

## 원자력 발전소 증기발생기의 고온부식과 대책 기술

김 경 모 · 황 성 식 · 이 은 희 · 김 홍 표 · 김 우 철

한국 원자력 연구소

### High Temperature Corrosion and Corrosion Control Technology for Nuclear Steam Generators

Kyung Mo Kim, Seong Sik Hwang, Eun Hee Lee, Hong Pyo Kim, Uh Chul Kim

Korea Atomic Energy Research Institute

P. O. Box 105, Yusong, Taejeon, Korea 305-600

A steam generator(SG) is one of key components of a nuclear power plant (NPP) and a SG has thousands thin tubes to make efficient heat transfer. Several kinds of degradation have been reported on these tubes since they should be used under the high pressure conditions at high temperatures. Experiences in corrosion and stress corrosion cracking are explained for domestic and foreign NPPs. Domains for stress corrosion cracking are analyzed in a pH-potential diagram and changes of electrochemical potential are shown in the crevices between tubes and tube sheets/tube support plates. Test results are reviewed and remedial measures are summarized. In addition, research items are described in order to enhance the integrity of SGs and to extend their lifetime.

*Keywords : nuclear steam generator, Alloy 600 and 690, high temperature corrosion, stress corrosion cracking, remedial measures.*

#### 1. 서 론

원자력 발전소의 증기발생기는 1차계통과 2차 계통간에 열교환을 효율적으로 하여야하기 때문에 전열관을 두껍게 제작할 수 없으며 고온고압의 냉각수 중에서 장기간의 설계수명(40년)동안 건전성을 유지하여야 하나 자주 손상으로 인한 문제를 일으킨다. 따라서 건전성을 향상시키거나 또는 원전 부지를 신규로 확보하는 것이 어려운 점 등을 감안하여 원전 수명을 연장하는 경우, 증기발생기 부식손상을 평가하고 억제하

는 연구가 매우 중요하다.

국내·외 원전 증기발생기의 경우 여러 가지 형태의 부식이 전열관에서 일어나고 있다. 국외의 경우 Pitting, 2차측 용력부식균열 및 입계부식, 1차측 용력부식균열, Denting, Fretting과 고주기 피로(High Cycle Fatigue)로 인한 손상이 일어나고 있으며, 국내의 경우에도 이 중에서 고주기 피로를 제외한 여러 형태의 손상을 경험하고 있고, 이러한 손상이 심한 경우 증기발생기를 교체하여야 하며 이러한 경우 막대한 교체비용과 장기간의 가동 중지로 인한 전력 손실을

감수하여야 한다.

이러한 증기발생기 전열관 재료는 부식 및 응력식균열에 대한 저항성이 큰 Ni기 합금(합금 600, 690등)을 사용하고 있으며 이러한 재료가 고온의 원전 수질 상태에서의 부식을 분석하기 위하여 pH-전위 Diagram에서 응력부식균열을 전기화학적인 영역으로 구분하여 설명하고 전열관과 Tube Sheet 또는 Tube Support Plate사이의 틈새에서의 국부적인 화학 환경에 따른 전기화학적인 변화에 관하여 분석을 한다. 또한 국내에서 발생한 주요 손상 형태인 Pitting, 2차측 응력부식균열과 1차측 응력부식균열에 관하여 대표적인 국내·외 연구결과를 소개하고 이러한 손상에 대한 대책기술에 대하여 수화학 측면과 가동조건의 변경과 보수 측면에서 설명한다.

## 2. 증기발생기 부식손상 현황

Fig. 1은 증기발생기에서 손상 형태별로 발생하는 위치를 보여주고 있다. Pitting손상의 경우 Tube Sheet 상단에 Sludge가 쌓이게 되고 여기에 복수기에서 냉각수로 쓰이는 해수가 유입되면 염소 이온이 증기발생기로 이동하여 Sludge가 쌓인 부분에서 국부적으로 농축되며 Cu 산화물이 Sludge에 함유되어 있거나 냉각수중의 용존산소 조절이 적절치 않을 경우 Pitting 손상이 빠른 속도로 광범위하게 진행된다. 2차측 응력부식균열의 경우 Tube Sheet 상단 부근의 관이 확관된 부위의 바깥쪽에서 잔류 응력이 높고 염기성 분위기를 이루었을 때 발생되며 Pb와 같은 성분이 Sludge중에 포함되어 있을 경우 응력부식균열이 가속화된다. 응력이 낮은 상태이거나 전위에 따라서 입계부식에 의한 IGA (intergranular Attack) 손상을 보이기도 한다. 1차측 응력부식균열의 경우 Tube Sheet 상단 부근의 전열관 확관 부위의 내부에서 발생하며, 전열관 윗 부분의 U-bend부분의 안쪽에서도 특히 곡률 반경이 작은 Row 1과 2에서 균열이 발

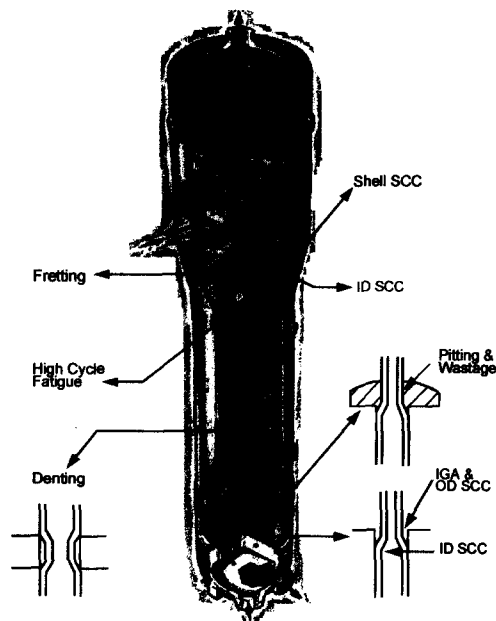


Fig. 1. Worldwide causes of steam generator tube plugging.

