

원자력발전소 주증기 차단밸브시스템 손상의 피로해석

정대율*, 이우방, 최원필
 한국전력공사 원자력건설처

요 약

'93.4월에 고리원자력 4호기 운전중(원자로 출력 100%, 발전기 출력 975MWe) 주증기 차단밸브(MSIV)의 닫힘으로 인해 발전소가 정지되었다. 밸브분해 점검결과 밸브시스템이 Back Seat Ring 조립부위 Notch 부위에서 Steam Flow와 평행한 방향으로 절단되어, 밸브시스템의 손상원인을 규명하기 위한 본 연구에서는 피로해석절차도에 따라 S-N 곡선에 근거하여 피로해석을 수행하였다. 피로해석결과 밸브시스템의 초기균열 생성원인은 Stem Notch 부위의 제작결함과 발전소 정지시 밸브를 급속히 닫을 때 작용하는 충격하중등에 의해 발생된 것으로 추정되며 인장평균응력과 관내 유체의 진동하중의 변동응력이 조합하여 피로균열을 가속시켜 파손을 일으킨 것으로 사료된다.

1. 서 론

가. 검토배경

고리원자력 4호기 정상운전중(원자로 출력 100%, 발전기 출력 975MWe) '93.4.22일에 증기발생생기 'C'의 수위가 제한치(Low-Low)이하로 떨어져 발전소가 정지되었다. 발전소정지 원인조사 및 분해점검결과 주증기 차단밸브시스템의 Back Seat Ring 조립부위 Notch 부위에서 Steam Flow와 평행한 방향으로 절단되어 디스크와 Steam상부가 분리되는 현상이 발생하였다. 이 밸브는 1985년 6월에 설치하여 스템손상이 발생되기까지 6년 10개월 정도 운전(실제운전기간:5년4개월)하였다. 따라서 본 보고서에서는 고리원자력 4호기 주증기 차단밸브의 손상원인을 운전경험, 파단면의 상세관찰, 그리고 피로해석측면에서 분석하고 이에대한 개선대책을 제시하므로써 원전의 이 용을 향상에 기여하고자 한다.

나. 주증기 차단밸브의 사양 및 구조

(1) 사 양

- 재 질
 - Body : SA-216(탄소강)
 - Stem : A-564(Stainless강)
 - Disc : SA-516(탄소강)
- 기계적 성질
 - 인장강도:193Ksi(1333MPa)
 - 경도 : 35HRC(388BHN)
- Stem Size(ϕ) : 4"(101.6mm)
- Valve 제작자 : Atwood & Morill Co.

(2) 구 조:그림 1

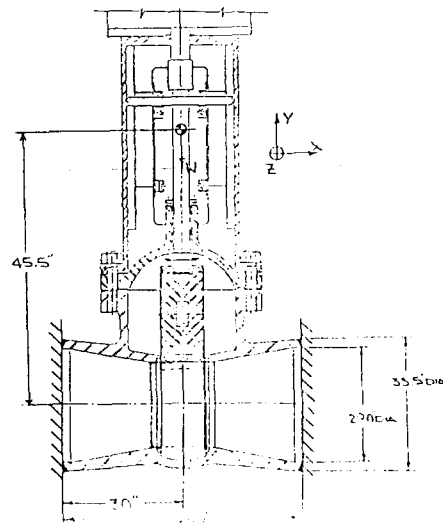


그림1. 주증기 밸브 상세도

2. 본 론

가. 밸브스템 손상 원인분석

(1) 운영경험 :참고문헌1 참조

○ 운 전

고리원자력 4호기 MSIV는 운전지침서에 따라 년 4회정도 정기적으로 밸브 개폐시험을 실시하고 있으며, 1회 개폐시험에 소요되는 시간은 약10초 정도이다. 또한 발전소 정지시 MSIV가 5초이내 닫히게 되어 있어 close시 충격하중이 밸브스템에 전달되어 균열생성과 성장을 촉진시킨 것으로 판단된다.

