

<연구논문>

# 원전 증기발생기 전열관 관막음 한계 고찰

강용석<sup>†</sup>·이국희<sup>\*</sup>

## A Review of Plugging Limit for Steam Generator Tubes in Nuclear Power Plants

Yong Seok Kang<sup>†</sup> and Kuk Hee Lee<sup>\*</sup>

(Received 10 September 2020, Revised 29 October 2020, Accepted 29 October 2020)

### ABSTRACT

Securing the integrity of steam generator tubes is an essential requirement for safe operation of nuclear power plants. Therefore, tubes that do not satisfy integrity requirements are no longer usable and must be repaired according to the related requirements. In general, the repair criterion is that the damage depth is more than 40% of the tube wall thickness. However, the plugging limit can be changed and be applied, provided a technical proof is given that integrity can be secured against specific degradation at a specific plants and that approval can be obtained from a regulatory agency. A typical example is alternative repair criteria for defects within the tube sheet or tube support plates. In this paper, a background of establishing the plugging limit for steam generator tubes and changes in maintenance criteria are reviewed as examples.

**Key Words :** Alternative Repair Criteria (대체정비기준), Plugging Limit (관막음한계), Structural Integrity Performance Criteria (구조성능기준)

## 1. 서 론

원자력발전소(이하 ‘원전’ 이라 함) 증기발생기 전열관은 발전소 정상운전은 물론 비정상운전 조건 하에서도 충분한 안전 여유도를 확보해야 한다. 그러나 설비 가동시간이 증가하면서 재료 열화에 의한 결함 전열관이 발생될 수 있다. 만일 전열관에 규정된 한계 이상의 손상이 탐지되면 관막음(plugging) 정비를 수행하여 원자로냉각재계통(reactor coolant system)의 압력경계에서 제외시키거나 관재생(sleeving)과 같은 보수가 요구된다.

결함 전열관에 대한 일반적인 관막음 한계(plugging

limit)는 미국 원자력규제위원회(이하 'USNRC'라 함) 규제 지침에 따른 전열관 손상 깊이 기준을 적용하고 있다. 그러나 탐지된 손상이 전열관의 건전성에 미치는 영향이 없음을 기술적으로 입증할 수 있고 규제기관의 승인을 받은 경우 관 벽두께 기준 이외의 정비 기준을 적용할 수 있다. 따라서 해외원전에서는 전열관 열화가 심화된 증기발생기를 교체하기 전까지 임시로 정비기준을 변경하여 적용한 사례가 다수 있다.

본 논문에서는 원전 증기발생기 전열관의 관막음 한계 개발 배경과 최근 해외원전의 정비기준 변경 및 적용 사례를 살펴보았다.

## 2. 전열관 성능과 정비 기준

### 2.1 전열관 최소두께 설계

증기발생기 전열관의 두께는 발전소 인허가 기준

<sup>†</sup> 책임저자, 회원, 한국수력원자력(주) 중앙연구원

E-mail : yskang94@khnp.co.kr

TEL : (042)870-5652 FAX : (042)870-5559

<sup>\*</sup> 한수원중앙연구원

에 반영된 하중 조건에서 충분한 여유도를 가지며 파열을 방지할 수 있도록 설계되어야 한다. 전열관의 최소 허용두께 산출에 참조할 수 있는 요건으로는 ASME BPVC Section III<sup>(1)</sup>의 NB-3324.1과 NB-3641.1을 들 수 있다.

$$\text{NB-3324.1(cylindrical shells): } t = \frac{PR}{S_m - 0.5P} \quad (1)$$

$$\text{NB-3641.1(straight pipe): } t = \frac{PD_o}{2(S_m + P_y)} + A \quad (2)$$

여기서, t = 벽두께(압력용기 또는 배관)

P = 설계압력

R = 내경(압력용기)

D<sub>o</sub> = 외경(배관)

S<sub>m</sub> = 설계응력강도

y = 0.4

A = 추가두께

발전소 증기발생기 설계보고서(design report)<sup>(2)</sup>와 미국 EPRI (Electric Power Research Institute) 기술보고서 (3002007571)<sup>(3)</sup>는 전열관 최소두께 계산 근거로 식 (1)을 인용하고 있다. 이 식은 파열방지 관점에서 설계 응력강도와 재료 인장물성 관계에 따라 아래와 같이 표현할 수 있다.

$$t = \frac{\Delta P R}{P_m - 0.5\Delta P} \quad (3)$$

여기서, ΔP = 전열관 1:2차 측 차압

P<sub>m</sub> = 1차 응력한계

또한 P<sub>m</sub>은 운전조건에 따라 다음과 같이 구분할 수 있다.