생한다. Denting은 전열관과 Tube Support Plate사이에서 Tube Support Plate의 부식으로 표면에 산화물이 형성되고 이 과정에서 금속산화물의 금속에 대한 부피 증가로 전열관에 변형(Denting)을 일으키며 Denting이 생기는 경우 전열관에 응력을 증가시켜 응력부식균열을 유발한다. Fretting은 전열관 윗부분의 진동을 완화시키기 위한 Anti-vibration Bar와 전열관이 유체의 유동에 의한 진동으로 반복적으로 부딪치게 되어 관 두께가 감소하는 손상이다. 고주기 피로(High Cycle Fatigue)의 경우 유체의 유동에 의한 진동으로 가장 윗쪽 Tube Support Plate부근에서 손상이 발생한다. 어떠한 형태의 손상이든지 전열관의 손상이 진행되어 1차계통 냉각수가 2차계통으로 유출되는 경우 방사선 물질이 2차계통으로 유입되어 건전성과 안전성 확보에 문제를 일으키게 된다.

Fig. 2는 전 세계의 증기발생기 전열관의 손상을 형태별로 분류한 것이다. 1970년 초반에는

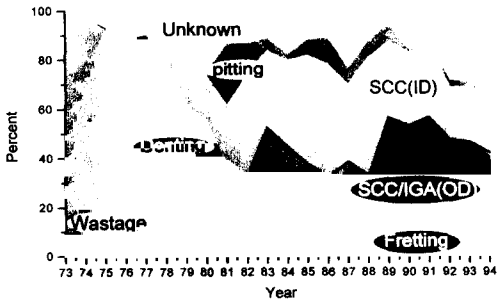


Fig. 2. Worldwide causes of steam generator tube plugging.

2차계통 수처리 방법으로 Phosphate처리를 한 발전소가 대부분이었으며 이로 인하여 Wastage가 많이 일어났으며 1970년대 중반부터 수처리 방법을 AVT(All Volatila Treatment) 방법으로 바꾸어 Wastage로 인한 손상이 대폭 줄었다. 그러나 Tube Support Plate 재료로 탄소강을 사용하고 Drilled Hole 형태의 가공으로 Denting이 많이 발생하였다. 1980년대부터 Tube Support Plate의 재료와 설계를 변경하고 엄격한 수화학 조절로 Denting으로 인한 손상을 줄였다. 그러나 2차측 용력부식균열과 입계부식, 1차측 용력부식균열이 자주 발생하고 있어 손상형태의 주종을 이루고 있다. 또한 Pitting으로 인한 손상이 여러 원자력 발전소에서 발생하였으며 Fretting으로 인한 손상도 많이 발생하고 있다.

국내 원자력 발전소의 경우, Pitting 손상이 초기에 건설된 원자력발전소에서 많이 발생되었으며 2차측 용력부식균열과 1차측 용력부식균열이 여러 원전에서 발생하고 있다. 그중 일부 원전에서는 Sludge중에 Pb성분이 다량 검출되고 있으며 이러한 Pb에 의한 용력부식균열을 경험하고 있다. Fretting의 경우 Model F 증기발생기에서 특히 문제가 되고 있으며 점차 증가되는 추세이다.

3. 전기화학적 고찰

증기발생기 전열관 재료인 합금 600MA(mill-

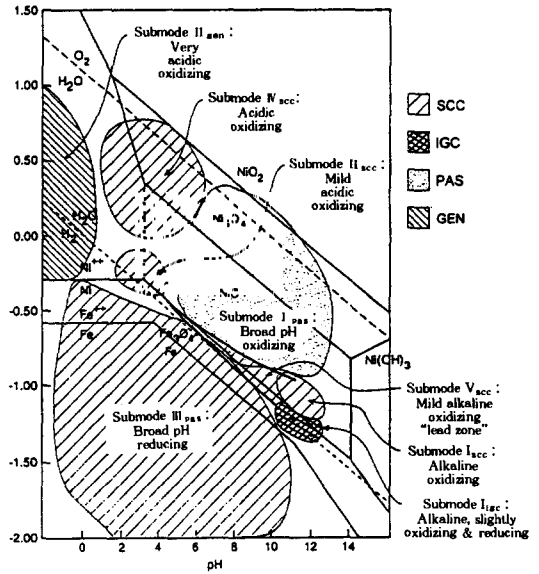


Fig. 3. Integrated view of SCC data for Alloy 600MA in high temperature water gener-alloy in the range of 300 to 350°C. Ranges of submodes are based on experimental work and Judgment about integration. Submodes of corrosion are identified and are numbered starting from right. From Staehle.<sup>1)</sup>

anneald) 재료가 300°C에서 350°C부근의 고온 냉각수에서 용력부식균열을 일으키는 영역을 Fig. 3의 pH-전위 Diagram에서 전기화학적으로 구분하였다.<sup>1)</sup> 영역 I은 염기성 분위기로 전위가 높으면 용력부식균열을 일으키게 되고 전위가 낮아지면 IGA을 일으킨다. 영역II는 약산성 분위기로 약간 산화성 분위기에서 용력부식균열을 보인다. 영역III은 산성에서 알칼리성의 광범위한 pH 영역에서 환원성 분위기에 놓이게 되면 용력부식균열을 일으키게 된다. 영역IV는 산성분위기와 전위가 높은 산화성 분위기에서 용력부식균열을 유발하게 되며 영역V는 Pb가 존재하는 경우 용력부식균열을 일으키는 조건을 보여주고 있다. 이와 같은 전기화학적 조건은 원전 증기발생기에서 특히 틈새나 Sludge가 쌓인 부분에서 국부적으로 불순물의 농축 등으로 이러한 여러 가지 상태의 조건이 이루어질 수 있으며 이러한 경우 손

