

Inconel -690

+ , * , * , *

The Use of Inconel 690 as Tube Material For Advanced Pressurized Water Reactor Steam Generator

Hyuk-Soon LIM, Dae-Yul CHUNG, Sung-chul BYUN, Kwang-Han LEE

Key Words: APR1400 Steam Generator(1400), Tube Material(), Inconel-600(-600), Inconel-690(-690).

Abstract

Most of the operating pressurized water reactors (PWRs) has chosen Inconel 600 as steam generator tubing. The long-term operation of steam generators showed that the use of this material induced localized corrosion damages. The current trend is using Inconel 690 as a tube material for the replacement steam generators. Based on the current trend, we have chosen Inconel 690 for the Advanced Power Reactor 1400 (APR1400) steam generator tube material. In this paper, we examined the technical consideration in this modification: the effect of chemical composition, thermal conductivity, corrosion resistance and wear characteristics

기호설명

ODSCC :

IGA : 응력부식균열

I : 인코넬

MA : Mill annealed

TT : Thermally treated

1.

신형경수로는 '92. 6월 정부의 G-7과제로 선정되어 안전성과 경제성을 향상시켜 대내외적 경쟁력을 확보하고, 장기전력수급 계획에 따른 전력수요 충족을 위해 대형원전의 장점을 살리고 해외 개량원전과의 차별화를 위해 원자로 열출력 4000

MWt로 설정하여 신형경수로를 개발하였다. 원자력발전소의 증기발생기는 원자로 냉각재계통에서 생성된 열을 2차측으로 전달하는 것으로 1차측과 2차측의 압력경계부를 이루고 있다. 증기발생기 전열관의 손상은 증기발생기 교체요구 등 발전소의 안전성에 영향을 미치는 주된 인자중 하나이므로 발전소의 경제성 향상을 위해 적절한 재질 선택이 중요하다. 현재 대부분의 가동원전 증기발생기 재질로써 I-600을 사용되고 있으나 원전의 가동조건인 고온, 고압에서 장기간 사용됨에 따라 국부부식 및 마모 등에 의한 파손이 발생되고 있다. 따라서 증기발생기의 다양한 운전조건에 전열관은 부식환경에서 오랜 운전기간 동안 건전성을 유지할수 있는 내부식성을 갖추어야 한다. 본 논문에서는 증기발생기의 구조 및 특성, 전열관 손상유형분석, I-600 및 690의 마모특성 및 재질 변경시 설계영향 등 검토하여 신형경수로의 증기발생기 전열관 재질로써 I-690의 적용에 대한 기술적 타당성을 제시하고자 한다.

+ E-mail : LHS6169@khnp.co.kr
TEL:(042)865-5763 FAX:(042)865-5704

*

2.

2.1

- 원자력발전소는 1차 냉각재와 터빈발전기의 2차측이 완전히 분리되어 있다. 원자로 노심에서 발생한 고온의 열을 열교환기를 통해 터빈발전기를 회전 시킬수 있도록 증기를 생산하여야 한다. 이 2개의 Loop를 연결해 주는 기기가 증기발생기이다. 이 증기발생기는 원자로 냉각재계의 각 유로에 설치되어 있으며 증발기부분과 증기드럼부분으로 구분되어 있다. 증발기부분은 U-튜브 열교환기로 구성되고, 증기드럼부분은 습분분리 장치로 이루어져 있으며 증발기부분의 상부에 위치한다.
- 고온, 고압의 원자로 냉각재는 증기발생기 내부의 찬넬 헤드를 통해 들어가 인코넬 U-튜브를 지난후 다시 찬넬 헤드로 나온다. 찬넬 헤드의 분리판이 입구 및 출구부분을 분리한다.
- 급수는 상부 동체에 설치된 급수환으로 들어가 하향 통로를 따라 내려오면서 예열된 후 U-튜브관 외측을 따라 상승하면서 비등하여 증기와 수분의 혼합상태가 된다. 튜브 상부의 증기전조기에서 증기의 수분을 제거된 증기는 터빈발전기로 공급된다.

