

## 압력경계밸브 내부누설 평가 및 온도 감시

### Temperature Monitoring and Assessment of Pressure Boundary Valve Internal Leak

박준현(junpark@kepri.re.kr), 정일석(isjeong@kepri.re.kr)

한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

원자로냉각재계에 연결된 압력경계밸브에 내부누설이 발생하면 격리불가 배관에 열유체 과도 현상으로 인한 피로균열이 발생할 수 있다. 수 개의 외국 원전에서 이와 관련된 배관손상사례를 경험한 이후, 이러한 열유체 과도현상을 규명하기 위한 다양한 연구가 진행되었으며 유사사례 재발방지를 위한 다양한 개선 방법이 시도되었다. 이 논문에서는 외국 원전의 손상사례에 대한 원인 및 조치내용을 분석하고 국내 가동원전을 대상으로 압력경계밸브 누설로 인한 영향을 평가하였으며 대처 방안을 검토하였다. 대처 방안으로서는 압력경계밸브 인근 배관의 상·하부 온도차를 감시하여 밸브누설 정보를 제공해주는 감시시스템을 설계하였으며 이를 가동원전에 적용할 계획이다.

#### 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. As a means of ensuring the structural integrity, temperature monitoring and specialized UT were compared and detailed temperature monitoring system was designed for the further application.

#### 1. 서론

수 개의 외국원전에서 원자로냉각재계통(RCS, reactor coolant system)에 연결된 비상노심냉각계통(ECCS, emergency core cooling system)의 압력경계밸브 누설로 인해 격리불가 배관(unisolable piping)에 피로손상이 발생되어 발전소가 정지되는 사례를 경험하였다[1,7,8]. RCS에 연결된 ECCS 배관은 정상운전 중에는 체크밸브나 차단밸브에 의해 RCS와 격리되어 있지만 압력

경계밸브가 내부 누설되는 경우에는 저온수가 RCS로 유입되거나 또는 고온의 원자로냉각재가 ECCS로 유출되기도 한다. 이러한 경우에 격리불가 배관에 열유체 과도현상(thermal stratification, thermal cycling, turbulent penetration and etc.)이 발생하게 되며 이로 인한 과도한 열응력으로 배관에 피로균열이 발생할 수 있다.

NRC는 Bulletin 88-08에서 모든 원전에 대해 유사한 배관의 비파괴 검사를 강화하고, 동일 문제 재발방지를 위한 배관 설계변경이나 밸브 누설을 감시하는 계측설비를 설치할 것을 촉구한 바 있다[1]. 일부에서는 열수력 해석 및 응력 해석과 같은 분석적인 방법으로 격리불가 배관의 건전성을 평가한 바 있으나 밸브 누설량, 난류관통 영향 등 불확실성이 많이 내재되어 있어 분석적인 방법만으로 압력경계밸브 누설 영향을 평가하는 것은 적절하지 않다[9]. 현재까지 압력경계밸브가 누설될 때 발생하는 열성층(thermal stratification), 난류관통(turbulent penetration), 열교변(thermal cycling) 등의 상호 작용 및 거동에 대해서는 명확히 규명되지 않은 상태이다[9].

국내 원전에서도 규제기관의 권고/지적에 따라 열피로 손상 가능성이 있는 격리불가 배관에 대해 비파괴 검사 및 가동중 시험을 강화하고 있으며 일부 원전에서는 온도감시설비를 신설한 사례가 있다[4,5]. 압력경계밸브 누설로 인한 배관 손상을 예방하기 위해서는 체계적인 영향평가 기준을 수립하고 평가대상 배관 선정, 피로손상 가능성 검토, 난류관통 영향 평가 등을 수행한 후에 종합적인 예방대책이 마련되어야 한다.

본 연구에서는 압력경계밸브 누설 영향 평가 방법론을 수립하고 가동중인 웨스팅하우스형 2 루프 원전을 대상으로 격리불가 배관의 피로균열 발생 가능성과 난류관통 영향을 검토하였다. 또한 배관 손상을 예방하기 위한 방법으로 압력경계밸브 전·후단 배관에 온도감시 설비를 신설하는 방안을 검토하였다.

## 2 RCS 압력경계밸브 내부누설

### 가. 밸브 누설 형태

압력경계밸브 누설은 다음 3가지 형태로 나타난다[2].

