

발전설비의 유지보수와 비파괴검사 현황(II) - 원자력발전소를 중심으로 -

Maintenance of Power Plant Facilities and Nondestructive Inspection (II) - Nuclear Power Plants -

박익근*[†], 강석철**

Ik-Keun Park*[†] and Suk-Chull Kang**

1. 개 요

원자력발전소(Nuclear Power Plant; NPP)는 원자로(reactor vessel), 증기발생기(steam generator), 가압기(pressurizer) 등의 압력용기와 이들 압력용기를 연결하는 배관(piping), 그리고 펌프(pump), 밸브(valve), 열교환기(heater exchanger) 등의 여러 기기(component)들로 구성된다. 이들 원전 기기들 중에서 특히 배관은 1000 MW급 원전의 경우 한 호기 당 총연장이 100 km 이상 되며, 이중 70 km 이상이 원전 안전에 중요한 안전성 관련 배관(safety related piping)이다. 원전에 설치되어 가동중인 기기는 일반 기기보다 상대적으로 고온, 고압 등의 가혹한 환경에서 운전되고 있고 원전기기에 손상이 발생하면 방사능이 유출될 가능성이 있으므로 내압기기의 건전성 확보는 원전에서 가장 중요한 요소 중의 하나이다. 그리고 이들 주요기기는 운전연한이 증가함에 따라 기기에 가해지는 응력 및 피로 등의 하중과 방사선, 열 및 부식 등의 환경의 영향으로 인해 점차 노후화된다. 이러한 원인으로 결함이 발생하여 주요기기의 건전성이 상실되면 원전의 안전성에 심각한 영향을 미칠 수 있으므로 원전 주요기기의 건전성 유지는 원전의 안전성과 관련하여 매우 중요한 문제이다.

국내 원자력발전소의 건전성(integrity) 확보를 위한 주요 기기의 가동전/중검사(Pre-Service/In-Service Inspection; PSI/ISI)는 관련 기술기준(고리, 영광, 울

진 원자력발전소의 경우 ASME Code Sec. XI, 월성 원자력발전소의 경우 CAN/CSA N 285.4)에 따라 철저히 수행되고 있다. 결함을 내재하고 있는 구조물의 사용중 건전성을 판정하기 위한 신뢰도 높은 파괴역학적 분석(Fracture Mechanics Analysis; FMA)이 요구되고 있으며, 결함의 합부 판정기준(acceptance criteria)은 결함지시 길이나 지름과 단 순 비교할 수 없고, 주어진 구조물의 재료특성, 응력 그리고 결함의 크기와 위치 등 모두가 합부성(acceptability)을 결정하는 주요한 인자이다. 일반적으로 표면(surface) 및 표면직하(subsurface) 결함에 대한 파괴역학 개념에 근거한 판정 기준은 표면이나 표면직하에서의 결함의 위치, 길이, 벽두께 방향 치수 등에 의해 지시의 합부성을 결정한다.

비파괴검사는 그 동안 가동중 원전 압력기기의 건전성을 주기적으로 확인하기 위한 방법으로써 가장 많이 사용되고 있고, 1978년 고리 1호기 가동부터 시작된 원전 ISI는 모든 발전소의 안전운전에 있어서 본질적인 요소 중의 하나로 인식되어 사용전/운전중에 구조적인 건전성을 비파괴검사로 확인함으로써 안전운전을 보장하고 있다. 1974년 ASME 코드에 표준화된 비파괴검사 규격이 도입된 이래 지난 30여년간 많은 사고/고장으로 원자력발전소의 안전운전을 보장하는데 비파괴검사기술의 신뢰성을 의심하게 되었고, 1974년부터 원자력 선진국들이 중심이 되어 수행된 PISC(Program for Inspection

* 서울산업대학교 NDE 연구센터, ** 한국원자력안전기술원, † Corresponding author: Research Institute for Nondestructive Evaluation, Seoul National University of Technology, Seoul 139-743 (E-mail: ikpark@snut.ac.kr)

of Steel Components) 프로그램 및 EPRI 등에서의 다자비교시험(Piping Inspection Round-Robin(PIRR Trial) 결과 기존 비파괴검사 방법은 모의 시험편에 있는 상당히 큰 결함도 탐지하지 못하거나 정확한 결함크기를 측정하는데 실패한 경우가 있으며, 검사자의 기량 또는 신체조건에 상당한 차이가 있는 것으로 나타났다[1].

또한 비파괴검사를 수행한 후 결함이 없는 것으로 평가된 운전중 발전소의 부품에서 파손이 발생한 경우가 있었고, 이와 같은 사고/고장으로 각국의 규제기관에서는 비파괴검사의 효용성을 보장하기 위한 대책을 수립하고 있고, 이를 보완하기 위해서 미국 등 선진국에서는 원전 전체적인 안전성 제고를 위해 원전 배관계통에 대한 위험도 정보 가동중검사(Risk Informed Inservice Inspection: RIISI) 방법과 초음파탐상검사 시스템의 기량검증(Performance Demonstration; PD) 요건이라는 새로운 제도를 도입하고 있다[2].

그 동안 원전 PSI/ISI와 관련하여 비파괴검사 결과의 신뢰성 향상에 결정적으로 영향을 미치는 최적의 비파괴검사 방법 및 조건의 적용 등에 의한 정량적 비파괴평가(QNDE) 기법의 확보, 수동검사의 적용한계로 잘 알려져 있는 검사자의 정보전달율의 한계극복을 위한 비파괴검사 공정의 자동화를 통한 검사장비의 전문가시스템(Expert System)화, 시간적 재현성이 있는 검사결과와 확보를 위한 비파괴검사 기술자의 자격인정 및 인증제도의 확립 등, 이 분야의 국내 기술수준은 기술의 도입, 소화 및 토착화를 이루어 부분적으로는 기술발전 주기 중 기술의 안정화 단계에 접어들었다고 할 수 있다[3-6].

원전 가동중검사에 적용되고 있는 비파괴검사의 개념도 정보화의 시대를 접하면서 급속도로 바뀌어 가고 있는데 검사로 얻어진 정보 및 신호는 통신 매체로 세계 어디서나 얻을 수 있고, 검사의 기술과 방법은 기존의 방법을 탈피하여 기존 방법 보다 비접촉으로 검사의 적용한계를 극복하고 검사가 용이하고 비용도 절감되고 결과는 고감도로 정확하며 실시간으로 신속하게 검사할 수 있는 새로운 기술과 장비의 개발에 총력을 기울여야 한다.

본 해설에서는 원자력발전소 가동중검사의 검사 계획, 검사대상, 검사방법 등에 대하여 가압경수형 원전의 가동중검사를 중심으로 각 비파괴검사기술이 보수검사에 어떻게 적용되고 있는가에 대한 현황과 새로운 적용 예 등에 대해 소개하고자 한다.

2. 원자력발전소의 현황

2.1. 현황

세계적으로 원자력발전소(이하 원전이라 한다)에는 경수로, 가스로, 캐나다형 중수로 등의 형식이 있고, 이 중 상용화되어 세계에서 가장 많이 건설되어 있는 것은 경수형 원자력 발전시설로 비등수형(Boiling Water Reactor; BWR)과 가압수형(Pressurized Water Reactor; PWR)의 2가지 형식이 있다. 우리나라에는 1978년부터 상업운전에 들어간 고리1호기를 비롯하여 19기의 원자력발전소가 운영되고 있고, 7기의 원자력발전소가 건설되고 있다. 원자력발전소는 증기를 생산하는 방식에 따라 여러 가지 형식으로 분류되고 있는데, 우리나라에는 그림 1과 같이 일반 물을 사용하는 가압경수형(PWR)과 우라늄을 농축하는 대신에 중수를 사용하는 가압중수형(PHWR) 두 가지 형식의 원자로가 도입되어 있고, 가압중수형 원자로는 캐나다에서 개발한 것으로 월성에 4기가 있고, 나머지는 모두 가압경수형 원자로인데, 초기 설계회사에 따라 다시 W/H(Westinghouse)형, Framatome 형과 C/E(Combustion Engineering)형으로 구분된다. W/H형은 고리 및 영광에 각 4기의 원전이 있고, Framatome형은 울진에 2기가 있으며 나머지는 C/E형 또는 C/E형을 개량한 KSNP(Korean Standard Nuclear Plant) 또는 APR-1400(Advanced Power Reactor-1400)이다.

원전 설비는 원자로 계통, 터빈 계통 및 발전설비 계통의 3계통으로 대별되고 원자로 계통을 제외하면 화력발전소와 거의 동일한 구성을 하고 있다. 원자력 발전설비에 대해서는 그 건전성과 안전성을 보증하기 위해 설계, 제조, 설치로부터 운전개시 후에 까지도 고도의 품질보증 체계를 가지고 정밀한 검사를 실시하고 있다. 원자력발전소는 화력발전소와 달리 원자력을 이용함에 따른 안전성 확보가 무엇보다도 중요하다고 할 수 있다. 따라서 원자력으로부터 국민의 건강 및 재산을 보호하기 위한 별도의 규제가 있고, 일반 화력발전소 등에서의와 같이 압력용기, 배관 등에 대한 근무자들의 안전을 위한 활동이 필요하다. 원자력발전소를 보유한 나라에서는 원자력안전을 보장하기 위하여 규제체계가 수립되어 있고, 또한 국제원자력기구(IAEA)에서는 각국의 규제체계가 일정 수준 이상이 되도록 안전협약을 체결하여 이를 유지하도록 하고 있다.

원자력발전소는 증기를 만들기 위한 원자로시설인 1차 계통, 증기로 발전을 하는 터빈 발전시설인 2차 계통 및 터빈을 돌린 증기를 응축하는 3차 계통으로 구분할 수 있고, 원자력발전소의 운영을 담당하고 있는 한국수력원자력(주)에서 안전에 대한 궁극적인 책임을 맡고 있지만, 원자력사고는 국민의 건강 및 재산에 피해를 줄 수 있으므로 국가에서 안전성 보장을 위해 원자로시설은 원자력법에 따라 규제를 하고 있고, 방사성물질을 내포하는 압력용기 등의 시설만 위험한 것이 아니라 고압의 증기를 내포하는 일반적인 압력기 등의 시설도 위험하므로 일반 발전시설은 전기사업법에 따라 규제하고 있다. 국내에서는 1차 계통의 안전규제에 대한 책임을 과학기술부가 맡고 있으며, 원자력안전규제전문기관인 한국원자력안전기술원이 위탁을 받아 안전심사, 안전검사 등 기술적인 업무를 담당하고 있다. 최근 원자력발전소에 대한 통합규제가 필요하다는 논의가

있지만, 현재 2차 계통에 대한 규제는 산업자원부가 맡고 있으며, 전기안전공사에서 위탁을 받아 전기사업법에 따른 검사 등을 수행하고 있다.

전원별 발전설비 구성, 화력발전소별 가동 운영기간, 원자력발전소의 발전소 형식별 발전용량 등은 전보[6]에 소개한 바와 같다. 국내 원자력발전소의 현황은 표 1과 같다.

