

# 프라마툼형 원전의 배관 가동중검사에 리스크 정보를 활용한 기법 적용

## Application of Risk-Informed Methods to In-Service Piping Inspection in Framatome Type Nuclear Power Plants

김진회\*, 이정석\*<sup>†</sup>, 윤은섭\*\*

Jin-Hoi Kim\*, Jeong-Seok Lee\*<sup>†</sup> and Eun-Sub Yun\*\*

**초 록** 가압경수로형 원자력발전소 소유자 그룹은 ASME Sec. XI 코드의 배관 샘플링검사법 대안으로 리스크 정보를 활용한 가동중검사 프로그램(RI-ISI)을 개발 및 적용하였다. RI-ISI 프로그램은 파손 메커니즘이 있는 고위험도 배관에 검사를 집중함으로써 발전소의 전반적인 안전성을 향상시켰다. 또한, RI-ISI 프로그램은 비파괴검사 물량, 검사자 방사선 피폭, 검사 시간 등을 줄일 수 있다. 배관 RI-ISI 방법은 한국 표준형 원자력 발전소 3개호기에 적용되고 있으며 다른 발전소도 개발중에 있다. 이 논문에서는 프라마툼형(프랑스형) 원전에 대한 RI-ISI 방법을 연구하고 그 결과를 나타내었다. 프라마툼형 원전에 대한 RI-ISI 적용은 발전소 안전성을 향상시키고 유지시키며 계량화할 수 없는 이익을 준다는 결론에 도달하였다.

**주요용어:** 리스크 정보를 활용한 배관 가동중검사, 확률론적 안전성 평가, 리스크 감소 가치, 노심 손상 빈도, 대량 조기 방출 빈도, 고손상 중요도

**Abstract** The Pressurized water reactor owners group (PWROG) developed and applied a risk-informed in-service inspection (RI-ISI) program, as an alternative to the existing ASME Section XI' sampling inspection method. The RI-ISI programs enhance overall safety by focusing inspections of piping at high safety significance (HSS) locations where failure mechanisms are likely to be present. Additionally, the RI-ISI program can reduce nondestructive evaluation (NDE) exams, man-rem exposure for inspectors, and inspection time, among other benefits. The RI-ISI method of in-service piping inspection was applied to 3 units (KSNPs: Korea standard nuclear power plants) and is being deployed to the other units. In this paper, the results of RI-ISI for a Framatome type (France CPI) nuclear power plant are presented. It was concluded that application of RI-ISI to the plant could enhance and maintain plant safety, as well as provide the benefits of greater reliability.

**Keywords:** Risk-Informed In-Service Inspection (RI-ISI), Probabilistic Safety Assessment (PSA), Risk Reduction Worth (RRW), Core Damage Frequency (CDF), Large Early Release Frequency (LERF), High Failure Importance (HFI)

### 1. 서 론

원전사업자는 원자력발전소의 주요 배관에 대한 경년열화를 확인하기 위해 KEPIC (Korea Electric Power Industry Code: 전력산업기술기준) MI 요건에 따라 가동중검사를 수행하고 있다. 기술기준에 따라 배관의 안전등급을 분류하고 일정

량의 표본을 선정하여 검사를 수행하고 있다. 그러나 원자력발전소 배관에서 발생한 결함은 기술기준에 의하여 선정된 부위보다는 예상치 못한, 비정상적인 운전 조건이 존재하는 부위에서 더 많이 발생된다는 것이 확인되었다. 이에 따라 기존 코드에 의한 검사 부위 선정을 대체할 수 있는 방안으로 리스크 정보를 활용하게 되었다.

