

국내 안전등급 배관에 대한 손상사례 분석

최선영* (KAERI) · 최영환*(KINS)

Piping Failure Analysis in Domestic Nuclear Safety Piping System

Sun Yeong Choi and Young Hwan Choi

Key Words: Nuclear Piping(원전 배관), Piping Failure(배관 손상)

Abstract

The purpose of this paper is to analyze piping failure trend of safety pipings in domestic nuclear power plants. First, database for the piping failure was constructed with 105 data fields. The database includes plant population data, event data, and service history data. 7 kinds of piping failures in domestic NPPs were investigated. Among the 7 cases, detailed root causes were investigated for 3 cases. The first one is pipe wall thinning in main feedwater pipings of Westinghouse 3 loop type plants. The root cause of the wall thinning was flow accelerated corrosion near welding area. The next one is leak event in chemical and volume control system(CVCS) due to vibration. Some cracks occurred in socket welding area. The events showed that the integrity of socket weld is very vulnerable to vibration. The last one is also a leak event in primary sampling line in Korean standard reactor due to thermal fatigue. Although the structural integrity was not maintained by the events, there was no effect on nuclear safety in the above 3 piping failure cases.

1. 서 론

1978년 고리 1호기가 가동된 이후 현재 국내에는 18기의 원전이 가동 중에 있으며, 총 가동 연수는 약 180 Rx-Year이다. 가동년수의 증가, 주기적안전성평가(PSR) 제도 도입, 그리고 설계 수명에 도달하는 원전의 수명 연장 등에 대한 논의가 최근 활발해 짐에 따라 원전 기기의 수명관리 및 경년열화 평가에 대한 관심이 증가하고 있다. 특히, 원전 기기의 상당부분을 차지하는 원전 배관은 그 특성상, 많은 물량, 여러 환경 조건, 다양한 손상 기구, 많은 용접부, 그리고 두께 감

육, 누설, 파단 등의 많은 원전 사고 등으로 인해 노후화에 따른 경년열화 평가 및 수명관리에 대한 요구가 더욱 증대되고 있다.

또한, 배관에 대한 경년열화 평가 및 수명관리 뿐만이 아니라 확률론적 안전성평가(PSA), 파단 전누설(LBB) 사전조건 평가, 위험도 정보 가동중 검사(RI-ISI) 평가, 강화 가동중검사 선정 등의 분야에서도 체계적인 배관 손상 평가(piping failure analysis)가 필요하다.

본 연구에서는 최근 국내 안전등급 배관 손상 사례를 조사하여 국내 배관손상 데이터베이스를 구축하고, 이들 사례에 대한 배관 손상 평가를 수행하였다. 조사된 7종류(총 23부위)의 국내 안전등급 배관 손상 사례 중, 주급수배관, CVCS 배관, 1차계통 sampling line 등 3개 사례에 대해 배관 손상 내용, 손상이 원전 안전성 및 기기 건전성에 미치는 영향, 그리고 손상의 근본원인(root cause) 등을 분석하였다.

† 한국원자력연구소 종합안전평가부

E-mail : sychoi@kaeri.re.kr

TEL : (042)868-8372 FAX : (042)868-8256

* 한국원자력안전기술원 원자력안전연구소

2. 국내 배관 손상 데이터베이스 구축

배관 손상 평가를 수행하기 위해서는 배관 손상 데이터베이스의 구축이 필수적이다. 그러나 국가별로 원전의 안전성에 영향을 주는 안전 등급 배관 손상 사례가 많지 않기 때문에 국제적인 데이터베이스의 구축이 필요하며, 이런 취지로 OECD/NEA에서는 2002년부터 OPDE(OECD Operating Failure Data Exchange) 프로젝트를 구성하여 국제적인 배관손상 데이터베이스(OPDE database)를 구축하고 있다.[1] 현재 미국, 독일, 프랑스, 일본, 우리나라 등 11개국이 OPDE 프로젝트에 참여하고 있으며, 우리나라에서는 KINS와 KAERI가 공동으로 참여중이다.[2]

국내 배관손상 데이터베이스의 구조(structure)는 OPDE DB의 구조를 기반으로 하여 일부 국내 실정에 맞는 데이터 필드를 추가하였다.

배관손상 데이터베이스의 구조는 population data, event data, service history data의 3개 분야로 구성되어 있으며, 105개의 OPDE 데이터 필드와 35개의 추가 국내 데이터 필드가 주어졌다. 각 데이터 필드의 내용은 다음과 같다.