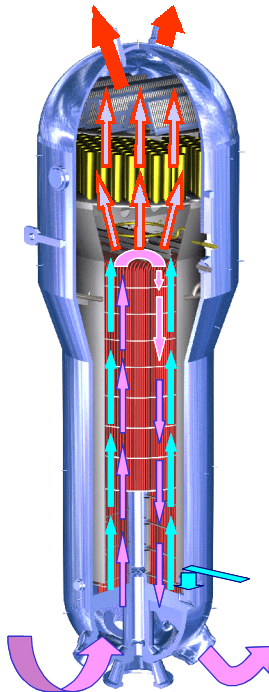


Fig. 1 Schematic of CE-Type steam generator

3.

3.1

3.1.1 손상종류

- 덴팅(Denting)
 - 전열관 지지판이나 전열관시트 사이에 이물질이 침적되어 전열관이 밖에서 안에서 찌그러드는 현상
- 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking)
 - 고온부에서 불순물로 인한 부식과 응력집중에 의해 발생하는 부식균열
- 마모(Fretting)
 - 진동에 의한 기계적 접촉 마모
- 점식(Pitting)
 - 이물질이 금속표면에 침적하여 발생하는 국부적인 부식현상
- 감육(Thinning)
 - 전열관지지판이나 전열관 시트등과 전열관 사이의 접촉 밀립 및 전열관속의 1차 냉각재 유속으로 인하여 전열관이 얇아지는 현상

3.1.2 손상원인

- 수중의 불순물의 농축
 - 감육, 응력부식균열, 덴팅, 점식
- 구조물 또는 이물질과의 접촉
 - 마모
- 높은 잔류응력
 - 응력부식균열

3.2

원자로 1차 냉각재의 외부 방출을 방지하기 위하여 증기발생기 전열관은 균열, 관통부 및 일반적인 성능 저하가 없어야 한다. 전열관의 손상 추이는 1976년에 증기발생기 수질제어를 위하여 사용한 인삼염에 의한 Thinning이 가압경수로형 증기발생기의 주요 전열관 성능저하의 원인이었으나 1976~1979년 사이에는 Denting이 주된 손상 원인으로 등장하였다. 1979년 이후에는 전열관 외측에서 외경부 결정입계부식/응력부식균열(ODSCC/IGA) 내측에서는 1차측 응력부식 균열(PWSC C) 등이 다양한 형태의 부식유형으로 발견되었다. 1983년부터는 마모에 의한 손상이 점차 증가하기 시작하였다.

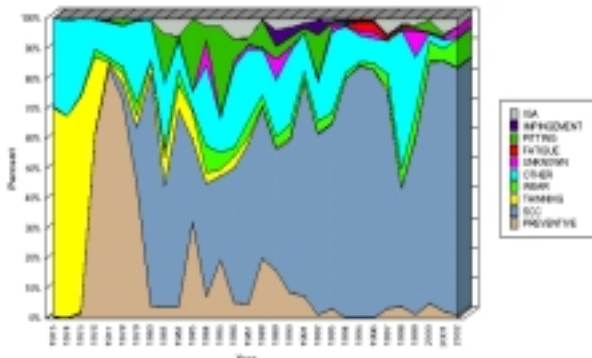


Fig. 2 Worldwide causes of S/G tube repair

현재 전 세계적으로 2000년까지 57개 발전소가 I-600 증기발생기 교체가 완료하였으며 교체 전까지의 증기발생기의 사용 수명은 7~25년이다. 증기발생기 교체기간은 평균 18~40일이며 순교체 비용은 370만~2900만 US\$이고 현재 21개 발전소가 증기발생기 교체를 계획중이다. '02년 미국원전인 경우 가압경수로로는 69기이며 8기는 상업 운전을 정지하였으며 정비된 전열관수는 4,266개이며 대부분은 I-600 전열관으로 정비 원인의 80%는 응력부식 균열이었다. I-690 를 최초로 적용한 발전소는 Cook 2호기(1989)로 응력부식이 없는 것으로 조사되었다. 국내원전의 고리 1호기 도 전열관막음 여유도를 초과하여 교체하였다.