[접수일: 2014. 4. 14, 수정일: 2014. 6. 16, 게재확정일: 2014. 7. 26] \*한수원 중앙연구원 비파괴기술그룹, \*\*한수원 중앙연구원 재료기기그룹, <sup>†</sup>Corresponding Author: NDE Engineering Group, KHNP-Central Research Institute, Daejeon 305-343, Korea (E-mail: jspluk@khnp.co..kr)

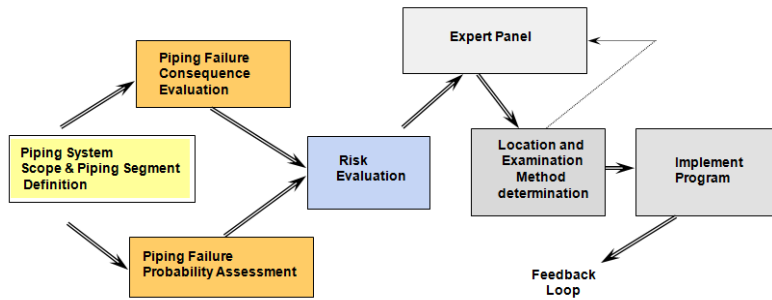


Fig. 1 Risk informed ISI process

배관의 리스크 정보를 활용한 가동중검사 기법(RI-ISI)은 배관 파손시 사고 결말 및 배관 파손 확률이 높은 배관에 검사를 집중하여 배관 파손에 의한 발전소 리스크를 감소시키면서 배관 가동중검사 부위를 최적화하는 것이다. 검사 대상 배관은 배관 파손 확률과 파손 조건부 발전소 리스크를 함께 고려하여 결정한다.

미국 원전사업자들은 RI-ISI 방법론을 이용하여 배관 검사 부위를 선정하고 손상 메커니즘에 따라 검사 방법을 결정하고 있다. 국내는 2008년도에 원자력발전소 적용을 위한 PWROG(Pressurized Water Reactor Owners Group: 가압경수로 소유자 그룹) 방법론을 근간으로 RI-ISI 방법론을 개발하였으며, 교육과학기술부의 승인을 받아 국내 원전 3개호기에 적용중이다. 현재, 기타 원전도 확대 적용을 추진 중에 있다[1,2].

본 논문은 프라마토타형 원자력발전소의 안전등급 1, 2 배관에 대한 검사 부위 및 검사 방법을 선정하기 위해 RI-ISI 방법론을 적용하였고 그 적용 내용 및 결과에 대해 기술하였다.

## 2. 국내 원전 RI-ISI 방법론 소개

### 2.1. 일반사항

국내 원전의 RI-ISI 방법은 PWROG 방법론을 적용하며, 안전등급 1, 2 배관만 적용한다. 미국 원전과 달리 국내 원전은 검사 범주 B-F(용기 노즐의 이중금속 압력유지 용접부), 배관 용접 부착물, 배관 지지대 및 강화 가동중검사를 받는 용접부는 RI-ISI 적용 대상에서 제외하고 승인을 받았다. RI-ISI 프로그램 이행을 위한 전반적인 흐름은 Fig. 1과 같다.

### 2.2. 분석 범위 결정

분석 범위에 포함되는 계통은 PSA(probabilistic safety assessment: 확률론적 안전성 평가)에 모델링되어 있거나 또는 가동중검사 계획서에 포함된 계통 및 정비규정에 의하여 리스크 순위가 높은 것으로 평가된 유체계통이며 안전등급 Class 1, 2 배관만을 대상으로 한다.

### 2.3. 배관 분절화

분석을 위하여 배관을 세그먼트로 분절화 하며, 이는 리스크 순위 결정을 위하여 사고 결말, 운전 조건 및 배관의 물성치가 유사한 배관을 묶어 하나의 배관 세그먼트로 정의한다.

### 2.4. 사고 결말 분석

사고 결말 분석은 세그먼트가 포함된 계통 및 계열의 기능 상실과 같은 직접피해와 배관의 파손으로 초래되는 침수, 파이프 휨 등에 의한 간접피해로 나누어 분석을 수행한다.

### 2.5 배관파손확률 평가

배관 및 계장 도면, 현장 배관 설치도면, 각 배관의 응력보고서, 장기 가동중검사 계획서 등의 자료를 종합하여 정량화를 위해 웨스팅하우스사에서 개발한 배관파손확률 평가 전산코드인 SRRA (structural risk and reliability assesment)[3]의 입력 자료를 작성한 후 배관파손확률을 평가한다.