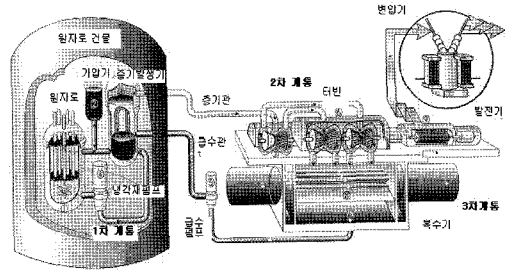


그림 1 가압경수형(PWR) 원자력 발전설비 개략도

표 1 국내 원자력발전소의 현황

발전소명	구분	노 형	전기출력 (MWe)	상업운전 개시일	사용기간
고리	1호기	가압경수로	587	1978.4	26 년
	2호기	가압경수로	650	1983.7	21 년
	3호기	가압경수로	950	1985.9	19 년
	4호기	가압경수로	950	1986.4	18 년
영광	1호기	가압경수로	950	1986.8	18 년
	2호기	가압경수로	950	1987.6	17 년
	3호기	가압경수로	1,000	1995.3	9 년
	4호기	가압경수로	1,000	1996.1	8 년
	5호기	가압경수로	1,000	2002.5	2 년
	6호기	가압경수로	1,000	2002.12	2 년
월성	1호기	가압중수로	678	1983.4	21 년
	2호기	가압중수로	700	1997.7	7 년
	3호기	가압중수로	700	1998.7	6 년
	4호기	가압중수로	700	1999.10	5 년
울진	1호기	가압경수로	950	1988.9	16 년
	2호기	가압경수로	950	1989.9	15 년
	3호기	가압경수로	1000	1998.8	6 년
	4호기	가압경수로	1000	1999.12	5 년
	5호기	가압경수로	1000	2004.7	0 년
	6호기	가압경수로	1000	2005.6예정	
신고리	1호기	가압경수로	1000	2009.5예정	
	2호기	가압경수로	1000	2010.7예정	
	3호기	가압경수로	1400	2010.9예정	
	4호기	가압경수로	1400	2011.9예정	
신월성	1호기	가압경수로	1000	2009.9예정	
	2호기	가압경수로	1000	2010.9예정	

3. 가동중검사

3.1. 개요

원자력발전소는 원자력, 기계, 토목, 전기, 계측 제어, 재료 등 많은 분야의 전문기술이 적용되고 있는데, 비파괴검사는 압력용기, 배관, 등 압력기기 및 주요 구조물의 안전성을 보장하기 위하여 적용되고 있다. 비파괴검사는 적용시기에 따라 다음과 같이 제작/건설 시에 하는 검사와 사용개시 후 일정기간마다 하는 검사로 나눌 수 있다.

사용전단계의 제작/건설시의 비파괴검사는 제작/설치된 제품이 규격 또는 사양을 만족하고 있는가를 확인하기 위한 검사이다. 가동전검사(PSI)는 원자력발전소 건설 완료 후 상업운전 착수 전에 원자력발전소 안전성에 영향을 미치는 기기인 ASME Class 1, 2, 3, 기기에 대해 ASME Sec. XI 요건에 따라 비파괴검사를 수행하여 기기의 건전성 상태를 진단하고 향후 수행될 가동중검사 결과와 비교, 분석하는데 필요한 기초자료를 취득하기 위한 검사를 말한다. 가동중검사(ISI)는 원전의 기기 및 구조물 중 압력경계를 구성하는 부품에 대해 다음 검사까지의 기간에 안전하게 사용 가능한가 여부를 체계적으로 계획을 수립하여 주기적으로 샘플검사를 수행하는 것을 말한다. 원자력발전소의 경우 가동중검사는 원

자력발전소의 상업운전 착수 이후 발전소 안전성 및 신뢰성을 확보하기 위해 ASME Sec. XI 요건 및 PSI 결과 등에 따라 가동중검사 대상 기기를 선정하고 향후 수행될 각 발전소의 계획예방정비 공기, 투입 인력 등 발전소 제반 여건을 고려하여 전체 가동중검사 대상기기를 10년 주기의 장기 가동중검사 기간(장주기) 중에 적절하게 배분하여 장주기 1회 동안에 전체 검사 대상 기기의 검사를 완료하는 것으로 하고, 가동전검사시 적용된 동일한 비파괴검사방법으로 매 발전소 계획예방정비 기간 중에 검사를 수행하여 PSI때 취득한 자료와 비교함으로써 각 기기의 건전성 상태를 진단하는 검사이다.

독일, 프랑스 영국 등 유럽 각국에서는 ASME Sec. XI을 참고로 독자의 요구와 검사 기법을 가미한 ISI 기준을 사용하고 있다. ASME Sec. XI과 각국의 ISI 규격에는 ISI 범위 등의 차이 외에 원자로 용기에 대해 각국이 1독자적인 초음파탐상검사의 기법을 가지고 있는 것이 다르다. 각국의 특징적인 탐상법으로는 다음을 들 수 있다.

- 독일: 여러 개의 탐촉자를 사용하는 탠덤법에 의한 외면으로부터의 초음파탐상
 - 프랑스: 수침법에 의한 노 내의 탐상
 - 영국: 독자적으로 개발한 탐상법 (TOF법)의 채용
- 표 2는 가동중검사에 관한 각국의 기준관계의 비교를 나타내고 있다.

표 2 ISI에 관한 각국의 기준 비교

항 목	일 본	한 국	미 국
기본법	원자력기본법 전기사업법	원자력법 전기사업법	10 C.F.R.50
검사 프로그램 적용범위 및 대상기기	JEAC 4205 JEAC 4205	ASME Sec.XI	ASME Sec.XI
검사방법 및 범위			
평가 및 보수			
초음파탐상 시험법	JEAG 4207	ASME Sec.V	ASME Sec.V
그 외 비파괴 검사기 방법 (PT, MT)			

비교

JEAC 4204 : 일본전기협회 전기기술기준, "경수형 원자력발전소용 기기의 가동중검사"

JEAC 4207 : 일본전기협회 전기기술기준, "경수형 원자력발전소 용 기기의 가동중검사에 관한 초음파탐상·시험 지침"

3.2. 1차 계통에 대한 가동중검사

원자력발전소의 비파괴검사는 사용하기 이전에 압력기기의 건전성을 확인하기 위하여 수행하는 건설과정의 비파괴검사와 운영 후 온도, 응력, 진동, 방사선조사, 환경 등에 따른 열화를 감시하기 위한 가동중 비파괴검사로 구분할 수 있다. 사용하기 이전에는 다시 소재검사와 용접부의 검사로 구분될 수 있고, 표면의 결함을 탐지하기 위한 액체침투탐상검사 또는 자분탐상검사가 적용되지만, 내부결함을 탐지하기 위해서 소재검사의 경우 주조품과 같이 형상, 금속조직 등으로 인하여 초음파탐상검사(UT)를 적용하기 어려운 경우에 방사선투과검사를 수행하는 것을 제외하고는 용기, 배관 등 대부분은 초음파탐상검사를 적용하고 있고, 용접부의 경우 특별한 경우를 제외하고는 방사선투과검사를 적용하고 있다. 이와 같은 용접 및 비파괴검사가 완료되고 계통의 수압시험(또는 기압시험)이 완료되면 ISI의 기초자료 확보를 위한 가동전검사(PSI)를 수행하게 되는데, 이러한 PSI에서 결함이 탐지되면 당연히 평가하고 보수를 하게 되지만 ISI의 일환으로 간주한다. 또한 PSI의 합격기준은 ISI보다 약간 더 엄격하지만 ISI와 동일한 방법을 적용하고 있으며, 가동중에는 배관 용접부 등의 경우 샘플링검사를 하지만 PSI시에는 안전등급 1의 배관 용접부에 대해서는 모두 검사를 하는 것이 다르다.

1차 계통의 ISI는 법령으로 적용해야 할 산업기술기준(예, 전력산업기술기준(KEPIC), ASME code 등)을 규정하고 있는데 이에 따른 검사와 사고/고장 등의 운영경험을 반영하여 규제기관의 행정명령, 권고 등으로 추가검사를 수행하며, 운영자가 스스로 안전성 및 신뢰성을 향상하기 위하여 자체검사를 수행하는 경우가 있다.

3.2.1. 규제근거

과학기술부령인 “원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙”(이하 “원자로규칙”) 제63조(시험·감시·검사 및 보수)에 의하면 “안전관련 구조물·계통 및 기기의 안전 기능 및 성능을 설계시 의도한 대로 유지하기 위하여 안전의 중요도를 고려한 시험·감시·검사 및 보수 계획을 수립하여야 하며, 과학기술부장관이 정하여 고시하는 바에 따라 조치를 취하여야 한다.”라고 규정하고 있다. 이러한 요건에 따라 수행되는 것 중의 하나가 ISI이며, 이 원자로규칙에

서 위임한 ISI에 대한 세부요건을 과학기술부고시 제2004-13호(원자로시설의 가동중검사에 관한 규정)에 규정하고 있다. 이 고시에는 적용해야 할 산업기술기준, 검사계획서 및 검사보고서 제출요건, 기량검증에 관한 요건, 산업기술기준에서 규정하지 않고 있는 추가검사요건, 등을 규정하고 있다.

원자력발전소의 경우 1차 계통은 설계시부터 안전의 중요도에 따라 안전등급을 구분하고 등급에 따라 이에 상응하는 기술규격 및 품질보증을 적용하도록 하며 운영시에도 이러한 요건을 적용하도록 규정하고 있다. 이와 같이 원자력 안전에 중요한 설비는 크게 4가지 등급으로 분류하며, 안전등급 1은 원자로냉각재계통이며, 안전등급 2는 격납건물 및 비상시 안전기능을 수행하는 설비(격납건물살수, 봉산주입계통, 잔열제거, 비상노심냉각, 핵연료재장전용수저장탱크 등)이며, 안전등급 3은 안전등급 1, 2의외의 안전기능을 수행하는 설비이고, 비안전등급은 안전등급 1, 2, 3 이외의 원자력설비로서 방사성 물질을 내포하는 설비 등을 말한다.

과학기술부고시 제2004-13호에서는 ISI에 적용할 수 있는 산업기술기준으로 KEPIC 2000년판 또는 이와 상응하는 ASME code(95년판 + 96, 97년 추록)를 적용하도록 규정하고 있고 이외의 산업기술기준을 적용하고자 할 경우에는 규제기관의 승인을 받도록 규정하고 있으며, 최근 KEPIC 2003년 추록까지 승인하기 위하여 규제기관에서 검토를 하고 있다.

따라서 안전등급 1로 분류될 경우 가동중검사 기술기준은 KEPIC-MI “가동중검사”의 MIB, 안전등급 2 기기는 MIC, 안전등급 3 기기는 MID, 금속 격납용기 및 금속 라이너는 MIE, 지지물은 MIF, 격납구조물은 MIL을 적용하거나 이에 상응하는 ASME Code Section XI을 적용하여야 한다.