- 유입 누설(in-leakage) : 고압의 유체가 상대적으로 압력이 낮은 RCS 저온관이나 고온관으로 유입되는 상태를 말하며 Farley 원전의 손상사례가 이에 해당한다. 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 말하며 Genkai 원전의 손상사례가 이에 해당한다. 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. 공통 모관에서 각 저온관에 연결된 안전주입배관에서 이러한 누설의 형태가 발생되었으나 앞의 두 가지 누설 형태에 비해 배관에 열피로 손상을 일으킬 가능성은 낮다.

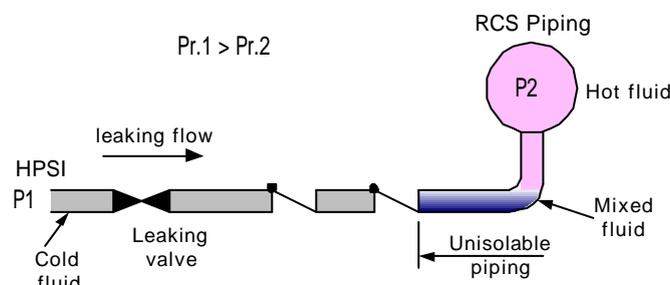


그림 1 유입 누설 형태

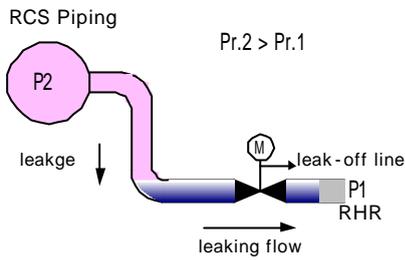


그림 2 유출 누설 형태

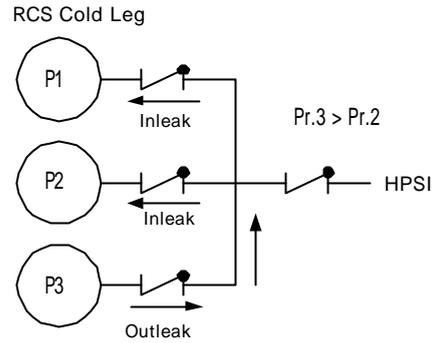


그림 3 혼합 누설 형태

### 나. 밸브 누설 시 열유체 과도 현상

난류관통은 주 배관에 흐르는 난류의 에너지와 질량이 유로가 차단된 분기관으로 전달되는 현상을 말한다. 그림 4는 RCS에 연결된 고압안전주입배관의 압력경계밸브가 내부 누설될 때 발생하는 열성층, 열교번 및 난류관통의 거동을 대표적으로 나타내고 있다. 분기관으로 유입되는 난류의 밀도는 지수 함수적으로 감소되는 반면 온도는 일정하게 유지되다가 난류 관통 끝단에서 급격히 저하되는 양상을 나타낸다[9]. 난류관통의 길이는 주배관의 유속과 밀접한 관계가 있으며 분기관의 배열에 따라 달라진다. 분기관의 내경이 3 인치 이상이고 주배관의 유속이 45~55 ft/sec인 가압경수로형 원전의 난류관통 길이는 대략 분기관 내경의 12~25 배 정도인 것으로 알려져 있다 [3].

