

# 증기발생기 관판내부 균열 열화 특성

조남철<sup>†</sup> · 강용석<sup>\*</sup> · 김형남<sup>†</sup> · 이국희<sup>\*</sup>

## Degradation Characteristics of Tubes in the Steam Generator Tubesheet

Nam Cheoul Cho<sup>†</sup>, Yong Suk Kang<sup>\*</sup>, Heung Nam Kim<sup>†</sup> and Kuk-Hee Lee<sup>\*</sup>

(Received 10 April 2014, Revised 3 June 2014, Accepted 3 June 2014)

### ABSTRACT

There has been extensive experience associated with the operation of SGs wherein it was believed, based on NDE, that throughwall tube indications were present within the tubesheet. The installation of the SG tubes usually involves the development of a short interference fit, referred to as the tack expansion, at the bottom of the tubesheet.

The tack expansion was usually effected by a hard rolling process and thereafter, in most instance, by the expansion of a urethane plug inserted into the tube end and compressed in the axial direction. The rolling process by its very nature is considered to be intensive with regard to metalworking at the inside surface of the tube and would be expected to lead to higher residual surface stresses.

Alternate repair criteria(ARC) in the tack expansion area have been developed and applied to nuclear power plants in USA, however domestic nuclear power plants have not applied ARC for tubes in tubeheet area yet. In consideration of the degradation characteristics of tubes in the Steam Generator tubesheet, this paper suggests ARC application for tubes in the steam generator tubesheet of the domestic nuclear power plants in order to assure life time of the steam generator as well as nuclear power plants.

**Key Words** : alternate repair criteria(대체정비기준), expansion(확관), steam generator(증기발생기), tubesheet(관판)

### 1. 서론

증기발생기 관판내부의 전열관은 매우 두꺼운 관판 안에 설치되어 있으므로 전열관 건전성에 대한 관심영역으로부터 벗어나 있었다. 그러나 2002년 미국 Catawba 원전의 증기발생기 관판내부 전열관 영역에서 다수의 결함이 검출되면서 관판내부 전열관의 건전성에 대한 규제요구가 대두되기 시작하여 건전성 연구와 정비기준의 개발이 활발하게 이루어져 왔다.<sup>1,2)</sup>

증기발생기 관판내부 전열관은 제작공정상 열화

에 취약한 응력집중 영역이 존재하게 되며, 이는 잔류응력으로 작용하여 가동중 열화를 유발하게 된다. 이러한 관판내부 균열열화는 국내원전에서도 다수 검출되어 정비된 사례가 있다.

본고에서는 국내 원전의 관판내부 전열관의 구조적 특성을 살펴보고 국내외 원전의 검사 및 정비기준과 건전성평가방법의 고찰을 통해 국내 원전의 증기발생기 관판내부 대체정비기준 개발 필요성을 제시하고자 한다.

### 2. 관판내부 전열관 구조특성

대부분의 증기발생기는 21인치 이상의 두꺼운 관판에 구멍(drilled hole)을 가공한 후 전열관을 삽입하고 전열관 끝단을 용접한 뒤에 확관하는 방식으로

<sup>†</sup> 책임저자, 회원, 한수원(주) 중앙연구원

E-mail: chonc@khnp.co.kr

TEL: (042)870-5663 FAX: (042)870-5688

<sup>\*</sup> 한수원(주) 중앙연구원

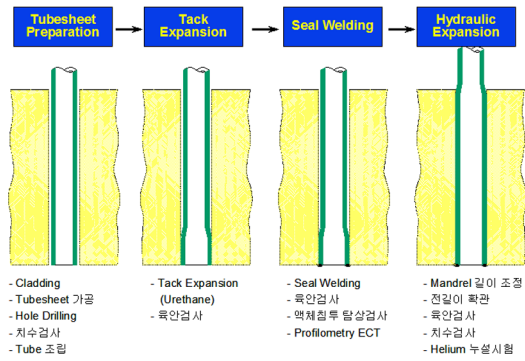


Fig. 1 Hydraulic expansion process<sup>3)</sup>

전열관을 관관에 밀착시켜 증기발생기 1차측과 2차측의 기밀성을 유지하도록 제작하고 있다.