## 2.6. 리스크 평가

배관 세그먼트의 리스크 평가는 배관이 파손될 때 발생하는 리스크를 평가하는 과정이다. 배관의 리스크와 상대적인 중요도는 노심손상빈도 (core damage frequency; CDF)/ 대량조기방출빈도 (large early release frequency; LERF)와 배관파손 확률을 함께 고려하여 결정한다.

## 2.7. 전문가 패널

전문가 패널은 운전, 정비, PSA 및 가동중검사 등 각 분야 전문가로 구성하며, 리스크 평가에서 간과될 수 있는 결정론적인 고려사항, 운전 및 정비, 검사 경험 등을 종합적으로 검토하여 가동중검사 대상인 고 리스크 배관 세그먼트를 최종 결정한다.

## 2.8. 검사 부위 선정

각 고 리스크 배관 세그먼트에서의 검사 부위 선정은 각 용접부, 모재 및 예상되는 파손 메커니즘에 대한 심도있는 검토후에 이루어진다. 활성 손상 메커니즘을 가지고 있는 배관 세그먼트의 용접부에 대하여는 전수검사를 실시하고, 그 이외의 배관 세그먼트에 대하여는 검사 부위 선정 매트릭스와 통계적인 모델인 Perdue[4]를 이용하여 검사량을 확인하며, 검사 방법은 손상 메커니즘에 따라 결정한다.

## 2.9 RI-ISI 프로그램 이행

Fig. 1과 같이 리스크 정보를 바탕으로 수립된 RI-ISI 프로그램에 따라 원자력발전소 가동중검사를 수행하며, PSA 모델, 발전소에서 발생하는 설계 및 절차서 변경 등을 주기적으로 검토하여 RI-ISI 프로그램에 반영한다.

## 3. 프라마통형 발전소 적용 결과

### 3.1. 분석 범위 및 배관 분절화

RI-ISI 분석 범위는 원자로 냉각재 계통(RCP)을 포함하여 25개 계통이었다. 배관 분절화 작업은

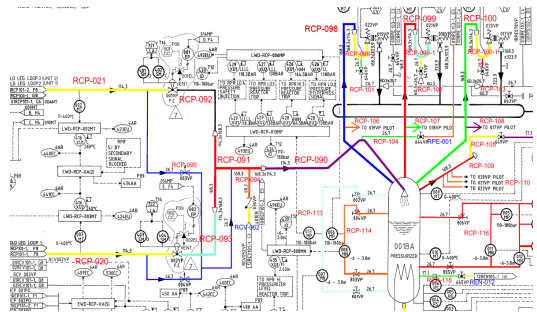


Fig. 2 Segment results(reactor coolant system)

Table 1 Number of segments defined

System	No. of piping segment	No. of piping segment with same consequence evaluation
RCP	136	96
RISH	103	47
RIST	67	62
RISL	108	53
RRA	64	64
EAS	124	52
RCV	315	88
REN	51	15
ASG	15	6
ARE	39	27
VVP	75	63
APG	15	9
SAR	3	3
SAT	3	0
RRI	53	38
DEG	8	4
RPE	10	8
ETY	74	8
PTR	24	13
JPI	4	0
REA	3	0
GCT	6	6
SED	3	0
RAZ	6	0
SIR	9	0
<b>Total</b>	<b>1318</b>	<b>662</b>

분석시 PSA에서 고려하고 있는 같은 사고 결말을 갖는 배관 부위(예를 들면, 한 계열의 잔열 제거 상실, 저장전탱크 기능 상실 등), 유체가 분리되거나 합쳐지는 곳, 파손 배관을 격리할 수 있는 지점(예를 들면, 역지밸브, 공기구동 또는 전동구동

밸브 등 단 수동밸브는 제외)을 포함하는 배관, 배관 크기가 변하는 곳 등을 고려하여 선정하였다.