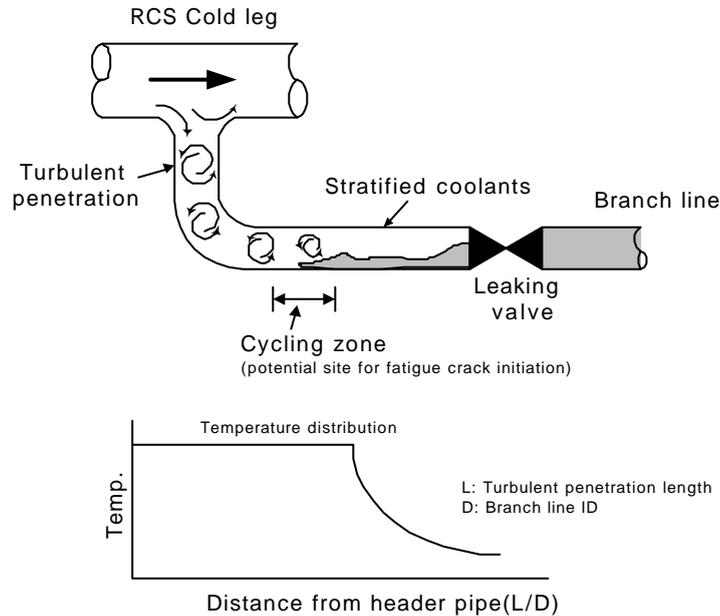


그림 4 난류관통과 열성층 유체의 상호 작용

밸브 누설량 및 주 배관의 운전조건에 따라 난류관통 길이는 조금씩 변화되기 마련이다. 난류관통 길이 변화는 열성층 유체와 혼합되는 지점에서 열성층 유체를 교란시키고 열성층 길이를 변화시키므로 배관 축방향 온도변화가 발생되며 이러한 온도 변화를 열교번(thermal cycling)이라 한다. 열교번이 발생하는 지역은 교번응력(cyclic stress)이 작용하므로 인해 특히 피로균열에 취약한 부위가 된다[9]. 밸브가 누설될 때 난류관통 길이보다 누설밸브가 멀리 설치되어 있는 경우에 열성층은 지속되지만 누설밸브 거리가 난류관통 길이보다 가까이 있는 경우에는 난류관통에 의해

열성층이 소멸되게 된다. 난류관통 길이에 비해 누설밸브가 훨씬 멀리 위치한 경우에는 열성층 유체와 난류관통이 접촉하지 않으므로 열교변이 발생하지 않는다.

#### 다. 손상 사례 및 예방 대책

해외 원전에서 발생한 5건의 압력경계밸브 누설로 인한 배관 손상사례 중에서 4건이 유입누설이며 1건이 유출누설 형태이다. 4건의 유입누설은 모두 저온고압의 충전 배관에 연결된 비상노심냉각계통 격리밸브의 내부 누설로 인하여 발생되었다. 이러한 손상은 동일한 펌프가 충전 펌프와 고압안전주입 펌프 기능을 수행하는 웨스팅하우스형 3 루프 원전에서 발생할 수 있으나 충전 펌프와 고압안전주입펌프가 완전히 분리된 2 루프 원전에서는 발생하지 않는다. Genkai 원전 손상사례는 RCS에 연결된 RHR계통 격리밸브의 패킹이 누설되어 leak-off 배관으로 원자로냉각재가 간헐적으로 유출되는 과정에서 격리불가 배관에 피로균열이 발생된 유출누설 형태이다. 혼합누설로 인하여 배관손상이 발생한 사례는 보고된 바 없다.

표 1 압력경계밸브 누설로 인한 격리불가 배관의 손상 사례

발전소	누설형태	누설 경로	균열발생 위치	조치 사항
Farley 2	유입	중전수→고압안전주입배관→RCS 저온관	용접부, 용접 열영 향부	이중차단 밸브 신설, 압력 감시설비 신설
Tihange 1	유입	중전수→고압안전주입배관→RCS 고온관	엘보우 및 체크 밸 브 모재, 배관	고온배관에서 수집된 누설유체가 CVCS 저압배관으로 흐르도록 변경
Dampierre 1	유입	중전수→고압안전주입배관→RCS 고온관	지지대가 설치된 직 관 모재	Tihange와 같이 변경 예정
Dampierre 2	유입	중전수→고압안전주입배관→RCS 고온관	?	Tihange와 같이 변경 예정
Genkai 1	유출	RCS 고온관→RHR 격리밸브→ 밸브 패킹→ leak-off line	엘보우, 용접 열영 향부	밸브 리미트 스위치 조절, leak-off line에 온도감시설비 및 보온재 보강

웨스팅하우스에서 조사한 바에 따르면 배관 건전성 확보방안으로 온도/압력감시 설비, 열수력 및 응력 해석 같은 분석적 방법, 가동중검사 강화 등이 널리 사용되었으며 한가지 방법보다 두 가지 이상 방법을 병행하여 사용한 것으로 나타났다[2].

- 온도 감시: 조사 대상의 50% 원전이 온도감시 설비를 배관에 부착하여 감시 및 데이터 저장.
- 분석적 방법: 45%가 열응력 또는 열수력 해석을 수행하였으며 가동중검사나 감시설비와 병행하여 사용되기도 하고 단독적으로 사용.
- 가동중 검사: 25%가 가동중검사를 건전성 입증 방안으로 채택하였으며 감시설비나 분석적 방법과 병행되어 활용.
- 기타: 누설시험, 압력시험, 이중 차단밸브 신설 등의 방법 사용.

EPRI(Electric Power Research Institute)에서 수행한 TASCs(thermal stratification, cycling, and striping) 프로그램에서는 압력경계밸브 누설 영향을 평가하는 방법론을 제안하였으나 이 방법론에 따른 예측결과가 잘 일치하지 않는 것으로 나타났다. 현재까지는 난류관통의 거동에 대해 충분한 이론적 설명이 되지 않은 상태이기 때문에 분석적인 방법보다는 온도/압력감시 설비를 이용하는 것이 가장 신뢰할 수 있는 방법이다[9].