3.3. 2차 계통에 대한 가동중검사

전기사업법 제65조 및 동 시행규칙 제32조에 의거 2차 계통의 터빈 발전설비 등 건전성 확인을 위해 RT, UT, MT, PT를 이용하고, 초음파두께측정으로 배관 및 압력용기 부식에 따른 두께 감육 측정, 그리고 ECT, LI(기밀 및 수압시험)에 의해 복수기 및 급수가열기 세관(전열관) 검사를 하고 있다. 검사대상은 증기터빈설비, 급수설비, 복수설비, 보조설비 및 발전기 계통 설비 등으로 계획예방정비 기간에 전기사업법 요건에 따라 비파괴검사를 실시하고 있다.

표 3 2차 계통의 비파괴검사 현황

검사 대상	검사 부위	검사 방법
터빈계통 TBN HP, IP, LP	- Journal Bearing(Upper, Lower) - Thrust Bearing(Upper, Lower) - Thrust Pad Bearing	UT, PT
	- Control Gear 부품	UT, MT, PT
	- Rotor & Blade - Coupling Bolt외	MT
	- Diaphragm 상.하 용접부	PT
	- Blade Root 부	UT
	- HP Out Casing Bolt - HP Loop Pipe Heating Bolt	MT
	터빈계통 MSV, CIV	- Seat, Disc, Plug 용접부
- Heating Bolt		MT
- Spindle, Strainer		MT
터빈계통 MSR A/B	- Rupture Disc	PT
터빈계통 L.O Sys (MOP)	- Impeller	PT
	- Journal Bearing	PT, UT
	- Thrust Bearing	PT, UT
주발전기	- Gen Seal Ring - Rotor Wedge & End Ring	UT
	- Gen Seal Ring - Rotor Wedge, End Ring & Fan Blade	PT
급수계통 MFBP 04P, 05P, 06	- Journal Bearing(Upper, Lower) - Thrust Bearing(Indoard, Outdoard) - Thrust Pad	UT, PT
급수계통 MFBP 04P	- Impeller - In Board Bracket / Out Board Bracke - Casing	MT
주급수 펌프 터빈 (01K, 02K)	- TBN Rotor & Rotor Bearing(Upper, Lower) - Journal Bearing(Upper, Lower) - Thrust Bearing(Upper, Lower) & Pad	UT,MT PT
	- Digphragm	MT
	- TBN HP Control V/V & Stop V/V - TBN LP Control V/V & Stop V/V - Actular Spring - 배기후드 Expansion Joint 용접부	PT
주급수펌프 (01P, 02P, 03P)	- Journal Bearing(Upper, Lower) - Thrust Bearing(Indoard, Outdoard)	PT, UT
기동용 급수 펌프	- Journal Bearing(Upper, Lower) - Thrust Bearing(Upper, Lower) & Pad	PT, UT
복수펌프 CEP "B"	- Shaft, impeller & Bracket	MT
해수순환수펌프CWP "C"	- Thrust Bearing & Journal Bearing	UT, PT
급수가열기 (저압: 1, 2, 3, 4) (고압: 5, 6, 7, 8)	- 용기 본체 - 맨홀 및 노즐 용접부 - 경판 - 세관(전열관) - Bolt, Nut	UTT, LT MT or PT UTT ECT, LT MT
복수기 (BOX : A, B, C)	- 세관(전열관) - 세관(확관용접부)	ECT, LT LT

표 4 1, 2차 계통 배관 두께 측정

계 통	측정 개소	비 고
Main Turbine System(HD)	36 개소	계획예방정비 기간에 약 150 개소 정도 두께측정
Condensate System(CD)	22 개소	
Feed Water System(FW)	18 개소	
Feed Water Heater Extraction System(EX)	11 개소	
Steam Generator Blowdown System(BD)	3 개소	
Feed Water System(FW)	17 개소	
Maim Steam System(MS)	15 개소	
원자로 1차 계통 배관	25 개소	
합 계	147 개소	

표 5 가동전검사 및 가동중검사 계획의 구분

가동전검사 (PSI) 핵연료장전 이전완료	가동중검사											
	제1 장주기			제2 장주기			제3 장주기			제4 장주기		
	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기	단주기
상업운전개시	10년			20년			30년			40년		

3.4. 산업기술기준에 따른 가동중검사

3.4.1. 가동중검사 계획

가동중검사는 핵연료재장전 또는 유지보수를 위한 발전소 운전정지 기간동안 수행할 수 있지만, 우리나라의 경우 10년 장주기로 정하여 한 장주기마다 ISI 대상의 100% 이상을 검사하여야 하고, 표 5에서와 같이 장주기를 3회의 단주기로 구분하며, 기기별 용접부의 종류에 해당하는 각 검사범주별로 표 6에서와 같이 각 단주기 내에 요구되는 백분율만큼의 비파괴검사를 완료하여야 한다. 단, 원자로 용기의 용접부 등에 대해서는 예외로 하고 있다.

표 6 가동중검사 단주기별 검사필요 백분율

검사 장주기	검사 단주기	검사필요 최소백분율, %	검사인정 최대백분율, %
1차	3년	16	34
	7년	50	67
	10년	100	100
후속	3년	16	34
	7년	50	67
	10년	100	100

10년간의 장주기 동안 안전등급 1,2의 용접부에 대한 개략적인 ISI 대상을 정리하면 표 7과 같고 안전등급 3의 용접부에 대해서는 육안검사만 요구되고 있다. 가동중에는 배관 용접부 등의 경우 표 7에서와 같이 샘플링검사를 하지만 PSI시에는 안전등급 1 배관은 검사 대상을 모두 검사하고, 안전등급 2는 샘플링검사를 하고 있다.

표 7 안전등급 1,2에 대한 기기별 검사 내용

등급	기기구분	검사내용
안전등급 1	압력용기	- 10년마다 100% 체적검사
	배관	- 4인치 이상의 배관은 25% 체적검사 및 표면검사 - 4인치 미만의 배관은 표면검사만
안전등급 2	압력용기	- 10년마다 구조적 불연속 용접부에 대하여 체적검사 - 다만 두께 0.2인치 이하의 경우는 표면검사만
	배관	- 배관 크기가 4인치 초과하고 두께가 3/8인치 이상, 또는 배관 크기가 2인치 이상 4인치 이하이며 두께가 1/5인치를 초과할 경우, 7.5%에 대하여 UT 및 표면검사 - 두께가 얇을 경우 표면검사만 수행

용접부에 대한 검사구역은 압력용기의 경우 그림 2에서와 같이 체적검사의 경우 전 두께를 검사하여야 하나, 안전등급에 따라 용접부 인접소재에 대한 검사구역이 달라지며, 배관 용접부의 경우는 압력용기의 경우와 달리 그림 3에서와 같이 두께의 1/3에 해당하는 내부만 검사한다.

용접부에 대한 ISI의 경우 체적검사는 대부분 초음파탐상검사를, 표면검사의 경우 액체침투탐상검사(PT) 또는 자분탐상검사(MT)를 수행하게 된다. 이러한 체적검사 및 표면검사를 수행한 결과 결함을 발견하면 그림 4에서와 같이 결함특성화를 하여 평가하게 되는데, 인접한 결함과 일정거리 이내에 있을 경우 하나의 결함으로 간주하기도 한다. 결함의 합격기준은 산업기술기준에 용접부의 기계적 성질에 따라 또한 두께에 따라 다르게 규정되어 있다. PSI시에 발견된 결함지시는 합격기준 이내의 크기가 되도록 보수하여야 하지만, 가동중에 발견된 결함지시는 합격기준을 초과하더라도 파괴역학해석으로 평가하여 건전성이 확인되면 결함지시를 보수하지 않고 계속 사용할 수도 있다.

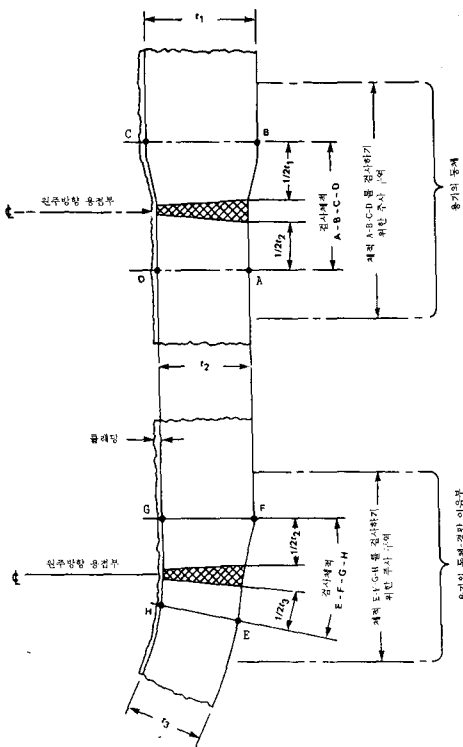


그림 2 원자로압력용기 용접부의 검사구역

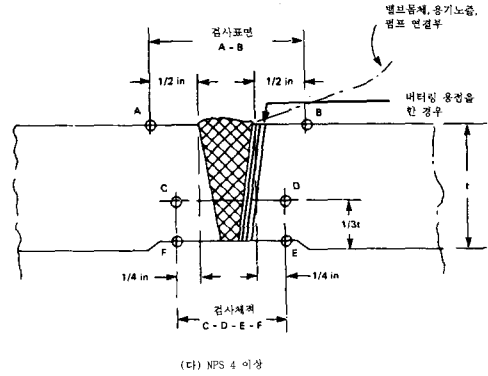


그림 3 배관용접부의 검사구역

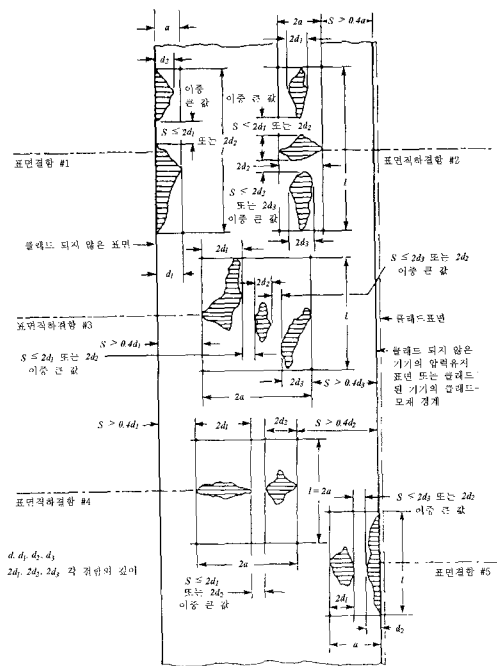


그림 4 표면결함과 표면적결함의 구분 및 결함의 크기를 정하는 특정화 기준

3.4.2. 가동중검사 수행체계

국내 가동중검사에 참여하는 회사는 (주)카이텍, 한전기공(주), 세안기술(주) 3개 회사이며, 최근에는 한국수력원자력(주)에서 자체적인 기술 확보를 위하여 가동중검사를 일부 수행하고 있다. 비파괴검사 전문회사 및 운영자인 한수원에서 자체 품질보증팀을 운영하고 있지만, 가동중 공인검사기관인 한국

기계연구원 공인검사단에서는 가동중검사의 업무가 KEPIC 또는 ASME code에 따라 적절하게 수행되는지를 감독하고 있으며, 비파괴검사에 대한 기량 검증은 검사수행조직과 별도의 독립성을 유지한 한전 전력연구원에서 수행하고 있다.

