



일본 미하마 원전 3호기 복수 배관 파단 사고 분석

강기식

IAEA 원자력발전국 수명관리 담당관



사고 배경 및 현황

일본 후쿠이현에 위치하고 있는 미하마 발전소 부지에는 <그림 1>과 같이 가압 경수로형 원자로 1호기 340MWe, 2호기 500 MWe 및 3호기 826Mwe이 각각 운전되고 있다.

2004년 8월 9일 15시 28분 미하마 3호기(설계자: MHI, PWR)가 100% 정격 출력으로 운전중 터빈 빌딩 2층 천정에 설치된 구경 56cm의 복수 배관이 파단되어, 증

기발생기 3호기 유량 불일치(급수량과 증기량) 경보 신호가 발생하여 원자로가 자동적으로 고온 정지되었고, 2004년 8월 9일 23시 45분에 원자로가 안전하게 저온 정지 상태로 유지되었다.

누출된 물질은 방사성 물질이 포함되지 않는 일반 증기 및 급수이므로 일반 산업 재해로 분류되어 사고 범주 +0에 해당한다.

그러나 파단 부위에서 고온의 증기 누출로 인하여 터빈 빌딩의 이층에서 근무하고 있던 하도급 직원 11명 중 5명은 화상에 의하여 사망, 5명이 병원에서 치료중으로, 인명 피해가 심각하고 형사 처벌의 가능성으로 인하여 사고가 일어난 터빈 빌딩 2층은 일반인의 접근이 불가능한 상태에서 경찰이 전문가의 도움으로 조사중에 있다.

왜 어처구니 없이 이러한 사고가 발생하였을까? 기술적인 잘못인지 아니면 안전 문화를 중시하지 않는 경영자의 관리 부족인지?

일본같이 세계 최고의 안전 수준을 자랑하는 나라에서 전 근대적인 사고가 발생하여 다수의 인명이 사망하였다는 것이 도무지 이해가 되지 않는 부분이다.

유사한 부식 및 감식에 의한 배관 파단 사고는 1962년 미국 Dresden 원전, 1986년 미국 Surry 2호기 엘브 파단 사고 및 1990년 핀란드의 Lovisa # 1 원전의 급수 펌프 토출측에 설치된 체크 밸브의 하단에서 배관 파단 사고가 발생하였고, 2004년 8월에는 안전 제일을 자랑하는 일본 원전에서 유사한 사고가 발생하였다.

경영 관리적인 측면에서 보면 발전소를 설계한 Mitsubishi Heavy Industry(MHI)는 4년 전에 문제가 있을 것으로 생각하고 발전소 운영사인 관서전력에 통보를 하였고, 일부 발전소에서는 문제의 배관(카본 스틸)을 스테인리스 재질로 변경하였으며, 발전소 운영사인 관서전력도 사고가 나기 최소한 몇 달 전

에는 감식과 부식(Erosion and Corrosion)으로 인한 배관의 감육 현상이 문제가 된다는 사실을 알았을 것으로 추정된다고 일본 언론에서는 보도하고 있다.

물론 관서전력에서는 강력하게 부인하고 있지만 만약 알고 있었다면 형사상의 책임을 면치 못할 것이다.

또한 발전소의 안전은 운영사에 있다는 기본적인 책임을 망각하고, 자회사에게 배관 감육 현상의 검사를 일임하고 적절한 감독을 수행치 않은 것도 안전을 책임지고 있는 발전소의 관리 부실로 추정된다.

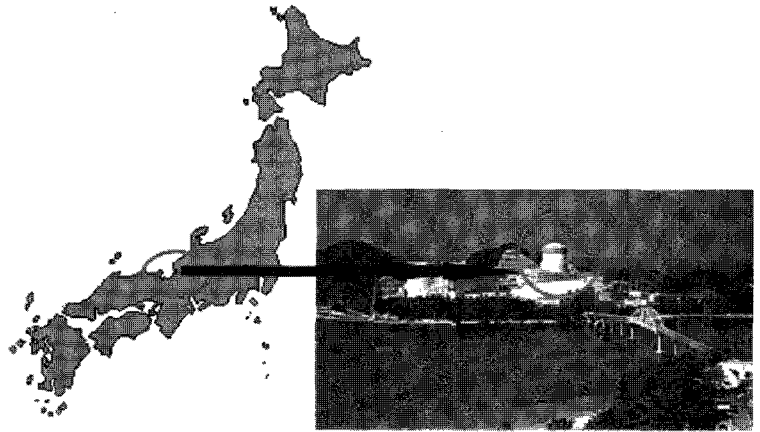
본 논문에서는 일본의 미하마 원전 3호기의 기술적인 부분을 분석하고, 20년 전 미국 Surry 2호기 원전의 급수 배관 엘보 파단 사고와 비교 분석하여 공통점과 다른 점을 제시하고자 한다.

또한 관리상의 문제점으로 발전소 운영사와 작업을 수행하는 하도급 업체가 가지는 책임 범위와 한계 등에 관한 기술지침서를 소개하고자 한다.

