

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4 기기 및 부속계통 설계

#### 5.4.1 원자로냉각재펌프

원자로냉각재펌프는 정상운전동안 원자로 노심으로부터 발생하는 열을 적절하게 제거하기 위하여 원자로냉각재계통에 충분한 강제순환 유량을 제공한다. 원자로냉각재펌프 유량(즉 설계유량)의 하한값은 허용핵연료설계제한치를 초과하지 않는다는 것을 보장할 수 있도록 설정된다.

관성바퀴를 부착한 원자로냉각재펌프와 전동기는 공급전원이 상실될 때에 노심을 적절하게 냉각할 수 있을 정도로 충분한 관성서행 유량을 제공한다.

원자로냉각재펌프의 압력경계 부분은 규정된 빈도수에 대해 ASME Sec. III에 규정된 허용응력 제한치를 초과하지 않도록 3.9절에서 주어진 과도 현상값을 고려하여 설계된다. 지진 및 배관파단조건에 관련한 응력기준값이 3.9.3절에 나타나 있다.

원자로냉각재펌프의 설계 과속도는 정상속도의 125%이다.

##### 5.4.1.1 펌프관성바퀴의 기계적 건전성

가. 원자로냉각재펌프 관성바퀴를 제작하기 위하여 사용되는 재질은 결함을 최소화할 수 있는 상업적으로 적절한 공정, 예를 들면 진공 주조 및 탈기 공정 등에 의하여 생산된다. 이렇게 함으로써 원자로 운전조건에서 적절한 파괴인성치를 얻을 수 있다. 관성바퀴의 재질은 독일 재료규격 26NiCrMoV145에 따라 담금질과 뜨임처리한 단조재이다. 이 재질은 다음의 요건을 만족하며, 기계적 성질은 전형적인 미국 규격의 단조 관성바퀴 재질인 SA 508 2등급과 같거나 우수하다. 이것은 원자로 운전조건에서 적절한 파괴인성치를 갖는다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

설계 및 기능상 요건에 있어서 압력경계 부분과 관성바퀴 사이의 고유한 차이점을 고려할 때 관성바퀴 설계의 허용기준은 미국용접연구협회의 압력용기 연구위원회에서 정한 원자로냉각재압력경계에 대한 기준의 안전원칙과 적절히 부합한다.

1) ASME Sec. III, NB-2331(a)에 따른 재료의 기준무연성전이온도( $RT_{NDT}$ ) 또는 이보다 보수적인 파면전이온도를 결정하여 이 값이  $-12.2^{\circ}\text{C}$  ( $10^{\circ}\text{F}$ ) 이하이다.

2) ASTM A370에 규정된 바와 같이 취약한 방향에서 측정한 샤르피 V-노치 (Cv)의 최대흡수에너지는  $6.9 \text{ kg}\cdot\text{m}$  ( $50 \text{ ft}\cdot\text{lb}$ ) 이상이다. 각 철판 또는 단조물로부터 제작한 최소 3개의 Cv 시편을 사용하여 시험을 실시한다.

3) 정상운전온도  $48.9^{\circ}\text{C}$  ( $120^{\circ}\text{F}$ )에서 관성바퀴 재료의 최소 파괴인성치는 최소한  $164.8 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  ( $150 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ )의 임계(정적)응력강도계수( $K_{IC}$ ) 값이어야 한다. 그리고, 이 최소 파괴인성치는 다음의 요건으로서 입증한다.

가) 정상운전온도에서 정적  $K_{IC}$ 값을 결정하기 위한 관성바퀴의 실제 재질시험 또는

나) 정상운전온도가  $RT_{NDT}$ 보다 최소한  $55.56^{\circ}\text{C}$  ( $100^{\circ}\text{F}$ ) 높도록 결정

4) 각 관성바퀴는 ASME Sec. III에 따라서 평편한 면에서 100%의 체적 초음파검사를 해야 한다. 이 검사는 최종기계가공 및 과속도시험 후에 실시한다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

- 5) 관성바퀴를 화염절단하는 경우 최종 치수까지의 기계가공을 위하여 적어도 12.7 mm (1/2 in)의 가공여유를 외부 및 내부반경에 남겨 놓는다.
- 6) 관성바퀴는 최종 조립전에 ASME Sec. III의 요건에 따라 자분탐상 또는 액체침투검사를 받아야 한다. 이 검사는 다듬질한 기계가공된 구멍, 키이홈, 최종 가공된 가장 큰 구멍의 가장자리로부터 최소한 반경방향으로 20 cm (8 in) 까지의 평평한 양쪽 면위에서 실시된다.

인증 스템프자국, 센터펀치자국 또는 가장 큰 관성바퀴 구멍 가장자리로부터 20 cm (8 in) 이내에 있는 드릴가공 또는 탭가공된 구멍 등과 같은 응력 집중된 부위가 없다.

나. 관성바퀴는 정상운전조건, 예상과도조건 그리고 안전정지지진과 조합된 원자로 냉각재계통에서의 최대 분기관파단과 같은 조건에서 발생하는 힘을 견딜 수 있도록 설계되며 다음의 기준을 만족한다.

- 1) 정지상태 및 정상운전속도에서 간섭응력을 포함한 관성바퀴의 총 응력은 최대응력 방향에서 선정된 재료의 규정된 최소 극한강도값의 1/3을 초과하지 않는다.
- 2) 관성바퀴의 설계과속도는 정상운전속도의 125%이다. 이 설계과속도는 파단전누설 개념을 적용한 후 존재하는 가장 큰 파단을 예상하여 결정된 값이다. 관성바퀴 임계속도의 최소값은 최소한 설계과속도보다 10% 이상 크다.
- 3) 설계과속도에서 관성바퀴의 총 응력은 규정된 최소 극한강도의 1/2 또는 최소 항복강도의 2/3중 작은 값을 초과하지 않는다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

- 4) 결합부이완속도(joint release speed)에서 관성바퀴의 총 응력은 규정된 최소 극한강도의 1/2 또는 최소 항복강도의 2/3중 작은 값을 초과하지 않는다. 결합부이완속도는 최소한 정상운전속도의 150%이다.
- 5) 펌프와 전동기의 축 또는 베어링과 커플링은, 정상운전이나 예상과도상태 하중과 안전정지지진과 조합된 파단전누설 개념 적용후의 최대 배관파단 하중과의 어떠한 조합하중에도 견딜 수 있다.
- 6) 선정된 관성바퀴 재질의 파괴역학적 평가를 통해서 최대허용 균열로 인하여 발생할 수 있는 연성 및 비연성 파손의 가능성이 없음이 입증된다.

각 관성바퀴는 위의 나.2)항에서 정의된 설계과속도 즉, 정상운전속도의 125%에서 시험되며, 100% 체적 초음파검사를 하기 위한 접근이 가능하다. 전동기에 부착된 관성바퀴는 최소한위 전동기 분해로 이 검사를 받을 수 있도록 설계된다.

가동중검사 프로그램은 KEPIC MI에 따른 일정과 일치하는 연료교체 또는 예방정비기간중 약 3-1/3년 주기로 내경 및 키 홈과 같이 최대응력 집중영역에 대한 초음파검사를 포함한다. 관성바퀴의 탈착은 필요하지 않다.

모든 노출면의 표면검사와 100% 체적 초음파검사는 KEPIC MI에 따른 가동중검사 일정과 일치하는 연료교체 또는 예방정비기간중 약 10년 주기로 수행한다.

각 관성바퀴는 위에서 정의한 가동중검사 방법을 반영한 가동전검사를 받는다. 검사절차 및 허용기준은 KEPIC MN을 따른다.



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.1.2 설계개요

표 5.4-1은 원자로냉각재펌프의 주요 설계인자를 나열하고 있으며 그림 5.4-1은 펌프와 전동기의 배열을 나타낸다. 원자로냉각재펌프의 지지대는 5.4.14절에서 기술하고 있고, 배관 및 계기 도면은 그림 5.1-4에 나타나 있다.

4대의 원자로냉각재펌프는 직립, 1단(single stage), 하부흡입, 수평토출, 전동기구동의 원심펌프이다. 펌프 임펠러는 축에 결합되고, 펌프축의 정렬은 펌프내의 물유회방식의 레이디얼 베어링과 전동기 지지대의 레이디얼 및 쓰러스트 베어링에 의하여 유지된다. 펌프와 전동기 축은 커플링에 의하여 직접 연결된다.

축밀봉장치는 직렬로 연결된 2개의 면형 기계적 밀봉장치로 구성되며 각 밀봉장치 양단에 동일한 압력차를 유지하기 위하여 제어누설우회관이 설치되어 있다. 밀봉장치는  $175.8 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (2,500 psia)의 압력으로 설계되며, 원자로냉각재계통으로부터의 누설 압력을 제어유출 압력까지 감소시키도록 설계된다. 상단에 위치하는 3번째의 면형 저압증기 밀봉장치는 펌프가 운전되지 않을 때 계통운전압력을 견딜 수 있도록 설계된다. 2차 압력 밀봉장치를 통과한 누설과 제어 누설은 화학 및 체적제어계통내의 체적제어탱크까지 연결된 배관을 통하여 배출된다. 저압증기 밀봉장치를 통과한 누설은 원자로배수탱크로 연결된 배관을 통하여 수집된다.

밀봉장치내의 밀봉수 온도는 수냉식 열교환기에 의하여 적절한 제한치내로 유지된다. 또한, 외부의 밀봉수주입계통은 밀봉수를 밀봉장치내로 공급한다. 축밀봉계통의 성능은 압력-온도 측정장비와 외부에 설치된 유량계로 감시되며, 외부에 설치된 유량계는 밀봉누설량과 제어우회유량을 더한 유량을 측정한다. 축밀봉장치는 펌프 케이싱을 배수하거나 축을 제거하지 않고 교체할 수 있다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

축밀봉장치는 밀봉누설량에 제어우회유량을 더한 값이 대략 아래에 주어진 값 이내로 제한되도록 설계된다.

펌프당 밀봉누설량에 제어우회유량을 더한 값 :

모든 밀봉장치가 작동할 때(정상)	12.0 L/min (3.2 gpm)
2개의 밀봉장치가 손상될 때(비정상)	38.3 L/min (10.1 gpm)
1개의 밀봉장치가 손상될 때(비정상)	16.7 L/min (4.4 gpm)

전동기는 1대의 펌프 또는 4대의 펌프 운전시 발생하는 유량에서 연속운전이 가능하도록 선정되며, 이 때 원자로냉각재의 비중은 0.74에서 1.0이다. 또한, 전동기 단자에서 정상정격전압의 80%까지 강하하더라도 전출력에서의 속도까지 기동 및 가속할 수 있도록 설계된다.

각 전동기는 역회전방지장치를 갖추고 있는데, 이 장치는 다음의 조건에서 임펠러가 역회전하는 것을 방지하도록 설계된다.

가. 전동기가 역회전 방향으로 잘못 배선되는 경우의 전동기 기동토크

나. 파단전누설개념이 적용된 배관을 제외한 가장 큰 배관파단사고시 펌프의 역방향으로 흐르는 원자로냉각재 유량

#### 5.4.1.3 평가

원자로냉각재펌프는 원자로냉각재계통의 열수력학적 해석에서 이용되는 설계유량 범위 내의 유량을 전달하도록 선정된다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

정상상태 및 예상되는 과도상태의 해석은 최소설계유량을 가정하여 수행된다. 원자로냉각재펌프의 성능을 평가하기 위한 시험은 핵연료장전 후 고온기능시험동안 적절한 유량이 흐르는지 확인하기 위하여 실시된다.

펌프축을 통과하여 펌프에서 발생하는 누설량은 축밀봉장치에 의하여 조절되고 밀봉실로 들어가는 냉각재는 원자로건물로의 원자로냉각재 누설을 방지하기 위하여 밀폐된 계통내에서 냉각되고 수집된다. 밀봉장치 운전을 감시하기 위한 계측기가 설치된다.

관성바퀴의 설계과속도는 정상속도의 125%이다. 설계과속도에서 각 관성바퀴의 과속도 시험은 조립에 앞서 실시된다. 펌프관성바퀴의 건전성에 관한 내용은 5.4.1.1절에 기술되어 있다.

파단전누설개념이 적용되지 않는 부분에서 발생하고 펌프의 역유량을 형성케하는 배관 파단의 경우 역회전방지장치가 임펠러의 역회전을 방지하게 된다. 파단전누설개념이 적용되지 않는 부분에서 발생하고 펌프 임펠러를 가속하여 펌프 유량을 증가시키는 배관파단의 경우, 예상되는 배관파단으로 인한 가장 높은 과속도는 관성바퀴의 최저임계속도 이하이다.

펌프와 전동기의 오일윤활베어링은 내부의 오일계통에 의하여 윤활되고 각 베어링 장치는 오일탱크 방식 또는 강제급유 방식 등으로 구성되는 내부의 오일계통을 갖고 있다. 정상운전동안 펌프의 작동은 내부의 펌프장치에 의하여 이루어지기 때문에 외부의 펌프는 필요 없다.

윤활용 오일은 오일탱크에 잠겨있는 냉각용 코일에 의하여 냉각되고, 오일탱크와 냉각용 코일은 전동기 지지대 내에 설치되고 내진범주 I급으로서 설계되며 ASME Sec. III 등급 3으로 설계 및 제작된다. 이것은 CENPD-201-A에 규정되어 있으며, 이 보고서는 1차측기기냉각수 상실사고시의 원자로냉각재펌프의 성능을 입증하고 있다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

펌프와 전동기의 운전이 발전소의 안전을 위하여 필수적이지 않지만, 이렇게 설계함으로써 원자로냉각재펌프와 전동기의 오일유회계통에 대한 직접적인 지진영향을 최소화하여 적절한 관성서행특성에 해로운 영향이 미치지 않도록 한다.

베어링금속온도, 오일유량 및 압력, 오일수위, 1차측기기냉각수 유량과 압력을 주제어실에서 연속적으로 감시하고 경보가 발생하도록 설계한다.

원자로냉각재펌프 및 전동기의 오일유회계통으로 1차측기기냉각수 공급이 중단되거나 운전중 오일누설이 발생할 경우에는, 운전원은 오일계통으로 냉각수 공급이 상실되자마자 경계상태에 있어야 하고 출력을 감소시키기 위하여 최소한 30분간의 시간적 여유가 있어야 하며 필요하다면 베어링의 고착을 방지하기 위하여 원자로냉각재펌프의 전동기를 정지시키게 된다. 이 시간제한값은 CENPD-201-A에 설정되어 있으며, 보고서 부록A의 해석을 증명하기 위한 시험이 WEC사에서 의해 실시되었다. 오일저장조에 1차측기기냉각수를 차단하였을 때, 오일저장조의 온도가 최대 115.6°C (240°F)까지 유지된다는 것이 입증되었다. CENPD-201-A에 기술된 바와 같이 밀봉장치의 운전성을 입증하기 위하여 펌프 밀봉장치에 냉각수를 차단한 시험이 실시되었다. 모든 원자로냉각재펌프의 전동기에 1차측기기냉각수가 동시에 상실되었을 경우, 발전소의 안전성을 확보하고 원자로냉각재펌프 전동기의 정상적인 관성서행능력을 유지하기 위한 시간으로 30분이 적절하다.

1차측기기냉각수가 상실된 동안 베어링손상에 기인한 축 고착현상은 다음과 같은 이유로 발생하지 않는다.

- 가. 정상적으로 냉각수에 의하여 제거되는 베어링내에서 발생하는 열은 대체 경로를 통하여 전달되도록 설계된다. 베어링을 감싸고 있는 유회용 오일탱크, 열교환기 코일에 남아있는 냉각수, 또는 이 베어링과 오일탱크를 구성하는 금속재가 모두 열제거원의 역할을 한다. 또한, 펌프축 아래로의 열전도 및 오일탱

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

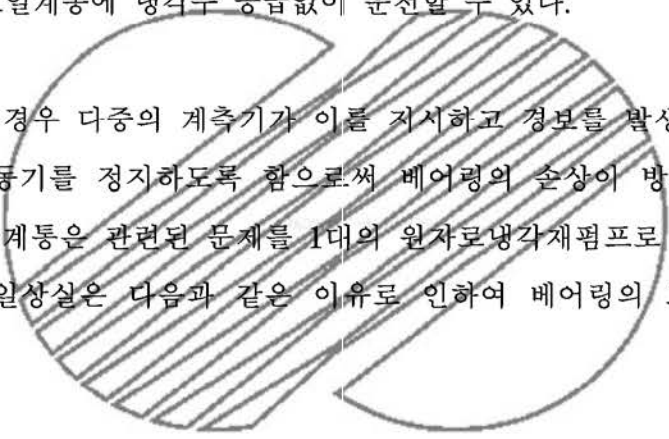
크 외부로의 열복사로 인하여 온도상승이 감소한다.

나. 베어링장치가 회전함으로써 가.항에 기술된 열전달을 확보하기 위한 적절한 오일 유량을 확보하고 가열된 오일을 혼합시킨다.

다. 점성이 상당히 감소할 정도로 오일의 온도가 상승할 경우에도 금속간의 접촉을 방지하는 윤활막을 계속 형성하도록 쓰러스트 베어링을 설계한다.

라. 운전과 시험의 경험으로 볼 때 원자로냉각재펌프의 전동기는 적어도 30분동안 윤활용오일계통에 냉각수 공급없이 운전할 수 있다.

오일누설이 발생할 경우 다중의 계측기가 이를 지시하고 경보를 발생하여 운전원이 원자로냉각재펌프의 전동기를 정지하도록 함으로써 베어링의 손상이 방지된다. 오일누설의 경우에 분리된 윤활계통은 관련된 문제를 1대의 원자로냉각재펌프로 국한시킨다. 베어링 오일저장조내의 오일상실은 다음과 같은 이유로 인하여 베어링의 고착현상을 일으키지 않는다.



가. 온도 및 오일수위 감시기는 비정상 운전상황을 감지하여 이를 알려준다.

나. 펌프에 설치된 진동감지장치로 베어링손상을 감지하고, 이 경우 운전원이 펌프의 운전을 정지할 수 있다.

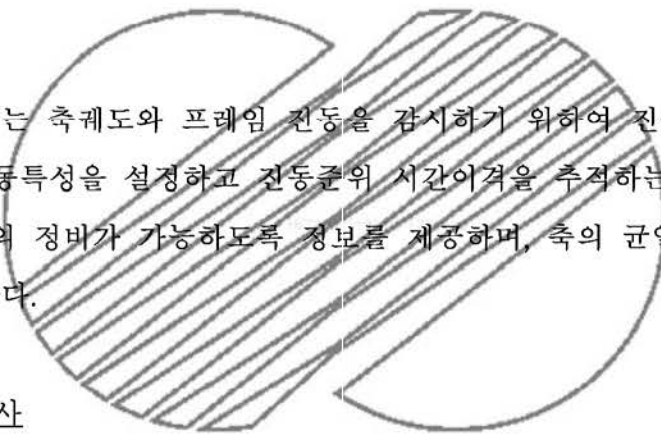
다. 위의 보호장치가 상실되면 전동기에서 발생하는 높은 토크로 인하여 베어링이 점진적으로 손상을 입게 되나 급격한 축 고착현상은 일어나지 않는다. 산업계의 운전경험에 의하면 배빗 베어링 표면이 마모되거나 베어링패드 및 슬리브가 심하게 마모될지라도 축은 계속해서 회전할 수 있음을 알 수 있다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

극히 가능성은 적지만 원자로냉각재펌프의 전동기가 운전중 베어링이 고착되어 1대의 펌프가 운전 불능인 경우 해석결과에서 입증된 바와 같이 다른 원자로냉각재펌프가 노심에 적절한 유량을 공급할 수 있다.

그림 5.1-4는 펌프의 기동을 위한 오일급유계통을 나타내고 있다. 오일급유계통은 펌프의 쓰러스트 베어링에 고압의 오일을 공급하여, 회전자를 들어올리게 되며 펌프의 기동중 베어링의 마찰을 감소시킨다. 연동장치는 오일 공급이 충분히 이루어질 때까지 펌프 기동을 방지하고 펌프가 정상속도에 도달할 때 오일급유계통을 정지시킨다. 정상운전 동안 오일급유가 필요하지 않기 때문에, 이 계통내의 오일누설은 베어링의 손상을 일으키지 않는다.

원자로냉각재펌프에는 축궤도와 프레임 진동을 감시하기 위하여 진동감시계통이 있으며, 이 계통은 기준 진동특성을 설정하고 진동준위 시간이격을 추적하는데 이용된다. 이 계통은 예방차원에서의 정비가 가능하도록 정보를 제공하며, 축의 균열발생과 같은 비정상적인 상태를 감지한다.



#### 5.4.1.4 시험과 검사

원자로냉각재펌프의 압력경계부분은 ASME Sec. III의 등급 1 기기에 대한 요건에 따라 비파괴검사를 수행한다.

펌프케이싱에 대해서는 완전한 방사선투과검사 및 액체침투 또는 초음파시험 등의 검사를 실시한다. 펌프에 대해서는 제작공장과 발전소현장에서 수압시험을 실시한다. 펌프 압력 경계부분의 가동중검사는 KEPIC MI의 요구조건에 따라서 발전소 수명기간동안 실시되며, 미국수력협회(HI)의 표준요건에 따라서 최소한 전 정상운전 범위에 대하여 제작자의 공장내에서 성능을 시험한다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

또한, 이 시험은 규정된 여러 운전조건에서 펌프를 운전할 수 있음을 보여주고 통상적으로 실시하는 시험으로는 고온 및 저온 성능시험과 기동 및 정지 반복시험 등이며 특별한 시험은 1대의 펌프에 대하여 실시된다. 이러한 시험은 냉각수와 밀봉수가 동시에 또는 각각 상실되었을 경우를 포함하며, 펌프제작자 공장에서 시험하는 동안 진동은 펌프의 여러 곳에서 측정된다. 진동진폭에 대한 절대기준을 만족함과 더불어 임계속도에 대한 문제가 있는지 여부를 조사하기 위해 시험결과를 검토한다.

펌프의 전동기에 대해서는 NEMA MG-1의 요건에 따라서 통상적인 시험이 실시된다. 이 시험을 통하여 전동기가 진동 제한값 이내에 있다는 것을 확인한다. 최소한 1대의 전동기는 펌프제작자 공장에서 시험하는 동안 펌프구동기로 사용되므로 전동기 시험도 병행된다.

밀봉장치에 대한 충분한 운전경험이 부족한 경우에 다음과 같은 시험을 실시하여 밀봉계통의 신뢰성을 확인한다.

가. 원자로냉각재 환경조건과의 적합성 여부를 판정하기 위한 밀봉재질시험

나. 전밀봉장치의 수명시험

원자로냉각재펌프의 모든 시험은 동일한 시험운전조건에서 실시한다.

원자로냉각재펌프 완성바퀴의 시험 및 검사는 5.4.1.1절에 기술되어 있다.

### 5.4.2 중기발생기

#### 5.4.2.1 설계기준



### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

232.2°C (450°F)의 급수가 공급될 때 증기출구노즐 압력이 75.2 kg/cm<sup>2</sup>A (1,070 psia)인 상태에서, 5.769×10<sup>6</sup> kg/hr (12.72×10<sup>6</sup> lb/hr)의 증기가 생산될 수 있도록 2대의 증기발생기가 열출력 2,825 MW의 용량으로 설계된다. 증기발생기 쉘쪽의 습분분리기와 증기건조기는 정상운전시 최고출력상태에서 증기중 습분의 양을 0.25 wt% 이하로 제한하고 있다. 표 5.4-2에 증기발생기의 설계변수를 기술하였다. 전열관을 포함한 증기발생기는 3.9.1절에 명시된 원자로냉각재계통의 과도조건을 고려하여 설계하는데, 이 때 규정된 사이클수에 대한 KEPIC MN의 허용용력한계를 넘지 않도록 하고 있다. 모든 과도조건은 지원계통 설계능력(supportive system design capabilities)을 고려하여 운전조건을 보수적으로 가정하여 수립된 것이다.

증기발생기는 고유진동주파수가 정상운전 및 비정상조건 중에서 예측되는 진동주파수의 범주를 충분히 벗어나 있다는 것을 보장하도록 설계한다.

전열관 및 전열관 지지물은 2차측 유동에서 기인하는 진동과 원자로냉각재펌프에서 기인하는 진동을 고려하여 설계 및 제작된다. 아울러, 증기발생기는 증기노즐이 파단되었을 때 야기되는 취출력에 견딜 수 있도록 설계된다. 또한, 증기발생기는 급수노즐중 어느 하나가 파단되는 경우에도 견딜 수 있도록 설계된다. 두 사고가 동시에 발생하는 경우는 고려하지 않는다.

증기발생기 전열관은 외경 [REDACTED], 공칭 벽두께 [REDACTED]의 Ni-Cr-Fe 합금으로 되어 있다.

증기발생기 전열관파열사고란 원자로냉각재계통과 주증기계통 사이의 분리벽이 파괴되었음을 의미한다. 증기발생기 전열관의 누설은 원자로냉각재가 주증기계통으로 흘러들어가는 것을 뜻하므로 이 방벽의 건전성은 방사선 안전성 측면에서 중요하다. 즉, 원자로냉각재에 포함되어 있는 방사성물질은 해당 증기발생기의 2차측 물과 혼합되며, 증기에 섞



### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

여 터빈으로 이동한 후 복수기로 옮겨 가거나 터빈우회계통을 통하여 직접 복수기로 이송된다. 복수기내에서 비응축성의 방사성 기체는 복수기진공계통을 통하여 제거되며, 대기 방출관에서의 기체 방사능 농도가 허용제한치에 도달하면 대기방출밸브가 자동으로 닫히고 방사성 기체는 원자로건물 정상배수조영역으로 방출된다.

원자력발전소의 증기발생기 운전경험에서 볼 때, 발생가능성이 높은 파손 형태는 작은 관통부위를 생성하는 것으로, 여기에는 핀홀 혹은 전열관에서의 작은 균열이나 전열관과 튜브쉬트 사이에 밀봉용접부에서의 균열 발생이 포함된다.

이러한 핀홀 또는 균열 발생을 최소화하기 위해 5.4.2.4.1절에 기술된 바와 같이 신고리 1,2호기 전열관의 재질로 내부식성이 우수한 인코넬 690TT를 적용하며 열화방지를 위한 관리를 수행한다. 증기발생기 전열관 누설의 발견 및 관리에 대해서는 5.2절에 기술되어 있다.

증기발생기 2차측에서의 방사능 농도는 원자로냉각재대의 방사성 핵종의 농도와 1차측 및 2차측 사이의 누설률 및 증기발생기 취출률과 관계가 있다. 정상운전 기간중 증기발생기의 2차측에서 예상되는 미방사능(specific activities)에 대해서는 11.2절에 기술되어 있다.

증기발생기내 재순환 용수에는 적합한 화학관리를 위해 필요한 휘발성의 첨가제를 포함시키도록 한다. 주증기계통과 관련한 화학성분에 대해서는 10.3.5절에 기술되어 있다.

#### 5.4.2.2 개요

그림 5.4-2는 증기발생기를 보여주고 있다. 증기발생기의 셸측에 장착된 습분분리기는 출구측 증기의 습분을 제한하고 있다. 증기발생기의 내부구조물은 정비용 출입구와 핸드홀을 통하여 접근 가능하다. 원자로냉각재는 1개의 입구노즐을 통하여 증기발생기의 하부로 들어가서 전열관을 통과한 후 2개의 출구노즐을 통하여 빠져 나가게 된다. 수직의 분리판은 하부헤드를 입구 및 출구 플레넘(plenum)으로 나눈다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

일체형 이코노마이저(economizer)가 장착된 증기발생기는 많은 측면에서 이전의 전열관 재순환 증기발생기와 유사하다. 근본적인 차이점은 급수를 하향유로 채널내의 재순환수류와 혼합시키기 위해 단순히 분사기(sparger)를 통하게 하는 대신에 급수의 일부를 증기발생기내의 별도의 부분으로 보낸다는 것이다. 전열관의 지온관 혹은 출구 끝에 전열관 다발로 구성된 반원통형 부분이 수직분리판으로 전열관 다발의 나머지 부분과 나뉘어 있다. 급수는 직접 이 부위로 들어가서 증발기 부위로 방출되기 전에 예열된다. 증발기의 하부에서 하향유로 채널부위는 증기발생기 단면중 한쪽 절반을 차지한다. 이러한 비대칭성의 영향은 재순환 비율 및 내부 유량 계산시와 전열관 지지구조물 설계시에 고려된다.

수직으로 세워져 있는 전열관의 열전달면에서 생성된 증기-습기 혼합물은 습분분리기로 들어가 원심운동을 일으켜 증기와 수분입자로 분리된다. 수분은 습분분리기 하우징의 미세구멍을 통해 빠져나와 하향유로 채널을 통해 순환을 계속하게 된다. 증기는 주름잡힌 판형의 건조기를 통과함으로써 최종 건조된다.

증기발생기는 전열관 막음을 위해 8%의 전열면적 여유를 가지도록 설계된다.

전열관 다발 중앙공동영역 상부 전열관과 상부지지구조물과의 마모 손상을 억제하기 위하여 2개의 에그크레이트 유량분배판(Eggcrate Flow Distribution Plate)이 #7 및 #8 전열관 격자지지판(Eggcrate)의 중앙부에 설치되는 설계가 적용되었다.

이코노마이저를 포함하여 증기발생기 급수노즐에서 증기출구노즐까지의 압력강하는  $2.81 \text{ kg/cm}^2$  (40 psi) 이하로 설계되었다.

증기발생기 지지구조물은 5.4.14절에 기술되어 있다.

### 5.4.2.3 이코노마이저의 건전성

이코노마이저 부분은 운전과도조건, 발전소기동 및 대기운전조건, 그리고 급수상실사고

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

및 급수관파단과 같은 사고조건을 충분히 고려하여 설계되었다. 각 부품에 대한 구조설계는 KEPIC MNZ 부록 G의 설계규칙과 적절한 하중분류법에 따라 이러한 여러 조건에서 열하중 및 압력하중을 견디는데 적합하도록 되어 있으며, 급수관 파단시 취출에 의하여 발생하는 일차응력도 고려하여 설계되었다. 2차측의 증발기부분에서 이코노마이저 영역을 분리하는 분리판은 용기셸과 튜브시트 중심에 용접되어 있는 원통형 지지물로 지지된다. 분리통의 크기는 그다지 크지 않으나 일차 튜브시트 스테이 원통의 연장으로 이코노마이저의 높이까지 뻗어있다. 전열관지지/유량격막판은 용기셸, 분리통 및 튜브시트로 부터 일련의 지지봉을 통하여 지지된다. 지지봉은 또한 지지판 간격조정 역할도 하게 되는 구조물로서 인장 및 좌굴하중을 견디도록 설계한다. 박판은 차압이 걸릴 때 붕괴될 가능성이 있으므로 사용하지 않는다.

### 5.4.2.4 증기발생기 재료

증기발생기 제작시 사용하는 압력경계 재료를 표 5.2-4에 기술하였다. 이들 재료는 KEPIC MN(해외 구매품목은 ASME Sec. III 적용)을 만족한다. 증기발생기 제작시 이용되는 코드 케이스는 5.2.1절에 기술되어 있다.

증기발생기 1 등급 부위는 KEPIC의 파괴인성요건을 만족한다. 파괴인성시험과 관련한 상세한 사항은 5.2.3절에 기술되어 있다.

최종 조립 및 선적작업중 유지해야 하는 청정 기술과 관련되는 사항은 5.2.3절에 기술되어 있다.

#### 5.4.2.4.1 증기발생기 전열관

튜브시트에 전열관을 체결하는 방법은 KEPIC MN 및 MQ의 요건을 따른다. 튜브시트 내의 전열관 확관은 튜브시트내의 전열관 길이를 따라 어떠한 동공이나 틈이 존재하지

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

않도록 완벽해야 한다.

전열관 재료의 열화로 인하여 몇몇 운전중인 원자력발전소의 증기발생기 전열관에서 누설이 있었다. 누설이 발생한 전열관을 검사해 본 결과 다섯 가지의 손상기구가 누설의 주요 원인임이 밝혀졌다. 이들 원인은 다음과 같다. (1) 2차측 응력부식균열(outer diameter stress corrosion cracking) (2) 웨이스티지(wastage) 혹은 전열관 벽두께 감소(tube wall thinning), (3) 1차측 응력부식균열(primary water stress corrosion cracking), (4) 프레팅 마모(fretting wear) 및 (5) 고사이클 피로(high cycle fatigue). 이 같은 형태의 열화는 부식에 기인하거나 혹은 기계적인 열화로 구분된다. 부식에 의한 열화는 인산염을 포함하는 화학성분하에서 운전되는 증기발생기나 높은 잔류응력 및 부식에 민감한 전열관 재료와 관련이 있으며 기계적인 열화는 증기발생기의 지지구조물 특성 및 증기발생기내 열수력 조건과 관련이 있다. 응력부식형태의 파손은 10.3.5절에 규정한 제한치에 맞추어 급수의 화학성분을 조정하고 Alloy 690TP 재료를 전열관 재료로 사용함으로써 억제할 수 있다. 국부 웨이스티지 혹은 전열관 벽두께 감소는 전회발성 수처리 및 엄격한 수질화학 관리지침의 이행을 통해 발생을 억제할 수 있다. 프레팅 마모 혹은 고사이클 피로와 같은 열화는 충분한 전열관의 지지와 증기발생기내부 중심 상부에 위치한 유량조절판의 설치로서 이를 억제할 수 있다. 증기발생기 2차측에서의 슬러지 제거에 대해서는 10.4.8절에 기술되어 있다.

영광 3,4호기 증기발생기 이코노마이저 부분에서 유체유발진동(flow-induced vibration)으로부터 전열관이 건전함을 보여주기 위하여 시험이 수행되었다. 이 자료는 [ ] 과 [ ] 에 기술되어 있다.

신고리 1,2호기 증기발생기 설계는 영광 3,4호기 대비 전열관 재질이 변경되었으나, 기본설계가 영광 3,4호기와 동일하며 전열관 재질 인코넬 690의 기계적 특성도 인코넬 600과 거의 유사하므로, 위와 같은 영광 3,4호기 시험결과가 신고리 1,2호기에도 적용될 수 있다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

신고리 1,2호기 증기발생기의 인코넬 690 전열관은 제작과정에서 열처리(thermal treatment)되었다. 이러한 전열관 재질은 일차냉각수 용력부식균열(primary water stress corrosion crack)에 민감하지 않다.

또한, 신고리 1,2호기 증기발생기의 설계에서는 2차측 전열관 지지구조물의 재료로 스테인레스강을 사용하였다. 전열관 지지구조물 설계와 2차측 냉각수 화학성분에 대한 적절한 조절이 함께 고려된 이러한 재료는 피팅(pitting)과 덴팅(denting)에 의한 전열관 열화(degradation)를 최소화할 수 있다.

2차측 고유량(high-capacity)취출계통은 적절한 슬러지 제거 역할을 한다. 증기발생기 튜브시트 윗부분에 있는 2차측 작업구(shell-side handholes)는 검사와 발전소 수명기간 동안 튜브시트 윗부분에 쌓여있는 찌꺼기를 제거하기 위하여 사용된다.

신고리 1,2호기 증기발생기 상부 수직전열관 지지구조물은 U형대로 굽어진 부위에서 전열관의 유체유발 진동에 의한 마모를 방지하도록 설계한다.

증기발생기 설계시 관막음의 필요성을 수용하기 위해 8%의 전열관 관막음 여유를 포함하였다.

#### 5.4.2.5 시험 및 검사

증기발생기의 제작전, 제작중 및 제작후에 KEPIC MN에 따른 비파괴시험을 수행한다.

증기발생기의 1차측 및 2차측에 대한 초기 수압시험은 KEPIC MN에 따라 수행하며 또한 누설시험도 수행된다. 수압시험이 종료된 후에는 자분탐상검사를 접근 가능한 모든 용접부에 대해 시행한다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

증기발생기의 가동중검사는 5.2.4절에 기술되어 있다.

### 5.4.3 원자로냉각재 배관

#### 5.4.3.1 설계기준

표 5.2-1에 적용 가능한 설계코드를 표시하였다. 원자로냉각재 배관은 3.9.1절에 표시한 모든 과도조건을 만족하도록 설계 및 해석이 수행된다. 아울러, 보조계통에서 원자로냉각재계통으로 유입하는 유체로 인하여 생성되는 국부 열 과도현상을 견디어야 하는 노즐은 해석을 통해 부수적인 과도조건을 수용할 수 있음이 보장되었다.

배관은 내진범주 I급으로 설계하며 또한 고유진동주파수가 정상운전 및 비정상조건하에서 예상되는 진동주파수의 범위를 충분히 벗어나도록 설계한다. 원자로냉각재배관에 대한 지진 및 동적 해석 그리고 설계기준과 연관되는 상세한 정보는 3.7.2절 및 3.9.2절에 각각 기술되어 있다.

#### 5.4.3.2 개요

2개의 열전달 루프는 각각 5개 부분의 배관 즉, 원자로용기 출구노즐에서 증기발생기 입구노즐까지의 1,066.8 mm (42 in) 내경을 갖는 배관 1개와, 증기발생기의 2개 출구노즐에서 원자로냉각재펌프의 흡입노즐까지의 762 mm (30 in) 내경을 갖는 배관 2개, 그리고 펌프의 방출노즐에서 원자로용기 입구노즐까지의 762 mm (30 in) 내경을 갖는 배관 2개로 구성되어 있다. 이들 배관의 명칭은 각각 고온관, 흡입관(suction leg), 펌프토출관(pump discharge leg)이라고 한다. 흡입관과 펌프토출관은 또한 저온관이라고도 한다. 원자로냉각재 배관중 상기 배관 이외의 주요 배관에는 가압기 및 고온관사이의 305 mm (12 in)의 밀립관과 가압기 끝에서는 102 mm (4 in)이었다가 76 mm (3 in)으로 줄어 2개의 펌프토출관으로 연결되는 살수관이 있다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

내경 1,066.8 mm (42 in)와 762 mm (30 in)의 관 크기는 침식, 압력강하 및 계통내 체적 간에 합리적인 균형을 유지할 수 있는 냉각재 속도로부터 선택된 값이다. 밀림관의 크기는 최대 흡입밀림 동안에 가압기와 열전달루프 사이의 압력차이가 계통설계압력의 5% 이하가 되도록 마찰 수두손실을 제한하여 결정되었다. 살수관의 크기는 5.4.10절에 기술되어 있다.

발전소 건설중 현장 용접량을 줄이기 위해 1,066.8 mm (42 in) 및 762 mm (30 in) 배관은 계기노즐과 보조계통과 연결하는 연결노즐들을 공장에서 설치하여 일차 조립상태로 공급한다. 노즐에는 필요한 경우 배관의 현장용접을 용이하게 하기 위해 안전단을 연결하여 공급한다.

5.56 mm×25.4 mm (7/32 in×1 in)의 유량제한 오리피스는 노즐의 파단발생 취출시 유량 제한을 위한 것으로 원자로냉각재계통 계기 및 표본 채취관 노즐에 설치된다.

### 5.4.3.3 재료

배관 제조시 사용되는 재료를 표 5.2-2에 기술하였다. 이들 재료는 KEPIC MN(해외 구매품목은 ASME Sec. III 적용)을 만족한다. 응력부식균열과 연관되는 여러 인자들을 관리하는데 필요한 제반 규정은 5.2.3절에 기술하였다.

원자로냉각재 배관의 파괴인성은 5.2.3절에 기술되어 있다.

### 5.4.3.4 시험 및 검사

원자로냉각재 배관은 제작전, 제작중 및 제작후 KEPIC MN에 따른 비파괴시험을 수행한다. 또한, 조립이 완료된 원자로냉각재계통은 KEPIC MN에 따라 수압시험을 한다.



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

원자로냉각재 배관의 가동중검사에 대해서는 5.2.4절에 기술되어 있다.

### 5.4.3.4.1 원자로냉각재 누설에 대한 제한

총 누설량 및 미확인 누설량에 대한 제한치는 운영기술지침서에 기술되어 있다.

### 5.4.4 주증기관 유량제한기

#### 5.4.4.1 설계기준

증기발생기의 증기노즐에는 가상의 주증기관 파단사고시에 증기 유량을 제한하도록 유량 제한기를 설치하여야 한다. 주증기관 파단사고시에 유량제한기의 노즐 목 부근에서 임계 유동이 발생하여 방출유량이 제한된다. 이 유량제한기를 설치함으로써 몇 가지 보호측면의 이점이 있다. 원자로건물 압력의 갑작스런 증가를 방지하며 원자로냉각재로부터의 열 제거율을 허용범위안으로 제한할 수 있고 주증기관에서의 추력을 줄인다. 그리고, 중요한 것은 증기발생기 내부구조물(특히, 튜브시트와 전열관)에 미치는 응력을 제한하는 것이다. 이 유량제한기는 정상운전중 증기가 제한기를 통과할 때 발생하는 압력손실을 최소화 시키도록 설계하였다.

#### 5.4.4.2 설계사항

증기발생기 증기노즐은 일체형 벤츄리형태의 유량제한기로 단조되었다. 노즐의 벤츄리 부분은 유동면적을 70% 줄이도록 설계하였다.

#### 5.4.4.3 설계평가



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

구조적 적합성을 보장하기 위해 유량제한기 설계에 대해 충분한 분석을 수행하였다. 운전설계유량  $1.44 \times 10^6$  kg/hr ( $3.18 \times 10^6$  lb/hr)이 흐를 때 유량제한기의 확관부위에서의 압력감소는 약  $0.35$  kg/cm<sup>2</sup> (5 psi)이며, 증기발생기 증기 돔 영역에서 유량제한기 출구까지는 약  $0.42$  kg/cm<sup>2</sup> (6 psi)이다. 유량제한기의 구조, 재질 및 제작은 KEPIC MNB를 따랐다.

### 5.4.4.4 시험 및 검사

이 유량제한기는 증기계통 경계내의 부분이 아니기 때문에 제작, 검증, 시험 및 검사외에 다른 시험 및 검사를 요구하지 않는다.

### 5.4.5 주증기격리계통

주증기격리계통은 주증기계통과 공학적안전설비 작동계통의 일부분이며, 본 장에서 기술하는 것은 7.3절에 기술된 주증기격리신호에 응답하는 계통중 하나이다.

방사능에 대한 고려사항은 12.3절에 기술되어 있다.

#### 5.4.5.1 설계기준

- 가. 주증기격리밸브들은 주증기관 파열사고시 증기발생기와 주증기관을 격리 시키도록 설계된다.
- 나. 주증기관격리밸브들은 6.2.4절에 기술되어 있는 설계기준사고시 주증기관에 대하여 원자로건물 격리기능을 수행하도록 설계된다. 원자로건물 외부에서의 주증기관 파열사고시 주증기 격리기능은 대기로의 방사능 누출 가능성을 감소시킨다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

다. 주증기관 격리밸브들은 정비를 위해 필요한 경우 주증기관과 증기발생기를 격리시키도록 설계된다.