○ 정 비

기기공급자의 밸브 분해점검 주기에 대한 권고사항이 제시되어 있지 않으며 또한 운전중 주중기 차단밸브의 누설 혹은 손상 등의 문제가 발생하지 않아 부분분해 점검을 실시하여 Packing 교체작업만 수행하였다. 다만 고리3호기 7차 그리고 고리4호기 6차 및 7차 정비계획시에는 완전분해 점검을 실시하여 Disc 표면 손상을 점검한 바 있다. 부분분해 점검과 완전분해 점검결과 Packing 마모량이 Steam Flow의 전단보다 후단쪽이 많은 것으로 보아 Bending 하중이 상당량 작용된 것으로 사료된다.

(2) 스템 파단면 관찰

결합부위는 Back Seat Ring과 Stem의 체결 경계면에서 Stem 길이방향과 직각으로 절단되었다. 그리고 결합 진행방향은 Steam Flow방향과 평행한 방향으로 진행되었으며 Initiation Point로 판단되는 부위에서는 그림2와 같이 Stem원주를 따라 길이 약 35mm, 깊이 약1.5mm의 검은색상의 파면이 관찰되었다. 이 부위가 타 부위에 비해 검은 색상을 띠고 있어 이미 오래 전부터 부식환경조건하에서 Crack이 발생되어 있었음을 알 수 있다. Stem의 재질은 단면축소율이 높은 연성재질인데 결합면은 단면수축이 거의 일어나지 않은 취성결합면의 양상을 보이고 있으므로 피로에 의한 결합으로 추정된다. 그림3에서 볼 수 있듯이 Crack의 진행은 이미 Crack이 발생된 검은 부위를 Initiation으로 해서 Stem 중앙부위까지 Fatigue에 의해 진행되었음을 볼 수 있다. 결합진행 과정을 보면 Fatigue에 의해 전체 단면적의 상당부분까지 Crack이 진행되다가 순간적으로 최종 결합되었다고 사료된다.

(3) 피로해석

(가)피로해석 절차도: 표 1(참고문헌2,3참조)

(나)하중평가

<ul style="list-style-type: none"> ○ 100% 출력운전 - Valve Open Force So = 154.5 MPa - Dead Weight Sd = 1.1 MPa - 압력하중 Sp = 6.3 MPa - 진동하중 Sv = 3.41 MPa *평균응력 = So + Sd - Sp = 149.4 MPa *변동응력 = Sv = 3.41 MPa 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 90% 출력하중 - Valve Open Force So' = 92.72 MPa - Dead Weight Sd' = 1.1 MPa - Bending Moment Sb' = 333.5 MPa - 진동하중 Sv' = 4.13 MPa *평균응력 = So' + Sd' - Sb' = 420 MPa *변동응력 = Sv' = 4.13 MPa
--	---

밸브시스템에 작용하는 하중은 밸브 개방시 요구되는 하중, 밸브시스템 및 Disc의 자중, 증기압력에 의한 압축하중, 정기점검시(90% Open) 유체유동에 의해 밸브 Disc에 작용하는 압력하중, 발전소 운전중 발생하는 진동에 의한 반복하중, 그리고 기타 발전소 정지시 MSIV의 순간 Close시

(다) 피로한도의 추정
 ○ 노치가 없고 표면이 매끄러우며(Highly Polished) 작은 압력하중을 받고 있는 강에 대해서 극한강도(Ultimate Stench)와 경도(Hardness) 근거로 피로한도를 다음과 같이 계산한다.

○ 극한강도에 의한 피로한도
 $S_f = 0.5S_u$ for $S_u \leq 1400\text{MPa}$

고리원자력 4호기 밸브시스템(Steel)의 극한강도: 1333MPa(피로한도: 666.5MPa)

○ 경도에 의한 피로강도
 $S_f = 1.75\text{BHN MPa}$ for $\text{BHN} \leq 400$

고리원자력 4호기 밸브시스템(Steel)의 경도(BHN): 388(피로한도: 679MPa)

따라서 고리원자력 4호기 밸브시스템이 노치가 없고 표면이 매끄러우며 작은 압력하중을 받고 있을 경우의 피로한도는 666.6MPa로 추정된다.