### 3. 국내원전의 대처 현황 및 개선 방안

#### 가. 현황

국내 원전에서도 규제기관의 권고/지적에 따라 가동중인 가압경수로형 원전에 압력경계밸브 누설로 인해 손상이 발생할 수 있는 배관에 대해 특수 UT를 시행하고 있다. 원전 1기별 특수 UT

대상 부위는 22~26개소 정도이며 현재까지 발견된 결함은 없다. 최근에는 난류관통으로 인해 피로균열 발생가능성이 있는 수직배관에 대해서도 특수 UT를 확대 적용할 것을 규제기관에서 권고한 바 있으며 전력연구원에서는 동 부위에 대한 피로균열 발생 가능성을 평가한 바 있다[13]. 영광 2호기에서는 RCS 연결배관에 온도감시 설비를 설치하여 압력경계밸브 누설을 감시하고 있다.

### 나. 손상 예방 대책 비교

그림 5는 압력경계밸브가 누설되어 배관 결함이 진행되는 과정과 각 단계별 적절한 예방 방법을 비교하고 있다. 밸브가 누설되어 배관에 높은 열응력이 작용하게 되면 피로로 인한 입계응력부식균열(IGSCC, intergranular stress corrosion cracking)이 생성하며 균열은 내부균열에서 외부균열로 성장한다[1]. 배관 조직내에 생성된 미세한 입계응력부식균열은 일반적인 초음파탐상 기법으로는 검출이 곤란하며 특수 초음파탐상(specialized UT) 기법을 사용해야 검출이 가능하다. 내부결함으로 성장된 피로균열은 일반적인 UT, 외부로 성장한 균열은 PT(penetration test)에 의해 검출이 가능하다. 여기에서 특수 UT, 일반 UT 또는 PT에 의해 검출된 결함은 정비가 수반되어야 하므로 근본적인 예방 대책이라 볼 수 없다.

압력경계밸브의 정비 품질 및 가동중시험을 보다 강화한다 하더라도 예측치 못한 밸브 누설로 인한 손상 가능성은 상존하게 된다. 현재 수행중인 특수 UT는 피로균열이 더 큰 결함으로 성장하기 전에 결함을 찾아내는 방법으로는 유용하지만 많은 검사 비용이 수반된다. 따라서 밸브누설이 발생되었을 때 온도나 압력 등의 운전변수를 이용하여 밸브누설을 조기에 발견하여 이에 대한 후속조치를 유도함으로써 배관결함 발생을 예방하는 것이 보다 적극적이고 경제적인 대안이라 할 수 있다.

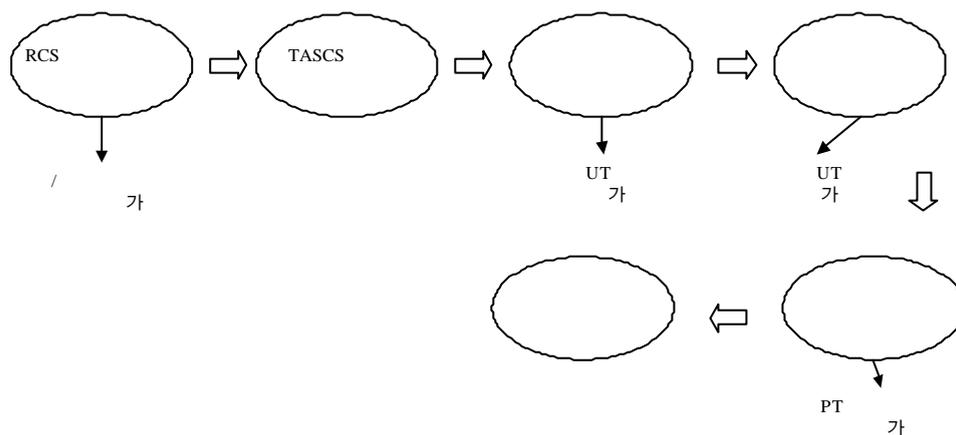


그림 5 압력경계밸브 누설로 인한 배관 피로균열 진행 과정

## 4 압력경계밸브 누설영향 평가

### 가. 평가 절차

압력경계밸브 누설로 인한 배관 손상을 예방하기 위해서는 체계적인 영향평가 절차를 수립하고 평가대상 배관 선정[3], 피로손상 가능성 검토, 난류관통 영향 평가 등을 수행한 후에 경제성 및 신뢰성 등을 고려한 예방대책이 마련되어야 한다. 그림 6에서는 이러한 과정을 나타내었으며 이 절차에 따라 웨스팅하우스형 2 루프 원전에 대해 밸브 누설영향을 평가하고 적합한 예방 대책을 검토하였다.

