가압기 지지대 볼트 연결부의 건전성 평가에 관한 연구

조남진 · 김우창*[†] · 김학중**

(주)한국발전엔지니어링, *경기대학교 일반대학원 도시방재학과 박사과정, **초당대학교 소방행정학과

The Assessment for Coupling Integrity of Pressurizer Support Bolting

Nam-Jin Cho · Woo-Chang Kim*[†] · Hak-Joong Kim**

Korea Power Engineering Co. Ltd.

*Kyonggi University Graduate School Ph.D Department of Urban Disaster Prevention

**Chodang University Fire Service Administration Department

(Received August 14, 2013; Revised October 11, 2013; Accepted October 11, 2013)

요 약

원전의 가압기 지지대에 사용되는 볼트는 설계 시 안전을 측면에서 충분한 경도의 볼트를 사용하지만, 현장실사를 통해 허용 경도 범위를 초과하는 볼트가 일부 확인되었다. 이러한 높은 경도의 볼트는 응력부식 및 재료의 파괴인성이 취약하고, 가압기는 부식에 취약한 환경이므로 이 부분에 대한 검토가 필요하다. 따라서 본 연구에서는 현장실사를 통해 원전 가압기 지지대에 사용되는 볼트의 경도를 측정하였고, 이를 통해 응력부식과 부재의 파괴인성에 의한 균열을 제한할 수 있는 최대 허용응력을 계산하였다. 또한 정상운전 및 사고운전 시 발생할 수 있는 지지대 볼트의 응력을 수치해석 프로그램인 ANSYS를 사용하여 예측하였고, 이 응력이 응력부식을 제한할 수 있는 최대 허용응력 내에 있는 지 검토하였다. 검토 결과 정상 및 사고운전 조건에서 볼트의 응력은 응력부식에 대해 허용응력 안전 기준치를 만족하는 것으로 나타났다. 그러나 향후 가압기 지지대의 구조물 체결방법을 체결 절차에 반영하여 정비 시 가압기의 건전성을 확보할 수 있도록 검토가 필요하다.

ABSTRACT

In nuclear power plant, anchor bolts for pressurizer supports are sufficiently used in terms of safety reason, but field inspections have reported that some bolts exceed the limit of their allowable hardness. Because the high level of hardness may lead to failures due to the stress corrosion or fracture toughness, a regular inspection is required for the bolts in nuclear power plant. Thus, this research measures the hardness of bolts currently used in pressurizer supports and then estimates maximum allowable stresses preventing failures by stress corrosion and fracture toughness. Using the ANSYS program, the stresses of the bolts in the regular condition and accidental condition have been calculated, and the possible maximum stress has been compared with the estimated allowable stresses. From the results, the stresses of bolts in the accidental condition satisfy the allowable safety stress from the stress corrosion failure. However, in the future, it shall be needed to consider the reflection of the structure assembling method on the assembling procedure to ensure the pressurizer integrity during maintenance period time.

Keywords : Pressurizer, ANSYS, Stress corrosion, Anchor bolts

1. 서 론

원전에서는 1차측 압력경계부분인 원자로용기, 가압기, 그리고 증기발생기 등의 체결재로 볼트가 많이 사용됨에 따라 유지 및 관리를 위해 강도에 대한 평가뿐만 아니라 파손에 대한 건전성 평가도 함께 이루어져야 한다. 또한 원전 내의 중요 기기 중의 하나인 가압기 지지대의 볼트 열화에 의한 손상이 발생할 수 있으므로 상세 평가를 통해

관리되어야 한다. 이에 따라 운행 중인 원전은 안전한 원전 관리를 위해 매 10년 마다 모든 부품에 대한 상세 평가가 수행되도록 관리되고 있다.

현재 국내의 원전에서는 고리 1호기가 처음으로 이러한 평가를 수행하였고, 본 연구에서는 고리 2호기에 대한 가압기 지지대의 볼트 평가를 수행하고자 한다.

