

원자로냉각재계통 압력경계밸브 내부누설 평가

박준현* · 문호림 · 정일석

Assessment of Internal Leak on RCS Pressure Boundary Valves

Jun-Hyun Park, Ho-Rim Moonn and Ill-Seok Jeong

Key Words: Turbulent Penetration(난류관통), Thermal Stratification(열성층), Thermal Cycling(열교번), Fatigue(피로), Pressure Boundary Valve(압력경계 밸브), Internal Leaks(내부누설)

Abstract

The internal leaks of RCS pressure boundary valves may cause thermal fatigue crack because of the TASCs in RCS branch line. After experienced unisolable piping failures in several PWR plants, many studies have performed to understand these phenomena and various methods were applied to ensure the structural integrity of piping. In this paper, the cause of unisolable piping failures and the alternatives to prevent recurrence of failure were reviewed. Also, the severity of piping failure including susceptibility of valve leaks was evaluated for the Westinghouse 2-loop plant. The length of turbulent penetration on RHR inlet piping was measured and, thermal fluid analysis and fatigue analysis was performed for this piping. As a means of ensuring the structural integrity, temperature monitoring and specialized UT and other alternatives were compared for the further application.

1. 서 론

원자로냉각재계통(RCS, reactor coolant system)에 연결된 비상노심냉각계통(ECCS, emergency core cooling system)의 압력경계밸브 누설로 인해 격리불가 배관(unisolable piping)이 손상된 사례가 외국원전에서 수 차례 발생하였다[1,2,3]. RCS에 연결된 ECCS 배관은 체크밸브나 차단밸브에 의해 RCS와 격리되어 있지만 압력경계밸브에서 내부누설이 발생하는 경우에는 저온수가 RCS로 유입되거나 또는 고온의 원자로냉각재가 ECCS로 유출되기도 한다. 이러한 경우에 격리불가 배관에 열적 과도현상이 발생하여 배관에 피로균열이 발생할 수 있다.

NRC는 Bulletin 88-08에서 유사한 배관의 비파괴 검사를 강화하고, 동일 문제 재발방지를 위한 배관 설계변경이나 밸브 누설을 감시하는 계측설비를 설치할 것을 촉구한 바 있다[1]. 일부에서는 열유동해석 및 응력해석과 같은 분석적인 방법으

로 격리불가 배관의 건전성을 평가한 바 있으나 밸브 누설량, 난류관통 영향 등 불확실성이 많이 내재되어 있어 분석적인 방법만으로 밸브 누설 영향을 평가하는 것은 적절하지 않다[4]. 또한, 현재까지 압력경계밸브가 누설될 때 발생하는 열성층(thermal stratification), 난류관통(turbulent penetration), 열교번(thermal cycling)의 상호 작용 및 거동에 대해서는 명확히 규명되지 않은 상태이다[4].

국내 원전에서도 규제기관의 권고에 따라 열피로 손상 가능성이 있는 격리불가 배관에 대해 비파괴 검사 및 가동중 시험을 강화하고 있으며 일부 원전에서는 온도감시설비를 신설한 사례가 있다[5,6]. 압력경계밸브 누설로 인한 배관 손상을 예방하기 위해서는 체계적인 평가기준을 수립하고 평가대상 배관 선정, 피로손상 가능성 검토, 난류관통 영향 평가 등을 수행한 후에 종합적인 예방대책이 마련되어야 한다. 본 연구에서는 RCS 압력경계밸브 누설영향평가 방법론을 수립하고 가동중인 웨스팅하우스형 2 루프 원전을 대상으

로 격리불가 배관의 피로균열 발생 가능성과 난류관통 영향을 분석하였다. 또한 이 분석 결과를 바탕으로 배관 손상을 예방하기 위한 효과적인 대안의 조합을 검토하였다.

2. 압력경계밸브 내부누설 현상

2.1 밸브 누설 형태

RCS 압력경계밸브에서 내부누설은 다음 3가지 형태로 나타난다[7,8].