가동중검사의 계획서 및 보고서는 계약을 체결한 회사에서 작성하여 운영자의 검토를 거친 후 규제기관에 제출하도록 되어 있으며, 규제전문기관인 한국원자력안전기술원에서는 관련기술기준 및 품질보증계획에 따라 적절하게 비파괴검사를 수행하는지, 검출된 결함을 적절하게 처리하는지 등 가동중검사 전반에 대하여 규제하고 있다. 증기발생기 세관 ECT 신호평가에 대해서는 제3의 업체를 선정하여 한 번 더 신호평가를 하며, 중요 사안에 대해서는 전력연구원에서 다시 검토하는 등 ECT 신호평가의 오류를 배제하고자 노력하고 있다.

3.4.3. 가동중검사 현황

(1) 가동중검사 현황

PSI시에는 안전등급 1 기기는 ISI의 기초 자료를

확보하는 의미가 있기 때문에 ISI시에 샘플링검사가 되지 않는 부위를 포함하여 모든 부위를 검사하고 있으며 반면 안전등급 2, 3의 기기는 샘플링검사를 하고 있고, 산업기술기준에서 요구하는 검사대상뿐만 아니라 운전경험에 의하여 규제기관에서 추가로 요구하는 검사대상 및 사업자 자체의 검사대상도 포함하여 모든 검사를 수행하고 있다. 예로써 최근에 검사가 완료되었던 울진5호기의 검사물량을 계통별, 안전등급별, 검사방법별로 분류하여 나타내면 표 8과 같다.

(2) 장기 가동중검사 계획 현황

원자력발전소의 가동중검사는 10년을 장주기로 하여 3개의 단주기로 구분하며 단주기별 일정비율의 검사를 수행하도록 산업기술기준에 규정되어 있고 이에 따라 발전소 운영자는 PSI 또는 ISI시에 결함이 발견된 부위 또는 용력이 높거나, 피로계수가 높은 부위를 우선적으로 선정하여 차수별(매 정기보수) 검사계획을 수립하여 규제기관에 제출하게 된다. 예로서 최근 가동에 들어간 울진5호기의 장기검사계획의 검사물량배분은 표 9와 같다.

표 8 계통 및 등급별 검사부위 수행현황

Class Method System	1				2				3	계
	UT	PT	MT	VT	UT	PT	MT	VT		
RPV	56	28	67	111						262
S/G	20		2	6	9		14	8		59
PZR	22	7	7	6						42
RC	155	341	68	69						633
CVC		66		19						85
SIS	148	178		31	209	281		418		1,265
RCP	68		4	48						120
RG		8		3						11
VALVE				59						59
HX					10	2	11	6	22	51
PUMP						22		4		26
CS					19	19		12		50
MS					164		190	35		389
FW					64		64	42		170
SD					39		39	53		131
AF					9	9		4	74	96
DG									72	72
계	469	628	148	352	523	333	318	582	168	3,521

표 9 울진5호기 제1차 장주기계획에 따른 안전등급 및 Outage별 검사 수량 및 배분율

안전등급	용접부 수량	검사요구 대상수량	검사계획 수량	제1장주기							총 계	
				제1단주기			제2단주기		제3단주기			
				1차	2차	3차	4차	5차	6차	7차		
Class 1	1,445	752	969	115	98.5	102	162	156	225.5	110	969	
Class 2	용기/배관	3,166	324	870	101	97	92	146	143	146	145	870
	격납건물	2,311	2,377	2,377	226	324	246	458	337	446	340	2,377
Class 3	176	51	68	8	8	6	12	11	12	11	68	
총 계	7,098	3,504	4,284	450	527.5	446	778	647	829.5	606	4,284	
차수별 백분율				10.5	12.3	10.4	18.2	15.1	19.4	14.1	100%	
단주기별 소계				1,423.5			1,425	1,435.5		4,284		
단주기별 백분율				33.2			33.3	33.5		100%		

(3) 원자로 압력용기의 자동 초음파탐상검사

원자로압력용기는 방사선 준위가 높을 뿐만 아니라 결함이 있을 경우 정확한 크기측정이 필요하므로 UT를 사용하고 있으며, 검사범위도 넓고 접근이 어려우므로 로봇을 이용하여 자동탐상을 하고 있다. 고리1호기와 같이 오래된 원자로압력용기는 축방향의 용접부(axial weld)가 있지만, 대부분의 원자로압력용기는 원주용접부(circumferential weld) 및 노즐용접부(shell to nozzle)만 있는데, 각 검사부위별 주사각도는 표 10과 같다.

원주용접부(G-2, G-3 및 G-4)의 경우, 0°, 45°, 60° 탐촉자는 원자로용기 벽두께의 바깥쪽 75%를 검사하고, SLIC(Shear Longitudinal Investigation and Characterization)-40(중과 : 50° 및 70°) 탐촉자는 벽두께의 안쪽 25%를 검사하기 위해 사용되며, 결함을 검출하기 위해 시계방향(CW), 반시계방향(CCW), 위(Up) 및 아래(Down)의 4 방향으로 탐상한다. Flange-to-upper shell 용접부(G-1)는 0°, 45°, 60°를 사용하여 2 방향(CW/CCW)으로 검사하며, SLIC-40을 사용하여 2 방향[위/아래]으로 검사한다. 또한 G-1 용접부는 용접면에 위치한 결함을 검출하기 위해 용접면과 수직하게 초음파 빔을 입사시키기 위해 2.0°, 4.0°, 10.5° 및 18.25° 탐촉자를 사용하여 원자로용기 Seal Surface쪽에서 검사한다.

Nozzle-to-Shell 용접부도 0°, 45°, 60° 및 SLIC-40 탐촉자를 사용하여 용기벽(Vessel Wall)쪽에서 다양한 방향의 결함을 검출하기 위해 2 방향 CW, CCW으로 검사하며, 또한 노즐 내경쪽에서 SLIC-20

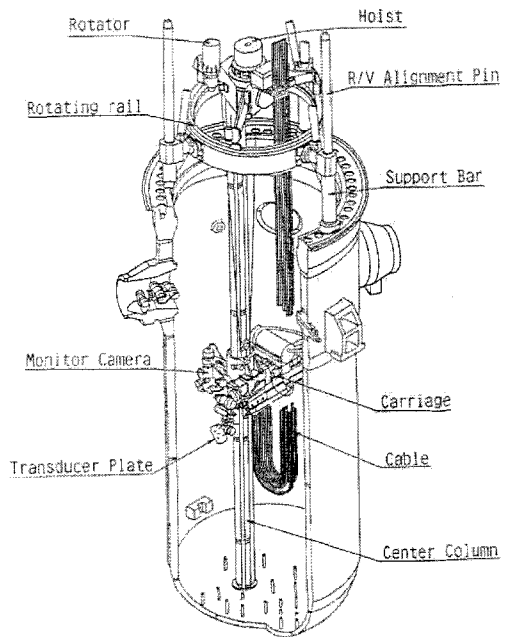


그림 5 원자로압력용기에 비파괴검사용 로봇이 설치된 개념도

탐촉자로 용접단면에 평행한 결함을 검출하기 위하여 초음파 빔을 용접면과 수직하게 입사시킨다. 노즐 내측 반경부(IRS)는 클래드 표면하(Underclad) 균열 및 노즐에 축방향으로 위치하고 있는 표면 근처의 결함을 검출하기 위해 SLIC-40 탐촉자를 사용하여 검사하며, Nozzle to Pipe 및 Elbow to Nozzle 용접부는 SLIC-40 탐촉자를 사용하여 노즐

의 내경 쪽에서 용접부 체적의 내측 1/3T 및 인접 열영향부위의 결함을 검출하기 위해 4 방향으로 탐상한다. 원자로압력용기의 자동검사는 용접부 등의 UT 외에도 원자로 내부 육안검사를 수행하는데, 로봇에 설치되어 있는 원격 카메라를 사용하여 용기의 내부, 부착물, Flange Seal Surface 및 Keyway를 검사하며, 또한 벨트라인 영역(Core Belt Region)의 감시시편 지지물의 상태도 검사한다.

(4) 일반 압력용기의 자동 초음파탐상검사

증기발생기, 가압기 등 대형 압력용기는 외부에서 수동으로 탐상할 수도 있으나 용접부의 길이가 길기 때문에 검사자가 수동으로 탐상할 경우 100% 탐상되지 않아 결함이 조기에 발견되지 않는 사례가 발생되어 가능한 자동탐상을 권장하고 있다.

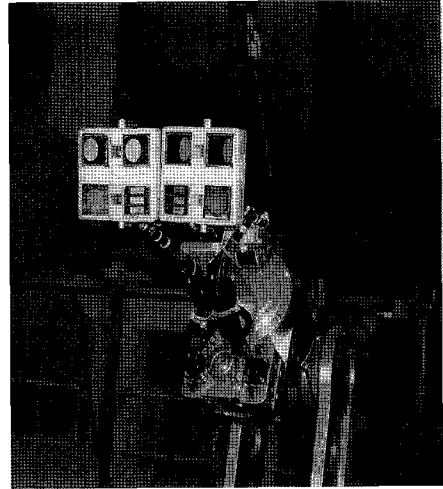


그림 6 로봇에 부착된 여러 가지의 초음파탐촉자

표 10 원자로용기 자동 UT 부위

검사부위	용접부 명칭	검사 각도
G-1	Flange to Upper Shell	0, SLIC40, 45T, 60T, SLIC40T, 2.0 4.0, 10.5, 18.25
G-2	Upper Shell to Intermediate Shell	0, 45, 60, SLIC40, 45T, 60T, SLIC40T
G-3	Intermediate Shell to Lower Shell	0, 45, 60, SLIC40, 45T, 60T, SLIC40T
G-4	Lower Shell to Bottom Head	0, 45, 60, SLIC40, 45T, 60T, SLIC40T
N-1	Outlet Nozzle to Shell	0, 45T, 60T, SLIC40T, SLIC20
	Outlet Nozzle IRS	SLIC40
	Outlet Nozzle to Pipe	SLIC40, SLIC40T
N-2	Outlet Nozzle to Shell	0, 45T, 60T, SLIC40T, SLIC20
	Outlet Nozzle IRS	SLIC40
	Outlet Nozzle to Pipe	SLIC40, SLIC40T
N-3	Inlet Nozzle to Shell	0, 45T, 60T, SLIC40T, SLIC20
	Inlet Nozzle IRS	SLIC40
	Elbow to Inlet Nozzle	SLIC40, SLIC40T
N-4	Nozzle to Shell	0, 45T, 60T, SLIC40T, SLIC20
	Inlet Nozzle IRS	SLIC40
	Elbow to Inlet Nozzle	SLIC40, SLIC40T
N-5	Nozzle to Shell	0, 45T, 60T, SLIC40T, SLIC20
	Inlet Nozzle IRS	SLIC40
	Elbow to Inlet Nozzle	SLIC40, SLIC40T
N-6	Nozzle to Shell	0, 45T, 60T, SLIC40T, SLIC20
	Inlet Nozzle IRS	SLIC40
	Elbow to Inlet Nozzle	SLIC40, SLIC40T

