

원전의 가동중검사 관련 각국의 기술기준 비교고찰

Comparative Study on the Technical Standards for the In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components in Several Countries

신호상*, 김경조*, 장창희*, 강석철*[†]

Ho-Sang Shin*, Kyung-Jo Kim*, Changheui Jang* and Suk-Chull Kang*[†]

초 록 각국의 법령에서는 원자력발전소에서 발생할 수 있는 사고로부터 국민의 건강과 재산을 보호하기 위해 원자력발전소의 압력경계 주요 용접부 등에 대해서는 주기적으로 열화의 정도를 파악하기 위한 가동중 비파괴검사를 수행하도록 규정하고 있으며, 이를 뒷받침하기 위한 가동중검사 기술기준을 제정하여 이행하고 있다. 최근 리스크를 반영한 가동중검사 프로그램을 개발하여 적용을 시도하고 있지만, 기존의 결정론적 검사대상 선정 프로그램은 아직도 상당한 의미가 있다고 할 수 있다. 본 논문에서는 가동중검사에 관한 선진국 즉 미국, 프랑스, 캐나다, 일본 등의 기술기준과 IAEA에서 제시하는 안전지침의 비교검토를 통하여 현재 국내 가동중검사 기술기준의 개선방안을 모색하고자 하였다.

주요용어: 가동중검사, 기술기준, 보수, 원자로

Abstract In each country, the periodic ISI(In-Service Inspection) is required by the law to protect the public health and property from the potential accident of the nuclear facilities. To support the implementation of ISI program, the prescriptive ISI technical standards have been established. As the key parts of the ISI program, the non-destructive examination techniques are widely used to identify the degree of degradation of the pressure boundary components and welds. Recently, the risk informed-ISI program has been developed and implemented in several countries. Nonetheless, the existing ISI program which prescriptively decides the scope of inspection still has its own significance. In this article, the technical standards of ISI in leading countries like US, France, Canada, and Japan are reviewed and compared with the safety guide by IAEA. An outline to revise the domestic technical standards of ISI has been suggested.

Keywords: in-service inspection, technical standard, maintenance, reactor

1. 서 론

원자력발전소의 압력경계 주요 용접부 등에 대해서는 국민의 건강과 재산을 보호하기 위해 주기적

으로 열화의 정도를 파악하기 위한 가동중 비파괴 검사를 수행하도록 각국의 법령에서 규정하고 있으며, 이를 뒷받침하기 위한 가동중검사 기술기준을 제정하여 이행하고 있다. 국내에서도 1990년대 초

반부터 독자적인 산업기술기준을 개발하기 위하여 초기 단계로 ASME Code, IEEE 등 외국의 산업기술기준을 토대로 개발하고, 안전성에 영향을 심각하게 미치는 분야에 대해서는 기술적인 내용은 번역하고 기술행정적인 사항만 국내 실정에 적합하게 반영하는 정도의 기술기준을 개발하여 KEPIC 1995년판을 발간하였고, 그동안 해마다 개정하면서 보완하고 있다. 그중에 원자력발전소의 가동중검사에 관한 기술기준은 ASME Code Section XI을 토대로 KEPIC MI가 개발되었고, 실질적인 내용상의 차이점은 없다고 할 수 있다. 그러나 미국의 ASME Code는 워낙 방대하고, 특정 형식의 원자력발전소를 대상으로 하지도 않고, 관련 이해 당사자가 많기 때문에 새로운 요건을 반영하여 개정하기에는 많은 어려움이 있는 반면, 프랑스, 일본 등에서는 ASME Code를 모방하여 기술기준을 개발하였지만, 각국의 원전의 특성, 가동경험 및 기술여건 등을 반영하여 실질적으로 ASME Code와 많이 차이점이 있다[1,2].

최근에는 미국을 중심으로 리스크를 반영한 가동중검사 프로그램을 개발하여 적용을 시도하고 국내에서도 이를 시범적으로 특정 원전에 적용하고자 준비를 하고 있지만, 기존의 결정론적 검사대상 선정 프로그램은 아직도 상당한 의미가 있다고 할 수 있다. 본 논문에서는 가동중검사에 관한 선진국 즉 미국, 프랑스, 캐나다, 일본 등의 기술기준과 IAEA에서 제시하는 안전지침의 비교검토를 통하여 현재 국내 가동중검사 기술기준의 개선방안을 모색하고자 하였고, 선진국의 경험을 검토하여 규제지침에 활용하기 위한 방안을 제시하고자 한다.

2. 각국의 가동중검사 관련 기술기준 비교

2.1. 검사 프로그램

ASME Code에서는 프로그램 A 및 B로 분류하고 있으며, 프로그램-A에서는 상업운전후 3년까지를 1주기, 그 다음부터 10년까지를 제2주기, 그 다음 23년까지를 제3주기, 40년 수명까지를 제4주기로 구분하고 있으며, 프로그램-B에서는 매 10년을 장주기로 구분하며, 매 10년을 3등분하여 단주기로 구분하고 있다. 그러나 미국의 규제기관인 NRC(Nuclear Regulatory Commission)에서는 10년을 한 주기로 하는 프로그램-B를 적용하도록 규정하고 있기 때문

에 프로그램-A는 실질적으로 사용되지 않고 있다.

프랑스의 RSE-M Code에서는 종합검사(complete inspection)와 부분검사(partial inspection)로 구분하고 있으며 안전등급 1의 경우에는 상업운전후 30개월 이내에 제1차 종합검사를, 그 후부터는 10년마다 종합검사를 수행하도록 하고, 종합검사 사이에 1회 또는 2회 부분검사를 수행하도록 하거나 매 핵연료재장전기간마다 또는 38개월을 초과하지 않는 기간마다 부분검사를 수행하도록 규정하고 있다. 안전등급 2 및 3의 경우에는 10년마다 종합검사를 수행하고 중간에 1회 또는 2회 부분검사를 수행하도록 하고 있으나 배관 등의 크기에 따라 법정검사 대상과 비법정검사 대상으로 분류하고 있으며, 법정검사 대상에 대해서는 RSE-M Code에서 검사프로그램을 규정하고 있으나 비법정검사는 원자로운영자가 프로그램을 수립하여 가동중검사를 수행하도록 규정하고 있다[3].

