

ISLOCA와 SGTR 발생시에는 원자로냉각재계통을 감압시켜 파단부를 통하여 손실되는 냉각수를 최소화하고 비상노심냉각수를 원자로용기 내로 주입할 수 있어야 한다. 이와 같이 할 수 있는 방안은 건전한 증기발생기를 이용하여 2차 측 feed & bleed를 수행하여 원자

로냉각재계통을 감압하고 비상노심냉각계통을 이용하여 원자로용기 내에 냉각수를 주입한다. 건전한 증기발생기 이용이 불가능하면 안전감압계통을 이용하여 원자로냉각재계통을 직접 감압할 수 있고, 비상노심냉각계통을 이용할 수 없다면 소방펌프 등을 이용하여 원자로 용기 내에 냉각수를 주입한다.

#### (5) 규제 관점

일차계통과 연결된 보조계통 내 격리밸브들의 파손 확률이 충분히 낮아 사고 발생 가능성을 무시할 수 있어야 한다. 상기 보조계통들의 설계는 일차계통 운전압력이 전달되는 경우에도 파손이 발생하지 않아야 한다. 이러한 사고들은 보수적인 방법으로 평가를 수행하는 것을 원칙으로 하지만, 실험에 의하여 입증된다면 이들 실험결과를 이용하여 방사성 핵종 방출 특성을 평가할 수 있다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

보조건물을 통해 누출되기 때문에 원자로건물 건전성과 관련되는 현상은 없다.

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

저압경계부 냉각재상실사고 (ISLOCA)는 1차 측 RCS와 연계된 계통들 사이의 설계압력차가 커서 발생될 수 있다고 가정하며 안전주입계통 고온관 주입유로나 정지냉각계통 흡입유로 등 원자로냉각재계통의 저압경계부를 통해 일차 측 냉각수가 원자로건물 외부로 직접 상실되는 사고이다. 즉 원자로건물 내부 직렬 격리밸브들의 디스크가 손상되고 압력방출 밸브의 개방이 실패하면 저압으로 설계된 유로가 원자로냉각재계통 고압력에 노출되어 원자로건물 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 원자로건물을 관통하는 저압경계부계통 및 보조건물을 통해 원자로건물 외부로 방사성 물질이 방출될 수 있다.

SGTR 사건이 발생하면 노심의 핵분열생성물이 (원자로건물 내 체류하는 시간 없이, 즉 원자로건물 내 자연적/공학적 제거 기제를 거치지 않고) 이차 측을 거쳐 외부환경으로 직접 방출되므로 선원항 관점에서는 그 중요성이 매우 크다. SGTR 시 핵분열생성물의 외부 환경으로의 방출은 주증기격리밸브(MSIV), 주증기 방출밸브, 대기방출밸브(ADV) 개폐, 보조급수 가동, 이차 측 냉각수 주입, 일차 측 감압 유무 등에 따라 결정된다.



## 나. PORV/배관 파손

### (1) 주요 현상

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

### (2) 지식수준

PSV/PORV 개방고착(stuck open)은 열수력학적으로는 SBLOCA로 많이 연구되어 와 비교적 충분한 지식이 확보되어 있다.

### (3) 현안 및 중요성

발전소정전 시에 PSV의 주기적 개폐가 진행된다. 중대사고 해석 코드에서는 PSV가 수백 번 개폐되는 것이 가능하도록 시뮬레이션 하며 PSV 개방고착(stuck open)은 단지 사용자가 인위적으로 가정하도록 한다. 그러나 현실적으로는 PSV의 수백 번 개폐가 설계적으로 가능한지에 대한 검토가 필요하며 이러한 정보는 설계/제작자로부터 확보하여 중대사고 해석 코드에 반영할 필요가 있다.

### (4) 사고관리 방안

PORV나 배관 파손은 일반적인 LOCA이다. 따라서 비상노심 냉각계통을 작동시키고 이 계통의 작동이 불가능하면 소방펌프 등을 작동시켜 냉각수를 원자로냉각재계통 내로 주입한다. 극소형파단 냉각재 상실사고 발생 시에는 증기발생기를 이용하여 2차 측 feed and bleed를 수행하거나 안전감압계통을 이용하여 원자로냉각재계통의 감압을 수행할 수 있다.

### (5) 규제 관점

가압기 감압밸브 또는 안전밸브 작동 시 운전원의 판단오류를 발생시키지 않도록 비상 운전절차서 및 사고관리 지침서가 작성되어야 하며, 오작동 또는 파손에 의해 냉각재 상실 이 발생하는 경우에도 운전원의 판단오류를 발생시키지 않도록 작성되어야 한다.

### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

PORV/배관 파손은 노내에서 발생된 수소가 원자로건물로 방출되는 과정에 중요하게 영향을 미쳐 원자로건물 건전성과 밀접하게 연계된다. 수소를 포함한 1차 계통 내 가스가 방출되는 위치, 크기, 방향에 따라 원자로건물 내 대기의 흐름에 영향을 미쳐 수소가스의 분포에 영향을 미치게 된다.

### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

## 2. 고온/고압 유발 RCS 경계 파손

### 가. 증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관 파손

#### (1) 주요 현상

원자로냉각재계통이 고압인 상태에서 노심이 손상되는 중대사고로 전개되면 원자로용기가 파손되기 전에 원자로냉각재계통 내 고온관, 가압기 밀림관, 증기발생기 세관 등이 파손될 수 있다. 고압 사고시 원자로냉각재계통 내에서 고온의 증기흐름은 폐회로 전체로의 자연순환 유량과 (그림 3.1.2-6의 왼쪽 폐회로 참조), loop seal의 냉각수로 인해 고온관에서 고온증기와 상대적으로 찬 증기가 역류(counter current) 흐름을 보이는 순환유량(오른쪽 폐회로 참조)으로 구분할 수 있다. 이러한 자연순환 유량은 증기발생기와 원자로냉각재계통의 loop seal에 냉각재 존재유무, 증기발생기 2차측 압력과 온도조건, 증기 발생기 입구 플레넘에서의 혼합정도 등에 영향을 받으며, 고온관과 증기발생기 세관, 그리고 가압기로의 유로 형성으로 가압기 밀림관의 온도를 상승시켜 일차계통 압력 경계를 손상시킬 수 있다. 이와 더불어 고온관과 가압기 밀림관이 파손되면 원자로냉각재계통 내에 있던 핵분열 생성물은 원자로건물 내로 방출되지만, 증기발생기 세관이 파손되면 핵분열 생성물이 주증기관에 있는 안전밸브를 통하여 원자로건물을 거치지 않고(containment bypass) 바로 대기로 방출될 수 있어 방사선원 방출 관점에서 증기발생기 세관 파단사고는 중요하게 다루어진다.

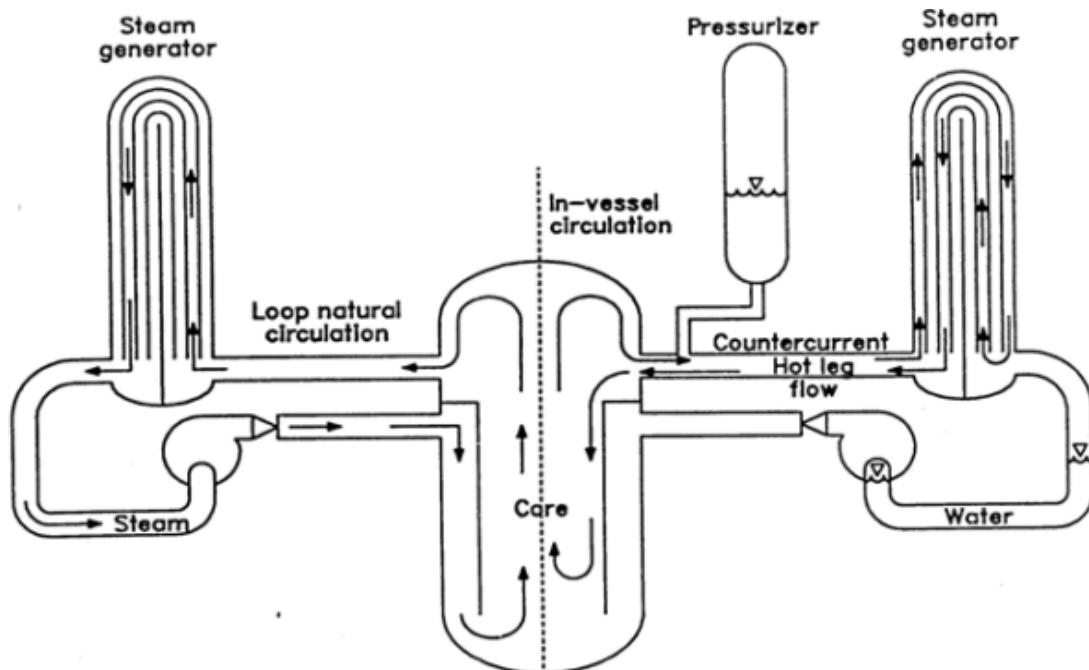


그림 3.1.2-6 원자로냉각재계통 내에서 고온증기의 자연순환

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

고온고압의 기체에 의한 증기발생기 세관, 가압기 밀림관 및 고온관 파손 메커니즘은 감압이 이루어지지 않은 TMLB와 같은 고압사고 시나리오에서 중요한 이슈이나 사고관리를 통해 저압으로 될 경우에는 해당되지 않는 이슈라 하겠다.