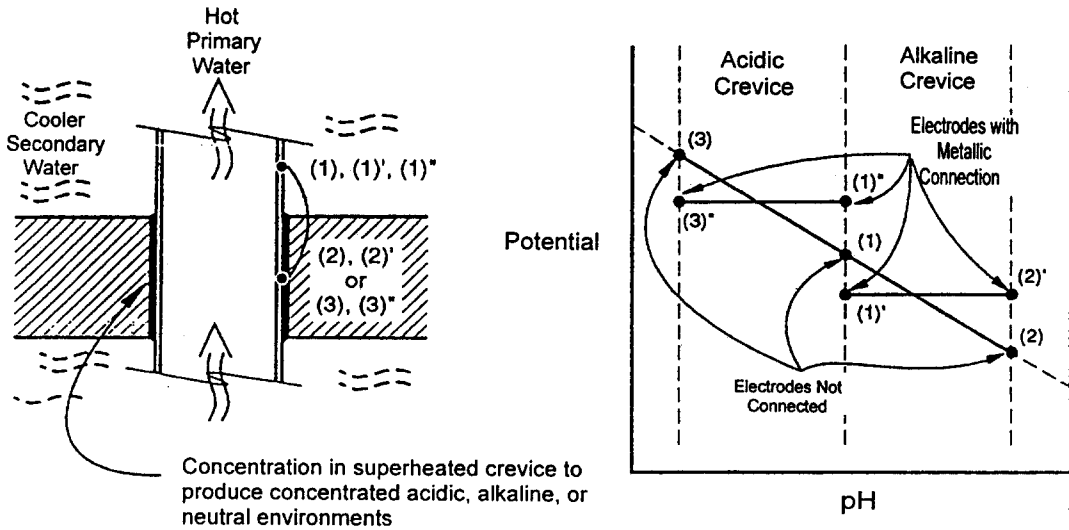


Fig. 4. Schematic view of relationship between inside and outside of crevice compared with open circuit conditions for crevices which are alkaline or acidic. From Staehle.<sup>1)</sup>

상으로 인한 문제를 경험하게 된다.

Fig. 4는 전열관과 Tube Sheet 또는 Tube Support Plate와의 틈새에서의 냉각수 불순물이 틈새에서 비등하여 국부적으로 농축하게 되며 이에 따라 틈새에서의 전기화학적 환경과 틈새 바깥쪽의 환경이 매우 달라 부식전위가 변화되는 것을 보여주고 있다.<sup>1)</sup> 틈새에서의 조건이 알칼리성인 경우 틈새만의 조건에서는 전위(2)이던 것이 틈새 바깥쪽의 전위(1)의 영향으로 틈새에서의 전위는 올라가게 되어 전위(2)'로 변화하게 된다. 틈새 부위가 산성조건인 경우 틈새에서의 전위(3)이 낮아져 전위(3)'로 변화하게 된다. 따라서 실험 조건에서의 결과를 이용할 때는 이러한 변화를 감안하여 전위에 의한 영향을 고려하여야 한다.

## 4. 부식손상 형태별 연구결과

### 4.1 Pitting

Fig. 5는 합금 600MA 재료가 10,000ppm 염소이온 수용액에서 pH와 온도에 따른 Pitting 저항성을

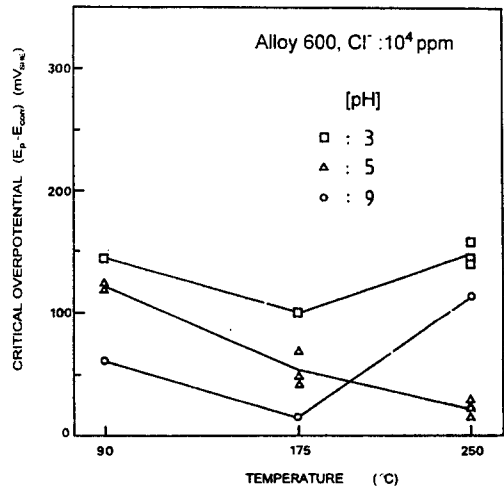


Fig. 5. Pitting Resistance of Alloy 600 in the Dependence of pH and Temperature. From U. C. Kim et al.<sup>2)</sup>

항성을 보여주고 있다.<sup>2)</sup> Pitting 저항성을 나타내기 위하여 양극분극 곡선에서의 Pitting 전위와 부식 전위의 차이인 임계 과전위(Critical Overpotential)를 이용하였다. 상온에서의 pH가 9인 수용액인 경우 175°C의 값이 가장 낮았으며

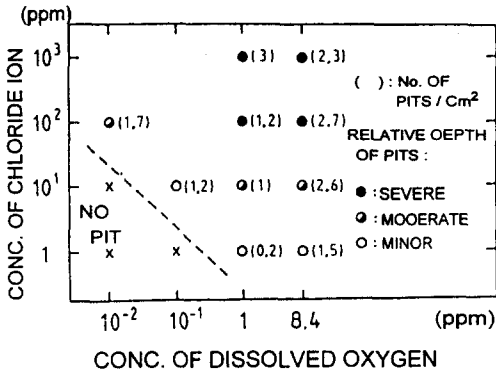


Fig. 6. Effects of Chloride Ions and Dissolved Oxygen on the Pit Initiation with CuO Sludge(175 °C, pH 5) From U. C. Kim et al.<sup>2)</sup>

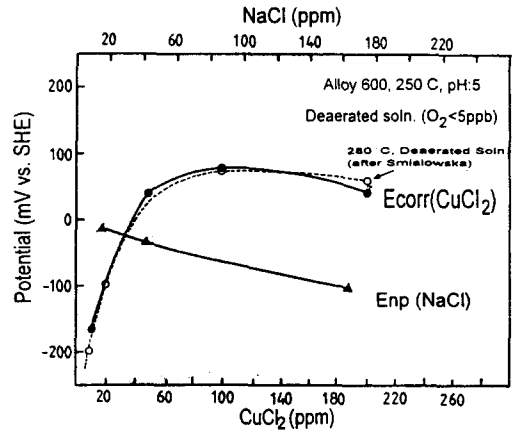


Fig. 7. Effects of CuCl<sub>2</sub> on the Pit Initiation of Alloy 600.(260 °C, pH 5) From U. C. Kim et al.<sup>2)</sup>.