실제 해외 원전의 운전 중 체결재의 손상사례는 EPRI NP-5769⁽¹⁾ 등에서 보고되고 있다. EPRI-NP-5769⁽¹⁾ 보고

[†]Corresponding Author, E-Mail: woockim72@hanmail.net
TEL: +82-31-897-1272, FAX: +82-31-897-1672

ISSN: 1738-7167
DOI: <http://dx.doi.org/10.7731/KIFSE.2013.27.5.26>

에 따르면 원전에서의 볼트 관련 손상의 원인은 대부분 높은 인장응력, 과도한 예비하중, 높은 습도, 냉각수 및 봉산수 누설, 높은 항복강도 등이 있으며 이로 인해 볼트나 스터드에 균열 또는 부식이 발생하는 것으로 보고되고 있다. 이러한 가압기 지지대에서의 볼트의 파손은 노심의 안전성에 영향을 미칠 가능성이 있고, 원전의 비정상 조건이나 사고 조건에서 더 큰 문제를 야기시킬 수 있다. 따라서 이러한 볼트의 균열이나 부식을 사전에 예측하기 위하여 본 연구에서는 응력해석 평가를 수행하였으며 가압기 내에 발생하는 압력 및 온도 등에 대한 정보를 수치 해석 프로그램인 ANSYS에 적용하여 볼트 손상에 따른 응력 평가 및 균열 발생 정도를 파악하였다.

2. 평가대상 선정

2.1 평가대상

원전의 원자로 압력경계를 구성하는 기기의 건전성이 상실될 경우, 이로 인해 발전소의 안전성에 직·간접적으로 영향을 미칠 가능성이 있기 때문에 원전 압력경계 기기들은 전 수명기간 동안 그 건전성이 보장되도록 설계, 제작되었다. 또한 운전 중에도 가동 중 검사 및 기타 점검을 통해 그 건전성을 주기적으로 확인하고 있다. 가압기 지지대를 구성하는 볼트 연결부를 Table 1에 나타내었고 가압기 지지대의 주요 볼트 연결부는 Figure 1과 같다.

Table 1. Bolts Connections and Configuration

Equipment	Bolts connections	Configuration
Pressurizer support	Supports anchor	Base Plate, Anchor bolts, Nuts, Washers, Gasket etc.

Figure 1. Skirt and bolts connections pressurizer.

원자로 압력경계 기기 지지대 앵커볼트 현장 측정 결과에 따르면 가압기 지지대의 일부 앵커볼트는 경도로부터 환산한 항복강도 $10.546007 \text{ kg/cm}^2$ 를 초과하는 것으로 나타나 가압기 하부지지대가 평가부위로 선정되었다.

2.2 건전성 평가

2.2.1 건전성 평가 방법

EPRI NP-5769⁽¹⁾에서는 볼트 연결부에 작용하는 응력과 응력부식균열 및 파괴에 대한 허용응력을 비교하여 구조물/지지대 볼트 연결부의 건전성을 평가하였다.

평가 1단계는 현장측정을 통한 경도 값을 결정하는 것으로 볼트에 대한 경도 값 측정 및 통계처리를 통해 경도 값의 범위(최소 및 최대)를 결정하고, 이 값이 기술규격서에 제시된 해당 재료의 값과 일치하는지에 대해 확인한다. 2단계는 경도값을 통한 재질을 평가하는 것으로 화학적 성질 등의 재료 특성을 확인하고, 최소항복강도와 극한인장강도를 정의한다. 또한 최대경도한계를 기준으로 최대응력강도인자(K_{ISCC}) 및 최소파손저항(K_{IC})을 결정한다.

평가3단계는 기준결합계수(C_k)를 결정하는 것으로 직경, 피치, 응력 면적과 같은 볼트 형상을 정의하고, 형상 정보를 이용하여 기준결합계수(C_k)를 결정한다.