## (4) 사고관리 방안

노심에서 생성된 고온의 증기순환으로 발생하는 증기발생기 세관과 가압기 밀림관 및 고온관 파손은 원자로냉각재계통이 고압일 때 발생한다. 따라서 이들 사고를 방지하기 위해

서는 건전한 증기발생기나 안전감압계통을 작동시켜 원자로냉각재계통을 감압시켜야 한다. 증기발생기 세관이 파손된 경우에는 핵분열생성물이 대기로 바로 방출되는 것(containment bypass)을 완화시키기 위해서 안전감압계통을 작동시켜 원자로냉각재계통의 압력을 주증기관 SRV(Safety Relief Valve) 작동압력 이하로 감소시키고 안전주입계통이나 소방펌프 등을 작동시켜 원자로용기 내로 냉각수를 주입한다. 가압기 밀림관과 고온관이 파손된 경우에는 안전주입계통이나 소방펌프 등을 작동시켜 원자로용기 내로 냉각수를 주입한다.

#### (5) 규제 관점

원자로건물 우회사고를 방지하기 위하여 고압 중대사고 발생 시 증기발생기 세관 파손 확률을 평가하여 이 값이 무시할 수 있을 만큼 낮음이 입증되어야 한다. 이 평가에서는 증기발생기 세관에 미확인 크랙이 존재함을 가정하여야 한다. 또한 평가 결과에서는 증기발생기 입구 공동(inlet plenum)에서 냉각재가 충분히 잘 섞임(well-mixing)이 확인되어야 한다.

#### (6) 원자로건물 건전성 관련 관점

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

증기발생기 세관파손이 발생하면 노심의 핵분열생성물이 (원자로건물 내 체류하는 시간 없이, 즉 원자로건물 내 자연적/공학적 제거 기제를 거치지 않고) 이차 측을 거쳐 외부환경으로 직접 방출되므로 선원항 관점에서는 그 중요성이 매우 크다. 증기발생기 세관파손 시 핵분열생성물의 외부환경으로의 방출은 주증기격리밸브 (MSIV), 주증기방출밸브, 대기방출밸브 (ADV) 개폐, 보조급수 가동, 이차 측 냉각수 주입, 일차 측 감압 유무 등에 따라 결정된다.

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

### 제3절 사용후연료저장조 및 중수로 적용

#### 1. 사용후연료저장조 (SFP) 냉각 상실

##### 가. SFP 냉각기능 상실사고

###### (1) 주요 현상

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

###### (2) 지식수준

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

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

### (3) 현안 및 중요성

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

### (4) 사고관리 방안

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

### (5) 규제 관점

규제측면에서 SFP 안전성 확보를 위한 가장 중요한 요소는 핵연료 미임계도 유지, 핵

연료에서 발생하는 붕괴열의 제거, SFP내 핵연료에서 발생하는 붕괴열로 인한 열적부하를 보다 균일하게 분포시키기 위한 핵연료집합체(고준위 및 중저준위) 형상관리 및 분산배치 전략, 그리고 기대 수명동안 SFP 격납시설의 안전성 유지로 요약된다. 국내를 포함한 일부 국가의 경우 후쿠시마 사고이후 SFP 핵연료집합체 손상 방지(prevention) 수단의 확보는 물론 관련 사고관리 전략의 확보까지도 규제 지침에 포함하는 것을 고려하고 있는 상황이다.

#### (6) SFP 건물 건전성 관련 관점

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

#### (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

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

### 나. SFP 냉각재 상실사고

#### (1) 주요 현상

SFP 냉각수의 부분 또는 완전고갈을 유발하는 냉각재상실사고(Loss of Coolant Accidents)는 지진 등의 자연재해, 원자로 핵연료 재장전 과정에서 야기될 수 있는 상부 기기/구조물의 낙하(dropped loads), 항공기 충돌이나 기타 테러리스트 공격 같은 악의적 사건으로 야기되는 SFP 구조물의 대규모 파손은 물론, SFP 수조와 연결된 배관 파손과 사이폰(siphon) 경로 손상 등 다양한 초기사건으로부터 야기될 수 있다. 이는 초기사건에 따라 다양한 SFP 냉각재 누설경로와 누설률이 결정됨을 의미하며 일단 냉각재상실사고가 발생하면 신속하고 지속적인 냉각수 보충 이외에는 별다른 사고완화 수단이 없게 된다. 발전소 SFP 설계와 누설부위 크기나 위치에 따라 차이가 있을 수 있으나 통상 소규모 누설의 경우 4 시간, 대량 누설이 발생하는 경우 1~2 시간 정도 경과하면 SFP 저수위 경고 설정