Fig. 2는 원자로 냉각재 계통(RCP)의 배관 분절화 결과를 보여주고 있으며, Fig. 2와 같이 밸브, 기기를 중심으로 배관이 분절화 되었다. 또한, 배관 세그먼트의 식별을 위해 여러 가지 색깔을 사용하였으며, 배관 세그먼트 번호는 계통 약어명 뒤에 3자리의 숫자로 표기(예: RCP-021)하였다. 프라마토크형 원전의 Class 1, 2 배관에 대한 분절화 결과는 Table 1과 같았으며, 분절된 배관 세그먼트 수의 총수는 1318개 이었고, 사고 결말에 따라 분절된 수는 총 662 이었다.

### 3.2. 사고 결말 분석

사고 결말은 분절된 배관이 파손될 경우 계통에 미치는 직접피해 및 간접피해를 분석하는 것이다. 직접피해(direct consequence) 분석은 냉각재 상실 사고, 원자로 정지와 같은 초기 사건을 유발시키는 사고, 단일계통 혹은 계열의 기능을 상실시키는 사고, 다중계통 혹은 계열의 기능을 상실시키는 사고, 위의 형태를 복합적으로 발생시키는 사고의 분석이다. 간접피해(indirect consequence)는 배관의 파손으로 인하여 발생하는 배관 휨(pipe whip), 분사 충격(jet impingement), 침수(flooding) 및 분사(spraying)에 의해 주변의 다른 계통 또는 기기에 미치는 피해를 말한다. 간접피해 분석은 현장답사를 통해 침수구역별로 침수원, 안전성 관련 주요기기의 존재 여부, 고에너지 배관 주변의 전기 및 계측기기 유무를 확인하며, 피해 확인은 배관과 주요기기와의 이격거리, 주요기기의 보호 설비 유무 등을 정성적으로 평가하였다. 배관 파손에 의한 PSA 평가 결과, 엔지니어링 평가, 발전소 설계 및 운전성 검토 등을 통하여 사고 결말을 분석하고 정량화하였다.

### 3.3. 배관파손확률 평가

배관파손확률 평가는 대상 배관에 대한 잠재적인 손상 메커니즘, 가동중검사 결과 등 발전소 데이터를 활용하여 파손확률을 정량화 하였다. 정량화를 위해 웨스팅하우스사에서 개발한 SRRA 프로그램을 사용하였다. 평가는 배관 파손 시 사고 결말을 초래하는 배관 세그먼트별 배관 파손확률

Table 2 Failure probability summary

System	SL w/o ISI		LL w/o ISI	
	Min	Max	Min	Max
RCP	8.46E-08	6.07E-03	4.41E-10	3.34E-03
RISH	1.07E-07	3.46E-04	4.29E-10	1.93E-05
RIST	7.37E-08	8.95E-05	1.14E-09	1.75E-05
RISL	4.33E-07	3.00E-04	4.56E-10	1.25E-05
RRA	6.67E-07	7.10E-04	9.35E-10	1.71E-04
EAS	2.04E-06	7.07E-04	3.09E-10	2.06E-05
RCV	2.42E-06	2.59E-03	6.89E-08	2.83E-03
ASG	5.01E-07	1.40E-04	1.13E-09	4.58E-06
ARE	8.40E-08	2.97E-05	1.04E-09	8.76E-06
VVP	2.73E-08	9.34E-02	7.41E-10	9.34E-02
APG	2.16E-05	8.34E-05	5.11E-07	9.28E-07
RRI	7.14E-05	2.71E-04	6.76E-09	3.63E-06
RPE	9.77E-06	7.48E-05	6.37E-10	4.93E-06

평가, 정상 운전 조건에서의 소량누설/대량누설 및 파단확률 계산, 지진/수격현상/스너버 고착(snubber locking) 등 설계 제한 응력조건을 평가후 발생 확률을 고려하여 수행하였다. Table 2는 계통별 가동중검사를 수행하지 않은 경우(w/o ISI)의 소량누설(SL) 및 대량누설(LL)에 대한 파손확률을 보여주었다.

Table 2와 같이 원자로 냉각재 계통(RCP)의 소량누설 파손확률값의 최대치는 6.07E-03 이었고, 소량누설 파손확률값이 가장 높은 계통은 주증기 계통(VVP)으로, 가장 낮은 계통은 안전 주입 탱크 계통(RIST)으로 평가되었다. 또한, 대량누설 파손확률값이 가장 높은 계통은 주증기 계통(VVP)으로, 가장 낮은 계통은 증기발생기 취출수 계통(APG)으로 평가되었다.

