

원자력발전소 강화 가동중검사 안전규제

Safety Regulation of Enhanced In-Service Inspection(ISI) in Nuclear Power Plant

신호상

Ho-Sang Shin

초 록 국내 가동중 원자력발전소는 KEPIC MI 또는 ASME Code Sec. XI 등의 기술기준에 따라 가동중검사를 수행하며, 이를 통해 주요 기기 및 배관의 건전성을 확인하고 있다. 하지만, 원전 설계단계에서 고려되지 못한 다양한 손상기구에 대해서는 별도의 강화 검사프로그램을 통해 건전성을 확인하고 있다. 이러한 강화 검사프로그램에 대한 요건은 규제기관에서 개발하거나, 발전사업자가 자발적으로 규정을 마련하는 경우가 있으며, 사업자가 개발한 검사프로그램에 대해서는 규제기관의 심사과정을 거쳐 적합성 여부를 확인하고 있다. 본 논문에서는 원자력발전소 설계단계에서부터 반영된 기술기준 KEPIC 또는 ASME Code에 따른 가동중검사 외에, 발전소 손상경험 등을 반영하여 강화된 검사프로그램을 중점적으로 고찰하고, 비파괴검사 관련 요건을 검토하였다.

주요용어: 가동중검사, 강화 가동중검사, 재료 손상기구, 응력부식균열

Abstract The integrity of components and piping of operating nuclear power plants has been identified by in-service inspection(ISI) requirements and activities commensurate with standards and codes such as KEPIC MI or ASME Code Section XI. However, the other various degradation mechanisms not considered during design stage of nuclear power plants have been checked by enhanced ISI. The requirements of enhanced ISI have been voluntarily developed by the industry itself or strictly issued by regulatory body. Even though the requirements were developed by the industry, they should be reviewed by regulatory body for their application in nuclear power plants. The enhanced ISI activities and requirements of non-destructive examination(NDE) which reflect the degradation issues in nuclear power industry will be primarily discussed in this paper.

Keywords: In-Service Inspection, Enhanced, Materials Degradation Mechanism, Stress Corrosion Crack

1. 서 론

국내 가동중 원자력발전소는 KEPIC MI 또는 ASME Code Sec. XI 등의 기술기준에 따라 가동중검사를 수행하며, 이를 통해 주요 기기 및 배관의 건전성을 확인하고 있다. 기술기준에 따른 원전 가동중검사에 대한 사항은 1994년(홍순신), 2004년(신

호상 등)에 비교 고찰한 바 있으나, 본 논문에서는 설계단계부터 기술기준에 고려되지 못한 손상기구에 대해 수행되고 있는 별도의 강화 검사프로그램에 대해 고찰하고자 하였다[1,2]. 이러한 강화 검사프로그램에 대한 요건은 규제기관에서 개발하거나, 발전사업자가 자발적으로 규정을 마련하는 경우가 있으며, 사업자가 개발한 검사프로그램에 대해서는

규제기관의 심사과정을 거쳐 적합성 여부를 확인하고 있다. 최근 원자력발전소 안전규제가 주요기기 재료열화 조치측면에서 과거 수동적(reactive) 대처에서 선제적, 능동적(proactive) 방향으로 전환함에 따라 보다 정확도가 높은 비파괴검사 기술이 요구되고 있다. 동시에 안전성에 영향이 큰 원전 주요 계통에 대해서도 단편적 검사프로그램에 의존하던 과거와는 달리 보다 통합적인 관리프로그램이 도입되고 있으며, 증기발생기 통합관리프로그램이 좋은 예라 할 수 있다.

본 논문에서는 원자력발전소 설계단계에서부터 반영된 기술기준 KEPIC 또는 ASME Code 요건 이외에, 발전소 손상경험 등을 반영하여 강화된 검사프로그램을 중점적으로 고찰하고, 비파괴검사 관련 규제요건을 검토하였다.