치 아래로 냉각재 수위가 감소할 것으로 추정된다. 자연재해로 인한 대규모의 급격한 SFP 냉각재상실사고는 또 다른 측면에서 심각한 결과를 초래할 수 있다. 예를 들면, 저장조 내 냉각수 수위가 감소됨에 따라 유발되는 방사선 준위로의 이온화 과정은 SFP 건물 내 방사능 수준을 상승시킨다. 일단, 저장조 내 냉각수 수위가 핵연료저장대 상부 1m 정도까지 감소하게 되면, 상승된 방사선 준위로 인하여 SFP 상부로의 작업자 접근을 어렵게 만들고 이로 인해 SFP내로 냉각수 보충용 소방호스 연결 등과 같은 사고완화 조치를 취하는 데 방해가 요인으로 작용할 수 있다. 하지만, 현상학적 관점에서 보면 냉각재상실사고의 경우 냉각수 고갈 속도가 빨라지는 것 이외에 냉각기능상실사고와 본질적인 차이는 없는 것으로 파악되고 있다.

## (2) 지식수준

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

## (3) 현안 및 중요성

SFP 냉각재상실사고의 경우 SFP 냉각기능상실사고와 본질적인 차이는 없는 것으로 파악된다.

## (4) 사고관리 방안

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

## (5) 규제 관점

SFP 냉각재상실사고에 대한 규제측면에서 SFP 안전성 확보를 위한 가장 중요한 요소는 냉각기능상실사고에서 언급한 사안 이외에도, SFP에 많은 양의 냉각수가 존재하는 상황에서 냉각수 누출 확인방안, SFP가 지진과 같은 자연재해에도 SFP 건전성을 보장할 수 있는 수단, SFP 냉각수 누출이나 손상이 발생하는 경우 손실된 냉각수를 추가로 보충할 수 있는 방안 등이 대표적인 규제관련 사안으로 제기될 수 있다.



## (6) SFP 건물 건전성 관련 관점

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

## (7) 핵분열생성물 거동 관련 관점

SFP 냉각재상실사고의 경우 SFP 냉각기능상실사고와 본질적인 차이는 없는 것으로 파악된다.

## 2. 중수로 적용

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

따라서 3장에 정리되어 있는 노심 건전성 상실과 관련해서는 노심가열, 피복재 산화 및 용융, 하부헤드(중수로에서는 칼란드리아)로의 용융물 재배치, 주변 구조물로의 열손실 등은 유사한 현상으로 중수로에도 동일하게 적용될 수 있다. 다만 경수로에서의 냉각수 유로 봉쇄 및 이로 인한 용융물 풀 형성은 중수로에서는 적용하기 어려우며, 대신 축 방향으로 12개의 연료다발로 구성된 수평연료봉을 그룹화하여 하부의 빈 공간 (suspended debris bed)으로 재배치시키도록 모의하고 있다. 중수로에서의 주변 구조물로의 열손실은 노출된 380개의 수평연료봉으로부터 복사열로 연료봉을 감싸고 있는 칼란드리아 벽면으로 전달되며, 이 열은 칼란드리아가 잠겨있는 원자로격실 (reactor vault)의 차폐수를 통해 흡수된다. 중수로에서의 재임계는 초기 농축도가 낮아 현재 고려하고 있지 않으며, 칼란드리아로의 재충수는 후쿠시마 사고이후 사고관리 차원에서 외부 유로를 확보하고 있다.

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

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

일차계통 경계 건전성 관련하여 중수로에서는 자연순환에 의한 경계 파손은 중요하게 다루고 있지 않다. 주된 이유로는 380개의 수평연료관이 복잡하게 연계되어 노심에서 생성

된 고온의 증기가 헤더를 거쳐 증기발생기로의 자연순환 유로 형성이 어려우며, 또한 고온 수증기의 에너지도 일차계통 압력이 경수로에 비하여 낮기 (운전압력 10MPa) 때문이다.

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

중대사고 진행 관점에서 중수로의 특성은 다음과 같다: 1) 경수로에 비해 내재적 냉각수가 많아 사고진행이 느리다. 2) 내재적 냉각수는 상대적으로 수증기를 형성하여 원자로건물 압력이 경수로에 비해 빨리 증가한다. 여기에 중수로의 원자로건물 설계 압력이 낮아 원자로건물의 건전성이 경수로에 비해 취약하다. 3) 중수로는 경수로와 달리 원자로건물 상단에 다우징탱크를 갖추고 있어 피동적으로 살수를 제공하지만, 일회용이어서 단기적인 압력제어에 활용되며, 장기적으로는 지역공기냉각기가 있지만 전원상실사고 시에는 사용할 수 없다. 즉, 원자로건물 압력 상승에 취약하다. 4) 노심의 지르코늄량이 경수로의 약 2배 정도 많다.