- 유입 누설(in-leakage) : 고압의 유체가 상대적으로 압력이 낮은 RCS 저온관이나 고온관으로 유입되는 상태를 말한다. 일반적으로 충전/고압안전주입계통에 설치된 압력경계밸브가 누설되는 경우에 발생하며 저온의 유체가 RCS로 유입된다.
- 유출 누설(out-leakage) : RCS 저온관이나 고온관에서 상대적으로 압력이 낮은 ECCS 배관으로 냉각재가 유출되는 상태를 말한다. 일반적으로 잔열제거계통(RHRS, residual heat removal system)에 설치된 압력경계밸브가 누설되는 경우에 발생하며 고온의 냉각재가 밸브 leak-off 배관이나 RHRS 배관으로 유출되기도 한다.
- 혼합 누설(cross-leakage) : RCS에 연결된 배관을 통해 상대적으로 압력이 높은 저온관의 유체가 압력이 낮은 저온관으로 유입되는 상태를 말한다.

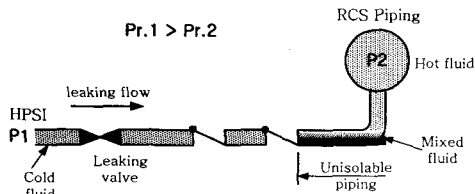


Fig. 1 In-leakage flow path

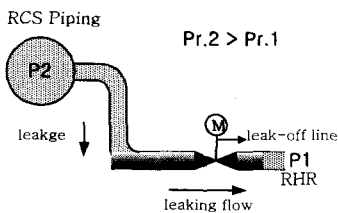


Fig. 2 Out-leakage flow path

2.2 밸브 누설 시 열유체 과도 현상

난류관통은 주 배관에 흐르는 난류의 에너지와

질량이 유로가 차단된 분기관으로 전달되는 현상을 말한다. Fig. 3은 RCS에 연결된 압력경계밸브가 내부누설될 때 발생하는 열성층, 열교번 및 난류관통의 거동을 나타내고 있다. 분기관으로 유입되는 난류의 밀도는 지수 함수적으로 감소되는 반면 온도는 일정하게 유지되다가 난류 관통 끝단에서 급격히 저하되는 양상을 나타낸다[4]. 분기관 내경이 3 인치 이상이고 RCS 유속이 45~55 ft/sec인 가압경수형 원전에서 난류관통 길이는 분기관 내경의 12~25 배 정도인 것으로 알려져 있다[8].

밸브 누설량 및 주 배관의 운전조건에 따라 난류관통 길이는 변화된다. 난류관통은 열성층 유체를 교란시키고 열성층 길이를 변화시키므로 배관 축방향 온도변화가 발생된다. 열교번이 발생하는 지역은 교번응력(cyclic stress)이 작용하므로 인해 특히 피로균열에 취약하다[4]. 밸브가 누설될 때 난류관통 길이보다 밸브가 멀리 설치되어 있는 경우에 열성층은 지속되지만 밸브 거리가 난류관통 길이보다 가까이 있는 경우에는 난류관통에 의해 열성층이 소멸되게 된다. 난류관통 길이에 비해 누설밸브가 훨씬 멀리 위치한 경우에는 열성층 유체와 난류관통이 접촉하지 않으므로 열교번이 발생하지 않는다.

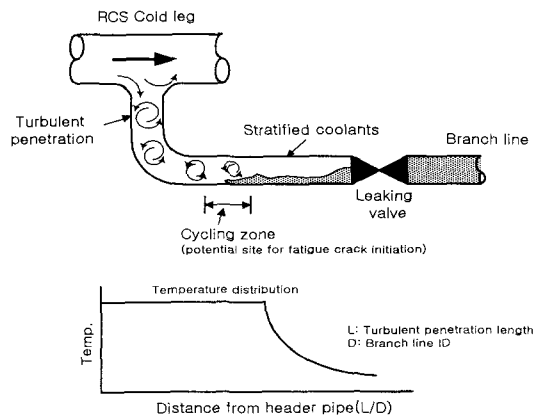


Fig. 3 Turbulence interact with thermal stratification

2.3 손상 사례 및 예방

해외 원전에서 발생한 5건의 압력경계밸브 누설로 인한 배관 손상사례 중에서 4건이 유입누설이며 1건이 유출누설 형태이다. 유입누설은 모두 충전배관에 연결된 비상노심냉각계통 격리밸브의 내부누설로 인하여 발생되었다. 이러한 손상은