관관내부의 전열관 확관상태가 건전하지 못할 경우 전열관과 관관사이의 틈새로 2차측 슬러지가 침투하여 부식작용으로 덴트가 발생하게 되고 이는 균열로 성장하여 전열관 건전성을 저해할 수 있으며, 1차측 냉각재의 누설을 유발할 수도 있게 된다.

전열관 확관 공정에서 부과되는 응력은 확관천이 영역에서 응력집중이 일어나게 되는데 이는 잔류응력으로 남아 응력부식결합(stress corrosion cracking)이 발생할 수 있는 환경조건을 제공함으로써 구조적인 취약부위가 된다.

이러한 확관부위는 실제 가동중에 균열열화가 가장 많이 발생하고 있으며, 전열관 검사 프로그램에서도 큰 관심영역으로 관리되고 있다. 전열관 확관상태는 와전류탐상검사법으로 확인이 가능하며, 형상변화가 확인되면 RPC(rotating pancake coil) 진단 등으로 정밀형상평가를 수행하여 정비여부를 판단하게 된다.

2.1 가확관(Tack expansion)

관관에 전열관을 삽입한 후 용접하기 전에 전열관 끝단 일부분을 확관하게 되는데 이 부분을 Tack Expansion 영역이라 한다. 이 영역의 상단은 미약하지만 확관천이영역이 되고 관관내부 전 길이가 확관시 다시 응력이 작용하게 되므로 두 번의 외력으로 잔류응력이 큰 영역으로 남게 된다.

2.2 전열관 용접

가확관 후 전열관 끝단은 관관과 용접을 수행하게 되는데 일반적으로 용접부와 용접열영향부는 열화

에 취약한 부분이 된다. 관관내부 전열관 끝단은 용접을 고려할 때 하중을 전달하는 구조적 엘리먼트로 간주하고 있으므로 압력경계가 아니며, 가동중검사 대상에서도 제외되어 있다.

2.3 전열관 확관

Fig. 1에서 보는 바와 같이 관관내부 전열관은 관관 하단부터 관관 상단까지 전 길이를 확관하는 방법으로 관관과 전열관 사이를 밀착시켜 밀봉하게 되는데 이는 1차측과 2차측 기밀을 유지하기 위함이다. 이 밀착영역은 증기발생기의 압력경계가 된다. 관관내부 전열관 확관 방식에는 톨확관, 수압확관, 폭발확관 방식 등이 적용되고 있다. 국내 원전의 증기발생기는 폭발확관과 수압확관 방식으로 제작되었으며, 최근에는 주로 수압확관 방식이 적용되고 있다.

3. 관관내부 전열관 열화특성

증기발생기 전열관 중 열화에 취약한 부분은 구조 및 제작 특성상 관관상단의 확관천이영역과 관관내부의 Tack Expansion 영역 그리고 전열관 끝단 용접부 영역 등이다.

3.1 관관상단 확관천이영역

전열관의 관관상단 확관천이영역은 확관시 부과되는 잔류응력으로 열화에 가장 취약한 부위로 알려져 있으며, 균열열화 발생이 가장 먼저 나타날 수 있는 영역으로 간주되고 있다.

실제적으로 동 영역은 가동 중인 증기발생기에서 부식성 열화가 가장 먼저 나타나고 있으며, 많은 원전에서 응력부식균열을 경험하고 있다.

3.2 Tack Expansion 영역

관관내부의 전열관에 대한 검사는 이전에 균열열화의 검출이 거의 없었기 때문에 보빈검사로 충분하다고 여겨졌으나 '02년 미국 Catawba 원전에서 다량의 균열지시가 검출된 이후 관관내부 전열관에 대한 건전성 문제가 대두되었다. 이에 따라 규제기관은 관관내부에 대한 검사강화를 요구하였고 검사 프로그램이 강화되었으므로 국내외의 많은 원전에서 균열지시의 검출사례가 증가하게 되었다.