### 3.4. 리스크 평가

배관 세그먼트의 중요도 평가를 위하여 배관 파손에 따른 발전소 리스크를 분석하였다. 리스크는 배관파손확률에 사고 결말을 곱하여 산출하였다. 리스크 평가 결과, 배관 세그먼트별 노출손상 빈도(CDF), 대량조기방출빈도(LERF), RRW(risk reduction worth: 리스크 감소 가치) 및 total piping CDF and LERF 값이 계산되었고 이 값들을 이용하여 배관 세그먼트별 위험도 순위(segment risk

ranking)를 결정되었다. 배관 세그먼트의 리스크 결과는 Table 3과 같았으며, 운전원 조치가 없는 경우(w/o operator action)의 CDF 값이 가장 높은 계통은 원자로 냉각재 계통(RCP)으로 평가되었다.

리스크 중요도 척도에서 배관 세그먼트를 HSS(high safety significance: 높은 안전 중요도)로 분류하는 기준은 리스크 감소 가치(RRW)가 1.005 이상인 배관이며, Table 4는 전문가 패널 검토전에 수행된 배관 세그먼트 리스크 중요도 평가 결과로, RRW 값이 1.001 미만인 배관 세그먼트는 LSS(low safety significance: 낮은 안전 중

요도)로, 1.001 이상이며 1.005 미만인 배관 세그먼트는 MSS(mid safety significance: 중간 안전 중요도)로, 1.005 이상인 배관 세그먼트는 HSS(high safety significance)로 표기하였다. 원자로 냉각재 계통(RCP), 고압 안전 주입 계통(RISH) 및 저압 안전 주입 계통(RISL)에서 45개의 배관 세그먼트가 HSS로 분류되었다. 특히, 표준형 원전에 비해 원자로 냉각재 계통의 배관 세그먼트에 HSS가 많은 이유는 RTD(resistance temperature detector: 저항온도검출기) bypass line이 설치되어 있고, 이 배관은 3/4"에서 3"까지의 소구경 배관으로 상대적으로 배관 파손 확률이 높아 HSS로 분류되었기 때문이었다.

Table 3 Risk results of w(with) & w/o(without) operator action

System	CDF w/o Operator Action	CDF w Operator Action	LERF w/o Operator Action	LERF w Operator Action
APG	2.35E-09	2.35E-09	4.31E-10	4.31E-10
ARE	5.70E-10	5.70E-10	8.84E-11	8.84E-11
ASG	8.70E-11	8.70E-11	4.41E-11	4.41E-11
DEG	1.38E-15	1.38E-15	2.11E-16	2.11E-16
EAS	1.08E-09	1.15E-10	1.78E-10	9.75E-13
ETY	4.87E-16	4.87E-16	5.26E-17	5.26E-17
GCT	2.82E-15	2.82E-15	5.86E-16	5.86E-16
JPI	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PTR	1.11E-11	1.11E-11	1.75E-12	1.75E-12
RAZ	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RCP	1.72E-07	1.72E-07	1.19E-08	1.16E-08
RCV	1.04E-09	4.10E-10	1.07E-10	2.93E-11
REA	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
REN	6.91E-14	6.91E-14	1.05E-14	1.05E-14
RISH	1.19E-09	6.15E-10	3.14E-10	2.81E-10
RISL	2.62E-09	3.23E-11	4.93E-10	3.53E-12
RIST	1.16E-14	1.16E-14	1.19E-15	1.19E-15
RPE	1.06E-15	1.06E-15	1.61E-16	1.61E-16
RRA	1.16E-10	9.64E-11	1.76E-11	1.46E-11
RRI	5.68E-11	1.33E-12	2.66E-12	3.84E-14
SAR	1.26E-11	0.00E+00	7.90E-12	0.00E+00
SAT	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SED	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SIR	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
VVP	2.35E-09	2.41E-09	5.17E-10	5.17E-10
<b>Total</b>	<b>1.84E-07</b>	<b>1.79E-07</b>	<b>1.41E-08</b>	<b>1.30E-08</b>