- 전출력 운전조건:  $P_m \leq S_u/3$  (4)

- 정상 및 천이 조건:  $P_m \leq S_y$  (5)

- 사고 운전조건:  $P_m < 0.7S_u$  (6)

### 2.2 NEI 97-06 성능기준

증기발생기 프로그램 지침서인 NEI 97-06<sup>(4)</sup>은 열화 전열관에 대해 정상운전 및 사고 시에도 구조건전성

(structural integrity)과 누설건전성(leakage integrity) 성능기준 만족를 요구하고 있다. 만일 열화가 탐지된 전열관이 구조 및 누설건전성 성능기준을 모두 만족하고 있다면 해당 전열관은 원자로냉각계통 압력계의 건전성 유지를 위한 고유의 안전기능이 확보되어 있다고 할 수 있다.

증기발생기는 설비 가동중 전열관 내·외부에 서로 다른 압력이 가해진다. 만일, 전열관의 구조건전성에 미치는 주요 인자가 전열관의 1:2차측에 부가되는 압력 하중이라고 하면 정상운전 차압(normal operation differential pressure, NODP)에 안전여유도 3.0을 그리고 사고조건운전 차압(limited accident pressure differential, LAPD)에 안전여유도 1.4를 반영한 조건에서도 구조적으로 건전해야 한다. 또한 비압력하중 영향도 고려 대상이지만 Fuller<sup>(5)</sup>의 연구 결과에 따르면 비압력하중은 전열관의 파열(burst)이나 붕괴(collapse)에 큰 영향을 미치지 않는 것으로 보고되고 있다. 따라서 전열관의 구조건전성 성능기준(structural integrity performance criteria, SIPC)은 대부분 정상운전 차압에 안전여유도 3.0을 반영한 값(3·NODP)를 기준으로 하고 있다.

Fig. 1은 지지구조물 마모 손상에 대한 구조건전성 성능기준을 만족시킬 수 있는 한계곡선 사례이다. 결합의 길이가 매우 짧을 경우 완전 관통된 경우도 구조건전성 성능기준을 만족시킬 수 있다. 결합의 길이가 증가할수록 허용 가능한 결합의 깊이는 감소하지만 USNRC Reg. Guide 1.21<sup>(6)</sup>에 근거한 관 벽두께 40% 정비기준을 훨씬 상회하고 있다.

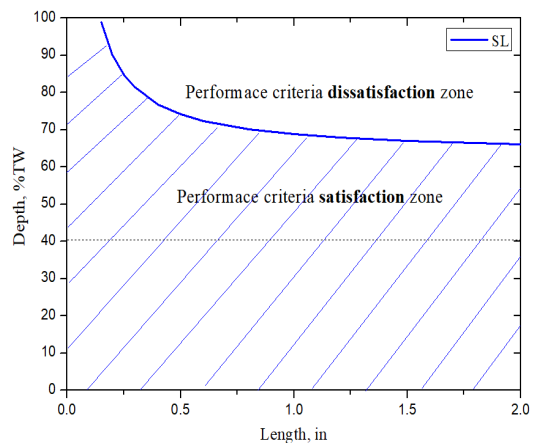


Fig. 1 Sample SIPC curve for fretting wear

그러나 관막음 한계를 산업현장에 실제로 적용할 때는 관 벽두께 40% 정비 기준 이외에 차주기 운전 가능성까지도 고려되어야 한다. Fig. 2에서와 같이 차기 검사 시점까지의 건전성을 평가하는 운전평가(operational assessment, OA) 성능곡선은 구조한계(structural limit, SL)에서 불확실성(재료물성, 과열압력 상관관계식, 검사기술)과 열화 성장을 반영하여 산출된다. 만일 열화의 성장속도가 매우 빠르거나 차기 검사 시점까지의 예상 가동기간이 길 경우는 관 벽두께 40% 미만의 작은 열화도 정비 대상이 될 수 있다.

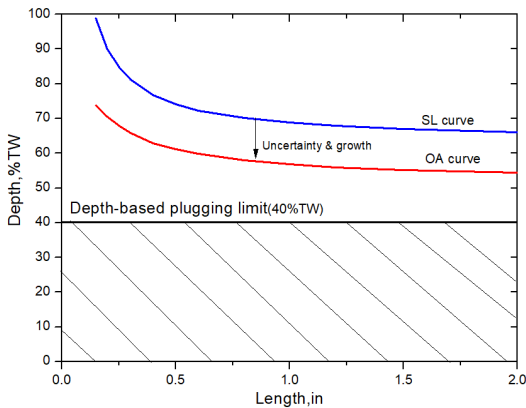


Fig. 2 Comparison of depth-based plugging limit and OA performance limit curve

### 2.3 전열관 관막음 한계

관막음(또는 정비) 기준을 수립하여 적용하면 관막음 조치 없이 계속 사용 가능한 전열관이 관련 요건에 따른 성능기준을 만족하고 있음을 보증할 수 있다. 관막음 한계를 설정할 때는 비파괴검사에서 탐지된 열화의 최대 깊이나 검사신호 진폭 등의 매개변수(parameter)를 적용하고 있다.