### 3.3 전열관 끝단 용접부 영역

일반적으로 용접부는 열화에 취약한 영역으로 간주된다. 전열관 끝단 용접부 영역은 특별한 열화현상이 보고되고 있지는 않으나 열영향부로 미세한 지시가 발생할 수 있다. 특히 용접비드 특성으로 나타나는 지시는 균열지시와 구분하여 WZS(weld zone signal) 코드로 기록한다. 와전류탐상검사는 직경이 작고 두께가 얇은 전열관 검사에 용이한 검사특성을 보여주는 검사기법이지만 미세한 표면의 형상변화를 모두 반영하므로 용접부의 결함을 검출하는 것이 용이하지 않으며, 용접부를 검사하기 위해 개발된 검사기술은 아니다.

## 4. 관관내부 전열관 정비기준

### 4.1 전열관 정비기준

전열관 정비기준은 전열관 두께 정비기준과 균열 열화 정비기준으로 구분한다. 점식, 마모, 화학적인 용해 등의 체적열화에 대해서는 검사신호가 제시하는 최대 결함깊이가 전열관 두께 40% 이상이면 정비해야한다. 반면에 균열열화는 위치별 크기에 관계없이 검출되는 모든 열화를 정비한다. 균열의 정밀한 크기측정과 성장률 분석이 어렵고, 불확실도가 높기 때문이다. 다만 대체정비기준을 적용하는 경우는 예외로 하고 있다.

### 4.2 관관내부 전열관 대체정비기준

'04년 8월 미국 NRC(nuclear regulatory committee)에서 GL 2004-01(Requirements for steam generator tube inspections)이 발행된 이후 관관내부 전열관에 대한 검사 강화가 요구됨에 따라 미국을 비롯한 대부분의 국외 원전에서 검사 및 정비를 배제하는 대체정비기준(ARC: alternate repair criteria)을 개발하여 적용하고 있다.

Fig. 2는 관관내부 대체정비기준 개념도를 나타낸 것이다. 관관내부에서 전열관은 관관의 변위 구속으로 인하여 파열이 원천적으로 불가능하므로 구조건전성 평가시 원주균열만 고려한다. 그렇더라도 관관상단으로부터 특정길이(\*)보다 더 아래에 존재하는 원주균열은 360° 전체가 관통된 균열이라 하더라도 전열관 이탈이나 성능기준 누설률을 초과하지 않게 되는데 이 영역은 건전성이 확보되어 검사와 정비가

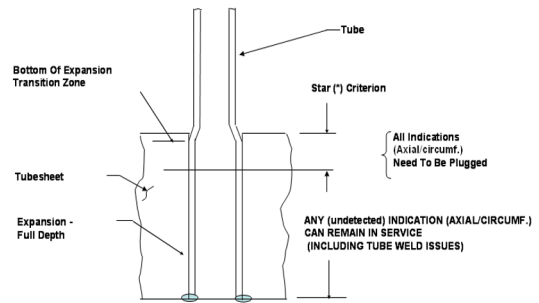


Fig. 2 Scheme of alternate repair criteria

요구되지 않으며, 건전성평가도 요구되지 않는다. 관관내부 전열관의 확관방식에 따라 이러한 특정길이(\*)가 개발되어 있는데 이를 관관내부 대체정비기준이라 한다. 확관방식별 관관내부 대체정비기준의 종류와 미국 원전의 관관내부 대체정비기준 적용현황을 Table 1에 정리하였다.