## 제4장 향후 연구를 위한 제언

일차계통 방호와 관련하여 원자로용기와 냉각재계통의 건전성을 위협하는 주요 현상을 표 4.0-1의 PIRT 형태로 정리하면서, 규명된 일차계통 내 중대사고 주요현상을 대상으로 지식수준과 중요도를 평가하였다. 지식수준 항목은 상, 중, 하로 구분하여 “상”은 이해가 잘 되어있어 추가 연구가 급하지 않은 경우, “하”는 현상에 대해 전반적으로 지식이 부족한 경우로 앞으로 연구가 필요한 경우, “중”은 그 중간으로 정의하였다. 다만 국내와 국외의 지식수준이 차이가 있을 수 있으므로, 여기서는 국외의 수준을 기준으로 구분하였다. 중요도도 동일하게 상, 중, 하로 하였고, 사고대응과의 밀접성을 기준으로 정의하였다. 즉, “상”은 특정 현상이 사고 대응과 아주 밀접하게 연관되어 있다는 의미이고, “하”는 그 현상에 대한 이해의 정도가 사고 대응과는 크게 관련이 없다는 의미이다. 일부 현상에 대해서는 전문 위원들 사이에 지식수준과 중요도에 대해 의견이 갈리기도 해서, 이 경우는 투표를 통하거나 약간 보수적으로 의견을 조율하였다.

본 보고서를 통해 정리한 결과로부터 향후 연구를 위한 항목을 고른다면, 지식수준이 높지 않으면서 중요도는 높은 현상에 우선 순위를 둘 수 있다. 표 4.0-1에는 원자로 손상과 일차계통 경계손상의 원인으로 주요 현상을 정리하였고, 각 현상에 대해 지식수준과 중요도를 기술하였다. 중요도가 “상”으로 채택된 현상의 대부분은 원자로심의 건전성 상실과 관련된 현상보다는 하부반구에서의 용융물 냉각가능성과 연계되어 있다. 이는 원자로용기 하부반구의 건전성 유지가 사고관리와 밀접하게 연관되어 있기 때문으로 분석된다. 하부반구의 건전성을 유지하기 위해서는 하부반구에서의 모든 현상에 대한 연구, 즉 용융물 냉각가능성, 하부반구 가열 및 용발, 그리고 하부반구 파손 모드 등에 대한 연구가 필요하지만, 하부반구로 재배치된 용융물의 냉각에 관련된 현상이 규명된다면 다른 현상들은 큰 상관없이 자연스럽게 용기의 건전성을 유지할 수 있게 된다. 따라서 우선적인 연구 항목으로 원자로용기 하부반구에서의 용융물 냉각가능성이 제1안으로 언급되었다. 최근 유럽에서는 IVMR(In-vessel Melt retention)이라는 제목으로 용융물의 냉각가능성에 대한 실험/해석 프로젝트를 수행하고 있어, 상호 협력 및 자료 공유의 차원에서 추진할 수 있는 연구 항목으로 판단된다.

원자로심 건전성 상실과 관련된 여러 현상들은 표에서 보듯이 노심가열(피복재 산화) 외에는 하부반구에서의 현상보다 전반적인 지식수준은 낮다. 특히 노심이 손상되고 용융되어 재배치되면서 형성될 수 있는 용융물 풀 형성과 하부반구로의 재배치를 다루는 노심손상 후기거동은 가장 불확실성이 높은 분야이다. 이는 MAAP-MELCOR crosswalk 보고서에서 보듯이 대표적인 두 코드의 해석 결과가 큰 차이를 보이는 근본적인 원인이기도 하다. 그러나 이러한 현상을 잘 알고 취할 수 있는 사고관리 조치가 사고 대응에 얼마나 효과적인지는 결국 하부반구에서의 용융물 냉각가능성으로 결정되기 때문에 중요도 관점에서 “중”으로 평가받은 것으로 나타났다.

일차계통 경계 손상 관련해서는 고온고압에 기인한 증기발생기 세관 파손이 지식수준에서 “중”, 중요도에서 “상”으로 평가되었다. 파손 여부에 대한 불확실성이 높을 뿐 아니라, 증기발생기 세관이 파단되면 노심에서 방출된 핵분열생성물이 원자로건물을 우회하여 대기로 직접 방출되기 때문이다. 따라서 제2안으로 증기발생기 세관파손 관련하여 일차계통 내부에서의 자연순환, 2차 측 열수력 조건 및 세관의 물성치, 그리고 핵분열생성물 방출과 관련된 연구의 필요성이 언급되었다.

이외에도 사고 진행을 확인할 수 있는 척도 개발의 필요성이 제기되었다. 이는 적절한 사고관리 전략 수행을 위해 필요한 연구로, 현재 계측기를 이용하여 사고 상황을 파악하는 연구와 연관 지어 추진 여부를 검토할 필요성이 언급되었다. 또한 기존 원전의 급속감압능력 검토도 필요한 연구 내용으로 제시되었다.