일본의 JEAC-4205 규정에서는 ASME Code의 프로그램-B와 같이 10년을 한 주기로 규정하고 있으며, 2000년도에 개정되면서 수명연장을 고려하여 원자력발전소 수명인 30년 이후부터는 7년을 한 장주기로 규정하고 있는 게 다른 나라의 기술기준과 큰 차이점이다[4].

캐나다의 CAN/CSA-N285.4 Code에서는 최초의 출력운전후 1년째부터 5년째까지를 제1주기로 하고, 그 후속검사주기는 10년 또는 설계운전수명의 1/3의 어떤 것이던 짧은 기간을 선택하도록 하고 있으며, 제1주기에서는 균등 배분하여 검사하고, 제2주기부터는 검사주기의 후반부에 검사하도록 규정하고 있으나, 실질적으로는 규제기관과 협의하여 수행하도록 기술하고 있다. 또한 검사대상에 따라 CANDU형 원전의 특성을 고려하여 압력관, 냉각재자관(feeder piping), 증기발생기 세관 등에 대해서는 별도의 프로그램을 제시하고 있으며, 한 부지에 여러 호기가 있을 경우 후속호기부터는 검사물량을 줄일 수 있도록 규정하고 있다[5].

이전에 발행되었던 가동중검사에 관한 IAEA 안전지침 50-SG-O2에서는 경수로형과 중수로형 원자력발전소에 대하여 ASME Code 및 CSA Standard와 유사한 검사주기를 기술하였으나 2002년도에 개정된 NS-G-2.6에서는 이러한 명확한 프로그램을 제시하지 않고 손상빈도, 손상특성 등을 고려하여 수명기간동안 수년 또는 약 10년을 한 주기로 하여 균등배분하거나 운영초기에 검사주기를 짧게 하는

방안과 수명말기에 검사주기를 단축하는 방안을 제시하고 있다[6,7].

원자력발전소의 운영 초기에 많은 문제점이 발견되므로 이를 고려하여 캐나다에서는 미국과는 달리 산업기술기준을 제정할 당시부터 초기 5년 이내에 한 장주기검사를 완료하도록 하였고, 프랑스의 경우는 안전등급 1에 한하여 가동전검사 완료후 30개월 이내에 한 장주기검사를 완료하도록 규정하고 있다. 그러나 다른 나라의 기술기준에서는 수명연장을 고려하여 원래의 설계수명 이후에 장주기검사 기간을 단축하여 검사하도록 한 규정은 없으나 일본의 경우 원래의 설계수명인 30년 이후에는 7년으로 단축하도록 규정하고 있는 것이 차이점이다.

또한 미국 및 일본에서는 대부분의 검사대상 부위에 대하여 10년에 1회 검사하도록 하고 있으나 프랑스에서는 리스크 및 설계특성을 고려하여 종합검사와 부분검사로 구분하여 위험도가 높은 부위에 대해서는 부분검사로 안전등급 1의 경우에는 2년마다, 안전등급 2에 대해서는 10년에 1회 또는 2회 더 검사하도록 규정하고 있다.

캐나다에서는 검사대상에 따라 CANDU형 원전의 특성을 고려하여 압력관, 냉각재 자관(feeder piping), 증기발생기 세관 등에 대해서는 별도의 프로그램을 제시하고 있지만 일반 기기의 경우 이미 리스크를 고려한 프로그램을 제시하고 있다. CSA Code에서는 안전여유도와 고장의 크기를 고려하여 검사범주를 결정하고, 검사범주 A에 속할 경우에는 용기, 배관, 지지물 등의 모든 용접부, 인접모재 및 볼트 등 비용접부에 대하여 검사를 하도록 하고, 검사범주 B에 속할 경우 용기, 밸브, 펌프 등은 검사범위의 1/3 이상, 배관은 누적피로계수가 높거나 응력계수가 높은 부위를 검사하며, 검사범주 C1에 속할 경우 이중급속부위만 검사대상이며, 검사범주 C2일 경우는 검사를 수행하지 않아도 되도록 되어 있다. 검사범주를 구하는 방법은 우선 손상의 정도(size of failure)를 최대 에너지 방출율을 산출하여 소(small, 0.1 이하), 중(medium, 0.1초과 0.3이하), 대(large, 0.3초과)로 구분하고 손상의 정도에 따라 소(small)일 경우에는 검사범주가 모두 C2이며, 중, 대에 속할 경우는 피로계수 및 응력계수를 고려하여 다음의 Table 1, 2와 같이 산출한다.

중전에 발행되었던 IAEA 지침에서는 중수형 원전에 대하여 CSA Code와는 약간 다르게 고장의 크기와 응력강도만으로 Table 3과 같이 검사범주를

구분하였지만, 2002년에 개정되면서 이러한 기준이 생략되었다. 또한 다른 나라의 규정에는 없으나 CSA Code에서는 한 부지에 동일한 다수호기가 있을 경우 두 번째 원전에 대해서는 66%, 3번째 원전에 대해서는 39%, 4번째 원전에 대해서는 28%만 검사하도록 하는 샘플링 개념이 도입되어 있다

Table 1 Determination of inspection category for medium failure size

	High Fatigue factor	Medium Fatigue factor	Low Fatigue factor	
				1.0
High Stress Intensity	A	B	C1	2/3
Medium Stress Intensity	B	B	C1	1/3
Low Stress Intensity	C1	C1	C2	0
	1.0	0.1	0.01	

Table 2 Determination of inspection category for large failure size

	High Fatigue factor	Medium Fatigue factor	Low Fatigue factor	
				1.0
High Stress Intensity	A	A	B	2/3
Medium Stress Intensity	A	B	C1	1/3
Low Stress Intensity	C1	C1	C2	0
	1.0	0.1	0.01	

Table 3 Determination of inspection category

	Large Failure	Medium Failure	Small Failure	
				1.0
High Stress Intensity	A	A	B	2/3
Medium Stress Intensity	A	B	C1	1/3
Low Stress Intensity	C1	C1	C2	0
	1.0	0.3	0.1	

2.2. 검사대상 및 검사방법

2.2.1. 안전등급분류

원자력발전소의 부품에 대한 안전등급분류는 유사하기는 하지만 각국의 기술기준에서 조금씩 달리 분류하고 있다. 미국에서는 배관의 크기를 명확히 규정하지 않고 파손으로 인한 냉각재 누설이 정상 보충을 초과할 수 있는 크기 이상의 배관을 포함하는 원자로냉각재계의 부품을 안전등급-1로 규정하고 있다.