#### 2.3.1 USNRC 규제지침

USNRC Reg. Guide 1.121은 전열관의 관막음 한계인 관 벽두께 40% 선정에 대한 기술적인 기반을 제공하고 있다. 본 지침에 따르면 누설이 발생되거나 최소 허용두께보다 얇아진 경우와 손상 크기가 관막음 한계를 초과한 전열관은 모두 정비되어야 한다. 그러나 열화부위가 최소 허용두께보다 두껍고, 차기 검사주기까지 최소 허용두께를 유지할 수 있는 경우는 정비대상에서 제외할 수 있다. 이 지침

은 실험과 해석 그리고 다년간에 걸친 증기발생기 운영경험을 바탕으로 결정되었다. 관막음 한계 40%는 구조한계(SL)에서 검사 측정오차 10%와 차기 검사 시까지 열화성장 10%를 반영하여 결정되었기 때문에 매우 보수적인 기준으로 간주되고 있다<sup>(7)</sup>. 또한 전열관 두께가 균일하게 얇아지는 감육(wastage)을 대상으로 설정되었기에 마모 손상과 같이 손상부의 두께가 국부적으로 감소하는 체적성 열화에 적용하기에는 보수성이 크다고 할 수 있다.

#### 2.3.2 ASME 기술규격

ASME BPVC Section XI IWB-3521<sup>(8)</sup>는 'NB-2550 기준을 만족시키며 전열관 두께와 반경의 비( $r/t$ )가 8.70 미만인 SB-163 재질의 전열관에서 발생된 단일 또는 다중 균열, 감육 또는 입계부식에 대한 허용 가능한 외면 결함 깊이는 벽두께의 40% 미만이라고 규정하고 있다.

만일 이 요건만 고려한다면 최대 손상깊이가 관 벽두께 40% 미만의 작은 균열성 결함은 정비 대상에 포함되지 않는다.

#### 2.3.3 발전소 기술지침서

가동원전 운영기술지침서<sup>(9,10)</sup>는 대부분 전열관 두께 40% 정비기준을 적용하고 있다. 따라서 만일 이 보다 완화된 기준을 적용하고자 할 경우는 규제기관의 사전 승인이 요구된다.

#### 2.3.4 EPRI 증기발생기 프로그램

EPRI 증기발생기 프로그램(steam generator management program, SGMP)은 열화기구 종류나 발생 위치 등과 같은 열화고유의 특성에 따른 검사 및 정비 기준을 개발하여 적용하고 있다. 예를 들면, 지지구조물 마모와 같은 체적성 손상(volumetric indication)은 깊이기준 40% 요건(repair-on sizing)을 적용하지만 균열성 열화에 대해서는 탐지 시 정비(repair-on detection) 요건을 적용하고 있다.

## 3. 대체정비기준 개발 적용

결함 전열관에 대한 일반적인 관막음 한계는 관 벽두께 40%이지만 NEI 97-06에 따른 건전성 성능 기준을 만족할 수 있다면 규제기관의 승인을 받은 후에 변경하여 적용할 수 있다. 해외원전의 경우 특

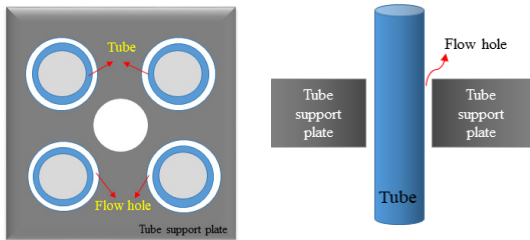
정한 열화기구에 한해 변경된 정비기준(이하 '대체 정비기준'이라 함)을 적용한 사례가 있다.