(5) 증기발생기 세관에 대한 와전류탐상검사

증기발생기는 원자력반응에 의하여 생성된 1차 계통의 열을 2차 계통의 터빈을 구동하기 위한 증기로 변환시키는 기능을 하는 열교환기인데, 원자력발전소의 기기중 원자로압력용기 다음으로 중요하기도 하지만, 많은 전열관(세관)으로 인하여 문제가 많은 기기이며, 1차 계통의 원자로냉각재 압력 경계의 가장 넓은 면적을 차지하기도 한다. 증기발생기 압력용기 자체의 용접부도 가동중에 비파괴검사를 수행하지만, 특히 세관은 두께가 얇기 때문에

점식(pitting), 응력부식균열(SCC), 마모(wear), 등의 손상으로 인하여 1차 계통의 물(원자로냉각재)이 2차 계통으로 누설되는 사례가 많았고, 이로 인하여 원자료를 정지하거나 방사성물질로 오염된 사례가 있었다. 증기발생기 세관의 비파괴검사는 우선 접근이 어려워 로봇을 사용하여야 하며, 방사선투과 검사 등은 적용할 수 없으며, UT도 적용은 가능하나 세관의 두께가 얇고 세관 수량이 많고 검사면적이 넓기 때문에 적용하기 어려워 대부분 와전류탐상검사(ECT)를 적용하고 있다.

표 11 국내 증기발생기 현황(2004. 3)

항목	증기발생기			세관					정비현황			
	제작사/Model	수량	1차수 온도 (입구/구, °C)	급수온도(°C)	재질	수량 (SG당)	직경 (mm)	두께 (mm)	관막음	관재생	관막음율	관막음허용율
고리 1	W/△60	2	319.4/282.9	223.3	I-690 TT	4,934	19.05	1.09	14		0.14%	10%
고리 2	W/F	2	324.5/287.7	222.1	I-600 TT	5,626	17.48	1.02	341		3.03%	10%
고리 3	W/F	3	326.4/290.8	226.6	I-600 TT	5,626	17.45	1.02	92		0.55%	5%
고리 4	W/F	3	326.4/290.8	226.6	I-600 TT	5,626	17.45	1.02	103		0.61%	5%
영광 1	W/F	3	326.6/291.6	226.6	I-600 TT	5,626	17.45	1.02	106		0.63%	5%
영광 2	W/F	3	326.6/291.6	226.6	I-600 TT	5,626	17.45	1.02	132		0.78%	5%
영광 3	KHIC/CE S-80	2	327/296	232.0	I-600 HTMA	8,214	19.05	1.07	205	136	1.27%	8%
영광 4	KHIC/CE S-80	2	327/296	232.0	I-601 HTMA	8,214	19.05	1.07	212	184	1.32%	8%
영광 5	KHIC/CE S-80	2	327/296	232.0	I-602 HTMA	8,214	19.05	1.07	8		0.05%	8%
영광 6	KHIC/CE S-80	2	327/296	232.0	I-603 HTMA	8,214	19.05	1.07			0.00%	8%
월성 1	Foster Wheeler	4	312.6/266.3	187.0	I-800	3,558	15.88	1.13	9		0.06%	10%
월성 2	B & W	4	309/267	187	I-800	3,530	15.88	1.13			0.00%	6.4%
월성 3	KHIC 2, B&W 2	4	309/267	187	I-800	3,530	15.88	1.13	12		0.08%	6.4%
월성 4	KHIC	4	309/267	187	I-800	3,530	15.88	1.13	15		0.11%	6.4%
울진 1	W/51B	3	323.2/286.0	219.4	I-600 TT	3,330	22.22	1.27	51	2,453	1.11%	10%
울진 2	W/51B	3	323.2/286.0	219.4	I-600 TT	3,330	22.22	1.27	122	1,760	1.65%	10%
울진 3	KHIC/CE S-80	2	327/296	232.0	I-600 HTMA	8,214	19.05	1.07	107		0.65%	8%
울진 4	KHIC/CE S-80	2	327/296	232.0	I-600 HTMA	8,214	19.05	1.07	186		1.13%	8%

증기발생기 세관의 재질에 따라 다르기는 하지만 약 20년 이전에는 증기발생기 세관의 검사를 주기적으로 샘플링(약 3%)검사만 하도록 산업기술기준에 규정되어 있었고, 결함이 발견되면 샘플링 수량을 확대해 나가도록 했으나 점차 손상사례가 많아짐에 따라 검사량을 확대하고 있다. 세관의 손상기구에 따라 검사방법 즉, 장비 및 와전류코일을 개선하여 검사하고 있으며 손상기구에 따라 수질관리 등 결함 발생을 억제하기 위하여 지속적으로 노력하고 있다. 증기발생기 세관에 대한 검사는 기술개발이 급속하게 진전되고 있고, 손상기구가 다양하여 일관된 기준을 정하기 어렵기 때문에 산업기술기준의 제정이 어려워 일반적으로 규제지침, 사업자가 개발한 지침 등에 따라 검사를 수행하고 합격기준도 상황에 따라 규제기관과 협의하여 결정하고 있는 실정이다.

초기에는 내삽형(bobbin) 코일만 사용했으나 멀티 코일(multi-coil), 다양한 MRPC(Motorized Rotating Pancake Coil) 등으로 변천되었으며, 지금은 X-probe, Intelligent probe 등의 탐촉자와 다양한 와전류탐상 장비 및 소프트웨어가 개발되었고, UT 장비도 개발되었다. 이러한 장비뿐만 아니라 신뢰평가자에 대한 기량검증을 적용하여 검사의 신뢰도를 향상하고자 노력하고 있다.

국내 증기발생기의 현황은 표 11과 같고, 2002년 4월 울진4호기의 증기발생기 세관에서 파단사건이 발생함에 따라 세관의 안전성 확보를 위한 검사강화방안이 수립되었으며 지금은 표 12에서와 같이 검사하도록 과학기술부고시 제2004-13호에 규정되어 있고, 원전 운영자인 한수원(주)에서는 안전성 확보를 위하여 추가로 더 검사를 강화하고 있다.

표 12 과학기술부고시에 규정된 국내 증기발생기 세관 검사요건

분류	노형별 (호기)	WH, Framatome (고리 2,3,4, 영광 1,2, 울진 1,2) KSNP (영광 3,4,5,6 및 울진 3,4,5,6)	WH (고리 1)	FW, B&WI (월성 1,2,3,4)
		세관 재질	Alloy 600 (TT & HTMA) Alloy 690 TT(폭발확관)	Alloy 690 TT
Bobbin		100 %	100 %	50 %
MRPC	H/L	100 % ²⁾	≥20 %	≥10 %
	C/L	20 % ²⁾	≥10 %	-
Profilometry	100 %(H/L 및 C/L) - 최초 1회 및 균열발생 해당 세관	- bobbin 검사 수행 세관에 대하여 적용	- bobbin 검사 수행 세관에 대하여 적용	
제3자 평가	100%	100%	100%	

표 13 영광2호기 2004년도 S/G ECT 내역

검사구분		S/G A	S/G B	S/G C	합 계	
Bobbin Coil 검사	전장검사	4,958	4,987	4,986	14,931	
	반장 검사	H/L	609	602	604	1,815
		C/L	609	602	604	1,815
	재검사	전장	20	6	6	32
반장		362	210	151	361.5	
MRPC 검사	TTS	H/L	5,842	5,864	5,615	17,321
		C/L	1,139	1,143	1,143	3,425
	U-bend	244	242	239	725	
	재검사	H/L	31	30	41	102
		C/L	14	8	27	49
슬러지 높이 측정		1,150	1,150	1,150	862.5	

약어 : MRPC = Motorized Rotating Pancake Coil, C/L = cold-leg, H/L = hot-leg, TTS = Top of Tube-sheet

예를 들면 영광2호기에서 2004년도에 검사한 내용은 다음 표 13과 같다. 세관에 대한 비파괴검사 결과 마모 등의 결함이 두께의 40% 이상인 것으로 확인되거나, 균열성 결함이 발견되면 일반적으로 세관의 양단을 관막을 조치하여 해당 세관을 사용하지 않고 있으나, 관지시대(tubesheet) 주위에 결함이 있을 경우 열교환 효율을 높이기 위하여 슬리빙(sleeving)하여 세관을 재사용하고 있다.

(6) 원자로 격납용기 비파괴검사

원자로격납건물은 KEPIC MIL에 따른 구조물 검사도 수행하지만, MIE에 따라 금속 라이너플레이트에 대한 가동중 비파괴검사를 수행하고 있다. 라이너플레이트의 검사는 대부분 육안검사이며 일부 PT와 UT로 두께측정을 수행하고 있으며, 울진5호기의 PSI 현황은 표 14와 같다.

(7) 수동 비파괴검사

자동장비를 이용하여 수행하는 UT 및 ECT를 제외한 일반용기 및 배관의 비파괴검사를 편의상 수동 비파괴검사라고 칭하고 여기에는 UT, PT, MT 뿐만 아니라 육안검사(VT)도 포함된다. 수동 비파괴검사의 물량은 표 14에서 자동탐상대상 및 격납용기 라이너플레이트를 제외한 나머지가 해당된다.

3.5. 운전경험에 따른 추가 가동중검사

3.5.1. 원자로 상부헤드 관통관 체적검사

원자로 상부헤드 관통관에 대한 비파괴검사는 2002년 4월 미국 가압경수형 원전인 Davis-Besse 원전에서 발생한 원자로헤드 관통관 부위의 일차수 응력부식균열(PWSCC, Primary Water Stress Corrosion Cracking) 손상에 따라 국내 원전에서도 유사 사례발생 여부를 확인하기 위해 이루어지는 것으로 원자로헤드 관통관 및 헤드에 대한 육안검사를 2002년부터 시행하고 있으며, 2003년부터는 체적검사도 병행하고 있다. 일부 육안검사가 어려운 원자로헤드에 대해서는 원자로헤드의 열차폐체를 개량하기 위한 준비를 하고 있다. 위와 같은 관통결함을 사전에 방지하기 위해 PWSCC에 대한 각 원전별 민감도를 평가하고 이를 고려하여 검사 부위 및 주기를 설정하여 육안검사 및 체적검사를 수행하고 있다.