대체정비기준은 설계기준사고시 관관변형을 고려한 접촉압력에 대한 유한요소해석과 동일 조건에서의 누설시험, 그리고 전열관 인출시험을 수행하여 검증하는 방법을 통해 개발되었다. Fig 3과 Fig 4는 누설시험과 인출시험 형상 개념도를 나타낸 것이다.<sup>4,5)</sup>

특별하게 적용되는 이러한 대체정비기준은 규제기관의 승인을 받아야 적용 가능하며, 적용하고자 하는 해당 원전의 운영기술지침서(technical specification)에 반영한 후 적용하는 것이 일반적이다.<sup>6)</sup>

### 4.3 수압확관 전열관 대체정비기준

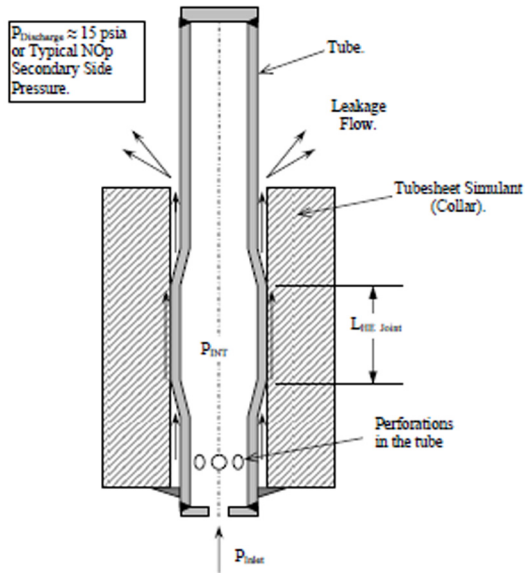
Table 1에서 보는 바와 같이 수압확관 방식이 적용된 증기발생기는 B\*와 H\* 관관내부 대체정비기준을 적용할 수 있다.

수압확관 대체정비기준도 설계기준사고시 관관변형을 고려한 접촉압력에 대한 유한요소해석과 동일 조건에서의 누설시험 및 전열관 인출시험을 통해 개발되었다.

Fig. 5는 누설시험을 통해 획득한 확관부 길이(joint length)에 따른 누설률 데이터를 도시한 것이다. 확관부 길이가 길수록 누설률은 작아짐을 보여주고 있다. 이런 방법으로 생산된 미국의 여러 원전별 사고누설 건전성 성능기준을 만족하는 검사요구 길이는 Table 2와 같다. 그리고 전열관 인출시험을 통해 생산된 구조건전성 성능기준을 만족하는 검사요구 길이는 Table 3과 같다.<sup>4)</sup>

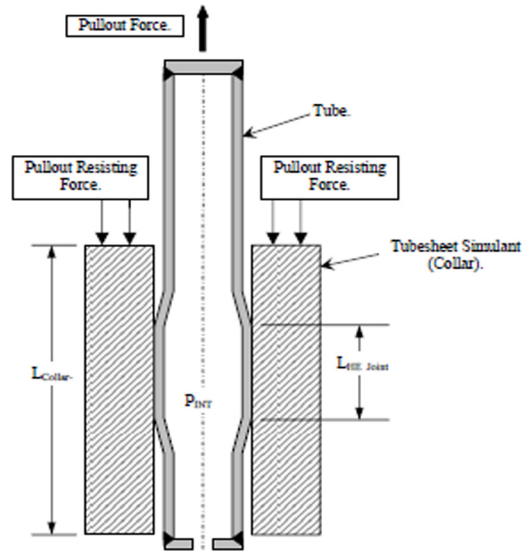
**Table 1** Case of ARC development & application

ARC	Type of Expansion	Length (Inch)	Applied Unit	NRC
F*	Rolling	TTS-1.5	- Prairie Island 1,2 - V.C Summer - Watts Bar 1,2 etc.	Approval
W*	W Type Explosive	TTS-5~7	- Diablo Canyon 1,2 - Sequoyah 2 etc.	
C*	CE Type Explosive	TTS-12	- SONGS 2 - Palo Verde 1,3 - Waterford 3 etc.	
B*	Hydraulic	TTS-17	- Braidwood 2 - Wolf Creek 1 - Vogtle 2 - Byron 2 - Catawba 1,2 - Surry 1,2 etc.	Conditional Approval
H*			원전별 상이 기준: TTS-17)	- Catawba 2 - Surry 2 - Seabrook-1 - Wolf Creek - Comanche Peak etc.