(라) 피로한도의 보정

일반적으로 주어진 재질에 있어서 피로한도는 표면가공, 크기(Size), 하중종류, 온도, 부식환경, 평균응력(잔류응력 포함), 그리고 Notch(응력집중) 등에 영향을 미치므로, 이러한 요소를 고려하여 다음과 같이 피로한도값을 보정해야 한다.

$$S_f' = \frac{S_f}{K_f} \cdot C_s \cdot C_l \cdot C_d$$

○ 표면가공 및 부식효과(C_s)

고리4호기 주증기 차단밸브의 스템 파단면을 자세히 관찰해 보면 Crack Initiation 부위에서 부식환경에 의해 산화막이 형성되어 있음을 알 수 있다. 일반강에 대한 부식을 고려한 C_s 자료는 그림 4에 의하여 결정되나, 주증기 차단밸브와 동일한 환경에 관한 자료가 주어지지 않으므로 Corroded in top water의 값을 사용하여(표면처리계수:0.8) C_s 값은 0.16 정도이다.

○ 시편크기효과(C_d)

MSIV 밸브시스템의 직경은 83mm이므로 C_d 는 0.77이다.

○ 하중종류효과(C_l)

$C_l = 0.85$ (압력하중)

○ 노치(Notch) 효과

Notch 효과는 피로해석의 가장 중요한 요소이며, 일반구조물에서 대부분 Notch가 존재한다. 이 노치효과를 고려하는 정도로 응력집중계수(K_t)와 피로노치계수(K_f)가 있다. 고리4호기 MSIV의 경우 Seat Ring을 Stem에 열박음하는 관계로 처음 설치시 각 끼워 맞추어지지 않았거나 혹은 운전중 Seat Ring과 밸브시스템의 온도팽창계수차이 등으로 Seat Ring 상부와 Seat Ring과 마주보는 Stem간에 작은 간격이 존재하여 응력집중계수와 노치피로계수가 크게 증가한다.

- 응력집중계수(K_t): 5
- 피로노치계수(K_f): 4.02

○ 온도 영향

관내 증기의 온도는 약 300℃ 정도이나 Steel 합금의 경우 이 온도정도에서는 온도의 영향을 무시할수 있다(Fuchs, 참고문헌 2 참조).

○ 피로한도 보정

$$Sf' = \frac{Sf}{Kf} \cdot Cs \cdot Cl \cdot Cd = 18.8 \text{ MPa}$$

(마) S-N 곡선의 생성:그림 5

앞에서 언급한 인장강도로부터 추정된 피로한도 666.5 MPa와 한 사이클에서의 파단강도인 σ_f' 을 사용하여 S-N곡선을 그려 Un-notched Smooth 표면 시편의 수명을 평가할 수 있다. 일반적으로 주어진 재질에 있어서 Notch, 표면가공, 작용하중종류, 그리고 평균응력등의 요소를 고려하여 S-N 곡선을 보완하여 사용해야 한다. σ_f' 는 재료상수로 시험에 의하여 구해야 하나 본 보고서에서는 다음과 같은 방법으로 이 값을 구하였다.

$S_{1000}(N=10^3\text{에서의 값}) = 0.9S_u$ 와 $Sf(666.5 \text{ MPa})$ 를 $N=1$ 까지 연장하여 σ' 를 구하면 된다. Manson의 일반적인 기울기 곡선식에서 탄성부분과 평균응력을 고려하여 Basquin's Equation을 다음과 같이 수정할수 있다.

$$S_a = (\sigma_f' - S_m)(2Nf)^b$$

S_a : 변동응력

σ_f' : 진 파단응력(2159MPa:참고문헌 5참조)

b : -0.294

(바) 밸브스텝의 수명예측

고리원자력 4호기 주증기차단밸브에 스텝에 작용할 평균응력(149.4MPa)은 Valve Open Force 와 자중 및 증기압이고 변동응력(3.41MPa)은 진동에 의한 응력뿐이므로 이 값들을 상기 식에 대입하여 밸브 스텝의 수명을 예측한다.

$$3.41 = (2159 - 149.4)(2Nf)^b$$

윗 식을 풀면 Nf 는 $1.295E9$ Cycle이 된다. MSIV의 실제 운전기간이 5년 10개월 정도이므로 $4.2E10$ Cycle로 간주할 수 있다. 이 값은 위에서 계산한 결과와 대략적으로 일치하고 있다.