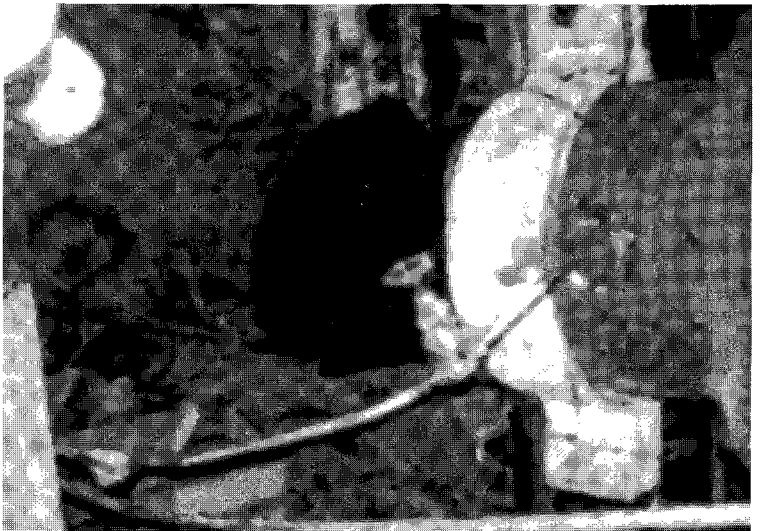
복수 배관 파단 사고의 기술적인 문제점 분석

1. 사고 경위

1996년까지는 배관 감육의 정기 검사를 위하여 MHI에서 작업을 수행하였으나, 1997년부터는 관서전력의 자회사인 Japan Arm Co



〈그림 1〉 미하마 원자력 발전소 전경



〈그림 2〉 파단된 56cm 복수 배관 모습

mpany 에서 정기 검사 작업을 하였다.

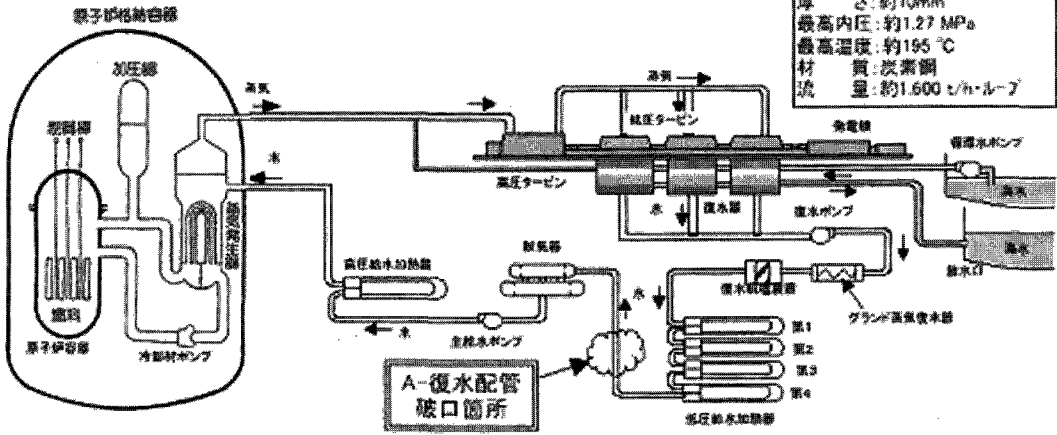
당시 터빈 빌딩에서는 8월 14일부터 시작될 제 21차 정기 검사를 위하여 221명의 작업자들이 작업중이었다.

발전소는 100% 정격 출력중 주

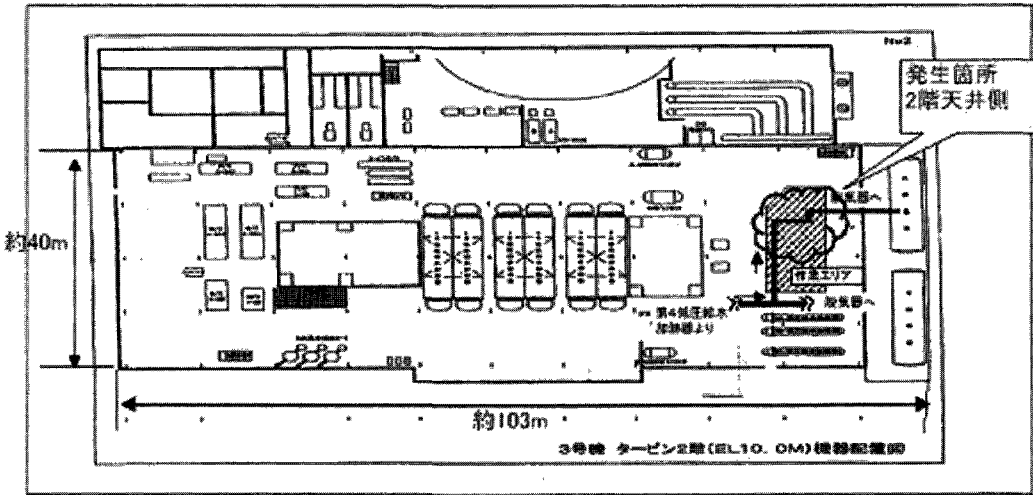
제어실에서 15시 22분 터빈 건물에서 화재 경보 후, 15시 27분 화재를 확인하기 위하여 발전소 운전원이 터빈 빌딩 2층의 방문시 작업자가 승강기 입구에 화상을 입은 채 쓰러져 있는 것을 보고 앰블런스를 요청하여 11명을 지역 병원으로 후송, 4



機路系統圖



〔復水配管〕
 外径: 約560mm
 厚さ: 約10mm
 最高内圧: 約1.27 MPa
 最高温度: 約195 °C
 材質: 炭素鋼
 流量: 約1,600 t/h-ループ



タービン2階面(天井側)の写真(8月9日17:30撮影)

〈그림 3〉 마하마 3호기 배관 파단 사고 부위 및 터빈 건물 2층 상세도

명은 8월 9일 당일 사망하였고 8월 25일 사망 1명이 추가되어 작업자 5명이 사망하고, 5명이 병원에서 입원 가료중이며, 1명은 퇴원하였다.