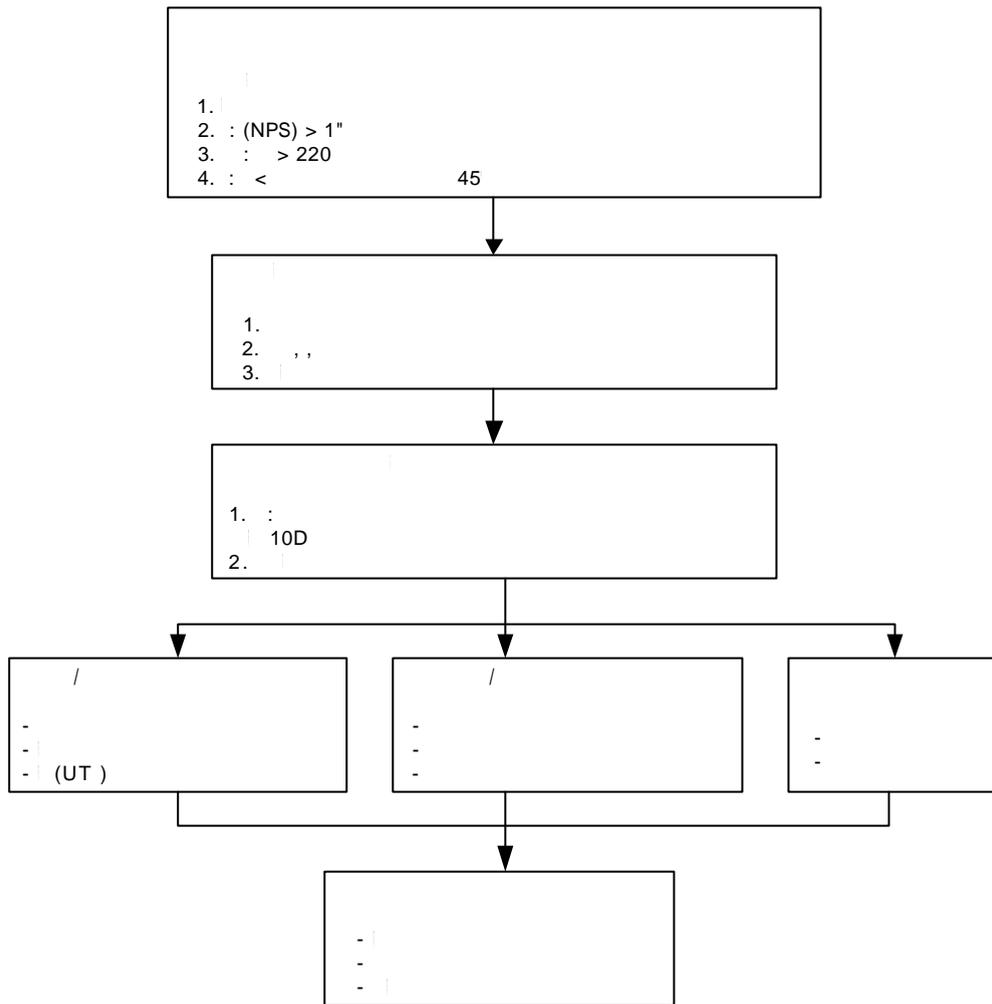


그림 6 압력경계밸브 누설 영향 평가 및 대책 선정 과정

#### 나. 평가 결과

RCS에 연결된 배관 중에서 압력경계밸브 누설 영향 평가가 필요한 배관은 모두 8개로 나타났다. 8개 배관에 대한 밸브누설 영향 평가결과는 표 2와 같다. 밸브 누설형태는 모두 유출누설이고 유입누설 가능성은 없다. 유입누설에 의해 배관이 손상된 Tihange, Farley, Damierre 원전과는 달리, 본 평가 대상 발전소는 충전펌프와 고압안전 주입펌프가 별도로 설치되어 있고 배관이 독립적으로 RCS에 연결되었기 때문에 유입누설이 발생할 수 없다. 유입누설의 경우에는 차단 밸브 1개가 누설되면 유입누설이 발생하지만, 유출누설은 체크밸브 2개가 동시에 누설되거나 체크 밸브 2개와 차단밸브 1개가 동시에 누설되어야만 유출누설이 발생하기 때문에 유입누설에 비해 상대적으로 누설 가능성이 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. Accumulator 연결 배관에서는 밸브가 누설되면 accumulator의 압력과 수위가 상승하므로 밸브 누설을 감지할 수 있지만, 나머지 배관에서는 밸브 누설을 발견하기가 곤란하다.