**Fig. 3** Scheme of tube joint leakage test configuration

이런 과정을 통해 개발된 수압확관 전열관의 관관 내부 대체정비기준은 설계기준 사고누설률 해석에 대한 NRC와의 이견으로 임시대체정비기준((interim alternate repair criteria)인 B\* 대체정비기준으로 정의 되었으며, 상당기간 원전별로 1~2주지만 허용하는 조건부로 승인을 받아 적용되어 왔다.<sup>5)</sup>



**Fig. 4** Scheme of tube joint fullout test configuration

**Table 2** Inspection length based on leakage

Plant	Burst Based Inspection Length Corrected for dilation and NDE (in)	Uncorrected Joint Length that meets Leakage Criteria (in)	Interpolated Leak rate Based Inspection Length Corrected for dilation (in)	Leak rate Based Inspection Length Corrected for dilation and NDE (in)
Plant CI	3.1	6.55	11.1	11.4
Plant N	2.6	6.56	9.8	10.1
Plant CF/Plant CD	2.6	6.57	10.1	10.4
PlantCG	4.6	6.56	11.3	11.6
Plant CE1	2.8	6.57	10.1	10.4
Plant CE3	4.3	6.57	11.3	11.6

**Table 3** Structural criteria required engagement

Zone	Limiting Loading Condition	Engagement from TTS (in)	
		Hot Leg	Cold Leg
A	$3 \Delta P_{NO}$	2.07	2.19
B	$1.4 \Delta P_{SLB}$	4.26	5.06
C	$1.4 \Delta P_{SLB}$	6.53	6.95
D	$1.4 \Delta P_{SLB}$	6.62	6.99

이후 원전업계는 보완연구를 통해 누설건전성 해석에 대한 미국 NRC와의 이견을 해소하고 수압확관 대체정비기준(H\*)을 완성하여 2012년 3월부터 영구

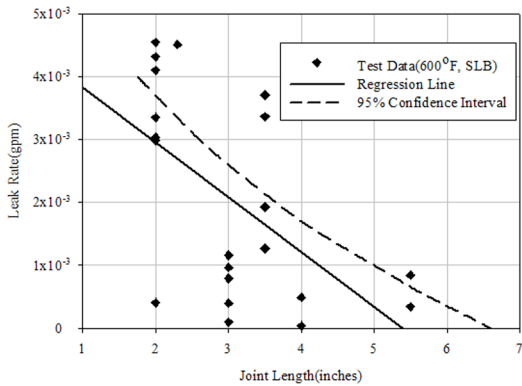


Fig. 5 Plot of leak rate vs. joint length @ 600°F, Δ P=SLB.

Table 4 Case of ARC(H\*) application in USA

Unit	Date	H* (inch)	Inspection & Repair Standard		
			Length	Inspection	Repair
Catawba Unit-2	'12.3.12	14.01	TTS ~TTS-14.01"	○	Plug
			TTS-14.01" ~ TE	X	No Plug
Surry Unit-2	'12.4.17	17.89	TTS ~TTS-17.89"	○	Plug
			TTS-17.89" ~ TE	X	No Plug

대체정비기준으로 승인받아 적용하고 있다. H\* 대체정비기준의 특정 검사요구 적용길이는 원전별 안전 해석 결과를 반영하므로 약간 상이하게 개발되어 적용되고 있다. Table 4는 미국 원전의 H\* 대체정비기준 적용사례의 예시이다.<sup>7,8)</sup>

## 5. 관관내부 전열관 구조건전성 평가

### 5.1 구조건전성 기준<sup>9)</sup>

Fig. 6은 증기발생기 전열관 성능기준 개념도를 나타낸 것이다. 상태감시평가(condition monitoring) 기준은 증기발생기 전열관 구조한계와 지지구조물 마모에 대한 파열 모델 편차, 전열관 강도 데이터, 균열크기 측정편차를 반영하여 산출한다. 이를 수식으로 표기하면 식 (1)과 같다.

