

## 고리2호기 원자로 헤드관통관 응력해석

박종일, 최광희, 홍승열  
전력연구원

### 요 약

원자로 용기 헤드부위의 관통관은 재질이 Inconel-600이며, 현재 세계각국에서도 원자로 헤드 관통관의 균열이 일부 발견되어 우리나라에서도 관심이 되고 있다. 국내 원전 헤드관통관 수량도 고리 1,2호기의 경우 40개, 고리3,4호기(영광1,2) 61개, 울진 57개로서 관통관의 균열결합이 존재할 수 있다. 만약 균열이 성장하여 파손 되었을 시 원자로 냉각재 누설등 발전소 안전에 큰영향을 미치므로 균열의 원인으로 알려진 용접부위 잔류응력 및 발전소 정상운전 상태에서의 응력을 해석하였다.

### 1. 서론

원자력발전소의 증기발생기 전열관 등에 널리 사용되고 있는 Alloy 600 재질에 대한 PWSCC(일차 냉각수압력 응력부식균열) 문제는 이미 잘 알려져 있으며 실제 국내를 비롯하여 세계 각국의 운전중인 발전소의 증기발생기 전열관에서 균열이 발견된 경험이 있다. 그러나 최근 프랑스의 BUGEY 3 발전소의 원자로 헤드 관통관에도 PWSCC 현상으로 보이는 균열이 발견됨으로써 프랑스는 물론 미국을 비롯한 여러 나라에서도 이에 대한 원인 규명 및 대책마련에 부심하고 있다.

프랑스 BUGEY 3 발전소의 경우, 1991년 9월 10년간의 운전경험이 있는 원자로의 정수압 시험시, 육안 및 Acoustic detection을 통해 헤드관통관의 누설이 감지되었으며 정밀조사 결과 관통관 내벽에 많은 균열이 발생하였음을 확인하였다. 이후 프랑스에서는 50여 발전소의 약 3200개 관통관에 대한 검사를 수행하였으며, 이중 약 3%의 관통관에서도 추가적으로 균열을 발견하였다. 이들 발생된 균열에 대한 정밀 분석결과 원자로 헤드관통관에서 발생된 균열은 관통관을 원자로헤드부에 용접한 후 발생하는 잔류응력으로 인한 응력부식균열현상이 그 주된 생성원인인 것으로 알려지고 있다. 따라서 원자로 헤드관통관의 구조적 건전성 및 균열이 있는 관통관에 대한 정확한 잔존수명예측을 위해서는 용접에 의한 잔류응력을 정확히 구해내는 것이 매우 중요하다. 그러나 이에 대해서 위스팅하우스를 비롯한 미국의 주요 설계사 및 프랑스에서 응력해석을 수행했으나 체계적인 방법이 개발되어 있지 않은 상태이다.

그래서 이미 수행한 응력해석방법에 대해 구체적으로 조사, 분석하고 응력해석에 영향을 미치는 주요 인자들을 심도 있게 평가하여 응력해석 방법 및 절차를 개발하였다.

## 2. 해석방법

응력해석을 위하여 사용한 컴퓨터 코드는 ANSYS 프로그램을 이용하였으며 고리2호기 원자로 헤드관통관의 모델링은 원자로 헤드관통관이 축대칭조건이 성립되지 않으므로 3차원 유한요소 모델링을 수행하였다. 다만 관통관의 중심축과 원자로의 중심축을 통과하는 면에 대해서는 대칭이므로 반쪽만 모델링하였다

원자로 헤드관통관과 원자로용기 헤드는 용접부분에서만 완전히 붙어 있고 그 외의 부분에서는 단지 접촉되어 있는 상태이다. 따라서 이 부분에 대해서는 열전달은 가능하고 관통관과 원자로 용기 사이에는 Slip이 가능하도록 관통관과 원자로용기 헤드가 만나는 모든 절점에 Interface element를 사용하여 모델링하였으며 관통관 두께 방향으로 배선형 응력분포를 고려하기 위해서 두께방향으로 3개의 Mesh를 사용하였다

### 가. 유한요소모델링 일반사항(Fig. 1,2)

- 3차원 Solid 모델
  - 요소수 : 1179      절점수 : 1590
- 열전달 해석을 위한 ANSYS 요소
  - 8-NODES STIF-70 THERMAL SOLID ELEMENT
  - 2-NODES STIF-33 3-D HEAT CONDUCTING BAR
- 응력해석을 위한 ANSYS 요소
  - 8-NODES STIF-45 ISOPARAMETRIC SOLID ELEMENT
  - 2-NODES STIF-40 INTERFACE ELEMENT