### 5.4.5.2 계통설계

#### 5.4.5.2.1 개요

4개의 주증기관 각각에 양방향으로부터의 유량을 정지시키기 위해 설계되고, 밸브 고장시 닫히도록 설계된 전기유압 구동자를 갖춘 하나의 동력구동 주증기격리밸브가 설치된다. 각각의 밸브는 원자로건물 외부에 위치되고, IEEE 603 요건에 따라 공학적안전설비작동계통으로부터 작동되는 구동자를 갖추고 있다. 주증기관을 격리시키기 위해 요구되는 논리회로는 7.3절에 기술되고 주증기계통 밸브들 및 배열은 10.3.2절에 설명되어 있다.

#### 5.4.5.2.2 기기설명

주증기격리계통은 주증기격리밸브 및 관련 계측제어설비로 구성된다. 주증기격리밸브들은 주증기격리신호 접수시 닫히거나 고장시 닫히도록 설계된 원격조정 밸브들이다.

#### 5.4.5.2.3 계통운전

주증기격리밸브들은 운전중이거나 사고시 증기발생기와 주증기관을 격리시키도록 설계된다. 원자로건물 내부에서 주증기관 파단은 원자로건물의 압력상승을 유발한다. 건전한 증기발생기로부터의 역류방지 또한 주증기격리밸브를 통해 이루어지며, 밸브는 주증기격리신호 접수후 5초 이내에 완전히 폐쇄된다. 주증기격리계통 기기들은 3.11절에 규정되어진 환경에 견디도록 검증되어 진다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.5.3 설계평가

설계평가는 다음과 같다.

가. 주증기격리밸브는 공학적안전설비작동계통으로부터 신호 접수후 5초 이내에 증기발생기를 격리시킬수 있다. 주증기관 파단시, 이러한 격리는 건전한 증기 발생기로부터 연속적이며 무제한된 증기방출을 방지한다.

나. 주증기격리밸브, 구동자 및 관련회로는 내진범주 I급이며 고에너지 배관파단의 영향 및 비산물에 대해 보호된다.

### 5.4.5.4 시험 및 검사

모든 주증기격리밸브들은 표 3.2-4에 나타난 법규 및 기준에 따라 설계, 제작, 시험 및 설치된다. 운전성에 대한 보증은 3.9.3절에 기술된다.

### 5.4.6 원자로격리냉각계통

신고리 1,2호기에는 적용되지 않음.

### 5.4.7 잔열제거계통(정지냉각계통)

#### 5.4.7.1 설계기준

##### 5.4.7.1.1 개요

정지냉각계통은 주증기계통과 주급수 또는 보조급수계통(10.3절, 10.4.7절 및 10.4.9절 참조)과 함께 운전정지후 원자로냉각재계통의 온도를 정상운전 온도에서부터 재장전 온도까지 낮추는 동안 사용한다. 원자로냉각재계통의 초기 냉각은 증기발생기의 열을 복수기 또는 대기로 방출함으로써 이루어진다. 원자로냉각재의 온도와 압력이 약 176.7℃ (35

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

0°F)와 28.8 kg/cm<sup>2</sup>A (410 psia)까지 낮아진 후에 정지냉각계통은 원자로냉각재 온도를 재장전온도까지 낮추고 또한 이 온도를 재장전 동안 유지하도록 운전한다.

고온대기에서 정지냉각계통 운전을 허용하는 조건까지의 신고리 1,2호기 핵증기공급계통의 자연순환냉각에 대한 전산프로그램 모사 결과는 부록 5D에 수록되어 있다. 전산프로그램 모사는 미국원자력규제위원회 BTP RSB 5-1의 제한사항에 따라 수행되었다. 이 제한사항은 안전등급 기기만을 이용하고 소의전원상실 및 단일고장을 가정한다. 이 분석 결과는 신고리 1,2호기 핵증기공급계통이 BTP RSB 5-1의 요건에 따라 정지냉각계통 운전조건까지 냉각 및 감압될 수 있음을 보여주고 있다.

정지냉각계통은 증기발생기의 대기방출기능 및 보조급수계통과 더불어 소형파단냉각재상 실사고(6.3절 참조) 후에 원자로냉각재계통을 냉각시키는 데 사용한다. 정지냉각계통은 증기관과 급수관 파단사고, 증기발생기 전열관파단사고 후와, 발전소 기동시 원자로냉각재펌프가 운전되기 전에 노심으로의 유동을 유지하기 위해서도 사용한다.

### 5.4.7.1.2 기능적 설계기준

다음과 같은 기능적 설계기준을 정지냉각계통에 적용한다.

- 가. 단일능동고장은 발전소의 정상 냉각중 또는 설계기준사고후에도 주제어실에서 최소한 한 계열의 정지냉각계통을 작동시키는 것을 방해하지 않는다.
- 나. 정지냉각운전 동안의 단일능동기기의 고장 또는 설계기준사고 이후의 장기제순환운전 동안에 단일능동고장이나 제한된 누설의 수동고장을 가정하여도 5.4.7.1.1절에서 정의한 기능요건을 만족한다.
- 다. 두 대의 저압안전주입펌프가 사용 불가능할 때 원자로냉각재계통의 온도가 93.3°C (200°F) 이하이면 원자로건물살수펌프가 저압안전주입펌프를 대신하도록 설계된다.
- 라. 정지냉각계통의 설계압력과 온도는 63.3 kg/cm<sup>2</sup> (900 psig), 204.4°C (400°F)이다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

마. 단일고장으로 인해 정지냉각계통이 원자로냉각재계통에 의해 과압되지 않도록 한다. 원자로냉각재계통 설계압력보다 낮은 설계압력의 정지냉각계통 기기는 연동장치, 밸브 배열 및 방출밸브(5.4.7.2.3절 참조)를 활용한 과압보호 수단을 함께 제공한다.

바. 정지냉각계통은 원자로냉각재계통의 평균온도를 다음과 같이 낮춘다.

1) 두 개 계열 냉각

51.7℃ (125°F) - 원자로정지후 27.5 시간

2) 한 개 계열 냉각

98.9℃ (210°F) - 원자로정지후 36 시간내

전형적인 냉각곡선은 그림 5.4-3 및 그림 5.4-4에 나타나있다.

사. 정지냉각계통의 기기는 5.4.7.2.4절에 따라 설계한다.

아. 단기 및 장기 부식효과에 의한 계통 성능저하를 배제할 수 있도록 재질을 선정한다.

자. 정지냉각열교환기는 평균 51.7℃ (125°F)의 재장전수 온도, 35℃ (95°F)의 1차 측기기냉각수 온도와 더불어 평균 2년간의 노심평균 연소도를 기준으로 하여 원자로정지후 27.5 시간에서의 붕괴열을 제거할 수 있도록 용량을 결정한다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.7.2 계통설계

#### 5.4.7.2.1 계통구성

정지냉각계통은 원자로냉각재계통 배관 및 계장도(그림 5.1-3)와 안전주입계통 배관 및 계장도(그림 6.3-1)에 나타나 있다. 그림 6.3-2부터 그림 6.3-5까지와 표 6.3-4에는 계통 운전 동안의 다양한 위치에서의 유량이 나타나 있다. 원자로냉각재계통의 압력 및 온도는 정지냉각이 시작되는  $28.8 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (410 psia)와  $176.7^\circ\text{C}$  ( $350^\circ\text{F}$ )부터 재장전조건인 대기압과  $51.7^\circ\text{C}$  ( $125^\circ\text{F}$ )까지 변화한다. 정지냉각계통의 설계변수를 표 5.4-3에 제시하였다. 배관 파단없이 원자로냉각재계통 전체압력을 전달 수 있고 연계계통 냉각재상실사고(interfacing system LOCA)의 확률을 낮출 수 있도록 정지냉각계통 흡입부 및 토출부의 설계압력을  $63.3 \text{ kg/cm}^2$  (900 psig)로 설정하였다. 정지냉각계통 흡입부의 압력 및 온도는 원자로냉각재계통 조건을 따른다. 토출부의 운전압력은 펌프수두만큼 높고, 운전온도는 정지냉각열교환기 출구온도로 낮아진다.

정지냉각계통은 정지냉각운전 동안 두 대의 정지냉각 열교환기와 두 대의 저압안전주입 펌프를 활용한다. 원자로냉각재계통의 온도가  $93.3^\circ\text{C}$  ( $200^\circ\text{F}$ ) 이하일 때, 두 대의 저압안전주입펌프가 사용 불가능할 경우는 원자로건물살수펌프를 정지냉각열교환기로 유량을 제공하는 데 사용한다. 정지냉각 동안 원자로냉각재의 일부는 원자로용기 출구배관 (고온관)에 위치한 정지냉각노즐로 흘러나가, 저압안전주입펌프에 의해 정지냉각열교환기로 순환된 후 4개의 저압안전주입 배관을 통해 원자로냉각재계통으로 돌아간다.

정지냉각계통은 원자로냉각재상실사고 또는 주증기배관파단사고 발생시 원자로건물살수계통이 정지냉각열교환기를 사용할 수 있도록 원자로건물살수계통과 연결되어 있다.

정지냉각계통 흡입배관의 격리밸브는 정지냉각계통이 원자로냉각재계통에 의해 과압되는 것을 방지하기 위해 연동되어 있다. 이 연동장치는 5.4.7.2.3절과 7.6절에 기술하였다.

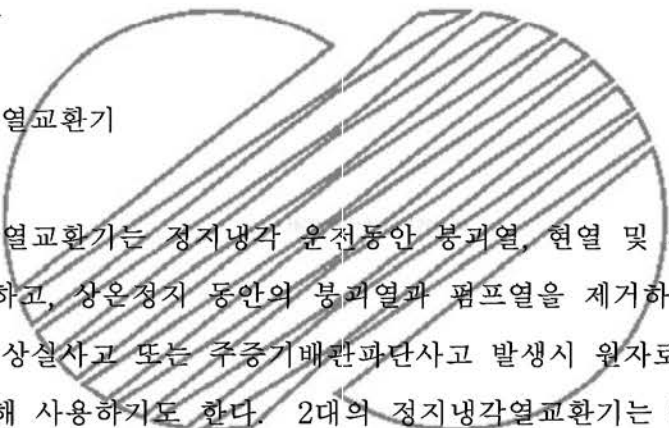
## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

정지냉각 및 저압안전주입 유량은 각 저압안전주입 모관에 설치되어 있는 오리피스형 유량계로 측정한다. 운전원은 정지냉각 운전동안 유량제어를 위하여 이 유량계측기로부터 얻은 정보를 이용한다.

각 열교환기 후단의 교축밸브로 열교환기를 통과하는 유량을 조절함으로써 냉각률을 제어한다. 열교환기를 통하는 유량의 변화를 보상하기 위해 운전원은 열교환기 우회유량을 조절하여 노심으로 주입되는 정지냉각유량을 일정하게 유지한다.

### 5.4.7.2.2 기기설명

#### 가. 정지냉각열교환기



정지냉각열교환기는 정지냉각 운전동안 붕괴열, 현열 및 저압안전주입펌프 열을 제거하고, 상온정지 동안의 붕괴열과 펌프열을 제거하는데 사용되며, 원자로냉각재상실사고 또는 주중기배관파단사고 발생시 원자로건물내 대기의 열제거를 위해 사용하기도 한다. 2대의 정지냉각열교환기는 35℃ (95°F)의 1차측 기기냉각수 설계온도와 2년간의 노심 평균연소도를 가정하여 원자로 정지 후 27.5 시간에서 51.7℃ (125°F)의 평균 재장전수 온도를 유지하도록 용량을 결정하였다. 보수적인 오염(fouling) 저항을 가정하여 열교환기의 면적에 여유분을 추가하였다.

정지냉각열교환기의 특성은 표 5.4-3에 제시하였다.

배관 파단없이 원자로냉각재계통 전체압력을 건디기 위하여 열교환기의 설계압력은 63.3 kg/cm<sup>2</sup> (900 psig)로 설정하였다.



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

정지냉각 초기의 원자로냉각재 온도에 설계여유를 더하여 설계온도를 결정하였다.

### 나. 계기

정지냉각계통의 운전은 설치되어 있는 계기를 이용하여 제어하고 감시한다. 계기는 열제거, 냉각률, 정지냉각 유량을 결정하는 기능을 제공하며, 유량 또는 열제거 기능의 저하를 감지하는 기능을 제공한다. 재장전 수위가 원자로 용기 플랜지보다 91.4 cm (3 ft) 이상 낮아지는 발전소 저수위 운전시 재장전 수위를 측정하기 위한 재장전 수위지시계를 설치하였다. 재장전 수위지시계는 차압형 영구 재장전 수위지시계, 유동투시기로된 현장 재장전 수위지시계 및 초음파 수위지시계와 같은 다양한 방식의 수위지시계로 구성하였다. 또한, 정지냉각계통 저-저유량 및 저유량 경보를 설치하였고, 저압안전주입펌프의 성능을 주제어실에서 감시하기 위하여 저압안전주입펌프 전동기의 전류지시계와 저압안전주입펌프 흡입압력계를 제공하였다. 정지냉각계통의 계기에 대해서는 6.3.5절에 기술하였다.

### 다. 배관

모든 정지냉각계통 배관의 재질은 오스테나이트 스테인레스강이다. 모든 배관의 연결부와 접합은 기기의 정비를 용이하게 하거나 기기설계에 편의를 도모하기 위하여 사용된 최소한의 플랜지 연결을 제외하고는 용접하였다.

### 라. 밸브

밸브의 위치, 형식과 크기, 구동기 형식, 발전소 정상운전중의 개폐상태, 위치지시계 형식, 고장시 개폐상태가 그림 6.3-1에 제시되어 있다. 압력에 대한 설계등급과 코드설계 등급분류도 제시되어 있다. 정지냉각계통의 밸브는 안전



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

주입계통 밸브와 함께 표 6.3-6에 포함되어 있다.

열교환기 전열관측과 우회측의 유량을 원격 제어하기 위해 교축밸브(441-V-306, 657, 307, 658)를 설치하였다.

### 1) 방출밸브

정지냉각계통의 기기는 계통 배관의 보수적인 설계, 고압원과 저압배관 사이의 적절한 밸브 조합, 그리고 방출밸브에 의해 과압으로부터 보호된다. 441-V-653, 441-V-654 밸브까지를 포함하는 정지냉각계통 흡입배관은 원자로냉각재계통 전체압력으로 설계하였다. 적용코드에 따라 방출밸브를 제공한다. 모든 방출밸브는 완전 밀폐형 압력밀봉 형식으로 개방방지설비(gagging)와 함께 제공된다. 각 방출밸브에 대한 설명은 아래와 같다.

#### 가) 441-V-169, 469 : 정지냉각 흡입부 배관 열방출밸브

이러한 방출밸브는 각 정지냉각 흡입배관의 정지냉각 격리밸브들 사이에 있는 배관에서 온도 증가에 따른 압력 상승으로부터 배관을 보호하도록 용량을 결정한다. 이 방출밸브는 원자로건물 내부에 위치하며 원자로배수탱크로 방출한다. 설정압력은  $174.7 \text{ kg/cm}^2$  (2,485 psig) 이며 용량은 각각 56.8 L/min (15 gpm) 이다.

#### 나) 441-V-179, 189 : 정지냉각계통 흡입배관 방출밸브

이러한 방출밸브는 정지냉각 동안 가압기 전열기 작동, 고압안전주입펌프 작동, 충전펌프 작동으로부터 원자로냉각계통을 보호하도록

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

용량을 결정한다. 이 방출밸브는 원자로건물 내부에 위치하며 원자로건물 정상배수조로 방출한다. 설정압력은  $35.5 \text{ kg/cm}^2$  (505 psig) 이며 용량은 각각 21,330 L/min (5,635 gpm) 이다.

#### 다) 441-V-191, 194 : 정지냉각열교환기 모관 열방출밸브

이러한 밸브는 격리된 열교환기를 1차측기기냉각수의 온도 상승으로 인한 과압으로부터 보호하도록 용량을 결정한다. 이 방출밸브는 기기배수탱크로 방출하며, 설정압력은  $63.3 \text{ kg/cm}^2$  (900 psig) 이며 용량은 각각 454.2 L/min (120 gpm) 이다.

#### 라) 441-V-161, 193 : 정지냉각열교환기와 저압안전주입모관의 연결배관 열방출밸브

이러한 밸브는 격리된 배관을 온도 상승으로 인한 과압으로부터 보호하도록 용량을 결정한다. 기기배수탱크로 방출하며, 설정압력은  $63.3 \text{ kg/cm}^2$  (900 psig) 이고 용량은 각각 37.85 L/min (10 gpm) 이다.

#### 2) 구동자 작동 교축밸브와 차단밸브

작동신호 또는 전원상실시에 대한 각 밸브의 고장 후 위치는 안전한 운전을 보장하도록 선정하였다. 모든 밸브에 대해 고장 후 위치를 결정할 때는 계통의 다중성을 고려한다. 밸브의 위치지시는 그림 6.3-1에 나타난 바와 같이 주제어반에 표시된다. 밸브에는 발전소의 효율적이고 안전한 운전을 위해 주제어반에 잠금 형식의 제어스위치와 수동 무효화 손잡이를 제공하였다. 모든 구동자 작동밸브는 랜턴링(lantern ring) 누수

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

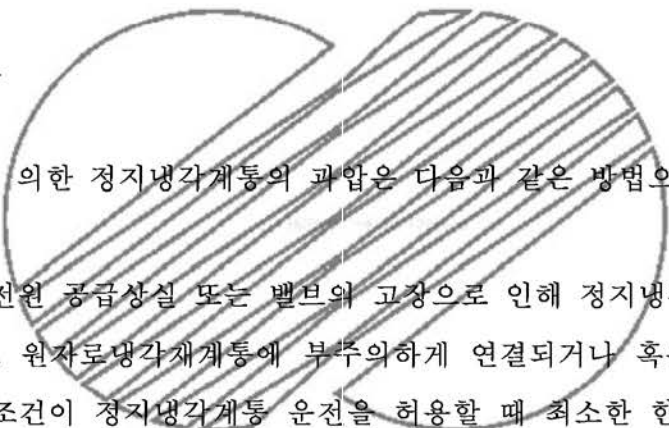
연결관이 있는 이중 패킹으로 밸브축 누설을 조절한다.

마. 정지냉각에 사용되는 펌프

저압안전주입펌프를 정지냉각계통의 일부분으로 활용한다. 정지냉각 동안 저압안전주입펌프는 원자로 고온관으로부터 흡입하고 정지냉각열교환기로 토출한다. 이러한 유동은 저압안전주입 모관을 지나 4곳의 저온관을 통해 원자로 냉각재계통으로 회수된다. 각 정지냉각열교환기에 한 대씩의 저압안전주입펌프를 할당하였다.

#### 5.4.7.2.3 과압방지

원자로냉각재계통에 의한 정지냉각계통의 과압은 다음과 같은 방법으로 방지한다.

- 
- 가. 하나의 전원 공급상실 또는 밸브의 고장으로 인해 정지냉각계통의 어느 한 계열이라도 원자로냉각재계통에 부주의하게 연결되거나 혹은 원자로냉각재계통의 압력조건이 정지냉각계통 운전을 허용할 때 최소한 한 계열의 정지냉각계통이라도 운전불능이 되는 것을 방지하기 위해 정지냉각 흡입격리밸브(441-V-651, 652, 653, 654)에는 4개의 독립된 전원을 공급한다.
- 나. 정지냉각 흡입격리밸브 관련 연동장치는 원자로냉각재계통 압력이  $28.8 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (410 psia)보다 높을 때 밸브가 열리는 것을 방지한다. 이 연동장치를 구현하는 계측제어에 대한 것은 7.6절에 기술하였다.
- 다. 원자로건물 내부에 위치한 정지냉각계통 흡입부 격리밸브는 원자로냉각재계통 설계압력으로 설계하였으며, 두번째 밸브는 압력경계와 등급경계를 형성한다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

라. 원자로냉각재계통 온도가 저온과압보호가 필요한 최대온도 이하로 내려간 상태에서 정지냉각계통 흡입격리밸브가 완전히 개방되지 않으면 441-V-651, 652, 653, 654 밸브의 경보장치가 작동한다. 또한, 441-V-651, 653 또는 441-V-652, 654가 완전히 잠겨지지 않은 상태에서 원자로냉각재계통 압력이 정지냉각계통 운전허용 최대압력 이상으로 올라가면 경보장치는 저온상태에서 압력상승 현상이 발생하고 있음을 운전원에게 알려준다.

마. 5.4.7.2.2절에서 논의한 방출밸브를 제공한다.

바. 보수적인 계통 배관설계 및 용접연결부를 최대한 활용하였다.

부주의한 운전의 영향은 표 5.4-4에 기술하였다.

#### 5.4.7.2.4 적용 코드와 등급 구분

가. 정지냉각계통은 아래 나.항에서 논의한 안전등급 1을 제외하고는 안전등급 2 계통이다.

나. 원자로냉각재계통으로부터 441-V-653, 654 밸브를 포함하는 곳까지의 배관 및 밸브는 KEPIC MNB에 따라 설계하였다.

다. 5.4.7.2.4절 나.항의 배관과 밸브를 제외하고 모든 정지냉각계통의 배관, 밸브 및 기기는 KEPIC MNC에 따라 설계하였다.

라. 정지냉각열교환기에서 1차측기기냉각수 측은 KEPIC MND에 따라 설계하였다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

마. 동력구동 밸브는 적절한 KEPIC EN(해외 구매품목은 IEEE 표준 적용)에 따라 설계하였다.

바. 정지냉각계통은 내진범주 I급 계통이다.

#### 5.4.7.2.5 계통의 신뢰도에 대한 고려

정지냉각계통은 5.4.7.1.2절에 기술된 바와 같이 단일고장을 가정하여 설계상의 기능을 수행하도록 설계하였다.

정지냉각계통의 이용도를 보장하기 위하여 다중의 기기와 전원을 사용한다. 두 계열의 다중 정지냉각계통중 한 개 계열을 이용하여 원자로냉각재계통을 재장전온도까지 냉각시킬 수 있으나 설계 열부하를 고려하면 냉각시간은 명시된 27.5 시간보다 상당히 길어질 수 있다.

정지냉각계통은 공기압구동 밸브를 사용하지 않는다.

압력방출밸브의 사용과 정지냉각 흡입격리밸브 및 안전주입탱크 격리밸브의 연동장치(7.6절 및 5.4.7.2.3절 참조)에 의해 정지냉각계통의 부주의한 과압현상은 배제된다.

정지냉각계통의 계측 및 제어, 그리고 전기부품은 IEEE 603-1998 및 IEEE 308-1991에 따라 설계하였다.

정상적인 소외전원 외에 물리적, 전기적으로 분리된 다중의 비상전원계통을 안전성관련기기에 제공한다. 보다 상세한 설명은 8장에 기술하였다.

정지냉각계통은 원자로의 안전정지에 필수적인 계통이므로 내진범주 I급 계통이며, 설계

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

기준 지진하에서 기능을 수행하도록 설계하였다.

부식에 의한 성능저하 없이 장기간의 정지냉각계통 작동보장을 위해 유체에 적합한 재질을 사용하였다.

정상환경과 적용가능한 사고환경하에서 요구하는 성능보장을 위해 계통의 기기에 대한 환경조건을 명시하였다(3.11절 참조).

펌프 밀봉장치 또는 밸브 패킹의 손상중 큰 쪽이 제한된 누설의 수동고장으로 정의하나, 최대 누설은 저압안전주입펌프의 밀봉장치 손상시 발생한다고 간주한다. 이러한 펌프 격실로의 누설은 보통 펌프실 배수조로 배수되며 방사성배수계통을 거쳐 액체방사성폐기물 계통으로 양수된다. 각 펌프실의 배수조 펌프는 예측되는 누설량을 처리하며 누설량이 펌프용량보다 클 경우 펌프실을 격리한다.

정지냉각계통 한 계열에서 제한된 누설의 수동고장이 발생하더라도 독립적으로 설계한 다른 계열의 정지냉각계통이 지속적인 노심냉각을 보장한다. 안전주입계통을 재장전수탱크로 수동으로 연결하거나 안전주입탱크 격리밸브를 개방함으로써 누설을 보충한다. 손상된 정지냉각계통 계열을 격리하고 다른 계열의 정지냉각계통을 이용하여 노심을 계속 냉각한다.

#### 5.4.7.2.6 수동 조작

##### 가. 발전소 냉각

발전소 냉각은 원자로를 고온정지에서 상온정지 상태로 내리는 일련의 수동 운전과정이다. 원자로냉각재계통 고온관 온도를 약 176.7℃ (350°F)까지 냉각하는 것은 증기발생기 2차측의 증기를 방출함으로써 이루어진다. 원자로냉각

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

재계통압력이  $151.1 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $2,150 \text{ psia}$ ) 이하로 감압되면 7.2.1.1.6절에 기술된 바와 같이 안전주입작동신호 설정치는 수동으로 하향 조절할 수 있다. 원자로냉각재계통 압력이  $43.9 \text{ kg/cm}^2$  ( $625 \text{ psig}$ )에 도달하면 안전주입탱크의 압력을  $28.1 \text{ kg/cm}^2$  ( $400 \text{ psig}$ )로 감압한다. 원자로냉각재계통 압력이  $28.1 \text{ kg/cm}^2$  ( $400 \text{ psig}$ )에 도달하면 안전주입탱크 격리밸브를 닫는다.

원자로냉각재계통의 온도 및 압력이  $176.7^\circ\text{C}$  ( $350^\circ\text{F}$ )와, 정지냉각계통 최대 운전압력까지 내려오면 정지냉각계통을 사용한다. 저온관 온도가 저온과압보호를 요구하는 원자로냉각재계통 최대 저온관 온도 이하가 될 때까지 정지냉각계통을 원자로냉각재계통에 연결하지 않으면 운전원이 정지냉각계통 격리밸브(441-V-651, 652, 653, 654)를 개방하도록 하는 경보가 울린다. 저온과압보호를 요구하는 최대온도는 적용가능한 압력 온도곡선을 평가하여 결정한다. 이러한 운전원 조치는 정지냉각계통의 개방허용 연동장치를 해제하기 위하여 원자로냉각재계통을 정지냉각계통 운전 최대압력 이하로 감압할 것을 요구한다(5.4.7.2.3절, 나.항 참조). 두 개의 정지냉각계통 흡입배관에 있는 6개의 밸브와 관련된 연동장치는 정지냉각계통의 과압을 방지하기 위한 것이다. 자세한 것은 7.6절과 5.4.7.2.3절에 기술하였다. 또한, 정지냉각계통 흡입격리밸브인 441-V-651, 653 또는 441-V-652, 654가 완전히 잠겨지지 않은 상태에서 원자로냉각재계통 압력이 정지냉각계통 운전 최대압력 이상으로 상승하면 경보장치는 저온상태에서 압력상승 현상이 발생하고 있음을 운전원에게 알려준다.

정지냉각은 저압안전주입 펌프만을 이용해서 시작된다. 정지냉각계통을 다음과 같이 예열하고 운전한다(그림 6.3-1부터 그림 6.3-5 참조)(제 1계열의 밸브는 별표(\*)로 표시하였다).

1) 

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

- 2) [Redacted]  
[Redacted]
- 3) [Redacted]  
[Redacted]
- 4) [Redacted]  
[Redacted]
- 5) [Redacted]  
[Redacted]  
[Redacted]
- 6) [Redacted]  
[Redacted]  
[Redacted]
- 7) [Redacted]  
[Redacted]  
[Redacted]
- 8) [Redacted]  
[Redacted]  
[Redacted]  
[Redacted]  
[Redacted]



### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

9)

열교환기 후단의 교축밸브로 정지냉각열교환기를 통과하는 원자로냉각재 유량을 조절함으로써 최대 냉각률( $41.7^{\circ}\text{C/hr}$  ( $75^{\circ}\text{F/hr}$ )) 이하로 제한한다. 정지냉각열교환기를 우회하는 냉각재의 유량을 조절함으로써 운전원은 전체 정지냉각유량을 정지냉각 유량계를 관찰하면서 일정하게 유지한다.

계통이 처음 운전되기 시작할 때는 열전달을 위한 온도차이가 커서 전체 저압안전주입펌프 유량중 일부만이 열교환기측으로 유입된다. 그러나, 냉각이 진행됨에 따라 온도차이가 감소하며 냉각률을 유지하기 위해 열교환기를 통과하는 유량을 증가시킨다.

냉각률이 감소하기 시작하면 모든 저압안전주입펌프 유량이 열교환기를 통과할 때까지 정지냉각열교환기를 통과하는 유량을 주기적으로 증가시킨다. 이러한 운전을 원자로정지 후 약 27.5 시간에 원자로냉각재계통이 재장전 온도에 도달할 때까지 계속한다.

원자로정지 후 전형적인 냉각을 보여주는 원자로냉각재계통의 온도 대 시간의 도표가 그림 5.4-3에 나타나 있다.

평균 재장전수 온도를  $51.7^{\circ}\text{C}$  ( $125^{\circ}\text{F}$ ) 이하로 유지하기 위해 발전소 정지 전체 기간 동안 정지냉각을 계속한다. 정지냉각운전을 수행할 때는 언제나 순환 냉

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

각재의 정화를 위해 정지 정화유량을 화학 및 체적제어계통으로 유입할 수 있다.

### 나. 발전소 가열

발전소 가열은 원자로냉각재계통을 상온정지에서 고온대기 상태로 올리는 일련의 수동 운전과정이다. 정지냉각계통은 상온정지 동안 원자로냉각재의 온도를 제어하고 원자로냉각재계통 저온과압 보호를 제공하기 위해 사용한다. 열교환기의 열제거 효과없이 노심통과 유량을 유지하기 위해 정지냉각계통 열교환기를 우회한다. 가열률을 제어하기 위해 필요에 따라 열교환기의 유동을 허용할 수 있다. 원자로냉각재계통이 176.7°C (350°F) 또는 28.8 kg/cm<sup>2</sup>A (410 psia)에 도달하기 전에 원자로냉각재펌프를 기동할 수 있으면 저압안전주입펌프를 정지한다.

### 다. 비정상 운전

가장 극단적인 단일고장(한 계열의 정지냉각계통 상실)시 정지냉각운전의 시작은 운전 가능한 계열(즉, \* 표시된 밸브들을 사용한 제 1계열 운전 또는 \* 표시 없는 밸브들을 사용한 제 2계열 운전)로 발전소 냉각절차서에 따라 완수할 수 있다.

### 라. 설계기준사고 운전

급수관 파단, 소형파단 냉각재상실사고, 증기관 파단, 또는 소의전원상실과 같은 설계기준사고 후에는 정상 정지냉각 시작온도 176.7°C (350°F) 보다 높은 원자로냉각재계통 고온관 조건에서 정지냉각을 시작해야 할 필요가 있다. 그러나, 정지냉각계통 기기의 설계온도 204.4°C (400°F)를 초과하는 조건에서는

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

정지냉각 운전이 개시되지 않는다.

#### 5.4.7.3 성능평가

정지냉각시스템의 설계점은 발전소 정지 후 27.5 시간이다. 이 시점에서 설계기준은 35℃ (95°F)의 1차측기기냉각수 온도로 51.7℃ (125°F)의 재장전수 평균온도를 유지하는 것이다. 열교환기당 18,925 L/min (5,000 gpm)의 설계유량으로 2대의 정지냉각열교환기와 2대의 저압안전주입펌프가 운전중에 있다고 가정하였다. 정지냉각열교환기의 용량은 이 시점에서 결정되며, 이는 이 때의 일차냉각재와 1차측기기냉각수의 온도 차이가 상대적으로 작기 때문에 가장 넓은 전열면적을 요구하기 때문이다.

27.5 시간에서의 설계입력 열부하는 2년간의 노심 평균연소도를 가정하여 27.5 시간에서의 붕괴열을 기준으로 하였다. 2대의 저압안전주입펌프가 각각 설계유량으로 운전될 때 원자로냉각재계통으로 추가되는 에너지를 포함하였으며, 외부환경으로 나가는 기기에너지 손실은 고려하지 않았다.

정지냉각 시작온도 176.7℃ (350°F)부터 재장전수 평균온도 51.7℃ (125°F)까지 냉각이 진행되는 동안에 순간 붕괴열, 저압안전주입펌프 열에너지, 1차측과 2차측 유체 및 금속이 보유한 현열로 구성된 열부하를 사용하였다. 금속은 비열이 0.12 kcal/kg-℃ (0.12 Btu/lb-°F)인 강으로 가정하였다. 정지냉각열교환기의 1차측기기냉각수 공급온도는 정지냉각운전 초기에는 43.3℃ (110°F)를 취하였고 재장전수 평균온도 51.7℃ (125°F)까지는 40.6℃ (105°F)를 사용하며 재장전수 평균온도가 51.7℃ (125°F)보다 낮아지면 35℃ (95°F)를 취하였다.

냉각동안 각 시간 간격에서 과도상태의 성능분석을 위한 반복계산을 통해 가용한 열부하와 정지냉각열교환기의 열제거 능력을 대조하여 허용 가능한 열제거량을 결정하였다. 냉각률은 전 냉각과정을 통해 최대 41.7℃/hr (75°F/hr)로 제한한다. 두 개의 계열을 이용한 정상적인 냉각곡선을 그림 5.4-3에 제시하였다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

정지냉각계통은 가장 극단적인 단일능동고장에서도 3.5시간 동안 다른 열제거 방법으로 원자로냉각재계통의 압력과 온도가 정지냉각계통 개시조건에 도달하였다는 가정하에 단 1대의 저압안전주입펌프와 1대의 정지냉각열교환기를 이용하여 원자로냉각재계통의 온도를 36시간내에 98.8℃ (210°F)까지 내릴 수 있다. 한 개의 계열을 이용한 냉각곡선은 그림 5.4-4에 제시하였다.

정지냉각계통의 고장유형 및 영향분석은 표 5.4-4에 나타나 있다. 이 분석은 정지냉각계통이 어떠한 단일능동고장에도 견딜 수 있고 본래의 설계기능을 수행할 수 있음을 보여 준다. 이러한 분석은 다음의 가정을 바탕으로 수행하였다.

가. 계통에서 기기의 단일능동고장 또는 단일 운전원 실수를 가정한다.

나. 방출밸브의 고장은 고려하지 않는다.

다. 외부 신호에 대한 응답고장은 능동고장으로 간주한다.

#### 5.4.7.4 가동전시험

정지냉각계통의 적절한 운전을 확인하기 위하여 가동전시험을 수행한다. 가동전시험은 계측기의 교정, 적절한 냉각유량의 확인, 모든 관련밸브의 운전성 확인 등을 포함한다. 설치된 정지냉각열교환기에 대해 핵연료장전전 고온기능시험 프로그램의 일부로 가동전 고온기능 성능시험을 추가한다. 이들 시험에 대한 자세한 사항은 14장에 기술하였다.

정지냉각계통은 또한 일련의 가동전 수압시험을 받는다. 가동전 수압시험은 KEPIC MN에 따라 수행한다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.7.5 가동중 시험 및 검사

정지냉각펌프와 안전성관련 밸브들의 가동중시험요건은 3.9.6절에 기술되어 있으며, 정지 냉각계통 배관 및 기기의 가동중검사는 6.6절에 따라 수행된다.

### 5.4.8 원자로냉각재정화계통

원자로냉각재계통의 정화는 화학 및 체적제어계통이 수행하며, 9.3.4절에 상세히 기술하였다.

### 5.4.9 주증기배관 및 급수배관

주증기배관은 10.3절에 기술되어 있다. 주급수 및 보조급수배관은 각각 10.4.7절 및 10.4.9절에 기술되어 있다.

### 5.4.10 가압기

#### 5.4.10.1 설계기준

가압기는 다음을 만족하도록 설계한다.

- 가. 운전과도조건중 관측되는 최저압력이 안전주입작동을 위한 설정치 이상이어야 하고 최고압력은 고압원자로정지를 위한 설정치 이하가 되도록 원자로냉각재 계통 운전압력을 유지하도록 한다.
- 나. 발전소 가열 및 냉각시 가압기 온도의 최대 허용변화속도가  $111.1^{\circ}\text{C/hr}$  ( $200^{\circ}\text{F/hr}$ )이라는 점을 제외하고는 3.9.1절에 기술된 설계과도조건을 만족하도록 한다.
- 다. 원자로정지로 인한 가압기의 공동화를 방지할 수 있도록 충분한 냉각재 재고량을 제공하도록 한다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

- 라. 15%에서 25%로 10%의 계단식 부하증가가 생기거나 100%에서 15%까지 분당 5%의 선형 부하감소가 발생할 때 방출밀림에 의해 가압기의 전열기가 노출되는 것을 방지할 수 있을 정도의 충분한 냉각재 재고량을 제공하도록 한다.
- 마. 모든 설계과도조건에서 계통의 정상적인 체적변화에 대해 허용범위내의 압력 응답이 가능하도록 충분한 증기량을 제공하도록 한다.
- 바. 임의의 부하에서 임의의 부하로 부하감소시 야기된 흡입밀림에 의해 용기내 냉각재가 가압기안전밸브 노즐 높이까지 도달하지 않도록 충분한 증기량을 제공하도록 한다.
- 사. 부하추종운전으로 인한 소모량을 줄일 수 있도록 원자로냉각재의 변화량과 이와 연관되는 충수 및 유출 유속을 최소화하도록 한다.
- 아. 노심붕괴열 및 원자로냉각재펌프의 운전에 의해 가열되는 원자로냉각재루프속의 냉각재가 충분한 과냉각도를 유지하기 위한 가압기의 온도(즉 압력)변화 속도로 영출력 상태에서 냉각재가 차 있는 가압기를 가열하는 데 충분한 가압기 전열기 용량을 갖도록 한다.
- 자. 최대 가상사고시 원자로건물로 방출되는 총 질량 및 에너지에 역효과를 주지 않는 총 냉각재 부피를 포함하도록 한다.
- 차. 전열기, 격막, 지지구조물 등을 포함하는 가압기용기는 내진범주 I급이며, 아울러 원자로냉각재펌프의 회전에 의한 원자로냉각재의 압력맥동에 대해 손상을 입지 않도록 설계되어야 한다. 원자로냉각재의 압력맥동은 (1) 원자로냉각재펌프의 회전속도주파수(19~24 cps) 및 이것의 2배에 해당하는 주파수, 원자로냉각재펌프의 회전날개통과 주파수 및 이것의 2배에 해당하는 주파수, 그리고

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

(2) 회전날개통과주파수 2배로부터 20배까지의 주파수로 작용한다. (1)에 해당하는 주파수에 대한 압력맥동의 크기는 가압기의 밀림관 입구노즐에서  $0.56 \text{ kg/cm}^2$  (8 psi), (2)에 대해서는  $0.32 \text{ kg/cm}^2$  (4.5 psi)이며, 입구노즐로부터 거리의 제곱에 반비례하여 작용한다.

#### 5.4.10.2 개요

가압기는 그림 5.4-5와 같이 수직으로 세워져 있는 하부 지지구조의 실린더형 압력용기이다. 교체 가능한 직접 침수형의 전열기는 하부헤드에 수직으로 세워져 있다. 가압기에는 가스배출, 살수, 밀림, 과압방지, 안전감압 그리고 압력, 온도 및 수위계측을 위한 노즐들이 붙어 있다. 가압기의 상부에는 가압기 내부구조물의 검사를 위한 접근로로서 정비용 출입구가 설치되어 있다. 가압기밀림관은 원자로냉각재 고온관중 하나에 연결되어 있으며, 살수관은 원자로냉각재펌프 방출구의 저온관 2개에 연결되어 있다. 안전감압계통(SDS) 및 배기관(venting lines)은 원자로배수탱크(RDT)에 연결되어 있다. 가압기 살수 및 밀림노즐은 설계수명중의 발전소 과도조건을 견딜 수 있도록 열소매가 설치되어 있다. 가압기 꼭대기에 위치한 3개의 노즐은 가압기안전밸브를 부착하기 위한 것이다. 전열기는 진동과 지진에 의한 하중으로부터 손상받지 않도록 가압기 내부에 지지되어 있다. 주요 설계변수는 표 5.4-5와 같다.

가압기는 표 5.2-1에 있는 KEPIC에 따라 설계 및 제작한다. 내부표면은 용접으로 육성시킨 스테인레스강으로 피복되어 있다.

가압기의 전 체적은 5.4.10.1절에 주어진 제반요소를 고려하여 결정한다. 이들 요소를 고려하고 또한 모든 출력준위에서 적절한 여유를 확보하기 위해 그림 5.4-6 및 그림 5.4-7에 표시한 평균 냉각재온도의 함수로서 가압기의 냉각재수위가 프로그램되어 있다. 고냉각재수위 혹은 저냉각재수위 편차신호에 의해서 그림 5.4-8에 있는 제어동작을 발생시킨다. 가압기밀림관은 3.9.1절에 기술한 과도조건에 따른 원자로냉각재계통의 팽창 및 수축



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

에 의한 유속을 흡수할 수 있는 크기를 갖고 있다.

가압기는 원자로냉각재계통 운전압력을 유지하는 역할과 함께 화학 및 체적제어계통(9.3.4절)과 더불어 부하변화시, 가열 및 냉각시에 원자로냉각재의 체적변화를 보상하는 역할을 한다. 전출력운전시 가압기에는 포화증기가 약 절반정도 차 있게 된다. 원자로냉각재계통 압력은 자동 혹은 수동으로 가압기 유체의 온도를 계통내 필요 압력에 상응하는 포화온도로 유지함으로써 제어할 수 있다. 가압기 봉소농도의 성층현상을 막고 살수제어밸브가 열릴 때 열충격을 줄이기 위해서 밀림관 및 살수관내에 온도가 유지될 수 있도록 적은 양의 살수를 가압기로 연속적으로 흐르게 한다. 보조살수관은 충전펌프로부터 발전소 가열시 가압기내에 살수가 되도록 하고 원자로냉각재펌프가 정지되는 경우 냉각작용이 이루어지도록 한다.

부하변동시 가압기는 원자로냉각재의 팽창과 수축 때문에 생기는 압력변화를 제어하는 역할을 한다. 원자로냉각재 평균온도는 그림 5.4-7과 같이 부하의 함수로서 변화하도록 프로그램되어 있다. 부하의 감소는 저출력준위에 대한 프로그램 값에 따라 원자로냉각재 평균온도의 저하로 이어진다. 이에 따른 냉각재의 수축은 가압기 냉각재 수위를 낮춤으로써 원자로계통 압력을 감소시킨다. 이때의 압력감소는 가압기 냉각재가 증기로 빠르게 변화함으로써 부분적인 보상이 이루어진다. 가압기내의 모든 전열기는 자동으로 저계통 압력에서 작동하여, 증기를 생산함으로써 더 이상의 압력 감소를 막는다. 만일 압력감소로 냉각재의 수위가 설정치 이하로 아주 낮아지게 되면 유출수 오리피스격리밸브(451-V-110Y)가 닫히고 충전수 제어밸브가 최대로 열려서 가압기 수위를 자동으로 복구시킨다.

증기요구량이 증가하면, 원자로냉각재 평균온도가 냉각재온도프로그램에 따라 상승한다. 원자로냉각재 배관의 고온관에서 팽창한 냉각재는 밀림관을 통해 가압기 하부로 밀려 들어오게 되어 증기를 압박하고 계통압력을 증가시킨다. 압력 증가분은 압축시의 증기응축과 액체상태의 냉각재온도의 저하를 통하여 조정된다. 만일 압력증가가 너무 높게 되면

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

가압기살수밸브가 열려서 원자로냉각재펌프 토출관(저온관)에서 가압기 증기부분으로 살수하게 된다. 상대적으로 차가운 살수는 증기 일부를 응축시키게 되어 계통압력의 증가를 억제시킨다. 프로그램된 가압기 수위는 온도에 따른 함수이다. 냉각재 유입에 의해 고수위 편차신호가 생성되면 유출수오리피스 격리밸브(451-V-110Z)가 열리게 되어 냉각재가 화학 및 체적제어계통으로 방출되고 가압기는 프로그램된 수위로 회복된다. 적은 양의 압력 및 냉각재 체적변화는 가압기로 밀려드는 유입수를 흡수하는 증기체적과 가압기에서 방출되는 냉각재 용량을 통해 수용된다.