나. 분석결과

본 보고서에서 사용한 피로해석은 S-N Data에 근거한 해석만을 수행하였다. 이는 결합부위에 작용한 대부분의 Cyclic 하중이 Stress Level이 매우 낮은 Fully Reversed Constant하중이며, 피로수명이 $10E6$ 을 훨씬 넘는 HCF(High Cycle Fatigue)이므로 ϵ -N Approach나 LEFM Method에 근거한 피로전과수명은 S-N Curve에 의한 피로수명에 비하여 작은 Oder로 예상되어 고려하지 않았다.

위에서 얻은 결과를 종합하면 다음과 같다.

- 밸브 스텝의 초기 균열생성 원인은 Stem Notch부위의 제작결함과 발전소 정지시 밸브를 급속히 닫을때(5초이내) 작용하는 충격하중에 의해 발생된 것으로 추정된다.
- 인장평균응력과 관내 유체의 진동하중의 변동응력이 조합하여 피로균열을 가속시켜 파손을 일으킨 것으로 판단된다. 특히 발전소 정상운전시 밸브의 Back Seat Ring을 Seat에 밀착시켜 운전함으로써 밸브 스텝에 인장하중이 작용한 상태에서 진동하중에 의해서 피로를 가속하였

다. 또한 정기점검중 실시하는 밸브 개폐시험시 유체에 의해 작용하는 유동력에 의한 굽힘하중도 밸브 스템결합의 한 요소로 작용하였다.

- 절손된 부위는 열박음된 Back Seat Ring과의 체결 경계면 즉, 단면적이 줄어든 부위로 응력이 집중되는 가장 취약부위이다.
- 증기로 인한 부식이 표면가공, Notch, 하중종류(인장하중), Size효과등과 함께 피로결합을 야기한 주요원인으로 판단된다.

3. 결 론 (개선대책)

- 밸브스템과 Back Seat Ring 조립부 Notch 발생부위의 구조적 취약성을 개선하기 위해 Stem과 Back Seat Ring은 일체형 그리고 연결부위는 Smooth Round를 주도록 설계변경한다.
- Disc를 밑에서 위로 작동시키는 유압구동 System으로 설계를 변경하여 Disc 자중에 의하여 결합면에 작용하는 인장평균응력을 압축평균응력으로 바꾸어 준다.
- MSIV의 정기점검시 밸브스템에 작용하는 굽힘모멘트의 영향을 줄이기 위해서는 밸브가동중 검사시간을 늘리거나 밸브점검개도를 90%에서 95%정도 상향조정하여 실시할 필요가 있다.
- 발전소 운전시 발생하는 밸브진동을 줄이기 위해서는 특정출력범위(70~90% 출력)를 빨리 통과해야 하며, 또한 Stem 지지부에 진동흡수장치(Snubber)를 설치하여 반복적으로 진동에 의한 영향이 감소되도록 한다.
- 파단된 Stem 재질을 피로에 강한 재질로 바꾸어주고, Stem의 단면적을 확장 설계한다.
- 코팅 및 습기차단설계를 하여 부식이 방지되도록 한다.

5. 참고문헌

1. 고리본부 제2발전소, “고리3,4호기 주증기차단밸브 스템 절단 정비현황 및 대책”, 1993.
2. H.O.Fuchs, Metal Fatigue in Engineering, 1908.
3. J.A.Bannantine, Fundamentals of Metal Fatigur Analysis, 1990.
4. 기술연구원 원자력연구실, “고리4호기 부하추중 안전성관련 배관진동 연구”, 1990.
5. KAIST 기계공학과, “도시가스 배관용 밸브의 사고원인 분석”, 1994.