동일한 펌프가 충전펌프와 고압안전주입펌프 기능을 수행하는 웨스팅하우스형 3 루프 원전에서 발생할 수 있으나 충전펌프와 고압안전주입펌프가 완전히 분리된 2 루프 원전에서는 발생하지 않는다. Genkai 원전 손상사례는 RCS에 연결된 RHR계통 격리밸브의 패키지가 누설되어 leak-off 배관으로 원자로냉각재가 간헐적으로 유출되는 과정에서 격리불가 배관에 피로균열이 발생된 유출누설 형태이다.

Table 1. Piping failures due to valve internal leaks

발전소	누설형태	누설 경로
Farley 2	유입	충전수→고압안전주입배관→RCS 저온관
Tihange 1	유입	충전수→고압안전주입배관→RCS 고온관
Dampierre 1	유입	충전수→고압안전주입배관→RCS 고온관
Dampierre 2	유입	충전수→고압안전주입배관→RCS 고온관
Genkai 1	유출	RCS 고온관→RHR 격리밸브5→밸브패킹→leak-off line

배관 건전성 확보방안으로는 온도/압력감시 설비, 유동해석 및 응력해석과 같은 분석적 방법, 가동중점검 강화 등이 적용되었다. 현재까지는 난류관통의 거동에 대해 충분한 이론적 설명이 되지 않은 상태이기 때문에 분석적인 방법보다는 온도/압력감시 설비 등과 같은 감시설비를 설치하는 방안이 보편적으로 사용되고 있다[7,8].

3. 압력경계밸브 누설영향 평가

3.1 평가 절차

압력경계밸브 누설로 인한 배관 손상을 예방하기 위해서는 평가대상 배관 선정, 피로손상 가능성 검토, 난류관통 영향 평가 등을 수행한 후에 경제성 및 신뢰성 등을 고려한 예방대책이 마련되어야 한다. Fig. 4와 같은 절차에 따라 웨스팅하우스형 2 루프 원전에 대해 밸브누설 영향을 평가하고 배관손상을 예방대책을 검토하였다.

3.2 대상배관 선정 및 피로손상 가능성[9]

RCS에 연결된 배관 중에서 압력경계밸브 누설 영향 평가가 필요한 배관은 8개로 나타났다. 8개 배관에 대한 밸브누설 영향 평가결과는 Table 2와 같다. 밸브 누설형태는 모두 유출누설이다. 유입누설에 의해 배관이 손상된 Tihange, Farley, Dampierre 원전과는 달리, 평가 대상 발전소는 충전펌프와 고압안전 주입펌프가 개별적으로 설치되어 있고 배관이 독립적으로 RCS에 연결되었기