가압기내 전열기는 각각의 직접 침수형 가열체로 하부헤드에 용접되어 있는 전열기용 열소매를 통해 가압기내부에 수직으로 뻗어 있다. 각각의 전열기는 고진폭진동에 대해 내부적으로 견딜 수 있으며, 발전소 정비기간중 정비를 위하여 개별적으로 제거할 수 있다.

비례제어기에 연결되어 있는 일련의 전열기(비례전열기)를 통해 정상운전조건에서의 손실열량을 보충하고 필요한 가압기 증기압력이 유지되도록 열입력을 조정한다. 이외의 전열기는 단속식 제어기(on-off controller)에 연결되어 있다. 이들 단속식 제어기에 연결되어 있는 보조전열기는 통상 작동하지 않고 있으나 저압력 신호 혹은 고수위 편차신호에서 자동으로 작동하게 된다. 이 편차신호는 부하상승으로 상대적으로 낮은 온도의 냉각재가 가압기로 유입되어서 유체온도가 저하되는 경우에 발생된다. 화학 및 체적제어계통에 의해 냉각재 수위는 회복되나 이로 인해 정상운전압력 이하로의 과도상태 압력이 유발된다. 이 과도상태의 영향을 줄이기 위해 보조전열기가 작동되어 냉각재에 더 많은 열을 공급한다. 보조전열기는 가압기 고수위 편차와 고압력 신호가 동시 발생하는 경우에는 작동이 중지된다. 저-저 가압기 냉각재수위 신호의 발생시에는 전열기가 노출되어 손상이 되기 전에 모든 전열기는 작동이 중지된다. 가압기 압력제어프로그램은 그림 5.4-9와 같다.

다중성을 위한 보조전열기 그룹은 정상전원상실사고시 비상전원 공급과 수동으로 연결이 가능하다. 이들 전열기는 고온대기상태에서 자연순환이 유지될 수 있도록 적절한 전열기

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

용량을 갖추고 있다.

### 5.4.10.3 평가

가압기가 수명중의 예상되는 모든 정상운전 및 과도조건에 대해서 적합하다는 것을 KEPIC MNB(1 등급 용기)의 요건에 따라 분석을 수행하여 증명한다. 제작종료 후, 가압기는 KEPIC MN에 따라 수압시험 및 수압시험후 비파괴시험을 수행한다.

고온성능시험중 가압기의 정상열량손실과 최대 감압속도를 결정하여 과도조건중에서의 가압기 대처능력을 점검하도록 한다. 이 정보는 압력제어기의 설치시에 이용한다.

KEPIC MI에 따라 수행하는 가동중검사를 통하여 발전소 수명기간동안 가압기의 구조적 건전성은 한층 더 보장을 받게 된다. 가동중검사에 대해서는 5.2절에 기술되어 있다.

원자로냉각재계통의 과압보호는 3개의 ASME 코트 스프링장착 안전밸브를 통하여 이루어진다. 이에 대해서는 5.4.12절 및 5.4.13절에 기술되어 있다.

### 5.4.10.4 시험 및 검사

가압기의 제작전 및 제작후 KEPIC MN의 요건에 따라 비파괴시험을 수행한다. 표 5.4-6에 가압기 검사계획을 요약하였다. 또한, 이 표에는 KEPIC에서 요구하지 않는 시험도 포함되어 있다. 가압기의 가동중검사에 대해서는 5.2.4절에 기술되어 있다.

### 5.4.11 가압기압력방출탱크

원자로배수탱크를 가압기압력방출탱크로 사용한다. 이 탱크에 대한 설계와 기준은 9.3.4절에 기술하였다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.12 밸브

#### 5.4.12.1 설계기준

원자로냉각재 압력경계내의 밸브는 정상 발전소 가동, 사고, 그리고 지진중에 압력유지 용기 및 누설방지벽으로서 안전관련 기능을 수행한다.

이러한 밸브들은 KEPIC MNB(해외 구매품목은 ASME Sec. III, Class 1 적용) 요건에 따라 설계하므로, 계통설계 과도상태 및 각 밸브의 위치와 사용요건과 연관된 기타 과도상태의 영향을 견딜 수 있으며 내진범주 I 급 요건을 만족되도록 한다. 원자로냉각재 압력경계 밸브의 밸브축 누설은 이중 패킹과 누수를 수집할 수 있는 랜턴링의 누설 연결관으로 제어하며, 누설을 최소화하기 위해 수동 및 전동기구동 게이트밸브와 글로브밸브에 백시트 설계요건을 적용한다. 밸브 제작재료는 주위 환경과 유체의 특성에 적합하도록 설계하였다.

#### 5.4.12.2 설계개요

원자로냉각재계통내의 모든 밸브는 주로 스테인레스강으로 제작한다. 냉각재와 접촉하는 다른 재료들, 예를 들면 경면이나 패킹 등은 잘 견디는 적합한 재료를 사용한다. 고정구, 패킹, 글랜드 집합체 그리고 요크 고정구들은 부식을 방지하기 위해 스테인레스강으로 제작한다. 다이어프램 또는 벨로우즈가 없거나 백시트가 없는 밸브에는 수집계통에 연결된 누설배관과 랜턴링에 의해 분리된 두 세트의 독립된 패킹을 설치하여 누설을 제어한다.

#### 5.4.12.3 설계평가

원자로냉각재 압력경계내의 모든 밸브는, 반복하중을 고려하여 KEPIC MNB(해외 구매품

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

목은 ASME Sec. III, Class 1 적용)에 따라 응력해석을 수행하였다.

### 5.4.12.4 시험 및 검사

표 5.2-1과 같이 KEPIC(해외 구매품목은 ASME 적용)에 따라 밸브의 시트와 패킹부에 대해 누설시험 및 정역학적 수압시험을 실시하였다.

### 5.4.13 안전 및 방출밸브

#### 5.4.13.1 설계기준

가압기안전밸브는 ASME Sec. III의 요건에 따라 계통을 보호하도록 설계되었다. 가압기 안전밸브의 방출용량을 설정하기 위한 설계기준은 부록 5A에 기술하였다. 15장에 기술된 가상 과도상태에 대해 안전밸브의 방출용량은 ASME Sec. III에 따라 과압보호를 제공하기에 충분하다. 증기발생기의 주증기안전밸브는 ASME Sec. III의 요건에 따라 증기 계통을 보호하도록 설계되었다. 모든 주증기안전밸브의 전체 정격용량은 최대밸브 설정 압력에서 전출력 증기유량과 동일한 정상상태 유량을 통과시키기에 충분하다.

#### 5.4.13.2 설계개요

원자로냉각재계통은 과압보호를 위해 세 개의 안전밸브를 설치한다. 전형적인 안전밸브의 형상을 그림 5.4-10에 나타냈으며, 설계변수를 표 5.4-7에 나타냈다. 각 안전밸브는 가압기 상부에 플랜지 형태의 노즐로 연결된다. 이들은 ASME 코드 요건에 부합하는 직접작동(direct acting) 스프링장착 안전밸브이며, 배압을 보상하기 위한 균형 벨로우즈와 밀봉된 본넷을 갖추고 있다.

가압기안전밸브는 원자로 비상정지가 동시에 일어나지 않는 터빈발전기 부하완전상실의

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

경우에 원자로냉각재계통 압력을 설계압력의 110% ( $193.3 \text{ kg/cm}^2\text{A} : 2,750 \text{ psia}$ )로 제한하기에 충분한 가압기 증기를 방출한다. 지연된 원자로 비상정지는 가압기 고압력신호에 의한 것으로 가정한다. 가압기안전밸브를 통과하는 최대 증기유량을 결정하기 위해 주증기안전밸브는 작동중이라고 가정한다. 계통설계변수, 지연시간, 그리고 노심감속재계수는 15장에 주어져 있다. 가압기안전밸브 위치를 지시하기 위해 사용하는 계측설비는 5.2.5절에 기술하였다.

증기발생기의 셸측 및 터빈정지밸브 입구까지의 주증기 배관에 대한 과압보호는 주증기안전밸브에 의해 이루어진다. 주증기안전밸브의 총 정격용량은 최고 설정압력에서  $5.77 \times 10^6 \text{ kg/hr}$  ( $12.72 \times 10^6 \text{ lb/hr}$ )의 증기를 통과시키기에 충분하도록 설계하며, 이는 증기발생기 압력이 최악의 과도상태 동안 증기발생기 설계압력의 110% 미만이 되도록 제한한다. 주증기안전밸브는 순차적 설정압력을 가진 8개 밸브의 3 계군(bank)으로 되어 있으며, ASME Sec. III, 등급 2(표 5.2-1)에 따르는 스프링장착 안전밸브이다. 주증기안전밸브의 설계변수를 표 5.4-8에 기술하였다.

|115

#### 5.4.13.3 평가

과압보호는 5.2.2절에 기술하였다. ASME 코드의 과압보호 보고서는 부록 5A에 포함하였다.

#### 5.4.13.4 시험 및 평가

ASME Sec. III의 요건에 따라 본 밸브들에 대한 제작중 검사를 수행하였다.

##### 5.4.13.4.1 가압기안전밸브

밸브의 입구 및 출구 부분은 ASME 코드의 해당 요건에 따라 적정압력에서 물로 정역학

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

적 수압시험을 수행하였다. 설정압력과 시트누설시험은 사전에 정격용량이 평가된 스프링을 이용하여 증기로 수행하였으며, 최종 설정압력시험은 보조장치와 함께 고압증기나 저압증기를 사용하여 마지막으로 장착될 스프링에 대하여 수행하였다. 최종 시트누설시험은 뜨거운 공기나 질소를 이용하여 마지막으로 장착될 스프링에 대하여 선적전에 수행하였다. 밸브의 조절은 EPRI 안전시험 프로그램 결과\*에 근거하여 밸브의 안정된 작동을 위하여 선정된 밸브조절링의 설정값 조합으로 하였다.

### 5.4.13.4.2 주증기안전밸브

밸브의 입구 부분은 ASME 코드에 따라 물로 정역학적 수압시험을 수행하였다. 설정압력과 시트누설시험은 증기를 이용해 수행하였다. 표 5.4-8에 규정된 요건을 만족하는 밸브 방출이 이루어지도록 조절하였다.

### 5.4.14 지지구조물

#### 5.4.14.1 설계기준

원자로냉각재계통 지지구조물의 설계기준은 지지되고 있는 기기들의 기능을 정상운전, 지진, 안전밸브 작동 그리고 분기관파단 등의 조건하에서 확보하는 데 있다. 분기관파단은 주증기관과 급수관의 파단 그리고 파단전누설 개념이 적용되지 않는 원자로냉각재계통 분기관의 파단으로 인한 모든 경우의 냉각재상실사고를 포함하고 있다. 특히, 이 지지구조물들은 안전정지지진과 분기관파단에 따른 조합하중이 가해지는 상태에서 원자로냉각재계통 기기들을 지지하고 KEPIC MN(해외 구매품목은 ASME Sec.III 적용)에 제시된 응력 및 변형의 한계에 따라 기기들을 구속하도록 설계된다.

\* CEN-227 "Summary Report on the Operability of Pressurizer Safety Relief Valve in C-E Designed Plants", 1982. 12



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.14.2 개요

그림 5.4-12는 원자로냉각재계통 지지구조물을 나타내고 있다. 각 기기를 지지하고 있는 지지물의 개요는 다음과 같다.

#### 가. 원자로용기 지지구조물

원자로용기는 4개의 입구노즐 밑에 각각 수직으로 위치한 기둥들에 의해 지지된다. 이 기둥들은 수평방향으로 유연성을 갖고 있어 원자로용기가 가열 및 냉각시 수평방향으로의 열팽창을 허용하도록 설계된다. 또한, 이 기둥들은 원자로용기를 수직방향으로 지지하고 있다.

기둥상부에 위치한 수평방향의 키홈은 원자로냉각재계통이 열팽창 또는 수축하는 동안 원자로용기를 안내하고 또한 용기의 중심선을 일정하게 유지하는 역할을 한다. 또한, 용기 하부헤드 부위에 용접되어 있는 4개의 하부 수평키는 원자로의 열팽창 및 수축동안에 키홈 안에서 자유롭게 이동할 수 있다. 기둥받침판은 이 키들에 대한 키홈의 역할을 함으로써 원자로용기 하부를 구속한다.

이 지지물들은 정상운전, 지진, 그리고 분기관파단에 따른 하중을 견딜 수 있도록 설계된다.

그림 5.4-13은 원자로용기 지지구조물들을 보여주고 있다.

#### 나. 증기발생기 지지구조물

증기발생기는 지지스커트에 의하여 지지되며 이 원추형 지지대는 미끄럼받침

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

판에 볼트로 고정되어 하부에서 지지되고 있다. 미끄럼받침판은 저마찰베어링 위에 안착되어 있어 원자로냉각재계통이 수평방향으로 열팽창하는 것을 구속하지 않는다. 미끄럼받침판의 2개의 키홈은 매설된 2개의 키를 수용하여 원자로냉각재계통이 팽창, 수축하는 동안 증기발생기의 움직임을 안내하며 또한 지진 및 분기관파단시 증기발생기 하단의 움직임을 제한한다.

증기드럼부위에 위치하고 있는 일련의 키와 방진기 등은 원자로냉각재계통이 팽창 또는 수축할 때 증기발생기 상부를 안내하며 또한 지진과 이에 따른 분기관파단이 발생할 때 증기발생기를 지탱하는 역할을 한다.

그림 5.4-14는 증기발생기의 대표적인 지지구조물을 보여주고 있다.

#### 다. 원자로냉각재펌프 지지구조물

각각의 원자로냉각재펌프 지지구조물은 4개의 수직기둥, 4개의 수평기둥, 그리고 2개의 수평 방진기로 구성되며 이 전고한 기둥들은 정상운전, 지진, 그리고 분기관파단시 펌프를 지지한다. 그림 5.4-15는 펌프 지지구조물을 보여주고 있다.

#### 라. 가압기 지지구조물

가압기는 원통형 지지대에 의해 지지되고 있다. 가압기 하단에 용접된 이 지지대는 건축구조물에 볼트로 고정되어 있으며, 가압기의 자중, 정상운전 하중, 그리고 지진, 안전밸브 및 안전감압계통밸브의 작동, 분기관파단 등에 의한 하중들을 견딜 수 있도록 설계된다. 또한, 가압기 상부에 용접된 4개의 키는 지진, 안전밸브 및 안전감압계통밸브의 작동, 그리고 분기관파단시 가압기를 구속하는 역할을 한다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.14.3 평가

원자로냉각재계통 지지구조물들에 대한 구조적 건전성은 KEPIC MN(해외 구매품목은 ASME Sec. III 적용)에 따라 지지구조물 제작시 품질보증검사를 통해 확인된다. 분리형 지지물들은 각각의 지지구조물 기능에 상응한 품질보증사항을 요구하는 기기시방서를 통해 각각 구매된다.

원자로냉각재계통 가동전검사기간 동안 실제 지지구조물의 변위는 계산된 변위/간격과 일치하는지 여부를 확인하기 위해 측정된다. 원자로냉각재계통 기기를 지지하고 있는 지지구조물에 대한 가동중검사는 KEPIC MI에 따라 수행한다.

### 5.4.15 원자로냉각재배기계통

원자로냉각재배기계통은 사고후 원자로용기상부헤드 및 가압기 증기부에 축적된 비응축성 기체를 배기시켜 원자로 노심의 냉각기능이 저해받지 않도록 하는 것이다. 또한 원자로냉각재배기계통은 가압기 살수, 가압기 보조살수, 또는 화학 및 체적제어계통의 충전 및 유출계통의 사용이 불가능한 경우 가압기 증기부에서 증기를 방출하여 가압기 압력을 조절하는 기능을 갖는다. 이 계통은 사고후 조건하에서 상기 기능을 수행하도록 설계되며, 배기용량은 자연순환냉각운전시 요구되는 감압률을 만족하도록 설계된다. 또한 정기정비를 위한 발전소 정지기간을 전후로 하여 원자로냉각재계통의 배기를 위하여 이용된다. 원자로냉각재배기계통의 배관 및 계장도는 그림 5.4-16과 같다.

#### 5.4.15.1 설계기준

원자로냉각재배기계통의 설계기준은 다음과 같다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

가. 본 계통은 주제어실내 운전원의 원격조작에 의해 원자로용기상부헤드 또는 가압기 증기부를 배기할 수 있도록 설계한다.

나. 원자로용기상부헤드 배기관 및 가압기 소용적(low volume) 배기관으로 손실되는 원자로냉각재량은 정상적 원자로냉각재 보충용량을 초과하지 않도록 설계하여야 한다. 가압기 대용적(high volume) 배기관의 가상파단에 대하여는 이로 인한 영향을 분석하고 그 결과가 10 CFR 50.46 및 원자력안전위원회고시(가압경수로의 비상노심냉각계통의 성능에 관한 기준 고시)의 허용기준을 만족할 수 있도록 한다.

48

다. 원자로냉각재배기계통은 안전관련계통으로서 내진범주 I급으로 설계하고 10 CFR 50 부록 A, 일반설계기준의 해당 요건을 만족시킨다. 사고후 조건에서 적절한 운전을 보장하기 위해 능동기기의 단일고장시에도 그 기능을 유지할 수 있도록 설계한다.

라. 원자로건물 대기 또는 원자로배수탱크로 선택적으로 배기시킬 수 있도록 설계한다.

마. 압력  $175.75 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  (2,500 psia) 및 온도  $371^\circ\text{C}$  ( $700^\circ\text{F}$ ) 상태하에서 과열 증기, 물-증기 혼합물, 물, 핵분열 생성 기체, 헬륨 및 수소를 배기할 수 있도록 설계한다.

바. 모든 동력구동 밸브의 개폐상태가 주제어실에 지시되도록 한다.

사. 본 계통의 설치로 인하여 핵연료 교체 및 정비작업에 간섭이 초래되지 않도록 설계한다.

아. 발전소 정상운전중 운전원의 실수로 인한 밸브의 작동 가능성을 줄이기 위하

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

여, 밸브를 잠금-단힘 상태로 유지시킨다.

원자로냉각재배기계통은 사고후 원자로냉각재계통으로부터 증기 또는 비응축성 기체를 배기하도록 설계되어 있다. 배기의 목적은 이들 증기 및 기체의 노심냉각 방해 가능성을 제거하기 위한 것이다. 적은 양의 기체나 증기는 원자로배수탱크로 방출하고 원자로건물 대기로는 방출하지 않는다. 대용량은 원자로배수탱크 파열판의 파열이나 직접 원자로건물 물로 배기되며, 이 경우는 배기된 기체가 원자로건물 공기와 잘 혼합되거나 또는 원자로 건물내 설치된 피동축매형수소재결합기에 의해 수소농도 조절이 가능한 구역으로 배기시킨다. 발전소 정상운전 동안 동력구동 밸브의 누설을 효과적으로 감시하기 위하여 압력 측정 계기가 설치되어 있다.

원자로냉각재배기계통은 사고조건을 기준으로 설계하는 한편, 핵연료 재장전운전기간에 원자로냉각재계통의 배기를 위해 이용될 수 있도록 설계되어 있다.

### 5.4.15.2 계통설명

#### 5.4.15.2.1 개요

원자로냉각재배기계통은 주제어실에서 운전원의 원격조작에 의해 가압기 증기부 및 원자로용기상부헤드에서 배기시킬 수 있도록 설계되어 있다. 가압기안전밸브 입구 플랜지에서 분기된 가압기 증기부 배기관은 7.14 mm (9/32 in) 유량제한 오리피스가 설치된 소용적 배기관과 정상시는 닫혀진 2개의 밸브가 설치된 대용적 배기관이 공통모관과 연결되고 가압기안전밸브 방출관으로 연결되어 있다. 원자로용기상부헤드 배기는 원자로용기상부헤드 배기관 플랜지에 설치되어 있는 5.56 mm (7/32 in) 크기의 유량제한 오리피스를 통하여 원자로배수탱크로 방출된다. 원자로용기 상단부 및 가압기 증기부의 소용적 배기관에 설치된 오리피스는 배출부의 배관이 파단될 경우 파단부를 통하여 배출되는 배기량이 정상적 원자로냉각재 최소 보충 용량을 초과하지 않도록 한다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

한편, 본 계통은 사고후 운전이 가능하도록 설계될 뿐만 아니라 핵연료 교체시 이를 전후하여 원자로냉각재계통내 기체를 배기시킬 수 있도록 설계되어 있다. 또한 핵연료 재장전운전동안 원자로용기상부헤드를 제거할 수 있도록 하기 위하여 원자로용기상부헤드 배기관이 일부는 제거 가능하다. 비응축성 기체를 다량 배기하여야 하는 경우, 원자로배수탱크의 파열판이 파열되는 것이 운전원에 의해 바람직하지 않다고 판단되면 원자로건물 대기로 방출할 수 있다. 이 배기관의 끝단은 방출된 배기기체가 주변 기기에 영향을 주지 않는 장소이면서 원자로건물 내부의 적절한 환기로 인하여 기체들이 잘 혼합되는 개방된 장소에 위치한다. 배기기체가 고방사성을 띄지 않고 원자로건물 격리가 이루어지지 않았을 경우 원자로배수탱크로 방출된 기체는 기체방사성폐기물계통의 유입모관으로 이송된다. 이 유로는 핵연료 재장전운전동안에 원자로냉각재계통의 탈기를 위하여 이용되는 경우 배기된 기체를 처리하게 되며 사고시에는 이용할 수 없다. 특히, 핵연료 교체후의 시운전 배기시에는 배기기체의 방사능준위가 비교적 낮기 때문에 탱크로 배기시키지 않고 원자로건물 대기로 배기시킴으로써 기체방사성폐기물계통의 불필요한 운전을 줄일 수 있다. 원자로냉각재배기계통의 주요 설계변수는 표 5.4-10에 기술되어 있다.

| 1

원자로냉각재배기계통은 7개의 솔레노이드 구동밸브로 구성되며 운전원의 부주의로 인한 개방을 방지하기 위하여, 발전소 정상운전 동안 주제어실내의 보호대(switch guard)가 부착된 제어스위치에 잠금-단힘 상태로 유지되고 개폐상태가 주제어실에 지시된다.

원자로냉각재배기계통은 정상전원의 상실 및 비상전원의 단일고장시에도 가압기 배기유로 및 하나의 원자로용기상부헤드 배기유로가 형성될 수 있도록 하기 위하여 2개의 독립된 전원을 공급받는다.

이들 유로는 비상전원을 공급받고, 내진범주 I급으로 설계되며, 적용 표준 및 기준에 따른 적정 품질등급으로 분류된다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.15.2.2 계통 운전

원자로냉각재배기계통의 운전은 사고시 또는 핵연료 재장전운전시에 따라 달라지며 다음과 같이 다섯 가지로 구분된다.

- 원자로용기상부헤드에서 원자로배수탱크로 배기
- 가압기에서 원자로배수탱크로 배기
- 원자로용기상부헤드 또는 가압기에서 원자로건물 대기로 직접 배기
- 원자로용기상부헤드 또는 가압기에서 원자로배수탱크를 경유, 기체방사성폐기물 계통으로 배기
- 원자로용기상부헤드 또는 가압기에서 원자로배수탱크의 파열판을 통하여 원자로 건물 대기로 배기

다량의 비응축성 기체가 발생하는 사고시, 기체를 제거하고 정해진 절차에 따라 발전소를 제어 가능한 안전상태로 유지하기 위해서는 운전원의 신속한 조치가 요구된다. 이때 운전원은 노심이 물에 잠겨져 노심 냉각이 유지되도록 한다. 그외에 노심이 물로 잠겨져 있어 노심 냉각기능이 저해를 받지 않는 경우에는 비교적 완만한 조치를 취할 수 있다.

각각의 배기 유로에 대한 운전시 고려사항은 다음과 같다.

- 가. 원자로용기상부헤드에서 원자로배수탱크로 배기

원자로용기에서 원자로배수탱크로의 배기는 병렬로 설치되어 있는 2개의 원자



### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

로용기상부헤드 배기 솔레노이드 격리밸브중 한개의 밸브와 원자로배수탱크에 연결되는 배관에 설치된 솔레노이드 격리밸브를 개방함으로써 이루어진다. 원자로배수탱크의 건전성은 탱크내부의 압력, 온도 및 수위감시를 통하여 확인된다. 만일 원자로용기에서 다량의 비응축성 기체가 생성되는 경우 원자로배수탱크로의 연속적인 배기는 결국 파열판의 파열을 야기할 수 있는데, 이때에는 원자로건물 대기로 직접 배기하는 것이 바람직하며 원자로건물내의 수소농도는 주제어실에서 감시되며 피동축매형수소재결합기에 의해 제어된다.

#### 나. 가압기에서 원자로배수탱크로 배기

동 배기유로는 운전원이 원자로냉각재계통을 배기시키거나 가압기에 축적된 기체를 제거하고자 할 경우 사용된다. 이 때에는 2개의 가압기 배기유로 즉, 대용적 배기유로 및 소용적 배기유로중 1개의 유로를 이용하여 원자로배수탱크로 배기하게 된다. 원자로배수탱크의 운전상태는 온도, 압력 및 수위측정 계기들에 의해서 감시된다. 원자로배수탱크로의 연속적인 배기는 파열판의 손상을 야기할 수 있으므로, 이 경우 '가'항과 동일하게 원자로건물 대기로 직접 배기할 수 있으며 원자로건물 수소농도 조절은 피동축매형수소재결합기에 의해 이루어진다.

또한, 동 배기유로는 가압기 살수기능이 상실된 경우 가압기 증기부의 배기를 통하여 원자로냉각재계통의 압력을 조절하기 위하여 이용되며 대용적 및 소용적 배기유로중 한 유로가 선택적으로 이용된다.

#### 다. 원자로용기상부헤드 또는 가압기에서 원자로건물 대기로 직접 배기

원자로용기상부헤드 또는 가압기에서 원자로배수탱크로의 연속적인 배기는 결국 파열판의 파열을 야기하게 된다. 그러나 파열판의 건전성을 유지시키고자

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

하는 경우 운전원은 원자로건물 대기 배기유로의 솔레노이드구동 격리밸브를 개방하여 원자로건물 대기로 직접 배기시킬 수 있다. 이 유로가 이용될 경우에 원자로건물 수소농도 조절은 피동축매형수소재결합기에 의해 이루어진다. 가압기로부터 배기시키는 경우 가압기의 대응적 및 소용적 배기유로를 선택적으로 이용할 수 있다.

라. 원자로용기상부헤드 또는 가압기에서 기체방사성폐기물계통으로 배기

이 유로는 배기되는 기체의 방사능 준위가 기체방사성폐기물계통의 기술지침서에서 규정하고 있는 값보다 낮고, 정상전원이 이용 가능하며 또한 낮은 기체 제거율이 허용되고, 기체방사성폐기물의 적절한 저장능력이 있으며, 원자로건물 격리가 이루어지지 않은 경우에 한하여 이용된다. 이 때의 유로는 ‘가’ 및 ‘나’항에서 언급한 가압기 또는 원자로용기상부헤드에서 원자로배수탱크로의 배기유로와 동일하며 원자로배수탱크로 보내진 기체는 기체방사성폐기물계통으로 이송되어 처리된다.

#### 5.4.15.3 안전성 평가

원자로냉각재배기계통은 아래와 같이 NUREG-0718의 항목 II.B.1을 만족하도록 설계되어 있다.

##### 5.4.15.3.1 원자로냉각재상실사고(LOCA) 분석

원자로용기상부헤드 배기관 플랜지와 가압기 소용적 배기관에는 배기유량을 원자로냉각재계통의 정상적인 보충유량보다 적게 제한하기 위한 5.56 mm (7/32 in)와 7.14 mm (9/32 in) 오리피스가 각각 설치되어 있다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

가압기 대응적 배기관 파단으로 인한 원자로냉각재상실 가상사고는 15.6.5절에 기술되어 있다.

### 5.4.15.3.2 다중성

원자로냉각재 격리밸브계기, 배기제어, 동력원들은 단일사고에 의해 계통운전이 방해받지 않도록 설계되어 있다. 정상운전시 원자로냉각재배기계통의 부주의한 작동 가능성을 최소화하기 위해 운영관리절차를 제공한다.

### 5.4.15.3.3 기타 안전성관련 사항

모든 밸브 및 밸브 개폐지시기는 소회전원상실사고에 대비하여 정상전원 및 비상전원을 공급받도록 설계되어 있다.

원자로냉각재배기계통의 기기는 적절한 설계 및 기기시험을 통하여 내진 및 내환경검증이 수행되어 있다.

본 계통은 비산물과 화재에 의한 영향을 받지 않도록 배치되어 있다.

원자로건물 대기로 배기되는 배기구는 폭발성의 수소기체 혼합물이 축적되지 않도록 원자로건물 대기가 잘 혼합되는 지역에 위치한다. 인간공학적 분석은 18장에 기술되어 있다.

### 5.4.15.4 시험 및 검사

본 계통의 시험은 밸브의 가동증시험으로 제한되며, KEPIC MO의 범주 A 및 B 밸브에 대한 검사요건을 만족하기 위한 설비가 설계에 반영되어 있다. 원자로용기상부헤드에 연

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

결되는 배기관과 밸브는 원자로용기상부헤드 제거 및 핵연료 재장전운전과 간섭되지 않도록 배치되어 있다. 원자로냉각재배기계의 1E급 전기기기들은 모두 KEPIC END 1100(해외 구매품목은 IEEE 323-1983 적용) 및 KEPIC END 2000(해외 구매품목은 IEEE 344-1987 적용) 요건에 따라 검증되어 있고 KEPIC ENE 1100(해외 구매품목은 IEEE 336-1985 적용) 및 KEPIC ENF 3100(해외 구매품목은 IEEE 338-1987 적용) 요건에 따라 시험 및 검사된다.

### 5.4.15.5 계측설비

본 계통은 주제어실에서 원격으로 운전될 수 있도록 설계되어 있다. 동력구동 밸브 및 이 밸브의 개폐지시기는 1E급 전원을 공급받으며 기타의 계측지 및 기기는 비1E급 전원을 공급받는다. 개폐지시기는 원격으로 작동되는 모든 밸브(열람/단힘)에 설치되며 이들 밸브의 개폐상태는 항상 주제어실에 표시된다. 밸브의 누설을 감지하기 위하여 압력측정 계기가 설치되어 있으며 주제어실에 표시된다. 이 압력측정 계기는 사고후 운전 동안에는 작동이 요구되지 않는다. 또한, 원자로배수탱크의 압력, 온도 및 수위가 주제어실에 지시된다.

### 5.4.16 안전감압계통

#### 5.4.16.1 설계기준

##### 5.4.16.1.1 개요

안전감압계통은 설계기준초과사고인 완전급수상실사고시 원격 수동운전을 통하여 원자로 냉각재계통의 신속한 감압기능을 수행하도록 설계된다. 완전급수상실사고는 2대의 증기 발생기 모두에 급수가 완전히 상실되는 사고를 의미하며, 이 사고의 발생 가능성은 극히 낮다. 안전감압계통은 안전정지기능이나 설계기준사고 완화기능은 수행하지 않는다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.16.1.2 기능설계기준

안전감압계통의 기능설계기준은 다음과 같다.

- 가. 2대의 고압안전주입펌프중 1대만 이용 가능할 때 각각의 안전감압계통 유로는 완전급수상실사고시 가압기안전밸브와 동시에 개방되더라도 노심 노출을 방지할 수 있는 충분한 용량을 갖도록 설계되어야 한다.
- 나. 2대의 고압안전주입펌프가 이용 가능할 때 2개의 안전감압계통 유로는 충수와 배수의 개시가 가압기안전밸브가 최초 개방된 시점에서 30분 지연된다고 가정하는 완전급수상실사고에 따른 노심 노출을 방지할 수 있는 충분한 용량을 갖도록 설계되어야 한다.
- 다. 안전감압계통은 원격수동운전을 할 수 있도록 설계된다. 안전감압계통은 정상 운전시에는 사용되지 않으므로, 부주의한 개방을 방지하기 위하여 정상운전시 글로브밸브의 전원은 차단된다. 이 전원차단장치는 주제어실 이외의 지역에 설치되어 있으며, 글로브밸브에 전원이 복원된 즉시 주제어실에서 안전감압계통을 작동시킬 수 있어야 한다.
- 라. 안전감압계통의 능동기기들은 정상소외전원과 비상소내전원으로부터 전력을 공급받을 수 있도록 설계된다. 전원공급은 정상소외전원 상실과 비상소내전원의 단일고장을 동반한 사고시에 원자로냉각재 압력경계의 건전성이 유지될 수 있도록 가압기로부터의 배출 유로가 형성되거나 격리될 수 있도록 두 개의 독립적인 전원경로를 통해서 이루어져야 한다.
- 마. 안전감압계통 배관은 원자로냉각재압력경계의 일부분이므로 2차측 배관의 가

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

상사고인 고에너지관 파단사고의 영향으로부터 보호되도록 설계된다. 이차계통(예를 들면 급수계통, 주증기계통)의 가상 배관파단사고로 인한 안전감압계통의 기능상실은 발생되지 않아야 한다.

바. 안전감압계통은 원자로냉각재상실사고 혹은 다른 설계기준사고를 완화시키기 위해 설계된 것은 아니다. 또한 안전감압계통 배관 및 기기들에 국부적으로 영향을 미치는 설계기준 고에너지배관 파단사고는 원자로냉각재상실사고를 초래하지만 안전감압계통 기능은 요구되지 않는다. 예를 들면, 가상적인 가압기 살수배관 파단사고는 안전감압계통 배관과 상호작용을 일으킬 수 있으며, 가압기 살수배관 파단이 원자로냉각재상실사고를 초래하므로 이러한 상호작용은 허용된다. 그러나 안전감압계통 배관이 가압기 살수배관과 같은 크기의 직경과 두께이므로 배관파단 분석기준에 따라 안전감압계통 배관은 가압기 살수배관 파단과의 상호작용에 의해 손상되지 않는 것으로 가정할 수 있다. 따라서 가압기 살수배관 파단 결과로 발생한 안전감압계통 배관 파단으로 인한 더 큰 원자로냉각재상실사고와 같은 파급 효과는 문제되지 않는다.

사. 규제지침서 1.75 및 IEEE 384-1992(1998년 재확인)의 권고사항으로서, 원자로의 비상제어와 안전정지를 위하여 사용되는 다중계통 사이에는 적절한 물리적 분리가 유지되어야 한다. 1개의 안전감압계통 유로의 파단은 원자로냉각재상실사고를 초래하지만 안전감압계통은 원자로냉각재상실사고 완화를 위하여 사용되지 않기 때문에 안전감압계통 각 유로 사이의 배관파단 영향에 대한 분리는 고려되지 않는다. 앞에서 설명했듯이 파급효과는 고려되지 않는다.

아. 안전감압계통 유로는 가압기 상부의 증기부분으로부터 원자로건물까지로 형성되어야 한다. 각 유로에는 능동밸브들이 다중으로 설치되어 있어서 안전감압계통의 부적절한 개방후 어떠한 능동밸브의 단일고장이 발생하더라도 원자로 냉각재 압력경계의 격리를 보장하여야 한다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

자. 안전감압계통은 가압기 노즐부터 글로브밸브까지는 내진범주 I 급과 안전등급 1급으로 분류되어야 하며, 글로브밸브 후단은 비안전등급으로 분류될 수 있다.

차. 안전감압계통 배관은 배관에 액체가 고이는 것을 최소화하도록 설계되어야 한다. 따라서, 글로브밸브로부터 안전감압계통 노즐까지는 가압기 쪽으로 하향 경사를 유지하도록 설계되어야 하며 글로브밸브 후단 배관은 배수관 쪽으로 하향경사를 이루도록 하여 예상되는 밸브 누설이 원자로배수탱크로 빠져나가도록 설계되어야 한다.

카. 안전감압계통의 각 기기들은 3.11절에 명시되어 있는 환경조건 내에서 작동할 수 있도록 검증되어야 한다.

#### 5.4.16.2 계통설명

##### 5.4.16.2.1 개요



안전감압계통은 가압기의 증기부분에 연결되어 있다. 이 계통은 정상운전시 사용되지 않으므로 결과적으로 정상운전시 모든 밸브는 닫힌 상태로 유지된다. 원자로냉각재배기계통과 안전감압계통 사이에 배기유로가 형성되어 안전감압계통 게이트밸브 전단 배관의 비응축성 기체를 제거한다.

안전감압계통 각 유로의 게이트밸브와 글로브밸브 사이 배관과 게이트밸브 전단 배관을 연결하는 우회배관에는 역류방지밸브가 설치되어 있어서 게이트밸브와 글로브밸브 사이 배관에 과압이 걸리는 것을 방지한다.

주급수와 보조급수 모두를 증기발생기를 통한 노심 붕괴열 제거에 이용할 수 없을 때 안



### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

전감압계통은 원격수동 안전등급의 원자로냉각재계통 급속감압 기능을 제공한다. 설계기준초과사고인 완전급수상실사고에 의해 원자로냉각재계통의 냉각재 재고량이 점차적으로 상실되고 원자로냉각재계통이 고압으로 유지될 때, 운전원은 안전감압계통 밸브를 개방하여 제어된 상태에서 원자로냉각재계통을 신속히 감압할 수 있다. 원자로냉각재계통의 압력이 낮아져서 고압안전주입펌프가 작동되어 안전주입이 시작되면 원자로냉각재계통의 냉각재 재고량은 복구된다.

그림 5.4-17은 안전감압계통의 유로도이다. 안전감압계통은 원자로건물 대기로 배출유로를 형성하는 2개의 101.6 mm (4 in) 배관으로 이루어져 있다. 각 유로는 가압기에 있는 101.6 mm (4 in) 노즐로부터 형성되어 있으며 2개의 연속된 전동기구동 밸브(1개의 게이트밸브와 1개의 글로브밸브)를 가지고 있다. 안전감압계통 각 배관의 끝에는 파열판(rupture disk)이 설치되어 있어서 정상운전시 밸브 누설이 원자로건물 대기로 방출되지 않도록 하였다. 안전감압계통의 각 유로는 가압기 압력이  $175.7 \text{ kg/cm}^2(2,500 \text{ psia})$ 에서  $64.89 \text{ kg/sec}(515,000 \text{ lb/hr})$ 의 포화증기 유량을 형성하도록 설계된다.

#### 5.4.16.2.2 기기설명

안전감압계통 밸브에 관한 설명은 표 5.4-9에 주어져 있다. 안전감압계통 밸브는 안전감압계통 격리기능을 하는 게이트밸브와 그 후단에 위치한 글로브밸브로 구성되어 있으며 이 밸브들은 모두 전동기에 의해 구동되고 고장발생 당시의 현 위치를 유지하도록 설계되었다. 비상디젤발전기가 2개의 글로브밸브에 비상전원을 공급한다. 2개의 게이트밸브는 인버터(inverter)를 통해 직류축전지로부터 비상전원을 공급받는다. 게이트밸브의 전 후단을 연결하는 우회배관에는 역류방지밸브가 설치되어 있어서 게이트밸브와 글로브밸브 사이의 배관에 파압이 걸리는 것을 방지한다.

파열판의 파열압력은 운영기술지침서에 규정된 최대허용누설이 안전감압계통 배수관을 통해 배수되는 것을 가정하더라도 파열되지 않고 안전감압계통의 작동시에만 파열될 수 있도록  $98.45 \text{ kg/cm}^2(1,400 \text{ psid}) \pm 5\%$ 로 설정되었다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

안전감압계통 배수관에 설치되어 있는 역류방지밸브는 가압기안전밸브 개방에 의한 역류로 인해 발생될 수 있는 온도계측기의 오경보를 방지한다.

### 5.4.16.3 계통분류

안전감압계통 안전등급을 분류하는 기준은 원자력안전위원회고시(원자로시설의 안전등급과 등급별 규격에 관한 규정 고시) 및 ANSI/ANS-51.1-1983(1988년 재확인)에 따랐다(표 5.4-9 참조). 내진범주 선택을 위한 지침은 규제지침서 1.29에 따랐다.

48

### 5.4.16.4 계통신뢰도

안전감압계통 밸브는 고장발생 당시의 위치를 유지하며 원자로냉각재압력경계의 건전성을 유지하기 위하여 항상 닫힌 상태를 유지한다. 안전감압계통의 오작동에 의한 개방을 방지하기 위해 모든 안전감압계통 밸브에는 닫힌 상태로 열쇠잠금장치가 제공되며 원자로 정상운전중 글로브밸브로 공급되는 전원은 차단되어 있다. 또한, 안전감압계통의 각 유로는 어떤 한 밸브가 오작동에 의해 개방되더라도 원자로냉각재압력경계를 유지하도록 배열되어 있다.

안전감압계통은 오작동 사고에 의한 개방시 단일고장을 가정하여 원자로냉각재계통의 재고량 상실과 감압을 중단시킬 수 있도록 설계되어 있다.

안전감압계통은 다중유로로 구성되어 있어서 한 유로의 단일고장시에도 안전감압계통의 요구되는 기능을 수행할 수 있다.

### 5.4.16.5 검사 및 시험요건

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

계통의 검사 및 시험은 상온정지기간중 밸브와 배관의 가동중시험 및 검사로 국한한다. 밸브와 배관의 검사 및 시험은 KEPIC MO에 따른 가동중시험계획과 KEPIC MI에 따른 가동중검사계획에 따라 실시해야 한다.

#### 5.4.16.6 계측설비 요건

안전감압계통은 주제어실에서 원격제어 되도록 설계되어 있다. 모든 전동기구동밸브와 밸브의 위치지시는 1E급 전원으로부터 전력을 공급받는다. 모든 원격작동밸브의 개폐 여부를 표시해 주는 위치지시가 주제어실에 제공되어 있다. 안전감압계통 글로브밸브에는 0~100% 위치지시가 제공되어 글로브밸브 중간범위의 위치를 지시할 수 있다. 0~100% 위치지시는 안전성관련이 아니다. 그러나 IEEE 384-1992(1998 재확인)와 규제지침서 1.75의 요건을 만족시키기 위해 위치신호는 회로구성, 하드웨어설계 및 배선 등에 의해 연계회로(associated circuit)가 적용된다.

발전소 정상운전시 게이트밸브 누설을 감시하기 위해 압력계측기가 제공되며 압력신호가 주제어실에 지시된다. 온도계측기는 각 글로브밸브 후단의 누설을 감시하기 위해 설치되며 주제어실에 온도지시 및 경보가 제공된다. 압력 및 온도계측기는 어떠한 안전성관련 기능도 수행하지 않는다.