3.3

세계적으로 증기발생기 전열관 결함이 발생한 대부분의 가압경수로 및 가압중수로의 전열관 재질인 I-600MA이다. I-600TT 재질 증기발생기에서는 전열관 지지관, 진동방지봉의 설계결함 및 이물질에 의한 Denting 및 Pitting이 주로 발생하였다. 또한 일부 원자력발전소에는 I-600TT 전열관 증기발생기의 경우 확관 천이부에서 1차측 및 2차측 응력부식 균열이 발생되었다. I-800 및 I-690 사용한 발전소의 전열관은 응력부식 균열에 대하여 저항력이 있으며 결함이 발생한 경우는 없었다.

4. I-690

4.1 I-600 I-690

4.1.1 화학적 조성

가압경수로의 증기발생기 전열관에 사용되는

재질은 일반적으로 I-600, I-690을 사용한다.

I-690은 I-600에 비해 Ni의 함량은 줄어든 반면 Cr의 함량을 2배 정도 증가하였다. 그러나 재질의 평형구조는 동일하며 열전도도를 제외한 다른 물리적 성질은 유사하다. I-600과 I-690의 화학적 조성은 다음과 같다.

Table1. Chemical composition(%) of I-600 and I-690

재 질	Composition, Wt %							
	Fe	Ni	Cr	C	Mn	Si	Al	Ti
I-600	8	72	15	.03	.2	.1	.2	.25
I-690	10	58	30	.02	.2	.1	.2	.25

4.1.2 열전도도

I-690은 I-600에 비해 일반적으로 열전도도가 낮은 것으로 알려져 있으며 연구 기관들에 따라 최고 12%까지의 편차가 나타났다. 표2. 에 각 기관의 발표한 I-600과 I-690의 열전도도를 나타내었다. 표2.의 열전도도 값들을 평균 할 때 I-690은 I-600 비해 약 6.3%의 열전도도가 감소되는 것으로 계산되었다. 따라서 기존의 증기발생기 전열관 재질을 I-600에서 I-690을 사용할 경우 같은 효율을 유지하기 위해서는 열전달 면적의 증가가 필요한 것으로 분석되었다.

Table2. Thermal conductivity (at 300℃)

기 관	열전도도 [W/M °C]	
	I-600	I-690
SANDVIK Co	18.0	17.3
Huntington Alloy	18.9	17.3
Framatome	16.83	16.63
BERGE	19.2	17.9
ASME Code & STD.	18.9	17.1
합 계	18.4	17.2

4.1.3 내부식성

I-690은 I-600의 응력균열부식에 대한 취약함을 개선하기 위해 선정된 재료로서 응력균열부식에 대한 저항성이 양호하며, 특히 1차측의 응력균열부식에 대한 완벽한 내식성을 갖는다. 또한, I-690의 상대적으로 낮은 Metal Release Rate은 전열관의 마모에 따른 Co-60의 생성을 억제하여 1차측 방사능 준위를 낮추는 효과를 기대할 수