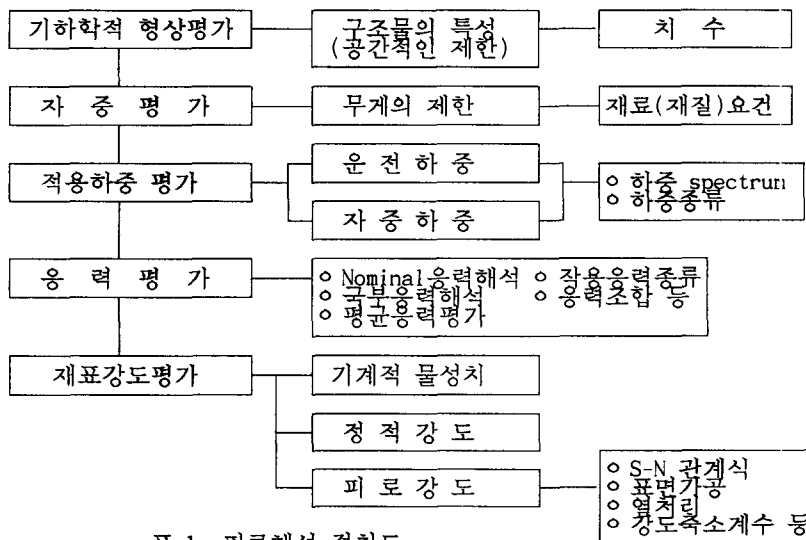


표 1. 피로해석 절차도

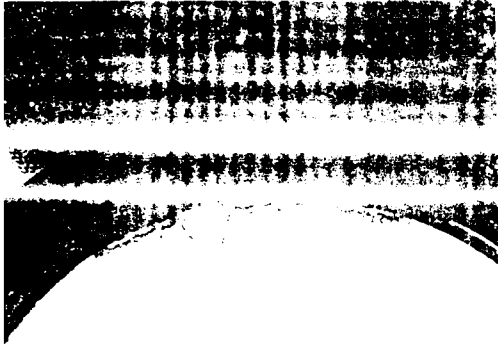


그림2. MSIV 초기 균열 생성단면

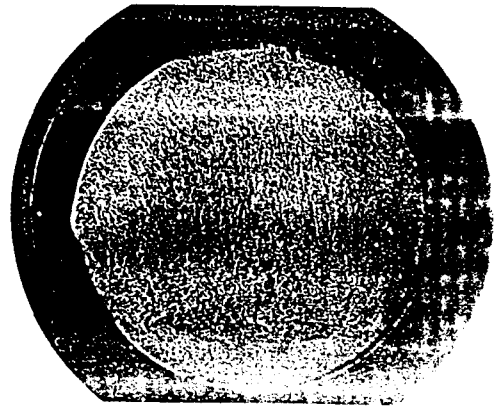


그림3. Stem의 결함면 형태

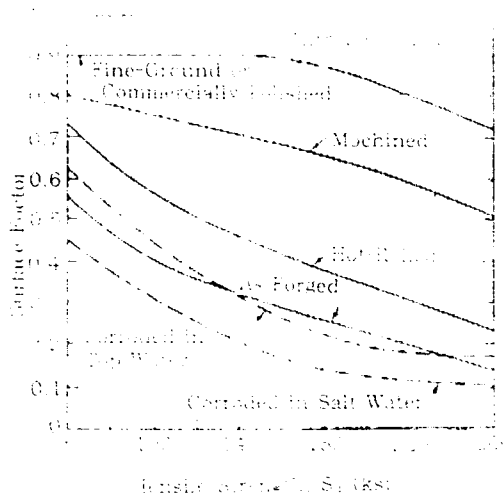


그림4. Surface Factor

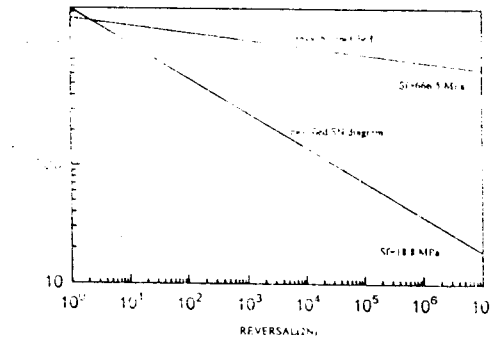


그림5. Modified S-N곡선