프랑스에서는 미국과 거의 동등하지만 안전등급-1은 내경 1인치이상 두 번째 격리벨브까지의 원자로냉각재계통으로 규정하고 있으며, 증기발생기 세관은 포함시키고 있다. 다만, 미국과는 달리 증기발생기의 세관 지지판(tubesheet)과 2차측 동체(shell)과의 용접부도 안전등급 1로 분류하고 있다.

캐나다에서는 직경 20 mm 이하는 무조건 비안전등급으로 분류하고, 원자로냉각재계통은 안전등급 1, 격납건물은 안전등급 2, 유체내의 삼중수소(Tritium) 농도가 0.4 TBq/kg이상일 경우 안전등급 3으로 분류하고 있다.

일본의 경우에는 미국과 유사하게 안전등급을 구분하고 있지만 원자로냉각재계통의 기기를 제1종기기라고 하고, 격납용기 및 그 부속기기를 제2종기기, ASME Code에서 안전등급 2로 간주되는 즉 비상시 안전기능을 수행하는 계통과 주증기 및 급수계통의 기기를 제3종기기, 기타 안전에 관계되는 기기를 제4종기기로 칭하고 있는데, 미국과는 달리 유체의 내포하는 방사능농도가 37 mBq/cm^3 (액체의 경우 37 kBq/cm^3) 이상의 관 또는 최고사용압력이 0 Mpa를 초과하는 관으로 규정하고 있다.

모든 나라가 원자로냉각재계통을 안전등급 1로 분류하지만, 배관의 크기를 약간씩 달리 규정하고 있고, 안전등급 2, 3의 경우 미국과 프랑스는 거의 동등하게 하지만 일본과 캐나다에서는 격납용기에 대해서는 안전등급 2로 분류하고 방사능의 농도에 따라 안전등급 3 또는 4로 분류하고 있다.

2.2.2. 원자로용기

원자로압력용기의 경우 ASME Code에서는 모든 용접부에 대하여 체적검사를 수행하도록 규정하고 있고, 검사원이 직접 접근 가능한 상부경관(head)과

플랜지의 용접부에 대해서는 표면검사를 추가하도록 하고 있다.

RSE-M Code에서는 ASME Code에서와 유사하게 원자로 용접부는 100% 초음파검사를 하도록 하고 있으며, 용접부의 50 cm 길이에 대해서 클래딩의 접착상태를 검사하도록 하고, 중성자조사가 가장 많이 되는 모든 부위(용접부 및 모재부위)는 20년차에 클래딩하부 30 mm까지 초음파탐상검사(UT: ultrasonic testing)를 하도록 규정하고 있다. ASME Code와는 달리 원자로용기의 관통부에 대해서는 음향방출검사(AE: acoustic emission), 스티드/볼트에 대한 검사는 와전류탐상검사(ECT: eddy current testing) 또는 원격육안(IV)검사가 추가되는 등 많은 검사가 추가되고 있다. 원자로의 하부헤드와 슬리브의 용접부는 내부에서 원격육안검사와 내압시험중 AE 및 외부표면의 원격육안검사를, 노심계측안내관(in-core instrument guide tube)와 슬리브(sleeve) 용접부에 대해서는 내부표면은 원격육안검사를 하고, 내압시험중에는 AE와 원격육안검사를 하여야 한다. 또 상부헤드의 관통관 용접부는 내압시험시 AE를, 내부표면은 원격육안검사를 수행하도록 하고 있으며, 스티드(stud)에 대해서는 UT 뿐만 아니라 나사산부위를 ECT, 너트(nut)도 나사산부위는 ECT를 수행하여야 한다. RSE-M Code에서는 ASME Code와 달리 장주기동안 검사물량을 균등배분하지 않고 해당 시점에 종합검사를 하고 종합검사 사이에 부분검사를 추가로 하도록 규정하고 있는데, 원자로헤드의 관통관에 대해서는 38개월마다 ECT를 하고 결함지시가 있으면 UT를 하도록 규정하고 있다. 또한 노심계측안내관, 제어봉 슬리브의 용접부 등에 대해서는 매 핵연료장전시마다 봉산수 등의 누설검사를 하도록 하고 스티드 및 볼트에 대해서도 종합검사 사이에 ECT를 1회 수행하도록 요구하고 있다.

JEAC 규정에서는 원자로의 1 MeV 이상의 중성자 조사량이 10^{19} n/cm^2 를 초과하는 용접부 및 보수용접부는 100% 체적검사를 하도록 되어 있지만, 그 외의 용접부는 용접길이의 7.5%(원주용접부는 5%, 축방향용접부는 10%도 가능)만 체적검사해도 되도록 규정되어 있다.

IAEA 안전지침 50-SG-O2에서는 ASME Code와 유사하게 원자로의 용접부에 대하여 체적검사 또는 표면검사를 권고하였으나, 2002년도에 개정된 NS-G-2.6에서는 이러한 명확한 검사대상 및 검사방

법을 제시하지 않고 안전등급 및 손상빈도를 고려하여 검사하도록 일반적인 지침만 제시하고 있으며, 한 부지(site)에 여러 호기의 원전이 있을 경우 샘플링 수를 감소할 수 있도록 하고 있다. 이러한 지침은 원자로뿐만 아니라 모든 기기에 대하여 유사하게 규정하고 있다.