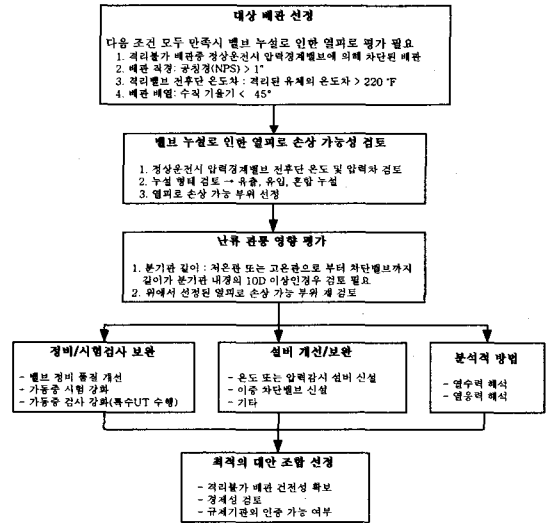


Fig. 4 Flow diagram of valve internal leak assessment

때문에 유입누설이 발생할 수 없다. 유입누설의 경우에는 차단 밸브 1개가 누설되면 유입누설이 발생하지만, 유출누설은 체크밸브 2개가 동시에 누설되거나 체크 밸브 2개와 차단밸브 1개가 동시에 누설되어야 유출누설이 발생하기 때문에 유입누설에 비해 상대적으로 누설가능성이 낮다. 밸브 누설로 인해 피로손상 가능성이 있는 위치는 대부분 첫째와 둘째 압력경계밸브의 중간 배관인 것으로 나타났다. 단, 잔열제거펌프 입구측에 연결된 배관은 Genkai 원전과 마찬가지로 첫째 압력경계밸브 전후단 배관에 손상 가능성이 있는 것으로 보인다.

Table 2. Piping failure possibility due to valve internal leaks

대상 배관	누설 형태	누설경로	손상가능 배관위치
Loop 1 RHR펌프 입구 배관	유출	HL→GV8702A→Packing→leak-off line	GV8702A 전후단
HPSI펌프 출구 배관	유출	HL→GV8702A→GV8701A→RHR Pp	CV8909A 상류
축압기 출구 배관	유출	CL→CV8909A→CV8900A→HPSI Pp	CV8948A 상류
원자로 직접주입 RHR펌프 1 출구배관	유출	RPV→CV8957A→CV8928→GV8909A→RHR	CV8957A 상류
RHR펌프 2 출구배관	유출	RPV→CV8957B→CV8930→GV8909B→RHR	CV8957B 상류

주) HL: hot leg, CL: cold leg, CV: check valve, GV: gate or globe valve, RPV: reactor pressure vessel, Acc: accumulator, HPSI: high pressure safety injection

8개 대상배관에 대해 난류관통 영향을 평가한 결과는 Table 3과 같다. 잔열제거펌프 입구 연결 배관을 제외한 나머지 배관은 저온관 또는 고온

관에서 첫째 압력계밸브까지의 거리가 12D 이내이므로 격리불가배관의 온도가 RCS 온도와 비슷하다고 볼 수 있다. 따라서 유출 누설이 발생하더라도 격리불가 배관의 피로손상이 우려되지 않는다. 단, 잔열제거펌프에 입구 연결배관의 경우에는 난류관통 길이(12~25D)를 초과하므로 격리불가배관에서 열성층으로 인한 피로손상 가능성이 보다 상세한 분석이 필요하다.

Table 3. Review of turbulent penetration effects

대상 배관	구경	L _{PV}	L _{TP} 와 L _{PV} 관계	손상 가능성	파손 위험도
Loop 1					
RHR펌프 입구 배관	8"	18ft	L _{TP} < L _{PV}	○	중간
HPSI펌프 출구 배관	6"	3ft	L _{TP} > L _{PV}	×	낮음
축압기 출구 배관	12"	8ft	L _{TP} > L _{PV}	×	낮음
원자로 직접주입					
RHR펌프 1 출구 배관	4"	10ft	L _{TP} > L _{PV}	×	낮음
RHR펌프 2 출구 배관	4"	16ft	L _{TP} > L _{PV}	×	낮음

주) LTP : Length of turbulent penetration, LPV : Length of piping to valve

밸브누설로 인한 파손위험도를 판단할 수 있는 요소는 누설 가능성, 피로손상 가능성, 배관손상 시 안전에 미치는 영향 등이 있다. 누설 가능성은 배관 배열, 밸브 수량, 누설 경로 등에 따라 구분할 수 있으며, 피로손상 가능성은 배관 배열/길이, 난류관통 영향 등에 의해 크기를 결정할 수 있다. 격리불가 배관에 파손이 발생하면 대형냉각재 누설을 유발할 수 있지만 첫번째 격리밸브 후단에서 손상이 발생하는 경우에는 밸브 저항으로 인해 누설량이 제한되므로 안전에 미치는 영향의 상대적인 크기를 판단할 수 있다. 앞의 3가지 요소를 고려하여 누설로 인한 파손위험도를 평가한 결과, 잔열제거펌프 입구 연결배관이 중간 정도이고 나머지는 낮은 것으로 나타났다.