#### 5.4.16.7 완전급수상실사고 분석

안전감압계통의 방출용량에 대한 기능설계기준이 만족되는지 확인하기 위하여 완전급수상실사고를 분석하였다. 완전급수상실사고는 2대의 증기발생기에 공급되는 주급수와 보조급수가 완전히 상실되는 설계기준초과사고이다. 따라서 주입 및 방출 운전을 고려한 완전급수상실사고 분석은 최적평가방법에 근거한 전산프로그램을 사용하였다. 사고발생 후 노심 최소 혼합수위가 노심 상부보다 0.61 m (2 ft) 이상 높게 계산되면 안전감압계통은 노심 노출을 방지할 수 있는 충분한 용량을 갖는다고 평가하였다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.4.16.7.1 분석대상 사고

완전급수상실사고의 분석대상 사고는 다음과 같이 고압안전주입계통과 안전감압계통의 단일 고장을 가정한 경우(single failure case: SF Case)와 단일 고장을 가정하지 않은 경우(no failure case: NF Case)를 선정하였으며 이는 5.4.16.1.2절에 기술된 안전감압계통의 첫 번째 및 두 번째 기능설계기준과 동일하다.

가. SF Case: 2대의 고압안전주입펌프 중 1대만 이용 가능할 때 완전급수상실사고시 가압기안전밸브 개방과 동시에 1개의 안전감압계통 유로를 개방하더라도 노심 혼합수위는 노심 상부보다 0.61 m (2 ft) 이상 높게 유지하여야 한다.

나. NF Case: 2대의 고압안전주입펌프가 이용 가능할 때 완전급수상실사고시 가압기안전밸브가 최초 개방된 시점에서 30분 경과한 후 2개의 안전감압계통 유로를 개방하더라도 노심 혼합수위는 노심 상부보다 0.61 m (2 ft) 이상 높게 유지하여야 한다.

### 5.4.16.7.2 전산프로그램

완전급수상실사고의 최적평가방법에는 웨스팅하우스에서 개발된 CEFLASH-4AS/REM 코드를 사용하였다. CEFLASH-4AS/REM 코드는 2개의 질량, 2개의 에너지, 1개의 운동량 방정식을 지배방정식으로 사용하고 있으며, 상간의 분리현상은 유동영역에 종속되는 드리프트 플럭스 모델을 이용하고 있다. CEFLASH-4AS/REM 코드는 웨스팅하우스가 소형냉각재상실사고의 인허가 해석을 위하여 개발하고 미국원자력규제위원회로부터 승인 받은 CEFLASH-4AS 코드(참고문헌 1)에 다양한 최적평가 해석모델들을 추가한 코드이며, 다양한 분리효과 실험결과와 비교 검증된 코드이다(참고문헌 2, 3, 4). 그리고 계통 거동들에 대한 CEFLASH-4AS/REM 코드의 예측능력은 종합실험 결과들과도 비교 검증되

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

있다(참고문헌 4, 5). 주입 및 방출 운전을 수행하는 완전급수상실사고에 대한 CEFLASH-4AS/REM 코드의 예측능력에 대한 검증은 2개의 LOFT(Loss of Fluid Test) 실험장치에서 수행된 실험결과들과 비교 검증되었다(참고문헌 6).

#### 5.4.16.7.3 사고분석 방법

해석 초기조건으로 발전소는 100% 출력으로 정상운전 중에 있다고 가정한다. 완전급수상실사고 해석에 사용된 초기 조건과 발전소 주요 변수들은 표 5.4-11과 같다.

완전급수상실사고시에 핵증기공급계통의 반응에 영향을 주는 제어계통으로는 원자로출력 제어계통, 전열기와 살수를 제어하는 가압기압력제어계통 및 충전과 유출을 제어하는 가압기수위제어계통 등이 있다. 완전급수상실사고에 대한 최종평가 해석에서는 급수제어계통을 제외한 모든 제어계통의 이용을 선택하였다.

붕괴열은 1979년 ANSI/ANS 표준 붕괴열을 사용하였다(참고문헌 7). 완전급수상실사고의 경우 한국표준형원전 비상운전지침서(참고문헌 8)에 따라 운전원이 원자로정지 10분 이내에 급수완전상실을 진단하고 모든 원자로냉각재펌프를 정지시킨다고 가정하였다.

#### 5.4.16.7.4 사고분석 결과

안전감압계통의 설계 최소 방출용량을 사용하여 완전급수상실사고가 발생하였을 때 노심 상부에서 0.61 m (2 ft) 이상의 노심 혼합수위 여유도를 확보할 수 있는지 평가하였다. 사고분석은 운전원의 사고회복 조치가 없는 경우(Base Case)와 가압기안전밸브 개방과 동시에 운전원이 안전감압계통의 1계열을 수동 개방시키고 1대의 고압안전주입펌프를 이용하는 경우(SF Case)와 가압기안전밸브 개방 30분 후 운전원이 안전감압계통의 2계열을 수동 개방시키고 2대의 고압안전주입펌프를 이용하는 경우(NF Case)에 대하여 수행하였다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

완전급수상실사고시 운전원의 사고회복 조치가 없는 경우(Base Case)의 사고경위는 표 5.4-12에 나타내었으며, 증기발생기 저수위로 인하여 원자로가 정지하고 10분 후에 운전원이 원자로냉각재펌프만 정지시키는 것으로 가정하였다. 1360초에 증기발생기가 고갈되었으며 가압기안전밸브는 1426초에 개방되었다. 가압기안전밸브를 통한 증기 및 이상유체의 방출로 인하여 노심 혼합수위는 계속 감소하여 5497초에 노심이 노출되었다.

표 5.4-12에 나타낸 바와 같이 1426초에 가압기안전밸브가 개방됨과 동시에 안전감압계통 1계열을 개방(SF Case)시키면 원자로냉각재계통의 압력이 급속하게 떨어지면서 1550초에 고압안전주입이 시작되었다. 충수 및 방출 운전에 의하여 노심의 잔열은 제거되고 노심의 최소 혼합수위는 5216초에 6.86 m (22.52 ft)에 도달하였다. 사고 동안 노심 최소 혼합수위는 노심 상부인 6.17 m (20.23 ft)보다 0.61 m (2 ft) 이상 높게 유지하고 있으므로 표 5.4-11의 안전감압계통의 설계 최소 증기 방출유량은 안전감압계통의 첫 번째 기능설계기준을 만족하였다.

표 5.4-12에 나타낸 바와 같이 가압기안전밸브가 개방된 30분 후인 3226초에 안전감압계통 2계열을 개방(NF Case)시키면 노심의 최소 혼합수위는 4457초에 6.88 m (22.58 ft)에 도달하였다. 이 경우 또한 노심 최소 혼합수위를 노심 상부보다 0.61 m (2 ft) 이상 높게 유지하고 있으므로 표 5.4-11의 안전감압계통의 설계 최소 증기 방출유량은 안전감압계통의 두 번째 기능설계기준을 만족하였다.

Base Case, SF Case, NF Case 각각에 대한 가압기 압력 거동은 그림 5.4-18과 같고 노심 혼합수위 거동은 그림 5.4-19와 같다.

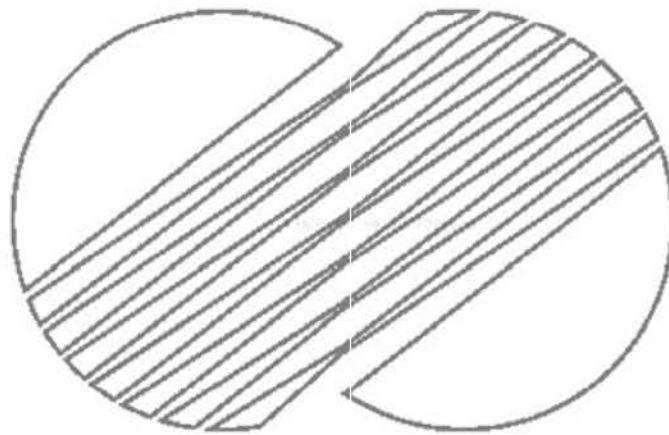
### 5.4.16.7.5 사고분석 결론

신고리 1,2호기의 완전급수상실사고 분석결과, 가압기안전밸브 개방과 동시에 운전원이 안

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

전감압계통 1계열을 개방하고 고압안전주입펌프 1대를 이용하는 경우와 가압기안전밸브 개방 30분 후 운전원이 안전감압계통 2계열을 개방하고 고압안전주입펌프 2대를 이용하는 경우에도 사고발생 기간 동안 노심 최소 혼합수위를 노심 상부보다 0.61 m (2 ft) 이상 높게 유지하고 있는 것으로 나타났다. 따라서 신고리 1,2호기 안전감압계통 1계열의 설계 최소 증기 방출용량은 안전감압계통의 첫 번째와 두 번째 기능설계기준을 모두 만족한다.

1



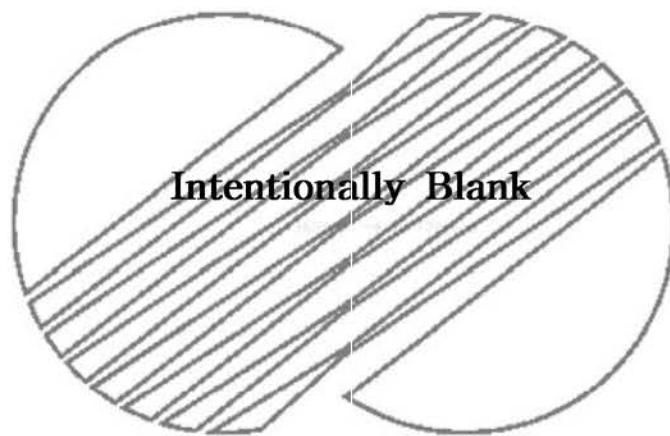


신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

5.4.17 참고문헌

1. CENP-133P, Supplement 1, "CEFLASH-4AS, A Computer Program for the Reactor Blowdown Analysis of the Small Break Loss of Coolant Accident," August 1974.
2. CEN-373-P, Volume 1, "Realistic Small Break LOCA Evaluation Model, Calculational Models," April 1988.
3. CEN-373-P, Volume 3, "Realistic Small Break LOCA Evaluation Model, Computer Program Input and Output Description," December 1988.
4. CEN-373-P, Amendment 1-P, "Realistic Small Break LOCA Evaluation Model," March 1991.
5. CEN-373-P, Volume 2, "Realistic Small Break LOCA Evaluation Model, Application of Evaluation Models," December 1988.
6. VV-FE-0063, "Software Verification and Validation Report," December 1992.
7. ANSI/ANS-5.1-1979, "American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors," August 1979.
8. 한국표준형원전 비상운전지침서, 개정 2, August 2008.

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-1

### 원자로냉각재펌프의 설계변수

대수	4
형식	직립형, 1단, 원심형
정격수두 <sup>1)</sup> m (ft)	102.7 (337)
정격유량 <sup>2)</sup> , L/min (gpm)	323,274 (85,400)
설계압력, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	175.8 (2,500)
설계온도, °C (°F)	343.3 (650)
정상운전압력, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	156.1 (2,220)
정상운전온도 <sup>1)</sup> , °C (°F)	296.1 (565)
필요유효흡입수두(설계유량에서) <sup>1)</sup> m (ft)	130 (426)
흡입온도 <sup>1)</sup> °C (°F)	295.8 (564.5)
대당 물체적, m <sup>3</sup> (ft <sup>3</sup> )	3.76 (132.92)
전동기를 포함한 중량(물 배제시), kg (lb)	124,008 (273,390)
축밀봉장치	기계적 면 밀봉장치
펌프속도 <sup>1)</sup> , rpm	1,190
전동기 동기속도, rpm	1,200
전동기형식	교류 농형 유도전동기
마력 <sup>1)</sup> , 고온운전시, kW (hp)	4,801 (6,436)
저온운전시, kW (hp)	6,562 (8,800)
정격제동마력 kW (hp)	6,562 (8,800)
전압 (V)	13,200
상 (phase)	3
주파수, Hz	60
절연등급	F
기동전류(100% 전압에서), A	2,040

1) 표시된 설계변수는 4대의 펌프가 전출력 운전하는 상태에서의 값임.

2) 표시된 설계변수는 원자로냉각재계통 열적 설계유량의 103.5%에서의 값임.

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-2 (2 중 1)

증기발생기 변수

변 수	값
증기발생기 수	2
열전달률, 0.2% 취출시 1대당 kcal/hr (Btu/hr)	1,215.6×10 <sup>6</sup> (4,824×10 <sup>6</sup> )
<u>1차측</u>	
설계압력/온도, kg/cm <sup>2</sup> A/°C (psia/°F)	175.8/343.3 (2,500/650)
냉각재 입구온도, °C (°F)	327.3 (621.2)
냉각재 출구온도, °C (°F)	295.8 (564.5)
냉각재 유량, 1대당, kg/hr (lb/hr)	27.56×10 <sup>6</sup> (60.75×10 <sup>6</sup> )
냉각재 체적, 1대당, m <sup>3</sup> (ft <sup>3</sup> )	
전열관 크기, 외경, mm (in)	
전열관 두께, 공칭, mm (in)	
<u>2차측</u>	
설계압력/온도, kg/cm <sup>2</sup> A/°C (psia/°F)	89.3/301.7 (1,270/575)

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-2 (2 중 2)

변 수	값
증기압력(증기노즐 끝에서), $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	75.2 (1,070)
증기유량 (0.25% 습분하에서), 각각의 노즐별, $\text{kg/hr}$ (lb/hr)	$1.442 \times 10^6$ ( $3.180 \times 10^6$ )
전출력(full power)에서 급수온도, $^{\circ}\text{C}$ ( $^{\circ}\text{F}$ )	232.2 (450)
함유습분, 최대 증량비, %	0.25
1차측 입구 노즐, 수/내경, mm (in)	1,066.8 (1/42)
1차측 출구 노즐, 수/내경, mm (in)	762 (2/30)
증기노즐, 수/내경, mm (in)	587.375 (2/23.125)
이코노마이저 급수 노즐, 수/크기/스케줄, mm (in)	2/304.8(12)/80
하향유로 급수 노즐, 수/크기/스케줄, mm (in)	1/152.4(6)/80
총열전달계수[설계치], $\text{kcal/hr-m}^2\text{-}^{\circ}\text{C}$ ( $\text{Btu/hr-ft}^2\text{-}^{\circ}\text{F}$ )	

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-3 (3 중 1)

### 정지냉각계통 설계변수

#### 계통 설계변수

정지냉각계통 기동

원자로정지 후  
3.5 시간 후

원자로냉각재계통 최대 냉각률  
(정지냉각 개시 시점)  $^{\circ}\text{C/hr}$  ( $^{\circ}\text{F/hr}$ )

41.7 (75)

재장전수 온도(평균)  $^{\circ}\text{C}$  ( $^{\circ}\text{F}$ )

51.7 (125)

열교환기당 공칭 정지냉각 유량  
 $\text{L/min}$  ( $\text{gpm}$ )

18,925 (5,000)

#### 기기 설계변수

정지냉각열교환기 자료

대수

2

형식

셸과 전열관, 수평 U-전열관

열전달률,  $\text{kcal/hr}\cdot\text{m}^2\cdot^{\circ}\text{C}$  ( $\text{Btu/hr}\cdot\text{ft}^2\cdot^{\circ}\text{F}$ )

대당 열전달 면적,  $\text{m}^2/\text{IIX}$  ( $\text{ft}^2/\text{IIX}$ )

# 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-3 (3 중 2)

## 정지냉각열교환기 자료

### 전열관측

유체

원자로냉각재

설계압력,  $\text{kg/cm}^2$  (psig)

63.3 (900)

설계온도,  $^{\circ}\text{C}$  ( $^{\circ}\text{F}$ )

204.4 (400)

재질

오스테나이트 스테인레스강

적용코드

KEPIC MNC

오염(fouling) 저항,  $\text{hr}\cdot\text{m}^2\cdot^{\circ}\text{C}/\text{kcal}$   
( $\text{hr}\cdot\text{ft}^2\cdot^{\circ}\text{F}/\text{Btu}$ )

0.00005 (0.00025)

### 셸측

유체

1차측기기냉각수

설계압력,  $\text{kg/cm}^2$  (psig)

14.1 (200)

설계온도,  $^{\circ}\text{C}$  ( $^{\circ}\text{F}$ )

121.1 (250)

재질

탄소강



신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-3 (3 중 3)

정지냉각열교환기 자료

적용코드	KEPIC MND
오염(fouling) 저항, $\text{hr-m}^2\text{-}^\circ\text{C/kcal}$ ( $\text{hr-ft}^2\text{-}^\circ\text{F/Btu}$ )	0.0001 (0.0005)

정지 후 27.5 시간 이후 시점에서의 열교환기 자료

전열관측

유량, $10^6 \text{ kg/hr}$ ( $10^6 \text{ lb/hr}$ )	1.08 (2.37)
입구 온도, $^\circ\text{C}$ ( $^\circ\text{F}$ )	51.7 (125.0)
출구 온도, $^\circ\text{C}$ ( $^\circ\text{F}$ )	42.9 (109.2)

셸측

유량, $10^6 \text{ kg/hr}$ ( $10^6 \text{ lb/hr}$ )	1.81 (3.98)
입구 온도, $^\circ\text{C}$ ( $^\circ\text{F}$ )	35.0 (95.0)
출구 온도, $^\circ\text{C}$ ( $^\circ\text{F}$ )	40.2 (104.4)
열부하, $10^6 \text{ kcal/hr}$ ( $10^6 \text{ Btu/hr}$ )	9.4 (37.4)

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 1)

정지냉각계통 고장유형 및 영향분석

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연쇄 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
정지냉각은 저압안전주입펌프와 정지냉각연료환기만을 이용하여 운전이 시작된다.							
1.	정지냉각계통 출입배관 격리밸브 441-V-651 441-V-652 441-V-653 441-V-654	기계적 고장 전기적 고장 부식	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	없음. 441-V-651과 653 또는 441-V-652와 654가 완전히 닫히지 않은 상태에서 고압 과도현상이 발생하면 저온파압 경보발생. 원자로냉각계통이 저온인 동안 들끓의 한 밸브가 완전히 열리지 않으면 저온과압 방지경보 발생	주기적 시험; 제어반에서의 밸브 위치 지시	출력 운전중 다중의 직렬 밸브에 의해 정지냉각계통을 원자로냉각계통의 정상운전압력으로 부터 보호	이들 밸브와 연관된 연동장치가 과압을 방지. 이 연동장치는 원자로냉각계통 압력이 288kg/cm <sup>2</sup> A (410 psia)이상에서 정지냉각계통의 출입배관 격리밸브가 열리는 것을 방지
2.	정지냉각계통 출입배관 격리밸브 441-V-655 441-V-656	기계적 고장 전기적 고장 부식	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	정상 정지냉각 또는 소형 파단 냉각제상실사고후 정지냉각 동안 하나의 정지냉각계통으로 노심의 붕괴열 제거 안됨. 정지냉각에 영향 없음	1. a)와 동일 주기적 시험; 제어반에서의 밸브 위치 지시	냉각 시간은 길이지터라도 다중의 정지냉각 계통이 적절한 노심 냉각을 보증	밸브는 정상적으로 제어반에서 닫힌 상태로 잠겨짐
3.	고압 모관 역류방지밸브 441-V-522 441-V-532	기계적 고장 부식	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	정지냉각을 위해 하나의 정지냉각 계통을 연결할 수 없음 고압 모관으로의 정지냉각 유량의 미미한 분산	2. a)와 동일 주기적 시험; 압력 지시계, P-390/391	다중의 정지냉각계통 다중의 직렬 격리밸브 (441-V-322,332)와 다중의 직렬 역류방지밸브(441-V-523, 533)가 정지냉각 동안 닫힘.	필요 없음

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 2)

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연쇄 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
4.	정지냉각계통 에열판 격리 밸브 441-V-689 441-V-690	a) 열린채 고장	기계적 고착, 전기적 고장, 부식	정지냉각 운전중 배출 유체가 노신을 통과하지 않고 정지냉각 계통 흡입부로 분산됨.	주기적 시험; 제어반에서의 밸브 위치 지시	다중의 정지냉각 계열은 영향받지 않음.	이들 밸브는 예열 후 유량이 정상 상태에 도달하면 점차적으로 닫힘.
	b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고장, 부식	정지냉각 연결 절차 동안 정지 냉각 배관을 점차적으로 예열할 수 없음.	주기적 시험; 제어반에서의 위치 지시	다중의 정지냉각 계열은 영향받지 않음.		안전주입 배관과 노즐은 예열없이 운전되는 정지냉각계통으로 인한 열적 피로의 제한된 횟수에 대해 설계됨.
5.	정지냉각 정화밸브 441-V-418 441-V-419 441-V-420 441-V-421	a) 열린채 고장	기계적 고착, 부식	정지냉각 운전 동안 없음.	주기적 시험	필요 없음	
	b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식	정지냉각 운전동안 하나의 정지 냉각 유로의 오염물질을 제거할 수 없음	주기적 시험; 정화 운전의 실패는 주기적 채취에 의해 감지됨.	다른 정지냉각계통에 다중의 정화 연결관		
6.	저압안전주입 펌프 흡입부 역류방지밸브 441-V-200 441-V-201	a) 열린채 고장	기계적 고착, 부식	없음	없음	정지냉각 운전중 원자로건물 재순환펌프조 또는 재장전수 탱크로의 역류를 방지하기 위해 직렬의 격리밸브 (441-V-691/692)가 닫힘.	
	b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식	없음	없음	없음	필요 없음	
7.	저압안전주입 펌프 흡입관 시험 격리밸브 441-V-550 441-V-555	a) 열린채 고장	기계적 고착, 부식	정지냉각중 없음	주기적 시험	이들 배수밸브 및 시험 연결관은 투경으로 덮여 있음	
	b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식	계통운전에 영향 없음	주기적 시험; 시험에 필요한 압력 인을 수 없음	필요 없음		

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 3)

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연계 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
8.	저압안전주입 펌프 No.1 또는 No.2 지시등	a) 기동 실패	전기적 고장	하나의 저압안전주입 계열을 통한 원자로냉각재계통 저온판으로의 유량 없음	F-306/307의 유량없음 지시; 주기적 시험; 펌프 '가동중' 지시등	냉각시간은 연장되지만 다중의 저압안전주입펌프와 원자로건물 살수펌프를 이용한 정지냉각 운전	정지냉각계통은 한 계열만을 이용하여 원자로정지 후 36시간내에 원자로냉각재 온도를 98.9℃ (210°F)이하로 유지할 수 있음
9.	저압안전주입 펌프 재순환 격리밸브 441-V-668 441-V-669	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고장, 부식 기계적 고착, 전기적 고장, 부식	정지냉각 유량이 재장전수탱크로 분산될 가능성 있음 없음	주기적 시험; 제어반에서의 밸브 위치 지시 9. a)와 동일	정지냉각 동안 다중의 격리밸브(441-V-659,660)가 재장전수탱크로의 유로 차단 필요 없음	이들 밸브는 정지냉각 운전 동안 닫힘 밸브는 정상운전시 제어반에서 열린 상태로 잠겨짐
10.	저압안전주입 펌프 토출관 역류방지밸브 441-V-434 441-V-446	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 한 계열의 정지냉각재통을 통한 유량 상실	없음 주기적 시험; 유량 및 압력 지시계 F-306/307, P-306/307	다중의 정지냉각 계열 필요 없음	정지냉각 동안 밸브는 정상적으로 열림
11.	저압안전주입 펌프 토출관 격리밸브 441-V-435 441-V-447	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	한 계열의 저압안전주입을 통한 원자로냉각재계통 저온판으로의 유량 없음	F-306/307의 유량 없음 지시; 주기적 시험	다중의 정지냉각 계통 계열	밸브는 정상운전시 열린상태로 잠김
12.	저압안전주입 펌프 토출관과 정지냉각열교환기의 연결관 밸브 441-V-693 441-V-694	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고장, 부식 기계적 고착, 전기적 고장, 부식	없음 한 계열의 정지냉각재통을 연결할 수 없음	주기적 시험 제어반에서의 밸브 위치 지시 12. a)와 동일; T-351Y 또는 T-352Y의 고온 지시	필요 없음 다중의 정지냉각재통 계열은 영향받지 않음	밸브는 제어반에서 정상적으로 닫힌 상태로 잠김

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 4)

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연쇄 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
13.	정지냉각열교환기 배기 441-V-170 441-V-180	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 정지냉각열교환기의 배기 불가	주기적 시험 주기적 시험	없음 정지냉각에 필요 없음	밸브는 정상운전시 닫혀있음
14.	정지냉각열교환기 배수 441-V-172 441-V-182	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 정지냉각열교환기의 배수 불가	주기적 시험 주기적 시험	주단이 막혀 있음 정지냉각에 필요 없음	밸브는 정상운전시 닫혀있음
15.	정지냉각열교환기 우회 유량 조절 밸브 441-V-306 441-V-307	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고착, 운전원 실수, 부식	하나의 정지냉각열교환기를 통한 원자로냉각재유량의 감소	주기적 시험; 밸브 위치; T-351 또는 T-352의 고온 지시	냉각시간은 연장되나 다중의 정지냉각재통이 정지냉각을 보장	
16.	재장전수탱크 회수관 격리 밸브 441-V-460 441-V-464	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	정지냉각 주기동안 한 정지냉각 계통은 과도하게 냉각된 냉각재를 노심으로 송출, 정지 여유도의 감소	주기적 시험; 밸브 위치; T-351 또는 T-352의 저온 지시	운전원이 정지냉각계통을 정지시킬 수 없음, 충분한 정지여유도를 위해 원자로 냉각재계통은 미리 봉산 수입이 되어있음	밸브는 제어실에서 정상 운전시 열린상태에서 잠금.
17.	재취관 격리 밸브 441-V-268 441-V-203	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	정지냉각에 영향 없음. 보수 완료시까지 재장전수탱크로 냉각수를 회수할 수 없음	주기적 시험 현장 누수 감시기, 방사능 검출기	식열의 밸브(441-V-298)이 장전수탱크의 부적절한 재충전 방지 기동전에 재장전수조의 냉각수를 재장전수탱크로 회수하는 다중의 유로 존재 없음 다른 곳의 정지냉각수 채취	밸브는 정상적으로 닫힌상태에서 잠금

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 5)

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연쇄 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
18.	정지냉각열교환기-저압모관 연결 밸브 441-V-695 441-V-696	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고착, 부식 기계적 고착, 전기적 고착, 부식	없음 한 정지냉각열교환기 격리로 인한 냉각률 감소	주기적 시험; 제어반에서의 밸브 위치 지시 주기적 시험; 밸브위치; T-351 또는 T-352의 고온 지시	필요 없음 다중의 정지냉각계통은 영향받지 않음	밸브는 정상운전중 제어반에서 단힌 상태로 점검
19.	저압안전주입 펌프 고출밸브 441-V-657 441-V-658	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고착, 부식 기계적 고착, 전기적 고착, 부식	냉각률의 조절 및 유지 불가 15.b) 참조 한 정지냉각열교환기로 유량 없음. 냉각 능력 감소	제어반에서 위치 지시, T-351 또는 T-352에 지시되는 열교환기를 통한 온도차 없음	다중의 정지냉각계통 영향 받지 않음	안전주입 배관 및 노즐은 예열없이 운전되는 정지냉각 계통으로 인한 열적피로의 제한된 횟수에 대해 설계됨
20.	저압안전주입 밸브 441-V-615 441-V-625 441-V-635 441-V-645	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고착, 부식 기계적 고착, 전기적 고착, 부식	정지냉각-연결 철차중 정지냉각 배관을 점차적으로 예열할 수 없음 RCS의 한 저온관으로 냉각된 냉 각수를 주입할 수 없음	제어반에서의 밸브 위치 지시; 주기적 시험	다중의 정지냉각계통은 영향 받지 않음 다중의 정지냉각계통 계열 지시;	정지냉각중 밸브는 정상적으로 열림
21.	저압안전주입 모관 역류방지밸브 441-V-114 441-V-124 441-V-134 441-V-144	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고착, 부식 기계적 고착, 전기적 고착, 부식	없음 저압안전주입 계열로부터 원자로 냉각체계통 저온관으로의 유량 상실	주기적 시험; 유량과 압력 지시계 F-306,307, P-319,329,339,349, P-306,307	다중의 저압안전주입계열	

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 6)

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연쇄 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
22.	고압 모관 역류방지밸브 441-V-113 441-V-123 441-V-133 441-V-143	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식  기계적 고착, 부식	고압모관으로의 미미한 정지냉각 유량 분산  없음	없음  없음	정지냉각 동안 고압안전 주입 모관으로의 역류를 방지하는 다중의 직렬밸브(441-V-616/ 626/636/646, 441-V-617/627/637/ 647)는 닫혀 있음 필요 없음	정지냉각 동안 이들 밸브는 닫혀 있음. 그러나 원자로 냉각재상신사고가 발생하면 안전주입작동신호가 이들 밸브를 자동으로 연다.
23.	안전주입밸브 적리밸브 441-V-614 441-V-624 441-V-634 441-V-644	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 전기적 고착, 부식  기계적 고착, 전기적 고착, 부식	없음  없음  정지냉각 동안 영향 없음	제어반에서의 밸브 위치 지시; 주기적 시험  위치 지시; 주기적 시험  없음	적리 역류방지밸브 (441-V-215,225,235,245)  필요 없음  필요 없음	가압기 압력과 연동장치는 원자로냉각재계통 압력이 안전한 수준 29.2 kg/cm <sup>2</sup> (415 psig)이 될 때까지 밸브가 닫히는 것을 방지한다.  정지냉각 중 밸브는 정상적으로 열림
24.	저압안전주입 모관 역류방지밸브 441-V-540 441-V-541 441-V-542 441-V-543	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식  기계적 고착, 부식	저압안전주입계열로부터 원자로 냉각재계통의 한 저온관으로의 유량 상실  주기적 시험; 유량과 압력 지시계, F-306,307, P-319,329,339,349, P-306,307	다중의 저압안전 주입 계열  없음	정지냉각 중 밸브는 정지냉각 중 닫혀 있음	이들 밸브는 정지냉각 중 닫혀 있음
25.	역류방지밸브 누수관 적리밸브 441-V-618 441-V-628 441-V-638 441-V-648	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식  기계적 고착, 부식 공기공급차단	정지냉각 중 없음  없음	제어반에서의 위치 지시; 주기적 시험  제어반에서의 위치 지시; 주기적 시험  5.4-79	적리의 적리밸브(441-V-611/ 621/631/641, 661, 681)에 의해 정지냉각유량이 배수되는 것 방지 필요 없음	이들 밸브는 정지냉각 중 닫혀 있음



신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 7)

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연쇄 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
26.	원자로냉각재 계통 역류방지밸브 441-V-217 441-V-227 441-V-237 441-V-247	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 자립안전주입계통으로부터 원자로 냉각재계통의 한 저온판으로의 유량 상실	없음 주기적 시험; 유량 및 압력지시계, F-306,307, P-310,329,339,349, P-306,307	필요 없음 다중의 자립안전주입계열	벨브는 정지냉각중 정상적으로 열림
27.	정지냉각 열교환기 No.1 또는 2	a) 냉각수 상실 b) 전열판-셀 교차 누수	냉각수 부족 부식	원자로냉각재계통의 온도 감소를 위한 한 계통의 냉각능력 감소 정지냉각계통에서 1차측기기냉각수계통으로의 누수 방사능 및 수위 지시	없음 주기적 시험 T-303X 또는 T-303Y의 고온지시; 주기적 시험 1차측기기냉각수계통의 다중의 열교환기 방사능 및 수위 지시	다중의 열교환기 다중의 정지냉각계통	정지냉각열교환기는 냉각재상실사고후 장기 재순환 모드에서 사용됨 27. a)와 동일
28.	정지냉각 배관	a) 한 배관의 마합 b) 한 계열의 제한된 누수	이물질 밀봉장치 고장	한 정지냉각계통의 상실 원자로진행 외부로 냉각수 및 방사능 누출	주기적 시험; F-306 또는 P-307의 지유량 지시 현장 누수 검출	다중의 정지냉각계통 다중의 계통에 영향없이 누수는 격리될 수 있음	주기적인 채취에 의해 이물질의 축적 감시
29.	온도 지시계 T-351, T-352 T-351X/351Y T-352X/352Y T-303X, T-303Y	오 지시	전기적 고장	다른 지시계와 불일치되는 온도 지시	다중의 지시계, 공장 계측기, 밸브 위치 지시계와 비교; 주기적 시험	다중의 정지냉각계통 계열 다중의 온도지시계	
30.	유량 지시계 F-306 F-307	오 지시	전기적 고장	없음, 유량지시 상실	주기적 시험; 다른 계측기 및 밸브 위치와 비교	다중의 정지냉각계통 계열, 다중의 온도지시계	
31.	압력 지시계 P-307, P-306 P-303X, P-303Y	오 지시	전기적 고장	다른 압력지시계와 불일치되는 압력 지시	주기적 시험; 다중의 지시계와 비교	다중의 압력지시계	

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-4 (8 중 8)

번호	명칭	고장유형	원인	증상과 국부 영향 (연쇄 고장 포함)	감지 방법	고유 보상 설비	주의 및 기타 영향
32.	원자로건물격리 벨브 시험벨브 441-V-576 441-V-577 441-V-578 441-V-579	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 원자로건물격리벨브의 누설시험 불가.	주기적 시험. 주기적 시험.	직렬격리벨브(441-V-580/581/ 582/583)가 닫혀 있음 정지냉각에 필요 없음.	벨브는 정지운전시 닫혀 있음. 벨브는 정지운전시 닫혀 있음.
33.	원자로건물격리 벨브 시험벨브 441-V-586 441-V-587 441-V-588 441-V-589	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 원자로건물격리벨브의 누설시험 불가.	주기적 시험. 주기적 시험.	직렬격리벨브(441-V-590/591/ 592/593)가 닫혀 있음 정지냉각에 필요 없음.	벨브는 정지운전시 닫혀 있음. 벨브는 정지운전시 닫혀 있음.
34.	원자로건물격리 벨브 시험벨브 441-V-974 441-V-964	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 원자로건물격리벨브의 누설시험 불가.	주기적 시험. 주기적 시험.	직렬격리벨브(441-V-972/968)가 닫혀 있음 정지냉각에 필요 없음.	벨브는 정지운전시 닫혀 있음. 벨브는 정지운전시 닫혀 있음.
35.	원자로건물격리 벨브 시험벨브 441-V-975 441-V-965	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 441-V-653/654 하류배관 수입시험 불가.	주기적 시험. 주기적 시험.	후단이 뚜껑으로 막힌 상태로 유지됨. 정지냉각에 필요 없음.	벨브는 정지운전시 닫혀 있음. 벨브는 정지운전시 닫혀 있음.
36.	시료채취벨브 441-V-431 441-V-443	a) 열린채 고장 b) 닫힌채 고장	기계적 고착, 부식 기계적 고착, 부식	없음 정지냉각수 시료채취 불가.	주기적 시험. 주기적 시험.	없음 다른 곳에서 시료채취.	벨브는 정상운전시 닫혀 있음. 직렬 격리벨브(491-V-041/047)가 연결됨

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-5

가압기 변수

변 수	값
설계압력, $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	175.8 (2,500)
설계온도, $^{\circ}\text{C}$ ( $^{\circ}\text{F}$ )	371.1 (700)
정상운전압력, $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	158.2 (2,250)
정상운전온도, $^{\circ}\text{C}$ ( $^{\circ}\text{F}$ )	344.8 (652.7)
내부체적, $\text{m}^3$ ( $\text{ft}^3$ )	51.0 (1,800)
정상(전출력)운전 냉각재 체적, $\text{m}^3$ ( $\text{ft}^3$ )	25.63 (905)
정상(전출력)운전 증기 체적, $\text{m}^3$ ( $\text{ft}^3$ )	25.77 (910)
전열기 용량, kW	1,800
전열기 형태	침수형
살수유량, 최대/최소, L/min (gpm)	2,650 (700)/ 1,419.5 (375)
살수유량, 연속, L/min (gpm)	1.9~22.7 (0.5~6)
안전밸브 설치용 보스 직경, mm (in)	152.4 (6)
노즐 직경	
밀림관, mm (in) (공칭)	304.8 (12) (스케줄 160)
살수관, mm (in) (공칭)	101.6 (4) (스케줄 160)
계측기 노즐직경	
수위, mm (in) (공칭)	19.1 (3/4) (스케줄 160)
온도, mm (in) (공칭)	25.4 (1) (스케줄 160)
압력, mm (in) (공칭)	19.1 (3/4) (스케줄 160)
전열기 외경, mm (in)	

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-6 (2 중 1)

가압기 시험

<u>기기</u>	<u>시험*</u>
헤드	
판 피복재	UT, MT UT, PT
셸	
판 피복재	UT, MT UT, PT
전열기	
전열관 элемент 중심 봉단마개	UT, PT RT UT, PT
노즐(단조재)	UT, MT, PT
스터드	UT, PT
용접부	
셸, 길이방향	RT, MT
셸, 원주방향	RT, MT

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-6 (2 중 2)

기기	시험*
피복재 노즐 노즐, 안전단	UT, PT RT, MT RT, PT
계측기기 연결부	PT
지지물 스커트	MT, RT
제거후 일시부착물	MT
수압시험후 모든 용접부	MT 또는 PT
전열기집합체, 봉단마개용접	PT

\* 약어: UT= 초음파탐상시험  
MT= 자분탐상시험  
PT= 염료침투탐상시험  
RT= 방사선시험

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-7

가압기안전밸브의 설계변수

특성	변수
설계압력, $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	175.8 (2,500)
설계온도, $^{\circ}\text{C}$ ( $^{\circ}\text{F}$ )	371.1 (700)
유체	포화증기 4,400 ppm, 붕산 pH = 4.5~10.6
설정압력, $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	175.8 $\pm$ 1.0% (2,500 $\pm$ 1.0%)
각 밸브의 축압 (accumulation pressure)에서의 최소용량, $\text{kg/hr}$ (lb/hr)	208,652 (460,000)
형식	스프링장착 안전균형 벨로우즈, 밀폐본넷
오리피스면적 $\text{cm}^2$ ( $\text{in}^2$ )	28.3 (4.38)
축압도, %	3
배압	
최대 축적배압(max. buildup back pressure), $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	49.2 (700)
최대 정적배압(max. superimposed back pressure), $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	23.9 (340)
최소 감압압력, $\text{kg/cm}^2\text{A}$ (psia)	143.4 (2,040)
재질	
몸체	ASME SA 351, Gr. CF8M
디스크	ASME SB 637, UNS N07718
노즐	ASME SA 182, Gr. F316

138

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-8

주증기안전밸브의 설계변수

<u>특성</u>	<u>변수</u>	
설계압력, $\text{kg/cm}^2$ (psig)	92.45 (1,315)	115
설계온도, $^{\circ}\text{C}$ ( $^{\circ}\text{F}$ )	304.4 (580)	
유체	포화증기	
설정압력, $\text{kg/cm}^2$ (psig)	87.88/90.70/92.45/92.45 (1,250/1,290/1,315/1,315)	
설정압 불확실도, 제작(운전), %	$\pm 1$ ( $\pm 3$ )	1 115
축압에서의 ASME 정격용량, $\text{kg/hr}$ ( $\text{lb/hr}$ )	총 $7.07 \times 10^6$ ( $15.58 \times 10^6$ )	
형식	스프링장착	
오리피스면적 $\text{cm}^2$ ( $\text{in}^2$ )	103.23 (16)	
축압도, %	3	
재질	ASME SA-105	

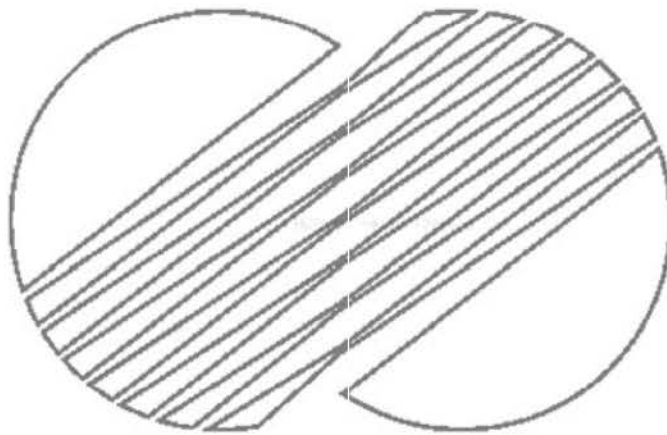


신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-9

안전감압계통 - 능동밸브 목록

<u>밸브 번호</u>	<u>형 태</u>	<u>관 크기 cm (in)</u>	<u>구동자</u>	<u>안전등급</u>
431-V-101	게이트	10.16 (4)	전동기	1
431-V-102	게이트	10.16 (4)	전동기	1
431-V-103	글로브	10.16 (4)	전동기	1
431-V-104	글로브	10.16 (4)	전동기	1



신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-10

원자로냉각재배기 계통의 설계변수

<u>변 수</u>	<u>값</u>
설계압력, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	175.8 (2,500)
설계온도, °C (°F)	371.1 (700)
유체	포화증기
가압기 배기 오리피스 크기, mm (in)	7.14 (9/32)
원자로용기상부헤드 배기 오리피스 크기, mm (in)	5.56 (7/32)

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-11

완전급수상실사고 초기 조건과 발전소 변수

변수	사용된 값
초기 노심 100% 출력, MWt	2815
초기 가압기 압력, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	158.19 (2250)
초기 원자로냉각재계통 유량, kg/s (10 <sup>6</sup> lbm/hr)	15309 (121.5)
초기 저온관 온도, °C (°F)	295.83 (564.5)
초기 고온관 온도, °C (°F)	327.33 (621.2)
원자로냉각재계통 체적, m <sup>3</sup> (ft <sup>3</sup> )	331.72 (11714.7)
초기 증기발생기 압력, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	73.12 (1040)
초기 가압기 체적, 액체/전체, m <sup>3</sup> (ft <sup>3</sup> )	25.82/51.4 (912/1815)
증기발생기 저수위정지 설정치, % 광역수위	44.6
안전주입작동신호 설정치, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	125.15 (1780)
고압안전주입펌프 체질수두, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	129.06 (1835.7)
가압기안전밸브 개방 설정치, kg/cm <sup>2</sup> A (psia)	175.77 (2500)
가압기안전밸브 1개의 공칭 증기방출 용량, @ 2575 psia 조건, kg/s (10 <sup>6</sup> lbm/hr)	68.67 (0.545)
가압기안전밸브 개수	3
안전감압계통 1계열의 설계 최소 증기방출 용량, @ 2500 psia 조건, kg/s (10 <sup>6</sup> lbm/hr)	64.89 (0.515)
안전감압계통 계열 개수	2
비례 전열기 용량, kW (Btu/s)	300 (284.3)
보조 전열기 용량, kW (Btu/s)	1500 (1421.7)

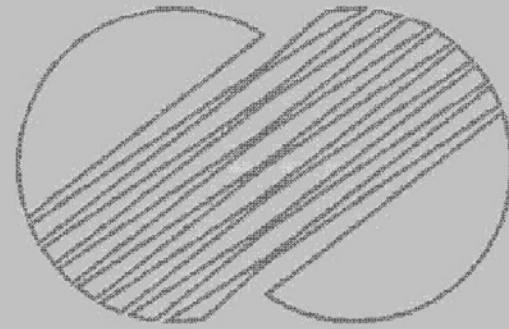
신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5.4-12