일차계통 손상 단계	세부 손상 단계	주요 현상	지식 수준/ 중요도*	현안 및 중요성	사고관리 방안	규제관점 중요성	원자로건물 건전성 관점	핵분열생성물 거동 관점
원자로 손상	원자로심 건전성 상실	노심가열 (피복재 산화)	상/중	붕괴열, 노심냉각가능성 (재충수), 피복재산화, 산화열	증기발생기냉각운전, 냉각수주입	붕괴열 수준 및 FP 방출 평가, 산화열/수소생성량 평가	노심가열속도에 따른 영향	피복재파손, 방출량
		노심용융 (유로 막힘)	중/중	촛농현상 (candling), 유로 막힘	증기발생기냉각운전, 냉각수주입	수소농도 제한, 용융, 재배치 및 재고화에 따른 노심물질구성비	수소연소, 용융물조성비	피복재파손, 방출량
		노심 파편층/ 용융물 풀 형성	중/중	용융물의성장, 용융물 조성 형상, 냉각수로의 FP 용해 및 재증발	증기발생기냉각운전, 냉각수주입, 수소 감시	사용모델의 가정 및 불확실성, 고체파편 및 용융물풀 형성 양상, 노심용융진행을 막기 위한 냉각재 주입량, 유력력, 용융물형성모 델검증	수소방출, 용융물 조성 (FCI)	용융물풀 온도에 따른 FP 방출
		용융물 냉각가능성	하/중	재임계는 가능성 희박, 유로변형 이후의 충수주입효과, 일부 건전노심 에 순수물주입시 재임계 가능성	조기외벽냉각조치, 수소감시 및 제어	재충수 냉각효과 및 부작용 (재임계, 수소 및 FP 발생 등) 평가	재충수로인한 추가적인 수소 생성효과	재충수로인한 FP 제거효과
		용융물 재배치 (이송)	하/중	용융물 재배치전개(시점, 온도), 노심 용융 및 재배치 지연효과	증기발생기냉각운전, 냉각수주입	하반구에 재배치되는 용융물 형태/질량/열 하중 평가	노내 증기폭발 여부	없음
	원자로 상하부구조물 건전성 상실	용융물 냉각가능성	하/상	불확실한 용융물 형상, 불확실한 열전달기제, 재임계조건, 재임계에따 른 출력증가및용융가속화	감압, 냉각수 주입, 원자로공동충수	노내 냉각재에 의한 냉각효과 평가 (용융물 풀 상부 및 gap-cooling), 재임계가능성 평 가, 재충수 냉각효과 및 부작용(재임계, 수 소 및 FP 발생 등) 평가	추가적인 수소생성, 저압에서의 증기폭발가능성	재충수로인한 FP 제거효과
		하반반구 가열 및 용발 (ablation)	중/상	용융물층 초기형상, 증상화, 자연대류열전달, 열하중집중현상, 용융물층간열전달, 외벽냉각열전달	원자로용기외벽냉각, 용기내냉각수주입	열적파손기준에 따른 외벽냉각전력 성공 가능성 평가	없음	없음
		하반구 파손 모드	중/상	용융물 냉각여부, 외벽냉각 조건에서의 용기파손	감압, 원자로공동충수	종합적 파손모드를 고려한 하반구 건전성 평가	원자로건물건전성 초기조건 제시(온도/조성/방출물/방출량)	고압파손모드인경우 다량의 FP추가방출
		고압방출 (HPME)	상/하	격납건물 건전성 위협 여부, 파손크기, 방출량	감압(2MPa이하)	HPME 대처 완화 수단 및 안전등급의 감압설비 구비	원자로건물건전성위협, 수소생성	고압파손모드인경우 다량의 FP추가방출
		상부구조물 파손	상/하	노심손상지연효과 (열침원, 급속물질증가)	없음	구조물 하반구 재배치량 평가	용융물조성영향, 초기조건변화	
일차계통 경계손상	고온고압 기인 경계상실	증기발생기 세관 파손	중/상	고온고압환경에서의 자연순환, 물성 치 부재, 2차측조건, 핵분열생성물 방출	HPME 예방을 위한 일차계통 감압	고압 중대사고 시 증기발생기 세관 파손 확 률 평가, 증기발생기 입구 플레넘 혼합 평 가	수소 승증화 및 혼합에 의한 건전성 위협	방출기준 초과 가능
		밀립관/고온관 파손	상/하					
	초기사건 기인 경계상실	ISLOCA/SGTR	상/상	중대사고시 대기로의 FP 직접 방출	감압, 2차측 Feed&bleed	체크밸브 및 보조계통 건전성 보장	보조건물로의 방출	FP 초기방출
		PORV/배관 파손	상/중	PORV의 주기적 운전에 따른 고착	일반 LOCA와 동일	운전원 판단오류 배제	수소방출	FP 방출