표 2 밸브누설로 인한 배관 손상 가능성 평가

대상 배관	누설 형태	누설경로	누설 가능성	손상가능 배관위치	밸브누설 발전가능성
<b>Loop 1</b>					
잔열제거펌프 입구 배관	유출	HL→GV8702A→Packing→leak-off line HL→GV8702A→GV8701A→RHR Pp	중간	GV8702A 전후단	발견 곤란
고압안전주입펌프 출구 배관	유출	CL→CV8909A→CV8900A→HPSI Pp	중간	CV8909A 상류	발견 곤란
축압기 출구 배관	유출	CL→CV8948A→CV8956A→Acc	중간	CV8948A 상류	Acc 수위/압력 상승
<b>원자로 직접주입</b>					
잔열제거펌프 1 출구 배관	유출	RPV→CV8957A→CV8928→GV8909A→RHR	낮음	CV8957A 상류	발견 곤란
잔열제거펌프 2 출구 배관	유출	RPV→CV8957B→CV8930→GV8909B→RHR	낮음	CV8957B 상류	발견 곤란
<b>Loop 2</b>					
잔열제거펌프 입구 배관	유출	HL→GV8702B→Packing→leak-off line HL→GV8702B→GV8701B→RHR Pp	중간	GV8702B 전후단	발견 곤란
고압안전주입펌프 출구 배관	유출	CL→CV8909B→CV8900B→HPSI Pp	중간	CV8909B 상류	발견 곤란
축압기 출구 배관	유출	CL→CV8948B→CV8956B→Acc	중간	CV8948B 상류	Acc 수위/압력 상승

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 대상 배관에 대해 난류관통 영향을 평가한 결과는 표 3과 같다. 잔열제거펌프 입구 연결배관을 제외한 나머지 배관은 저온관 또는 고온관에서 첫째 압력경계밸브까지의 거리가 12D 이내이므로 격리불가 배관의 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 유출누설이 발생하면 격리불가 배관에서 열성층으로 인한 피로손상 가능성이 있다.

표 3 난류관통 영향 평가

대상 배관	구경	$L_{PV}$	$L_{TP}$ 와 $L_{PV}$ 관계	격리불가 배관 손상 가능성	배관 종합파손위험도
<b>Loop 1</b>					
잔열제거펌프 입구 배관	8"	18ft	$L_{TP} < L_{PV}$	○	중간
고압안전주입펌프 출구 배관	6"	3ft	$L_{TP} > L_{PV}$	×	낮음
축압기 출구 배관	12"	8ft	$L_{TP} > L_{PV}$	×	낮음
<b>원자로 직접주입</b>					
잔열제거펌프 1 출구 배관	4"	10ft	$L_{TP} > L_{PV}$	×	낮음
잔열제거펌프 2 출구 배관	4"	16ft	$L_{TP} > L_{PV}$	×	낮음
<b>Loop 2</b>					
잔열제거펌프 입구 배관	8"	18ft	$L_{TP} < L_{PV}$	○	중간
고압안전주입펌프 출구 배관	6"	3ft	$L_{TP} > L_{PV}$	×	낮음
축압기 출구 배관	12"	8ft	$L_{TP} > L_{PV}$	×	낮음

주)  $L_{TP}$ : 난류관통 길이,  $L_{PV}$ : 주배관에서 분기관의 첫째 밸브까지 거리

밸브누설로 인한 종합파손위험도를 판단할 수 있는 요소는 누설 가능성, 누설시 피로손상 가능성, 배관손상시 안전에 미치는 영향 등이 있다. 누설 가능성은 배관 배열, 밸브 수량, 누설 경로 등에 따라 많고 적음을 구분할 수 있으며, 피로손상 가능성은 배관 배열/길이, 난류관통 영향 등에 의해 크기를 결정할 수 있다. 격리불가 배관에 파손이 발생하면 대형 냉각재 누설을 유발할 수 있지만 첫째 격리밸브 후단에서 손상이 발생하는 경우에는 밸브 저항으로 인해 누설량이 제한되므로 이를 고려하여 안전에 미치는 영향의 크기를 판단할 수 있다. 앞의 3가지 요소를 고려하여

누설로 인한 종합파손위험도를 평가한 결과, 잔열제거펌프 입구 연결배관이 중간 정도이고 나머지는 낮은 것으로 나타났다. 이러한 종합파손위험도는 온도감시, 특수 UT, 열수력 해석, 응력해석 등과 같은 배관 구조적 건전성을 확보하기 위한 대책수립의 판단자료로 사용되어야 한다.