사고 당시 파단 배관의 주변에 작업중인 11명의 작업자가 누출된 800여톤의 뜨거운 증기와 물에 의하여 심각한 화상을 입었다.

발전소는 증기발생기의 수위 저하로 인하여 보조 급수 펌프가 가동되었고 3대의 급수 펌프중 터빈에 의하여 구동되는 펌프는 밸브의 정렬 불량으로 가동되지 못하고, 두대의 모터 구동 펌프에 의하여 증기발생기의 수위가 유지되었다. 발전소는 고온 정지 상태에서 당일 23시 45분 상온 정지 상태로 안전하

게 정지되었다.

2. 시간대별 사고 현황

2004년 8월 9일 마하마 3호기는 전출력으로 운전중 아래와 같은 순서에 의하여 사고가 발생하였다.

- 15:22 : 화재 경보 발생
- 15:26 : 비상 출력 감발 실시
- 15:28 : 원자로 유량 불일치로

발전소 정지됨

- 15:35 : 발전소 고온 정지 상태
- 17:30 : 4번 저압 급수가열기와 탈기기 사이의 배관 파단을 발견
- 23:30 : 원자로 저온 정지 상태 시작
- 23:45 : 원자로 저온 정지 상태 완료

배관이 파단 되기 전 증후를 나타내는 운전 인자의 변화도 없었으며, 배관의 파단 후 파단된 A 라인의 복수는 급격하게 증가되고 B 라인은 급격하게 복수 유량이 감소되었고, 15시 25분부터 탈기기의 수위가 급격하게 감소되었고 약 800톤의 복수가 터빈 빌딩으로 방출된 것으로 계산되었다.

3. 2차 계통 배관에 대한

관서전력 배관 감육 검사 절차

1986년 미국의 Surry 원전의 18 inch 급수 배관 엘보 파단 사고 후 일본에서는 2차 배관에 대한 지침서를 개발하기 시작하였다.

1990년 지침서의 개발이 완료되어, ASME XI의 서브센션 IWX와 EPRI에서 개발된 코드와 비교하여 검증 작업을 완료하였다.

검증이 완료된 2차 배관의 감육에 관한 지침서가 관서전력에서 내부 표준으로 시행되고 있었다.

- 검사 범위 : 2차 계통의 탄소강 배관은 검사를 수행한다. 그러나 계측기 배관과 같이 소구경 배관

<표 1> Lr(o)을 계산하기 위하여 사용된 Wr(o)1

단위 : 104mm/h

증기의 함유량 (%)	유속 (m/sec)	온도 ²			
		100 - 150	150- 200	200-250	≥ 250
이상류로 증가가 15% 이상인 경우	<30	0.30 ²⁾	0.35		
	30- 50		1.15		
	≥50				
이상류로 증가가 5~15% 사이 경우	<30		0.35		
	30-50		1.15		
	≥50				
이상류로 증가가 5% 보다 작은 경우 (배수라인 포함)	<30		0.35		
	30-50		1.15		
	≥50				
단상류인 경우	<3	0.45		0.30 ³⁾	
	3-5				
	≥6				

- 1) 제어 밸브의 하단부 : 제시된 Wr(o)의 값에 5를 곱함
 볼 타입 체크 밸브의 하단부 : 제시된 Wr(o)의 값에 2를 곱함
- 2) 제어 밸브의 하단부에만 적용됨
- 3) 제어 밸브와 체크 밸브의 하단에만 적용됨

<표 2> 배관 두께 설계표

계산 인자	기호	단위	설정치
최고 압력	P	kg/cm ²	13.0
외경	Do	mm	558.8
허용 압력	s	kg/cm ²	10.5 (195C)
재료			SB 2
응력 제거 유무	O, X		X
방사성 검사 유무	O, X		X
효율	η		0.73
재료와 온도의 상관 관계	k		0.4
부가 계수	a		0
①	200 * s * η		1533.00
②	2 k * P		10.4
③	t		4.7
④	공차		0.7
사용된 배관의 두께	mm	10.0- 0.7 = 9.3	

- 계산상 필요한 두께 = 4.7 mm
- 사용된 배관의 두께 = 9.3 mm

〈표 3〉 관서전력(주)의 2차 계통 탈기기에 연결되는 배관의 비확인 검사 부위

발전소	비확인 검사 부위	조치 사항
미하마 3호기	탈기기에 연결되는 급수 배관(오리피스 하단)	발전소 정지
타카하마 1호기	탈기기에 연결되는 급수 배관(오리피스 하단)	기기 작동 중지
오히 3호기	탈기기에 연결되는 급수 배관(제어 밸브의 하단)	발전소 정지
오히 4호기	탈기기에 연결되는 급수 배관(제어 밸브의 하단)	발전소 정지

은 검사 범위에서 제외한다.