950MWe의 W/H형 원자로에는 61개의 관통관(제어봉안내관 52개, 예비 및 열전대용 9개)과 1개의 배기관이 설치되어 있는데, 체적검사로 원자로헤드 관통관 모재 및 J-용접부에 대한 ECT 및 UT 검사를 수행하고 있으며 일정범위까지의 관통관 모재검사가 불가능할 경우 표면검사(PT 등)를 추가하여 수행

표 14 울진5호기 PSI시의 라이너플레이트 등에 대한 검사현황

Category	검사부위	검사방법	검사개소
E-A	-Wall liner plate -Dome liner plate -Wall liner reinforcement -Dome liner reinforcement	VT-3	1890
E-B	-Penetration weld -Flange weld -Nozzle to shell weld	VT-1	155
E-C	-Fuel transfer tube -Penetration sleeve -Wall liner plate	VT-1 UT	208
E-D	-Seal -Moisture barriers	VT-3	29
E-F	-Dissimilar metal weld	PT	53
E-G	-Equipment hatch bolt -Fuel transfer tube bolt	VT-1 Torque	160
Total			2,495

하고 있다. 원자로헤드 관통관의 검사는 방사선 준위가 높고, 접근이 어렵기 때문에 로봇을 사용하여 체적검사를 수행하고 있고, 아직 검사방안 및 합격기준이 확립되지 않아 균열성 결함이 탐지되면 안전성 평가를 수행할 계획이며, 검사의 신뢰도를 향상하기 위하여 기량검증 방안을 연구 중이다. 아직 국내에는 관통 관에서 결함이 발견된 사례가 없다.

2003년도에는 미국 South-Texas 원전의 원자로 하부헤드의 관통관에서 균열이 발견됨에 따라 미국 원자력규제위원회에서는 이에 대한 대책을 검토하고 있다. 아직 정확한 원인 및 대책이 확립되지 않았으므로 향후 조치방안을 관망하고 있다.

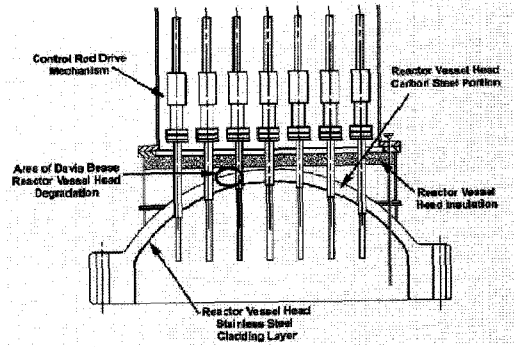


그림 7 Davis Basse 원자로 상부 헤드의 형상

3.5.2. 탄소강 배관두께 감육측정

초기 원자력발전소의 설계시에는 FAC(Flow-Accelerated Corrosion)으로 인한 탄소강 배관의 두께 감육을 예상하지 못했으나 1986년 미국 Surry 원전의 급수배관의 파열사고로 인하여 막대한 경제적 손실뿐만 아니라 인명사고까지 발생함에 따라 관심을 갖게 되었다. 원전의 탄소강 배관에 대해서는 FAC 발생인자 즉, 습분, 재질, 온도, 용존산소의 농도, 배관의 형상, 유속, 화학첨가제 등을 고려하여 집중관리 대상부위를 선정하고 있다. 두께측정을 초음파두께측정기 또는 UT기로 측정하고 있으나 표면의 거칠기, 모재의 두께변화, 측정자의 기량미비, 수동검사의 한계 등으로 신뢰도가 부족한 상태이다. 또한 체계적인 검사계획의 필요에 따라 한수원에서는 “원전 이차계통 감육배관 관리 표준기술체계개발” 연구를 수행하여 검사의 신뢰도를 향상시키고자 노력하고 있다. 가압경수형 원자로에서 두께측정 검사 대상 계통은 주증기계통, 급수계통, 증기발생기 취출수계통 등이며, 측정대상 부품은 주로 elbow, tee, reducer, expander, 직관부 등이다. 또한 중수형 원자로에서는 원자로냉각재 공급자관(feeder pipe)이 FAC로 인하여 예상보다 빨리 감육되는 것을 발견하여 이에 대한 검사를 강화하고 있다.

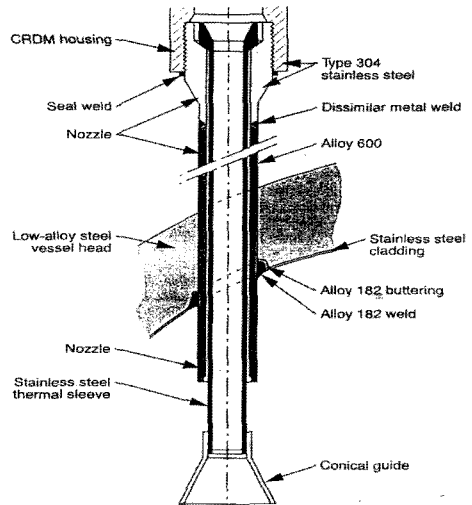


그림 8 W/H형 원자로 상부헤드 관통관 및 J-용접부 형상

3.5.3. 열피로 균열에 대한 검사

원자력발전소의 배관에 대한 열피로 균열은 80년대 중반까지는 설계시에 심각하게 고려되지 않았던 사안으로 외국 원전의 가동중에 누설이 발생되어 조사한 결과 열성층(thermal stratification), 온도변동

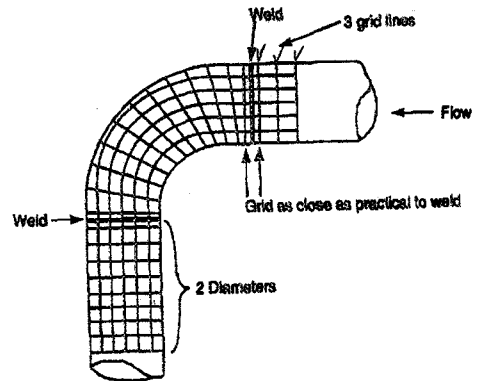


그림 9 탄소강 배관의 두께를 측정하기 위한 grid

(thermal cycling) 등에 의한 피로균열인 것으로 밝혀졌고, 이러한 균열은 기존의 UT에서는 검출되지 않는 것이 확인되었다. 미국 원자력규제위원회의 행정조치사항(NRC Bulletin No. 88-08)에 따라 열피로 균열이 예상되는 부위는 진보된 UT (advanced UT) 를 적용하고 있고, 이러한 균열은 용접부에만 발생하는 것이 아니라 모재에서도 발견되며, 여러 방향으로 균열이 진전되므로 그림 10에서와 같이 여러 방향으로 탐사를 하고 있다. 열피로 균열의 탐지가 어려운 것을 고려하여 규제기관에서는 초음파탐사원에 대하여 기량검증을 수행하도록 요구하고 있고, 기량검증제도를 적용하기 전까지 입계응력부식균열(IGSCC)을 탐지할 수 있는 초음파탐상기법을 적용하도록 요구하고 있다. 열피로 균열의 탐지 및 크기 평가를 위해서는 특수탐촉자가 적용되는데, 고굴절각 종파, 30-70-70 모드변환파, 결합선단회절파, MOST(Multi-pulse Observation Technique) 기법 등이 적용되고 있다.

예로써 울진5호기의 PSI시에 선정된 부위가 총 70개소이며 자동탐상부위가 44개소, 소구경 배관으로 자동검사가 어려운 수동탐상부위가 26개소이며 대상부위는 표 15와 같다. 수동검사로는 모든 부위를 탐상하기 어렵고, 가동중에는 방사선준위도 높기 때문에 자동탐상을 권장하고 있다.

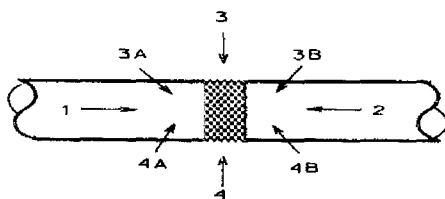


그림 10 열피로 균열에 대한 초음파탐상 방향

표 15 울진5호기 열피로 균열 검사 대상부위

구분	검사 대상부위
자동탐상부위 44개소	정지냉각계통(16인치) 16개소
	안전주입계통(14인치) 16개소
	가압기밀림관(12인치) 12개소
수동탐상부위 26개소	가압기살수배관(3인치) 8개소
	충전배관(2인치) 2개소
	원자로냉각재배수탱크 연결배관(2인치) 16개소

3.5.4. 원자로내부 중성자속검출기 이동관 와전류탐상검사

원자로의 내부 중성자속을 검출하기 위한 이동관이 원자로 내부구조물(lower core plate, core support forging, upper/lower tie plates, vessel penetration 등)과의 마찰에 의한 마모로 인하여 원자로냉각수가 누설될 수 있으므로 주기적으로 ECT를 수행하여 사전에 마모위치를 이동시키거나 이동관을 관막음하거나 교체하고 있다. 이러한 현상은 W/H형의 원자로에서 주로 발생되어 지금까지 W/H형 원전에 대해서만 적용되고 있고, C/E형 원전에는 심각한 손상이 알려지지 않아 외국의 추이를 관망하고 있는 중이다. 이러한 이동관에 대해서는 산업기술기준에 검사방안이 확립되어 있지 않으므로 미국의 규제기관인 원자력규제위원회가 제시하는 검사방안을 활용하고 있으며, 용접부가 없고, 마모 이외의 다른 결함이 발생할 가능성이 없으므로 bobbin 탐촉자를 사용하여 마모량만 측정하고 있다. 합격기준은 마모율을 계산하여 차기 정기 보수시까지 관두개의 60% 이상 마모되지 않으면 사용할 수 있다. 950MWe의 W/H형 원자로에서는 총 50개의 이동관이 있는데, 각 4분면에서 2이상의 이동관이 건전하면 운자로의 운전이 가능하므로, 60% 이상 마모가 예상되면 이동관을 이동시키거나 관막음 조치한 후 관막음된 이동관이 많을 경우 이동관을 교체하고 있다.