2. 재료열화 평가

원자로 냉각재를 담고 있는 원자로 냉각재 계통(RCS)은 원자력발전소의 안전성 측면에서 큰 비중을 차지하고, 배관 계통, 가압기, 원자로 용기 및 내부 구조물, 원자로 냉각재 펌프 및 증기발생기로 구성된다. 또한, 원자로냉각재 배관 계통은 세부적으로 저온관, 중간관, 고온관, 가압기 살수 배관, 가압기 밀립관 등으로 구성된다. 미국원자력규제위원회(US-NRC) 주관하에 해외 재료 전문가 8인이 수행한 재료열화 민감도 평가(NUREG-6923)에서는 RCS 계통을 13개 그룹으로 나누고, 138개 하부 기기 그룹으로 분류하였다[3]. 해당 계통기기는 출력 운전중 288-327℃에 노출되고, 특히 가압기 및 가

압기 배관 기기는 343℃까지 포화증기 및 응축기에 노출된다. 원자로 내부 구조물은 수명 말기까지 높은 중성자 조사를 받는다. RCS 기기의 외부 환경은 격납용기 공기로서, 운전 중 지 중 습분 및 염소에어로졸 환경이며, 운전중 외면 환경은 121℃ 보다 높은 고온 건조 환경이 된다. 138개 하부 그룹에 대한 재료열화 민감도평가에서 손상 민감도가 높은 기기 및 재료, 예상 재료열화 기구는 표 1에 요약하였다. 재료열화 기구중 냉각재 배관에서 발생하고 있는 응력부식균열(stress corrosion crack, SCC) 등은 과거 설계단계 또는 파단전누설(LBB) 적용단계에 고려되지 않았으며, 현재의 비파괴검사 기술로 탐지가 어려운 점이 있다. 원자로 냉각재 배관 노즐 등 손상부위의 재질은 이중금속으로 구성되어 있고, 초음파탐상검사의 음파진행이 단일금속부에 비해 복잡한 양상을 지니게 되어, 검사의 신뢰성을 낮게 한다.

3. 증기발생기 세관 비파괴검사

3.1. 교육과학기술부 고시 규정

국내 원자력발전소의 가동중검사는 교육과학기술부 고시 제2009-23호(원자로시설의 가동중검사에 관한 규정)에 따라, 가압경수로형의 경우 「교육과학기술부고시 제2008-14호(전력산업기술기준의 원자로시설 기술기준 적용에 관한 지침 고시)」에 따른 원전가동중 검사(KEPIC MI) 또는 이와 상응되는 기술기준(ASME Code Sec. XI)을 적용한다. 가압중수로형의 경우에는 “CAN / CSA - N 285.4,

Table 1 High materials degradation susceptibility components and degradation mechanism considered in RCS

기기	예상 재료열화 기구
304/316/308 스테인리스강 소켓 용접부	피로, 응력부식균열
308/309 스테인리스강 이중금속 용접부	외면 응력부식균열
Alloy 82/182 이중금속 용접부	응력부식균열, 피로, 파괴인성 감소
Alloy 600 기기	피로, 공식, 응력부식균열, 마모
고강도 기기	피로, 파괴인성 감소, 조사 크립, 응력부식균열, 팽윤
탄소강 및 저합금강 기기	방산수 부식, 열적 크립, 틈 부식, 유동가속 부식, 피로, 파괴인성 감소, 응력부식균열
304/316/308 스테인리스강 기기	틈 부식, 열적 크립, 피로, 파괴인성 감소, 조사 크립, 응력부식균열, 팽윤

periodic inspection of CANDU nuclear power plant components” 및 “CAN / CSA - N 285.5, periodic inspection of CANDU nuclear power plant containment components”를 적용한다.

KEPIC, ASME와 CAN/CSA 등의 기술기준에 따른 가동중검사 외에, 고시에서는 과거 원자력발전소 운전경험을 바탕으로, 다음과 같은 추가적인 검사 프로그램을 규정하고 있다.