원자로용기에 대한 검사는 프랑스는 미국보다도 더 엄격한 대신 일본은 중성자조사취화가 심하지 않은 부위는 용접길이의 7.5%만 검사하도록 규정이 변화되고 있다. 일본에서 원자로 용접부의 검사범위를 축소할 때 많은 논란이 있었지만, 검사경험을 반영하고, 제작과정에 철저히 검사하면 충분히 안전성을 확보할 수 있다는 기술적 자신감이라 판단된다.

2.2.3. 가압기

ASME Code에서는 상부/하부경관과 동체의 원주용접부, 상부/하부경관의 자오선용접부 등에 대해서는 제1주기에는 100% 검사하도록 되어 있으며, 축방향의 용접부에 대해서는 교차부위 1ft만 체적검사를 하도록 되어 있고 후속검사주기부터는 자오선용접부에 대해서는 경관당 한 용접부의 1ft만 체적검사를 하고, 가압기 노즐의 용접부 및 노즐내측 반경부위를 체적검사 하도록 되어 있다.

RSE-M에서는 하부경관과 동체의 원주용접부는 UT, 상부경관과 동체의 원주용접부는 방사선투과 검사(RT: radiography testing), 맨홀(manhole)의 스테드(stud) 및 리가먼트(ligament)는 UT 및 VT를, 상부/하부 경관의 노즐과 맨홀은 RT를 종합검사시에 수행하도록 체적검사의 방법을 명확히 제시하였다. 또한 부분검사로 하부경관과 지지물간의 용접부에 대하여 종합검사 사이에 1회 UT를 하도록 하고 있다.

JEAC 규정에서는 용접길이의 7.5%(원주용접부는 5%, 축방향용접부는 10%도 가능)만 체적검사해도 되며, 노즐용접부 및 노즐의 안쪽 모서리 반지름(inner radius)부위는 체적검사를 수행하는데 표면검사가 가능하다면 표면검사를 수행해도 되도록 규정되어 있다.

ASME Code에서는 동체 및 경관의 용접부, 노즐 용접부 등에 대한 체적검사만 요구하고 있으나, RSE-M Code에서는 맨홀의 스테드와 리가먼트도 검사하도록 하고 노즐과 맨홀의 용접부는 RT를 하

도록 하는 등 검사를 강화하고 있으나, JEAC 규정에서는 용접길이의 7.5%만 검사하도록 하는 등 검사요건을 완화하고 있다.

2.2.4. 증기발생기

ASME Code에서는 1차측의 경관의 원주용접부 및 자오선방향의 용접부 전체를 체적검사하도록 규정하고 있고, 세관지지판(tubesheet)과 경관의 원주용접부도 100% 체적검사를 하도록 요구하고 있지만, 후속주기부터는 한 호기당 한 용접부만 검사해도 되도록 규정되어 있고, 증기발생기 노즐 용접부 및 노즐내측반경부는 체적검사를 하도록 되어 있다.

RSE-M Code에서는 종합검사로써 ASME Code와 같이 세관지지판(tubesheet)과 경관의 원주용접부 등에 대하여 UT를 요구하고 있고, ASME Code와 달리 세관지지판과 2차측 하부동체와의 용접부도 안전등급 1로 분류하고 UT를 수행하도록 규정하고 있으며, 맨홀의 스테드 및 리가먼트도 UT를 수행하도록 요구하고 있다. 또한 부분검사로써 세관지지판과 2차측 하부동체와의 용접부는 UT, 맨홀의 스테드는 UT 및 육안검사(VT), 너트에는 VT, 증기발생기 지지물에 대해서는 액체침투탐상검사(PT)를 종합검사 사이에 1회 수행하도록 규정하고 있다.

JEAC 규정에서는 용접길이의 7.5%(원주용접부는 5%, 축방향용접부는 10%도 가능)만 체적검사해도 되며, 노즐용접부 및 노즐의 안쪽 모서리 반지름(inner radius)부위는 체적검사를 수행하는데 표면검사가 적절하다면 표면검사를 수행해도 되도록 규정되어 있다. 또한 세관지지판과 하부경관과의 용접부는 용접길이의 10%만 검사해도 되도록 되어 있다.

가압기에서와 마찬가지로 RSE-M Code에서는 ASME Code보다도 더 검사를 강화하고 있으나, JEAC 규정에서는 용접길이의 7.5%만 검사하도록 하는 등 검사요건을 완화하고 있다.

2.2.5. 원자로냉각재펌프(RCP)

ASME Code에서는 원자로냉각재펌프케이싱에 있는 용접부는 체적검사를 수행하도록 요구하고 있고, 실질적으로 현재의 기술로는 체적검사가 거의 불가능하므로 Code Case를 발행하여 펌프 분해시 육안검사를 하고, 건전성평가로 대체하도록 하고 있다.

반면 RSE-M Code에서는 ASME Code와 달리 내압시험시 육안검사만 수행하도록 규정하고 있다. 부분검사로 원자로냉각재펌프 케이싱의 지지물 용접부에 대하여 종합검사 중간에 1회 PT를 하도록 하고 있으며, JEAC 규정에서는 펌프에 대한 검사요건이 규정되어 있지 않다.

미국, 유럽 등의 경우 오래전에 제작했던 원자로 냉각재펌프 케이싱(casing)의 원주용접부에 대하여 체적검사를 수행하기 위해 많은 노력을 하였으나 아직도 적절한 검사방법이 제시되지 않아 연구를 계속하고 있는데, 프랑스의 경우 육안검사만 수행하도록 기술기준에서 규정하였고, 일본의 경우 원자로냉각재펌프의 케이싱에 용접부가 없는지 기술기준에 언급조차 하지 않고 있다.

2.2.6. 원자로냉각재계통 주배관 및 안전등급 1의 배관

안전등급 1의 배관에 대한 주요 검사내용을 비교해 보면 Table 4에서와 같이 ASME Code에서는 100 mm 이상일 경우 체적검사와 표면검사가 요구되는데, RSE-M Code에서는 이중금속용접부에 대해

서만 RT 및 PT를 수행하도록 요구하고 있고, 동종 금속의 용접부에 대해서는 PT만 요구된다. 그러나 열전달완충판에 대한 검사가 특별히 규정되어 있다. 한편 JEAC 규정에서는 100 mm 이상일 경우에는 체적검사만 요구되며, 표면검사는 100 mm 이하일 경우에만 요구된다.