**3.1 탄소강 천공형 관지판 대체정비기준**

웨스팅하우스 초기 모델 증기발생기는 대부분 열처리되지 않은 Ni-Cr-Fe 합금(Alloy 600) 전열관과 탄소강 재질의 천공형 관지판(drilled-hole type tube support)으로 제작되었다. 대표적인 발전소 목록은 Table 1<sup>(11)</sup>과 같다. 그러나 설비 가동시간이 증가하면서 열처리되지 않은 Alloy 600 전열관의 응력부식균열 취약성이 확인되었다. 또한 천공형 관지판은 격자형(lattice type) 또는 브로치형(broached type)과는 달리 Fig. 3에서와 같이 전열관과 관지판 틈새에 불순성분 퇴적이 용이하기 때문에 관지판 주변에서의 응력부식균열 발생 가능성이 높다. 실제로 미국의 Sequoyah 1호기와 2호기 그리고 Diablo Canyon 1호기와 2호기의 교체 전 증기발생기에서는 전열관과 관지판 교차 지점에서 응력부식균열이 대량으로 발생되어 설비의 수명이 단축되고 설비관리 부담이 가중되었다. 이에 증기발생기 교체 시점까지 안정적인 설비관리를 위하여 관지판 부위 응력부식균열에 대한 대체정비기준(alternate repair criteria, ARC)을 개발하여 적용하였다.

**Table 1** List of plants using the Westinghouse model SG with drilled-hole type tube support plates

Plant	SG Model	Loop
Beaver Valley Unit 1	W-51	3
Catawba Unit 1	W-D3	4
Comanche Peak Unit 1	W-D4	4
Diablo Canyon Units 1&2	W-51	4
Indian Point Units 2&3	W-44	4
Sequoyah Units 1&2	W-51	4
Surry Units 1&2	W-51	3



**Fig. 3** Drilled-type tube support plate

**3.1.1 검사신호 진폭 크기 기준**

증기발생기 전열관의 천공형 관지판 부위에서 2차측 응력부식균열(ODSCC)이 다수 탐지되자 USNRC는 GL 95-05<sup>(12)</sup>를 발간하여 검사신호 진폭 크기에 따른 대체정비기준을 제시하였다. 이 기준은 보빈 탐촉자(Bobbin coil) 검사신호 진폭 크기를 매개변수로 한 것으로 Beaver Valley, Braid wood, Catawba, Sequoyah 등 다수의 원전에서 적용하고 있다<sup>(13,14)</sup>.

웨스팅하우스는 균열 시험편을 이용한 누설 및 파괴시험 그리고 인출 전열관에 대한 파괴분석 등을 통해 구축된 방대한 양의 데이터베이스를 근간으로 검사신호 진폭 크기와 파괴압력 상관관계를 도출하였다<sup>(15,16)</sup>.

만일, 검사신호 진폭의 최대 크기가 정비기준 하한계(lower voltage repair limit)보다 작으면 해당 전열관은 정비 없이 계속 사용할 수 있다. 예를 들면, 직경 22.2 mm (0.875 inch) 전열관의 경우 진폭의 크기가 2.0 volts 이하이면 정비가 유예된다. 또한, 진폭 크기가 하한계를 초과하지만 상한계(upper voltage limit) 이하인 경우는 회전형 탐촉자(MRPC) 검사를 수행하여 균열이 없음이 확인될 경우에 계속 사용이 가능하다. 그러나 상한계를 초과하는 경우는 관막음이 요구된다. 여기서 상한계 값은 정상가동압력 차의 3배 또는 주증기 배관 파단사고 압력의 1.4 배에서 견딜 수 있도록 설정하되, 진폭 측정 오차와 다음 주기말까지 신호진폭 성장량을 추가로 고려하였으며 개념적으로는 식 (7)과 같이 표현할 수 있다.

$$V_{URL} = V_{SL} - V_{NDE} - V_{Growth} \tag{7}$$

- 여기서,  $V_{URL}$ : 상한계 보빈 진폭
- $V_{SL}$ : 구조한계 보빈 진폭
- $V_{NDE}$ : 보빈 진폭 측정 오차
- $V_{Growth}$ : 보빈 진폭 성장량

그러나 이 기준은 전열관 최소요구두께 요건에 부합되지 않는다. 신호진폭의 크기가 정비기준 하한치 보다 작을 경우는 완전 관통된 균열이라도 정비 없이 사용할 수 있기 때문이다.

**3.1.2 텐트 응력부식균열 깊이 기준**

관지판과 전열관이 교차하는 지점에는 부식 환

경에 의한 2차측 응력부식균열과 덴트(dent)에 의한 일차수 응력부식균열(PWSCC)이 발생될 수 있다.