다음으로 4단계는 응력부식 균열에 대한 허용응력과 파괴에 대한 허용응력을 계산하는 것으로 다음과 같은 수식을 사용하여 계산한다.

$$\cdot \text{응력부식균열에 대한 허용응력: } \sigma_a^{SCC} = C_k K_{ISCC} \quad (1)$$

$$\cdot \text{응력부식균열에 대한 허용하중: } P_a^{SCC} = \sigma_a^{SCC} A_s \quad (2)$$

$$\cdot \text{파괴에 대한 허용응력: } \sigma_a^f = C_k K_{IC} \quad (3)$$

$$\cdot \text{파괴에 대한 허용하중: } P_a^f = \sigma_a^f A_s \quad (4)$$

마지막단계는 순인장응력과 계산에 따른 허용응력을 비교하는 것으로 정상운전조건에서의 작용응력(σ_{lt})과 사고 운전조건에서의 작용응력(σ_{st})을 정의한 후 σ_{lt}/σ_{st} 가 1.1 이하인 경우 $\sigma_{st} < \sigma_a^{SCC}$ 조건을 만족하면 건전성에 이상이 없는 것으로 판단하고, σ_{lt}/σ_{st} 가 1.1을 초과한 경우, $\sigma_{lt} < \sigma_a^{SCC}$ 와 $\sigma_{st} < \sigma_a^f$ 조건을 모두 만족하면 건전성에 이상이 없는 것

Figure 2. Relation curve between yield strength and Rockwell - C hardness.

Figure 3. Relation curve between K_{ISCC} and yield strength.

으로 판단한다.

위에서 기술한 각 인자들의 상관관계 곡선은 Figure 2~Figure 4와 같다.

3. 평가결과 및 분석

3.1 지지대 건전성 평가 결과

원자로 압력경계 볼트 연결부 평가 대상기기인 가압기 지지대 볼트 관련 재질은 Table 2에 나타난 바와 같다.

외부 조건은 EPRI-5769⁽¹⁾에 기초하여 정상운전 조건, 사고운전 조건에 대해 해석을 수행하였다. 가압기 지지대의 외력조건을 정상운전조건과 사고운전조건으로 구분하

Figure 4. Relation curve between K_{IC} and Rockwell - C hardness.

Table 2. Material Specifications of Pressurizer

No.	Parts	Material
1	Shell	SA 533
2	Upperlower heads	SA 540
3	Supports skirt	SA-516
4	Anchor studs	SA 540

여 정상운전조건을 Table 3 그리고 사고운전조건을 Table 4에 제시하였다. 표에 제시된 외력조건은 고리 제1발전소 자료실에 보관중인 Westinghouse 社에서 1981년에 발간

Table 3. General Operation Conditions: External Force Condition

	klb (Fx)	klb (Fy)	klb (Fz)	klb-in (Mx)	klb-in (My)	klb-in (Mz)
Pipe H ₂ O Weight	0	-30	0	0	0	0
PZR Dry Weight	35	-500	35	1,414	-700	1,414
Thermal	-88.4	100	-88.4	9,193	-3,600	9,193
Sum	-53.4	-430	-53.4	10,607	-4,300	10,607
Sum	-106.8	-860	-106.8	10,617.607	-8,600	10,617.607

Table 4. Accident Operation Conditions: External Force Condition

	klb (Fx)	klb (Fy)	klb (Fz)	klb-in (Mx)	klb-in (My)	klb-in (Mz)
Pipe H ₂ O Weight	0	0	0	0	0	0
PZR Dry Weight	35	-500	35	1,414	-700	1,414
OBE	127	500	127	22,239	5,000	22,239
Sum	162	0	162	23,653	4,300	23,653
Sum	324	0	324	47,306	8,600	47,306

Table 5. The Maximum Stress Values of Stud Anchor in Normal Operation

Location	70.307 kg/cm ²	140.613 kg/cm ²	210.92 kg/cm ²	281.227 kg/cm ²	351.534 kg/cm ²	421.84 kg/cm ²
E~N	6.376841	9.962496	11.74126	11.37567	11.29833	8.781229
N~W	6.904143	4.211387	4.801965	8.148576	16.29012	19.00397
W~S	19.55939	28.08763	27.96811	29.65547	30.03513	25.97139
S~E	24.27699	19.84062	14.95429	9.899219	4.682443	4.288724

