



원자력 발전소의 격납 용기 시스템에 딸린 압력 받는 구성 부품들의 누설시험(VII)

Leak Testing of Pressurized Components of Nuclear Power Containment System(VII)



본 원고는 지난 1999년 6월호
(VOL.32 NO.3) 기술사자부터 연재
되어 온 원고입니다.

글 | 朱昇煥

(Choo, Seung Hwan)
방사선관리기술사, 공학 박사,
고려공업검사(주) 연구소장,
SRI, 본회 홍보위원.
E-mail: shchoo@unitel.co.kr



<제 4 부>

4.1 원자력 발전 원자로 시스템에서 압력 받는 부품들에 대한 누설시험

원자력발전 원자로의 시스템들에 딸린 가압된 (압력 받는) 구성 부품들에 대한 누설시험은 품질 검증법들을 적용하여 정기적으로 이뤄진다. 대부분의 경우, 누설시험은 규정된 수압시험과 겸하여 이뤄진다. 시험할 부품들은 압력 용기들, 배관, 펌프들, 그리고 원자력 발전소 부지의 규제기관들이 시스템 그룹 분류 기준으로 정한 밸브들도 모두 함께 시험된다. 이들의 시험은 핵발전소의 가동 중이거나 핵발전소를 가동하고 난 후에 가동 중 검사의 일정뿐만 아니라 제작과 설치 양쪽에서도 실시한다. 제작과 설치 기간 중에 적용할 누설 시험법은 화학 공정, 저온성 용기들, 그리고 항공-우주 시스템들에 쓰이는 부품들과 같이 다른 산업적 적용에 이용되는 유사 품목들에 적용하는

방법과도 다를 바가 없다. 이들 시험 품목들은 여러 가지 누설 방법들에 의하여 압력뿐만 아니라 누출량의 시험도 받게 된다.

4.2 압력 받는 핵 구성 부품들의 누설시 험에서 규정된 특수한 규제들

원자력 발전소 원자로의 구성 부품 시험들의 특수한 요건들은 행정규제, 문서화, 그리고 청결도 규제 분야가 포함된다. 가동 중인 핵 부품들의 고장 결과는 아주 심각할 수 있다. 엄격히 적용할 요건들은 시험방법들의 품질과 종사자의 자격 보증 그리고 품질들의 문서에서 나타난다. 사실적인 추가 문서들은 누설시험이 규정된 품질 개체들에 의하여 적절하게 수행되었으며 누설시험 결과들이 인수 가능함을 입증하는 내용들이다. 이런 문서들은 파일에 보관해서 가동을 시작한 발전소의 수명인 40년간 쉽게 검색될 수 있게 해야 한다.

4.3 핵 구성 부품의 누설시험 중 격납 용기들에 대한 규제 필요

원자력 발전소 시스템 구성 부품들의 누설시험은 특수한 기법들을 규정한다. 할로겐 원소들(플루오르, 염소, 브롬 또는 요오드화합물들)의 적은 양들과 황 화합물들은 오스테나이트 스테인리스강철 또는 니켈 또는 니켈바탕 합금들의 응력 부식 균열(stress corrosion cracking)을 일으킬 수 있다. 원자로 냉각재에 일부 오염된 낮은 용점인 중금속들이 원자로를 통해 이동했을 때, 격납 용기의 취약화가 일어난다. 더욱이 중성자의 선속(다발)에 노출될 때 상대적으로 긴 수명의 방사성동위원소가 생겨나고, 이들은 열 전달 시스템의 구석구석에 있는 틈들에 끼여들 수 있다. 이런 오염으로 가동 중 검사와 예방 보수를 하는 사람들의 접근이 제한된다.

4.4 원자력 발전소 부품들의 누출량 시험에 관한 규정들과 규제들

10 CFR Part 50, 부록 A의 “원자로 냉각재 압력 경계의 품질”, “원자력 발전소의 일반 설계 기준”인 “일반 설계 기준 30”은 원자로 냉각재의 누출량 근원의 위치를 검출해서 실제적으로 확인해야 할 수단을 준비하도록 규정한다. 미국 핵규제위원회 규제표준이사회의 규제 지침 1.45, “원자로 냉각재 압력경계의 누출량 검출 시스템”은 원자로 냉각재 압력 경계의 누출량 검출 시스템의 선정에 관련한 누출량 검출 요건을 충족시킬 허용 가능한 방법들을 설명한다.