덴트는 1970년대 후반 가장 광범위하게 발생된 열화기구이다. 특히, 오염된 급수가 공급되어 불순성분 농축도가 높고 탄소강 재질의 천공형 관 지지판을 사용한 증기발생기에서 집중적으로 발생되었다<sup>(17)</sup>. 덴트가 발생되어 전열관에 국부적 소성변형이 발생되면 전열관에 높은 수준의 응력이 가해지기 때문에 응력부식균열 발생 가능성이 높아진다.

미국의 Diablo Canyon 원전은 관지지판 부위의 덴트 신호 위치에서 축방향 PWSCC가 다수 발생되자 깊이기반(depth-based) 대체정비기준을 개발하여 적용하였다<sup>(18)</sup>. Sequoyah 1호기와 Diablo Canyon 1호기의 인출 전열관과 결합모사(mechanically dented) 시험편을 이용한 다양한 실험과 해석 과정을 거쳐 비파괴검사 정확실성과 균열성장 속도 데이터를 확보하였다. 또한 Fig. 4와 같이 축방향과 원주방향 균열이 함께 존재하는 등 복잡한 결합 양상을 반영하기 위해 복합균열(mixed-mode indications)이 파열압력에 미치는 영향을 분석하였으며 균열간 거리가 0.25 인치 이상이면 서로 다른 균열로 간주하여 평가하였다.

Diablo Canyon 원전의 기술지침서에 명시된 정비 기준은 관 벽두께 40%이다. 따라서 관지지판 범위를 벗어난 직관부에 대해서는 손상깊이 40% 기준을 적용하되 관지지판 내부에 대해서는 건전성평가를 수행하여 성능기준 만족이 확인된 전열관은 균열 결합이여도 정비 대상에서 제외하였다.

## 3.2 관관내부 대체정비기준

### 3.2.1 개발 배경

과거 미국 원전의 경우 관관내부(tube-sheet) 전열관에 대해서는 엄격 관리기준을 적용하지 않고 있었다. 그러나 Catawba 등 일부 원전에서 균열 탐지 사례가 보고되자 USNRC는 규제지침 GL 2004-1<sup>(19)</sup>을 발간하였다.

규제기관이 관관내부에 대해서도 검사를 수행하거나 대체정비기준을 승인받아 적용할 것으로 요구함에 따라 미국 산업계에서는 설비관리 부담 완화를 목적으로 관관내부 대체정비기준을 개발하게 되었다.

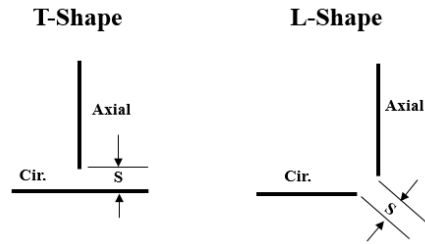


Fig. 4 Shape of mixed mode indications (WCAP-15574 Rev.1)

### 3.2.2 개발 원리 및 이력

증기발생기 전열관은 기계식, 수압식 또는 폭발식 등의 확관(tube expansion) 공정을 통해 관관 내부에 밀착된다. 따라서 관관내부에서는 결합 전열관의 파열 및 누설억제 효과를 기대할 수 있어 직관부나 곡관부와는 다르게 구분하여 관리할 수 있다.

Fig. 5는 관관내부 대체정비기준 개념도이다. 관관내부의 구조적인 형상을 고려해 볼 때 전열관이 관관내부에서 파열될 수 없다. 그러나 원주방향 360° 완전관통균열이 존재할 경우 전열관 밀착부 길이 감소로 인해 전열관이 관관 밖으로 이탈될 가능성이 있다. 따라서 관관내부에서는 파열보다는 축방향 하중에 의한 전열관 이탈을 구조건전성 성능기준의 평가기준으로 고려할 수 있다.

설비가동 중 전열관 내부에는 원자로 냉각재계통의 높은 압력이 가해지고 있어서 전열관이 관관 밖으로 이탈되려고 하는 힘(full-out force or end-cap load)이 발생된다. 이와는 달리 관관홀(tube hole)과 전열관 외면 사이에는 높은 가동온도에 따른 재료 열팽창과 전열관 차압에 의한 밀착력이 생성되어 전열관 이탈을 저지하려는 힘으로 작용하게 된다. 따라서 이탈저항력의 크기가 이탈력과 동일하거나 커지는 지점까지의 전열관 길이를 구하면 관관내부에서 전열관이 이탈되지 않고 구조성능을 만족시킬 수 있는 관관내부에서의 전열관 특정길이(specific length)를 구할 수 있게 된다<sup>(20)</sup>.