Table 6. The Maximum Stress Values of Stud Anchor in Accident Operation

Location	70.307 kg/cm ²	140.613 kg/cm ²	210.92 kg/cm ²	281.227 kg/cm ²	351.534 kg/cm ²	421.84 kg/cm ²
E~N	50.28353	62.68568	61.05456	65.60342	60.92098	48.15323
N~W	45.63624	30.78038	18.38527	12.24747	26.99951	36.43306
W~S	42.18417	62.48179	62.90363	66.72833	65.61045	54.56523
S~E	46.53617	32.11622	19.16568	12.45136	21.90765	37.04473

Figure 5. Location of pressurizer supports. **Figure 6.** Pressurizer forces and constraints condition.

한 “MODEL F Series 84 PZR Stress Report”(05-C-01-10, Rev 2, 1986)⁽²⁾에 나온 값을 적용하였다. 가압기 스커드 지지대 볼트는 모두 24개로 구성되며, 위치는 Figure 5에서 볼 수 있다. 가압기 지지대를 평면도(상부에서 보았을 때)를 기준으로 하여, 가압기 지지대 좌표 및 앵커스터드 번호를 표시하였다. 가압기 지지대를 평가하기 위해 CAD를 이용하여 가압기 지지대의 3차원 형상을 모델링하였다. Figure 6은 가압기 지지대의 3차원 형상 및 생성된 Mesh 그리고 가해지는 외력조건과 구속조건을 보여주는 그림이다. 가압기를 상단헤드 부위에 Table 3에 나와 있는 것처럼 정상운전조건일 때 해당하는 가압기 지지대 외력조건을 주었고, 앵커스터드의 하단부에 구속조건을 주었다.

3.2 가압기 지지대 건전성 평가 결과

Figure 7(a)~Figure 8(b)는 가압기 지지대의 정상운전시 앵커스터드의 응력과 변위의 해석 결과로 분석결과는

Table 5에서 볼 수 있으며, 최대응력은 30.03513 kg/cm²이다. 또한 Figure 9(a)~Figure 10(b)는 가압기 지지대의 사고운전시 앵커스터드의 응력과 변위의 해석 결과로 분석결과는 Table 6에서 볼 수 있으며, 최대응력은 66.72833 kg/cm²이다.

가압기 하부 지지대에 대한 현장측정 결과에서는 지지대를 구성하고 있는 볼트들 중에서 최대 항복강도가 15,889.317 kg/cm²로 측정되었다. 따라서 보수적인 평가를 위해 가장 큰 값인 15,889.317 kg/cm² 값을 적용하여 응력부식균열에 의한 허용응력과 파괴에 대한 허용응력을 평가하였다. 앵커볼트의 직경이 2 inch 이므로 최대 항복강도 15,889.317 kg/cm²인 경우 기준결합계수 C_k 는 EPRI NP-5769⁽¹⁾에 나온 변환표에 의하면 2.550 inch^{-1/2}이다. 그리고 항복강도 15,889.317 kg/cm²에 해당하는 Rockwell-C에 경도 값은 Figure 2의 Rockwell-C 경도와 항복강도 변환 곡선에 의해 48이고, 최대응력강도 인자(Threshold Stress

(a)

(b)

Figure 7. (a)Stress distribution of the anchor supports in the normal operation. (b)Displacement distribution of the supports stud in the normal operation.

Intensity Factor) K_{ISCC} 는 Figure 3의 Rockwell-C 경도와 K_{ISCC} 변환 곡선에 의해 $8 \text{ ksi} \cdot \text{inch}^{1/2}$ 이며, 최소파손저항 (Lower Bound Fracture Toughness) K_{IC} 는 Figure 4의 Rockwell-C 경도와 K_{IC} 변환 곡선에 의해 $38 \text{ ksi} \cdot \text{inch}^{1/2}$ 이다.

따라서 응력부식균열에 대한 허용응력($\sigma_a^{SCC} = C_K K_{ISCC}$)은 $2.550 \text{ inch}^{-1/2} \times 8 \text{ ksi} \cdot \text{inch}^{1/2}$ 에 의해 $1,434,257 \text{ kg/cm}^2$ 이고, 파괴에 의한 허용응력($\sigma_a^f = C_K K_{IC}$)은 $2.550 \text{ inch}^{-1/2} \times 38 \text{ ksi} \cdot \text{inch}^{1/2}$ 에 의해 $6,819.751 \text{ kg/cm}^2$ 이다.