ASME 보일러 압력 용기코드 Section XI, “발전소 부품들의 가동 중 검사의 규정”은 경수로 핵발전소에 딸린 압력 유지 구성 부품들(그들의 지지대 포함) 그리고 펌프들과 밸브들의 가동

중 시험 등급 1, 2, 그리고 3에서는 예비 가동과 가동 중 검사에 맞는 규칙들과 요건들을 정의한다. ASME의 내용에서, 원자력 발전소 시스템(nuclear power system)이란 핵연료에서 나오는 핵에너지를 생산 또는 핵에너지의 출력을 제어하는 목적으로 작동하는 한 원자력 발전소의 일부 또는 단위로 정의된다. 핵발전소의 “소유자(owner)”란 핵발전소 시스템의 운전자, 유지보수, 안전, 그리고 발전에 책임 있는 기구를 의미한다. 다시 말하지만, “소유자”는 원자력 발전 시스템의 각 구성 부품의 적절한 코드 등급들을 결정할 책임이 있다. 이런 분류의 기준은 10 CFR 50 연방 규제 코드와 NRC 규제 지침 1.26인 “품질 그룹 분류와 표준”에서 지정된다.

미국 연방 등기부에 발간된 유인물들과 같이 집행부와 당국에서 발표한 연방 규정들은 코드화 된다. 연방규정 코드들은 연방 등록소가 공포하고, 국가 문서보존 등기소, 조달 본부, 그리고 미국 정부 문서관리국으로부터 구입할 수 있다. 연방 법률 코드 10은 “원자력 에너지” 제목으로 공포된 규정들이다. 약어인 “10 CFR 50”은 “Title 10, Code of Federal Regulations, Part 50”을 의미한다.

미국 핵규제위원회(NRC)는 그들의 규제들을 집행하는 법을 설명할 규제 지침들을 발간한다. 규제 지침들, 안전 지침, 그리고 정보 지침들은 NRC로부터 입수할 수 있다.

4.5 원자력 발전소의 검사기간 중에 누출량의 육안시험

ASME 보일러 압력 용기 코드인 Section XI는 원자력 발전소에서 압력 유지 부품들로부터 누출량의 증거 또는 누출량 수집 시스템이 딸린 또는 딸리지 않은 부품들로부터 비정상적인 누출량의 증거 위치를 육안시험으로 수행하기를 규정한다. 상세한 모든 요건 내용들은 ASME 코드

에 들어있어 어떤 규정된 실험들을 수행하려면 당연히 그 코드로부터 그런 내용들을 얻어내야 한다.

ASME 등급 1 구성 부품들에 대한 육안 실험은 가압된 매질(추적자)로서는 원자로 냉각재를 이용하여 100% 가동 때의 정상 운전 압력에서 수행된다. 이렇게 하면 시스템을 비우고 다른 추적자의 매질로써 그 시스템을 다시 채움 할 필요가 없다.

4.6 원자로 냉각재 시스템의 격리 안된 부품들의 육안시험

압력을 받고 있는 격리할 수 없는 부품들의 육안시험은 누출량의 증거에 대한 외부 노출 표면에서 수행해야 한다. 외부 표면을 육안실험으로 직접 할 수 없는 경우는 다만 구성 부품들을 둘러싼 설비의 외부 자리와 구성 부품들에 근접한 아래 위의 자리에서 누설의 증거들을 실험하기를 규정한다.

4.7 원자로 냉각 시스템들의 단열 구성 부품들에 대한 육안실험

원자로 냉각 시스템에 대한 단열 구성 부품들의 육안실험은 접근하여 노출된 표면들과 단열재의 접합 부위를 실험하여 피복 부분을 제거하지 않고 수행할 수 있다. 본래 수직 피복의 표면들은 누출량이 검출 가능한 가장 낮은 위치에만 실험할 수 있을 것이다. 피복의 본래 수평 표면들은 당연히 각 피복의 접합 부위에서 실험되어야 한다.

외부 단열재 표면에 접근하여 직접 실험 가능한 부품들은 누출량의 증거인 경우, 구성 부품들 아래에 위치한 마루나 설비 부위들을 포함하여 주변 부위에 대한 실험이 필요하다. 육안실험은 당연히

그러한 누출량이 연결될지도 모르는 기타 부위까지 확대시켜야 한다. 변색 또는 표면 찌꺼기들은 봉산염화 된 원자로 냉각수의 누출에서 봉산이 쌓인 증거를 주의 깊게 살펴야 한다.