### 나. 재료성질

- 원자로헤드 관통관을 구성하고 있는 재료는 다음과 같다. (Fig. 3)
  - 원자로헤드 관통관 : Inconel 600      원자로헤드 : SA 508 CL3
  - 클래딩 : SS 305      용접재 : Inconel 600
- 필요한 물성치는 용접시 70°F에서 3500°F구간의 온도범위에서의 자료로써 다음의 자료가 필요하다.
  - 탄성계수(Elastic Modulus : E)      Possion's ratio
  - 열전도계수 (Thermal Conductivity : k)      비열 (Specific Heat : Cp)
  - 열팽창계수 (Thermal Expansion Coefficient :  $\alpha$ )      밀도 (Density :  $\rho$ )
  - 응력-변형률 곡선 (Stress-Strain Curve)

### 다. 하중조건

#### 1) 용접으로 인한 열하중

원자로헤드 관통관 결합의 주된 요인은 PWSCC이며 이는 또한 용접잔류응력에 기인한 것으로 알려져 있다. 그래서 관통관의 응력해석을 수행하는데 있어서는 용접잔류응력의 원인이 되는 용접열하중의 simulation이 중요한 작업이므로, 유한요소 해석에 의한 용접 열하중

을 열전달해석 및 탄소성 열응력해석으로 simulation했으며 Heat Input Rate는

$$Q = \eta EI$$

Q : magnitude of input from the arc

E : arc voltage

I : arc current

$\eta$  : arc efficiency which is a factor that expresses energy loss in welding process.

$$Q_v = Q/(v \cdot a)$$

$Q_v$  : total heat flux per unit volume

v : Welding speed

a : section area of welding part

위식을 이용하여 현장에서 쓰는 아래와 같은 용접조건과 실제 용접시에 용재온도(약 3500 °F) 와 용접재 주변의 온도(약 2000°F) 되도록 수차례의 반복해석을 통하여 Heat Input Rate를 80 ~ 120 BTU/hr/in<sup>2</sup>/radian 정도인 것으로 계산되었다.

용접봉	ARC Voltage	Weld speed	용접두께/pass
3.2	22-24	120mm/min	2-3mm

### 2)정수압시험 압력

정수압시험은 제작 및 설치후 각1회 수행하고 냉각수가 접촉될 수 있는 모든 요소에 3017psi의 내부압력으로 인한 축방향하중의 영향을 고려하기 위해서 관통관 상단단면에 다음과 같이 축응력을 작용시켰다.

$$\sigma_{axial} = Pr_i^2 / (r_o^2 - r_i^2) \quad P : \text{정수압}, r_i : \text{내반경}, r_o : \text{외반경}$$

### 3)정상운전중하중

정상운전압력 2278psi 및 정상운전온도 583°F에서 정상운전하중을 작용시킨 후 하중을 완전히 제거하였을 때, 원래의 응력상태로 돌아오는지를 확인하기 위해 Heat up, Cool down을 한번하고 다시 heat up 하는 방법으로 하중을 작용시켰다.

## 3. 응력해석결과 및 논의

원자로헤드관통관의 응력해석 절차는 다음의 순서로 해석을 수행하였다.

1)용접잔류응력해석은 용접수에 따라 반복적이고 Time history 해석으로 열전달해석을 수행했으며 탄소성응력해석을 위해서 온도를 미소구간으로 나누었으며 1회의 용접 pass 당 244 회의 열전달해석이 수행되는데 Heat input이 2.3초 동안 이루어지고 냉각은 1000초 동안 이루어지므로 Heat input 과정을 매우 작은 구간으로 나누어 해석하고 첫 번째 용접을 simulation하는 동안 두 번째 용접지역에 해당되는 용접요소(element)가 해석결과에 영향을 주지 않도록 하기 위하여 재료의 강성이나 열팽창계수 등을 매우작은 값으로 설정했다.