이는 고온인 250°C에서 보다 낮은 온도인 175°C의 부근에서 Pitting이 더 쉽게 발생할 수 있다는 것을 의미한다. PH가 3인 경우도 비슷한 경향을 보였으나 PH가 5인 경우 175°C보다 250°C의 값이 낮았다. 따라서 PH가 9인 경우 고온의 작동온도보다 낮은 중간 온도에서 Pitting이 잘 일어나는 것을 예상할 수 있으며, 실제 원전 증기발생기의 경우 Hot Leg쪽보다 Cold Leg 쪽에서 Pitting이 훨씬 많이 발생하고 있는 것과 관련 지을 수 있을 것으로 생각되며 정상 작동 온도보다 낮은 운전 조건인 Lay-up 상태의 운전시 주의가 필요하다.

Fig. 6의 경우 염소 이온 농도와 용존산소 농도에 따라 합금 600MA 재료가 CuO가 Sludge로 존재하는 분위기에서, 175°C와 pH 5 수용액에서 Pitting 발생에 미치는 영향에 관한 Data를 보여주고 있다.<sup>2)</sup> 이러한 결과는 3일간의 시험후 분석되었으며 틱새의 경우 냉각수중의 평균 농도 보다 염소이온의 농도가 농축(10000배 이상)되는 것을 고려하여야 한다. Sludge중에 CuO가 있는 경우 산성의 용액에서 Cu이온이 생성되고 이러한 이온이 전열관 표면에 Deposit되면서 전위를 높여 Pitting을 가속화한다. Fig. 7은 CuCl<sub>2</sub> 농도에 따라 부식전위의 변화와 Pit-

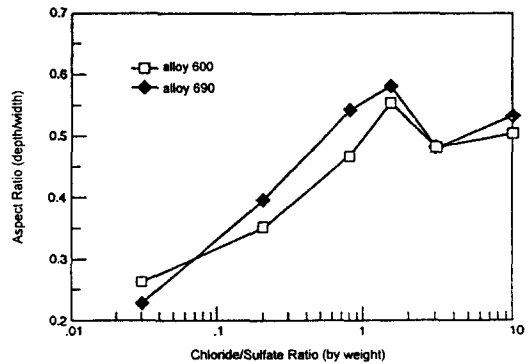
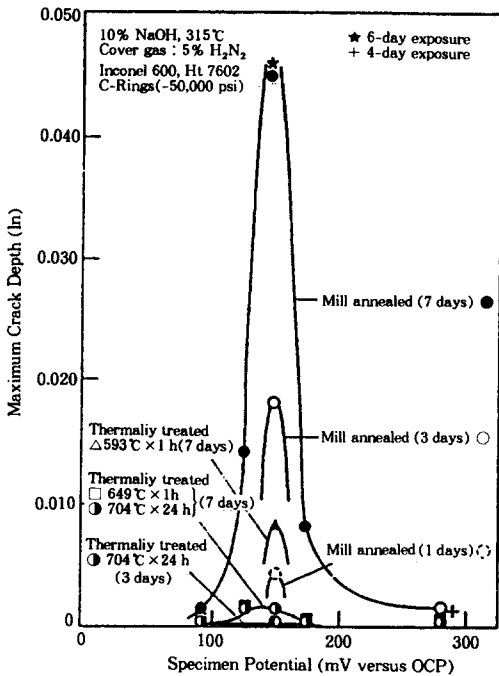
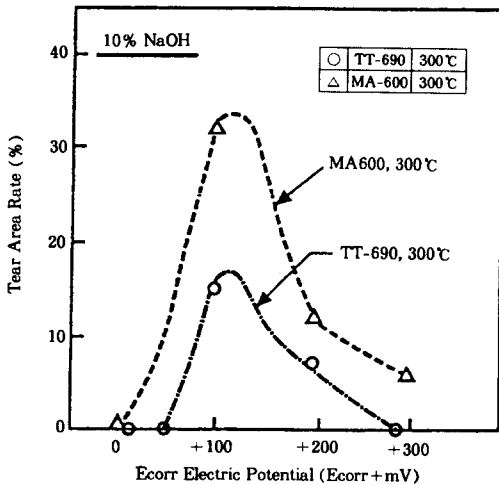


Fig. 8. Effect of chloride/sulfate ratio on the aspect ratio of pitting for Alloy 600 and Alloy 690 tubes with cupric ion of 6000 wppm with a fixed molarity of 0.294M and at 288 °C. From Choi and Was.<sup>3)</sup>

ting전위와의 관계를 보여주고 있다.<sup>2)</sup> 시험은 합금 250°C와 PH5의 수용액에서 600MA재료를 사용하여 수행되었다. 용존산소 농도는 5ppb이하가 되도록 조절하였다. CuCl<sub>2</sub>의 농도가 30ppm을 넘는 경우 Pitting이 발생하는 조건이 되는 것을 보여주고 있다. Fig. 8은 합금 600과 690관이 288°C의 온도와 600ppm의 Cu이온을 함유하고 있는 수용액에서 염소와 황산 이온의 비가 Pit의 모양에 미치는 영향을 보여주고 있



(a)



(b)

다.<sup>3)</sup> 염소이온 농도/황산이온 농도의 비가 낮은 경우 Pit의 Aspect Ratio가 낮아져 퍼진 형태의 Shallow Pit을 형성하며 이온 농도의 비가 높아지는 경우 Pit의 Aspect Ratio가 커져 용력부식 균열로 전파될 가능성이 높아지게 된다.