있다. 부식 특성의 정량화를 위한 실험온도 365°C 의 고온에서 행한 실험자료를 1차측 응력균열부식의 활성화 에너지를 50kcal/mol 이라 할때 발전소 운전온도(320°C)에 대해 Arrhenius식으로 외삽하여 1차측에서의 균열발생시간 및 진행 속도등을 구하여 나타내었다. I-690TT의 경우 수명 운전기간 동안 1차측 응력균열부식에 대해 완벽한 내식성을 나타낸 반면 I-600 계열의 재질은 약 10년 지나면서 균열이 발생되고 있다. 또한, 이들의 균열진행속도는 0.1~0.2 mm/월로서 일반적으로 사용되고 있는 1mm두께의 전열관을 사용할 경우 수개월 이내에 전열관 전체에 진행될 것이며 또한 전열관 봉쇄 Criteria를 전열관 두께의 약 40%의 손실로 볼때 균열 발생후 1개월 이내에 관막음을 실시하여야 한다. 따라서 부식에 의한 전열관의 수명을 결정하는데 있어서 주된 인자는 균열발생시간이 된다.

Table3. PWSCC occurrence time/Speed
(Temp.:320°C, Activity Energ. : 50kcal/mol)

재 질	균열발생기간 (년)	부식진행속도 (mm/월)
I-600MA	10-13	0.2-0.3
I-600TT	18	-
I-690TT	균열없음	-

4.2

4.2.1

신형경수로 설계개발중 I-600 및 I-690의 전열관 마모량을 측정하기 위하여 각 슬라이딩 진폭(50~500 μ m)의 범위에서 10~30N의 수직하중을 가하여 상온상태에서 마모실험 결과 I-600/405 스테인레스강과 I-690/409 스테인레스강에서 같은 수직 하중하에서 슬라이딩 거리에 따른 전열관 재료의 마모량은 다음과 같이 나타났다. 실험 분석결과 수직하중 증가에 따른 마모량의 증가는 두 전열관 재료에서 잘 나타나 있으며 전열관을 비교해 볼 때, 특히 낮은 하중하에서의 마모특성을 비교해 볼 때 인코넬 690이 내마모성이 명확히 나타났다.

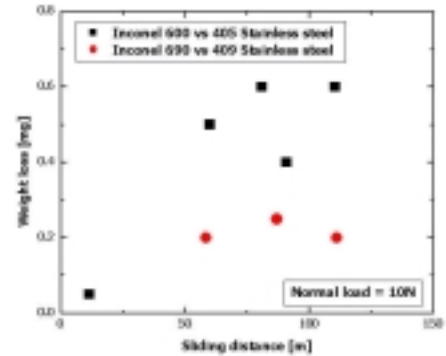


Fig. 3 Comparison of wear quantity (Vertical load : 10N)

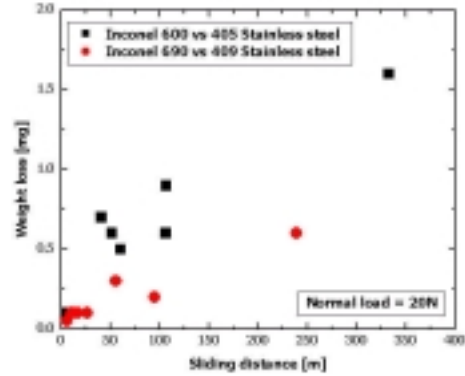


Fig. 4 Comparison of wear quantity (Vertical load : 20N)

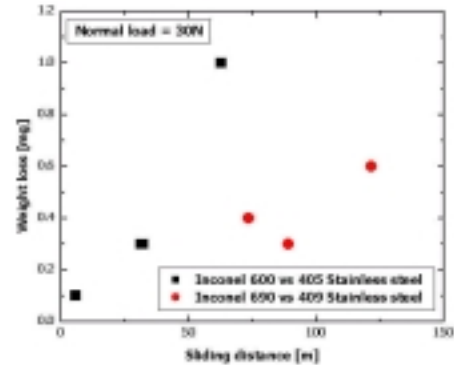


Fig. 5 Comparison of wear quantity (Vertical load : 30N)

4.2.2

수직하중에 따른 마찰계수의 변화는 큰 차이를 보이고 있지 않으나 같은 수직 하중하에서 슬라이딩 거리가 증가함에 따라 다소 차이를 보이고 있다. 슬라이딩 진폭이 낮을 경우 I-690 전열관이 다소 낮은 마찰계수 값을 보이고 있었으며 특히, I-690/409 스테인레스강을 사용할 경우 매우 낮은 마모계수 값을 보이고 있다. 따라서 I-690/409을 사용할 경우 전열관 마모관점에서는 매우 유리한 것으로 판단된다.