\*중요도 판단근거: 사고대응과의 밀접성

표 4.0-1 일차계통 중대사고 현안 PIRT

## 제5장 결 론

일차계통 방호 관점에서의 중대사고 주요 현상을 관련 전문가의 도움을 받아 PIRT 형식으로 정리하였다. 크게 원자로용기와 그 외 일차계통 경계에서의 손상으로 구분하고, 각각에서 세부 손상단계를 정의하여 주요 현상과 지식수준 및 중요도, 현안 및 중요성, 사고관리방안, 규제관점에서의 중요성, 그리고 노내 손상 거동이 원자로건물과 핵분열생성물 거동에 미치는 현상 순서로 내용을 표 4.0-1로 정리하였다. 이 표는 일차계통에서의 중대사고 진행과정에 따른 주요 현상을 노심, 하부반구, 그리고 일차계통 경계에 따라 정리함으로써, 일목요연하게 사고현상과 그에 관련된 여러 관점을 제공해준다.

추후 필요한 연구 항목 선정을 위해 평가 항목 중에 지식수준 및 중요도를 추가하였고, 특히 중요도는 사고대응과의 밀접한 정도를 기준으로 상, 중, 하로 구분하였다. 국내 전문가들 사이의 논의와 투표를 통해 가장 시급한 연구 분야로 원자로용기 하부반구에서의 용융물 냉각 가능성이 도출되었다. 이 현상은 원자로용기 하부반구의 건전성과 가장 밀접하게 연관되어 있지만 그 중요성에 비하여 지식수준이 낮기 때문이다. 이외에도 일차계통 내에서의 고온고압 수증기로 인해 발생할 수 있는 증기발생기 세관파손이 중요하게 평가되었고, 이는 노심에서 발생된 핵분열생성물이 세관의 파손부위를 통해 일차계통을 거쳐 원자로건물 외부로 직접 방출되기 때문이다.

본 보고서는 일차계통의 건전성 상실 관점에서 중요하게 드러나는 주요 현상을 중심으로 작성되었다. 따라서 “중대사고 현상규명 및 대처체계 구축 로드맵 작성”이라는 제목을 만족하기 위해서는 보고서에 언급된 주요 현상에 대한 정확한 지식수준과 중요도에 대한 전문가들의 공감의 필요하며, 이를 바탕으로 국내외 연구 현황 및 협력 방안을 고려한 좀 더 구체적인 연구 내용과 수행 일정 등이 제안되고 보완되어야 한다.

## 제6장 참고문헌

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

- TEPCO 웹사이트, [www.tepco.co.jp](http://www.tepco.co.jp)
- 한국원자력학회 후쿠시마위원회, “후쿠시마 원전 사고 분석 - 사고내용, 결과, 원인 및 교훈,” 한국원자력학회, 2013년 3월.
- Agreement on the OECD RASPLAV Project to Investigate Molten Reactor Fuel-Lower Pressure Vessel Head Interaction, Nuclear Energy Agency, OECD, April 1, 1994.
- Agreement on the second Phase of the OECD RASPLAV Project, Nuclear Energy Agency, OECD, July 1997.
- Agreement on the OECD MASCA Project : A Project to Investigate Chemical and Fission Product Effects on the Thermal Loadings Imposed on the Reactor Vessel by a Convective Corium Pool during a Severe Accident, OECD/NEA, July 2000.
- 박래준 외, "원자로용기 외벽냉각시 노심용융물 거동 분석(OECD RASPLAV 프로젝트의 제 1단계 연구결과 고찰)", KAERI/TR-1026/98, 한국원자력연구소, 1998년 4월
- 박래준 외, 원자로용기 외벽냉각시 노심용융물 거동 분석(OECD RASPLAV 프로젝트의 제 2단계 연구결과 고찰), KAERI/AR-569/2001, 한국원자력연구소, 2001년 4월.
- RRC KI, Main Results of the MASCA1 and MASCA2 Projects, November 2006
- J. M. Bonnet and C. Villiermaux, BALI-Metal Test Reports: Focussing Effect Investigation" SETEX/LTEM/01-263, July 2001.
- S. Globe and D. Dropkin, Natural Convection Heat Transfer in Liquids Confined by Two Horizontal Plates and Heated From Below, J. Heat Transfer 97, 1959.
- J. W. Park et al., Assessment of In-Vessel Core Debris Coolability for the APR1400 Design, KHNP, December 2001.
- H. Esmaili et al., Analysis of In-Vessel Retention and Ex-Vessel Fuel Coolant Interaction for AP1000, NUREG/CR-6849, August 2004.
- J. L. Rempe et al., Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis, NUREG/CR-5642, 1993.
- D. A. McArthur and P. K. Mast, TRAN B-1: Experimental Investigation of Fuel Crust Stability on Surfaces of an Annular Flow Channel, NUREG/CR-3484, 1984.
- L. E. Anderson et al., Effects of a Hypothetical Core Melt Accident on a PWR Vessel with Top-Entry Instruments," IDCOR Program Technical Report 15.2a, June 1983.
- G. L. Thinnies, TIM-2 Lower Head Creep Rupture Analysis," EGG-TMI-8133, August 1988.
- F. B. Cheung, J. Yang, M. B. Dizon, J. L. Rempe, K. Y. Suh, and S. B. Kim, On the Enhancement of External Reactor Vessel Cooling of High-Power