완전급수상실사고 경위

주요 운전 변수	Base Case	SF Case	NF Case
안전감압계통 계열 수	0	1	2
고압안전주입펌프 수	0	1	2
가압기안전밸브 개방 이후 충수와 배출 운전 시점 (분)	N/A	0	30
사건	사고 발생 시간 (초)		
완전급수상실사고 발생	0	0	0
원자로정지	29.8	29.8	29.8
원자로냉각재펌프 수동정지	629.8	629.8	629.8
증기발생기 고갈	1360	1360	1360
가압기안전밸브 개방	1426	1426	1426
안전감압계통 방출유로 개방	N/A	1426	3226
고압안전주입 유량 주입 시작	N/A	1550	4070
고온관 포화상태 도달	2965	1548	2965
노심노출 시점	5497	N/A	N/A
노심 최소 혼합수위 (m, ft)	N/A	5216 (6.86, 22.52)	4457 (6.88, 22.58)
원자로냉각재계통 최소 재고량 (kg, lbm)	N/A	4598 (87330, 192530)	4265 (78803, 173730)

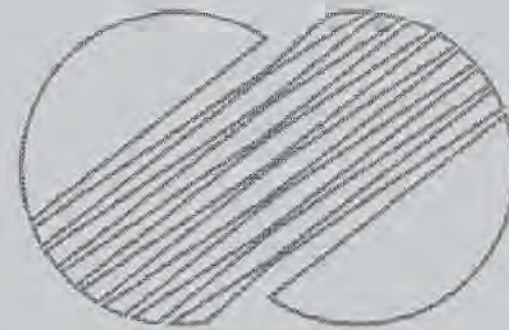
참고) 노심 최소 혼합수위의 허용 기준 = 6.78 m (22.23 ft)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재계통 배치 - 평면도

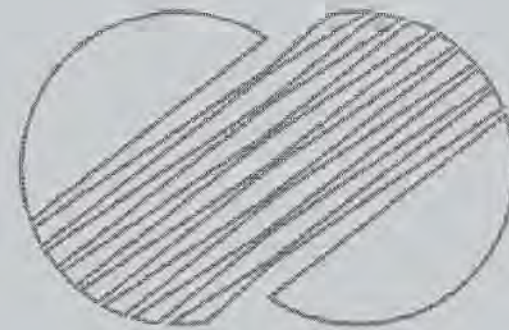
그림 5.1-1



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재계통 배치 - 정면도

그림 5.1-2



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재계통 배관 및 계장도

그림 5.1-3 (2 중 1)

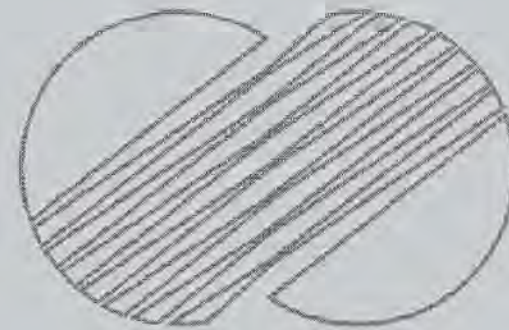




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재계통 배관 및 계장도

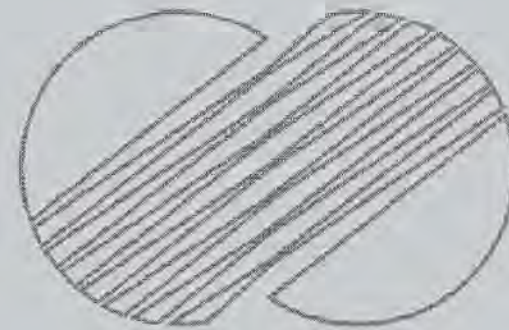
그림 5.1-3 (2 중 2)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재펌프 배관 및 계장도

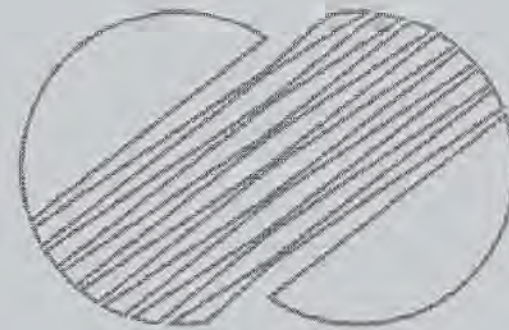
그림 5.1-4 (4 중 1)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재펌프 배관 및 계장도

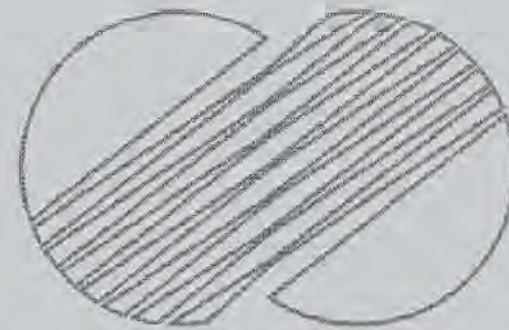
그림 5.1-4 (4 중 2)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재펌프 배관 및 계장도

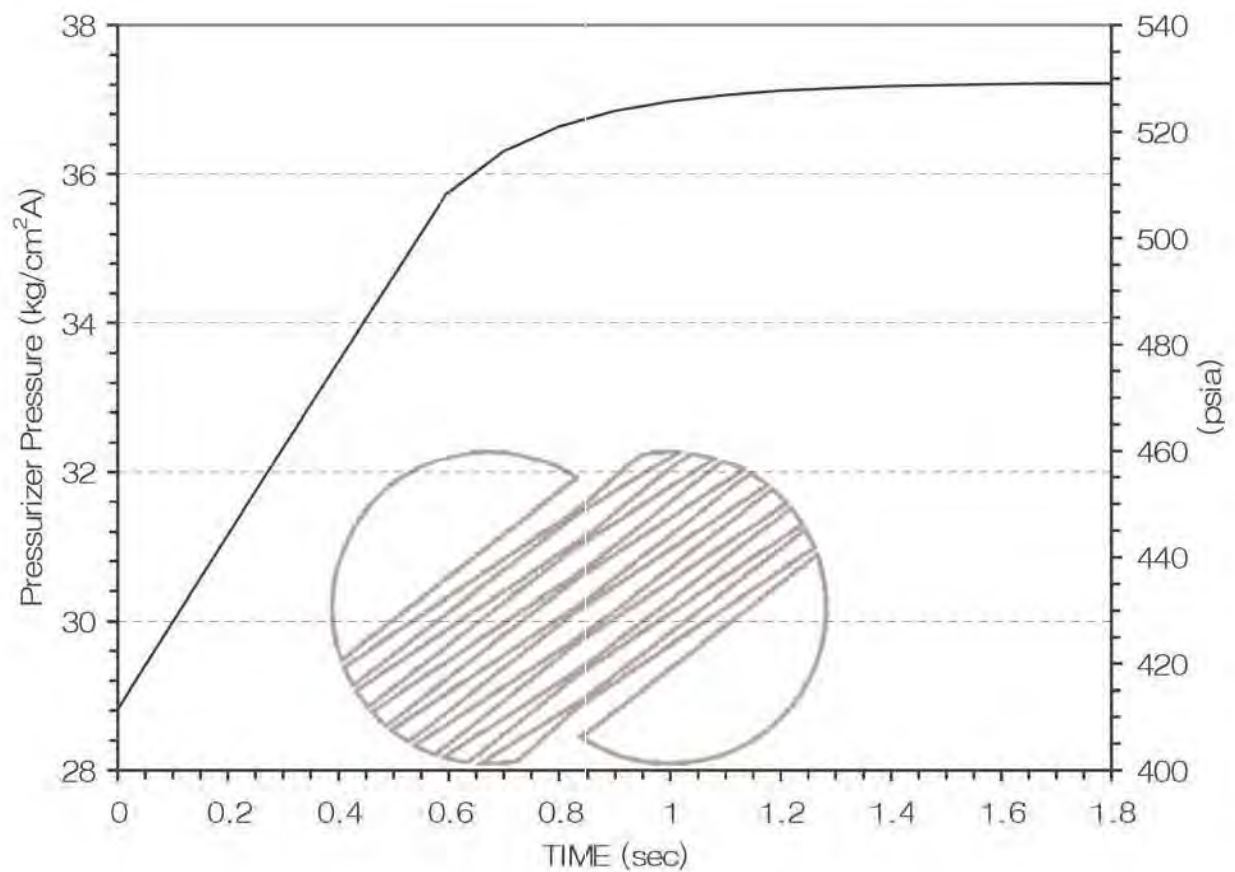
그림 5.1-4 (4 중 3)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재펌프 배관 및 계장도

그림 5.1-4 (4 중 4)

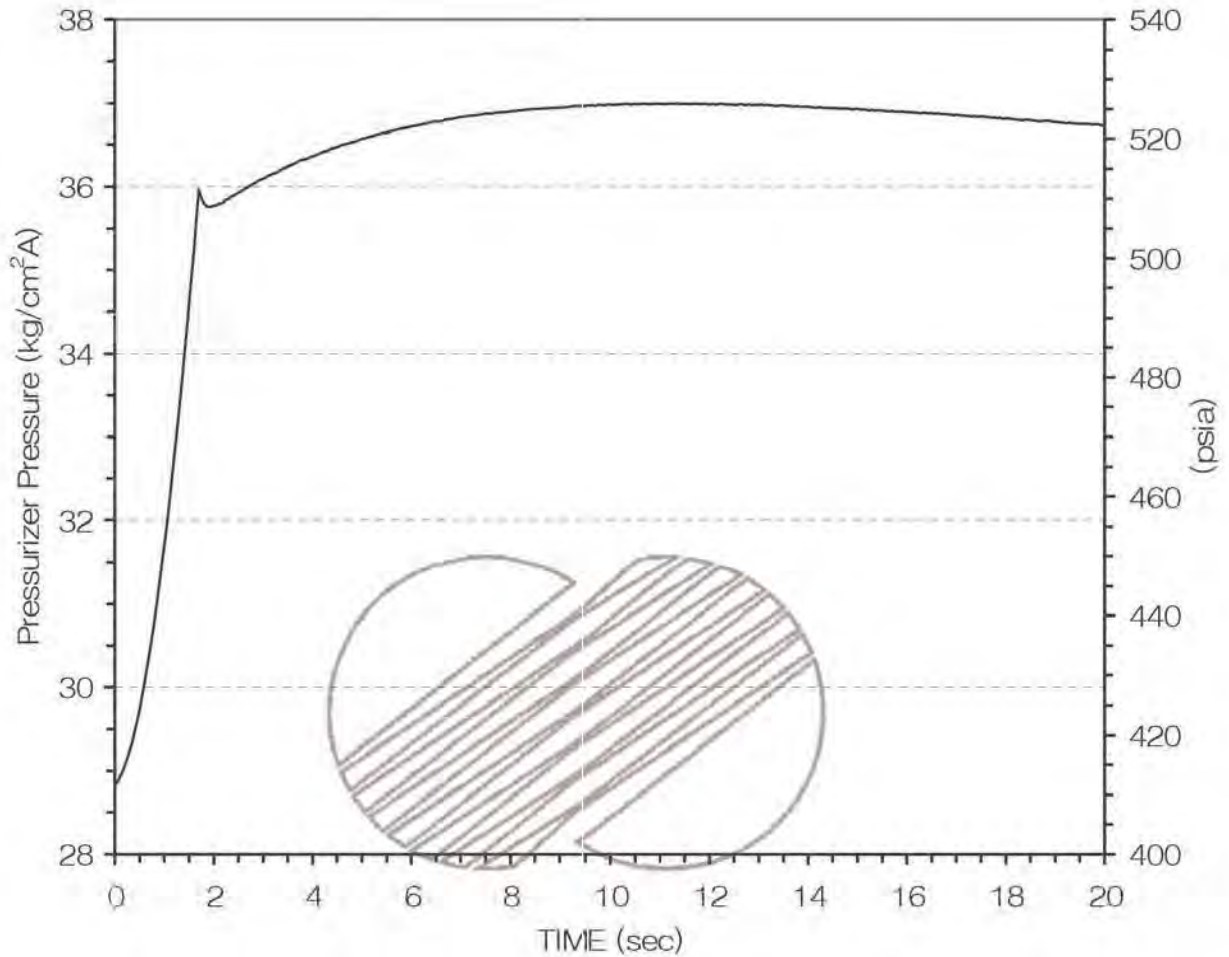


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

부주의한 안전주입 작동중의  
전형적인 가압기 압력

그림 5.2-1





한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

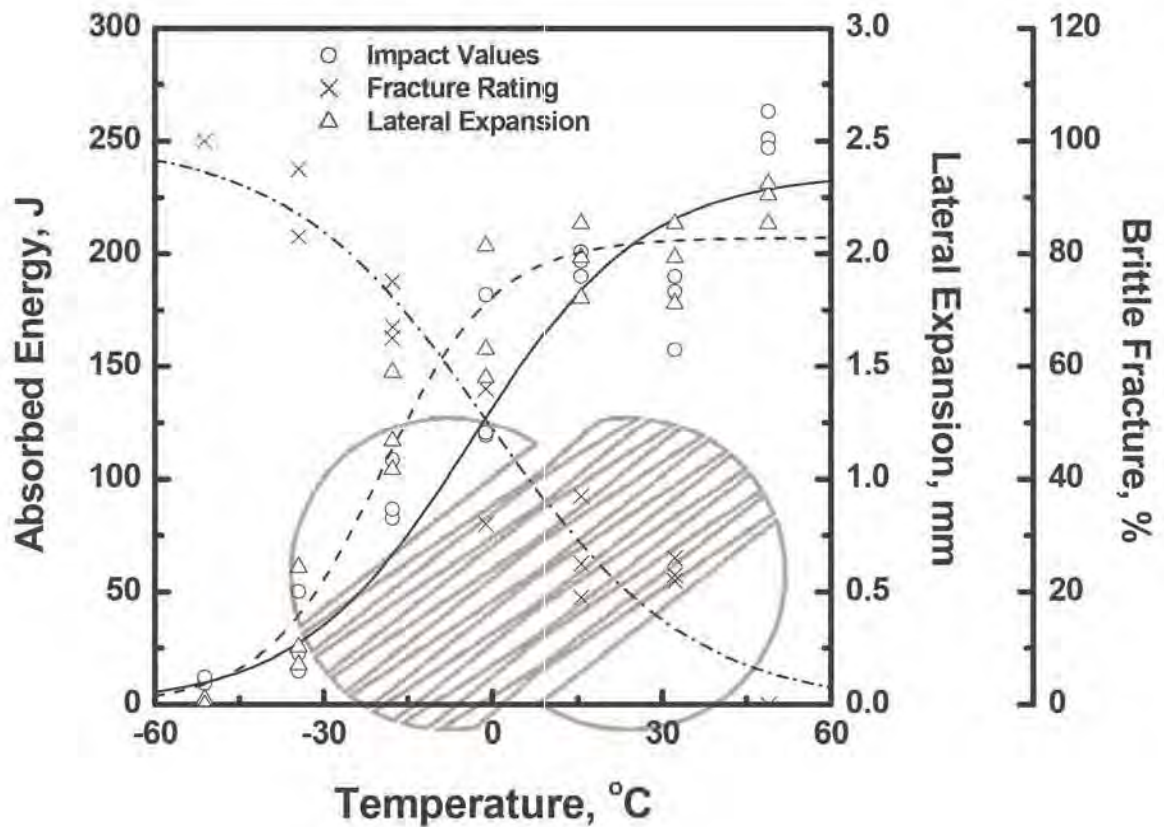
원자로냉각재계통 온도차가 139℃ (250°F)  
에서 원자로냉각재펌프 작동중의  
전형적인 가압기 압력

그림 5.2-2



신고리 1호기 원자로 중간동체 (Axial)

(국제 단위)



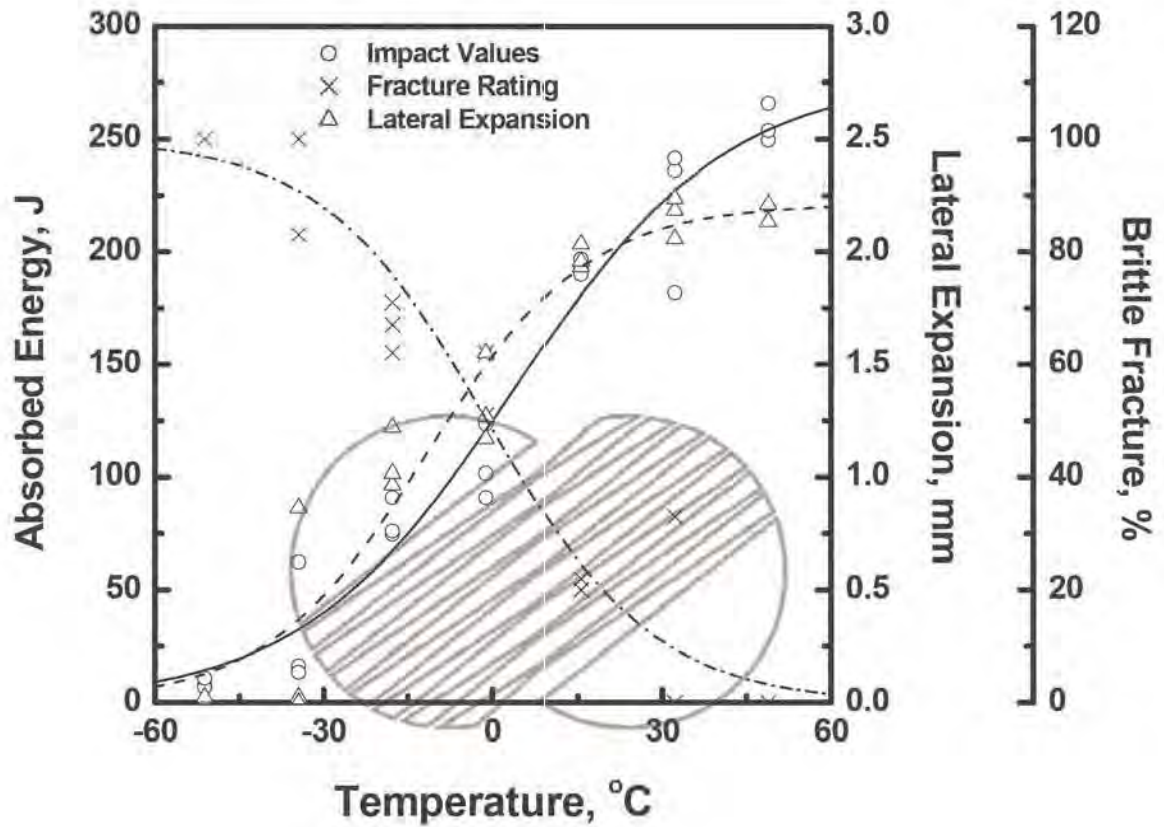
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 1)

신고리 1호기 원자로 중간동체 (Tangential)

(국제 단위)



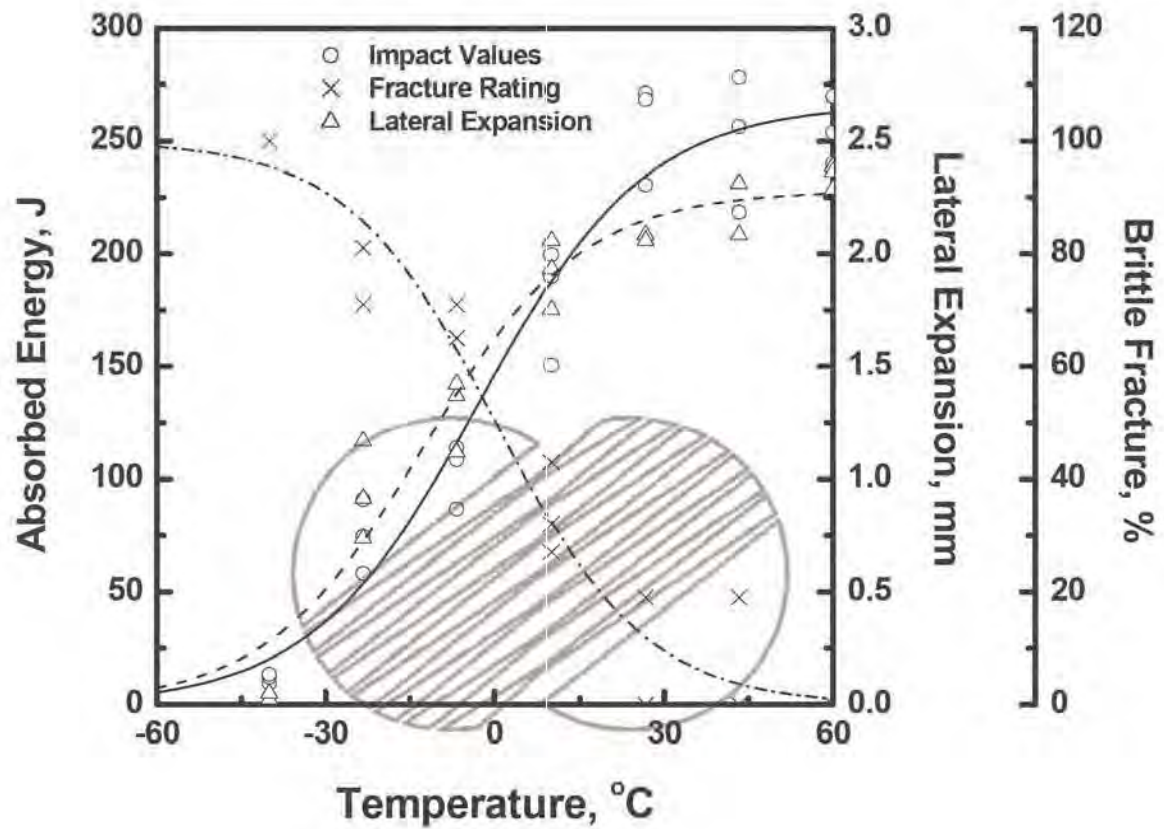
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프피 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 2)

신고리 1호기 원자로 하부동체 (Axial)

(국제 단위)



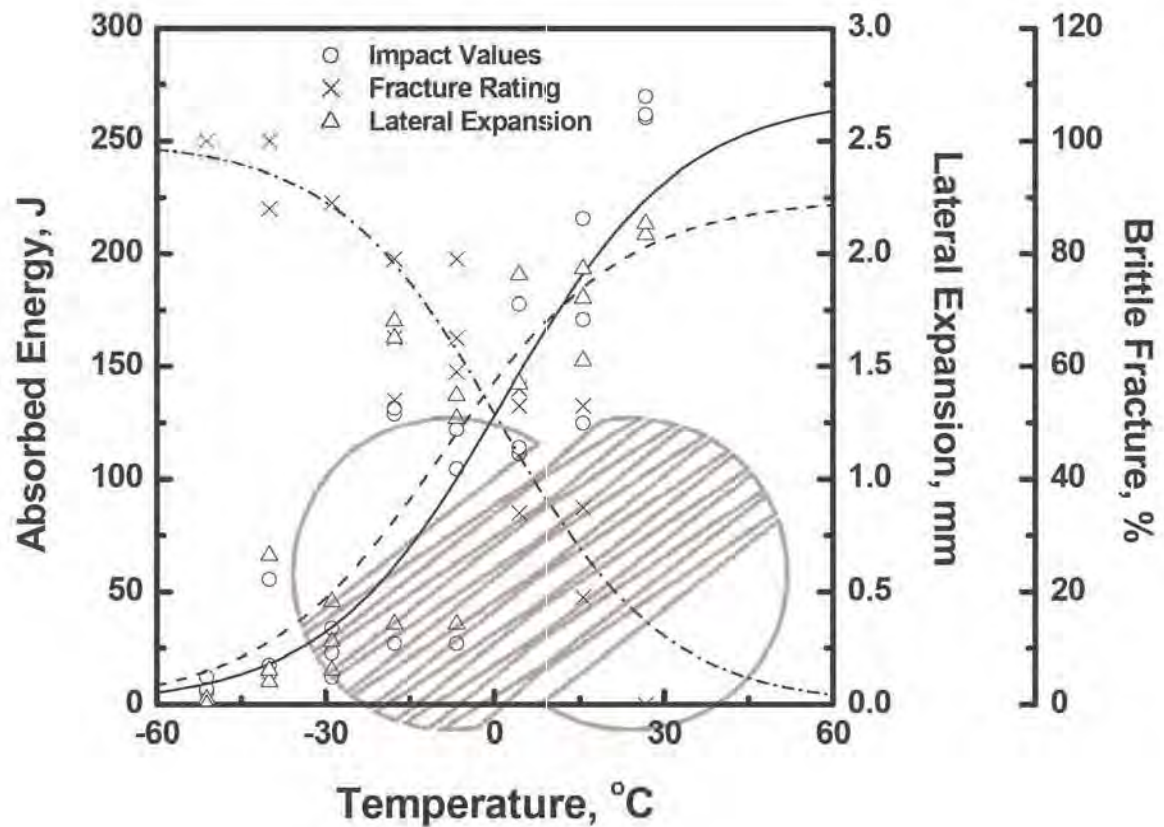
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 3)

신고리 1호기 원자로 하부동체 (Tangential)

(국제 단위)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

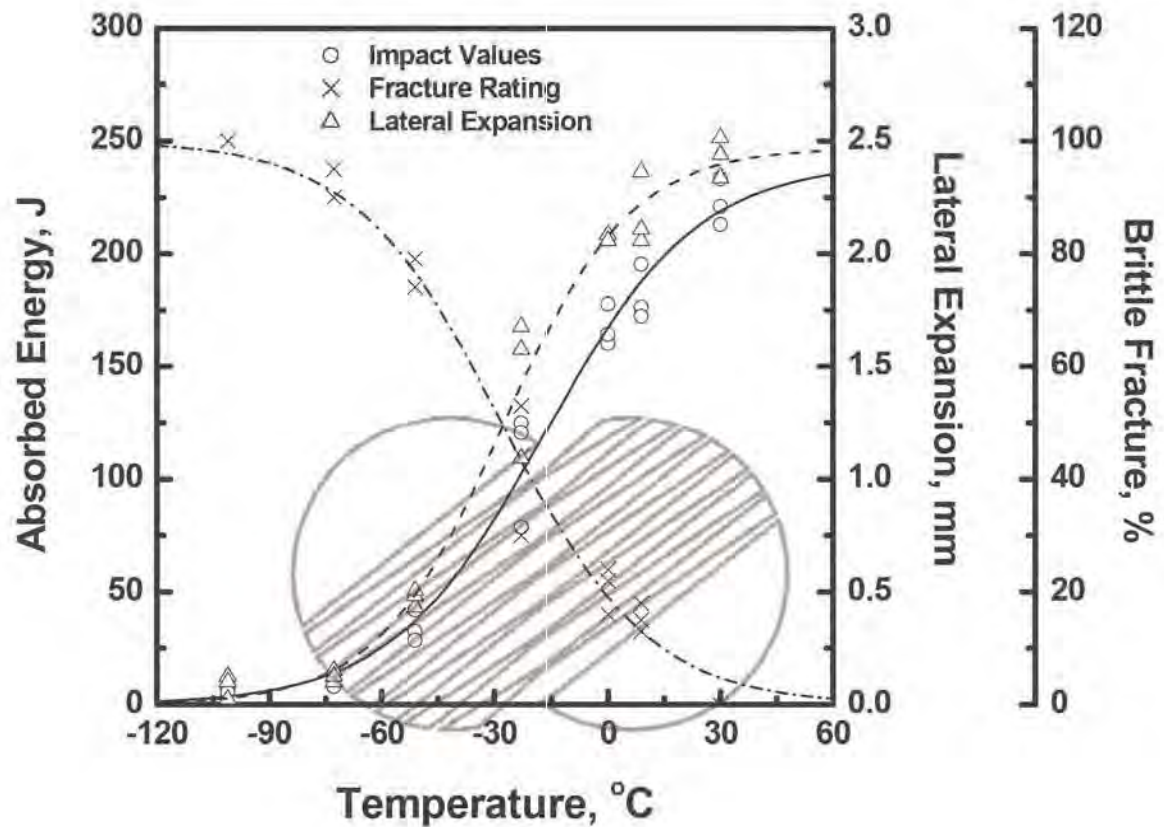
신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 4)



신고리 1호기 원자로 용접재료

(국제 단위)



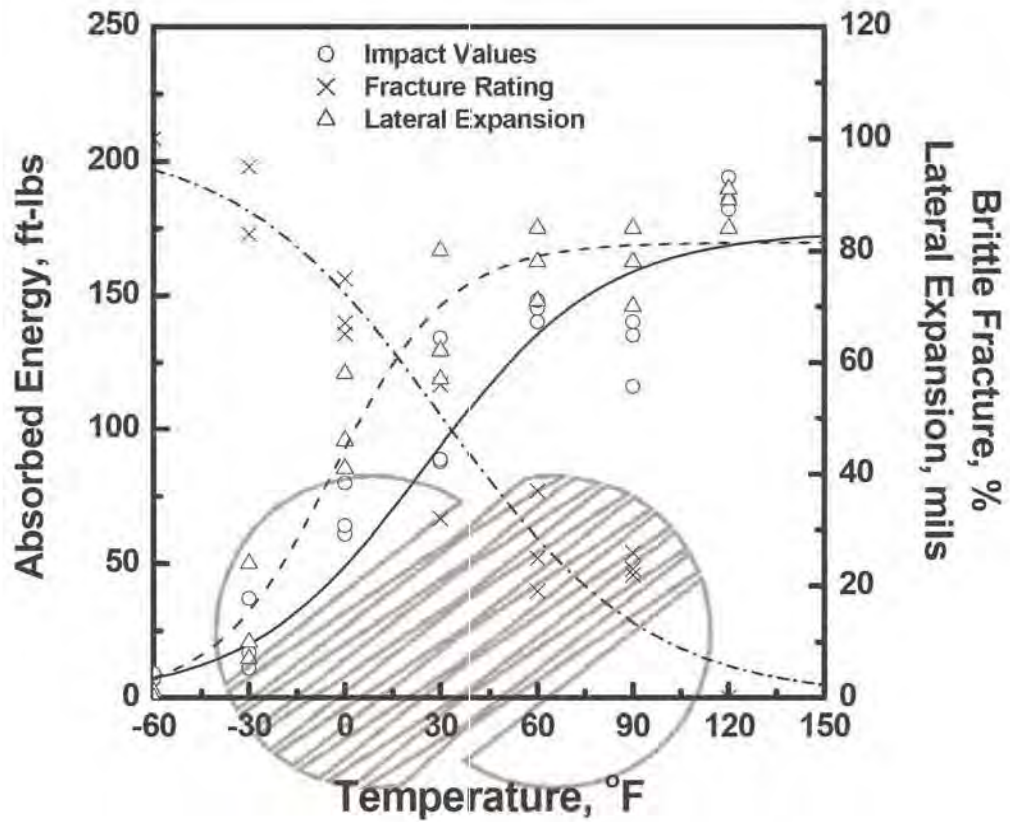
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 5)

신고리 1호기 원자로 중간동체 (Axial)

(영미 단위)



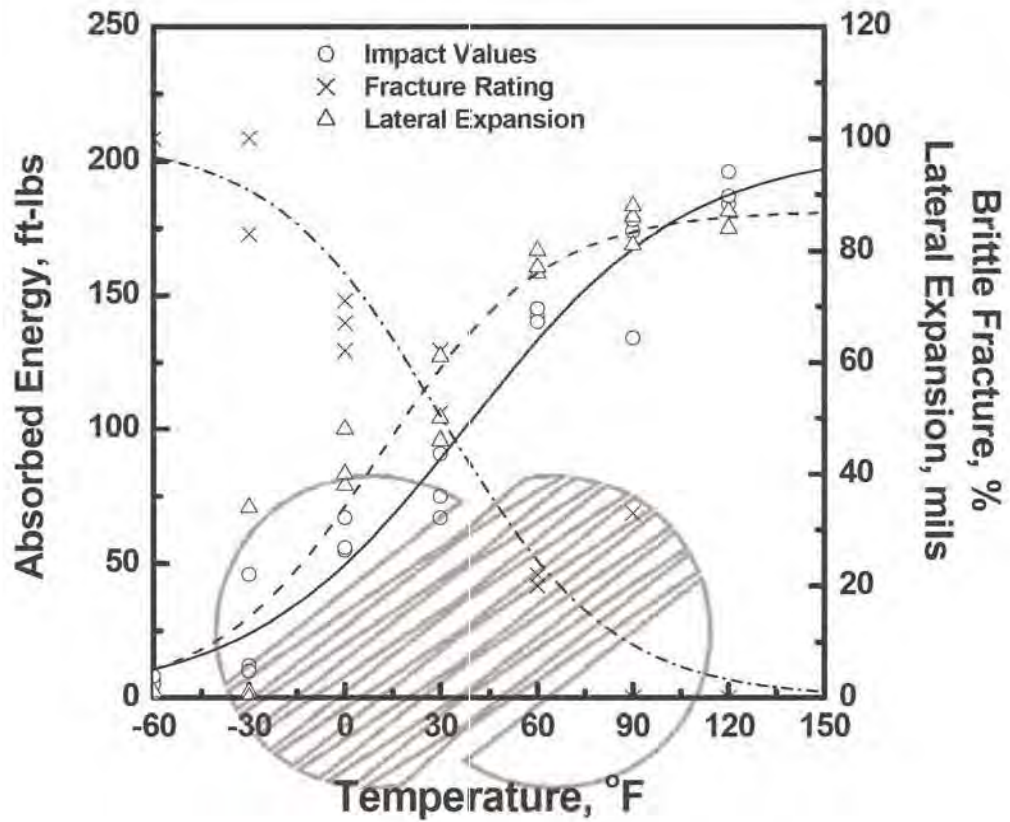
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 6)

신고리 1호기 원자로 중간동체 (Tangential)

(영미 단위)



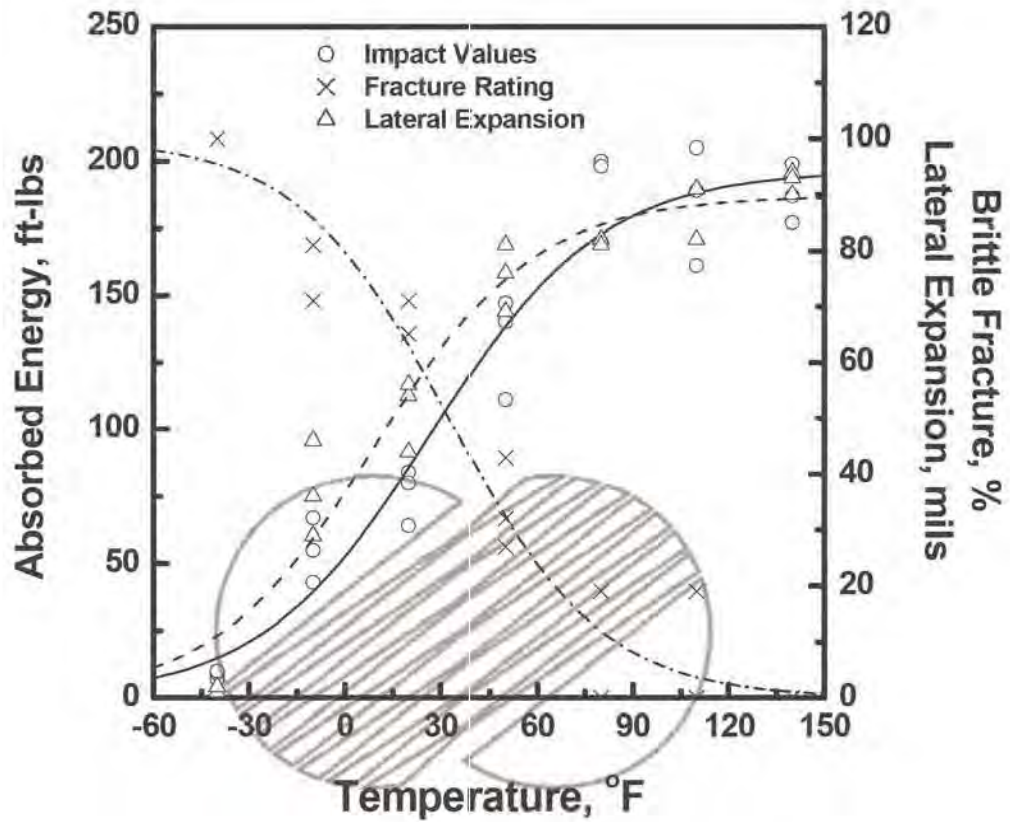
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 7)

신고리 1호기 원자로 하부동체 (Axial)

(영미 단위)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

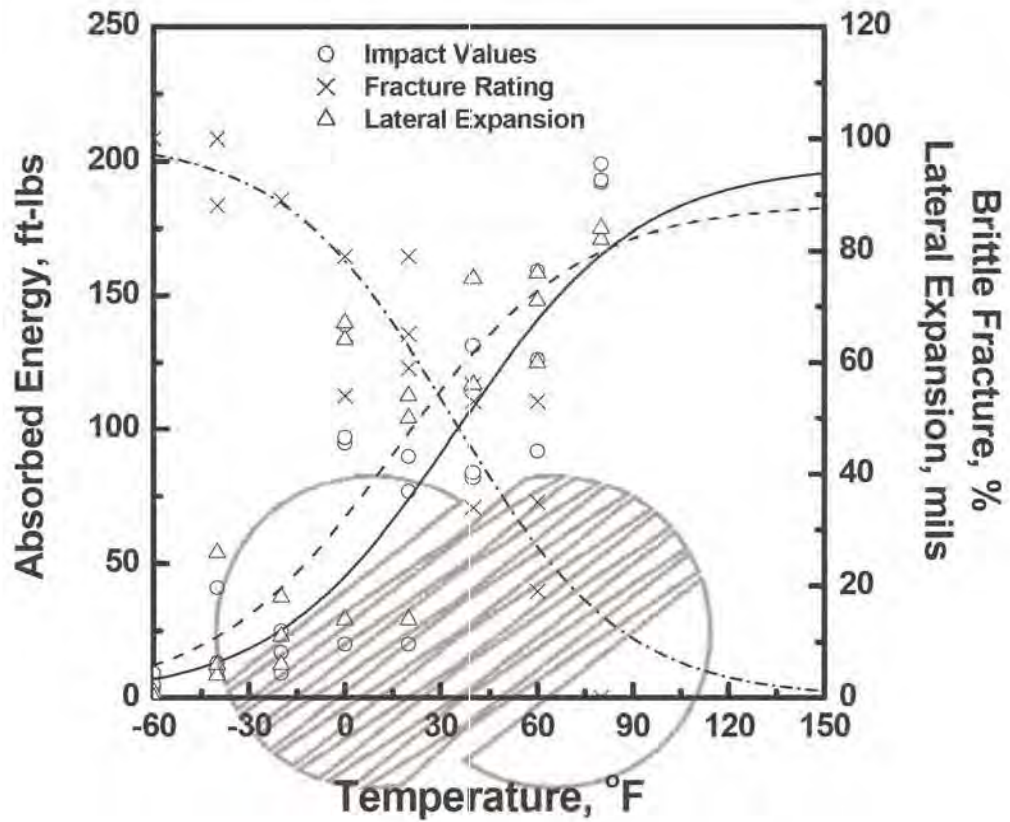
신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 8)



신고리 1호기 원자로 하부동체 (Tangential)

(영미 단위)



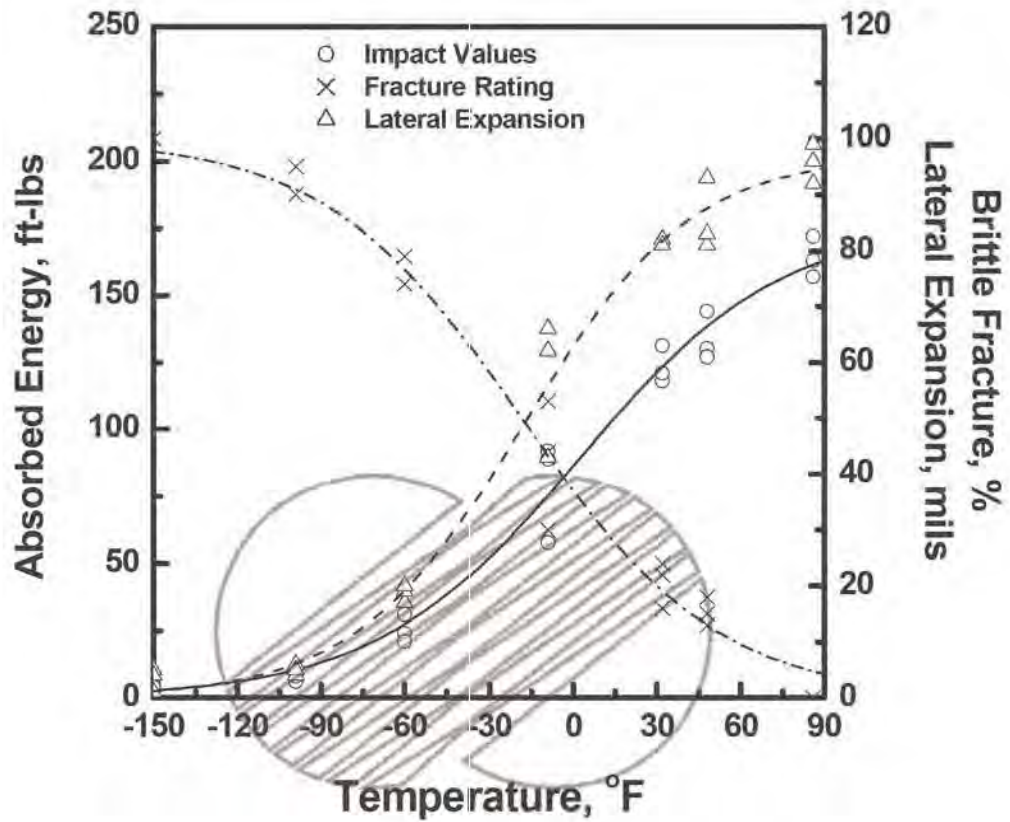
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 9)

신고리 1호기 원자로 용접재료

(영미 단위)