열전달해석 결과 결정된 온도분포를 이용해서 탄소성응력해석을 수행하였는데 1회의 weld

pass당 250회의 응력해석을 수행하고 용접재가 완전히 용융된 상태에서 서서히 굳어 가는 과정을 simulation하기 위해 용접이 시작되기 전에는 용접재의 재료성질을 아주 작은 값을 주고 열용접이 끝나는 시점에서 서서히 증가시켜 실제의 재료성질 갖도록 하였다. 열전달에 의한 탄소성응력해석 결과 hoop stress가 axial stress보다 큰 응력을 나타냈다. (Fig. 5,6)

2)정수압시험 응력해석은 탄소성변형을 고려하기 위해서 잔류응력 계산시와 마찬가지로 전체압력을 미소증분으로 나누어서 점차적으로 작용시켰다. 또한 원자로헤드 관통관 주위의 온도는 상온으로 유지하였으며 정수압시험상태에서 Zero-Load로 환원되는 경우에는 압력을 미소구간으로 나누어서 점차적으로 감소시켰다. 그결과 정수압시험후 용접부위에서 잔류응력이 33%정도 감소한다. (Fig. 4)

3)정상운전하중에서의 응력해석은 압력 및 온도를 정상운전상태로 미소증분씩 점차적으로 증가시켜 응력을 계산하였으며 정상운전상태에서 Zero-Load로 환원되는 경우에는 전체 온도 및 압력을 동시에 미소구간으로 나누어서 Zero-Load 상태로 감소 시켰다. 그 결과 관통관의 응력은 uphill에서는 용접부위 아래, downhill에서는 용접부위 위에서 큰응력이 나타난다. (Fig. 5,6)

#### 4. 결론

○hoop stress 값이 axial stress 값보다 크므로 원주방향 균열보다는 축 방향 균열이 발생하기 쉽다.

○헤드관통관의 응력은 hydrotest 후 Hoop stress 및 Axial stress값이 감소하며 이것은 고압의 정수압시험이 용접부위의 재료를 Recovery시켜 전위의 감소로 인한 응력감소 현상때문이다.

○관통관의 Uphill 부분에서는 용접부위의 밑부분에서 큰 응력이 발생하며 관통관의 Downhill 부분에서는 용접부위의 윗부분에서 큰 응력이 발생한다. (Fig. 7)

#### 참고문헌

1. F.Hedin,S.tarby and C.castaing, Alloy 600 Head Penetration Cracking : Short and Long Term Maintenance Strategy, Presented at 1994 PVP-vol.288,1994
2. W.H.Bamford et. al, An Integrated Industry to the Issue of Head Penetration Cracking for the USA, Presented at 1994 PVP-vol.288,1994
3. Westinghouse Class 3 Report, Alloy 600 Reactor Vessel Head Adaptor Tube Cracking Safety Evaluation, 1993.
4. 고리 1,2호기 원자로 용기 헤드 관통부 도면 사본 ~~제~~ 고본737.05-3269,1993.12.06
5. 원자로 용기 헤드관통관 및 Thermal Sleeve 치수, 영본 737.05-3298,93.12.03
6. Alloy 600 R. V. Head Penetration Cracking : a French Perspective, NUPLEX '93, SWISS.
7. R. V. Closure Head Penetration Key Parameters Comparison, WOG Report, 1992.12