이상에서 살펴본 바와 같이 최근 원전에서 빈번한 누설을 일으키고 있는 열피로균열 발생부위 및 고압안전주입계통의 4인치 이하의 배관용접부에 대한 체적검사 요건은 어느 기술기준에도 반영되어 있지 않다. 미국 NRC에서는 원자로운영자에게 이러한 검사를 수행하도록 요구하고 있고, 고압안전주입계통의 안전등급 2 배관에 대해서는 ASME Code에 반영되어 있으나 안전등급 1 배관에 대해서는 ASME Code committee에서는 아직도 명확한 입장을 밝히지 않고 있다.

2.2.7. 증기발생기 세관

ASME Code에서는 증기발생기 세관에 대하여 고온관측 직관과 U-bend 부위 그리고 저온관측 일부

Table 4 Comparison of major examinations for welded pipes according to the safety class 1

기술기준	주요 검사내용 요약
ASME Code	<ul style="list-style-type: none"> ○ NPS 4 이상 이중금속용접부 - 100% 표면 및 체적검사 ○ NPS 4 이상의 원주용접부 - 25% 이상 표면 및 체적검사(2.4 Sm 또는 U 0.4 초과하는 부위를 우선적으로 선택) ○ NPS 4 미만의 노즐-세이프 엔드 맞대기, 소켓 용접부 - 표면검사
RSE-M Code	<ul style="list-style-type: none"> ○ 종합검사 <ul style="list-style-type: none"> - 세이프 엔드와 배관간의 용접부 - RT & PT - 기타 배관용접부 - PT - 열전달완충판 - RT ○ 부분검사 <ul style="list-style-type: none"> - 원자로용기 노즐과 세이프 엔드간의 이중금속용접부 - PT 1회 추가 - 증기발생기 노즐과 세이프 엔드간의 이중금속용접부 - RT 1회 추가 - 세이프 엔드와 원자로냉각재배관간의 이중금속용접부 - PT 1회 추가 - 가압기 노즐과 세이프 엔드간의 이중금속용접부 - RT & PT 1회 추가 - 열전달완충판 - RT 2회 추가 - 안전주입계통, 잔열제어계통, 정지냉각계통, 화학체적제어계통의 누적피로계수가 높거나, 열수력 하중을 많이 받는 용접부 - RT 추가(정량적 기준 없음)
JEAC 규정	<ul style="list-style-type: none"> ○ 배관용접부 100 mm 이상 - 25% 이상 체적검사 (이중금속일 경우 표면검사 추가) ○ 100 mm 미만 또는 소켓용접부 - 표면검사

세관에 대하여 체적검사를 하도록 규정하고 세부적인 사항은 발전소운영기술지침서에 따라 수행하도록 하며 자세한 요건을 규정하지 않고 있지만, RSE-M Code에서는 세관의 재질, 세관지지대(TSP ; Tube Support Plate) 및 확관방법 등에 따라 보빈(bobbin) 탐촉자와 회전형 탐촉자의 검사비율을 다음 Table 5에서와 같이 명확히 규정하고 있다.

JEAC 규정에서는 Inconel 600의 경우는 매 정기 검사(핵연료재장전기간)마다, Inconel 690의 경우는 일본에서 10년 이상 사용한 경험이 없기 때문에 2차 핵연료재장전기간마다 100% 검사할 것을 권고하고 있다. 어떤 탐촉자를 사용해야 하는지 등의 세부적인 사항은 기술되어 있지 않다.

2.2.8. 안전등급 2의 압력용기

안전등급 1의 압력용기에 대한 주요 검사내용을

비교해 보면 Table 6과 같이 ASME Code에서는 증기발생기의 구조적 불연속부위에 대해서는 체적검사를 하도록, 다른 압력용기에 대해서는 호칭두께 1/2인치를 초과하는 노즐용접부는 체적검사와 표면검사 1/2인치 이하일 경우 표면검사만 요구하고 있으나, RSE-M Code에서는 ASME Code와 유사하나 구체적인 검사방법을 규정하였고, 기타 압력용기의 용접부는 VT만 요구하고 있는 반면, JEAC 규정에서는 구조적 불연속부위마저 7.5%만 검사를 해도록 규정하고 있다.

2.2.9. 안전등급 2의 배관

ASME Code에서는 공칭지름(NPS) 4를 초과하고 두께 3/8인치 이상인 배관과 NPS 2 이상 NPS 4까지의 벽두께 1/5인치 이상인 배관의 원주용접부는 7.5%(단 28부위 이상) 체적검사와 표면검사를 수행

Table 5 Examination program for steam generator tubes according to RSE-M Code

TSP type	Tube type	보빈 탐촉자	회전형 탐촉자
Drilled TSP	Inconel 600 MA 유압 또는 폭발확관	차수마다 50% 또는 2차수마다 100%	차수마다 25%
	Inconel 600 MA Full-depth rolled	차수마다 50% 또는 2차수마다 100%	차수마다 100%
	Inconel 600 MA Full-depth rolled + kiss rolled	차수마다 50% 또는 2차수마다 100%	- 80,000hr까지는 차수마다 50% 또는 2차수마다 100% - 80,000hr 초과시 차수마다 100%
Broached STP	Inconel 600 MA Full-depth rolled + kiss rolled	60,000hr초과시 sludge zone 50% + 차수마다 25% 또는 2차수마다 50%	- 80,000hr까지는 차수마다 50% 또는 2차수마다 100% - 80,000hr 초과시 차수마다 100%
	Inconel 600 TT Start-up 이전 shot peening	1 S/G에 대하여 8개 세관당 1개 세관	8개 보빈 대상중 1개 세관
	Inconel 600 TT Start-up 이후 shot peening 2차 부분검사까지	2 S/G에 대하여 8개 세관당 1개 세관	
	Inconel 600 TT Start-up 이후 shot peening 3차 부분검사부터	60,000hr초과시 sludge zone 50% + 차수마다 25% 또는 2차수마다 50%	차수마다 25%
	Inconel 690 TT Full-depth rolled + kiss rolled	1 S/G에 대하여 8개 세관당 1개 세관	Sludge zone의 8개 보빈 대상중 1개 세관
	Inconel 690 TT	1 S/G에 대하여 8개 세관당 1개 세관	No

하고 NPS 2 이상인 분기관의 원주용접부는 7.5% 표면검사를 수행하도록 규정하고 있다.