3.3 난류관통 길이 측정

잔열제거펌프 입구배관은 밸브 전후단에서 파손가능성이 있으므로 난류관통의 온도 및 길이 변화를 측정하기 위해 Fig. 5에서와 같이 10~25D 위치에 thermocouple을 밀집 배치하였다. 발전소 1주기 운전기간동안 온도변화를 측정한 결과, 밸브내부누설로 인한 배관의 온도변화는 발생되지 않았다. Fig. 6은 RHR 입구배관에서 측정된 난류관통 길이를 보여주고 있다. 정상운전 온도에서 난류관통은 분기관 내경의 24배 길이까지

침투되며 그 이후에는 온도가 급격히 감소하여 27배 지점에서는 대기온도까지 냉각되고 있다. 이 난류관통 측정결과는 외국의 사례[8,10]와 큰 차이가 없음을 알 수 있다.

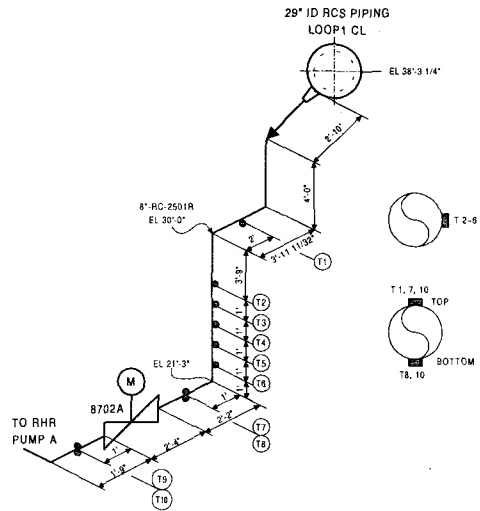


Fig. 5 Thermal monitoring of RHR piping

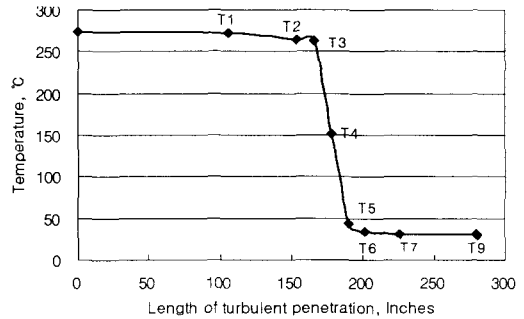


Fig. 6 Turbulent penetration length at RHR piping

3.4 유동해석

RHR 입구배관 격리밸브에서 0.5gpm의 내부누설이 밸브하단에서 발생하는 것을 가정하여 유동해석을 수행하였다. 배관의 초기조건은 21°C의 유체가 정체되어있고 내부누설이 발생함에 따라 295°C의 냉각재가 일정량 유입되도록 모사하였다. 계산결과, 2,500초에서 밸브 입구측 배관 상하부에 80°C의 온도차가 발생하는 것으로 계산되었다.