4.8 누출량의 포집 시스템이 딸린 구성 부품들의 육안실험

밸브 스템(valve stem)들, 펌프 실 또는 관 플랜지 개스킷들과 같은 부품들은 정상적인 누출량이 있게 마련이고, 그래서 누출량의 포집 시스템이 가동하여 포집된 누출량의 육안실험으로 유효성을 입증한다.

4.9 원자력 냉각 시스템에서 매설된 구성 부품들의 육안실험

밸브들에 의하여 격리될 수 있는 매설된 구성 부품들이 중복되지 않은 시스템에서, 육안실험은 당연히 압력 손실률을 결정하는 누출량 시험으로 대체시켜야 한다. 대안으로 그 시험은 매설된 구성 부품들의 단말기 사이의 흐름 변화를 측정하기도 한다. 압력 손실 또는 흐름의 허용률은 당연히 소유자 측이 결정한다.

매설된 구성 부품들이 격리될 수 없는 곳의 중복된 시스템들에서 육안실험은 당연히 매설된 구성 부품들의 단말부 사이의 흐름률 변화를 결정할 실험을 함께 실시해야 한다. 매설된 구성 부품들을 둘러싸고 있는 환형 공간(annulus)인 경우, 매설된 구성 부품들의 각 단말 부위들은 당연히 흐름 시험 대신, 육안으로 누출량의 증거를 찾는 시험을 실시해야 한다.

매설된 구성 부품들인 중복되지 않은 시스템들의 열 제거 기능(heat sink)에 연결된 회수 라인과 같은 것은 격리될 수 없으므로 육안실험은 당

연히 가동 흐름이 감소 없이 검증 돼야 한다.

4.10 압력 시스템들 누출량 육안실험의 유효성

압력을 유지하고 있는 원자로 냉각 시스템의 누출량 증거를 찾아내기 위한 육안실험은 원자력 발전로 시스템의 가동 중 실험에 쓰인 기타 비파괴 검사법을 보충해야 한다. 육안실험의 유효성이란 벽-관통 흠(through-wall flaws) 또는 누출들의 위치를 육안으로 확인한 것이다. 이런 육안실험은 기본적으로 모든 압력 유지 구성 부품들을 100% 실험하여 가동 중 검사계획의 신뢰성을 높여온 것은 사실이다. 추가로 누출량을 육안실험으로 하는 것은 기타 비파괴 시험으로서는 시험 효율이 떨어질 수도 있을 기하학적 또는 접근의 한계성을 극복하여 시험할 수 있어 실험의 효율을 높일 수가 있다.

4.11 원자력 발전소에서 가동 중의 누출량을 계속 감시

가동 중인 원자력 발전소의 누설시험은 계속 감시와 정기 보수 정지 기간의 실험, 양쪽에서 이뤄진다. 가동 중 검사의 요건들은 ASME 보일러와 압력 용기 코드에서 “원자력 발전소 구성 부품들의 가동 중 검사 규칙”에서 압력 시스템 시험들의 문서인 육안실험 요건들에 들어있다.

가동 중 누설들을 계속 감시해야 하는 것은 미국 원자력위원회가 원자력 발전소의 소유자/운전자에 부과시킨 요건인 것이다. 냉각수/수증기 시스템은 원자력 발전소의 일차 작업 유체이고, 누출량 검출 장소들은 냉각수/수증기의 누출량 때문에 습도, 압력 또는 온도를 올릴 습기를 결정하는 데 중점을 둔다. 또한 일차 냉각재 수증기는

트리튬과 같은 방사능 기체를 함유하므로 보통의 방사선 감시 계기는 누출량의 검출기로서 효과가 있다. 누출량 검출 시스템의 NRC 지침서는 지금 해설 중인 설명처럼, 압력 경계 누출량 검출의 개념들, 접근법들, 그리고 요건들을 설명한다.

4.12 원자로 냉각재의 압력 경계에서 누출량의 근원 확인

경수로의 원자로 냉각재 압력 경계를 감시할 선택된 누출량 검출 시스템들은 당연히 원자로 냉각재 누출량 근원의 위치를 확인해야 할 정도의 행위까지 포함한 검출 수단을 제공해야 한다. 원자로 냉각재 압력 경계(RCPB)로부터 누설들의 안전성이란 의미는 누출률과 경과 기간뿐만 아니라 누설의 근원에 폭넓게 의존하면서 바뀔 수 있다. 그래서 격납 용기 부위의 원자로 냉각수 누출량은 반드시 측정되어야 한다. 확인된 누출량이란 다음과 같이 정의한다.