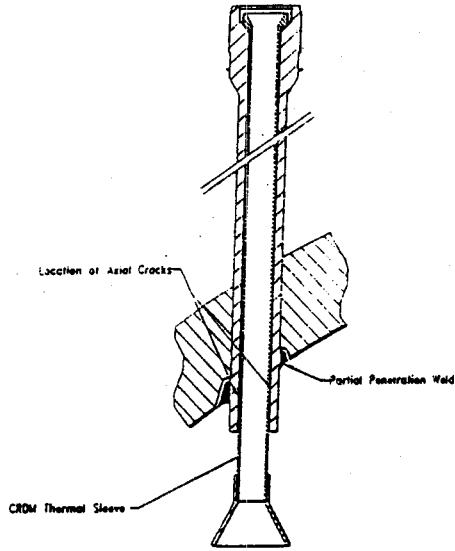


Fig. 1. CRDM Nozzle

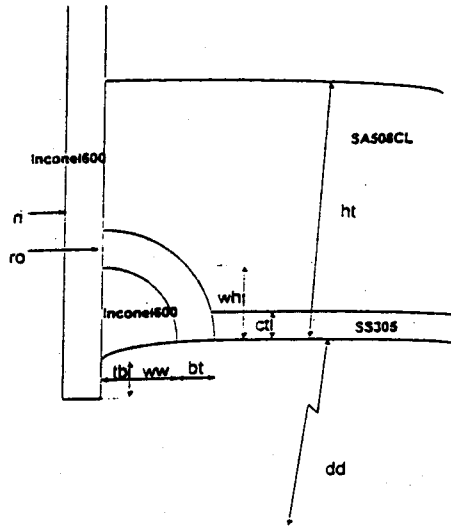


Fig. 3. 재료분포

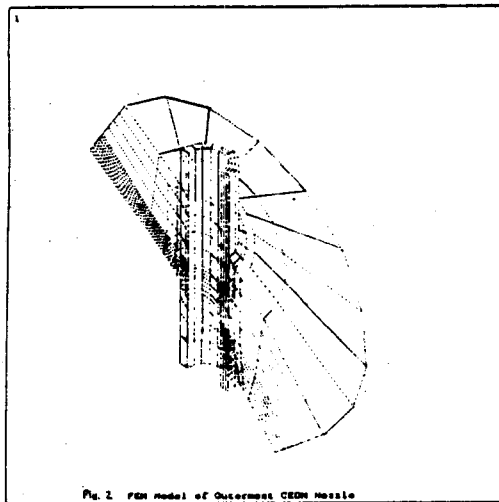


Fig. 2. FEM Model of Outermost CRDM Nozzle

ANSYS 5.1  
 AUG 18 1995  
 11:28:25  
 PLOT NO. 1  
 ELEMENTS  
 TYPE MAX  
 NV = 1  
 IV = 1  
 SV = 1  
 DIST=14.621  
 SF =45.764  
 YF =56.875  
 ZF =-4.155  
 PRCISE HIDDEN

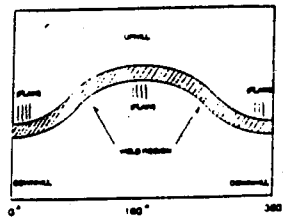


Fig. 7. 원자코어드관통관의 결함분포

Fig. 4. HOOP STRESS ALONG INSIDE WALL OF TUBE

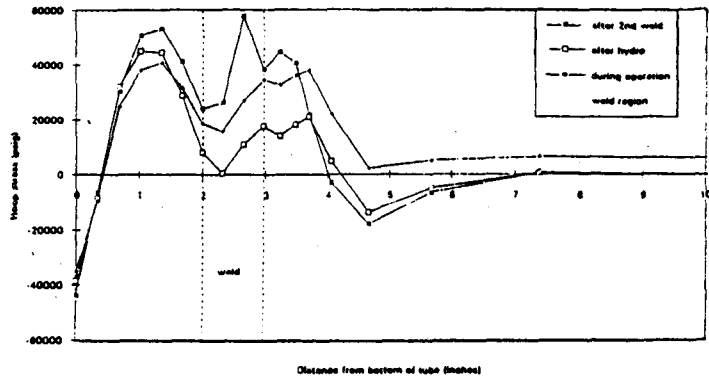


Fig. 5. Comparison Hoop & Axial stress at up hill side

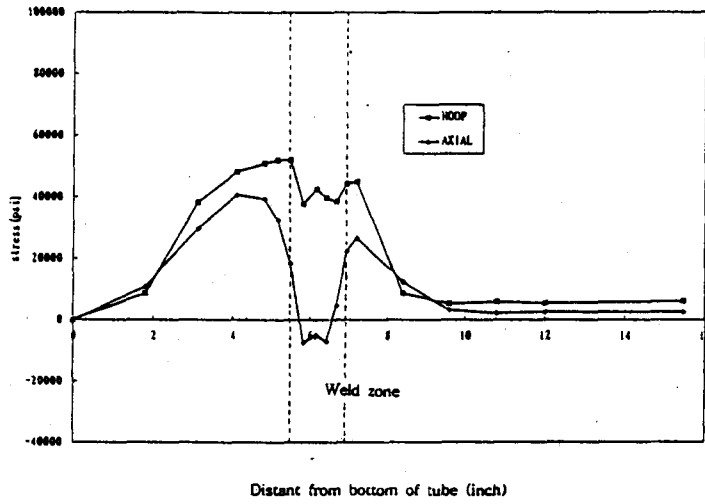


Fig. 6. Comparison Hoop & Axial stress at down hill side