Table 4 Risk ranking results

system	No of segments	HSS	MSS	LSS
APG	15	0	0	15
ARE	39	0	3	36
ASG	15	0	0	15
DEG	8	0	0	8
EAS	124	2	11	111
ETY	74	0	0	74
GCT	6	0	0	6
JPI	4	0	0	4
PTR	24	0	0	24
RAZ	6	0	0	6
RCP	136	37	5	94
RCV	315	1	10	304
REA	3	0	0	3
REN	51	0	0	51
RISH	103	4	10	89
RISL	108	4	6	98
RIST	67	0	0	67
RPE	10	0	0	10
RRA	64	0	0	64
RRI	53	0	0	53
SAR	3	0	2	1
SAT	3	0	0	3
SED	3	0	0	3
SIR	9	0	0	9
VVP	75	3	1	71
<b>Total</b>	<b>1318</b>	<b>51</b>	<b>48</b>	<b>1219</b>

High Failure Importance	Owner Defined Program	(A) Susceptible location(s) 100%
		(B) Susceptible location(s) selection process
3		1
Low Failure Importance	Only system pressure test @ visual examination	Inspection location selection process
4		2

Fig. 3 Structural element selection matrix

Table 5 Matrix results of RCP segments

segment ID	Region	No. weld in segment
RCP-001	1	4B
RCP-002	1	4B
RCP-003	1	3B
RCP-004	1	7B
RCP-005	1	7B
RCP-006	1	7B
RCP-007	1	8B
RCP-008	1	7B
RCP-009	1	7B
RCP-010	1	6B
RCP-011	1	3B
RCP-012	1	7B
RCP-013	2	3B
RCP-014	2	5B
RCP-015	2	7B

### 3.5. 검사 부위 선정

#### 3.5.1. 검사 부위 선정 매트릭스

검사 부위 선정 매트릭스는 리스크와 배관파손 확률에 따라 4개의 구역으로 나누어지며, 모든 배관 세그먼트는 이 중 한 구역에 할당되었다. Fig. 3은 검사 부위 선정 매트릭스를 보여주며, 가로축의 리스크는 전문가 패널의 결과를 활용하였고, 세로축의 고손상 중요도(HFI: high failure importance)와 저손상 중요도(LFI: low failure importance) 구분은 배관 세그먼트의 대량누설파손확률( $P_{Large Leak}$ ) 값이  $10^{-4}$ (40년 운전기간) 초과면 고손상 중요도로, 그 이하면 저손상 중요도로

Table 6 Target leak rate

Recommended Target Leak Rates(per year)			
Material	Nominal Pipe Diameter(inches)		
	≤1"	1"<X<4"	≥4"
Stainless	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-06
Ferritic Steel	1.0E-05	1.0E-06	5.0E-06

Table 7 Examination categories

Item No.	Failure Mechanism	Examination Method
R1.11	Thermal Fatigue	Volumetric
R1.12	High Cycle Mechanical Fatigue	Visual(VT-2)
R1.13	Erosion Cavitation	Volumetric
R1.14	Crevice Corrosion Cracking	Volumetric
R1.15	PWSCC (Primary Water Stress Corrosion Cracking)	Volumetric
R1.16	IGSCC or TGSCC (Intergranular or Transgranular Stress Corrosion)	Volumetric
R1.17	MIC(Microbiologically Influenced Corrosion) or Pitting	Visual(VT-3) internal surfaces or volumetric
R1.18	FAC(Flow Accelerated Corrosion)	Owner's existing augmented program
R1.19	ECSCC (External Chloride Stress Corrosion Cracking)	Surface
R1.20	No Failure Mechanism	Volumetric

분류하였다.

분석 범위내의 모든 배관 세그먼트를 분류하였으며, Table 5는 원자로 냉각재 계통의 높은 안전 중요도(HSS) 배관 세그먼트의 분류 결과중에 일부를 보여주었다.