- 1) 정상운전시 원자로냉각계통과 격리되지 않는 공칭 2인치 이상의 안전등급 1 배관의 맞대기 용접부는 표면검사 대상부위에 체적검사를 추가한다.
- 2) 다음 각목에 대하여는 US-NRC의 “규제지침 (Regulatory Guides) 1.14, 1.65, 1.83 및 1.147”을 준용한다.
 - 가. 원자로냉각재 펌프 플라이휠의 건전성
 - 나. 원자로용기 스테드의 재료 및 검사.
 - 다. 증기발생기의 세관검사.
 - 라. ASME XI Code Case의 허용

국내 원자력발전소 증기발생기 관리 및 검사와 관련하여서는 고시 및 기술기준뿐만 아니라, 증기발생기 관리프로그램 통합지침에 따라 관리가 이루어지고 있다. 이는 과거 규정적인 검사지침에서 기기 성능에 기반을 둔 관리지침으로의 변화이며, 미국의 경우 증기발생기 세관검사와 관련한 규정적인 규제지침 1.83 (inservice inspection of pressurized

water reactor steam generator tubes)이 철회된 상태이다. 국내 관련 고시 및 기술 지침서도 점차 성능기반 요건으로 전환될 전망이다.

3.2. 증기발생기 관리 프로그램 통합지침

원자력발전소 주요 기기에 대한 가동중검사는 기술기준에 따라 수행되고 있으나, 증기발생기의 경우, 통합관리의 필요성이 1990년대부터 제기되어 미국에서는 원전사업자가 NEI 97-06 (steam generator program guidelines) 프로그램 따라 증기발생기 검사, 누설, 수화학, 건전성 평가 및 압력시험 등 다양한 세부지침을 마련하여, 증기발생기 세관 및 구조물 손상에 적극 대처하고 있다[4-8]. 국내에서도 2005년 미국 사례를 반영하여 증기발생기 관리 프로그램 통합지침서를 발간하고, 2009년 이를 개정한 바 있다[9]. 본 절에서는 증기발생기 관리 프로그램 통합 지침 내 검사 관련한 요건을 고찰하였다.

증기발생기 검사 표준지침 문서는 증기발생기 관리프로그램 통합지침서의 부속지침서로서 증기발생기 검사프로그램에 필요한 절차와 기준을 제시하고 있다. 발전사업자의 해당부서와 검사업체를 포함하여 증기발생기 검사와 관련되는 업무를 수행하는 모든 기관과 조직이 이 지침을 준수하여야 하며, 검사기술과 인력에 대해서 ASME Section V & XI, ASNT SNT-TC-1A, ANSI/ASNT CP-189 등과 같

Table 2 In-service inspection requirement of steam generator tubes

	세관 재질		
	Alloy 600MA	Alloy 600TT 또는 Alloy 800	Alloy 690TT
가동중 검사 요건	제 1차 가동중검사를 기점으로 60 EFPM을 주기로 누적하여 100% 전장검사를 수행한다. 개별 증기발생기로는 검사를 수행하지 않은 상태로 24 EFPM 이상 또는 1주기 이상 운전할 수 없다.	제 1차 가동중검사를 끝낸 후 순서대로 120, 90, 이후 60 EFPM을 주기로 누적하여 100% 전장검사를 수행한다. 100% 전장검사를 누적주기의 중간시점과 가장 가까운 계획예방정비기간에 세관의 50%를 검사하고, 나머지 50%는 주기의 종료시점과 가장 가까운 계획예방정비기간에 수행한다. 개별 증기발생기로는 검사를 수행하지 않은 상태로 48 EFPM 이상 또는 2주기 이상 운전할 수 없다.	제 1차 가동중검사를 끝낸 후 순서대로 144, 108, 72, 이후 60 EFPM을 주기로 누적하여 100% 전장검사를 수행한다. 100% 전장검사를 누적 주기의 중간시점에서 가장 가까운 계획예방정비기간에 세관의 50%를 검사하고, 나머지 50%는 주기 종료시점과 가장 가까운 계획예방정비기간에 수행한다. 개별 증기발생기로는 검사를 수행하지 않은 상태로 72 EFPM 이상 또는 3주기 이상 운전할 수 없다.