### 다. 온도 감시설비 설계

가동원전의 밸브누설을 감시하기 위한 온도감시 설비를 그림 8과 같이 설계하였다. 손상 가능성이 있는 8개 배관중에 6개 배관에 온도감시 설비를 설치할 예정이며 그림 7은 잔열제거펌프 입구 연결배관의 열전대(thermocouple) 배치를 대표적으로 보여주고 있다. 동 배관은 밸브 전후단 배관에서 파손가능성이 있으므로 밸브 전후단 상하부의 온도를 측정하도록 하였으며, 난류관통의 온도 및 길이 변화를 측정하기 위해 10~25D 위치에 열전대를 밀집 배치하였다. 온도측정 센서는 표면 접촉식을 선정하였으며 신호처리장치와 격납용기 전기관통부를 거쳐 중앙제어실의 PC로 신호가 전송되도록 하였다. 온도신호는 PC에 저장되고 배관 상하부 온도가 일정온도 이상이 되면 밸브 누설여부를 확인하도록 경보를 발생하며, 주기적으로 전자우편을 통해 온도 신호를 전송하도록 설계하였다.

본 시스템은 가동원전에 설치하여 온도 신호 취득 및 압력경계밸브 누설 여부를 감시하며 취득된 온도 데이터는 후속 연구에서 활용될 예정이다.