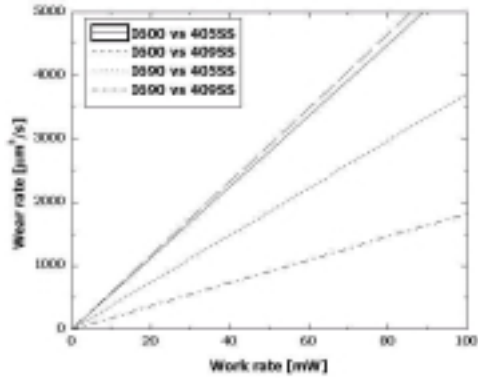


Fig. 6 Wear coefficient comparison of I-600 & I-690

4.2.3

마찰실험을 수행한 후 손상면 아래 방향으로의 경도를 측정된 결과를 그림에 나타내었다. 일반적으로 표면에서 마모가 진행됨에 따라 높은 전단응력이 걸리게 되며 이것은 표면에서 심각한 소성변형을 경험하게 된다. 따라서 표면에서 소성변형에 따른 가공경화가 발생하게 되며 이에 따른 경도값의 증가로 인해 마모거동 또한 변화가 있게 된다. 일반적으로 경도가 높은 재료일수록 마모량의 증가가 크기 때문에 높은 경도값으로 경화되는 재료일수록 마모가 진행됨에 따라 마모량이 감소하게 된다. 경도 실험결과 I-690 전열관의 경도값이 I-600에 비해 매우 높게 나타났으며 이러한 원인 또한 비슷한 경도값을 보임에도 불구하고 마모가 진행됨에 따라 경도값의 큰 차이를 보이게 되어 이것이 지속적인 마모과정동안 마모속도의 차이로 나타나게 된 것으로 분석된다.

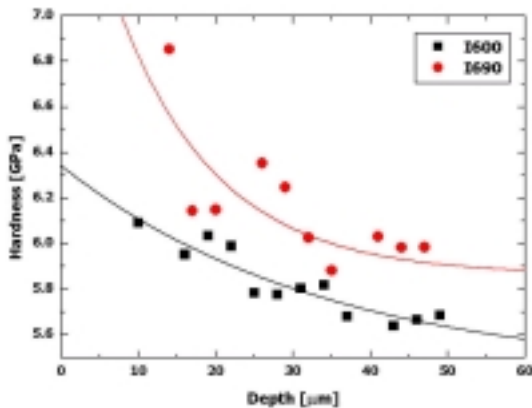


Fig. 7 Comparison of hardness in worn surface below

4.2.4

상은 물 분위기에서 마모실험을 수행한 뒤 표면에서 변형특성을 관찰하기 위하여 주사식 전자현미경(SEM)을 이용하여 손상면을 관찰 한 결과 다음과 같이 나타내었다. I-600인 경우 접촉면에서 마모과정중 형성된 소성 변형층의 두께가 매우 크게 나타나고, I-690인 경우 소성 변형층의 두께가 상대적으로 얇고 떨어져나가는 입자의 크기 또한 작게 나타나 마모 감소측면에서도 I-690이 유리한 것으로 관찰 되었다.