은 산업체 기준을 모두 만족함을 전제로 하고 있다. 증기발생기 세관 건전성을 확보하기 위해서는 세관 재질 및 열화추세를 반영하여 검사범위와 주기를 설정하는 것이 타당할 것이다. 이는 Alloy 600MA, Alloy 600TT, Alloy 800, Alloy 690TT 등 세관 재질에 따라서 응력부식균열에 대한 저항성이 현격하게 다르며, 동일한 재질이라도 설계, 제작, 운영 변수와 운전연수에 따라서 열화추세가 다를 수 있기 때문이다.

예를 들면, Alloy 600MA 재질은 Alloy 600TT, Alloy 800, Alloy 690TT에 비해 응력부식균열 저항성이 크게 낮으므로 검사주기에 있어서도 차이가 있으며, 이를 Table 2에 요약하였다.

비파괴검사 체계(inspection system)란 검사기술(inspection technique)과 평가자(analyst)를 통합하여 지칭하며, 검사체계의 성능은 열화기구에 대한 탐지확률(POD; probability of detection)과 크기평가 오차(RMSE; root mean square error)로서 정량화하고 있다. 따라서, 증기발생기 세관 검사 지침에서는 이러한 열화기구별 검사체계의 성능을 POD와 RMSE 변수로서 정량화하고, 제어하며, 인정하기 위한 제반 기준과 절차를 제시하여야 한다.

4. 니켈합금 기기 비파괴검사

일차수 응력부식균열(PWSCC)은 원자력발전소 금속재료 특히 Alloy 600 및 82/182 용접재료를 포함한 니켈합금 재질에서 많이 발생하고 있다. 지난 30여년간, 가압경수형 원자력발전소(PWR)의 원자로냉각재계의 다양한 기기에서 관찰되어 왔으며, 특히 2002년 발견된 미국 Davis Besse 원자력발전소의 Alloy 600 재질 관통관 균열 및 원자로 헤드 부식 손상과 2000년 V.C. Summer 원전 고온관 맞대기 용접부에서의 누설로 인해 니켈합금에 대한 보다 강화된 비파괴검사의 필요성이 제기되었다.

4.1. 원자로 상부 헤드 관통관 검사

원자로 상·하부 헤드 관통관은 니켈합금인 Alloy 600 재질이 사용된 부위로서, 프랑스, 미국 및 일본 원자력발전소에서 누설을 경험하였으며, 최근 국내에서도 원자로 상부헤드 배기관에서 누설이 발생한 사례가 있었다[10].

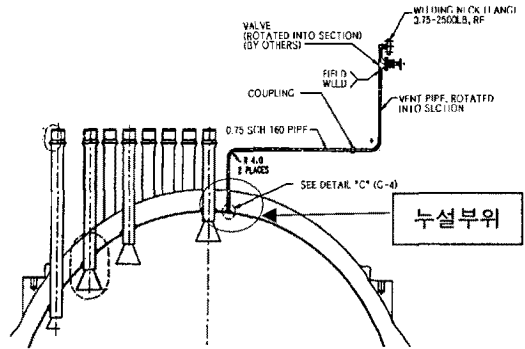


Fig. 1 Leaked reactor head vent line in a Korea nuclear power plant

Fig. 1은 국내 원전 원자로 상부헤드 배기관에서 누설부위를 표시하고 있다.

이러한 원자로 관통관 및 압력경계부 Alloy 600 재질 비파괴검사에 대한 규제 현안은 다음과 같이 요약하였다.