- ✓ 발전소 정보: 발전소명, 최초 임계 도달일, NSSS 모델명, 원자로 공급자, 배관 설계자 등
- ✓ 배관 설계 정보: 배관 직경, 배관 두께, 배관 재질 사양, 제조방법, 설계압력, 설계온도 등
- ✓ 배관 운전 정보: 운전압력, 운전온도, 수화학 처리 방법, 정제 유체 정보, 순수 유형 등
- ✓ 가동중검사 정보: 가동중검사(In-service Inspection, ISI) 수행 이력, ISI 수행일, LTP상 도면번호 및 검사번호 등
- ✓ 배관 손상 정보: 손상 발생일/발견일, 계통명, 손상유형, 손상부위, 근본원인, 근거자료 등
- ✓ 배관 보수 정보: 보수 유형, 보수 시작일/완료일, 배관 교체일 등
- ✓ 배관 제작/용접 정보: 모재/용접재 CMTR
- ✓ 배관 파단전누설 관련 정보: 적용 유무, 적용시 배관 물성치
- ✓ 사고 담당 부서 정보: 발전소 및 규제 담당 부서 연락처 등

구축된 데이터베이스를 이용하여, 최근 안전등

급 배관 손상 사례를 중심으로 7종류의 국내 원전 배관 손상사례(23부위)가 수집되었다.

3. 국내 안전등급 배관 손상 평가

이 연구에서는 우리나라 안전등급 배관 손상 사례 중, 주급수배관, CVCS 배관, 그리고 1차계통 sampling line의 손상에 대해 평가하였다.

3.1 주급수배관 손상

우리나라 WH-3 원전의 주급수배관 체크밸브 전단 18" 탄소강 배관에서 배관 감육 손상(wall thinning)이 발생하였다. 주급수배관 감육은 우리나라 4개의 WH-3 원전과 각 원전의 주급수계통 3개 loop의 총 12개 부위에서 나타났다. 감육이 나타난 부위는 증기발생기와 주급수차단밸브(MFIV) 사이의 체크밸브 용접부 전단이다. 주급수계통은 안전기능은 없지만, 차단밸브까지의 배관은 과단시 증기발생기 2차계통수의 다량 누설을 유발시키기 때문에 안전등급으로 설계된다. 감육된 부위는 ASME Code Class 2로 설계되었으며, 이번 손상의 경우, 감육의 정도가 작아 누설을 유발하지는 않았다. 따라서 원전 안전성에 미치는 영향은 없었지만, 감육이 계속 진전되어 누설이 발생할 경우, 원전 안전에 영향을 미칠 수 있기 때문에 감육된 부위는 모두 새로운 배관으로 교체되었다.

Fig. 1은 감육이 가장 심했던 축방향 위치(L1)에서 UT로 측정된 원주방향 감육을 보여주는 그

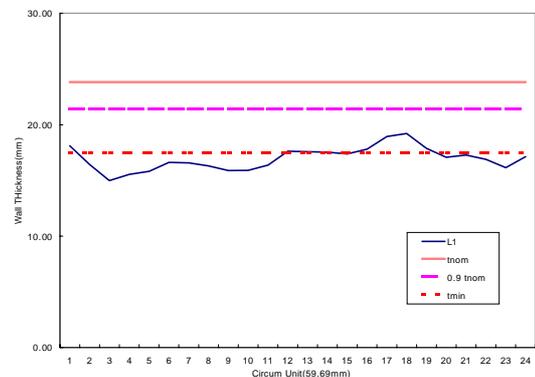


Fig. 1 Wall Thinning in Circum. Direction in Main Feedwater Piping

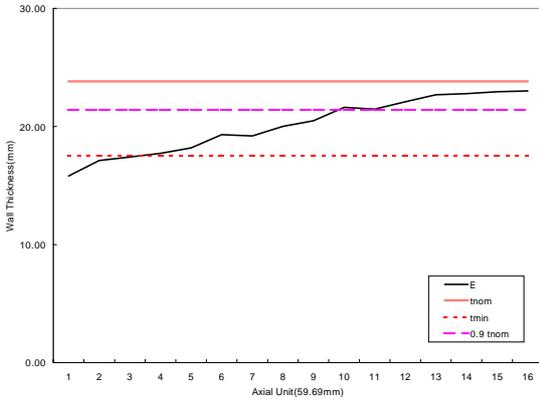


Fig. 2 Wall Thinning in Axial Direction in Main Feedwater Pippings

림이다. Fig. 2에 나타난 바와 같이 공칭두께 (t_{nom})의 90%를 감육 기준으로 할 때 원주방향으로는 최대 100% 감육이 되었으며, 최소설계두께 (t_{min})를 기준으로 할 경우에는 약 72.5%가 감육되었다.