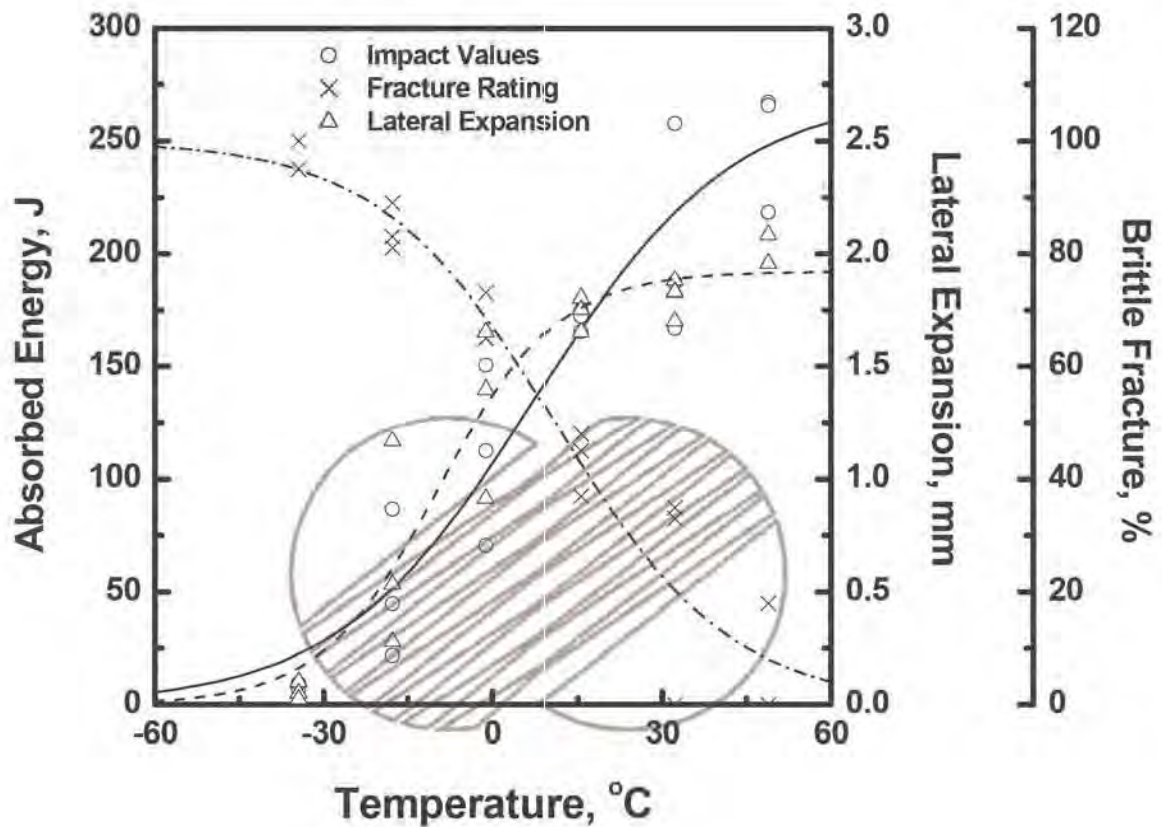
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 1호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-3 (10 중 10)

신고리 2호기 원자로 중간동체 (Axial)

(국제 단위)



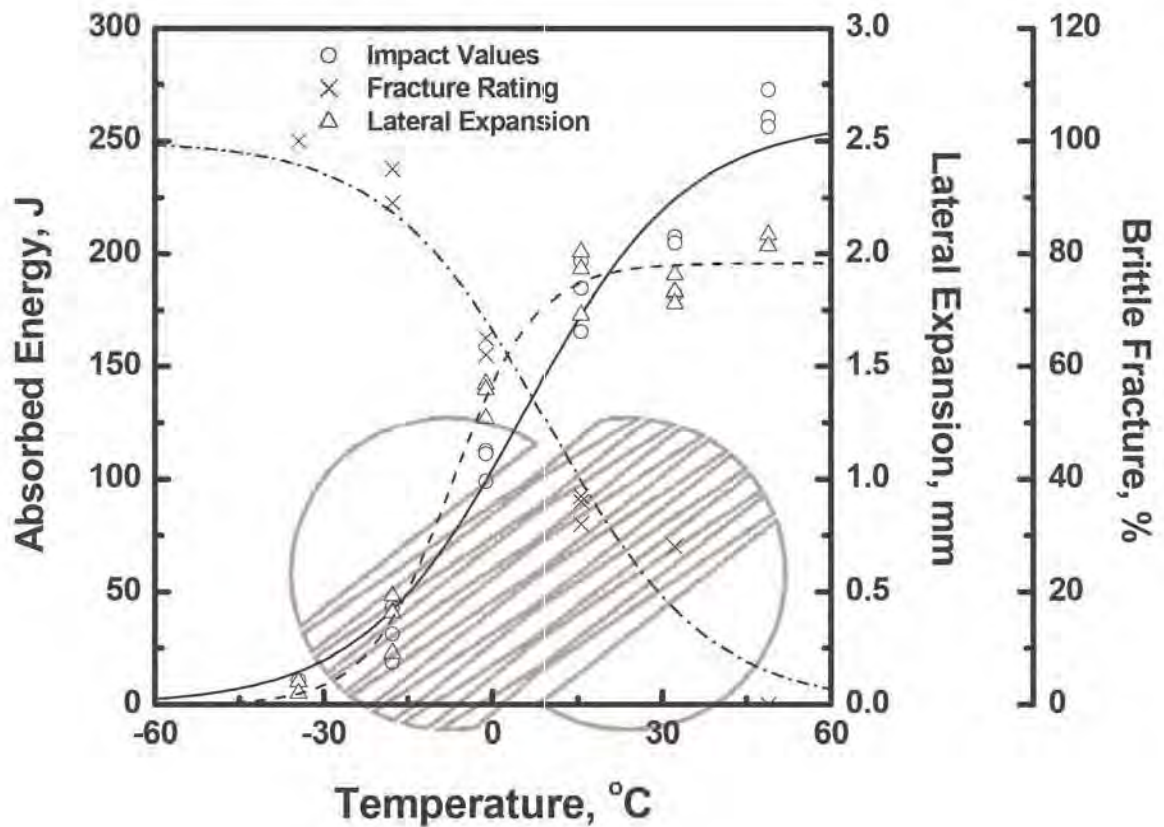
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 1)

신고리 2호기 원자로 중간동체 (Tangential)

(국제 단위)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

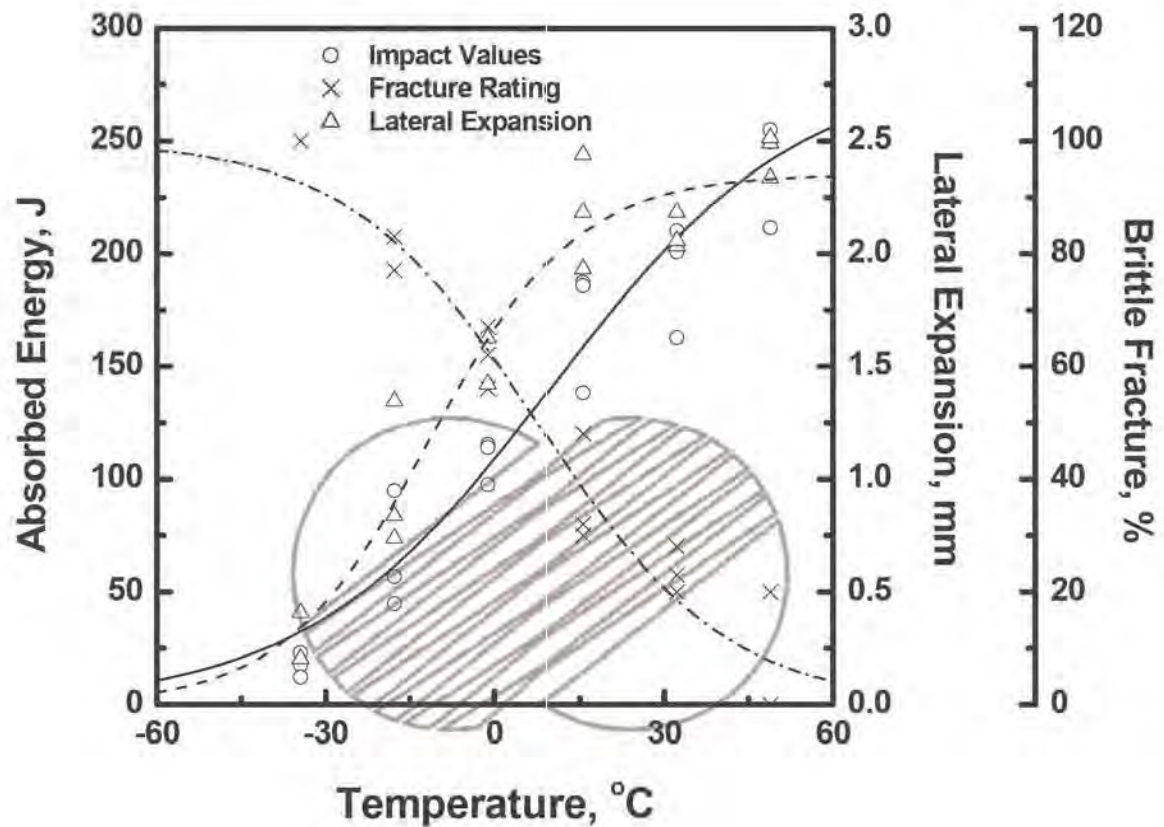
신고리 2호기 샤프피 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 2)



신고리 2호기 원자로 하부동체 (Axial)

(국제 단위)



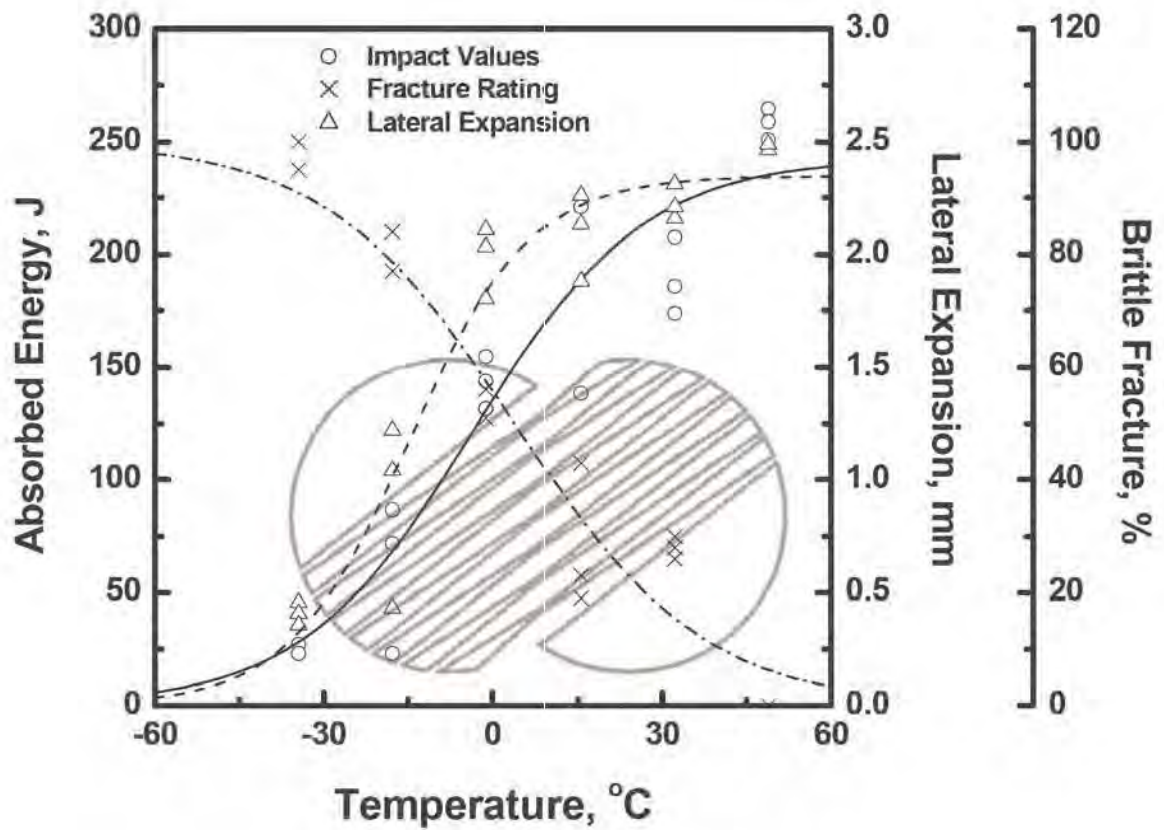
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 3)

신고리 2호기 원자로 하부동체 (Tangential)

(국제 단위)



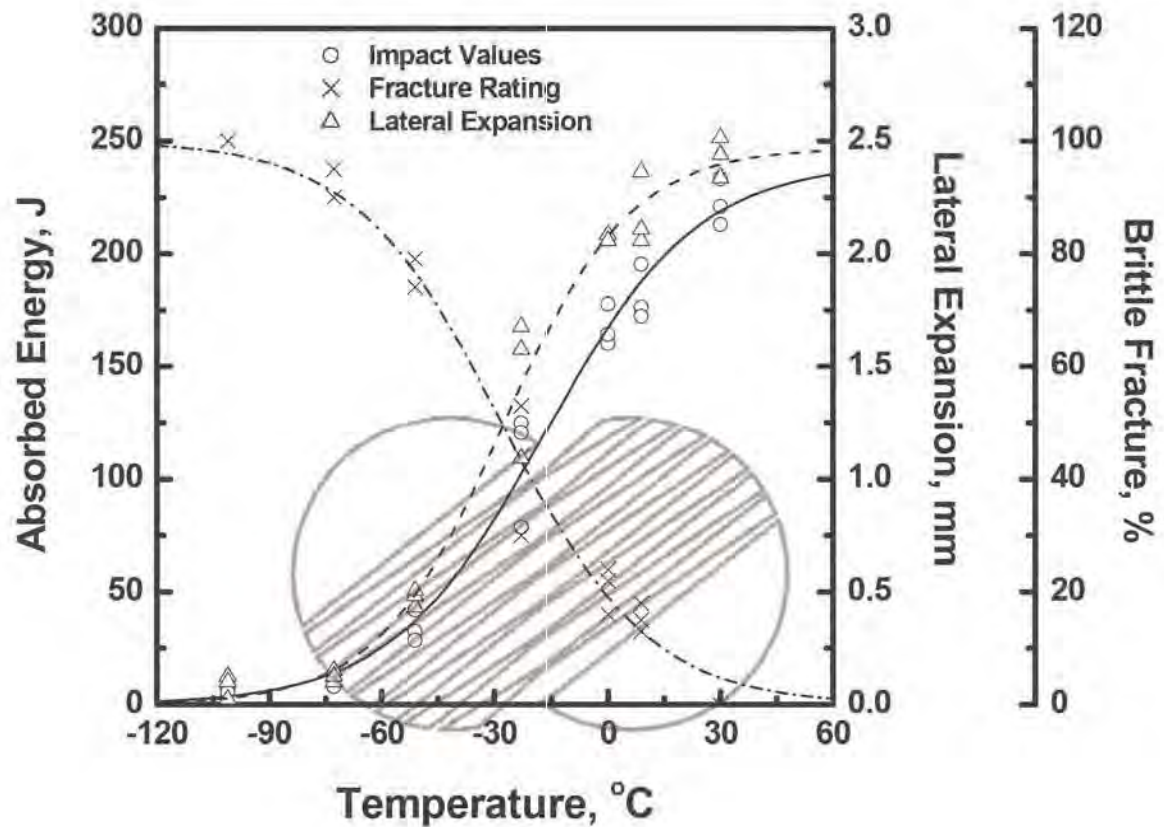
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤프피 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 4)

신고리 2호기 원자로 용접재료

(국제 단위)



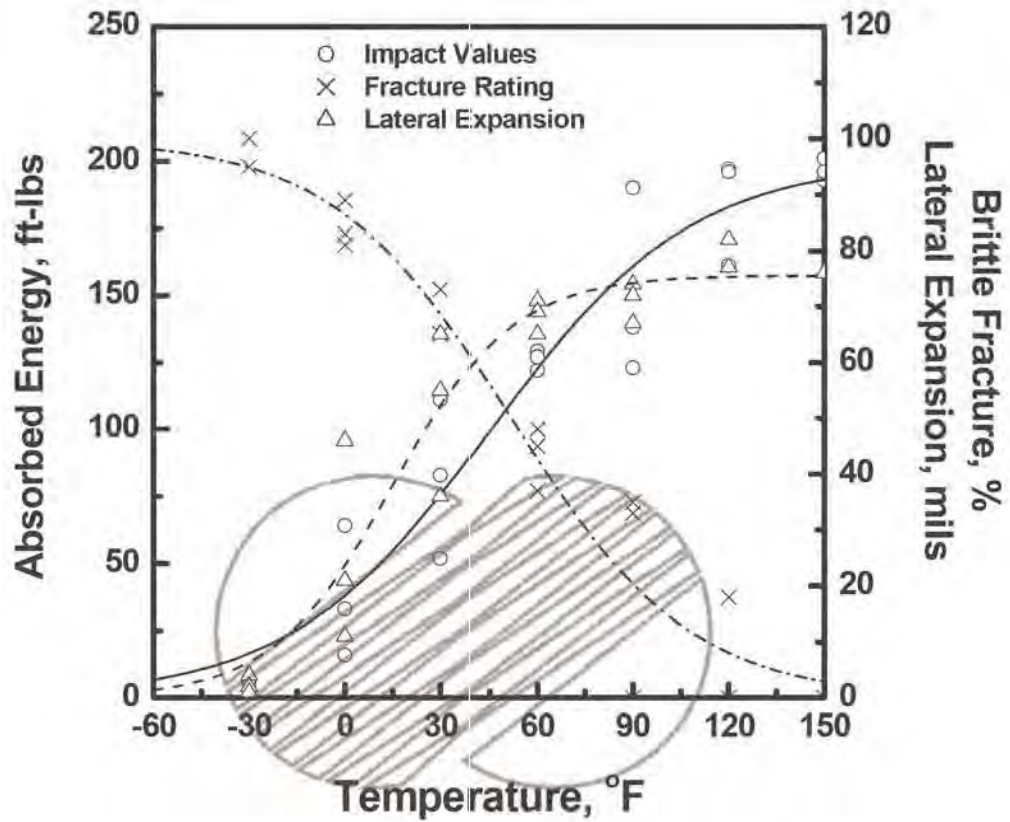
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤프피 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 5)

신고리 2호기 원자로 중간동체 (Axial)

(영미 단위)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

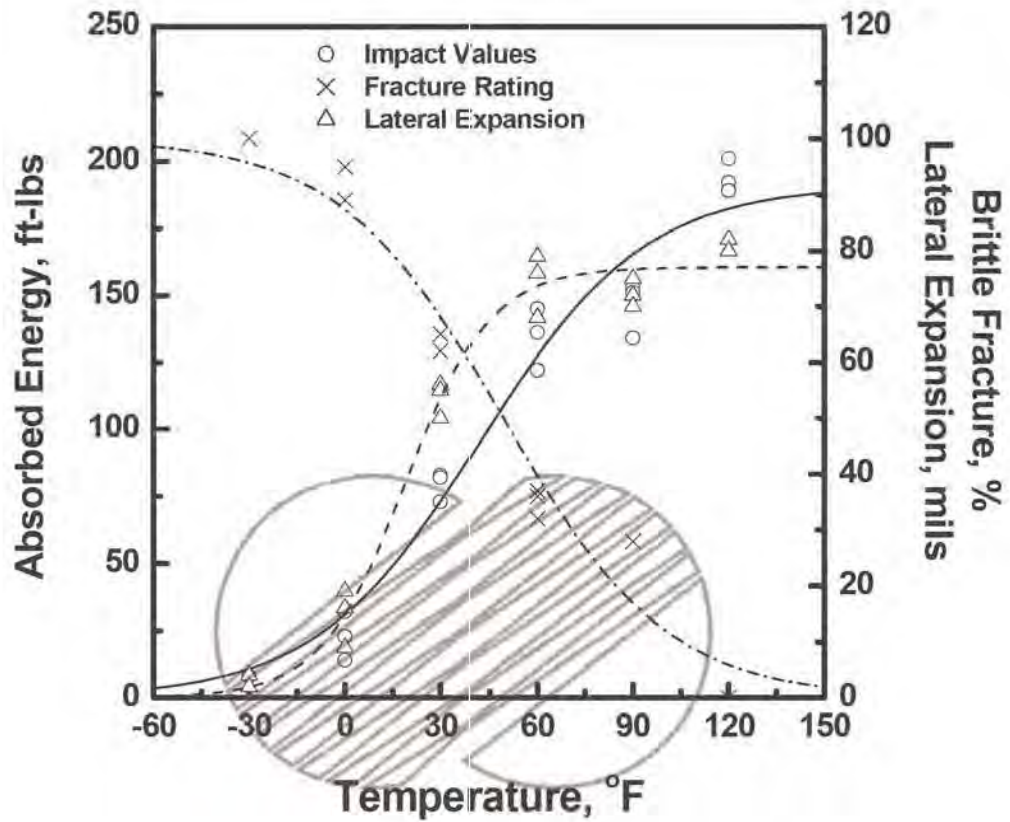
신고리 2호기 샤르피 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 6)



신고리 2호기 원자로 중간동체 (Tangential)

(영미 단위)



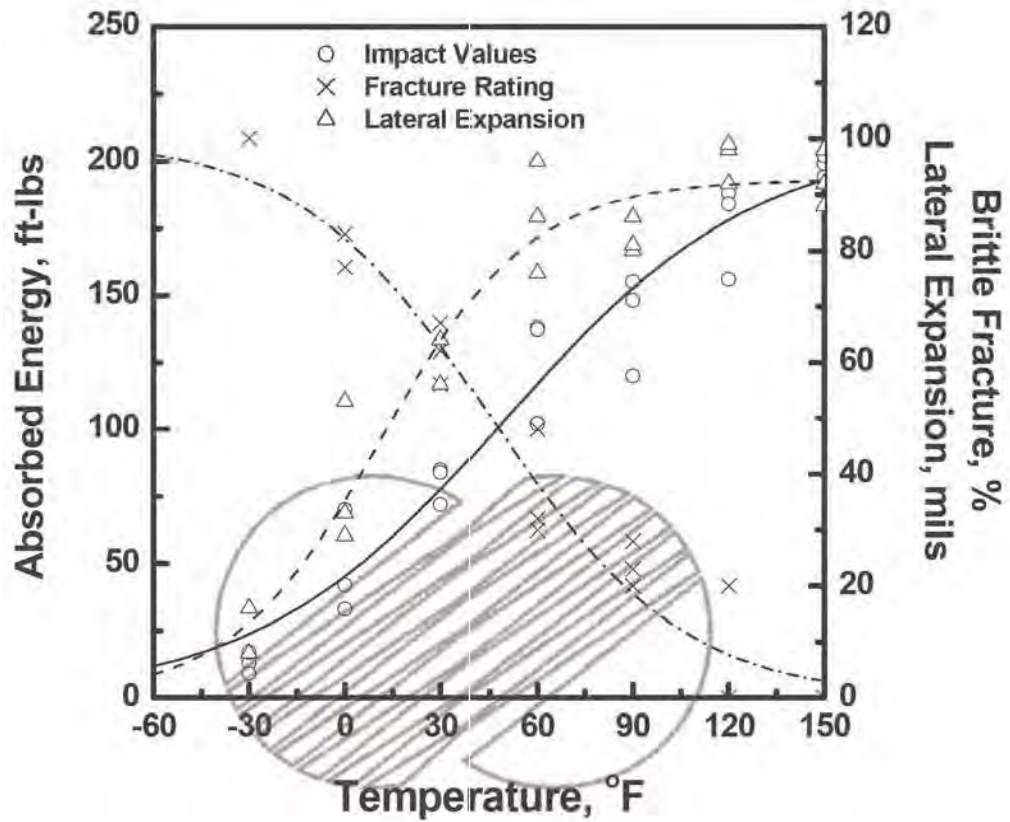
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 7)

신고리 2호기 원자로 하부동체 (Axial)

(영미 단위)



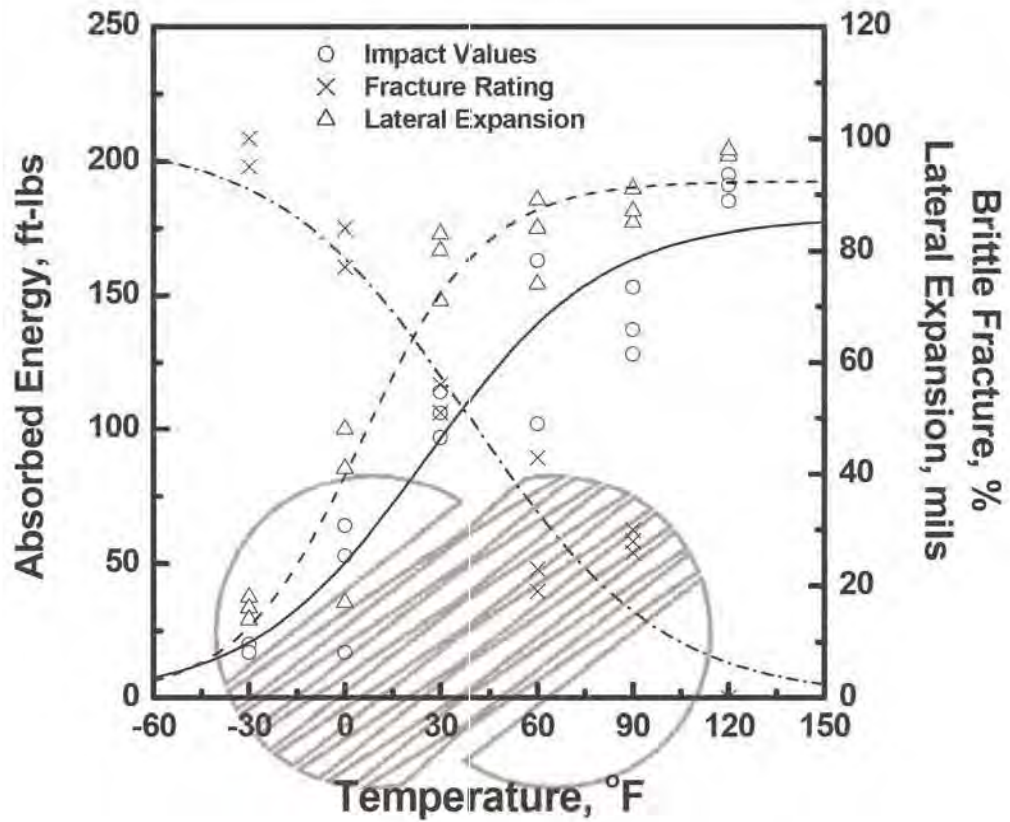
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 8)

신고리 2호기 원자로 하부동체 (Tangential)

(영미 단위)



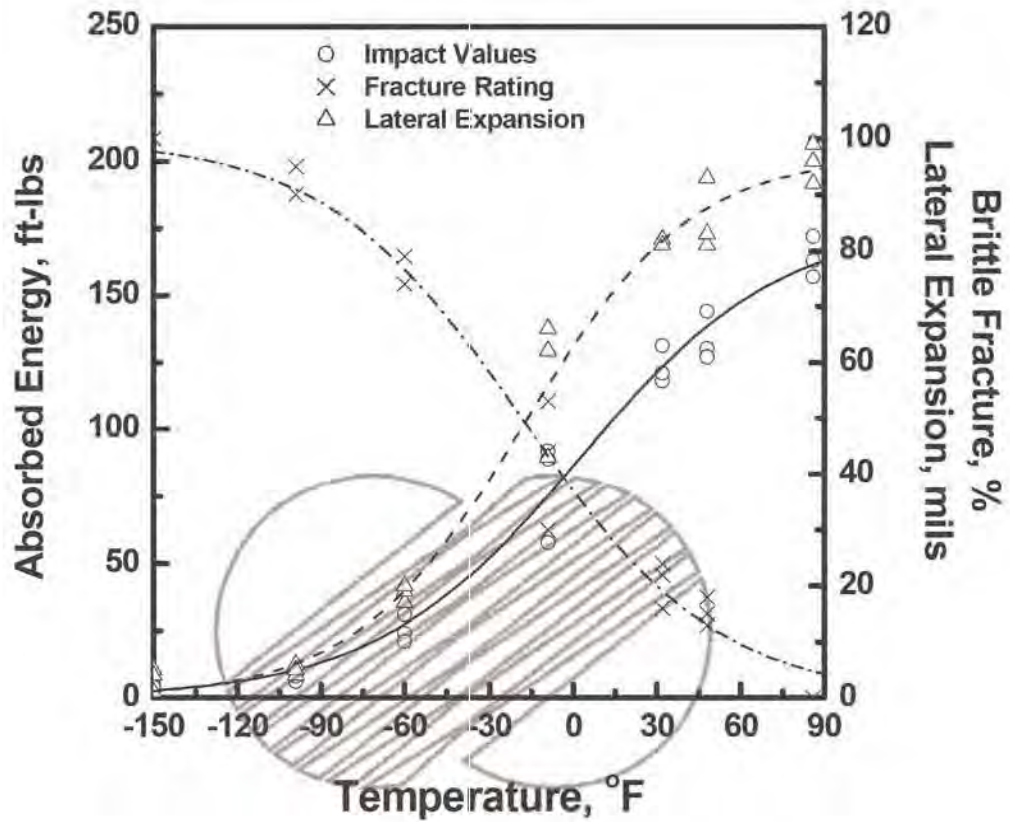
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤프트 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 9)

신고리 2호기 원자로 용접재료

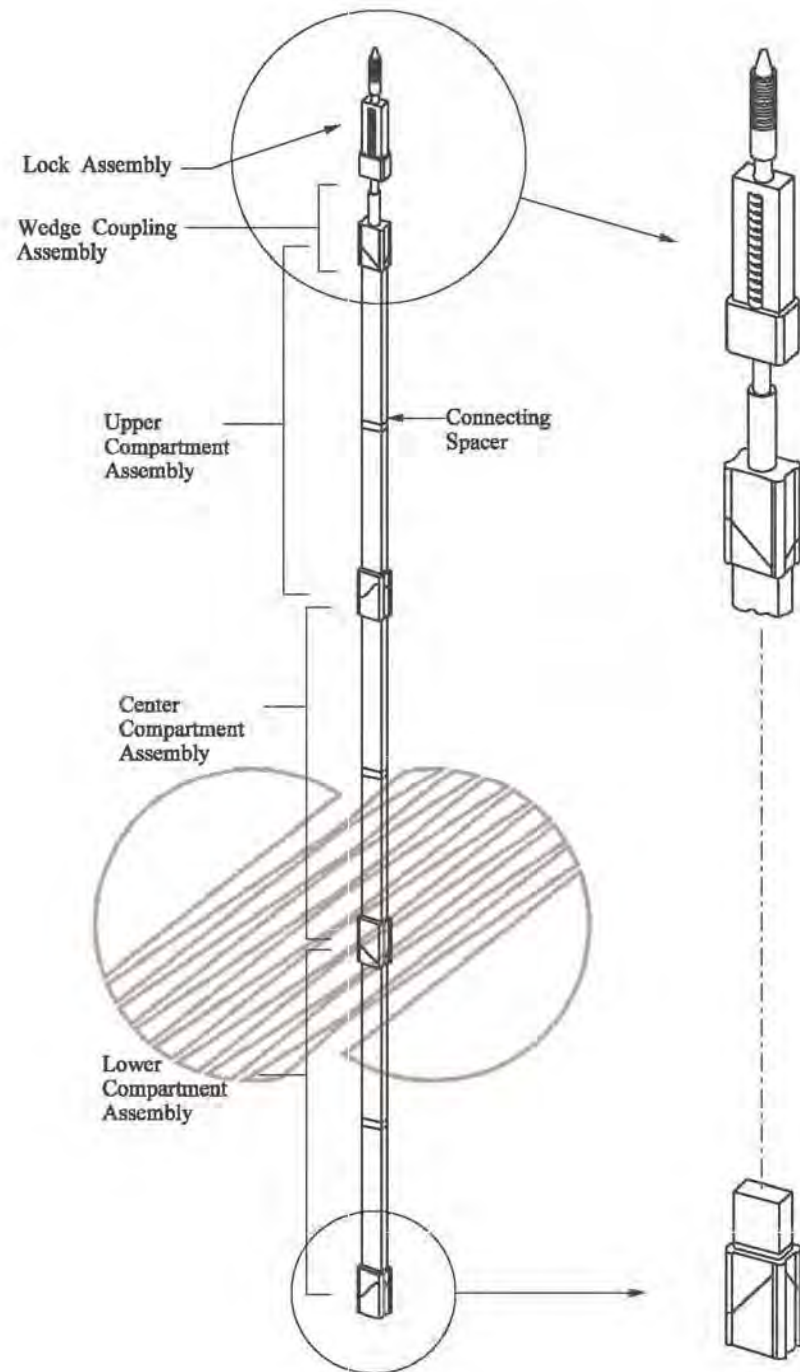
(영미 단위)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

신고리 2호기 샤르피 천이곡선

그림 5.2-4 (10 중 10)

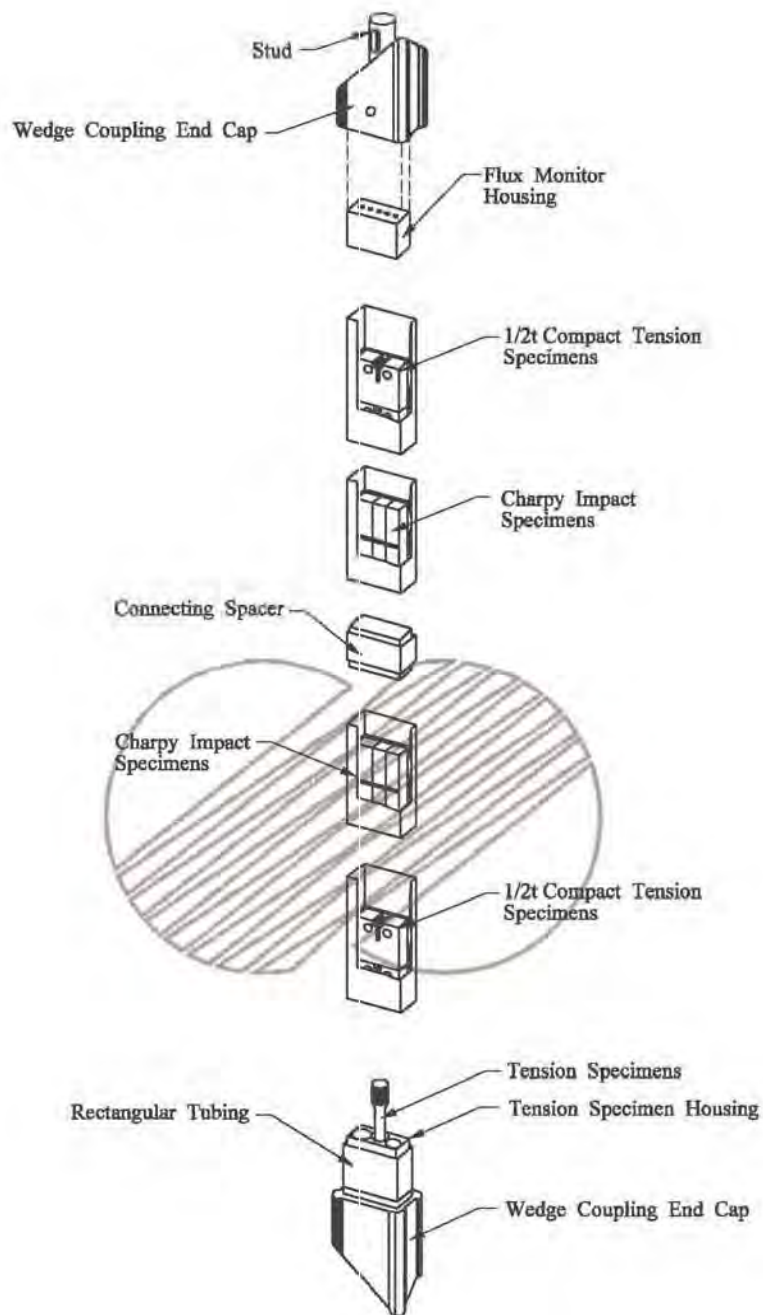


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

감시시편함의 형상

그림 5.3-1

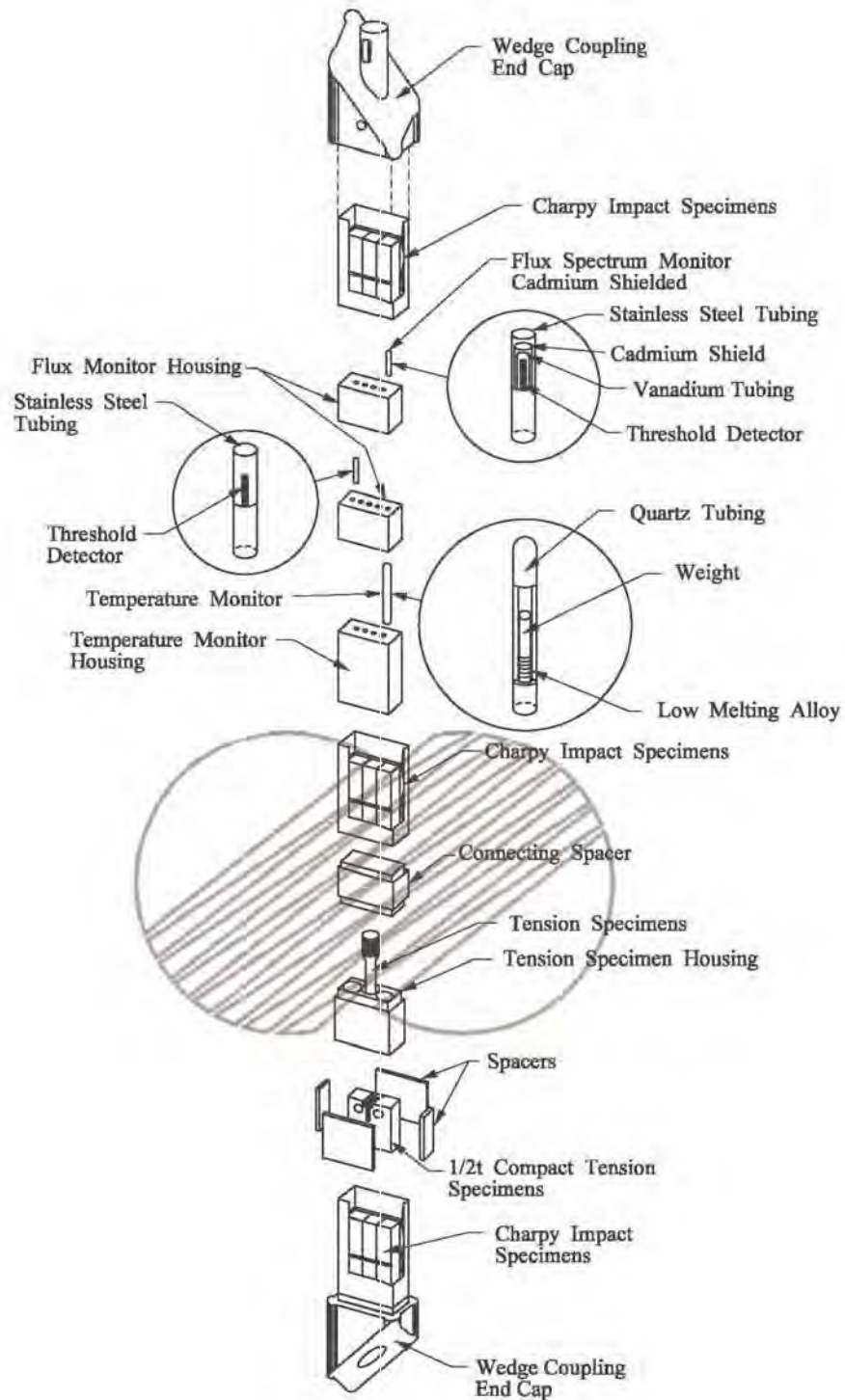




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

상부 시편 보관통

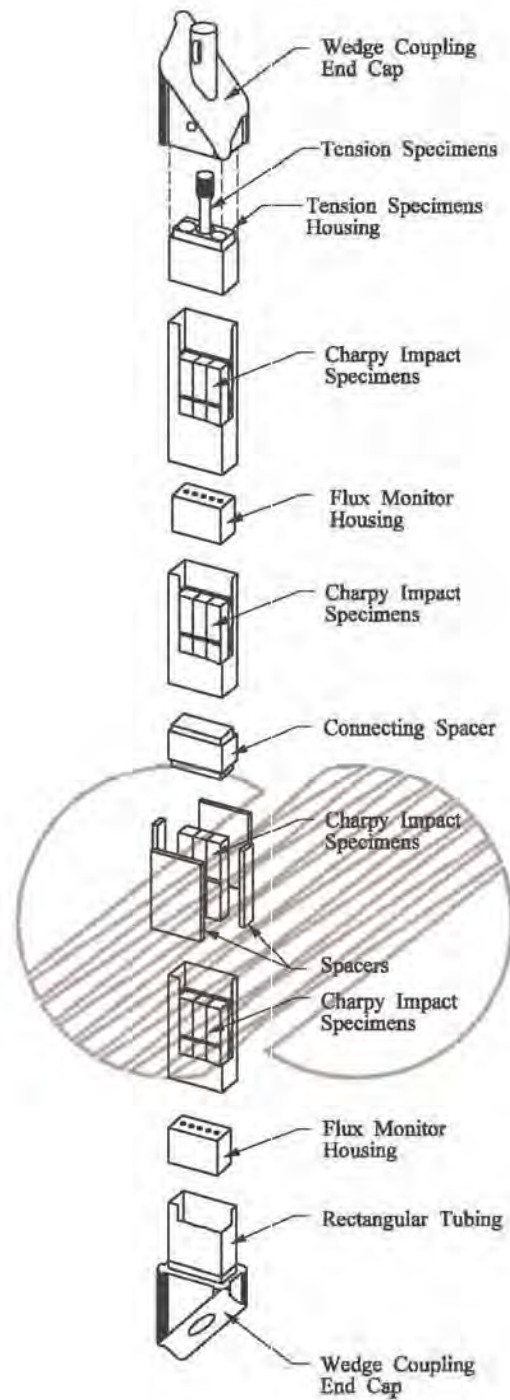
그림 5.3-2



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

중간 시편 보관통

그림 5.3-3

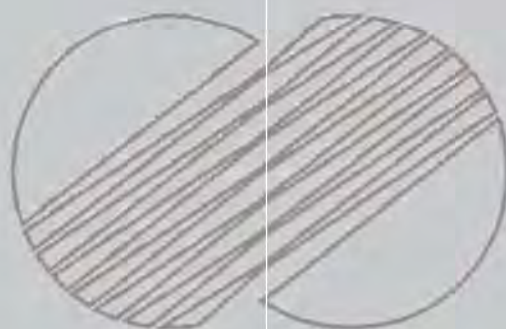


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

하부 시편 보관통

그림 5.3-4



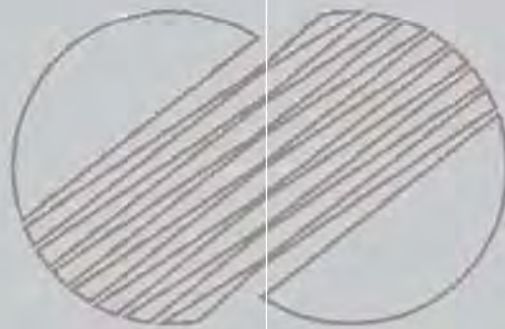


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

감시시편함 위치(평면도)