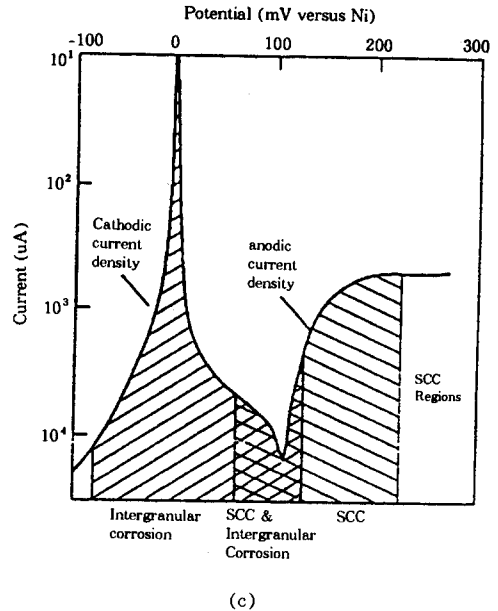


Fig. 9. Dependence of alkaline SCC in submode  $I_{SC}$  on applied potential above the deaerated open circuit potential. (a) SCC depth vs. applied potential for Alloy 600 in 10% NaOH at 315°C for different heat treatments. Adapted from the work of Pessall.<sup>4)</sup> (b) Tear area rate (%) for Alloy 600MA and Alloy 690TT at 300°C as a function of potential in a 10% NaOH solution. Adapted from Suzuki,<sup>5)</sup> (c) Effect of applied potential on the polarization current and modes of corrosion for Alloy 600 in 10% NaOH+1% NaOH at 300°C. Adapted from the work of Bandy and van Rooyen.<sup>6)</sup>

#### 4.2 2차측 용력부식균열

증기발생기 전열관의 경우 2차측 용력부식균열과 IGA는 알칼리 분위기에서 자주 발생되었다. Fig. 9-C의 경우 300°C의 강 알칼리 분위기에서 전위의 변화에 따른 용력부식균열과 IGA가 발생하는 범위를 나타내고 있다.<sup>6)</sup> Ni 기준 전극을 사용하여 0mV부근에서는 IGA가 발생하고 120~220mV부근에서는 용력부식균열이 생기며 그 사이 범위에서는 IGA와 용력부식균열이 동시에 일어난다. Fig 9-a를 보면 합금 600MA

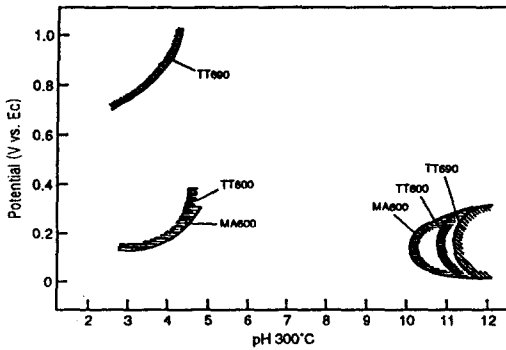


Fig. 10. Comparison of IGA susceptibility among Alloy 600MA, Alloy 600 TT, and Alloy 690TT in the range of 280 to 320 °C as function of electrode potential and pH taken at 300 °C From Tsujikawa and Yashima.<sup>7)</sup>

의 경우 용존산소가 제거된 10% NaOH 수용액에서 부식전위보다 150mV 높은 전위 부근에서 응력부식균열이 최대값을 갖으며 특별히 열처리된 합금 600TT의 경우 합금 600MA보다 응력부식균열에 대한 저항성이 증가된 것을 알 수 있다.<sup>4)</sup> Fig 9-b의 경우 10% NaOH 300 °C 수용액에서 합금 600MA재료보다 합금 690TT재료가 응력부식 관점에서 개선된 결과를 보여주고 있다.<sup>5)</sup>

Fig. 10의 경우 합금 600MA, 600TT와 690TT가 300 °C 부근에서 전위와 pH의 변화에 따라 IGA 발생에 미치는 영향에 관한 시험 결과를 보여 주고 있다.<sup>7)</sup> 알칼리 분위기의 경우 전위에 의한 변화는 거의 없으나 600MA, 600TT, 690TT 순으로 알칼리 분위기에 강한 것을 나타내고 있으며, 산성 분위기의 경우 600MA나 600TT는 비슷한 전위에서 IGA가 발생하나 690TT는 훨씬 높은 전위에서 IGA가 일어날 수 있는 것을 보여주고 있어 산성 분위기에서 IGA에 대한 저항성이 클 것으로 생각된다.

Fig. 11의 경우 340 °C 1M NaOH의 강알칼리 분위기에서 Pb가 100ppm으로 존재할 때 합금 600MA, 600TT와 690TT재료의 응력부식균열

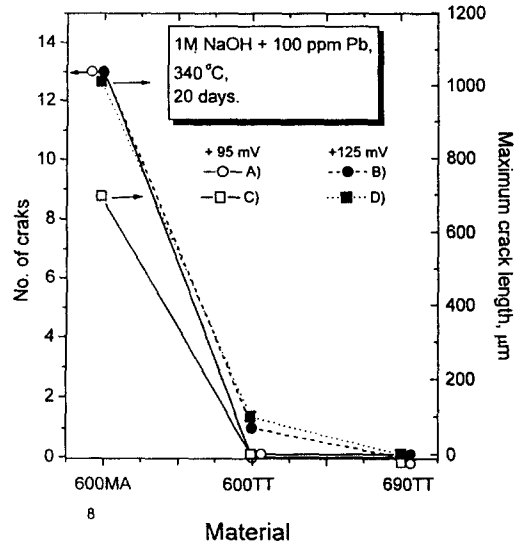


Fig. 11. Comparison of the stress corrosion cracking resistance. A), B) No. of cracks (>100 μm), C, D) Maximum crack length Form U. C. Kim et al.<sup>8)</sup>