1. 펌프 밀폐 또는 밸브 패키징의 누설들에 잡혀 있고 미터 표시 흐름의 누출량과 같은 폐쇄된 시스템 속으로 들어온 누출량, 그리고 배수통 또는 수집 탱크로 짚 수 있는 누출량
2. (a) 미확인 누출량의 감시 시스템들에 잡힌 다던가 또는 (b) 원자로 냉각수 압력 경계(RCPB)의 틈이 아닌 다른 미확인된 근원에서 나오는 누출량, 양자의 어느 한쪽의 특정한 위치와 알려진 어느 한 곳의 근원들로부터 격납 용기 분위기 속으로 들어오는 누출량

그 외의 모든 누출량은 미확인 누출량이다.

대부분의 경우, 확인된 한 근원에서 나오는 누출량을 구분할 방법들에 관한 정량적인 정보는 운

전자들에 신속하게 제공할 필요가 있다. 이런 정보를 통해서 운전자들은 곧바로 바르게 원자력 발전소 시설의 안전에 대한 누설들을 측정케 할 것이다.

4.13 식별되고 격납된 압력 경계 누출량의 전형적인 근원들

누출량의 한정된 양은 원자로 냉각재 압력 경계와 격납 용기 속의 보조 시스템들에서 나오는 것으로 예상된다. 전형적인 근원들은 밸브 기름통의 패킹 마개(packing gland)들, 순환 펌프 축의 밀폐 부분, 그리고 실제로 100% 누설 내밀성으로 만들어질 수 없는 다른 설비들이다. 하지만 원자로 용기 폐쇄실과 안전장치 밸브들은 당연히 누설이 거의 없어야 한다. 누출이 펌프와 밸브 밀폐의 어떤 경로에서 일어날 경우, 당연히 검출해서 수집될 수 있게 해야한다. 실제로 이런 수집된 누출량들은 격납 용기 환경으로부터 분리시켜 앞으로 일어날 가능한 어떤 심각한 누출을 가리게 하지 말아야 할 것이다. 이들 “식별 누출량”은 당연히 파이프로 탱크 또는 배수통(ump)에 연결해서 발전소 운전 기간 동안 흐름 속도를 감시해야 한다.

4.14 원자로의 냉각재 시스템에서 격납 용기에 이르기까지 미확인된 누출량의 통제

원자로 냉각재 시스템으로부터 밸브 스템(valve stem)의 패킹 마개들과 기타 근원에서 나온 미확인 누출량은 격납 용기의 대기 속으로 유입될 것이다. 이들 수증기의 미확인된 누출량은

격납 용기 안의 공기 습도를 높인다. 격납 용기에서 공기 냉동기로 제거된 습기와 격납 용기 쪽에 연결된 어떤 액체 누출량일지라도 미확인 누출량이다. 그런 누출량은 발전소 운전 중에 액체 흐름 속도를 감시할 수 있는 탱크들 또는 배수통들 속에 수거되어야 한다. 미확인된 미세한 양의 누출량을 제거시키는 일은 실제로는 어려운 일이다. 하지만 그런 누출량도 4 리터/분(1 가론/분)보다 낮은 흐름 속도로 줄어야 한다. 탱크들과 배수통을 감시하는 누출량 검출 시스템들이 흐름 속도의 미미한 증가도 신속하게 긍정적으로 검출할 수 있어 그런 흐름 속도의 제한이 가능하다. 그래서, 허용할 수 있는 그리고 확인된 누출물은 중요한 어떤 적은 미확인된 누출물을 가려지게 하지 않을 것이다.

추가로, 액체 수집용인 탱크들과 배수통들 쪽으로 흐름 속도의 변화들을 검출할 기타 방법들은 냉각재가 격납 용기의 공기 쪽으로 새고 있을 때와 새는 장소를 지시하기 위하여 이용된다. 그러한 추가의 검출 시스템들은 격납 용기 시스템에서 다음 구성 성분들의 변화들을 감시하는 것이 보통이다.

1. 공중 부유입자 방사능
2. 공중 기체 방사능
3. 공기 습도 또는 이슬점
4. 공기 압력과 온도
5. 공기 냉각기에서 응축 물질의 흐름

(원고 접수일 2000. 5. 10)