RSE-M의 경우 안전등급 2의 배관에 대해서는 탄소강으로 된 주증기배관, 주급수배관, 보조급수배관 등 격납건물 내부의 맞대기용접부에 대해서는 열피로균열이 발생될 수 있는 대상부위 및 주기를 발전소운영자가 선정하여 RT 또는 UT를 수행하도록 요구하는데 열피로균열을 예방하기 위한 대책을 강구했을 경우는 검사를 생략할 수 있다. 격납건물 외부의 맞대기용접부에 대해서는 RT를 10년마다 수행하고, 배관과 지지물간의 용접부, RT plug hole의 용접부는 PT를 수행하도록 규정하고 있다. 그리고 엘보우, U-bend의 외부만곡면(extrados)는 UT로 두께를 측정하여 두께감육을 감시하도록 하고 있다. 스테인리스강으로 된 화학제 적제어계통의 오리피스(orifice) 및 제어밸브(control valve) 등에 대해서는 캐비테이션 마모(cavitation erosion)을 고려하여 내부에서 VT 또는 외부에서 RT를 10년 마다 수행하도록 요구하고 있으나 이를 방지하기 위한 대책이 수립되었을 때는 생략할 수 있다.

JEAC 규정에서는 호칭지름 100 mm를 초과하고 두께가 9.5 mm를 초과할 경우에 체적검사와 표면검사를 7.5% 수행하고 호칭지름 50 mm에서 100 mm

까지의 두께 5 mm를 초과하는 용접부는 7.5% 표면검사를 수행하는데, 축방향의 용접부는 두께의 2배만큼 검사를 한다.

RSE-M Code에서는 열피로균열, 침부식으로 인한 두께감육 등에 대하여 검사요건을 규정하고 있으나, ASME Code에서는 열피로균열에 대한 구체적인 규정이 없고, 두께감육에 관해서는 오래전부터 Code Case만 발행하였을 뿐 아직도 Code에는 반영되지 않았으며, JEAC 규정에서는 이러한 요건을 전혀 규정하지 않았다.

2.3. 검사범위(체적/면적) 및 검사방법

ASME Code의 경우 안전등급 1의 압력용기는 용접경계면에서 1/2t까지가 체적검사 대상이며, 안전등급 2의 압력용기는 용접경계면에서 1/2인치까지가 체적검사 대상이고, 배관 등은 안전등급에 무관하게 용접경계면에서 1/2인치까지가 표면검사 대상이며, 용접경계면에서 1/4인치까지의 모재와 두께 1/3까지의 내부채적이 체적검사 대상이다.

RSE-M Code의 경우 안전등급 1의 압력용기는 용접경계면에서 50 mm까지가 UT 대상이며, 원자로냉각재배관의 경우는 용접경계면에서 30 cm까지의 전 두께가 UT 대상이다.

Table 6 Comparison of major examinations for welded parts of pressure vessel according to the safety class 2

기술기준	주요 검사내용 요약
ASME Code	<ul style="list-style-type: none"> ○ 구조적 불연속부의 용접부 - 체적검사(대표 하나의 용기만) ○ 호칭두께가 1/2인치를 초과하는 노즐 용접부 - 체적검사 & 표면검사 ○ 호칭두께 1/2인치 이하인 노즐용접부 - 표면검사
RSE-M Code	<ul style="list-style-type: none"> ○ 증기발생기 <ul style="list-style-type: none"> - 콘(cone)과 상부동체간의 용접부 - UT - 콘과 하부동체와의 용접부 - UT & MT - 스팀드럼의 자오선방향용접부 - UT - 급수노즐 & 보조급수노즐의 용접부 - 내부에서 VT, 외부에서 UT - 급수노즐에 부착된 열전달원충판의 용접부 - 외부에서 UT - 소구경의 노즐용접부 - PT ○ 그 외의 열교환기 또는 탱크 등의 용접부 - VT
JEAC 규정	<ul style="list-style-type: none"> ○ 구조적 불연속부 및 경판과 동체의 용접부 - 한 용기의 용접부 길이의 7.5%를 체적검사 ○ 호칭두께가 12.7 mm를 초과하고 호칭크기 300 mm를 초과하는 노즐 용접부 - 체적검사(대표 하나의 용기만)

JEAC 규정에 따르면 압력용기, 배관에 무관하게, 안전등급에 무관하게 용접경계면에서 10 mm까지의 전 두께가 체적검사대상이며 표면검사 대상도 동등하다.

중전의 ASME Code에서는 초음파탐상검사 방법을 규정하였으나 최근에는 기량검증을 통과한 방법을 적용하도록 하고 있지만, 아직도 일반 탄소강용기 등에는 기존의 45°, 60° 탐촉자를 사용하도록 하고 있다. RSE-M Code에서도 기량검증이 요구되고 있지만, 압력용기에 대해서는 Fig. 1과 같이 집속탐촉자를 사용하여 구역별 검사하도록 하는 것이 다르며, CSA Standard에서는 빔의 퍼짐을 고려하여 결함의 크기를 측정하도록 하고 있어 결함크기가 작게 평가될 수 있고, 결함의 합격여부 평가는 ASME 기준을 사용토록 하므로 적용기준에 따라 결함에 대한 건전성 평가가 달라질 수 있다.