저항성을 비교한 시험결과이다.<sup>8)</sup> 600MA의 경우 Crack 수와 최대 균열길이가 최대값을 보였으나 600TT의 경우 Ni 기준 전극으로 125mV인 경우 약간의 균열이 발생하였고 690TT의 경우 응력부식균열이 발생하지 않았다. 그러나 Fig. 12에서와 같이 Pb의 농도가 5000ppm인 경우, 95mV에서 600MA는 균열 수와 최대 균열 길이에서 역시 가장 높은 값을 보였고, 690TT의 경우 균열 수는 매우 적었으나 최대 균열 길이나 상당히 높았으며 600TT의 경우 균열 수는 중간이었고 최대 균열 길이는 제일 낮은 값을 보였다. 이는 합금 690TT 재료가 Pb가 다량 함유되고 있는 강알칼리 분위기에서는 응력부식균열에 대한 저항성이 낮아지는 것을 보여주고 있으며 600TT보다 최대 균열길이 값이 높았다.

### 4.3 1차측 응력부식균열

원전 1차계통은 수소 분위기를 가한 상태에서 운전하고 있으며, 따라서 증기발생기 전열관의 1차측은 수소를 포함하고 있는 냉각수와 접촉하

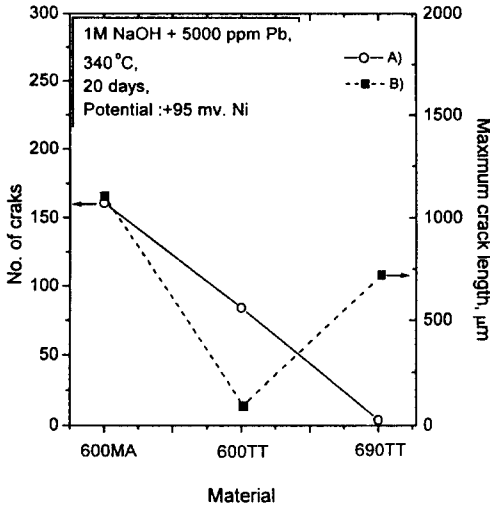
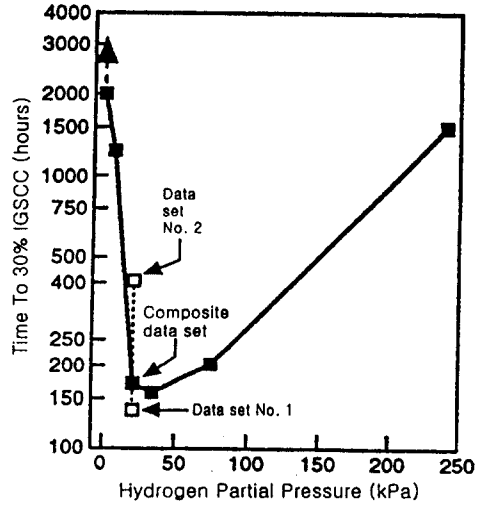


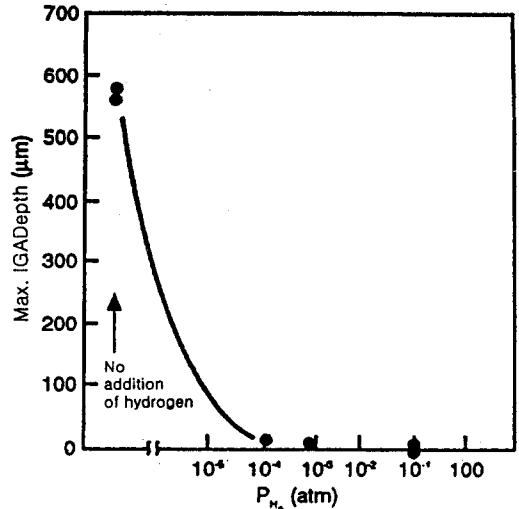
Fig. 12. Comparison of the stress corrosion cracking resistance. A) No. of cracks (>100µm), B) Maximum crack length Form U. C. Kim et al.<sup>8)</sup>

게 된다. 1차계통의 수소는 1차측 용력부식균열에 영향을 많이 미치는 것으로 알려져 있으며 Fig. 13-a 는 수소 분압이 합금 600MA 재료의 용력부식균열에 미치는 영향을 나타내고 있다.<sup>9)</sup> 시험은 용력부식을 가속화하기 위하여 400°C 수증기 분위기에서 수행되었다. 20kPa 수소분압에서 용력부식균열에 걸리는 시간이 가장 짧았으며 이러한 수소 분압은 원전 가동 조건과 유사하다. 그러나 Fig. 13-b와 같이 2차측에서 발생하는 강염기성 분위기에서는 미량의 수소 분압의 증가가 IGA 발생과 전파를 효과적으로 억제하고 있다.<sup>10)</sup>

Fig. 14는 전위의 변화가 합금 600MA 재료의 1차측 용력부식균열에 미치는 영향을 보여주고 있다. 수소 표준전극으로 -900mV 낮아지는 경우 용력부식균열이 급격히 증가하는 것을 나타내고 있다.<sup>11)</sup> Fig. 15는 합금 600MA 재료가 1차계통 분위기에서 온도의 변화에 따른 균열전파속도에 미치는 영향을 보여주고 있다.<sup>12)</sup> 0.05% 탄소를 함유하는 재료가 0.01% 탄소를 함유하는 재료보다 낮은 균열전파속도를 보였으



(a)



(b)

Fig. 13. (a) Effect of hydrogen partial pressure on the time to induce IGSCC in 30% of mill-annealed Alloy 600 heat 1019 specimens in 400°C steam at 20.8 MPa. After Economy et al.<sup>9)</sup> (b) Effect of hydrogen pressure on IGA occurrence of mill-annealed Alloy 600 in a solution of 40% NaOH + Fe<sub>3</sub>O<sub>4</sub> + Cu + CuO at 325°C tested for 200 hours using C-ring specimens stressed at 30kgf/mm<sup>2</sup>. Adapted form Nagano et al.<sup>10)</sup>