또한 관관내부에서 360° 완전 관통균열이 발생되면 전열관-관관 밀착부 틈새를 통해 1차측 냉각재가 증기발생기 2차 측으로 누설될 수 있다. 이때의 누설량이 허용치 이내가 될 수 있는 관관내부 전열관 길이의 최대 크기로 특정길이 결정된다. NEI 97-06에서 요구하는 사고시 누설 허용한계는 1 gpm이지만 보수적인 특정길이 산출을 위해 허용한계의

1/5 수준까지 낮추어 적용되었다.

산업계에서는 이 특정길이를  $H^*$ ,  $C^*$  등 확관 방법에 따라 다양하게 명명하고 있다. 미국 등 해외원전에서는 특정길이 하단에 대해서는 가동중검사와 정비를 제외하고 있다. 특정길이 결정을 위하여 전열관-관관을 모사한 시험편을 이용한 전열관 이탈하중시험, 누설시험과 같은 다양한 실험과 유한요소 해석 기법 등이 적용되었다. Fig. 6<sup>(21)</sup>은 컴버스천 엔지니어링사(combustion engineering, CE)의 특정길이 산출을 위한 누설시험용 관관-전열관 모사 시험편 견본 사양이다. 외경 19.05 mm의 Alloy 600 재질 전열관을 SA-508 탄소강 재질의 관관에 확관하였으며 방전가공으로 인공 결함을 모사하여 실험하였다.

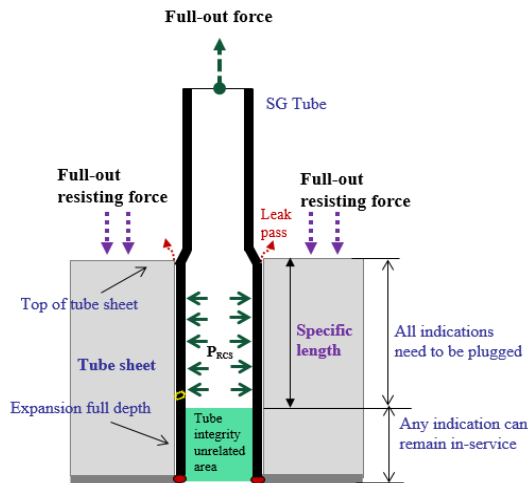


Fig. 5 Schematic tube sheet internal structure

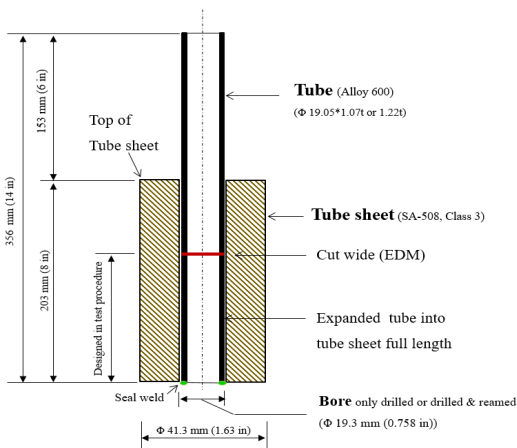


Fig. 6 Schematic diagram of tube-to-tubesheet assembly (WCAP-16208)

Fig. 7~8<sup>(20)</sup>은 증기발생기 하부 조립체 형상과 관관 변형 해석을 위해 웨스팅하우스가 개발한 수실-관관 조립체에 대한 3차원 유한요소 구조물 요소망(mesh) 견본이다. 정상운전과 설계기준사고 조건을 모사하고 증기발생기 모델별 설계사양 등을 고려한 해석이 수행되었다. 또한 특정길이를 최종적으로 결정할 때는 파열 압력이나 누설률 예측치에 영향을 주는 각종 불확실성을 고려하기 위한 확률론적 평가가 추가되었다.

이러한 산업계의 노력 외에도 USNRC 지원 하에 중대사고 가정 조건하에서의 전열관-관관 누설 모사 실험 등이 수행되었다<sup>(23,24)</sup>.

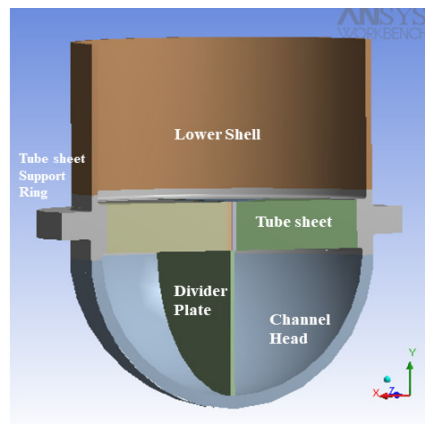


Fig. 7 Important structure in the lower steam generator complex (WCAP-17071)