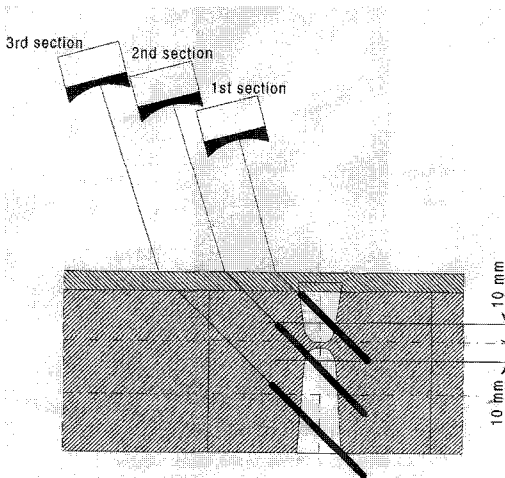


Fig. 1 Modes of ultrasonic examination for pressure vessel welds

2.4. 내압시험

ASME Code에서는 안전등급 1의 경우 10년 장주기말에 100°F이하에서 시험할 경우 정상운전압력의 1.1배, 500°F이상에서는 정상운전압력의 1.02배에서 수행하고, 안전등급 2, 3의 경우 설계온도가 200°F 이하인 계통은 안전밸브설정치의 1.1배, 설계온도가 200°F초과하는 계통은 안전밸브설정치의 1.25배에서 내압시험을 수행하도록 규정하고 있지만, Code

Case를 발행하여 대부분 운전온도에서 누설시험만을 대체하고 있는 실정이다. 누설시험도 보온재를 제거할 경우에는 10분, 보온재를 제거하지 않을 경우 4시간의 유지시간을 규정하고 있으므로 구태여 보온재를 제거할 필요가 없다.

그러나 RSE-M Code에서는 원자로냉각재계통 내압시험의 경우 증기발생기, 원자로냉각재배관, 보조계통의 밸브, 가압기 경판과 동판의 용접부 및 이중금속용접부, 원자로 입구(inlet) 및 출구(outlet) 등에 대해서는 보온재를 제거한 후 내압시험을 수행하도록 되어 있고, 핵연료를 제거한 후 내압시험을 하여야 하며, 내압시험시 압력은 압력용기의 설계압력 1.2배 이상이고, 누설시험은 1차계통의 운전압력에서 하며 식별 불가능한 누설은 60 l/hr, 식별 가능한 누설까지 합하여 230 l/hr를 초과해서는 아니 되고, 내압시험 중에는 AE를 사용하여 누설을 감지하도록 하고 있다.

JEAC 규정에서는 안전등급에 무관하게 ASME Code Case와 같이 내압시험을 요구하지도 않고, 운전압력에서 수행하는 누설시험만 기술하고 있다.

2.5. 보수

ASME Code에서는 보수 및 교체활동에 대한 용접, 경납땜, 금속제거, 그리고 품목이나 계통의 제거, 추가 및 수정에 관한 요건을 상세히 규정하고 있고, 특히 용접후열처리를 하지 않는 템퍼비드(temper-bead) 용접법 등과 증기발생기 세관의 관막음, 슬리빙(sleeving) 작업에 대한 요건을 상세히 기술하고 있다.

RSE-M에서는 각 기기별 즉 원자로, 증기발생기, 가압기, 배관 등으로 구분하여 각 보수대상부위별 심각도를 고려하여 보수깊이에 따라 단순한 기계가공, 부분용접, 관통용접 등으로 구분하여 보수방안을 제시하고 있다. 가동중에 발생될 수 있는 보수작업을 사전에 규격에 반영하여 발전소운영자가 대책을 강구할 수 있도록 하고 있다. 특이한 사항으로 원자로 상부헤드의 관통관 및 하부헤드의 관통관에 대한 보수방안도 제시하고 있다.

증기발생기 세관의 관막음에 관해서는 Inconel 600 및 690을 사용하도록 하고, 관막음 재료의 외부표면은 Inconel 690을 사용하도록 규정하고 있으며, 검증시 필수변수는 ASME Code와 유사하다.

RSE-M Code에서는 ASME Code에서 규정하고

있는 슬리빙에 대한 사항은 기술하지 않고 있으나, 판막음에 대해서는 많은 검증시험을 요구하고 있다. 시공자는 고온시험(hot test), 스팀과압영향, 재질 등에 대한 건전성 평가보고서(justification)를 제출하도록 하고, 검증시험은 설계 및 부식으로 구분되며, 설계에 관한 검증시험은 350°C에서 3시간 유지후 50°C로 냉각하는 열적 사이클을 최소한 4회 수행한 후 헬륨(helium)가스로 누설시험, 1차측에서 설계압력의 1.33배로, 2차측에서 설계압력의 1.5배로 수압 시험을 수행하여야 한다. 또한 누설될 때까지 가압하는 파괴시험도 수행하여야 한다. 부식시험은 350 ± 3°C, 152 ± 8 bar, 100 ± 3 g/l의 NaOH 용액에서 1000시간 동안 수행하여야 한다. 이러한 검증시험은 2년간 인증(certification)이 주어진다.

2.6. 가동중 감시프로그램

ASME Code, CSA Standard, JEAC 규정 등에서는 가동중 감시프로그램을 규정하지 않고 있으며, 원자로운영자가 운영허가시 제출하는 발전소 운영 기술지침서에 감시프로그램을 규정하도록 하고 있으나, 프랑스의 RSE-M Code에서는 과도상태감시(Transient counting), 냉각재계통의 기밀성감시, 이물질감시 등에 관한 감시프로그램을 다음과 같이 규정하고 있다.

과도상태감시는 설계시 고려되었던 온도와 압력을 실제운전시의 발생되었던 것을 비교하기 위한 것이고, 발전소 수명기간동안 감시되어야 하며 주기적으로 과도상태를 감시하여 냉각재계통의 주요 기기에 대한 설계용량보고서를 수정하여야 하며, 원자로운영자는 가동중검사 계획서 준비 및 검출된 지시의 평가시에 이러한 결과를 활용하여야 한다.