$$CM_{SL} = SL - error\{BP\} - error\{MP\} - error\{NDE\ sizing} \quad (1)$$

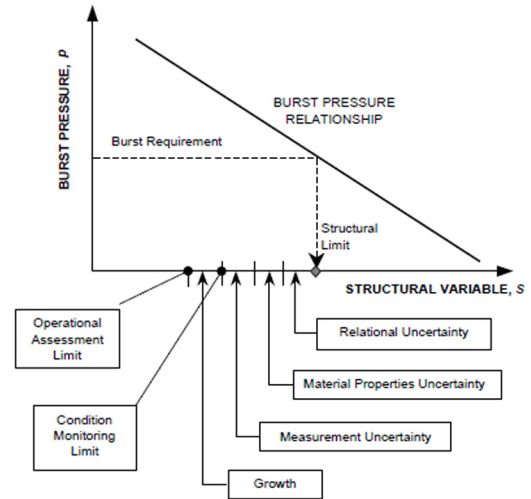


Fig 6. CM & OA limit

여기서  $CM_{SL}$ 은 상태감시평가 구조한계, SL은 구조한계,  $error\{BP\}$ 은 파열압력 상관관계 불확실성,  $error\{MP\}$ 은 전열관 강도 불확실성,  $error\{NDE\ sizing\}$ 은 열화크기측정 불확실성을 나타낸다.

운전평가(operation assessment) 기준은 상태감시평가(CM) 기준에 균열 성장속도를 반영하여 산출한다. 이를 수식으로 표기하면 식 (2)와 같다.

$$OA_{SL} = SL - error\{BP\} - error\{MP\} - Growth \quad (2)$$

여기서  $OA_{SL}$ 은 운전평가 구조한계, Growth는 열화크기 성장량을 나타낸다.

### 5.2 축방향 균열

관관내부에서 검출된 축방향 균열은 파열가능성이 없으므로 별도의 건전성 평가는 불필요하다. 일반적으로 검출된 균열에 대한 유효길이깊이를 산출하여 파열압력을 계산하여 건전성 평가기준의 만족여부를 확인하게 된다. Fig. 7은 축방향 균열결합에 대한 균열길이깊이 프로파일 사례를 예시한 것으로 매우 보수적이긴 하지만 직관부(freespan) 위치에서 검출된 균열로 가정하여 건전성 평가를 수행할 수 있다.

### 5.3 원주방향 균열

관관내부에서 검출된 원주균열은 직관부 위치에서 검출된 균열로 가정하여 매우 보수적으로 건전성 평가를 수행하고 있다.