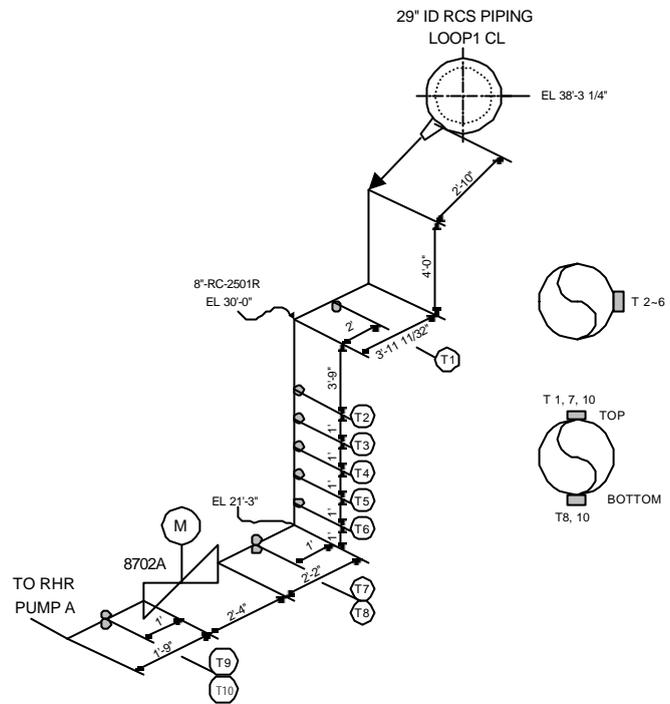


그림 7 잔열제거펌프 입구 배관의 온도감시 위치

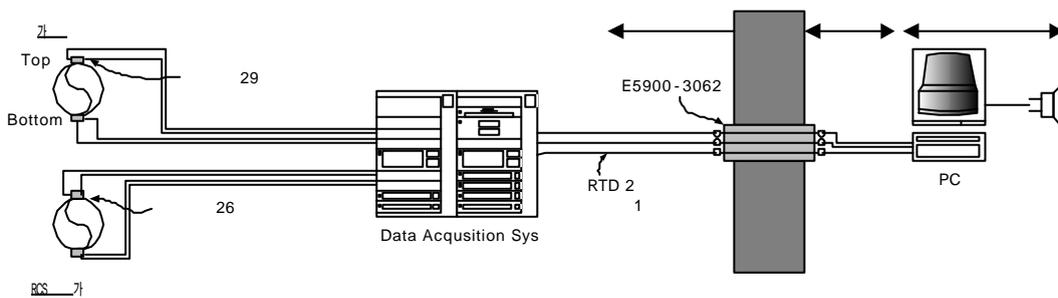


그림 8 RCS 압력경계밸브 누설감시 설비

### 라. 향후 과제

온도감시 설비는 앞의 3. 나에서 살펴본 바와 같이 밸브누설이 발생되었을 때 즉시 관련정보를 제공하므로 특수 UT와 같은 가동중검사 방법보다는 적극적인 예방대책이라 할 수 있으나 영구설비로 운영해야 하는 단점이 있다. 특수 UT는 설비관리가 필요 없는 반면 비용이 많이 들고 10년 주기로 수행되기 때문에 중간 기간에 배관 파손이 발생할 가능성이 있다. 열수력 해석과 같은 분석적 방법만으로 누설영향을 평가하는 것은 결과의 불확실성 때문에 신뢰성이 낮다. 따라서 향후에는 이러한 대안 중에서 가동원전에 가장 경제적이고 신뢰성 있는 대안의 조합을 선정할 예정이

다. 취득된 온도신호는 잔열제거펌프 연결배관의 난류관통 거동 및 영향 분석에 이용될 예정이다. 추가로, 밸브누설로 인한 배관 종합파손위험도 평가 시에는 확률론적인 위험도가 산출될 수 있도록 방법의 보완이 필요하다.

## 5. 결론

RCS 압력경계밸브 누설로 인한 배관 손상사례를 검토한 결과 4건이 유입 누설이고 1건이 누설유출로 나타났다. 밸브 누설로 인한 배관 피로손상 원인은 열성층 및 열교번에 의한 열피로이다. 배관손상을 예방하기 위한 대책으로는 배관의 온도/압력감시가 가장 보편적으로 사용되고 신뢰성 있는 것으로 조사되었다. 밸브 누설영향 평가 및 대책 선정 절차를 수립하였으며 이 절차에 따라 가동원전의 RCS 연결배관을 평가하였다. 웨스팅하우스형 2 루프의 경우 8개 배관이 누설로 인한 피로손상 가능성이 있는 것으로 나타났으며 누설형태는 모두 유출누설이다. 난류관통 영향을 고려해야 하는 배관은 잔열제거펌프 입구측 연결배관으로 나타났으며 열수력 계산이 필요한 것으로 판단된다. 배관 종합파손위험도는 잔열제거펌프 입구측 연결배관 2개소가 상대적으로 높은 것으로 나타났으며 이 부위에 대한 예방대책 수립이 필요하다. 밸브누설 감시 및 난류관통 온도측정 목적으로 온도감시 설비를 설계하였으며 가동원전에 적용하여 일정기간 온도를 취득할 예정이다. 취득된 온도는 난류관통 영향 평가 및 손상 예방대책 수립에 활용될 예정이다.

## 참고 문헌

1. USNRC Technical Bulletin 88-08, Supplement 1, 2 & 3, 1988, "Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems".
2. D. H. Rotary, et al., 1991, "Thermal Stratification, Cycling, and Striping Program", WCAP-12708, Westinghouse.
3. S. S. Palusamy, et al., 1994, "Thermal Stratification, Cycling, and Striping(TASCS)", EPRI-TR-103581, Electric Power Research Institute.
4. 심철무 외, 1994, "원전 배관(ECCS)의 열성층화 감시 기술 개발", KAERI/RR-1309/93, 한국원자력연구소.
5. 심철무 외, 1996, "원전 배관의 열성층화 감시 기술 개발", KAERI/RR-1160/96, 한국원자력연구소.
6. 이선기 외, 1997, "가압경수로 배관 열성층화 영향 분석 연구", TR.95ZS03L.1997.05, 한전전력연구원.
7. FROG-SER(Significant Event Report) 13, "Safety Injection Line Cracking", 1997.
8. FROG-Position Paper on Thermal Fatigue(action 230), 1999.
9. V. N. Shah, et al., 1998, "Assessment of Pressurized Water Reactor Primary System Leaks", NUREG/CR-6562, USNRC.
10. T. L. Barry, 1995, "Thermal Stratification in Lines Connected to A Reactor Coolant System", PVP-Vol 313-1, ASME.
11. 박기성, 전채홍, 조홍석, 유성근, 김승태, 1998, "원전 배관의 열성층 피로해석 및 온도감시기준", 대한기계학회 논문집 A권 제23권 제 9호, pp. 1455 ~1462.
12. 정일석, 김종석, 박준현, 장창희, 송택호, 1999, "원전수명관리 연구(Ⅱ) 중간보고서", TM.97NJ26.M1999.360, 한전전력연구원.
13. 이선기, 양준석, 1999, "고리4 1차측 수직배관 난류관통에 의한 피로균열 발생 가능성 검토", TM.S01.S1999.295, 한전전력연구원.