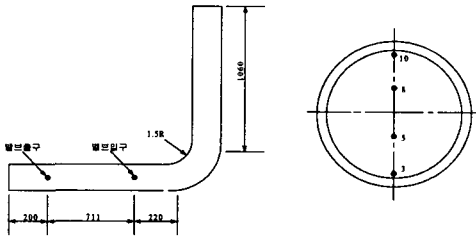


Fig. 7 Location of temperature calculation

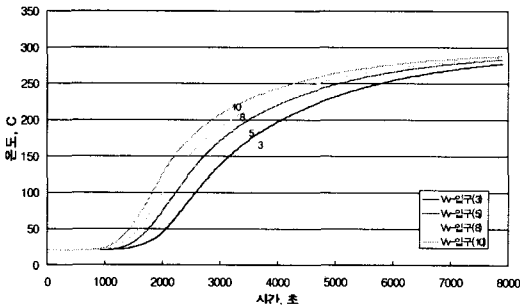


Fig. 8 Thermal distribution at inlet side of valve

3.5 유한요소해석

해석에 사용된 배관은 내경 3.4inch, 두께 0.7 inch이다. 유한요소모델의 자유도는 640,56개이며 20-node quadratic iso-parametric quadratic brick elements with reduced integration 요소를 적용하였다. 해석에 사용한 재료는 A182 F316 스테인리스강으로 Fig. 9에 유한요소망을 도시하였다.

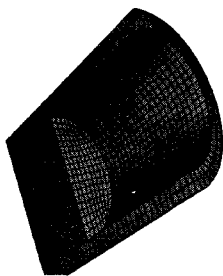


Fig. 9 Typical finite element mesh

작성한 유한요소망을 이용하여 내압에 의한 응력이 가장 큰 경우, 온도변화에 의한 응력이 가장 큰 경우, 외력에 의한 응력이 가장 큰 경우 대한 응력해석을 각각 수행할 것이다. 이 탄성응력해석결과를 토대로 ASME SecIII[11]에 의한 피로해석을 수행할 예정이다. Fig. 10은 내압을 주었을 때의 주응력의 변화를 도시하였다.

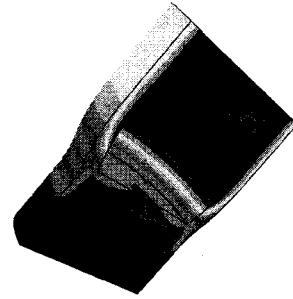


Fig. 10 Primary stress distribution under inner pressure

4. 배관건전성 확보방안

Fig. 11은 밸브가 누설되어 배관결합이 진행되는 과정과 각 단계별 적절한 예방방법을 비교하고 있다. 밸브가 누설되어 배관에 높은 열응력이 작용하게 되면 피로로 인한 입계응력부식균열(IGSCC)이 생성되며 균열은 내부균열에서 외부균열로 성장한다[1]. 배관 조직내에 생성된 미세한 입계응력부식균열은 특수 초음파탐상(specialized UT) 기법을 사용해야 검출이 가능하다. 내부결함으로 성장된 피로균열은 일반적인 UT, 외부로 성장한 균열은 PT(penetration test)에 의해 검출이 가능하다.

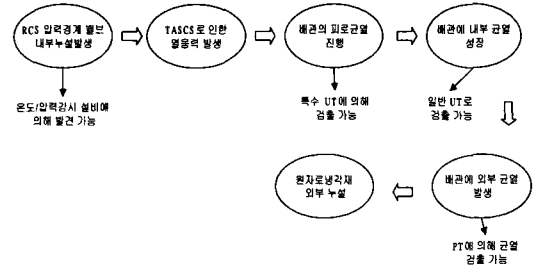


Fig. 11 Piping failure process due to valve internal leaks

압력경계밸브의 정비 품질 및 가동중시험을 강화한다 하더라도 밸브누설로 인한 손상 가능성은 상존하게 된다. 특수 UT는 피로균열이 큰 결함으로 성장하기 전에 결함을 찾아내는 방법으로는 유용하지만 많은 검사비용이 수반된다. 온도감시 설비는 밸브누설이 발생되었을 때 즉시 관련정보를 제공하므로 적극적인 예방대책이라 할 수 있으나 영구설비로 운영해야 하는 단점이 있다. 따라서 이러한 대안 중에서 가장 경제적이고 신뢰성 있는 대안의 조합을 선정해야 한다. 이러한

대안은 발전소 설계 및 운전조건에 따라 달라지게 된다.