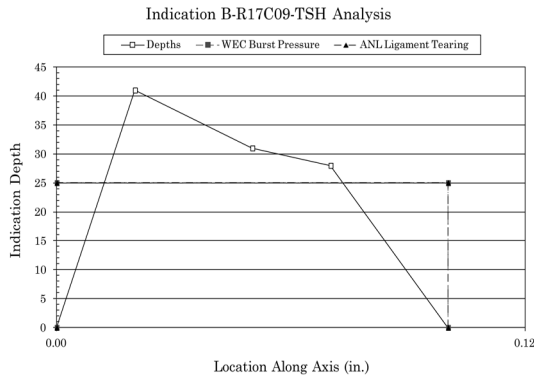


Fig. 7 Case of axial PWSCC profile

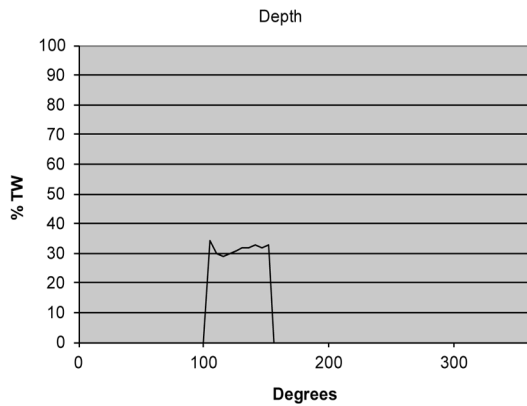


Fig. 8 Case of circ. ODSCC PDA

검출된 균열지시는 균열길이깊이(depth profile) 평가를 수행하고 균열단면적 PDA(percent degradation area)를 산출한다. 즉 PDA(%)는 비파괴검사로부터 얻어진 원주방향 균열의 각도(degree)-깊이(TW%) 데이터를 이용하여 360도 전열관 단면적 대비 균열면적의 비율로 계산한다. 각 포인트에서의 각도와 깊이를 각각  $L_i$ 와  $D_i$ 라고 하고 측정된 위치의 수를  $n$  이라 하면, PDA는 식 (3)과 같이 나타낼 수 있다.

$$PDA = \frac{\sum_{i=1}^{n-1} \left[ \frac{1}{2} (L_i - L_{i+1})(D_i + D_{i+1}) \right]}{360} \quad (3)$$

검출된 원주균열의 균열길이깊이평가 PDA와 해당호기 원주균열에 대한 구조건전성기준 PDA를 비교하여 구조건전성의 만족 여부를 판단한다. Fig. 8은 원주균열의 PDA평가 실례를 나타낸 것이다.

## 6. 국내 수압확관 증기발생기 관판내부 정비기준

### 6.1 관판내부 검사현황

수압확관의 증기발생기는 국내 원전 중 5개호기에 설치되어 운영되고 있다. 호기별 결함 발생 양상이 다르다. 어떤 호기의 증기발생기는 결함이 없고 동일호기라도 증기발생기별로 차이가 나타나며, 원주방향 균열지시가 대부분인 원전이 있는 반면 어떤 원전은 축방향 균열지시가 대부분이다. 동일한 모델의 증기발생기라 할지라도 제작 당시의 적용기술과 기능, 설비 완성도의 차이에서 오는 종합적인 제작기술의 차이에서 나타나는 현상으로 보인다. 즉 이들 결함들은 모두 전열관 끝단 Tack Roll과 전열관 용접부에서 검출된 지시로서 제작기술 및 제작환경에 따라 상이하게 나타나고 있다.

### 6.2 관판내부 균열결함 정비기준의 적용

#### 6.2.1 해외원전 적용현황

미국 원전의 수압확관 증기발생기에 대한 관판내부 정비기준은 열화의 검출 초기에는 임시대체정비기준(IARC, B\*)을 적용해 오다가 영구적인 대체정비기준(permanent alternate repair criteria, H\*)이 승인된 이후에는 이를 적용하고 있다.

임시대체정비기준(IARC)이 요구하는 검사길이 이 내에서 검출되는 모든 균열결함은 정비하고 그 외의 영역에서 검출되는 균열결함은 선별하여 원주균열은 정비하고 축균열은 정비를 배제하였다. 영구대체정비기준이 승인된 이후에는 검사와 정비를 모두 배제하고 있다.

Table 5는 임시대체정비기준(B\*)을 적용한 사례를 정리한 것이며, 최근 승인된 영구대체정비기준(H\*)을 적용한 사례는 Table 4와 같다.

#### 6.2.2 국내원전 적용현황

국내 원전에 대한 관판내부 대체정비기준은 아직 개발이전 단계에 있다. 미국에서 조건부로 승인된 임시대체정비기준(B\*) 도입을 추진한 바 있으나 승인을 받지 못해 적용되지 못하고 있으며, 현재는 미국의 정비사례를 반영한 규제기관의 권고에 따라 관리되고 있다. 따라서 호기별 특성이 반영된 검증된 관판내부에 대한 대체정비기준을 조속히 개발하여