4.1.1. 압력경계부의 누설확인 육안검사

ASME 등의 기술기준에 따라 압력시험중 육안검사(VT-2)에 의한 누설 확인 요건에서는 반응도 제어를 목적으로 하는 봉산수 포함 계통의 볼트체결부에 대해서만 단열재를 제거하도록 하고, 나머지 부위에서는 단열재가 설치된 상태에서 육안검사를 수행하도록 한다. 이러한 기술기준 요건은 누설후 보수조치에 초점을 맞춘 수동적인 조치 개념으로, 탄소강 재질에 대한 봉산수 부식 관리 및 검사프로그램에 보완이 필요하다. 따라서, 규제기관과의 논의에 따라 원전 사업자는 Alloy 600 재질 및 주변 탄소강에 대해서는 육안검사 외에, 열화평가 결과에 기초한 손상 예상부위의 경우 표면검사 및 체적검사를 병행해서 수행하도록 하는 강화 검사프로그램을 마련하였다.

4.1.2. PWSCC 비파괴검사

원전에서 발생한 균열손상 경험으로부터 PWSCC는 현재 원전 가동중검사에 적용되고 있는 비파괴검사 기술로서 탐지가 어렵다고 알려져 있다. 이는 다른 균열과 달리 PWSCC 균열의 경우 표면 열림이 거의 없으며, 불연속적으로 분기되는 특징이 있

기 때문이다. 또한 용접부의 고온균열과 구분이 어려운 특성이 있어, 비파괴검사의 신뢰성 확보 측면에서, 균열에 대한 비파괴검사 수집신호와 재질의 야금학적인 특성간의 상관관계를 면밀히 검토할 필요가 있다. PWSCC에 대한 비파괴검사 신뢰성 평가를 위해 한국을 비롯한 미국, 일본, 스웨덴 등이 참여한 국제 공동 연구(PINC : program for inspection of Nickel alloy components)가 진행된 바 있다. 1단계 연구수행을 통해 얻은 교훈은 두가지로 요약하였다.

- 가) PWSCC 균열탐지 확률을 높이기 위해서는 기존 초음파탐상검사 기법과 함께, 점차 활용이 증가되고 있는 위상배열 초음파탐상검사 기법을 상호보완하여 적용하여야 한다.
- 나) 실제 비파괴검사 이전에 검사대상부의 표면 상태 및 용접부 형상, 검사자 접근상태 등을 정확히 조사하여, 초음파 탐촉자 및 검사자를 최적화되도록 하여야 한다.

4.2. 이중금속 맞대기 용접부 검사

PWR 발전소 정상운전 조건에서 1차 냉각수 또는 증기에 노출된 Alloy 600/82/182 재질은 PWSCC가 발생될 가능성이 높다. 이와 관련하여 규제기관에서는 원자로 냉각재 계통 Alloy 600/82/182 기기 및 용접부에서의 PWSCC 손상에 대한 사업자의 대책을 요구한 바 있다.

PWSCC에 대처하기 위해 산업계가 고려하고 있는 몇 가지 방안은 강화검사 확대, Alloy 600/82/182 재질을 Alloy 690/52/152 재질로 대체, Alloy 52/152 재질로 구조 용접부를 덧용접(overlay), 균열 발생 및 성장을 억제하기 위하여 손상민감 재질에 압축응력을 가하도록 하는 응력개선 공정, Alloy 82/182 재질외면에 Alloy 52 재질 클래딩 적용 등이다.

ASME Code Sec. XI에서는 이중금속 용접부를 포함한 원자로냉각재 계통 기기 및 배관에 대해 기본적으로 체적, 표면 및 육안검사를 요구하고 있으며, 향후 개발될 경년열화 관련 고시에 이중금속 용접부에 대해서는 강화검사 프로그램을 수행하도록 반영할 예정이다.

국내 원전사업자는 현재 MRP-139(재료 건전성 프로그램: 1차 냉각재 계통 맞대기 용접부 검사 및 평가 지침)와 사업자 주도의 능동적 재료열화 관리

방안(NEI 03-08)을 준수하고 있다. MRP-139는 PWR 1차계통 체적 및 육안검사에 대한 산업계 지침으로, ASME Code Sec. XI에서 요구되고 있는 검사를 좀 더 강화한 것이다. MRP-139의 1.2절(이행), 5장(검사 요건) 및 6장(검사 일정)은 NEI 03-08의 강제요건으로 구분되어 있다.