Fig. 2는 한 원주방향 위치(E)에서 축방향을 따라가며 감육된 상태를 보여주는 그림이다. 그림에 나타난 바와 같이 공칭두께의 90%를 감육 기준으로 할 때, 축방향으로는 540mm, 최소설계두께를 기준으로 할 경우에는 약 150mm가 감육되었다.

공칭두께에 대한 감육의 깊이의 비는 감육이 발생한 12개 부위에서 최대 0.37이었으며, 최소 0.20이었다. 최대 감육을 기준으로 두께 감육율은 0.733mm/yr로 평가되었으며, 이 감육율로 감육될 경우, 설계 수명보다도 작은 32년 정도에서 공칭두께 전체를 감육시킬 수 있다.

주급수배관 감육의 근본원인은 용접부 전단에서 원주방향으로 전체적으로 감육된 형상과 손상면에 대한 육안 관찰 결과를 근거로 하여 체크밸브 용접부 부근에서의 2차계통수 와류로 인한 FAC(Flow Accelerate Corrosion)로 평가되었다. 특히, 주급수배관에 사용된 재질이 SA 333 Gr.6으로서 CMTR을 조사한 결과 FAC에 저항성이 있는 Cr이나 Ni이 거의 함유되어 있지 않았다. 직관부에서의 FAC는 발생빈도는 매우 낮으나, 이번 경우와 같이 침부식에 매우 약한 재질인 경우에는 용접부 부근에서 매우 빠른 FAC가 발생할 수도 있음을 보여주고 있다.

현재 국내 배관 감육에 대한 규제기준은 ASME Code Sec. III의 최소설계두께(t_{min}) 기준

이다.[3] 주급수배관의 감육은 최소설계두께 기준을 만족시키지 못했다. 미국의 경우, 최소설계두께 기준을 만족시키지 못할 경우, 제한적으로 ASME Code Case N-597의 적용을 허용하고 있다.[4] 본 연구에서는 Fig. 1 및 Fig. 2에 주어진 감육상태에 대해 Code Case N-597의 허용치를 평가하였다. 먼저 다음 주기까지의 예상두께(t_p)는 다음 식으로 주어진다.

$$t_p = t_{meas} - FR * T \tag{1}$$

여기서, t_{meas} 는 측정된 최소두께(14.99mm), FR은 감육율(0.733mm/yr), 그리고 T는 다음주기까지의 운전기간(1.25yr)이다. 따라서 (1)식으로 결정된 예상두께는 14.07mm이다. 또한 N-597에 의해 허용두께는 15.75mm로 평가될 수 있다. 따라서 예상두께(14.07mm)가 허용두께(15.75mm)보다 작기 때문에 ASME Code Case N-597의 감육기준도 만족하고 있지 않다.

따라서 감육된 주급수배관은 모두 새로운 배관(SA 106 Gr. C)으로 교체되었으나, 다만, 한 호기의 경우, O/H 기간 중 새로운 배관 도입상 문제로 배관 외부에서 overlay weld를 수행하는 임시 보수를 하였다. Overlay weld가 수행될 경우, 감육된 두께가 보상되어 압력에 의한 구조적 건전성은 유지가 되나, 감육부위에서의 응력 집중 문제는 계속 남아 있다. Fig. 3은 FEM을 사용하여 감육 부위의 응력 집중을 평가한 것이다. 그림에서 Case 3은 감육된 그대로의 상태, Case 4는 감육부위를 내부에서 보수한 상태, 그리고 Case 5는 overlay weld를 수행한 상태에

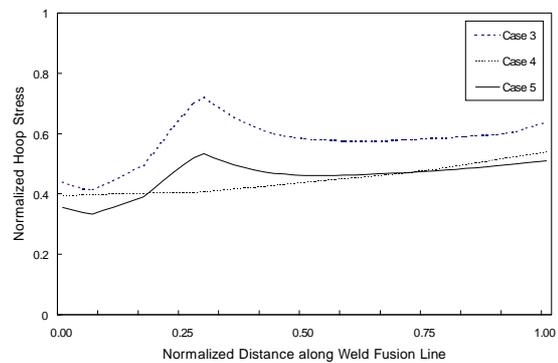


Fig. 3 Normalized Hoop Stress in Thinned Area along Weld Fusion Line

대해 각각 원주방향 응력을 나타낸다. Fig. 3에 나타난 바와 같이 감속부위에서 응력집중이 overlay weld에 의해 약 75%에서 53%로 감소했음을 보여주었다.