냉각재계통의 기밀성감시는 운전중에 연속적으로 감시되어야만 하고, 정량적인 누설과 비정량적인 누설로 구분될 수 있는데, 정량적인 누설은 수집계통에 모여지는 측정 가능한 것이고, 비정량적인 누설은 격납건물내로 유출되는 것으로 최종적으로는 집수조(sump)에 모여 누설량이 추정될 수 있는 것이다. 이러한 누설이 2300 l/hr 초과하지 않아야 한다. 내압시험시 최대허용누설량이 채택될 수 있다. 증기발생기 세관의 경우에는 2차계통을 감시하여 누설량을 산출할 수 있으며, 액체상태에 대해서는 증기발생기 취출수계통 및 응축기(condenser)의 방사능으로 연속적 감시가 가능하고, 증기상에 대해

서는 noble 가스, 3중수소(tritium), 질소-16(N-16) 등이 방사능으로 감시가 가능하며, 증기발생기당 최대허용누설량은 72 l/hr이다. 밸브 및 피팅 등을 통한 외부누설의 확인은 내압시험 및 정기적인 누설시험에서 확인되어야 하며, 원자로냉각재계통의 격리밸브 및 체크밸브 등을 통한 내부누설은 시험회로 또는 압력/온도의 측정으로 확인되어야 한다. 이러한 목적으로 원자로운영자는 격리밸브의 크기, 수량, 종류, 사용목적 등에 따른 가동중검사 계획을 수립하여야 한다.

이물질감시는 냉각재계통의 구조물 손상 및 가동중지를 유발케 할 수 있는 이상상태를 조기에 발견하기 위한 것으로 음향방출기법을 사용하도록 하고 있으며, 내압시험시에도 감시하도록 하고 있다. 기타 사항으로 전력으로 작동되는 밸브와 가압기 과압보호밸브에 대한 작동성시험이 간략히 규정되어 있고, 원자로압력용기 재질에 대한 중성자조사취화 감시 프로그램이 규정되어 있다.

2.7. 기량검증

ASME Code에서는 초음파탐상검사에 관한 기량검증을 부품별, 재질별로 구분하여 규정하고 있고, 장비, 절차서, 검사원에 대한 검증요건을 자세히 규정하고 있다. 그러나 미국의 규제기관인 NRC에서는 미흡한 사항을 지적하여 보완하도록 규정하였고, 기량검증을 수행하는 기관에서 이러한 요건을 반영하여 규제기관과 협의하여 시행하고 있으며 ASME Code에는 추후 반영될 것으로 예상된다.

RSE-M Code에서는 유럽의 방법론을 적용하여 검증의 범위(field of validity)를 평가절차서에 규정하도록 하는 등 구체적인 사항은 원전 운영자가 결정하도록 규정하고 있으며 기술적 평가자료(technical justification)를 사용하여 시험편의 수량을 줄일 수 있도록 하였다. 반면 초음파탐상검사 뿐만 아니라 와전류탐상검사, 방사선투과검사 등에 대해서도 기량검증을 적용하고 있으며, 외국에서 기량검증을 받은 경우 운영자가 지정하는 검증기관에서 평가하도록 규정하고 있다. CSA Standard에서는 기량검증을 하도록 규정하고는 있으나 세부적인 요건은 기술되어 있지 않고 있고, JEAC 규정에서는 기량검증에 관한 요건이 아직 없는 상태이다. IAEA 지침에서도 기량검증을 수행토록 하고는 있으나 세부적인 요건을 기술하고 있지 않다.

3. 결론

가. 캐나다의 기술기준에서는 이미 리스크를 고려한 가동중검사 프로그램이 채택되어 있고, 프랑스의 기술기준인 RSE-M에서는 가동원전에서 경험한 원자로용기의 상부헤드 관통관 누설, 하부헤드 관통관의 손상우려, 잔열제거계통, 안전주입계통 등의 열피로 균열, 침부식으로 인한 마모부식 등에 관한 사항이 반영되어 있고, 구체적인 검사방안이 규정되어 있으며, 일본의 JEAC 규정에서는 원자로용기, 안전등급 1의 배관 등에 대한 검사대상 물량을 대폭 축소하였다. 국내 기술기준에서는 신속한 개정이 이루어지지 않는 ASME Code를 토대로 개정하고 있으므로 실질적으로 활용의 가치가 떨어진다고 할 수 있다. 국내에서도 규제조치로 가동중검사를 강화하기만 할 것이 아니라 타당한 검사대안을 확립하여 기술기준에 반영하는 노력이 필요하다.

나. 우리나라를 포함한 미국 등 선진국에서는 증기발생기 세관에 대한 검사방안을 수립하고자 많은 노력과 국제공동연구를 하고 있으나 아직 명확한 방안은 확립되지 않아 운영자와 규제기관 간에 많은 논란이 있는데, RSE-M Code에서는 나름대로 세관의 재질 및 형태별 검사방안을 제시하고 있으므로 활용의 가치가 있다고 판단한다.

다. 최근 국내에서 문제가 되고 있는 원자로냉각재 배관의 열전달완충판의 가동중검사에 대해서도 RSE-M Code에서는 이미 반영하고 있으므로 이러한 요건은 국내 검사에도 반영되어야 할 것이다.

라. 선진국의 경험과 기술기준의 변동 상황을 지속적으로 검토하여 국내 기술기준에 반영하는 노력이 필요할 것이다.

참고문헌

- [1] ASME B&PV Code, Section XI, Division 1, "Rules for In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components," (1997)
- [2] 전력산업기술기준(KEPIC) MI, "원전 가동중검사" (1995, 2000)
- [3] RSE-M, "In-Service Inspection Rules for the Mechanical components of PWR Nuclear Power Islands," (1997)
- [4] JEAC 4205-2000, "輕水型原子力發電所用機器의 供用期間中檢査," (2000)
- [5] CAN/CSA-N285.4-94, "Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components," (1994)
- [6] IAEA Safety Guide 50-SG-O2, "In-Service Inspection for Nuclear Power Plants," (1980)
- [7] IAEA Safety Guide NS-G-2.6, "Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants," (2002)