가압기 지지대의 계산 결과에서 최대 응력값은 사고 시 66.72833 kg/cm^2 이므로 이는 응력부식균열에 의한 허용응력 $1,434,257 \text{ kg/cm}^2$ 보다 작은 값이므로 건전성을 유지하고 있다고 볼 수 있다.

그러나 현재 ASME Section⁽³⁾의 요건에 따라 가동 중 검사 대상 기기 및 지지대 등의 볼트에 대해 비파괴검사와

(a)

(b)

Figure 8. (a)Stress distribution of the anchor stud in the normal operation. (b)Displacement distribution of the anchor stud in the normal operation.

육안검사를 수행하고 있지만 원전의 중요성과 사고시의 위험성을 고려한다면 원주 유도과 탐상기술, 음향공명 탐상기술, 교류장 탐상 기술 및 볼트 연결 압력경계 체결부·기계적 체결부·구조물 체결부의 체결 절차에 반영하여 정비시 가압기의 건전성을 확보할 수 있도록 검토가 필요하다.

4. 결 론

가압기 지지대에 대한 평가 결과 가압기 지지대 볼트 연결부의 앵커스커드들은 정상운전 조건과 사고운전 조건에서 모두 응력부식 허용응력 기준값을 만족하는 것으로 나타났다.

(1) 가압기 지지대에 대한 평가 결과 가압기 지지대 볼트 연결부의 앵커스커드들은 정상운전 조건과 사고운전 조건에서 모두 응력부식 허용응력 기준값을 만족하는 것

(a)

(b)

Figure 9. (a)Stress distribution of the anchor supports in the accident operation. (b)Displacement distribution of the anchor stud in the accident operation.

으로 판단되지만, 손상 볼트 발생 시 나머지 볼트에 주어지는 응력 조건이 과대해지므로 즉각적인 교체가 필요하다고 사료된다. 현재 국내에서 가동되고 있는 원전의 가압기 지지대는 가동 중 검사와 예방정비 등 주기적으로 점검이 수행되고 있다. 따라서 현재와 동일하게 정기적인 점검을 통해 가압기 지지대 볼트의 손상에 대해 즉각적인 교체를 할 수 있도록 관리되어야 할 것이다.

(2) 현재 ASME Section⁽³⁾의 요건에 따라 가동 중 검사 대상 기기 및 지지대 등의 볼트에 대해 비파괴검사와 육안 검사를 수행하고 있다. 그러나 EPRI NP-5769⁽¹⁾에서는 원주 유도파 탐상기술, 음향공명 탐상기술, 교류장 탐상 등의 기술이 제시되어 있다. 따라서 좀 더 효과적인 볼트 등의 관리와 안전성 향상을 위해 추가적인 사용 검토가 필요하다.

(3) EPRI TR-104213⁽⁴⁾에서는 볼트 연결부를 압력경계

(a)

(b)

Figure 10. (a)Stress distribution of the anchor stud in the accident operation. (b)Displacement distribution of the anchor stud in the accident operation.

체결부, 기계적 체결부, 구조물 체결부로 구분하고 이에 따른 체결방법을 따르도록 하고 있다. 이에 따라 가압기 지지대의 구조물 체결방법을 체결 절차에 반영하여 정비 시 가압기의 건전성을 확보할 수 있도록 검토가 필요하다.

References

1. EPRI, "Degradation and Failure of Bolting in Nuclear Power Plants", NP-5769, pp. 11-1~11-10 (1988).
2. Westinghouse, "Model F Series 84 PZR Stress Report", Westinghouse 05-c-01-10, Revision (1986).
3. ASME Section Division 1, "Rules for Inspection and Testing of Components of light-Water cooled Plants".
4. EPRI, "Bolted Joint Maintenance & Applications Guide", TR-104213, p. 12-1 (1995).