- 검사 방법 : JIS Z 2355 「초음파 탐상 검사의 의한 배관의 두께 측정」 기준에 의하여 배관의 두께를 측정
- 검사 대상
 - 검사 배관
 - 2상 유동 배관 : 증기 함유율이 5%보다 크고 유체의 온도가 150~250℃, 그러나 증기 함유율이 5%보다 작더라도, 온도가 150℃보다 크다면 검사 범위에 포함시킨다
 - 단상 유동 배관 : 배관의 온도가 100~200℃
 - 제어 밸브, 체크 밸브 하단 부분 : 배관 온도가 100~200℃
 - 검사 부위
 - 유체 질량 유동에 의한 난류 현상이 발생하는 배관 부위
 - 제어 밸브, 체크 밸브 하단 부분 (배관 크기의 2배되는 거리 부분을 검사 부위로 지정)
 - 기타: 배관 감육 현상이 발생치 않는다고 고려된 배관은 10년 단위로 25%를 선정하여 유체의 난류 현상이 발생하는 부위를 검사

- 검사 빈도
 - 각 검사 부위의 최소 배관 두께를 결정하기 위하여 잔여 수명 기간을 계산하고 전여 수명 기간이 도달하기 최소한 2년 전 검사를 수행
 - 검사 결과를 이용하여 잔여 수명 기간을 재계산하고, 재계산된 잔여 수명 기간이 도달하기 최소한 2년 전 검사를 수행.
- 조치 사항
 - 검사 결과 잔여 수명 기간이 2년보다 적게 남은 경우, 교체 계획을 수립하고 내부식성 재질을 이용한 배관으로 교체

사건 발생 후 관서전력은 문제가 되는 배관의 재질을 Low Alloy [Cr/Mo] 혹은 Stainless Steel로 교체하고, 또한 배관의 윤곽을 변경하여 유체의 질량 유동에 의한 사고 발생 요인을 최소화하는 동시에 현재 수행하고 있는 수처리 방안을 적용한 산소, 고Ph 및 AVT 방법을 검토하고 있다.

4. 배관의 잔여 수명 계산 방법

관서전력은 배관의 잔여 수명을 아래의 공식을 이용하여 계산한다.

$$Lr(0) = \{T(no) - (\text{minus tolerance}) - T(nr)\} / Wr(0) - H$$

- Lr(0) : 잔여 수명(시간)
- T(no) 배관 두께(mm)
- T(nr) : 필요한 배관의 두께(mm)
- Wr(0) : 초기 감육 비율 (mm/hr)
- H : 운전 시간

5. 내경이 600mm 이하의 경우 급수 및 복수 배관 두께 계산 방법

사고 배관의 두께를 산정하기 위하여 아래의 공식을 설계시 사용하여 〈표 2〉와 같이 계산하였다.

$$T = [P * Do / \{ 200 s * \eta * + 2 k * P \}] + \alpha$$

결론적으로 설계적인 측면을 검토한 결과 초기 설정된 배관은 충분한 두께를 유지하고 있다.

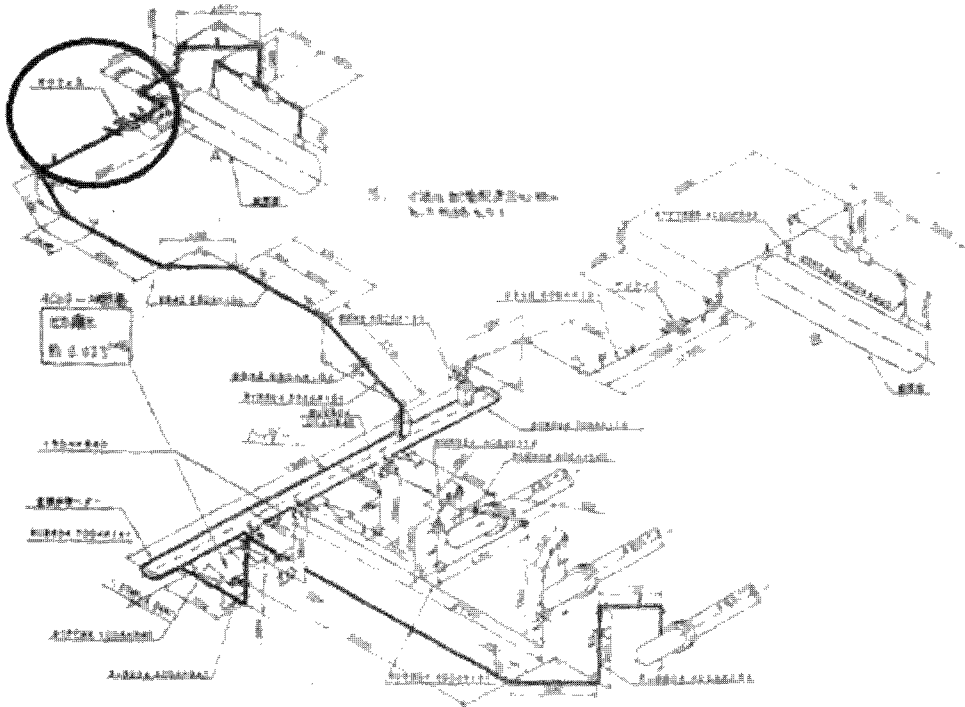
6. 관서전력의 배관 검사 실적

관서전력에서는 파단된 배관을 지침서에 의해서 검사, 관리하여야 함에도 불구하고, 190,000 시간을 운전한 사고 전까지 검사한 적이 없는 것으로 밝혀졌다.