미국 Wolf Creek 원전 가압기 노즐에서 발견된 다중 균열 발생 사례 등 해외 이중금속 용접부 손상사례를 포함하여 MRP-139 검사 프로그램 등에 대해 국내 원전 특성을 반영한 적합성 평가가 수행된 바 있으며, 현장 규제검사를 위한 검사지침서가 현재 개발중에 있다.

원전 사업자의 MRP-139 검사 프로그램은 단기적인 지침서 수준의 접근으로서, 보다 장기적인 조치로서는 해당 요건을 기준기준에 반영할 수 있도록 해야 할 것이다.

5. 결론

국내 가동중 원자력발전소 안전성 확보 측면에서는 원자로냉각재 계통을 포함한 주요 기기 및 배관에 대해 기술기준에 따라 수행되고 있는 가동중검사 뿐만 아니라 국내·외 원전 현장 경험을 반영한 강화 가동중검사가 큰 역할을 담당하고 있다고 판단된다. 따라서, 본 논문에서는 증기발생기 및 니켈 합금 기기 등에 대해 적용되는 강화 가동중검사를 안전규제 측면에서 검토하고, 원전 비파괴검사분야 신뢰성제고 및 기술발전을 위한 개선안을 다음과 같이 정리하였다.

- 1) 이중금속 용접부내 응력부식균열을 모사한 실제 균열결함 시험편을 활용하여, 비파괴검사 신뢰성을 제고하여야 한다.
- 2) 원자력발전소내 손상민감도 평가결과에 따른 비파괴검사 결과를 체계적으로 반영하여, 민감도 평가방법 및 검사주기 등을 지속적으로 보완해야 한다.
- 3) 항공 및 가스 등 타 산업분야의 비파괴검사 신기술, 해외 비파괴검사 개발 동향을 파악하고, 국내 원전 안전성 제고 측면에서 적극적으로 적용하여 현장 검사 신뢰도를 제고하여야 한다.
- 4) 능동적 재료열화 관리 시스템의 도입과 함께, 원전 주요 기기의 선행적인 재료열화 평가 및

관리가 가능한 비파괴검사 기술을 적극 개발하여야 한다.

후 기

본 연구는 지식경제부 원전 기술혁신 과제의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 홍순신, "가압경수로형 원전의 가동중검사 적용기술기준", 비파괴검사학회지 14권 1호, pp. 32-38 (1994)
- [2] 신호상, 김경조, 장창희, 강석철, "원전의 가동중검사관련 각국의 기술기준 비교 고찰", 비파괴검사학회지 24권 2호, pp. 186-196 (2004)
- [3] P. L. Andersen et al. : Expert Panel Report on Proactive Materials Degradation Assessment, NUREG/CR-6923, Brookhaven National Laboratory (2007)
- [4] NEI 97-06 : Steam Generator Program Guidelines, Nuclear Energy Institute (2005)
- [5] S. Swilley : Steam Generator Management Program: Pressurized Water Reactor Steam Generator Examination Guidelines (Rev. 7), EPRI Report-1013706 (2007)
- [6] USNRC Generic Letter 2006-01 : Steam Generator Tube Integrity and Associated Technical Specification, NRC Website, www.nrc.gov (2006)
- [7] USNRC Information Notice 2005-09 : Indications on Thermally Treated Alloy 600 Steam Generator Tubes and Tube-to-Tubesheet Welds, NRC Website, www.nrc.gov (2005)
- [8] USNRC Information Notice 2004-17 : Loose Part Detection and Computerized Eddy Current Data Analysis in Steam Generator, NRC Website, www.nrc.gov (2004)
- [9] 특정기술 주제보고서: 증기발생기 관리프로그램 통합 지침 (Rev. 1), 한국수력원자력(주), (2008)
- [10] USNRC Fact Sheet : Improvement Resulting from Davis-Besse Incident, NRC Website, www.nrc.gov (2009)