- Reactors, NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- J. Yang, F. B. Cheung, J. L. Rempe, K. Y. Suh, and S. B. Kim, Downward Facing Boiling and Steam Venting under Simulated ERVC Conditions, NUTHOS-6, Nara, Japan, October 4-8, 2004.
  - S. Rouge, I. Do, and G. Geffraye, Reactor Vessel External Cooling for Corium Retention SULTAN Experimental Program and Modeling with CATHARE Code, Workshop Proceedings on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability, NEA/CSNI/R(98)18, Garching, Germany, March 3-6, 1998.
  - T.G. Theofanous and S. Syri, The Coolability Limits of a Reactor Pressure Vessel Lower Head, Nuclear Engineering and Design, Vol.169, pp.59-76, 1997.
  - J. H. Scobel, T. G. Theofanous, and L. E. Conway, In-Vessel Retention of Molten Core Debris in the Wastingshouse AP1000 Advanced Passive PWR, Proceedings of ICAPP'02, Hollywood, Florida, USA, June 9-13, 2002.
  - T. N. Dinh, J. P. Tu, T. Salmassi, and T. G. Theofanous, Limits of Coolability in the AP1000-Related ULPU-2400 Configuration V Facility, NURETH-10, Seoul, Korea, Oct. 5-9, 2003.
  - T. N. Dinh, J. P. Tu, and T. G. Theofanous, Two-Phase Natural Circulation Flow in AP-1000 In-Vessel Retention-Related ULPU-V Facility Experiments, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004.
  - Y. H. Jeong, S. H. Chang, and W. P. Baek, CHF Experiments on the Reactor Vessel Wall using 2-D Slice Test Section, NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
  - ERVCS 최종 설계입력자료 및 설계방안 송부, NKD/ND-0166M, 전력연구원, Mar. 16, 2001
  - Richard et. al., In-Vessel Core Retention: Some Results on the Dual Strategy, Proceeding of the 7th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-7), Tokyo, Japan, April 19 - 23, 1999.
  - Wright et al. Enhanced In-Vessel Core Retention System for Severe Accident Management, Proceeding of the 8th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-8), Baltimore, USA, April 2 - 6, 2000.
  - Baron et al., Conceptual Design of a Metallic In-Vessel Core Catcher, Proceeding of the 8th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-8), Baltimore, USA, April 2 - 6, 2000.
  - Rempe et al., Development of An Enhanced In-Vessel Core Catcher for Improving In-Vessel Retention Margins, The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10), Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
  - Kang et al., Simulant Melt Experiments on Performance of the In-Vessel Core Catcher, Nuclear Engineering and Design 237, pp. 1803 ~ 1813, 2007.

- M. Amblard et al., ANAIS Experiment: Consequences of Water Injection on a Molten Metal Layer in the Lower Head, Proceedings of NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- B. R. Sehgal et al., Experiments on In-Vessel Melt Coolability in the EC-FOREVER Program, Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, USA, June 13-17, 2004.
- M. T. Farmer et al., Status of the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratory, Proceedings of ICAPP '05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005.
- G. A. Green et al., Film Boiling of R-11 on Liquid Metal Surfaces, Proceedings of IHTC-8, San Francisco, USA, August 1986.
- S. V. Bechta et al., Water Boiling on the Corium Melt Surface under VVER Severe Accident Conditions, Nuclear Engineering and Design 195, 2000.
- K. H. Kang et al., "Experimental Study on the Boiling Heat Removal at the Upper Surface of the Metallic Layer during the Late-Phase Coolant Injection," The 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-12), Pittsburgh, Pennsylvania, USA, September 30 ~ October 4, 2007.
- K. Trambauer et al., In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix, CSNI, October, 2000, NEA/CSNI/R(2000)21.
- R. W. Wright, Current Status of Core Degradation and Melt Progression in Severe LWR Accidents, Advances in Nuclear Science and Technology, vol. 24, Springer, NY., 1996.