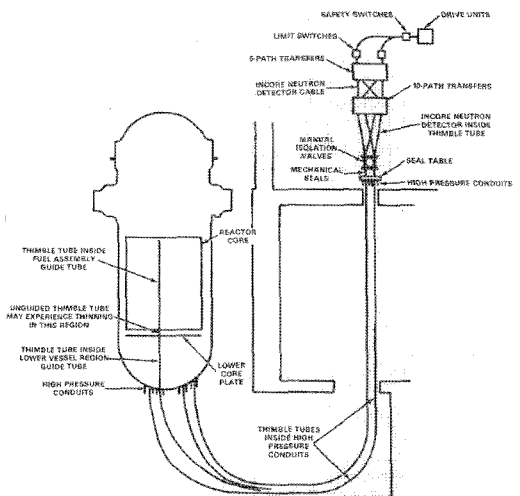


그림 11 전형적인 W/H 노내계측기관

3.5.5. 제어봉 와전류탐상검사

원자로의 출력을 제어하거나 안전정지하기 위한 제어봉이 원자로내부 구조물 또는 핵연료집합체와의 마찰 등으로 인하여 손상되는 사례가 있어 가동중에 주기적으로 ECT를 수행하여 건전성을 확인하고 있다. 950MWe의 W/H형 원자로에서는 재질이 Ag-In-Cd인 52다발의 제어봉집합체에 1,248개의 제어봉이 있는데, 외삽코일(Encircling Probe)을 사용하여 ECT를 실시하며, 검사결과 मामूल이 심한 제어봉 및 봉단마개 용접부 부근에서 이상신호가 검출될 때 추가적으로 단면형상검사(Profilometry Test)와 다중 배열 팬케이크코일(Multi Array Pancake Coil Probe)을 사용하여 추가적으로 검사를 수행하고 있다. W/H형 원자로의 제어봉집합체 관리기준은 표 16과 같다.

3.6. 원전 가동중 비파괴검사에 대한 기량검증

가동중검사에 이용되고 있는 방사선투과검사, 자분탐상검사 및 침투탐상검사는 경험에 많이 의존하고 어느 정도 확립된 기술이다. 그 중에서도 방사선투과검사는 체적검사법으로 검사결과 기록성이 우수한 실용적인 기술이다. 가동중검사에서 초음파탐상법은 중요한 역할을 하고 담당하고 있으나 적용범위의 한계가 명확하지 않고 검사원의 기량에 의존하는 부분이 많은 등 초음파탐상 기술의 신뢰성 문제가 세계 각국에서 거론되어 실증시험이 행해지고 있고 우리나라에서도 기량검증 제도의 도입을 위한 사전 준비 단계로 Mini-Pipe Inspection Round Robin Test가 시도된 바 있다[9-12].

기량검증(PD)이란 원자력발전소의 검사 부위에서 발생하는 실제 결함과 유사한 결함을 내포한 시험편을 검사부위, 재질, 두께 및 형상별로 제작하여

초음파탐상검사자로 하여금 정해진 절차서 및 장비를 사용하여 결함을 검출하도록 하고, 그 결과가 일정 수준 이상의 능력이 됨을 검증하여 자격을 부여하는 것이다. 미국에서는 EPRI(Electric Power Research Institute) NDE Center를 중심으로, 유럽에서는 기량검증에 대한 유럽 네트워크(ENIQ : European Network for Inspection Qualification)을 통하여 경비 삭감과 신뢰성 향상에 성과를 올리고 있다. 특히 미국 NRC에서 ASME Section XI Appendix VIII[7]의 PD를 1999년 9월에 조건을 부가하여 승인함으로써, 원자력 발전설비에 관한 비파괴검사의 신뢰성 확보를 위하여 2000년부터 EPRI[8]에 의하여 기량검증이 시행되고 있다.

선진 외국에서는 이미 비파괴검사 기량검증시스템을 구축하여 시행하고 있으며 대부분의 국가에서는 각국의 실정에 적합한 제도를 수립하여 이행하고 있다. 국내 실정에 적합한 제도를 수립하여 이행하는 것이 국내 인력을 활용하기가 용이하고, 비파괴검사분야뿐만 아니라 용접 등에 관한 지속적인 기술개발이 가능하며, 다른 산업계에도 기술이전이 가능하므로 초기에는 많은 비용이 소요되더라도 자체적인 제도를 수립하는 것이 필요할 것이다. 이러한 관점에서 발전소 운영자와 규제기관에서는 국내 비파괴검사 기량검증제도를 정착시키기 위하여 노력하였고[9-12], 2004년 7월부터는 배관 및 볼트/스터드에 대한 UT와 증기발생기 세관의 ECT 신호평가자에 대한 기량검증을 적용하는 것으로 과학기술부고시가 개정되었고, 이에 따라 시행되고 있다. 각 기별 국내 기량검증제도의 적용 시기는 표 17과 같다.

초음파탐상검사의 기량검증에는 기존의 검사기법도 사용할 수 있지만, 고품질의 장비를 사용하며, 고굴절각 종파, 30-70-70 모드변환과, 결함선단회절과(TOFD), MOST(Multi-pulse Observation Technique) 기법 등이 적용되고 있다.

표 16 W/H형 원자로의 제어봉 집합체 관리기준

영역별	불합격기준	재배치 기준
가. 흡수체 지지영역 (An-In-Cd 총진부위)	피복관 마모단면적 $\geq 50\%$	마모단면적 $< 50\%$
나. 공관(Plenum) 영역 (흡수체 지지용 스프링 위치 영역)	피복관 마모단면적 $\geq 43\%$ (피복관 잔여두께: 10mils 이상 필요)	피복관 마모 관두께 $> 37\%$
다. 하부 선단 영역	균열발생은 선단으로부터 12"이내만 허용되며, 축방향 균열의 길이가 10"이상일 경우 교체	

표 17 미국과 국내 UT 기량검증 적용시기 비교

기기의 종류	미국 적용시기	국내 적용시기
배관 용접부		
단련 오스테나이트계	2000.5.22	2004.7.1
페라이트계	2000.5.22	2004.7.1
주조 오스테나이트계	미정	미정
이종금속	2002.11.22	2006.7.1
오버레이	2001.11.22	2006.7.1
상호연계	N/A	N/A
용기		
클래드/모재 경계 부위	2000.11.22	2005.7.1
노즐 안 반지름 부위	2002.11.22	2006.7.1
클래드/모재 경계 이외의	2000.11.22	2005.7.1
원자로용기 용접부		
노즐-용기용접부	2002.11.22	2006.7.1
상호연계	N/A	N/A
볼트 및 스톨드	2000.5.22	2004.7.1

온라인 모니터링되는 정보로 대화를 해가면서 검사·계측·진단하는 모습을 쉽게 볼 수 있을 것이다.

원전에서 가동중검사는 방사선 노출 하에 작업함으로써 또 차폐벽 또는 보온재로 인해 물리적으로 검사원이 접근할 수 없는 부위가 있어 초기 단계부터 원격탐상과 자동화가 시도되어 왔다. 가동중검사에 자동화의 주된 목적은 다음과 같다.

- 검사가능범위의 확대
- 작업중 방사선 피폭의 저감
- 작업을 효율화하는 것에 의한 검사공정의 단축
- 검사정밀도 및 재현성이 높고 신뢰성 및 품질의 향상 등

그리고 기존의 가동중검사를 보완하고 차세대 원전의 유지보수 전략에 대응하기 위한 하나의 방안으로 원전 주요 기기 및 구성부품에 대한 온라인 연속 검사와 감시 기술이 최근에 제시되고 있다. 상시 감시 온라인 모니터링 기술로는 AE 센서나 적외선 카메라 또는 광섬유 등을 시험체에 설치 또는 매몰하여 운전 중 상시 감시하는 시스템이 장래 보수검사의 주역이 될 것으로 생각한다. 모니터링 기술 중에서도 특히 첨단 복합재료나 콘크리트 구조물 속에 광섬유를 심고 내부 스트레인, 온도, 손상 등을 상시 감시하는 "Health Monitoring 기술"이 주목을 받고 있으며, 국내외적으로 활발한 연구 개발이 행해지고 있다. Health Monitoring 기술을 응용하는 경우의 흐름도의 예를 그림 12에 나타낸다. 본 기술은 건축 토목 구조물 등의 변위를 모니터링하는 기술로 이미 실용화 되어 있다. 미래 발전·화학플랜트나 교량, 항공·우주, 고속철도차량 및 자동차 등의 분야에서 광범위한 응용이 기대된다. 원자력발전소가 운전되고 있는 동안 주요 기기와 구성품의 건전성에 대한 온라인 연속 검사와 감시를 수행하여 현재의 ISI보다 조기에 결함을 찾고 또 결함의 진행 상태에 대한 정보를 수집하여 이를 토대로 가동중검사에서 집중적이고 정밀한 검사를 수행한다면 경제성과 안전성 측면에서 보다 효율적인 성과를 얻을 수 있기 때문이다.

IT(정보기술)과 무선통신 기술 병용에 의한 원격 모니터링 기술로는 온도센서와 진동센서가 무선화(wireless) 되어 원격설비 진단이 용이하게 됨과 동시에 초음파나 AE의 원격형이나 데이터를 무선으로 전송하고 인터넷이나 LAN, WAN을 통하여 고속으로 원격 모니터링할 수 있는 시스템이 등장하게 되었다. 이와 같이 원격으로 모니터링이 가능한

4. 원전 보수검사와 비파괴검사 기술의 적용

4.1. 개요

최근 기계·장치 산업을 중심으로 하는 원전설비나 구조물·시설은 고도화·집약화되어 하나의 시스템으로 제어·사용되고 있다. 따라서 이것을 구성하는 장치 및 기계류의 이상이나 고장이 생산시스템이나 설비 그것에 미치는 영향은 종래와는 생각할 수 없을 정도의 큰 것이 되어왔다. 이와 같은 생산시스템이나 설비를 안전함과 동시에 효율 좋게 유지관리하기 위해서는 대상이 되는 시스템·설비 또는 그들을 구성하는 기계·부품의 상태를 정량적으로 파악하는 것이 중요하다.

발전설비·기계의 건전성을 개별적 또는 종합적으로 감시하고 고장이나 열화 등을 사전에 감지하는 방법으로 비파괴검사 기술은 상시감시(Conditioning Monitoring)의 단순한 요소기술로서의 의미만이 아니고 응용·전개기술로서의 중요한 지위를 점하고 있다. 원전 보수검사 분야에서 비파괴검사의 역할은 모니터링 기술 및 원격진단기술이 IT 통신기술을 포함하는 급속한 진보와 함께 멀지 않아 유비쿼터스(Ubiquitous) 기술 환경 하에서 오피스나 현장의 모니터 또는 휴대전화, PDA 앞에서

시스템은 IT, 휴대전화 등의 통신, 무선기술의 진화 각종 센서의 무선화 등에 수반하여 향후 급증할 것으로 추측된다. 그리고 계측의 자동화, 로봇화에서 계측데이터를 취득하는 경우 정밀도나 재현성의 향상 또는 고속화를 피하기 위해서는 계측의 자동화 로봇화가 필요하다. 소형으로 동작성, 내구성, 안전성이 우수한 각종 로봇이 개발되고 있고 장래 보수 검사용으로 많이 제공될 것이다[16-17].

표 18은 원전 가동중검사에서 활용되는 비파괴검사 방법을 나타내고 있다.