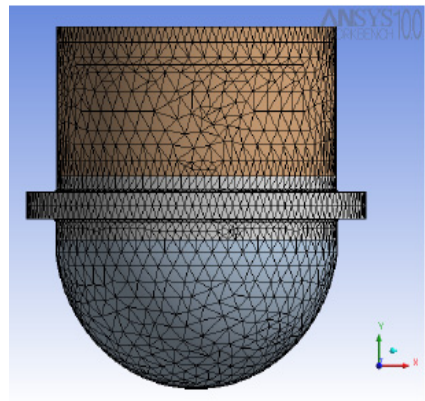


Fig. 8 3D Model mesh for FEM (WCAP-17071)

### 3.2.3 해외원전 대체정비기준 적용

관관내부 대체정비기준은 주로 미국 원전에서 적용되고 있다. 적용 초기에는 한 주기만 적용 가능한

임시 대체정비기준(interim ARC)이 적용되었으나 2014년 Catawba 원전에서 영구적으로 적용 가능한 대체정비기준을 승인<sup>(22)</sup> 받음에 따라 유사 원전에서도 도입되었다. 대표적인 사례로는 수압확관된 웨스팅하우스 증기발생기용 기준(H\*)과 폭발확관된 컴버스천(CE) 증기발생기용 기준(C\*)이 있다<sup>(20,21)</sup>. 이외에 미국 원전과 동일한 웨스팅하우스 F형 증기발생기를 사용한 스페인의 Vandellos 2호기와 대만의 Maanshan 1,2호기 등에서도 H\*를 적용하고 있다.

### 3.2.4 국내원전 현황

최근 국내 원전에서는 관관내부 결함에 의한 정비사례가 증가하고 있다. Alloy 600TT 또는 Alloy 600MA 재질의 전열관을 사용한 증기발생기에서 축방향 또는 원주방향의 PWSCC가 보고되고 있다. 결함은 대부분 관관 끝단 가확관부(tack expansion zone) 또는 밀봉 용접부(seal welding affected zone) 주변에서 탐지되고 있다. 특히, 최근 관관내부 전열관 끝단 밀봉용접 영향부에 대한 검사신호 평가 기준이 강화되면서 과거에는 용접부신호(weld zone signal)로 기록되었던 신호들이 균열로 평가되는 사례가 급증하는 것으로 판단된다. 그러나 관관내부 대체정비기준 개발 원리에 따르면 이 부위에서의 결함성 신호는 전열관의 건전성에 크게 영향을 미치지 않으므로 주기적인 검사와 정비 대상에서 제외될 수 있다. 따라서 해외원전에서 기술적 타당성이 입증되고 규제기관의 승인을 얻은 대체정비기준을 국내원전에 도입하면, 증기발생기의 안전성 확보와 효율적인 설비관리에 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

## 4. 결 론

증기발생기 전열관 관막음 한계는 일반적으로 관벽두께 40%를 적용하고 있다. 이 기준은 USNRC 규제지침에 근거해서 도출된 것이며 비파괴검사 오차와 열화 성장까지 고려하여 보수적으로 결정되었다. 그러나 증기발생기 프로그램 건전성평가에 따른 구조한계는 전열관 두께 40%를 상회한다.

관막음 한계는 손상 깊이 기준 이외에도 결함발생 위치나 검사신호 진폭 크기를 기준으로 한 대체정비기준이 개발되었다. 미국 원전 증기발생기 탄소강 재질의 천공형 관지판 부위에서 발생한 응

력부식균열 그리고 관관내부 전열관에 대한 대체정비기준이 규제기관의 승인 하에 적용되고 있다. 최근 국내 원전에서도 관관내부 대체정비기준 도입이 검토되고 있으며 가동중검사에 적용할 경우 보다 합리적인 설비관리에 유용할 것이다.