**Table 5** Case of ARC(B\*) application in USA

원전명	적용기간	Interim ARC 정비기준		
		TTS ~ TTS-17"	모든 균열	Plug
Wolf Creek ('05.4.18)	14주기 말 ~ 15주기	TTS-17" ~ TE	모든 균열	No Plug
		TTS ~ TTS-17"	모든 균열	Plug
Catawba Unit-2 ('08.11.13)	16주기 말 ~ 17주기	TTS-17" ~ TE	축 균열	No Plug
		TTS ~ TTS-17"	모든 균열	Plug
		TTS-17" ~ TE	203° 이하의 단일균열	No Plug
		TTS-17" ~ TE+1"		원주 균열
Surry Unit-2 ('08.4.14)	21주기 말 ~ 22주기	TE+1" ~ TE	검출균열과 또 다른 균열이 축방향 1" 이내에 있으며, 총합이 94°를 초과하는 균열	
		TTS-17" ~ TE+1"		검출균열과 또 다른 균열이 축방향 1" 이내에 있으며, 총합이 203° 이상의 균열

**Table 6** Repair criteria of tubes in tubesheet in korea

적용범위			정비기준		국내원전
			IARC/ARC		
			적용전	적용후	
TTS ~ TTS-17"	축 균열		Plug	Plug	Plug
	원주균열				
TTS-17" ~TE	축 균열		No Plug	No Plug	No Plug
	원주 균열	TTS-17" ~ TE	203° 이하	No Plug	Plug
		TTS-17" ~ TE+1"	축방향 1"내 다중 균열로 203° 이상	Plug	
		TE+1" ~ TE	축방향 1"내 다중 균열로 94° 이상		

검사와 정비의 효율성을 높일 필요가 있다. 국내 원전의 관관내부 정비기준 적용현황은 Table 6과 같다.

### 7. 결론

증기발생기의 관관내부 구조 및 특성과 검출 가능한 열화의 특성 및 검출 양상에 대하여 알아보고 해외 원전의 관관내부에 대한 검사범위와 대체정비기준 개발현황을 소개하고 그 적용 현황을 살펴보았다.

또한 국내 원전 증기발생기의 관관내부 검사 및 정비기준 적용현황을 통해 관관내부 대체정비기준의 개발 필요성을 제시하였다.

관관내부 대체정비기준을 도입하게 되면 안전성을 확보하여 정비의 효율성을 높여 증기발생기 수명 단축을 방지할 수 있을 것으로 판단된다.

### 참고문헌

1. NRC GL 2004-01: Requirements for Steam Generator Tube Inspections, August 2004
2. NRC IN 2005-09: Indications in thermally treated alloy 600 Steam Generator Tubes and tube-to-tubesheet welds, April 2005
3. 두산중공업, “증기발생기 제품 개요”, p13, 2005
4. WCAP-16208-P(Rev.1), “NDE Inspection Length for CE Steam Generator Tubesheet Region Explosive Expansions”, p4-29, p6-22, 2005
5. WCAP-16711-P, “Steam Generator alternate Repair Criteria for Tube Portion Within The Tubesheet at Kori Unit 3”, p6-20~22, p7-25, 2007
6. U.S NRC, Acceptance of Application-License Amendment Request 12-002 for Revision to Technical Specifications 5.5.9 and 5.6.9-TACs ME8374 and

- ME8375, April 30, 2012.
7. U.S NRC, Catawba Nuclear Station, Unit 1 and 2, Issuance of Amendment Regarding Tech. Spec. (TS) Amendment for Permanent Alternate Repair Criteria for Steam Generator Tubes (TAC NOS. ME6670 AND ME6671), March 12, 2012.
  8. U.S NRC, Surry Power Station, Unit NOS. 1 and 2, Issuance of Amendment Regarding Virginia Electric and Power Company License Amendment Request Permanent Alternate Repair Criteria for Steam Generator Tube Inspection and Repair (TAC NOS. ME6803 AND ME6804), April 17, 2012.
  9. EPRI TR-1019038, “Steam Generator Integrity Assessment Guidelines(Rev.3)”, pp3-1~5, 2008.