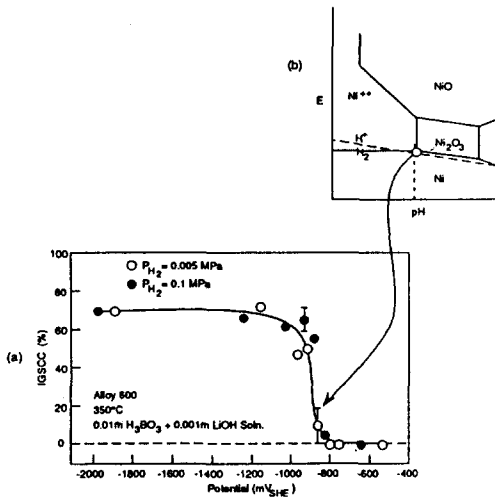


Fig. 14. (a) Percent of fracture surface with IGSCC as a function of applied potential of Alloy 600 tested at 350°C using SSRT for two pressures of hydrogen. The open circuit potential is compared with the E-pH diagram for nickel in water in (b). DATA from Totsuka and Smialowska.<sup>11)</sup>

며, 냉간 가공된 시편(Ht. 4)의 경우 균열속도가 크게 증가하였다. 또한 온도의 변화에 따른 기울기는 거의 일정한 값을 보여주고 있다.

### 5. 부식손상에 대한 대책 기술

증기발생기 전열관에서 부식으로 인한 손상이 일어나는 경우 적용되는 대책 기술을 표1에 요약하였다. Pitting이 발생하는 경우, 2차계통의 수화학을 개선하여야 하며 이를 위하여 pitting에 영향을 미치는 염소이온농도, 용존산소농도 등을 규제치 이하로 효과적으로 조절하여야 한다. 또한 Sludge를 효과적으로 제거하기 위하여 또는 Sludge에 Cu산화물이 함유되어 있는 경우 이를 효과적으로 제거하기 위하여 화학세정 기술을 적용하거나 Pressure Pulse Cleaning 방법을 같이 사용하는 것이 좋다. 그러나 Sludge는 Hard Sludge와 Soft Sludge로 구성되어 있는데 전열관과 직접 접촉하는 Hard Sludge는 모두

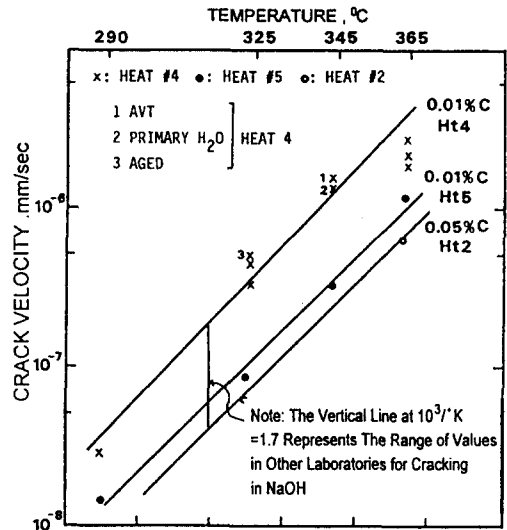


Fig. 15. Effect of Temperature and Crack Velocities Determined Using Cold Worked Inconel in CERT (after D. van Rooyen, et al).<sup>12)</sup>

제거하기가 쉽지 않아 화학세정 기술의 개선이 필요하다. Tube Sheet의 Sludge Lancing은 정기 점검시 수행하여 Soft Sludge의 상당 부분을 제거하고 있다. Pitting의 경우 가동 온도를 낮추는 것은 도움이 되지 않는다.

2차측 응력부식균열이 발생하는 경우, 가동 온도를 낮추는 것이 억제에 효과적이거나 이는 발전량의 감소로 경제적인 손실이 크므로 가능한 한 최후로 사용되는 방법이다. 손상 원인 분석을 수행하여 NaOH와 같은 해로운 불순물이 원인인 경우 유입을 억제하기 위한 수처리기술을 개선하고 틈새에서의 pH를 개선하기 위하여 봉산 처리 또는 Na/Cl 비를 적절히 조절하여 첨가하는 방법이 있다. 또한 TiO<sub>2</sub>와 같은 부식억제제를 첨가하는 방법이 있으며 이러한 경우 억제제가 틈새로 효과적으로 침투하는 방법이 중요하다. 또한 Sludge를 효과적으로 제거하기 위하여 화학세정 기술을 적용하거나 Pressure Pulse Cleaning 방법을 활용할 수 있다. 응력부식균열의 경우 현장에서 Eddy Current 검사와 같은 비

파괴 검사로 손상을 탐지하여야 하며 손상이 심한 경우 관막음(Plugging)을 하거나 Sleaving 처리를 하여야 한다.

1차측 응력부식균열이 문제가 되는 경우, 전력생산을 다소 줄이거나 가동온도를 줄이는 방법이 있으며 2차측 응력부식균열에서와 같이 이 방법은 효과적이긴 하나 경제적인 이유로 최후의 방법으로 동원된다. 1차계통 부식 억제제를 하기 위하여 Zn 주입과 같은 것이 효과적일 수 있으며, 전열관 1차측에 표면에 Shot Peening이나 Roto Peening 방법으로 압축 응력을 주어 응력부식을 억제하는 방법이 있으며, 이러한 경우 얇은 표면층에 적용하기 때문에 균열이 상당히 전파되기 전에 사전에 적용하는 것이 효과적이다. 또한 손상된 표면에 Nickel 도금을 하는 방법이 있다.

## 6. 향후 연구 방향

원전 증기발생기의 경우 중요한 Component이나 현재 기술로는 기존 설계수명(40년)동안 가동하기도 힘들며 앞으로 세계적인 추세인 수명연장을 하는 경우 다음과 같은 관련 기술을 개발하여야 한다.