그림 5.3-5

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

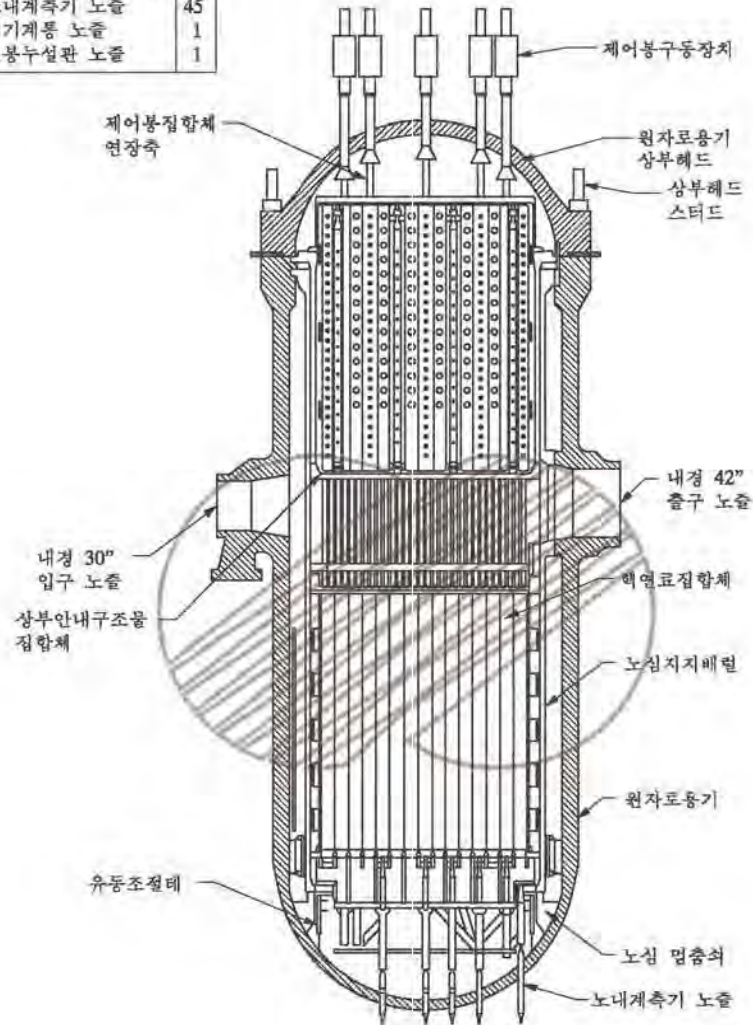


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

감시시편함 위치(입면도)

그림 5.3-6

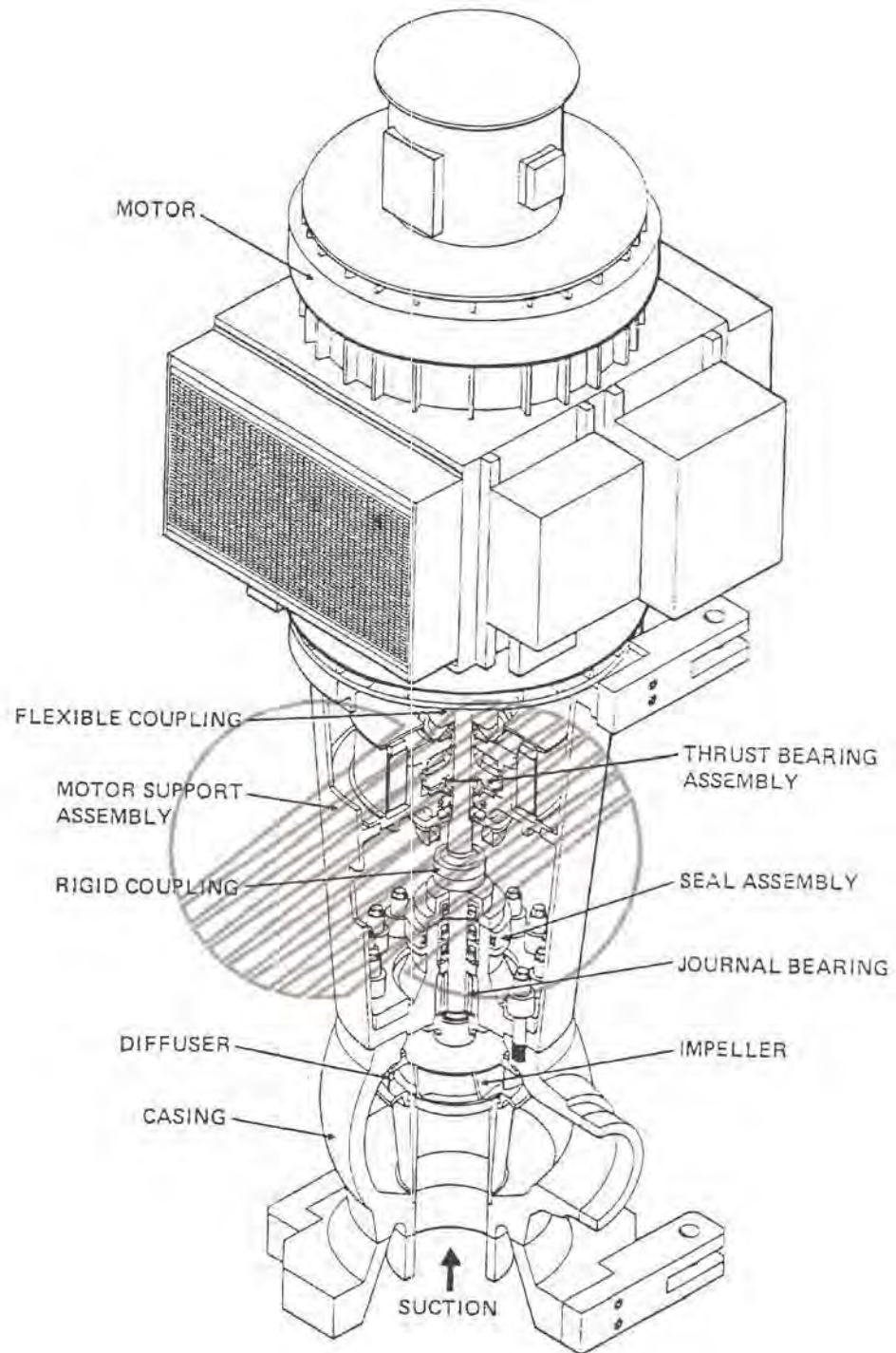
노즐명	
입구 노즐	4
출구 노즐	2
제어봉구동장치 노즐	83
노내계측기 노즐	45
배기계통 노즐	1
밀봉누설판 노즐	1



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로용기

그림 5.3-7

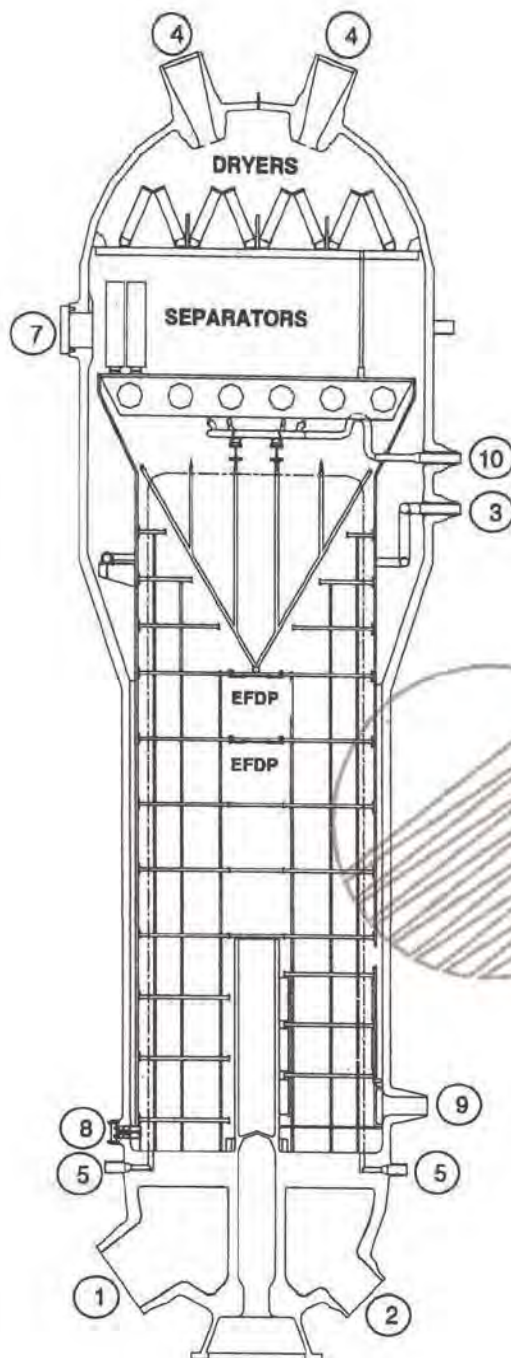


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

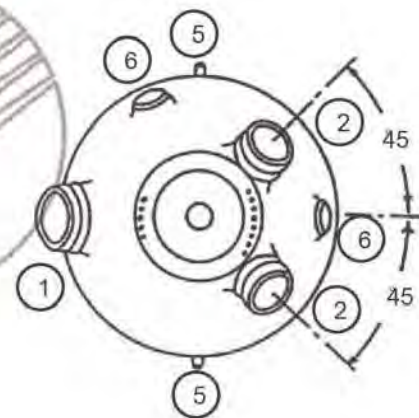
원자로냉각재펌프

그림 5.4-1





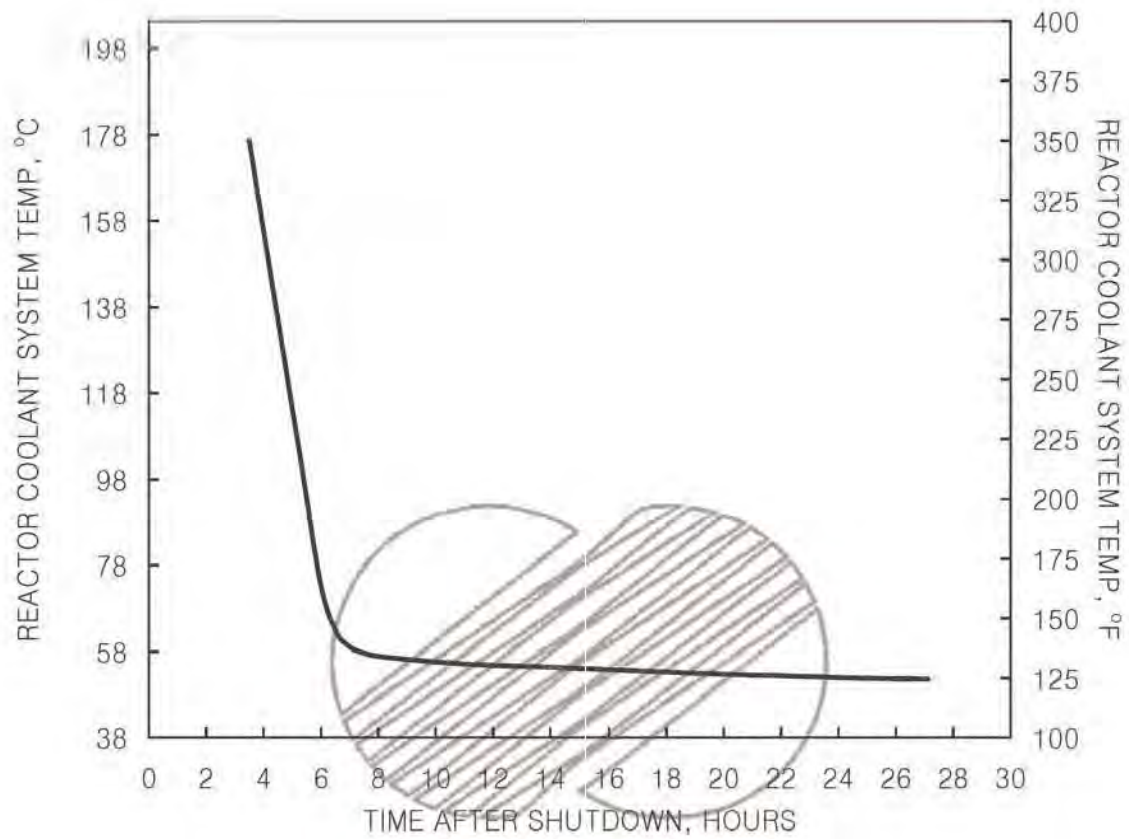
NO.	SERVICE	NO. REQ'D
1	PRIMARY INLET	1
2	PRIMARY OUTLET	2
3	DOWNCOMER FEEDWATER	1
4	STEAM OUTLET	2
5	BLOWDOWN	2
6	PRIMARY MANWAY	2
7	SECONDARY MANWAY	2
8	HANDHOLE	2
9	ECONOMIZER FEEDWATER	2
10	RECIRCULATION	1



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

증기발생기

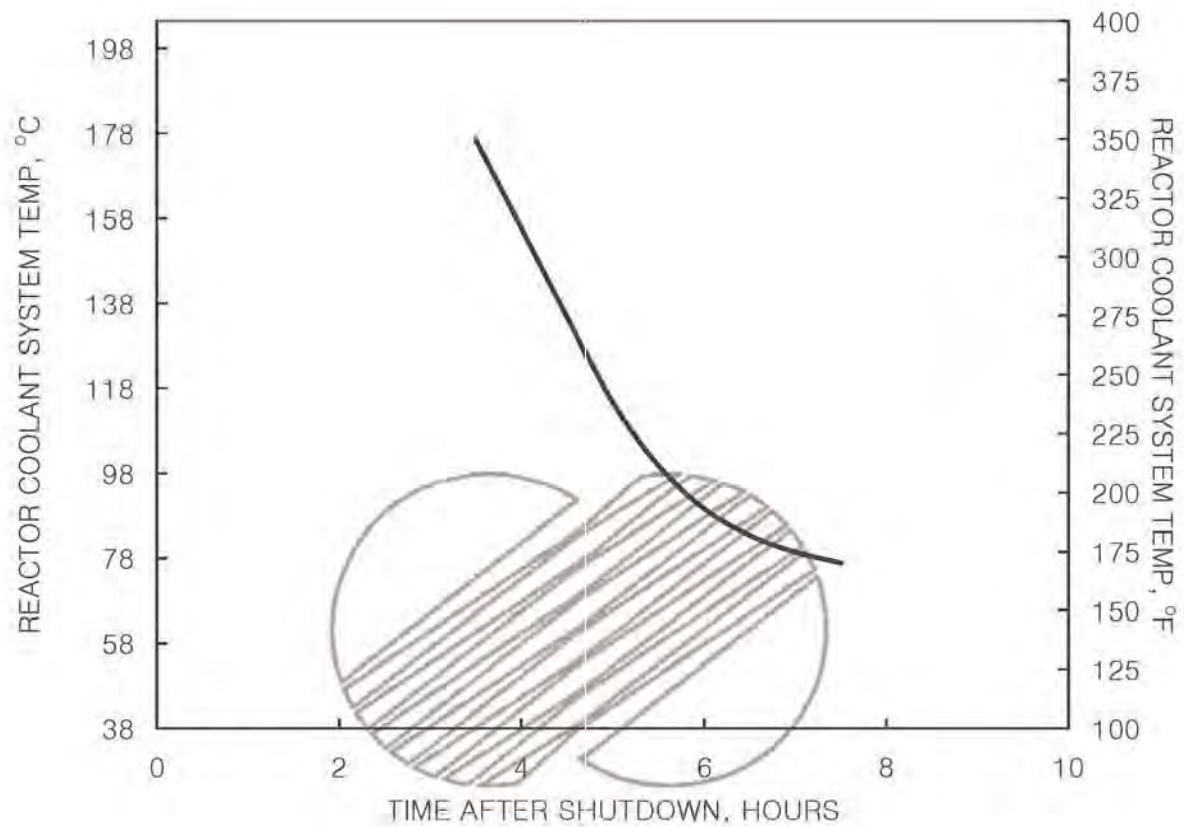
그림 5.4-2



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

정지냉각계통의 두 계열을 사용한 냉각

그림 5.4-3

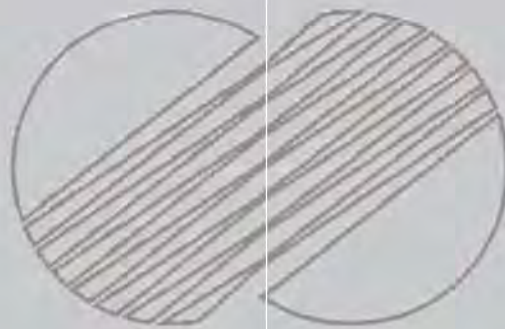


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

정지냉각계통의 한 계열을 사용한 냉각

그림 5.4-4

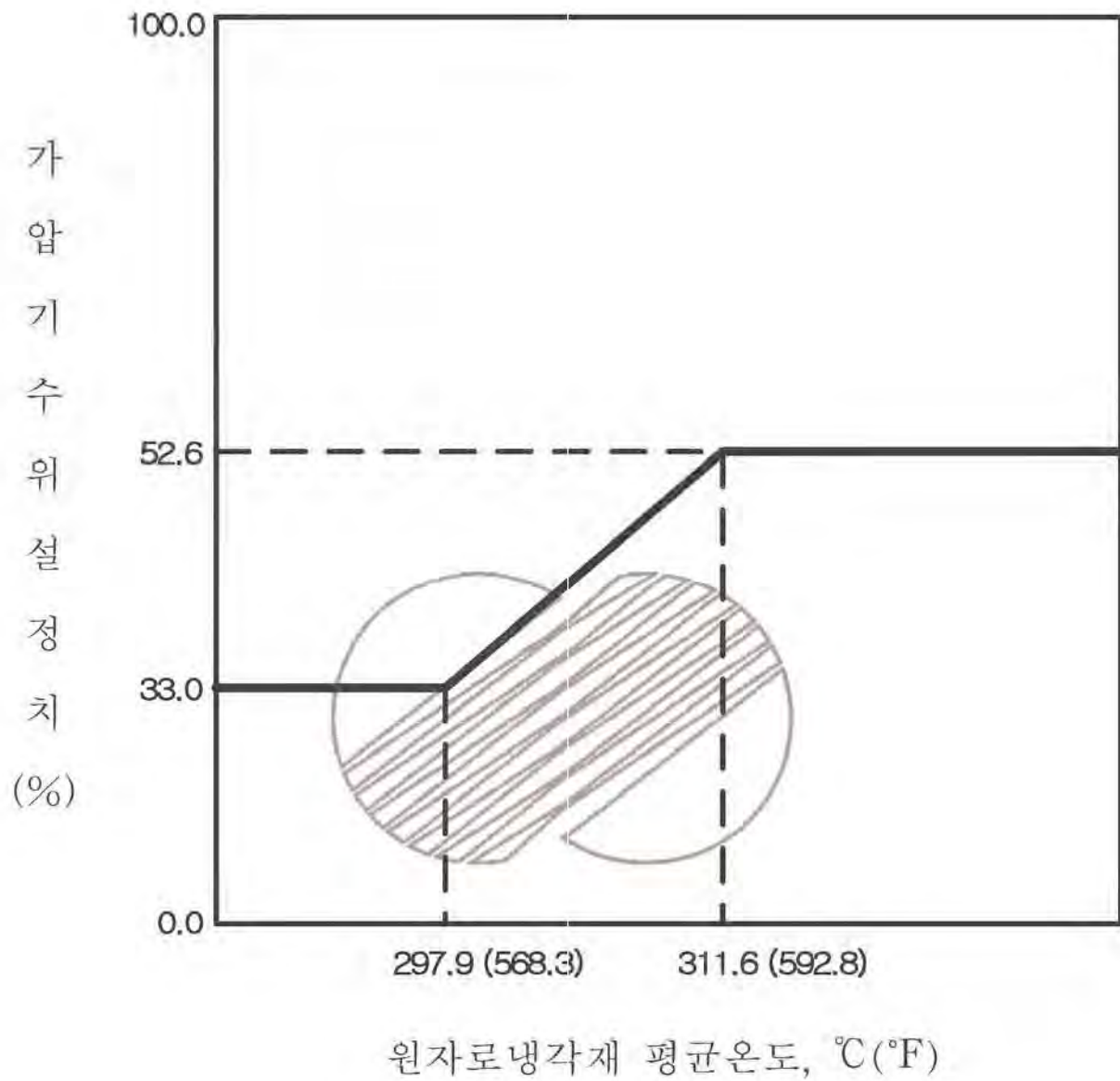




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

가압기 개략도

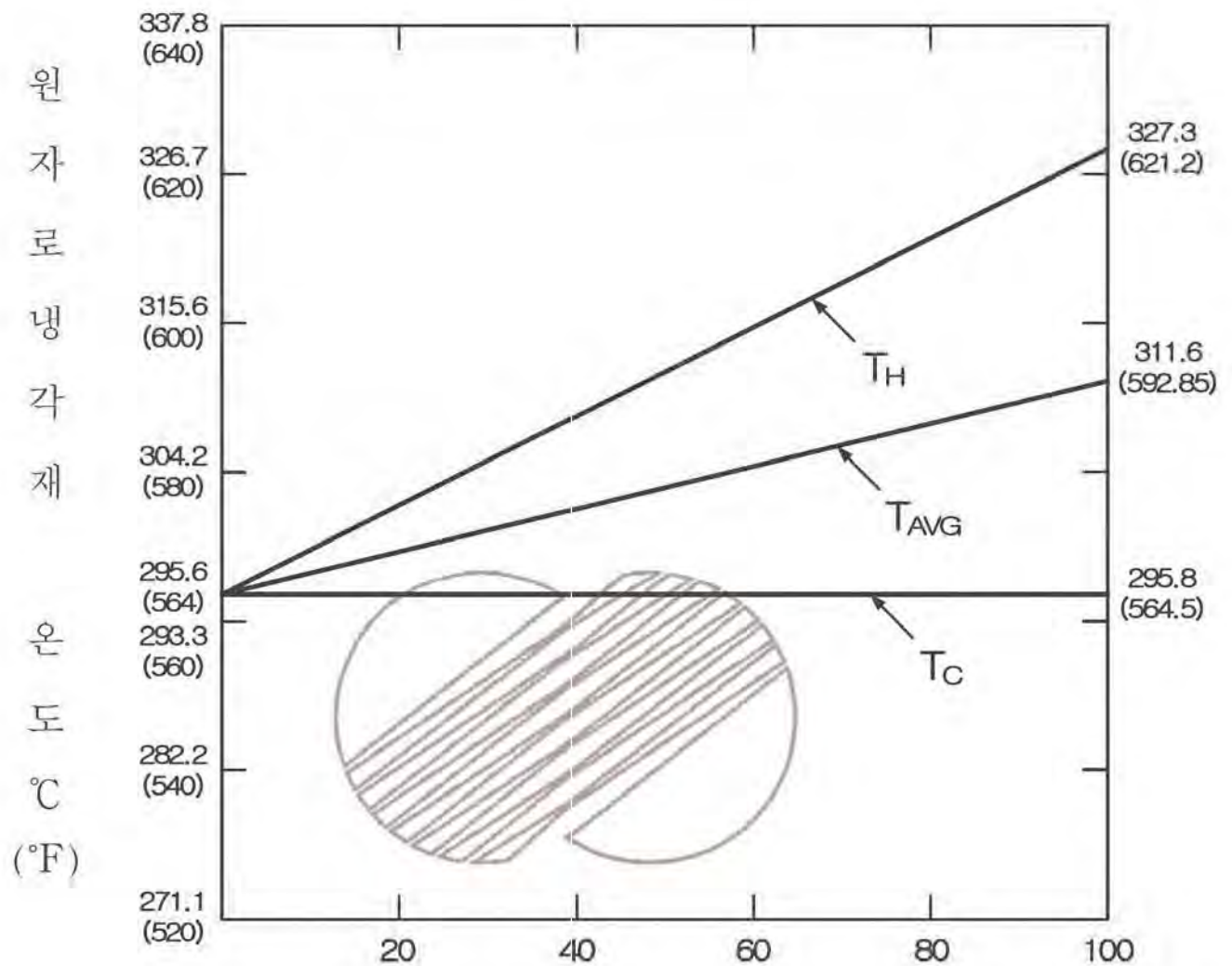
그림 5.4-5



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

전형적인 가압기 수위설정 프로그램

그림 5.4-6



증기발생기 출력, 보증 백분율

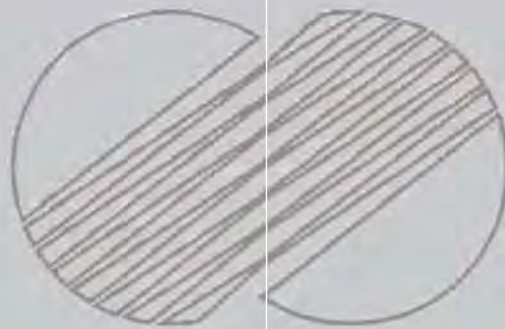


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

전형적인 온도제어 프로그램

그림 5.4-7

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

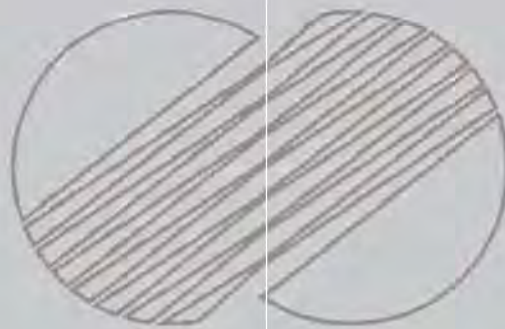


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

가압기 수위 오차 프로그램

그림 5.4-8

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

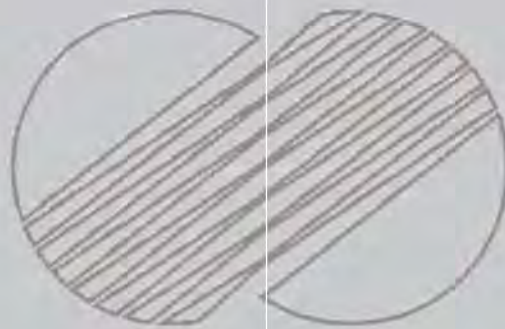


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

압력제어 프로그램

그림 5.4-9

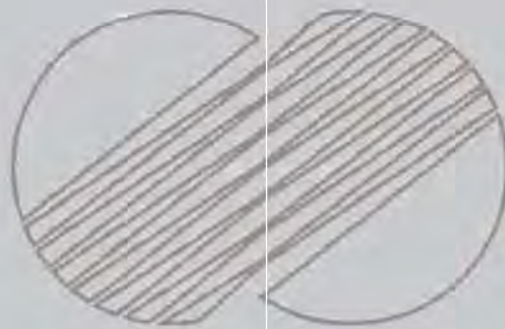
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

전형적인 가압기안전밸브

그림 5.4-10

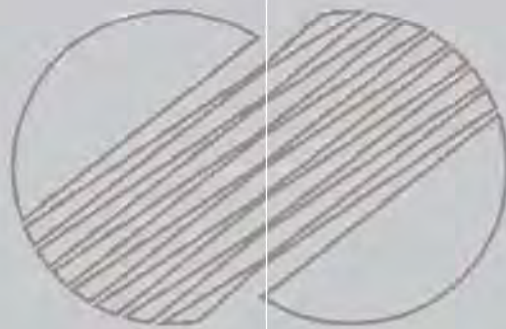


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

주증기 안전밸브

그림 5.4-11

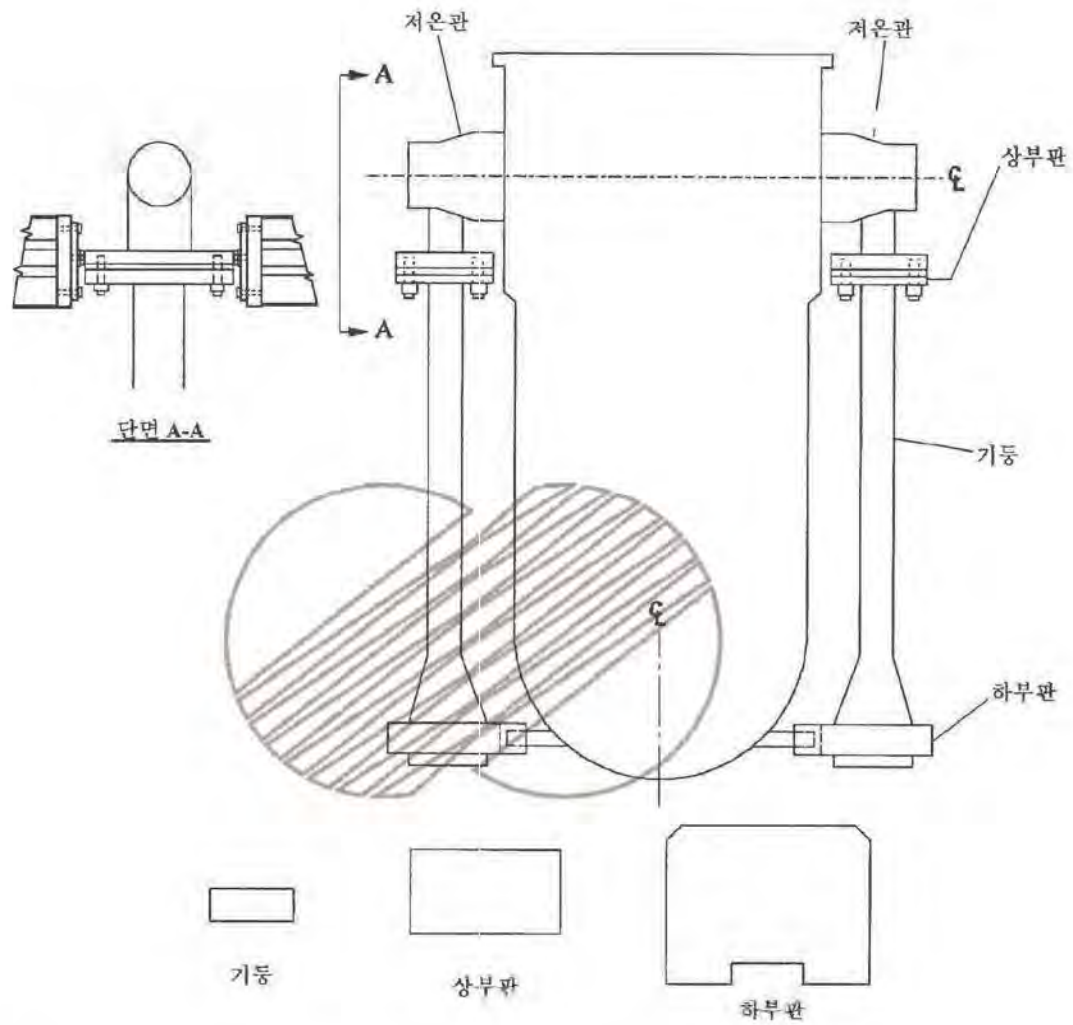




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재계통 배열 및 지지구조물 위치

그림 5.4-12



주 1. 본 그림은 형상 파악의 목적으로만 사용되며 실제 치수를 반영하지 않음.

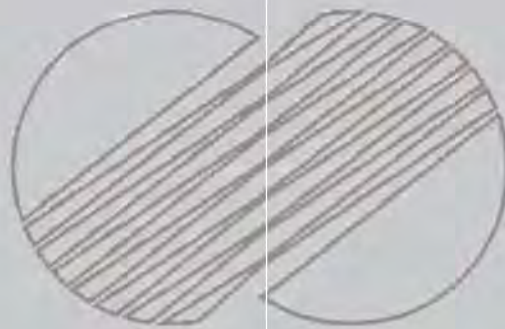


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로용기 지지구조물

그림 5.4-13

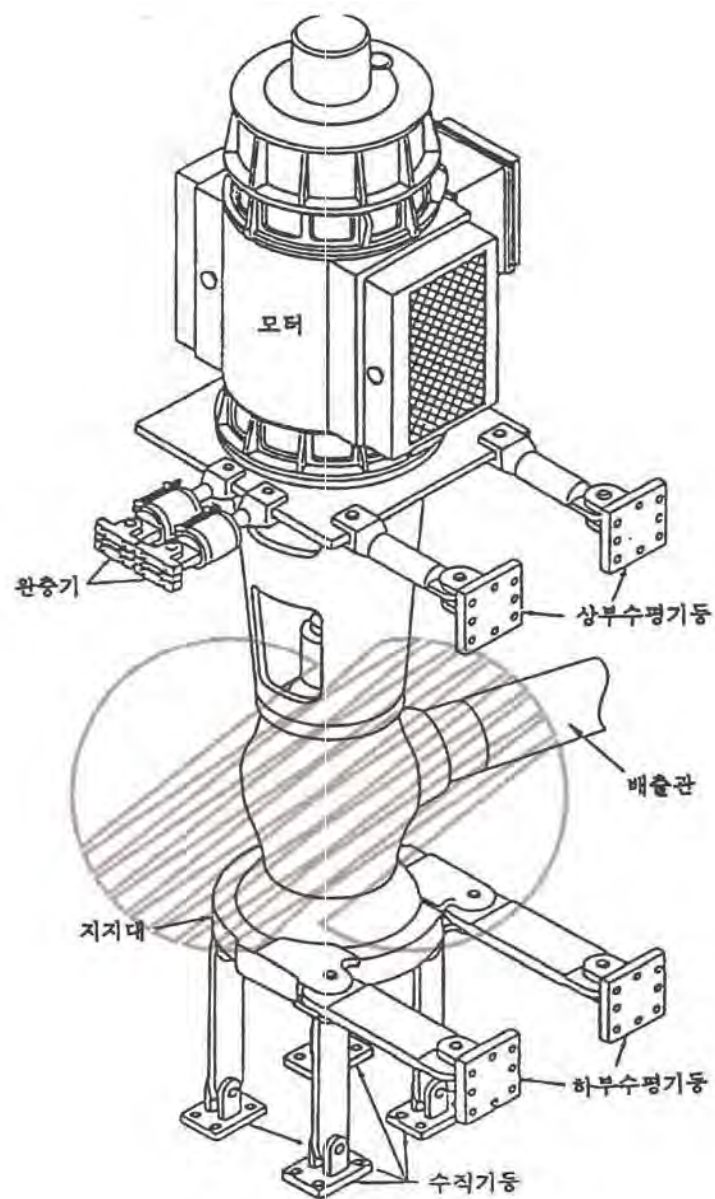
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

증기발생기 지지구조물

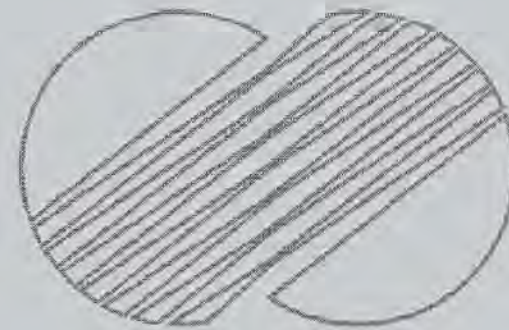
그림 5.4-14



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재펌프 지지구조물

그림 5.4-15

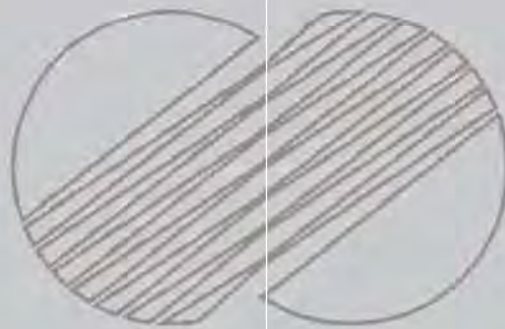


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로냉각재배기계통 배관 및 계장도

그림 5.4-16

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

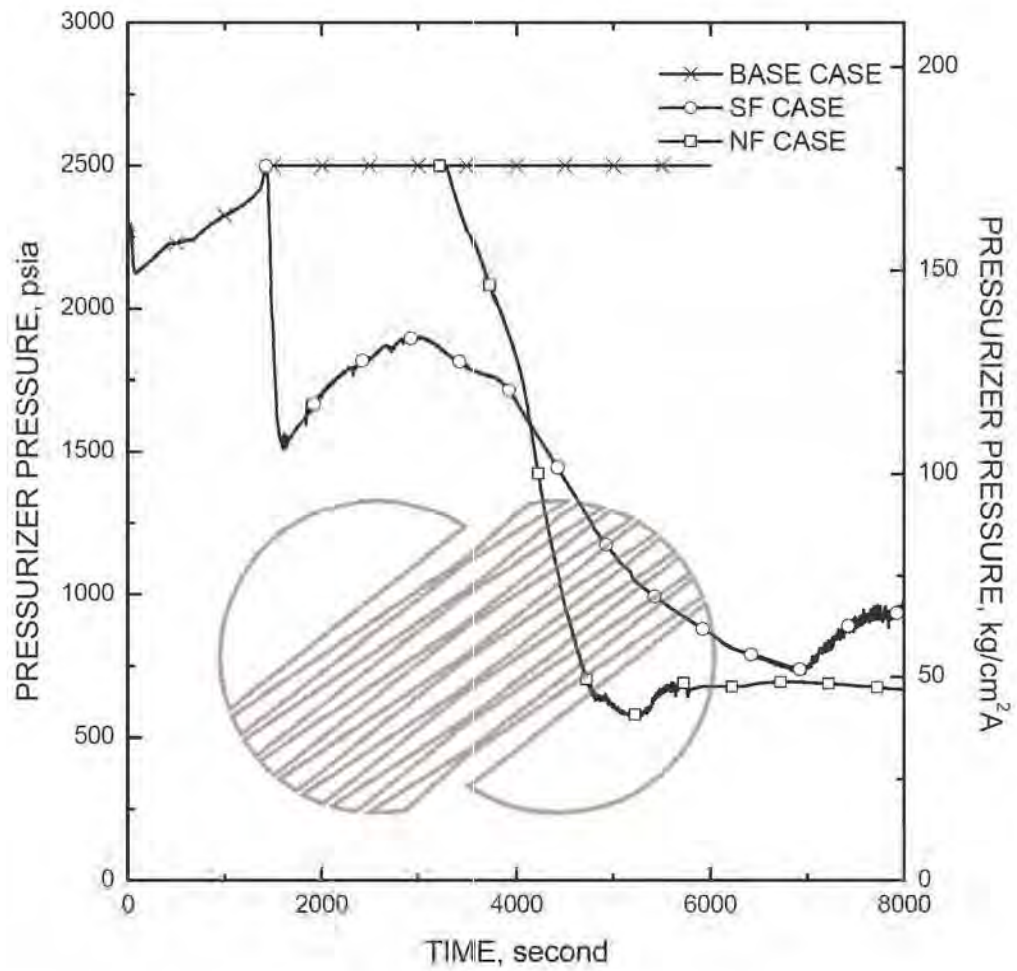


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

안전감압계통 유로도

그림 5.4-17



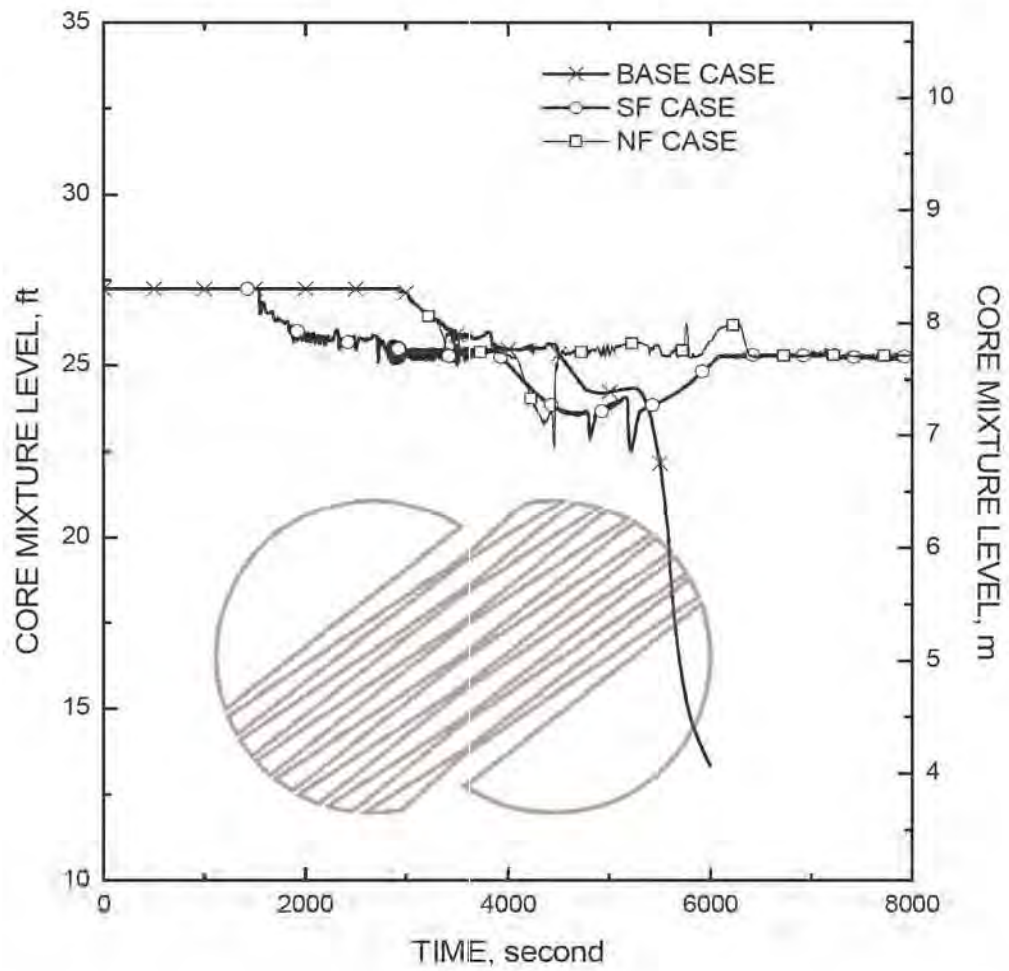


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

가압기 압력

그림 5.4-18





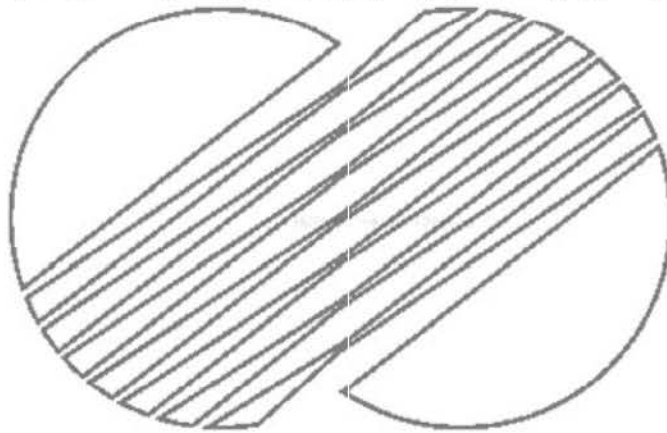
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

노심 혼합수위

그림 5.4-19

## 부록 5A

### 신고리 1,2호기 핵증기공급계통에 대한 과압보호



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 부록 5A

#### 신고리 1,2호기 핵증기공급계통에 대한 과압보호

#### 요 약

본 부록에는 신고리 1,2호기 원자로냉각재계통 및 증기발생기에 대한 과압보호 설계의 적합성을 기술하고 있다. 원자로냉각재계통과 증기발생기에 야기되는 과압현상은 가압기안전밸브, 주증기안전밸브, 그리고 원자로보호계통에 의해 보호된다. 증기발생기와 원자로냉각재계통에 대한 압력 완화 용량은 ASME Sec. III의 과압보호 요건을 만족시킬 수 있도록 보수적으로 결정된다. 가압기 및 주증기안전밸브들은 부하상실사건시 원자로보호계통과 함께 과압보호를 수행할 수 있도록 설계된다.