관서전력에서 운영하는 11개 원전의 증기발생기와 2차 계통에 연결되는 배관의 검사 부위는 43,183 개소로 알려졌다.

검사 부위에서 빠진 부분은 미하마 3호기에 1개소, 그리고 다른 원

美浜3号機 復水配管スケルトン図(第4低圧給水加熱器~脱気器)

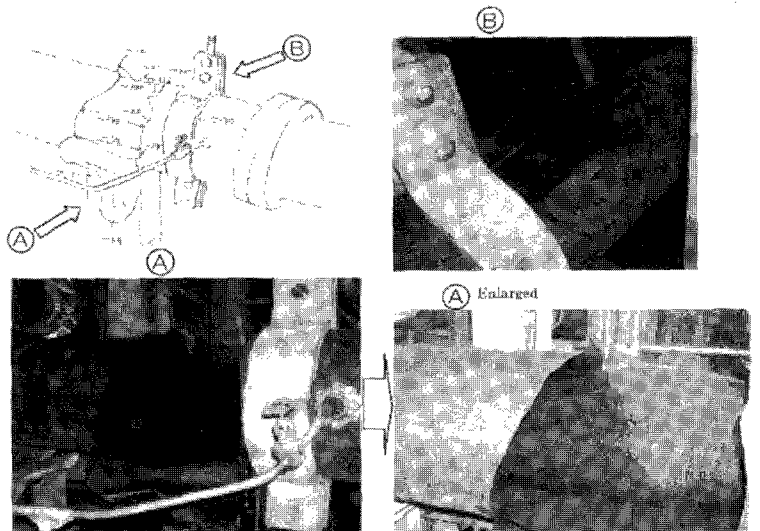


〈그림 4〉 배관 파단 사고 부위의 ISO 도면

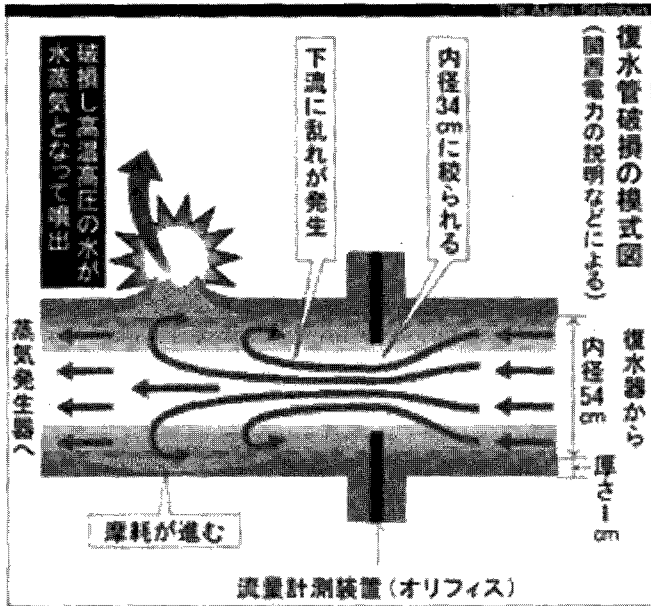
전의 3개소로 전부 4개 부위가 배관 검사 부위에서 누락되었다.

또한 검사 결과 11개소는 배관의 건전성 검사는 행하여졌으나 직접적인 배관의 감육 현상 검사는 누락된 것으로 검사 결과 밝혀졌다.

상기 수치에서 보여 주는 바와 같이 43,183개소의 검사 부위중 4개 부분(〈표 3〉 참조)이 검사에 누락되어 백분율로는 0.0001 정도의 확률에 의하여 파단 사고가 발생하여 5명의 인명의 죽음을 당하고 6명의 인원이 부상을 당하는 사고를 당하였다는 것은 우연의 일치로는 너무 참혹한 현상이다.



〈그림 5〉 파손된 배관의 단면도



〈그림 6〉 파손 배관의 Thermal stripping 현상

7. 일본 규제 기관의 조사 결과

일본 규제 기관인 Nuclear and Industrial Safety Agency(NISA)의 검사에 의하면, 파손된 급수 배관은 부식과 침식에 의한 배관 감육이 사고의 주원인이지만, 갑자기 배관이 파손된 것은 급수량을 측정하기 위해 설치된 오리피스 하단의 배관에서 유체의 Thermal Stripping 현상에 의하여 배관이 급격하게 파손된 것으로 추정된다(〈그림 6〉 참조).

발전소의 기술 지침에 따르면 파손된 부분의 배관은 발전소 수명 기간 중에 정기적으로 검사하도록 명시되어 있다. 그러나 검사가 전혀

행하여지지 않았다는 것이 밝혀졌다.

검사치 않은 주된 이유는 Maintenance System에 등록이 되어 있지 않은 것으로 나타났다.

현재 배관 파단 표면 분석, 유량 분석, 감육 현상 분석, 파단 모의 현상 분석 등을 실시하고 있다.

사고가 발생한 8월 9일 Minister of Economy, Trade and Industry(METI)는 현장 조사 사무실을 설치하고 NISA는 8월 10일 2004, METI와 함께 NISA는 발전소 현장을 방문하고 또한 2명의 전문가를 미하마 3호기에 파견하여 배관 감육 현상의 조사를 지시

하였다.