### ○ 증기발생기 전열관 재료의 교체나 개량

현재 사용되는 합금 690TT재료의 금속 미세조직과 성분을 개량하고 보다 부식 특성이 나은 신합금의 개발이 필요하다.

### ○ 비파괴 검사 방법의 개량

Eddy Current 방법을 사용하여 손상을 검사하는데, 특히 균열의 경우 정확히 상태를 판별하기가 쉽지 않으며 보다 신뢰성 있는 기술의 개발이 필요하다.

### ○ 보수 기준의 개선

재료, 응력과 부식 분위기에 따른 균열전파속도에 대한 실험실 Data와 원전 현장 Data가 보완되고 구축되어야 하며, Axial과 Circumferential 균열에 대한 임계 균열길이에 대한 점검이

필요하다.

### ○ 부식억제 기술개발

1차계통 또는 2차계통 부식을 억제하기 위하여 효과적인 억제제의 개발과 적용기술이 필요하며, 화학제의 첨가, Hard Sludge를 보다 효과적으로 제거하기 위한 고온 화학세정을 비롯한 Sludge제거 기술 개선, 잔류응력을 보다 적절히 조절할 수 있는 기술과 신속히 적용할 수 있고 비파괴 검사에도 지장이 없는 도금 기술개발 등 표면 개질 기술의 개발이 필요하다.

### ○ 보수, 유지와 교체에 필요한 전략 개발

응력상태, 재료상태의 더불어 Hide-out Return Chemistry, Deposit 특성, 전기화학적인 역속 감시를 포함한 부식분위기를 고려하여, 응력부식균열의 전파에 관한 예측기술의 개발이 필요하다.

○ 틈새 수화학 상태를 예측하는 전산 코드인 MULTEQ의 개량과 열유동 평가 기술개발

○ 전기화학적 pH-전위 Diagram상의 응력부식영역의 개선

수화학 상태 등에 따라 변화될 수 있는 응력부식이 발생 되는 영역에 대하여, 전기화학적으로 응력부식 경계 영역의 확인 및 보완이 필요함.

### ○ 부식 및 관련 Process에 대한 Modeling

특히 pH6-9사이의 범위에서의 응력부식균열에 대한 Data구축이 필요하다. Pb성분이 존재시 응력부식을 일으키는 임계 농도, 균열전파속도, 응력 Threshold, pH와 전기화학적인 영향과 억제제에 의한 효과 평가등이 요구된다. 또한 Tube Sheet에서의 Slow Denting은 앞으로 대부분의 원전에서 광범위하게 나타날 것으로 생각되며 이에 대비하여 Denting이 1차측과 2차측 응력부식에 미치는 영향과 화학세정과 같은 대책을 적용시 Denting에 미치는 영향에 대한 평가가 필요하다. Tube Sheet 또는 Tube Support Plant 틈새에서의 국부적인 화학상태와 상부 Bundle Free Span 지역에서의 국부적인 화학상태 및 Deposit 형성에 관한 Modeling이 필요하다.

## References

1. R. Staehle, "Occurrence of Modes and Submodes of SCC", Proceedings of the Meeting on Control of Corrosion on the Secondary Side of Steam Generators, Airlie, Virginia, U.S.A., Oct. 9-13, 1995.
2. K. S. Jeon, M. H. Song, S. H. Park, J. S. Kim, U. C. Kim, S. K. Chae, "Pitting Corrosion Resistance of Alloy 600 Tubing Material in Nuclear Power Plants", Proceedings of the 4th. Int'l Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Jekyll Island, Georgia, Aug.6-10, 1989.
3. D. Choi, G. Was, Corrosion, Vol.46, No. 2, 1990, P. 100.
4. N. Pessall, Corrosion Science, Vol. 20, Pergamon Press, U.S.A., 1980, P. 225.
5. S. Suzuki, "IGA Resistance of TT Alloy 690 and Concentration Behavior of Broached Egg Crate Tube Support Configuration", Proceedings of the 5th. Int'l Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, La Grange Park, Illinois, U.S.A., 1992.
6. R. Bandy, D. vanRooyen, "Mechanisms of Intergranular Failures in Alloy 600 in High Temperature Environments", Proc. of Int'l Symp. on Environ. Degrad. of Mater. in Nucl. Power Syst-Water Reactors, 1984.
7. S. Tsujikawa, S. Yashima, "Results of Steam Generator Tubing Reliability Test", Presented at the 2nd Int'l Steam Generator and Heat Exchanger Conference, Toronto, Canada, June 1994.
8. S. S. Hwang, K. M. Kim, U. C. Kim, "Stress Corrosion Cracking Aspects of Nuclear Steam Generator Tubing Materials in the Water Containing Lead at High Temperature", Proc. of the 8th Int'l symp. Water Reactors, Amelia Island, Florida, U.S.A., Oct. 1997.
9. G. Economy, R. Jacko, J. Begley, F. Pement, EPRI Report NP-5987-SP, Proceedings of the 1987 Workshop on the Mechanism of Primary Water IGSCC, 1987.
10. H. Nagano, K. Yamanaka, K. Tokimasa, H. Miyuki, "Intergranular Attack Behavior and Mechanisms for Nickel-Base Alloy in Caustic Solutions at Elevated Temperatures", Environment Induced Cracking of Metals, NACE-10, Houston, Texas, U.S.A., 1990.
11. N. Totsuka, S. Smialowska, Proceedings of the 3rd. Int'l Symp. on Envirom. Degrad. of Mater. in Nucl. Power Syst-Water Reactors, Traverse City, Michigan, U.S.A., Aug. 30-Sept. 3, 1987, p. 691.
12. R. Bandy, D. van Rooyen, "Tests with Inconel 600 to Obtain Quantitative Stress Corrosion Cracking Data for Evaluating Service Performance", BNL-NUREG-31814, 1982.