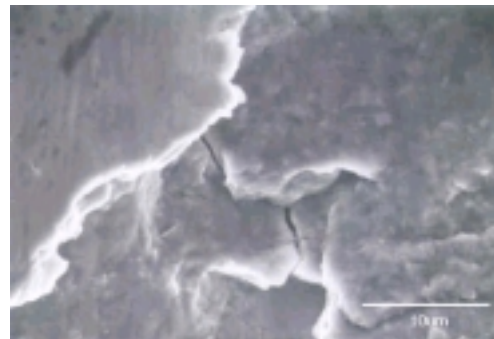


Fig. 8 Observation of worn surface in I-600

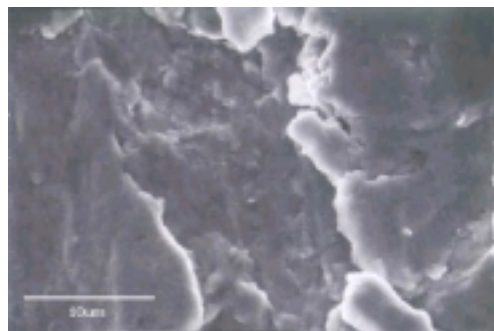


Fig. 9 Observation of worn surface in I-690

4.3

전열관 재질을 I-690으로 변경시 기존 재질인 I-600에 비해 낮은 열전도도를 갖는데 이로 인하여 증기발생기 증기압의 저하에 따른 발전소 효율저하가 예상된다. 원자로열출력4000MWt, 전기출력 1450 MWe 운전조건을 동일하게 하고 전열관 재질만 I-690TT으로 변경하였을 경우 ASME Code에서 제시한 열전도도를 사용하여 SAFE Code로 분석한 결과 증기발생기 증기압은 약 1.4% 감소된다. 따라서 동일 출력을 내기 위해서는 전열면적의 증가가 요구되며 분석결과 약 6%의 전열면적 증가가 필요하다

5.

- 전열관 재질특성을 검토한 결과 I-690이 I-600보다 응력부식균열에 대한 저항성 양호하고 상대적으로 낮은 Metal Release Rate으로 전열관의 마모에 따른 Co-60의 생성을 억제하여 1차측 방사능 준위를 낮출 수 있는 효과가 기대된다.
- I-600에서 발생하는 예민화 현상으로 입계에 크롬산화물이 석출될때 입계주위에서 크롬의 농도가 12%이하로 감소될 경우 응력부식균열에 매우 민감한 현상을 보인다. 따라서 이러한 예민화 현상을 억제하기 위하여 크롬함량을 두 배로 증가시킨 I-690을 사용할 경우 입계응력부식 균열을 억제 시킬수 있다.
- 국내표준원전(CE형)의 전열관 재료로 I-600을 사용하는 증기발생기의 상부 방진봉 영역에서 유체유발진동에 의한 전열관 마모현상이 발생하는 것을 고려할 때 I-690/409 전열관 및 지지구조물 재료로 사용할 경우 유체유발진동(Flow-induced Vibration)에 의한 피로 및 마모 손상에 대해서도 충분한 저항성을 가질 것으로 판단된다.
- 따라서, 신형경수로의 설계수명 60년을 고려하고 기존의 증기발생기 전열관 재질의 I-600 계열은 부식(특히 Stress Corrosion Cracking) 및 마모에 대한 저항성이 취약하나 I-690은 내부식성 및 내마모성이 뛰어나 신형경수로의 증기 발생기 전열관 재질로서 I-690이 적합하여 설계에 반영하였으며 향후 원자력발전소의 증기 발생기 전열관에 대한 운전 및 보수성이 향상 될 것으로 기대된다.

- (4) MOST, 2001, "Nuclear Material Technology Developments"
- (5) MCIE/MOST, 12. 2001, "Research & Development on Next Generation Reactor(PhaseIII). Vol.8.1

- (1) J. Benson, 2002, EPRI, "Steam Generator Progress Report"
- (2) James F. Shackelford "Material Science for Engineers" Fifth Edition, Prentice Hall Internation, Inc.
- (3) Published by KEPCO. 12. 2001, Evaluation of Fretting-Wear Properties of Steam Generator Tubing Materials For KNGR,