또한 원자로안전 및 산업안전위원회를 중심으로 조사위원회를 구성하였으며 NISA는 다른 4개의 원전 사업자(Hokkaido, Shikoku, Kyuushu, Japan Atomic Power Company)에게 일주일 이내 감육 현상 조사를 지시하고 800MWe 이상의 화력 발전소는 1개월 이내 배관 감육 현상 조사를 지시하였다.

미하마 3 원전과 미국 Surry 2 원전에서 발생한 배관 파단 사고

역사는 반복한다는 말과 같이 정말 많은 유사한 점을 발견할 수 있다. 〈표 3〉은 사고가 난 발전소의 유사점과 다른 점을 기술적인 관점에서 분석하였다.

◎ 유사한 점

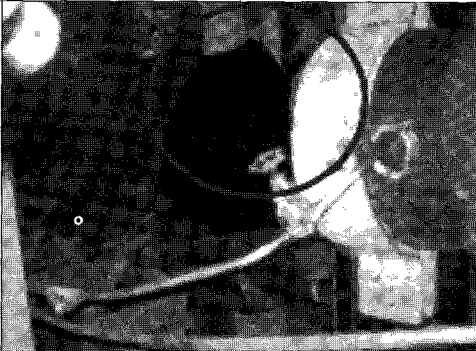
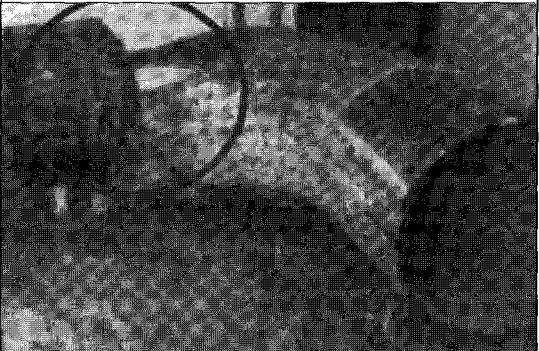
- 2차 계통의 단상수 계통에서 운전중 사고가 발생
- 파손된 배관의 재질이 탄소강이고 또한 내경·배관의 두께, 배관의 크기가 유사
- 파손 부위는 미하마 3호기는 오리피스 하단에서 파단 사고가 발생하였고 Surry 2 호기는 엘보 부분에서 파단 사고가 발생, 유체가 유동하는 배관에서 사고가 발생
- 배관 파단시 수질 관리 조건(용존 산소, Ph) 등 비슷