본 연구 수행 결과, 대상원전의 RCS 연결배관은 난류관통으로 인한 피로손상 가능성이 매우 낮으므로 특수 UT나, 별도의 설비개선이 필요하지 않은 것으로 판단된다. 다만, 피로손상 가능성 및 손상 위험도가 다른 배관에 비해 상대적으로 높은 RHR 연결배관에 대해서는 Genkai와 같은 손상을 방지하기 위해 주기적인 특수 UT나 설비개선이 필요하다. 설비개선으로는 Fig. 12와 같은 Live loading장치를 설치하여 밸브패킹에서의 누설을 최소화함으로써 압력경계밸브의 내부누설을 예방할 수 있다.

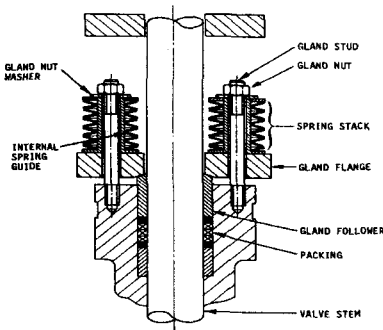


Fig. 12 Typical valve with live-loading

5. 결론

현재까지 발생한 RCS 압력경계밸브 누설로 인한 배관손상 사례는 4건이 유입누설이고 1건이 유출누설로 나타났다. 밸브누설로 인한 배관손상 원인은 열성층 및 열교변에 의한 열피로이다. 밸브 누설영향 평가 및 대책선정 절차를 수립하였으며 이 절차에 따라 가동원전의 RCS 연결배관을 평가하였다. 웨스팅하우스형 2루프 원전의 경우 8개 배관이 밸브누설로 인한 피로손상 가능성이 있는 것으로 나타났으며 누설형태는 모두 유출누설이다. 난류관통 영향을 고려해야 하는 배관은 잔열계거펌프 입구측 연결배관이며 배관 파손위험도 측면에서도 상대적으로 높은 것으로 나타났다. 이 부위에 대하여 정상운전조건에서 난류관통 길이를 측정하였으며 이 결과를 바탕으로 유동해석 및 피로해석을 수행중이다. 타 배관은 밸브누설로 인한 손상가능성이 낮으므로 별다른 조치가 필요하지 않으나 RHR펌프 입구측 배관은

주기적인 특수 UT 수행이나 밸브패킹 누설을 방지하기 위한 Live-loading 장치 설치가 필요한 것으로 나타났다.

참고 문헌

1. USNRC TB 88-08, Sup. 1, 2 & 3, 1988, "Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems"
2. FROG-SER(Significant Event Report) 13, "Safety Injection Line Cracking", 1997
3. FROG-Position Paper on Thermal Fatigue(action 230), 1999
4. V. N. Shah, et al., 1998, "Assessment of Pressurized Water Reactor Primary System Leaks", NUREG/CR-6562, USNRC
5. 심철무 외, 1996, "원전 배관의 열성층화 감시 기술 개발, KAERI/RR-1160/96, 원자력연구소
6. 이선기 외, 1999, "고리4호가 1차측 수직배관 난류관통에 의한 피로균열 발생 가능성 검토", TM.S01.S1999.295, 한전전력연구원
7. D. H. Rotary, et al., 1991, "Thermal Stratification, Cycling, and Striping Program", WCAP-12708, Westinghouse
8. S. S. Palusamy, et al., 1994, "Thermal Stratification, Cycling, and Striping(TASCS)", TR-103581, EPRI
9. 박준현 외, 1999, "압력경계밸브 내부누설 평가 및 온도 감시", 추계 원자력학회 학술대회
10. T. L. Barry, 1995, "Thermal Stratification in Lines Connected to A Reactor Coolant System", PVP-Vol. 313-1, ASME
11. ASME B&PV Sec. III, 1995
12. 박준현 외, 2000, "밸브 스템패킹 정비 기술", 추계 원자력학회 학술대회