3.2 CVCS 배관 누설

국내 WH-3 loop의 한 발전소에서 CVCS 정상 letdown 배관에 관통결함이 발생하여 1차계 통수가 누설되는 사고가 발생하였다. 손상 부위는 2"배관과 3/4" 배관의 소켓용접 부위로서, Fig. 4에 나타나 있는 HV3 등 4개 부위에서 발생하였다. 누설부위는 차단이 가능한 부위이고 차단시 excessive letdown을 연결하여 CVCS의 안전 기능을 수행할 수 있기 때문에 원전 안전성에 미치는 영향은 없었다. 결함 발생부위는 운전 상태에서 normal letdown을 차단한 후 보수되었으며, 다음 O/H 기간 중, 오리피스를 포함하여 연결된 배관 부위가 교체되었다.

결함 발생 및 진동의 원인은 CVCS letdown 배관 계통의 진동 때문인 것으로 조사되었다. 배관 계통 진동의 원인은 letdown 유량을 조절하는 오리피스(FO3)에서 cavitation이 발생하여 오리피스의 flow hole을 손상시키고, 또한 bubble 생성, 붕괴에 따른 유체 불안정성이 발생하여 나타난 것으로 조사되었다.

ASME OM Part 3[5]의 분류에 따라 손상 부위는 진동감시군 2로 분류될 수 있으며, 이 기준에 따라 CVCS 배관에 대한 허용진동 변위기준값($\delta_{allowable}$) 및 속도기준값($V_{allowable}$)은 다음과 같은 식으로 결정된다.[6]

$$\delta_{allowable} = \frac{S_{el} \delta_n}{10,000 C_2 K_2 \cdot \alpha} \quad (2)$$

여기서,

C_2 : 2차 응력계수

K_2 : 국부 응력계수

S_{el} : $0.8 S_A$

α : 허용응력 감소 계수

$$\delta_n = K \frac{L^2}{D_o}$$

K : 배관의 형상계수

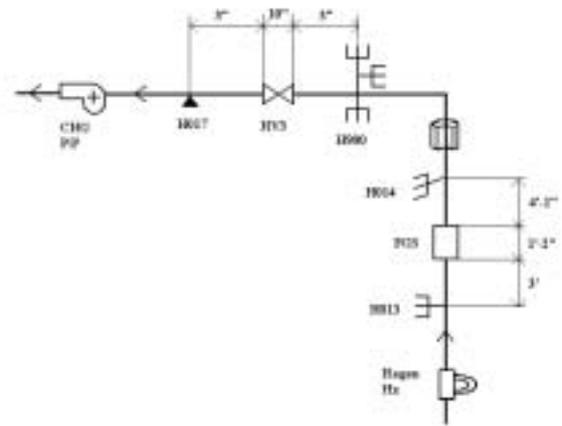


Fig. 4 CVCS Letdown Line under Leak Event

L : 배관의 특성 길이[단위 : feet]

D_o : 배관의 외경, [단위 : inch]

$$V_{allowable} = \frac{C_1 C_4}{C_3 C_5} \frac{3.64 \times 10^{-3} (S_{el})}{C_2 K_2 \cdot \alpha} \quad (3)$$

여기서,

S_{el} , C_2 , K_2 , α : 상기 (2)식 참조

C_1 : 배관 특성길이상 집중질량보정계수

C_3 : 배관내의 내용물/보온재 보정계수

C_4 : 끝단의 고정 상태에 따른 보정계수

C_5 : 비공진 강제진동 보정계수

(2) 및 (3)식에 의해 평가되는 HV3 부위에서의 허용진동 변위 및 속도는 각각 $18\mu\text{m}$ 및 20mm/sec 이다. 정상운전상태의 타 발전소에서 HV3 부위의 진동측정값은 $2\sim 3\mu\text{m}$ 및 $2.2\sim 2.4\text{mm/sec}$ 로 허용치의 10% 정도의 낮은 수준이었으나, 문제가 된 발전소에서 75gpm 유량시 측정된 HV3 부위의 진동치는 $110\mu\text{m}$ 및 30mm/sec 로 허용치를 크게 초과하였다.