◎ 상이한 점

- 미하마 3호기의 발전소 운전 시간은 190,000시간인데 비하여

〈표 3〉 미하마 3호기와 Surry 2호기의 사고 현황 분석

항목	미하마 3호기	Surry 2 호기																																							
사고 내용	2004년 8월 9일 오후 3시 22분	1986년 12월 9일 오후 2시 20분																																							
발전소 운전	PWR, MHI 제작, 출력 826MWe, 1976년 2월 상업 운전 시작	PWR, WH 제작, 출력 811Mwe, 1978년 5월 상업 운전 시작																																							
사고 발생 부위	탈기기 입구와 복수 배관 2차 계통의 저압 급수 가열기 출구에 설치되어 있는 유량 측정 오리피스 하단부에서 발생 (구경 22 인치)	급수 펌프 입구 배관 급수 펌프와 고온 급수 가열기 사이의 분기점에 있는 엘보에서 발생 (구경 18 인치)																																							
사고 발생 장소	터빈 빌딩 2층 천정	터빈 빌딩 1층																																							
사고 상황	정격 출력 운전중 아래의 순서로 사고가 발생	정격 출력 운전중 아래의 순서로 사고가 발생																																							
	<table border="1"> <tr><td>8/9 15:22</td><td>화재 경보가 발생</td></tr> <tr><td>15:26</td><td>긴급 부하 감발</td></tr> <tr><td>15:28</td><td>A/B 주급수 펌프 Trip</td></tr> <tr><td>15:28</td><td>A/B 모터 구동 보조 급수 펌프 기동</td></tr> <tr><td>15:28</td><td>C 주급수 펌프 기동</td></tr> <tr><td>15:28</td><td>원자로 Trip</td></tr> <tr><td>15:28</td><td>터빈 구동 보조 급수 펌프 자동 기동</td></tr> <tr><td>15:31</td><td>C 주급수 펌프 Trip</td></tr> <tr><td>16:05</td><td>주증기 차단 밸브 작동</td></tr> <tr><td>16:26</td><td>주급수 제어 밸브 작동</td></tr> <tr><td>16:55</td><td>증기발생기 힘의 수위 정상 복귀</td></tr> <tr><td>23:45</td><td>원자로 저온 정지 상태 완료</td></tr> </table>	8/9 15:22	화재 경보가 발생	15:26	긴급 부하 감발	15:28	A/B 주급수 펌프 Trip	15:28	A/B 모터 구동 보조 급수 펌프 기동	15:28	C 주급수 펌프 기동	15:28	원자로 Trip	15:28	터빈 구동 보조 급수 펌프 자동 기동	15:31	C 주급수 펌프 Trip	16:05	주증기 차단 밸브 작동	16:26	주급수 제어 밸브 작동	16:55	증기발생기 힘의 수위 정상 복귀	23:45	원자로 저온 정지 상태 완료	<table border="1"> <tr><td>12/9 14:20</td><td>제어 공기 입력 저하 경보 - 주증기 차단 밸브 압력 저하로 인하여 밸브 작동</td></tr> <tr><td rowspan="3">약 3초 후</td><td>증기발생기 수위 저-저</td></tr> <tr><td>원자로 비상 정지, 보조 급수 펌프 작동</td></tr> <tr><td>터빈 정지, 증기발생기 수위 회복</td></tr> <tr><td>약 35초 후</td><td>발전기 비상 정지</td></tr> <tr><td>약 45초 후</td><td>급수 펌프 흡입부 배관 파손</td></tr> <tr><td>약 67 ~ 83초 후</td><td>A / B 주급수 펌프 Trip</td></tr> <tr><td>12/10 2:00</td><td>RHR에 의하여 냉각 개시</td></tr> <tr><td>7:03</td><td>상온 정지 완료 개시</td></tr> </table>	12/9 14:20	제어 공기 입력 저하 경보 - 주증기 차단 밸브 압력 저하로 인하여 밸브 작동	약 3초 후	증기발생기 수위 저-저	원자로 비상 정지, 보조 급수 펌프 작동	터빈 정지, 증기발생기 수위 회복	약 35초 후	발전기 비상 정지	약 45초 후	급수 펌프 흡입부 배관 파손	약 67 ~ 83초 후	A / B 주급수 펌프 Trip	12/10 2:00	RHR에 의하여 냉각 개시	7:03
8/9 15:22	화재 경보가 발생																																								
15:26	긴급 부하 감발																																								
15:28	A/B 주급수 펌프 Trip																																								
15:28	A/B 모터 구동 보조 급수 펌프 기동																																								
15:28	C 주급수 펌프 기동																																								
15:28	원자로 Trip																																								
15:28	터빈 구동 보조 급수 펌프 자동 기동																																								
15:31	C 주급수 펌프 Trip																																								
16:05	주증기 차단 밸브 작동																																								
16:26	주급수 제어 밸브 작동																																								
16:55	증기발생기 힘의 수위 정상 복귀																																								
23:45	원자로 저온 정지 상태 완료																																								
12/9 14:20	제어 공기 입력 저하 경보 - 주증기 차단 밸브 압력 저하로 인하여 밸브 작동																																								
약 3초 후	증기발생기 수위 저-저																																								
	원자로 비상 정지, 보조 급수 펌프 작동																																								
	터빈 정지, 증기발생기 수위 회복																																								
약 35초 후	발전기 비상 정지																																								
약 45초 후	급수 펌프 흡입부 배관 파손																																								
약 67 ~ 83초 후	A / B 주급수 펌프 Trip																																								
12/10 2:00	RHR에 의하여 냉각 개시																																								
7:03	상온 정지 완료 개시																																								
주요 인자	<ol style="list-style-type: none"> 오리피스 하단의 배관 <ul style="list-style-type: none"> 배관 재료 : JISG3102 SB42 구경 : 560 mm. 두께 : 10mm 100% 출력시 유체 조건 <ul style="list-style-type: none"> 압력 : 10 kg/cm² 온도 : 섭씨 142 도 유량 : 1700톤/시간 유속 : 약 2.2 m/s 사고시까지 운전 시간 <ul style="list-style-type: none"> 190,000시간 수질 <ul style="list-style-type: none"> Ph : 8.6 ~ 9.3 용존 산소 : 5ppb 미만 수질 관리 <p>1976 ~ 88 : AVT 처리 1988 ~ 96 : 봉산 주입 + AVT 처리 1996 ~ 97 : AVT 처리 1997 ~ : ETA 처리 + AVT 처리</p>	<ol style="list-style-type: none"> 급수 펌프 입구 배관 <ul style="list-style-type: none"> 배관 재료 : ASTM A-106Gr 구경 : 450 mm. 두께 : 12.7mm 100% 출력시 유체 조건 <ul style="list-style-type: none"> 압력 : 25.8 kg/cm² 온도 : 섭씨 190도 유량 : 2826톤/시간 유속 : 약 5.2 m/s 사고시 까지 운전시간 <ul style="list-style-type: none"> 76,600 시간 수질 <ul style="list-style-type: none"> Ph : 8.8 ? 9.2 용존산소 : 4ppb 미만 수질관리 <p>1972- 77 : 인산염 처리 1978- 80 : 모르포린 주입 1980 : AVT 처리 1997 - : ETA 처리 + AVT 처리</p>																																							

항목	미하마 3호기	Surry 2 호기
파손위치 및 상황	파손 위치 : 우량계 오리피스 하단 파손 상황 : 부분적으로 파손되고 완전히 배관이 파손되지는 않음	<ul style="list-style-type: none"> ● 파손위치 : 고압 급수 가열기와 급수 펌프 중간의 분기점 엘보에서 발생 ● 파손 상황 : 원주 방향으로 전체가 파손되고 B 트레인 배관과 파손된 부분이 충돌
사고 원인	현재 정확한 원인을 조사중이며, 경찰에서 사고 발생부근의 출입을 통제하여 허락된 검사관만 접근, 원인을 조사중	<ul style="list-style-type: none"> ● 감식과 부식으로 인하여 엘보 부근이 감육된 상태에서 증기발생기의 주 차단 밸브가 작동되어 원자로 비상 정지 후 과도한 압력 상승으로 (30kg/cm²의 압력이 40kg.cm²으로 상승) 감육된 부위의 엘보가 파단됨 ● 엘보의 감육 원인은 배관의 위치, 수질 관리, 배관의 재질, 온도, 유체의 유속 등 복합적인 요인인 및 Surry 원전은 초기 운전시 수질 관리의 문제점이 발견되어 감식을 추진하였으며, 단상 유동 배관에 대한 적절한 수질 관리가 행하여지지 않았음이 주요한 요인으로 밝혀졌다.
파단 배관의 단면		