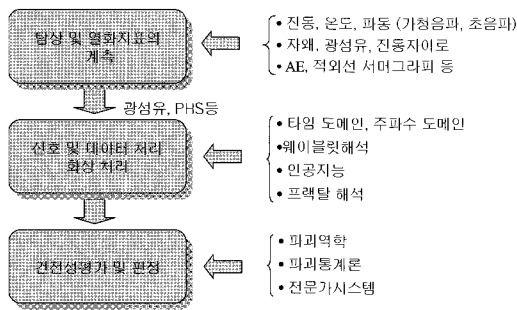


그림 12 헬스 모니터링의 예

4.2. 위험도에 근거한 가동중검사

원전 발전설비의 노령화가 가속되어 가동중검사의 중요성이 커지면서 검사 코스트가 증가하므로 이 또한 국제 경쟁력의 저하 요인이 되고 있다. 따라서 보다 더 합리적인 가동중검사 기법이 요구되고 있다. 설비의 제조이력이나 사용조건에 따라 그것의 손상정도는 크게 다르기 때문에 구조물의 손상의 정도에 맞는 가동중검사 기법을 적용하는 것은 원전 보수검사의 합리성과 경제성을 높여준다. 위험도 정보 가동중검사(Risk Informed or Based In-Service Inspection; RIISI or RBISI)는 과거의 PSI/ISI 결과 등의 통계자료에 근거하여 가동중검사 대상에서 제외할 수 있는 것은 과감히 제외시키고 위험도가 높고 중요한 부위는 검사요건 등을 더욱 강화함으로써 ISI에 소요되는 경제적 부담과 시간을 절약하면서 원자력발전소 경제기기의 안전성 상태를 진단하는 검사이다.

RIISI는 손상의 발생 확률과 손상이 생겼을 때의 피해의 크기를 고려한 구조물 기기의 각 부위를 위험도 등급(risk rank)을 매겨 위험도가 높은 부위는 중점적으로 대처하고, 등급이 낮은 부위의 검사를

표 18 가동중검사에 적용되고 있는 비파괴검사법

검사구분	검사방법	검사내용	대 상
육안검사	육안검사	균열, 부식, 결함 등의 상태검사	원자로내의 블라켓, 너겟, 소형 볼트 등
	TV 카메라	내압부의 누설, 이상누설 감시	내압검사 시의 계통의 용접부 등
	Fiber-scope 등	부품의 이상 상태검사	로내 구조물 지지대, 케이싱 등
		기기류의 기능검사	지지대, 행거, 펌프, 밸브 등
표면검사	자분탐상검사(MT)	검사 대상부에 자계를 형성하고, 결함으로부터의 누설자속을 자분으로 검출	
	액체 침투탐상검사(PT)	침투액을 검사대상부에 도포, 제거 후, 표면 결함에 침투한 침투액을 현상액으로 검출	이종 재료 이음의 노즐과 세이프엔드(safe end)등의 UT의 보조로 소구경관 등 표면검사 만으로 충분한 곳
체적검사	방사선투과검사(RT)	결함의 방사선 상을 필름에 기록한다.	
	초음파탐상검사(UT)	초음파를 검사대상에 입사시키고, 결함으로부터의 반사에코를 검사한다.	원자로압력용기, 배관용접부, 지름이 큰 볼트 등의 중요한 부위에는 거의 모두 적용
	와류탐상검사(ECT)	검사대상부에 와전류를 발생시켜 결함에 의한 와전류의 변화를 검사한다.	PWR 증기발생기의 전열관

경감하는 수법이다. RIISI를 더 유효하게 활용하려면 구조물에 발생하는 손상에 대한 검사의 유효성 검증이 필수적이다.

정성적인 기법으로는 보통 발생확률과 중대성을 단계 별로 분류하고 이에 근거한 매트릭스로 위험도 등급을 붙인다. 보다 정량적인 기법은 확률론적인 안전성 평가 및 기기의 파손확률에 근거하여 위험도 등급을 정한 뒤 과거의 경험 등을 반영하여 보다 상세하게 분석하는 기법이다. 위험도가 높은 부재에는 자원을 집중적으로 투입하여 구조물 전체에 대한 위험도를 대폭적으로 저감할 수 있다.

RIISI를 보다 유효하게 활용하기 위해서는 검사대상물에서 발생이 예상되는 손상에 대한 검사의 유효성을 명확하게 해 놓을 필요가 있다. 어떠한 검사로 평가를 할 것인가? 또 어느 정도 손상을 검출할 수 있는가? 등의 신뢰성이 중요하게 된다. 또 위험도에 따른 검사계획이 제공되었는가? 여기서는 통상의 검사 외에 최소한의 검사계획에서부터 이상화 된 검사계획까지 제공되어 필요한 위험도 저감을 꾀해 간다. 이러기 위해서는 위험도에 따라서 검사방법을 선정할 수 있도록 높은 측정 정밀도를 갖는 검사 기법으로부터 한번의 측정으로 여러 범위의 상태를 파악하는 고속 검사 기법까지 각종 검사방법이 요구되고 있다고 말할 수 있다.

4.3 최근 원전에 적용되는 새로운 비파괴검사 기술

원전 보수검사에 활용되고 있는 비파괴검사 기술 중에서 최근에 새로운 비파괴검사 방법으로는 비접촉법이 눈길을 끌고 있다. 비접촉에 의한 NDE 기법으로는 기존의 방사선투과검사(RT), 와전류탐상검사(ECT) 외에 공중전파초음파센서(air-coupled transducer; 이하 ACT라 한다)와 전자초음파탐촉자(electro-magnetic acoustic transducer; EMAT), 레이저 초음파(laser-based ultrasonics; LBU)에 의한 방법 등이 개발되고 있음을 전보에 소개한 바 있다[6].

그 외에 위상배열(phased array) 탐상 기술은 다수의 진동자를 배열한 Array 탐촉자를 이용하고 개개의 진동자에 전기펄스를 가하는 방법을 전기적으로 제어하여 초음파 빔을 소정의 방향으로 송신하기도 하고 소정의 깊이에 집속시키기도 하는 새로운 탐상 방법이다. 여러 개의 초음파 발생원이 하나의 탐촉자 내에 있는데 dynamic beam control이 가능하여 각각의 초음파 발생원에 가해지는 펄스의 시간을 약간

씩 조정함으로써 초음파 진행 각도, 초점크기(focal size) 및 집속깊이(focusing depth) 등을 조절할 수가 있다. 종래의 초음파 검사방법으로는 여러 각도의 위치를 사용하여야 하였지만, phased array 기술의 경우는 software를 이용하여 실시간으로 동일 probe에서 초음파 검사각도를 변형시킬 수 있다. 즉 동일 지점에서 초음파 탐촉자의 이동 없이 섹터스캔(sector scan)에 의해 여러 각도 검사를 수행 할 수가 있으므로 발전소의 turbine blade root 부위, 압력용기 노즐부, 디스크 등과 같은 아주 복잡한 형태의 검사체에 대하여도 검사가 용이하다. 이러한 phased array 기술은 이미 기량검증을 실시하여 검증하고 있는 단계에 접어들어 머지않아 실제 검사에 적용될 예정이다.

5. 맺음말

원자력발전소에 적용되고 있는 비파괴검사 기술은 대부분 외국의 기술을 습득하여 모방하고 있는데, 조속히 우리의 장비를 개발하고, 우리 기술을 활용할 수 있도록 노력하여야 할 것이다.

원자력산업은 항공산업, 국방산업과 마찬가지로 비파괴검사의 선봉역할을 수행하고 있다고 할 수 있다. 이러한 원자력 분야에 적용되고 있는 첨단화되고, 검증된 기술이 일반 산업계에 전파되어 국내 비파괴검사 기술을 한 단계 더 높일 수 있기를 바라고, 또한 원자력분야, 항공산업, 국방산업, 석유산업뿐만 아니라 의학분야의 진단기술을 산·학·연이 상호 교류하여 비파괴검사 기술의 진일보를 위한 계기가 되기를 희망한다.

감사의 글

본 해설 원고 작성에 자료를 제공해 준 한국전기안전공사 관계자 여러분께 감사드립니다.

참고문헌

- [1] Human Reliability in Inspection, Final Report on Action 7 in the PISC III Programme, OECD/NEA Committee on the Safety of Nuclear Installation, (1994)
- [2] Appendix VIII of ASME B & PV Code Sec. XI, Performance Demonstration for Ultrasonic Examination System

- [3] 박은수, 박익근, 엄병국, 박윤원, 강석철, "원자력발전소 PSI/ISI 데이터 관리를 위한 지능형 데이터베이스 프로그램 개발", 비파괴검사학회지 Vol. 18, No. 5, pp 389-397, (1998)
- [4] 박은수, 박익근, 엄병국, 이종포, 한치현, "원자력발전소 PSI/ISI 데이터 관리를 위한 지능형 데이터베이스 프로그램 개발(제 2보)", 비파괴검사학회지, Vol. 20, No. 3, pp. 200-205, (2000)
- [5] 이종포, "원자력발전소 기기 가동중검사에 대한 신규 요건과 그 전망", 비파괴검사학회지 Vol. 15, No. 2, (1995)
- [6] 박익근, "발전설비의 유지보수와 비파괴검사 현황(I)", 비파괴검사학회지, Vol. 24, No. 2, pp. 197-210, (2004)
- [7] ASME B&PV Code Section XI, "Rule for In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components," 1995 Edition & 1996 Addenda
- [8] "Ultrasonic Sizing Capability of IGSCC and Its Relation to Flaw Evaluation Procedures," EPRI, (1983)
- [9] M. Beth and J. L. Monjaret "Round Robin Test Results on Ultrasonic Testing of Austenitic Welds," 2nd International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components, New Orleans, (2000)
- [10] P. G. Heasler and S. R. Doctor, "Piping Inspection Round Robin," NUREG/CR-5068 PNNL-10475, (1996)
- [11] 박은수, 박익근, 김현목, 강석철, "초음파 비파괴검사 신뢰도 평가 모델", 비파괴검사학회지 Vol. 21, No. 6, pp 607-611, (2001)
- [12] Ik Keun Park and U. S. Park, "Reliability Assessment of Ultrasonic Nondestructive Inspection Data Using Monte Carlo Simulation," Review of progress in QNDE, Vol. 22, pp. 1854-1861, (2003)
- [13] Takahiro Arakawa, "Trends in Varieties of Nondestructive Testing," J. of JSNDI, Vol. 53, No. 3, pp. 143-148, (2004)
- [14] Takahiro Miura, Hidehiko Kuroda and Makoto Ochiai, "Applications of Laser-Ultrasonic Technique for Nuclear power Plants," J. of JSNDI, Vol. 51, No. 4, pp. 194-199, (2002)
- [15] Ichiro Komura, "Evaluation of Phased Array TOFD Capability for the Inspection of LWR Internal Components," J. of JSNDI, Vol. 49, No. 2, pp. 822-827, (2000)
- [16] Yukio Ogura, "A Consideration of Future Trends in maintenance Inspection," J. of JSNDI, Vol. 51, No. 12, pp. 800-802, (2002)
- [17] Joseph L. Rose, "Ultrasonic Guided Wave Inspection Concepts for Steam Generator Tubing," Materials Evaluation, Vol. 49, No. 2, pp. 307-311, (1994)