문제가 된 오리피스(FO3)와 인근 배관을 교체한 후 측정된 HV3 부위의 진동 값은 $1.0\sim 1.4\mu\text{m}$ 및 $0.8\sim 1.2\text{mm/sec}$ 로 허용치를 만족하였다. 그러나 오리피스의 재질이나 형상 등 오리피스에 대한 설계는 개선되지 않았기 때문에 오리피스의 손상과 이에 따른 cavitation에 의한 진동 가능성은 계속 남아 있으며, 이에 따라 매 O/H 기간중, 해당 오리피스에 대한 지속적인 감시가 수행되고 있다.

3.3 1차계통 Sampling Line 손상

한국표준형원전(KSNP)의 한 발전소에서 1차계통 sampling line이 손상되어 1차계통수가 누설되었다. 누설부위는 RCS 고온관에 연결된 3/8" sampling line의 union 연결 소켓용접부였다. 손상부위는 차단밸브로 차단이 가능한 부위였지만 정상운전 중 닫혀 있는 2번째 차단밸브까지 RCPB로 간주하는 10CFR 50.2[6]의 정의에 따라 RCPB 누설로 평가되었다. 손상부위는 차단밸브로 차단한 후, 기계적 커플링으로 임시 보수되었으며, 차기 O/H 기간 중 교체되었다.

1차계통 sampling line은 운영기술지침서에 따라 72시간 주기로 1차계통수에 대한 화학분석을 위해 고온의 1차계통수를 추출하고 있다. 추출시간은 약 20분 정도로서 추출 후에는 자연대류에 의해 sampling line은 자연 냉각이 된다. 따라서 1차계통 sampling line은 288°C에서 상온까지의 열하중을 주기적으로 받게 되며, 이에 따른 열피로하중을 유지할 수 있어야 한다. 실제 운전중인 원전에서 1차계통수 시료채취는 운영기술지침서의 요건보다 더 빈번하게 매일 수행되고 있다. 따라서 sampling line의 열하중은 연간 300회 정도 작용되며, 이러한 빈번한 열전이로 인해 파손 가능성이 더욱 높아졌다.

특히, 손상부위는 배관과 유니온이 소켓용접으로 연결된 부위로서, 소켓용접부의 경우, ASME Code Sec. III에 의해 용접 요건이 엄격하게 요구된다.[3] 소켓 용접은 소켓과 배관 사이에 1/16"의 gap을 유지하여야 한다. 사고가 발생한 sampling line의 경우, 1/16" gap이 유지되지 않아 변형에 제한을 받았으며, 따라서 열피로하중에 더욱 취약했던 것으로 평가되었다.

4. 결 론

국내 원전 배관 손상 사례를 최근 사례를 중심으로 조사하였다. 이를 위해 국내 배관손상 데이터베이스를 OPDE 데이터베이스를 기반으로 하여 구축하였다. 모두 7 종류의 사례(총 23부위)의 국내 원전 배관 손상 사례가 조사되었으며, 이 중 주급수배관, CVCS 배관, 그리고 1차계통

sampling line의 손상 등 3개 손상 사례에 대해 배관 손상의 근본원인 및 손상이 기기 건전성 및 원전 안전성에 미치는 영향을 평가하였다. 각 사례의 손상원인은 부식, 진동, 그리고 열피로 등으로 나타났다. 기기 건전성 확인을 위해 감육의 경우에는 허용 응력, 진동의 경우에는 허용 진동치 등을 평가하여 기기 건전성을 확인하였다. 또한 3가지 배관 손상 사례는 모두 원전 안전성 영향을 미치지 않았다.

후 기

이 연구는 과학기술부에서 시행하는 원자력연구개발 중장기사업의 지원으로 수행되었습니다. 또한 이 연구는 KAERI-KINS 연구협력협정에 따른 공동 연구로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] OECD/NEA, 2002, OECD Piping Failure Data Exchange(OPDE) Project Terms and Conditions for Project Operation
- [2] 최선영, 최영환, 2002, OPDE 배관손상 데이터베이스 구축, 2002년도 추계 원자력학회 학술대회 논문집, 용평,
- [3] ASME, 1998, Class 1 Components, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. III NB
- [4] ASME, 1998, Requirements for Analytical Evaluation of Pipe Wall Thinning, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Case N-597
- [5] ASME, 1998, Requirements for Pre-operational and Initial Start-Up Vibration Testing of Nuclear Power Plants, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Operation and Maintenance(OM) Part 3
- [6] 미국, 1998, Definition, 10CFR Part 50.2