#### 3.5.2. 검사량 확인

Fig. 3의 구역1(B) 및 구역2의 배관 세그먼트 내의 검사량 및 신뢰도 확인을 위해 웨스팅하우스에서 개발한 Perdue 모델을 사용하였다. 이 모델은 NRC(Nuclear Regulatory Commission: 미국 원자력규제위원회) 요구에 의해 Westinghouse에서 개발한 신뢰도 모델로써 비활성 손상 메커니즘을 갖는 배관의 세그먼트에 적용하였다.

Perdue 모델의 결과값을 활용하여 최소 검사량을 확인하였다. 관정 합격기준은 해당 배관 세그먼트에 대한 신뢰도가 95% 이상이며, 평균누설률이 목표값을 초과하지 않으며, 이항분포확률값의 합이 0.95 이상 등 위 3가지 조건을 만족하여야 한다. 이 논문에서 적용한 목표누설률 값은 Table 6과 같았다.

### 3.5.3. 검사 부위 선정

검사 부위 선정시 고 리스크 배관 세그먼트 용접부는 100% 포함하였고, 배관 열성층화 관련 배관 용접 부위도 검사 부위로 선정하였으며, 유체 가속 부식(FAC: flow accelerated corrosion) 관리대상 배관은 제외하였다.

또한 비파괴검사 방법은 ASME Section XI, Non-Mandatory Appendix R, Table R-2500-1 (examination categories)에 따라 선정하였고, 손상 메커니즘별 비파괴검사 방법은 Table 7과 같았다.

기존 가동중검사 대신 RI-ISI 방법론을 적용할 경우 검사 물량이 기존 대비 약 30% 줄었고, 리스크 증감 평가 결과도 감소하여 발전소 안전성이 증가하는 것으로 평가되었다.

## 4. 결론

본 논문에서는 국내 일부 발전소에서 적용중인 RI-ISI 방법론을 프라마툰형 원전에 적용하였으며, 적용 내용과 결과에 대해 기술하였다.

프라마툰형 원전에 대한 RI-ISI 방법론을 적용한 결과, 표준형 원전과 비교할 때 원자로 냉각재 계통의 소구경 배관 세그먼트가 고위험도로 분류되었다. 그 이유는 RTD bypass line이 설치되어 있고, 이 배관은 3/4"에서 3"까지의 소구경 배관으로 상대적으로 배관파손확률이 높아 HSS(high safety

significance)로 분류되었기 때문이다.

프라마툰형 원전에 대한 RI-ISI 방법론 적용 결과 검사 수량이 약 30% 감소되고 이로 인한 검사자 방사선 피폭 저감, 검사 시간 감소, 검사 비용 감소의 효과가 있을 것으로 판단된다.

끝으로, RI-ISI 방법론에 대한 특정기술주제보고서를 검토한 결과 국내 원전의 경우 원전 안전성 향상에 따른 규제기관의 요구로 강화 가동중검사(augmented inspection) 부위에 RI-ISI 방법론의 적용이 제외되고 있어, 국내 원전의 검사 물량이 미국 원전에 비하여 상당히 많은 물량을 검사하고 있다. 향후 국내 원전의 적정 검사 물량을 산정하기 위해서는 강화 가동중검사 부위에 대하여 RI-ISI 방법론 적용을 위한 발전사업자와 규제기관간의 상호 협의가 필요하다고 사료된다[2].

## 참고문헌

- [1] KHNP, "Topical Report: Risk-Informed Inservice Inspection Methods for Piping," TR-KHNP-0019-Rev.0, pp. 21-101 (2008)
- [2] Young Bok Jin, Seuk Hong Jin and Yong Sig Moon, "Application of risk-informed inservice inspection for piping in nuclear power plants," *Transactions of the Korean Society of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 7, No. 4, pp. 31-37 (2011)
- [3] Westinghouse, "SRRA, Structural Risk and Reliability Assessment, Version 2.0.1 Users Guide"
- [4] R. K. Perdue, "A spreadsheet model for the evaluation of statistical confidence in nuclear inservice inspection plant," Westinghouse Science & Technology Center, June, 1997