Surry 2호기의 경우 76,600시간으로 상대적 짧은 운전 시간에 배관 파단 사고가 발생 (Surry 원전의 배관 감육 속도가 상대적으로 큰 것을 알 수 있음)

- 미하마 3호기는 오리피스 하단에서 파단 사고가 발생하였고, Surry 2호기는 급수 배관의 분기점인 엘보 부분에서 파단 사고가 발생하여 파손 부위가 다르다

- 미하마 3호기의 배관 파단은 부

분적으로 파단되었지만 Surry 2호기는 엘보 부분이 완전히 파단되어 Whipping force에 의하여 주변의 다른 배관을 손상을 입힘.

- 미하마 3호기는 파단시 유체의 온도는 섭씨 142도, 압력 10kg·cm², 유속은 2.2 m/s인데 반하여, Surry 2호기는 온도 섭씨 192도, 압력 25.7kg·cm², 유속은 5.2 m/s로 배관의 감육 현상에 가장 중요한 압력과 유속이 다른 것을 알

수 있다.

보다 자세한 내용은 <표 4>에서 재질의 특성, 운전 조건등을 분류하고 분석하였다.

국제원자력기구 조치 사항

필자가 근무하고 있는 IAEA 원자력발전국에서는 사고의 중대성을 인식하고, 단순히 일회적인 방법으로 배관 감육 현상을 처리하지 않

고, 단기적·중기적으로 처리하고자 추진하고 있다.

단기적인 방법으로는 2005년 2월 말(2월 28일에서 3월 5일 사이) 국제원자력기구에서 비공개 회의를 추진할 예정이다.

경수로 및 중수로에서 문제가 되고 있는 아래의 항목에 대하여 각각의 전문가를 초빙하여 회의를 통하여 서로간의 경험을 공유할 예정이다. 한국측에서도 참가하여 배관 사고 및 조치 방안에 대한 기술을 공유하였으면 한다

- 배관의 부식 및 감식 현상
- 배관 및 압력 용기 검사 방법
- 증기발생기 튜브 건전성
- ASCC 및 IGSCC 현황 분석
- 핵연료 세관의 부식 현상 및 화학 세정
- 원자로 용기 헤드의 응력 부식 균열

또한 일본 관서전력과 협의하여 정밀 검사(Peer Review)를 기술 및 관리적인 측면에서 추진할 예정이다.

장기적인 방법으로 배관 감육(부식 및 침식)에 대한 기술 지침서를 개발을 개발하고 개발중인 배관에 대한 데이터 베이스를 확장할 예정이다.

안전 관리에 대한 문제점 분석을 위하여 아래의 지침서를 이미 개발하였다.

정기 기간 중 하도급자의 도움을

받아 정기 검사를 준비하는 것은 피할 수 없는 현실이다. 이러한 경우 어디까지 하도급 작업자의 안전의 대한 인식, 작업에 대한 이해 등을 요구할 것인가하는 것이 해결되지 않은 숙제이다.

하도급 작업자를 발전소 상근 직원의 수준으로 기술 및 관리 능력을 향상시킨다는 것은 불가능한 일이며, 또한 반드시 필요한 일도 아니므로 사업자와 하도급자와 관계, 하도급 작업자의 안전 인식 향상, 책임범위와 한계 등을 규명한 TECDOC-1232 Contractor's Competence는 많은 도움을 줄 것으로 예상된다. 아래의 기술 문서는 Internet을 통하여 PDF 파일의 형태로 무료 download 받을 수 있다.

(<http://www-pub.iaea.org/MTCDOrg/MTCD/publications/publications.asp>)

- Management Systems in IAEA SS structure(DS338)
 - TECDOC-1024 Competence Of Mangers
 - TECDOC-1078 Technical Support for operation
 - TECDOC-1232 Contractor's Competence
 - TECDOC-1303 Water chemistry and corrosion control
- 헝가리 Paks 2호기(WWER -

440/ 213 Type)의 핵연료 화학 세정시 발생한 사고도 결국은 하도급 업체(Siemens)의 기술 능력을 과도하게 평가하여 핵연료를 화학 세정하면서, 설계 검토, 작업 범위, 문서 관리 및 작업자 관리 등을 사업자가 전혀 하지 않은 안전 문화의 부재에서 발생하였다는 헝가리의 핵연료 파손 사고의 최종적인 결론과 같이, 본 사고도 배관 감육 현상의 UT 검사 결과 및 검사 지침서를 조금만 관심을 가지고 사업자가 검토하였다면 충분히 막을 수 있는 사고로 판단된다. ☹

<참고 문헌>

- 미하마 3호기 2차 계통 배관 파손 사고 보고, 2004년 8월 19일 관서전력(주)
- 미하마 3호기 2차 배관 파손 사고 발생 원인 및 조사 분석, 2004년 8월 27일 관서전력(주)
- 미하마 사고와 Surry 원전 사고 비교 분석, 2004년 8월 27일 원자력안전·보안원
- 발전용 원자력기술 기준, 소화 47년, 사단법인 화력발전기술협회 발행
- PWR secondary system pipe thinning, American power conference. Chicago, IL(USA). 18-20 Apr 1988, Page, 647- 654