## 참고문헌

- (1) ASME BPVC Sec. III, 2013, "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components", American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (2) Lee, C. H., 1991, "Allowable Tube Wall Degradation Analysis", Cal No. 10287-SS-902, ABB Combustion Engineering Nuclear Power.
- (3) SGMP: Steam Generator Integrity Assessment Guidelines: Revision 4. EPRI, Palo Alto, CA:2016. 3002007571.
- (4) NEI 97-06, 2001, "Steam Generator Program Guidelines, Revision 1", Nuclear Energy Institute.
- (5) Fuller, E., Cipolla, R. C., Reinhardt, W. D., Zhao, Z. F., Begley, J. A., Costa, D. E., Ayres, D. J., Keating, R.F. and Lagally, H.O., "Impacts of the Structural Integrity Performance Criterion on Steam Generator Tube Integrity Evaluations", EPRI, Palo Alto, CA:2004. 1009541.
- (6) Reg. Guide 1.121, 1976, "Bases for Plugging Degraded PWR Steam Generator Tubes", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
- (7) Krzywosez, K., "Balance-of-Plant Heat Exchanger Condition Assessment and Inspection Guide", EPRI, Charlotte, NC:1999. TR-108009, pp. 7-1.
- (8) ASME BPVC Sec. XI, 2015, "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components", American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (9) KHNP, 2011, Integrated Technical Specifications Kori Units 3,4 Revision 452, "4.19 Steam Generator Program", pp. 4.0-21.
- (10) KHNP, 2011, Integrated Technical Specifications Hanbit Units 5,6 Revision 154, "4.19 Steam Generator Program", pp. 4.0-21.
- (11) EPRI SGMP Website : www.epri.com
- (12) USNRC Generic Letter 95-05, 1995, "Voltage-Based Repair Criteria for Westinghouse Steam Generator Tubes Affected by Outside Diameter Stress Corrosion Cracking", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
- (13) Cothron, H., Steam Generator Tubing Diameter Stress

- Corrosion Cracking at Tube Support Plates Database for Alternate Repair Limits: Addendum 7, EPRI, Palo Alto, CA: 2008. 1018047.
- (14) Smith, J. D., 2008, “Sequoyah Nuclear Plant (SQN)-Unit2-2Cycle 15(U2C15) 90-day Steam Generator (SG) Report for Voltage-Based Alternate Repair Criteria(ARC) and W\* Alternate Repair Criteria”, US ADAMS Accession No. ML082480690.
- (15) Srikantiah, G., Pitterle, T. A., Keating, R. F. and Srinivas. V., 1998, “Steam Generator Tubing Outside Diameter Stress Corrosion Cracking at Tube Support Plates Database for Alternate Repair Limits”, *NP 7480-L*, EPRI, Palo Alto.
- (16) Blandford, E., Pitterle, T. and Keating, R., 2005, “Steam Generator Tubing Outside Diameter Stress Corrosion Cracking at Tube Support Plates Database for Alternate Repair Limits: Update 2004”, EPRI, Palo Alto, CA:2005. 1011456.
- (17) EPRI, 1994, Steam Generator Reference Book Vol. I, *TR-103824a-V1R1*, pp. 8-2~8-4.
- (18) Pitterle, T. A., Keating R. F., Pierini, G. P., Malinowski, D. D., Cullen, W. K., Lilly, G. P., Sagar, A., Pierini, G. P., Begley, J. A. and Arhar, J. H., 2001, “Depth-Based SG Tube Repair Criteria for Axial PWSCC at Dented TSP Intersections-Alternate Burst Pressure Calculation”, Westinghouse Electric Company LLC, PA, *WCAP-15574 Revision 1*, pp. 2-1~2-10.
- (19) USNRC GL 2004-1, 2004, “Requirements for Steam Generator Tube Inspections”, US ADAMS Accession No. ML042370766.
- (20) Cassino, C. D., Lagally H. O., Whiteman, G. W., 2009, “H\*: Alternate Repair Criteria for the Tubesheet Expansion Region in Steam Generators with Hydraulic Expanded Tubes(Model F)”, Westinghouse Electric Company LLC, PA, *WCAP-17071-NP Revision 0*, US ADAMS Accession No. ML093620086.
- (21) Magee, T. P., Nelson, P. R., Bell, B. A. and Coe, K. E., 2005, “NDE Inspection Length for CE Steam Generator Tubesheet Region Explosive Expansions”, Westinghouse Electric Company LLC, PA, *WCAP-16208-NP Revision 1*, US ADAMS Accession No. 051520417.
- (22) USNRC, 2012, “Catawba Nuclear Station Unit 1 and 2, Issuance of Amendments Regrading Technical Specifications Amendments for Permanent Alternate Repair Criteria for Steam Generator Tubes(TAC NOS. ME6670 and ME6671)”, US ADAMS Accession No. 12054A692.
- (23) C. B. Bahn, S. Majumdar, K. E. Kasza, and W. J. Shack, “Leak Behaviors of Steam Generator Tube-to-Tubesheet Joints from Room Temperature to 320°C”, *Int. J. Pressure Vessels Piping*, 101 (2013) 45-54.
- (24) C. B. Bahn, S. Majumdar, K. E. Kasza, and W. J. Shack, “Leak Behavior of Steam Generator Tube-to-Tubesheet Joints under Creep Condition: Experimental Study”, *Int. J. Pressure Vessels Piping*, 101 (2013) 55-63.