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 부록 5A - 신고리 1,2호기 핵증기공급계통에 대한 과압보호

#### 목 차

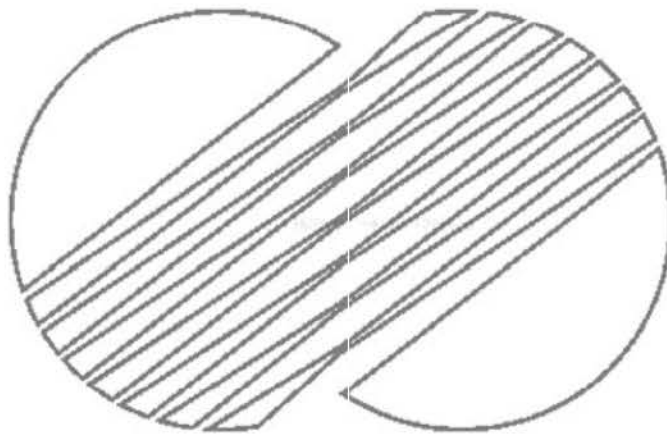
<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1.0	<u>서론</u>	5A-1
2.0	<u>분석</u>	5A-1
2.1	분석방법	5A-1
2.2	전산프로그램	5A-2
2.3	가정	5A-2
3.0	<u>결 과</u>	5A-4
3.1	가압기안전밸브의 용량 결정	5A-4
3.2	주증기안전밸브의 용량 결정	5A-5
3.3	안전밸브 방출감압의 적합성 평가	5A-6
3.3.1	배경	5A-6
3.3.2	평가결과	5A-6
4.0	<u>결론</u>	5A-7
5.0	<u>참고문헌</u>	5A-8

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 부록 5A - 신고리 1,2호기 핵증기공급계통에 대한 과압보호

#### 그림 목차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>
5A-1	가압기안전밸브 최적용량
5A-2	가장 심각한 부하상실사고시 시간에 따른 증기발생기 압력
5A-3	가장 심각한 부하상실사고시 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력
5A-4	가장 심각한 부하상실사고시 시간에 따른 원자로출력



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 1.0 서론

신고리 1,2호기의 원자로냉각재계통과 증기발생기의 과압보호는 ASME Sec. III에 명시된 요건을 따른다. 과압보호는 가압기안전밸브, 주증기안전밸브 및 원자로보호계통에 의해 이루어진다. 가압기안전밸브의 적합성을 평가하기 위한 설계기준사건은 압력증가를 유발시키는 모든 1차측 및 2차측의 과도현상중 가장 심각한 과도현상인 원자로보호계통에서 두번째로 발생하는 안전등급신호에 의한 원자로 정지를 가정한 부하상실사건이다. 가장 심각한 과도현상 동안 원자로냉각재계통의 압력은 가압기안전밸브, 주증기안전밸브, 그리고 원자로보호계통에 의해 설계압력의 110% 이하로 유지될 수 있도록 설계된다. 주증기 안전밸브의 용량은 허가된 출력준위인 2,825 MWt에 상응하는 증기량을 방출할 수 있도록 보수적으로 결정되며, 증기발생기 압력은 가장 심각한 과도현상 동안에도 증기발생기 설계압력의 110% 이하로 유지되도록 한다.

### 2.0 분석

#### 2.1 분석방법

가압기안전밸브의 용량 결정에 필요한 설계기준사건은 원자로보호계통에서 두 번째로 발생하는 안전등급신호에 의한 원자로 정지를 가정한 부하상실사건이다(참고문헌 1 및 2). 과도상태 분석시에 사용된 전산프로그램은 원자로의 동특성, 원자로냉각재계통의 열수력학적 거동, 그리고 증기발생기의 열수력학적 거동을 모사할 수 있다. 전산프로그램을 통한 분석은 원자로냉각재펌프의 성능, 위치수두, 가압기 밀림관내 물의 관성 및 마찰에 의한 압력강하 등의 영향을 고려하여 수행한다. 또한, 가장 보수적인 초기조건과 핵적 변수들을 가정하여 민감도 분석을 수행한다. 원자로는 가압기 압력이  $169.8 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $2,415 \text{ psia}$ )에서 정지되고, 가압기안전밸브는 계통설계압력보다  $5.3 \text{ kg/cm}^2$  ( $75 \text{ psi}$ ) 높은  $181.0 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $2,575 \text{ psia}$ )에서 열리는 것으로 가정한다. 선정된 설계기준사건시 가압기안전밸브의 유효 단면적 크기에 따른 원자로냉각재계통의 침투압력을 분석하여 가압기

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

안전밸브 용량을 결정한다.

### 2.2 전산프로그램

신고리 1,2호기 과압보호 해석을 위하여 KISPAC 전산프로그램을 사용한다. 이 전산프로그램은 성능관련 설계기준사건을 평가하기 위한 최적평가 해석코드이며, 핵증기공급계통의 유체계통 및 기기의 과도 현상을 모사하기 위하여 세분화된 노드와 유로로 이루어진 방법론을 채택하고 있다. 이 전산프로그램의 성능은 운전중인 발전소의 과도현상 자료와 비교함으로써 입증되었다.

KISPAC 전산프로그램은 각 노드에서 질량, 에너지, 체적평형을 계산하고 각 유로에서 운동량 평형을 계산한다. 운동량 평형계산에는 관성, 위치, 마찰 및 형상압력손실효과를 고려한다. 이에 따라 모든 원자로냉각재계통의 압력(특히, 원자로냉각재펌프 토출부에 나타나는 원자로냉각재계통의 최대압력)이 정확히 예측된다. 원자로냉각재펌프 모델은 펌프속도, 유량 그리고 방출수두와의 상관관계를 고려하는 상세한 모형으로 이루어져 있다. 개개의 일차 및 이차계통의 안전밸브도 상세하게 모델되어 있다. 과압보호 해석을 위하여 일차 및 이차계통의 안전밸브 방출용량은 보수적인 값이 사용되고 있다. 그리고 이 전산프로그램은 모든 발전소제어계통과 보호계통을 모사하고 있다.

### 2.3 가정

가. 부하상실사건의 시작시 원자로냉각재계통과 주증기계통은 최대 정격출력에 2%의 불확실성을 더한 출력준위에 있다고 가정한다. 이와 같이, 가능한 가장 높은 출력을 선택함으로써 일차계통의 가열이 극대화되고 따라서 가압 또한 최대가 된다.

나. 감속재온도계수는  $0 \text{ } \Delta\text{K/K/}^{\circ}\text{C}$  ( $0 \text{ } \Delta\text{K/K/}^{\circ}\text{F}$ )를 사용한다. 노심자료를 근거로



### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

분석한 결과 감속재온도계수는 노심수명 동안 0에서 부의 값까지 변할 수 있는 것으로 나타났다. 따라서 과도현상 동안 출력과 압력을 최대화시키기 위해 계수값을 0으로 선택하였다.

다. 도플러계수는 최소 부의 값을 사용한다. 실제 발전소 운전중 도플러계수는 영 출력과 전출력 구간에서 부의 값을 가지고 변한다. 따라서, 가장 작은 부 도플러계수를 선택하면 핵연료 온도증가에 따라 궤환되어 삽입되는 반응도 감소량이 최소화되어 출력이 증가한다.

라. 부하상실사건 분석시에 터빈정지 후 원자로냉각재의 유출과 충전, 가압기살수, 터빈우회, 출력급감발 및 급수(주급수 및 보조급수) 공급은 고려하지 않는다. 원자로냉각재 유출과 가압기 살수는 모두 1차측의 압력을 감소시킨다. 따라서 이러한 계통들의 작동을 고려하지 않음으로써 가압력이 증가된다. 급수공급을 고려하지 않음으로써 증기발생기의 2차측 냉각재 재고량이 더 빠른 속도로 고갈될 것이다. 이는 증기발생기의 1차측 열제거 능력을 감소시켜 1차측의 가압을 최대화시킨다.

마. 본 분석은 계측오차와 안전밸브 설정치의 불확실성을 고려하였다. 예를 들면, 가압기안전밸브들은 최대 개방압력인  $181.0 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $2,575 \text{ psia}$ )에서 열리도록 가정하였는데 이는 계통으로부터 에너지를 제거할 수 있는 시점을 지연시킨다. 또한, 원자로정지 설정치 계기오차는 원자로정지를 지연시켜 1차측의 가압을 최대화할 수 있도록 가정한다.

115

바. 사건초기의 가압기 압력과 수위는 각각  $154.7 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $2,200 \text{ psia}$ )와 가압기 수위계의 52.6%이다. 초기 가압기 압력과 수위에 대한 민감도 분석결과 이 조건에서 원자로냉각재계통의 최대압력이 나타났다.

115

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

사. 원자로정지는 원자로보호계통에서 두 번째로 발생하는 안전등급 신호에 의해 발생하는 것으로 가정한다.

### 3.0 결과

#### 3.1 가압기안전밸브의 용량 결정

원자로배수탱크와 입·출구 배관은 밸브작동에 불리한 영향을 줄 수 있는 과도한 압력강하 및 배압상승이 발생하지 않도록 결정되었다. 가압기안전밸브의 배압은 밸브 주름관(bellows)의 설계 압력을 초과하지 않도록 한다. 이 주름관은 축적된 배압이 밸브스프링에 가해지는 것을 방지하여, 밸브가 설정치에 배압을 더한 압력에서 작동하지 않고 밸브 설정치에서 작동하도록 해준다.

가압기안전밸브의 용량 결정을 위한 설계기준사건은 원자로가 즉시 정지되지 않는 부하상실사건이다. 즉, 원자로정지는 원자로보호계통에서 두 번째로 발생하는 안전등급의 원자로정지신호에 의하여 일어나는 것으로 가정한다. 가압기 및 주증기안전밸브 외에 압력 감소를 야기하는 다른 어떠한 장치도 작동하지 않는다고 간주한다. 실제로 부하상실사건은 다음과 같은 여러가지 원자로정지신호에 의해 종료될 수 있다.

- 가. 증기발생기 저수위 정지
- 나. 가압기 고압력 정지
- 다. 수동 정지

만약에 첫 번째 및 두 번째의 가압기 고압력 정지가 발생되지 않으면, 다른 원자로정지 설정치를 초과하게 되어 원자로가 정지될 것이다.

여러 가지 가압기안전밸브의 크기에 대하여 일련의 부하상실사건 분석을 수행하였다. 그

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

립 5A-1에 나타난 바와 같이, 가압기안전밸브의 크기가 어떤 값 이상이면 용량을 더 이상 증가시켜도 부하상실사건 동안 나타나는 계통의 최대압력은 거의 감소하지 않는다. 따라서, 부하상실사건 동안 나타나는 계통의 최대압력을 줄일 수 있도록 가압기안전밸브의 용량을 결정하였다.

그림 5A-2, 그림 5A-3 및 그림 5A-4는 가장 심각한 부하상실사건시 나타나는 시간에 따른 증기발생기 압력, 원자로냉각재계통 압력, 그리고 원자로 출력을 보여주고 있다. 그림 5A-2 및 그림 5A-3에 나타난 바와 같이, 증기발생기 및 원자로냉각재계통의 최대압력은 가장 심각한 과도현상 동안 설계압력의 110% 이하로 유지된다.

주증기안전밸브의 첫 번째 및 두 번째 밸브는 각각 약 7.45초와 10.13초에 열렸으며, 세 번째 밸브는 이 과도현상 동안 작동하지 않았다. 주증기안전밸브의 개방은 원자로냉각재계통으로부터 에너지를 제거함으로써 압력상승을 완화시킨다. 가압기안전밸브는 개방설정치인 원자로냉각재계통 설계압력보다  $5.3 \text{ kg/cm}^2$  (75 psi) 만큼 높은 압력에서 열리도록 보수적으로 가정하였다. 해석결과 가압기안전밸브는 과도상태 시작 후 7.11초에 열렸다.

완전 부하상실사건에 대한 분석은 15.2절에 기술되어 있다. 이 분석에서 입증된 것과 같이 지연된 원자로정지를 수반하는 완전 부하상실사건이 발생한다면, 가압기 고압력에 의한 원자로정지, 가압기안전밸브, 그리고 주증기안전밸브에 의해 원자로냉각재계통과 주증기계통의 건전성을 유지할 수 있음이 확인되었다.

### 3.2 주증기안전밸브의 용량 결정

주증기안전밸브의 크기는 잉여의 증기유량을 방출할 수 있도록 보수적으로 결정되며, 이는 가장 심각한 과도상태 동안 증기발생기의 압력을 증기발생기 설계압력의 110% 이하로 유지시킨다. 주증기안전밸브는 조금씩 다른 설정압력을 갖는 세 그룹으로 구성되어 있다. 이 밸브들은 ASME Sec. III에 따라 구매된 스프링 장착형의 안전밸브이다. 주증

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

기안전밸브로부터 연결된 방출관은 안전밸브에 수용불가능한 배압을 부과하지 않으면서 정격 방출용량을 수용할 수 있도록 설계된다.

그림 5A-2는 가장 심각한 경우의 부하상실사건에 대한 증기발생기 압력변화를 나타낸다. 그림 5A-2에 나타난 것과 같이 증기발생기의 압력은 과도현상 동안 설계압력의 110% 이내로 유지된다.

### 3.3 안전밸브 방출감압의 적합성 평가

#### 3.3.1 배경

가압기안전밸브의 실제 크기, 실제 압력에서의 원형시험이 1982년에 EPRI에 의해 수행되었다(참고문헌 3). 그 결과, 설정압력으로부터 방출감압(blowdown)되는 동안 안정된 밸브작동을 보장하기 위해 요구되는 방출감압 설정치는 ASME Sec. III NB-7512.3에 명시된 일반적 방출감압 설정치인 5%보다 큰 것으로 나타났다. 이러한 방출감압 설정치로 인한 방출감압 연장(extended blowdown)이 과압보호나 발전소 운전에 악영향을 미치지 않음을 보장하기 위하여, 핵증기공급계통의 반응을 평가하기 위한 분석을 수행하였다. 다음에 기술된 분석을 통해 불확실성을 포함한 방출감압 설정치 18.4%는 허용 가능함을 입증하였다.

#### 3.3.2 평가결과

가압기안전밸브를 통해 방출이 계속되는 경우 순간 기화에 의한 가압기의 수위증가로 안전밸브를 통하여 물이 방출될 가능성이 있다. 하지만, 안전밸브 설계사양서에는 유출 조건이 건포화증기로 명시되어 있기 때문에, 방출이 계속되는 동안 건포화증기만이 유출된다는 것을 보여주는 것이 바람직하다. 또한, 원자로냉각재계통에 증기기포가 형성되는 것을 막기 위해 원자로냉각재계통이 과냉각 상태로 유지됨을 입증할 필요가 있다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

본 분석에서는 가압기안전밸브 용량 결정에서 사용한 방법과 같이 부하상실사건시 원자로보호계통에서 두 번째로 발생하는 원자로정지를 가정하여 해석을 수행하며, 18.4%의 안전밸브 방출감압 설정치와 가압기 수위를 최대로 하는 초기조건을 가정한다. 본 분석의 목적은 이런 보수적인 조건하에서 가압기 수위반응과 원자로냉각재계통의 과냉각도를 확인하기 위함이다. 추가적인 보수성을 위해 매우 보수적인 가압기 모델을 가정하여 가압기 수위를 재계산하였다. 이 모델은 초기에 포화된 가압기내의 물은 밀림관을 통해 들어오는 차가운 물과 혼합되지 않는다고 가정할 뿐만 아니라 방출되는 동안 기화된 모든 증기는 물 속에 분산되어 존재함으로써 가압기 수위를 증가시키는 것으로 가정한다. 위와 같이 보수적으로 계산된 가압기의 최대수위는 가압기 수위계 범위의 94.2% [47.7 m<sup>3</sup> (1,685.5 ft<sup>3</sup>)]로서 가압기안전밸브 노즐 아래에 있기 때문에 방출되는 동안 안전밸브를 통해서 건포화증기만이 방출된다는 것이 입증된다. 또한, 본 분석에서 방출이 일어나는 동안 원자로냉각재계통은 적절한 과냉각상태로 유지됨으로써 원자로냉각재계통에 증기기로 형성되지 않는다는 것을 보여준다.

이를 요약하면, 상기의 분석들은 가압기안전밸브 개방설정압력보다 18.4% 낮은 압력까지 방출감압되는 동안 발전소 과압보호와 원자로냉각재계통의 과냉각상태가 적절하게 확보됨을 보여준다.

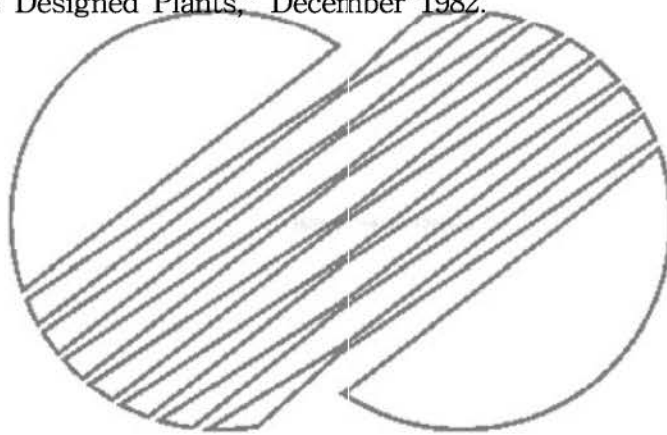
### 4.0 결론

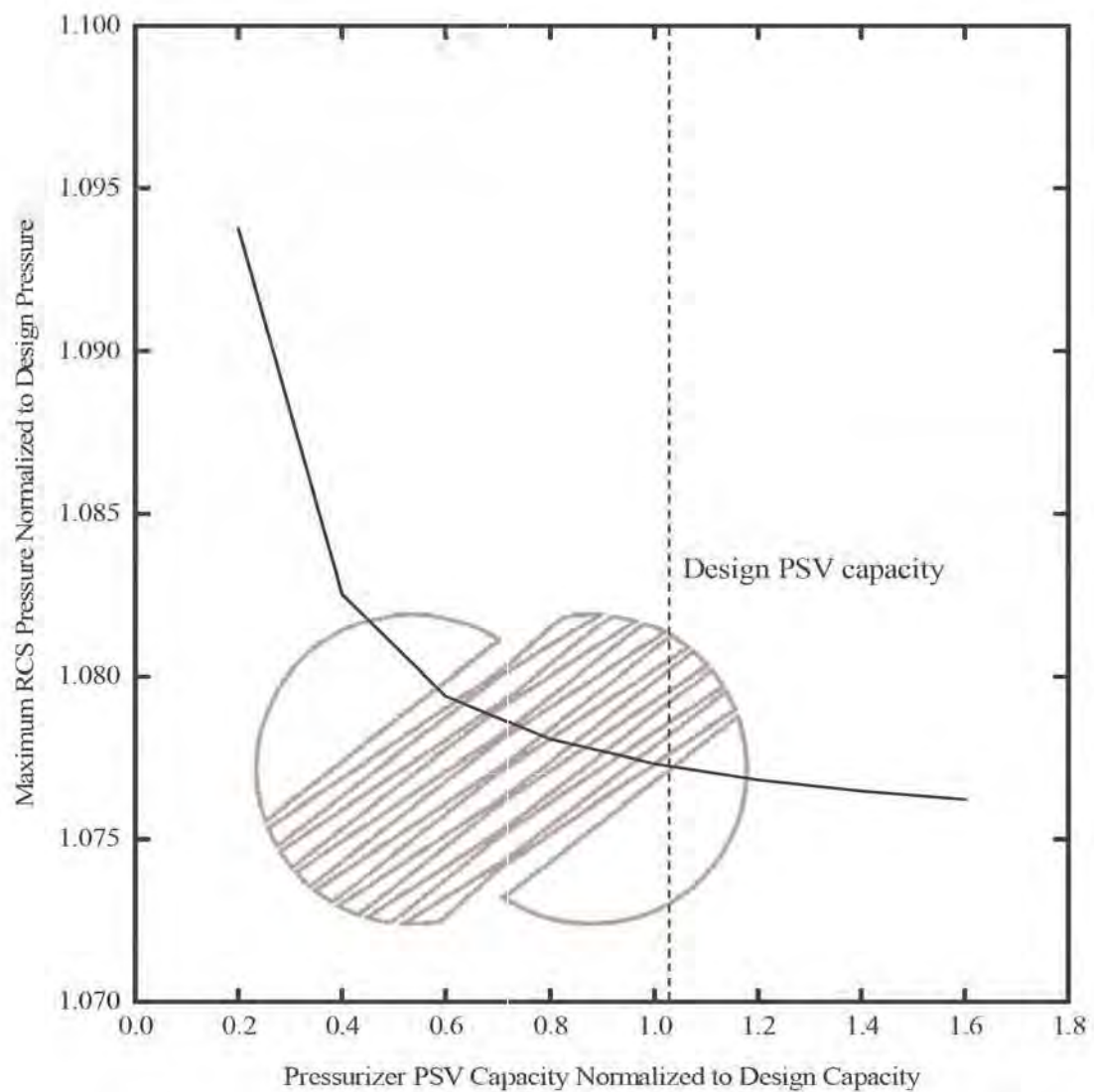
신고리 1,2호기의 증기발생기와 원자로냉각재계통은 과압사건 발생시 ASME Sec. III에 명시된 요건을 만족한다. 원자로냉각재계통과 증기발생기의 침두압력은 가장 심각한 부하상실사건 동안 설계압력의 110% 이하로 유지된다. 이 과압보호는 가압기안전밸브, 주 증기안전밸브, 그리고 원자로보호계통에 의해 이루어진다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 5.0 참고문헌

1. USNRC Standard Review Plan Section 5.2.2, "Overpressure Protection," Rev.2, NUREG-0800, November 1988.
2. Regulatory Guide 1.70, Section 5.2.2, "Overpressure Protection," Rev.3, November 1978.
3. CEN-227, "Summary Report on the Operability of Pressurizer Safety Relief Valves in C-E Designed Plants," December 1982.



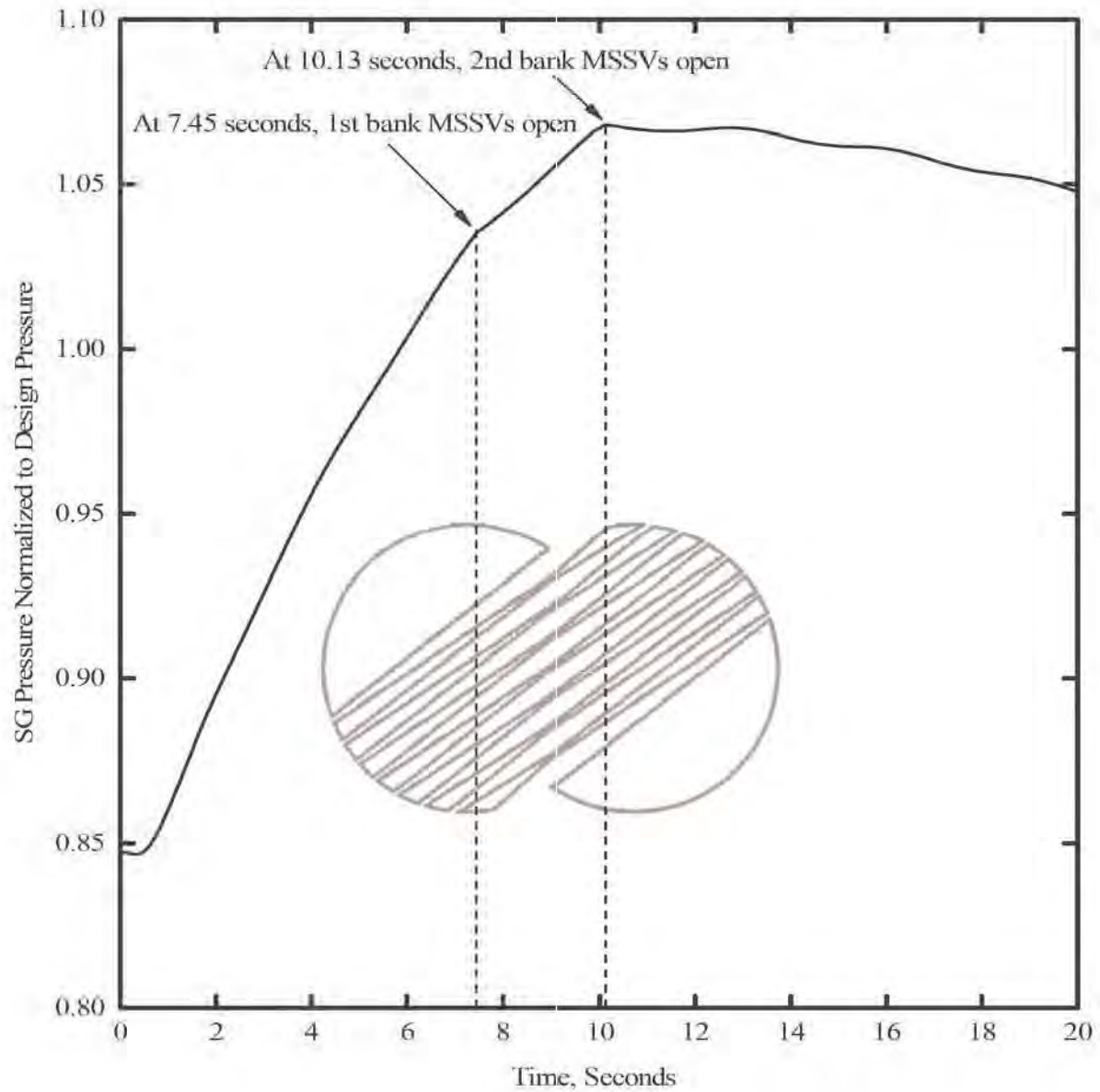


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

가압기안전밸브 최적용량

그림 5A-1

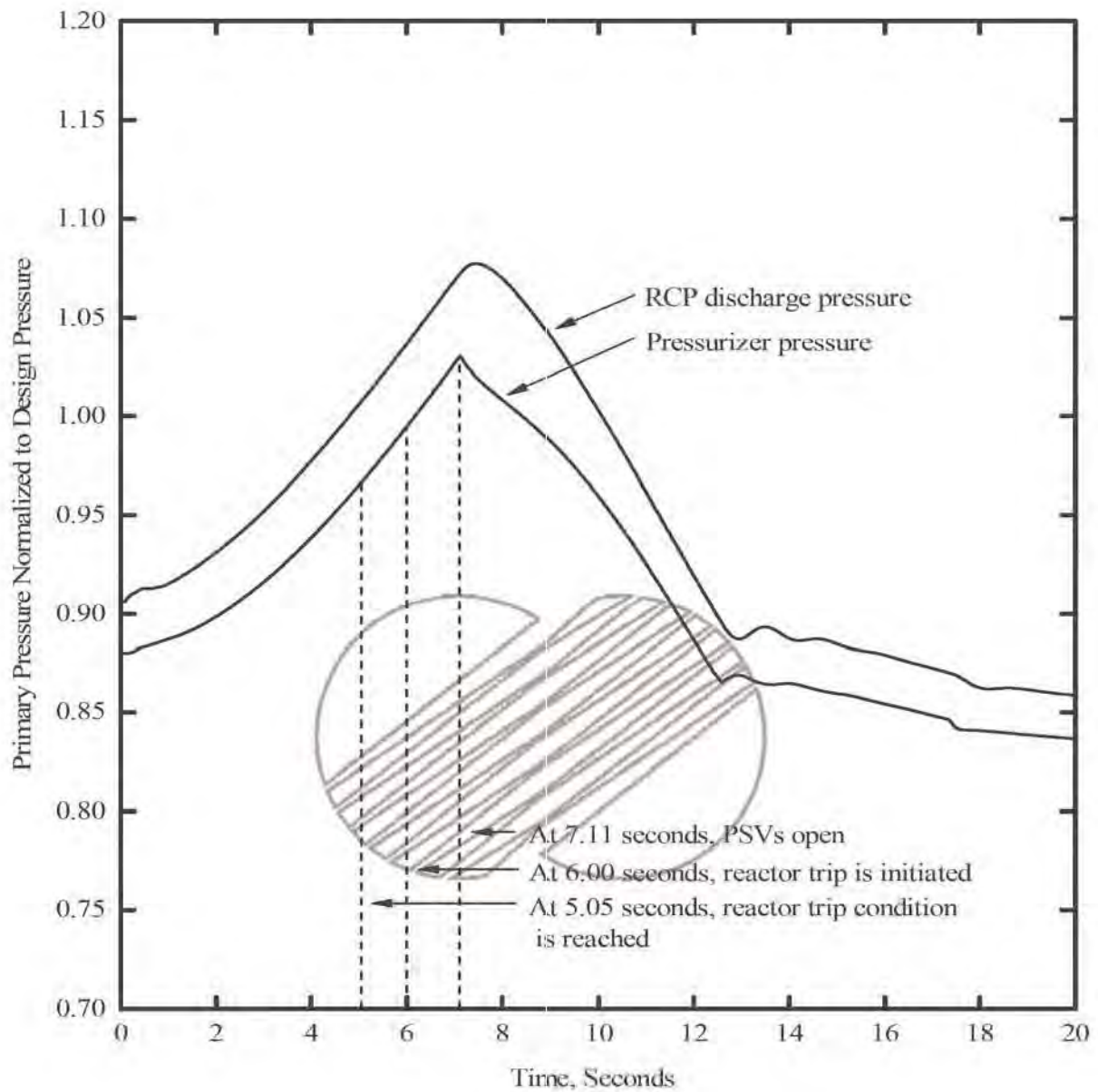




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

가장 심각한 부하상실사고시  
시간에 따른 증기발생기 압력

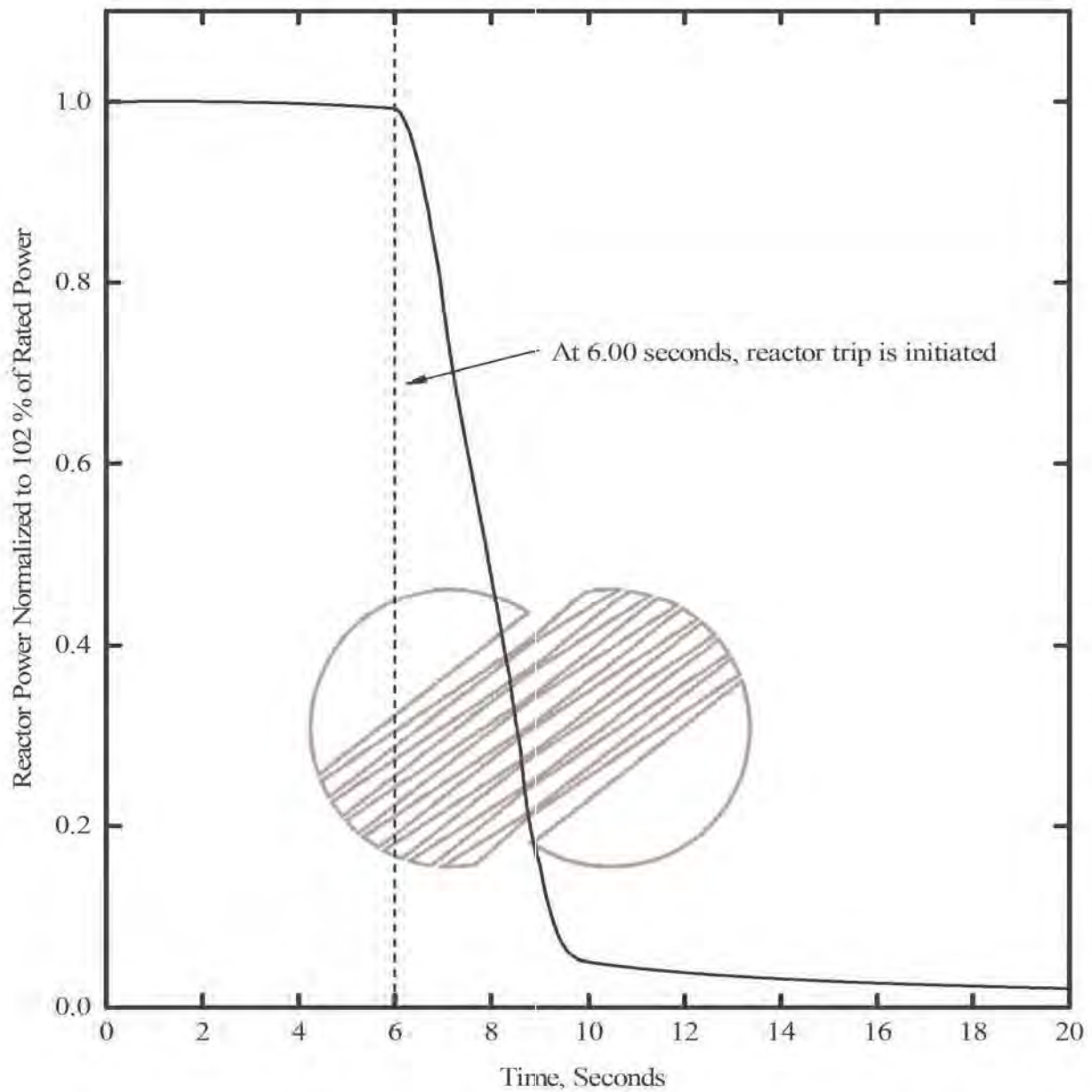
그림 5A-2



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

가장 심각한 부하상실사고시  
시간에 따른 원자로냉각재계통 압력

그림 5A-3



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

가장 심각한 부하상실사고시  
시간에 따른 원자로출력

그림 5A-4

## 부록 5B

주증기관 파열로 인한 신고리 1,2호기  
증기발생기 내부구조물 건전성 평가



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

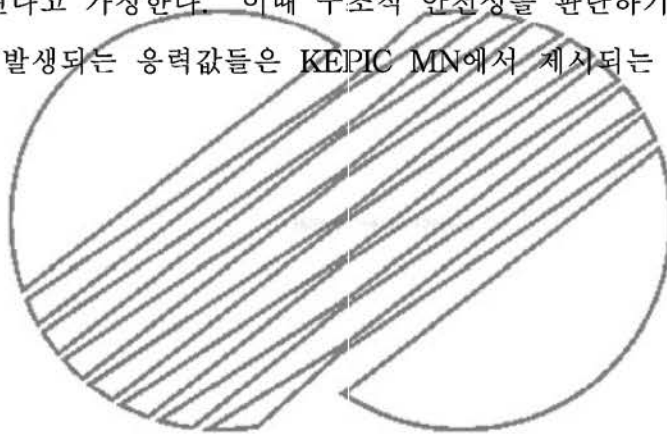
### 부록 5B

#### 주증기관 파열로 인한 신고리 1,2호기

#### 증기발생기 내부구조물 건전성 평가

#### 요 약

이 보고서는 주증기관 파열로 인한 신고리 1,2호기 증기발생기 내부의 최종안전성 평가에 관한 사항이다. 습분분리기 지지판, 슈라우드 및 지지대, 전열관 등이 가상의 대형 배관 파단사고를 겪게 된다고 가정한다. 이때 구조적 안전성을 판단하기 위하여 각 구조물에서 사고의 결과로 발생하는 응력값들은 KEPIC MN에서 제시되는 허용값과 비교되어진다.



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 부록 5B

#### 주증기관 파열로 인한 신고리 1,2호기 증기발생기 내부구조물 건전성 평가

#### 목 차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1.0	<u>개요</u>	5B-1
2.0	<u>해석</u>	5B-1
2.1	모델설명	5B-1
2.1.1	습분분리기 지지판	5B-1
2.1.2	전열관 다발	5B-1
2.2	가정	5B-2
2.2.1	수력해석	5B-2
2.2.2	구조해석	5B-3
2.3	수력 유동하중	5B-3
2.4	압력하중	5B-3
2.5	응력결과	5B-3
3.0	<u>결론</u>	5B-4
4.0	<u>참고문헌</u>	5B-5

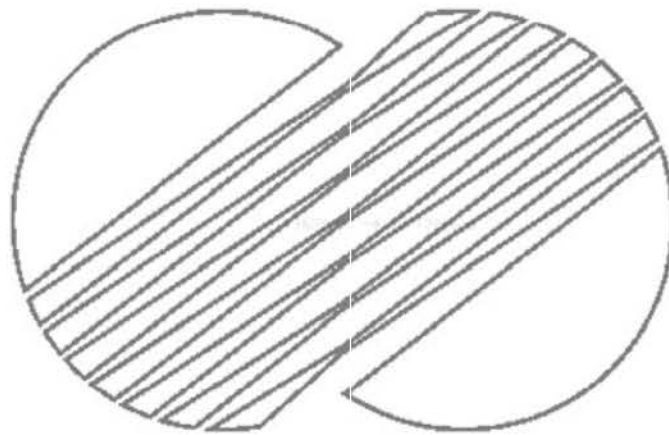
신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 5B

주증기관 파열로 인한 신고리 1,2호기  
증기발생기 내부구조물 건전성 평가

표 목 차

<u>번호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
5B-1	최고압력 하중	5B-6
5B-2	전열관 Bend 부위 밀도 및 속도	5B-7





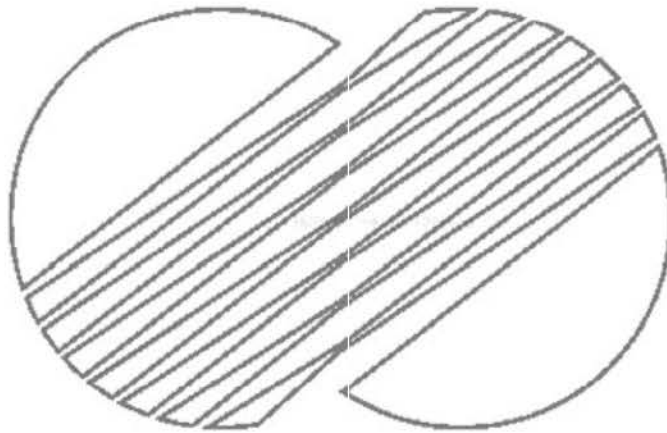
신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 5B

주증기관 파열로 인한 신고리 1,2호기  
증기발생기 내부구조물 건전성 평가

그림 목차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>
5B-1	CEFLASH-4B 모델
5B-2	분리기 지지판과 슈라우드의 ANSYS 모델
5B-3	전열기 다발의 ANSYS 모델



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 1.0 개요

증기발생기 내부구조물에 적용되는 수력하중은 주증기관 노즐에서 완전파단이 발생함으로써 일어난다고 가정하였다. 이러한 조건을 주증기관파단사고(MSLB)라 정의한다. 증기발생기는 일차원, 2상 유동모델로 작성되었고, 모델에서의 분출특성은 CEFLASH-4B 전산프로그램을 이용하여 모의되었다. 그림 5B-1에 CEFLASH-4B의 모델이 도시되어 있다. CEFLASH-4B 해석으로부터 MSLB 사고 하중이 계산되고, 이는 표 5B-1 및 표 5B-2에 수록되어 있다. 이들 하중은 전열관 다발, 습분분리기 지지판 및 슈라우드의 구조적 건전성을 평가하는데 이용되었다. MSLB 하중에 기인하는 최대응력을 계산할 수 있도록 ANSYS 구조 모델이 개발되었다.

### 2.0 해석

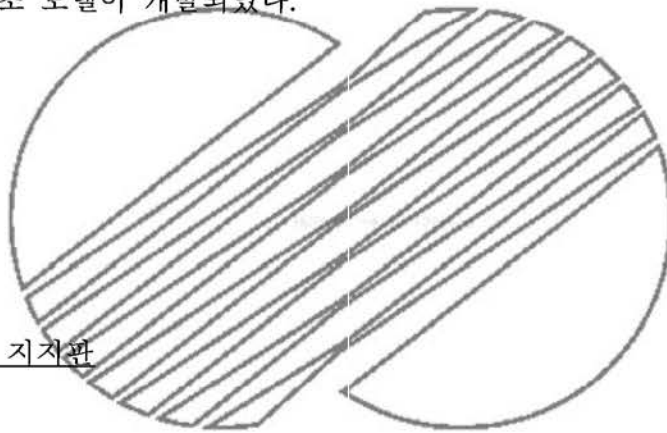
#### 2.1 모델설명

##### 2.1.1 습분분리기 지지판

습분분리기 지지판과 슈라우드의 일부는 ANSYS 유한요소 프로그램(참고문헌 2)을 이용하여 모델로 작성되었다. 모델화된 부위는 그림 5B-2에 도시되었다. 구조물은 대칭형상이므로 구조물의 90°영역만 사용하였다. 대칭을 유지하도록 적절한 경계조건이 적용되었다. 지지판은 변형된 물성치를 갖는 등가의 판으로 모델화 되었다. 지지판의 보강판은 구멍이 있는 것으로 모델화 되었다. ANSYS 모델에서, 모든 구조부재들에 대해 쉘 요소가 사용되었다.

##### 2.1.2 전열관 다발

전열관 다발에 대한 해석을 수행키 위해 유한요소 프로그램인 ANSYS가 이용되었다.



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

단 열번호 44에서 시작되는 모든 세번째 열을 포함하는 전열관 다발의 평면부가 모델화되었다(그림 5B-3). 전열관과 수직 Strip은 범요소로 모델화 되었다. 전열관 다발의 기하학적 변수와 유동하중은, 전열관 다발의 전체 강성과 전열관과 수직 Strip간의 모든 상호작용이 고려될 수 있도록 조절되었다.

전열관 Bend 영역에서는, 전열관의 단위길이당 유동힘( $F'$ )을 결정하기 위해 다음 식이 이용되었다.

(5B-1)

여기서,  $\rho$  ; 표 5B-2로부터 얻은 면에서의 유체 밀도  
 $V_g$  ; 표 5B-2\*로부터 얻은 수평전열관 간격을 통과하는 면에서 유체특성 속도  
\* 주 :  $\rho$ 와  $V_g$ 는 0% 출력조건에서 발췌되었는데 이 경우가 최대가 되었다.

이들 하중은 전열관 다발의 유한요소 모델에서 수평간격에 적용되었다.

## 2.2 가정

### 2.2.1 수력해석

- 가. 파단 개구시간은  $t_{\text{break}}$ 이다.
- 나. 파단은 주증기 노즐에서 양쪽이 완전 분리되는 파단이다.
- 다.  $C_d$  임계 유동식이 사용되었다.
- 라. 분출계수는  $C_v$ 이다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 2.2.2 구조해석

- 가. 선형 탄성거동이다.
- 나. 최고 압력하중은 각 구조모델에 동시에 발생한다.
- 다. 이들 압력하중은 정하중으로 적용되었다.

### 2.3 수력 유동하중

주증기관파단사고 하중은 0%, 20% 및 100% 출력에서 계산되었다. 습분분리기 지지판과 슈라우드에 최악의 경우는 각각 20% 및 100%출력에서 발생하였다. 이 경우의 데이터는 표 5B-1에 보였다. [redacted]에서 최대압력차 [redacted]는 습분분리기 지지판을 상향으로 가로질러 작용하는 최고압력이다. 외부로 향하는 [redacted]의 압력차는 슈라우드를 가로질러 적용되었다. 전열관 Bend 영역에서, 단위길이당 유동힘은 표 5B-2에 기술된 데이터로부터 결정되었으며, 최악의 경우는 0% 출력이며, 시간은 [redacted]이었다.

### 2.4 압력하중

MSLB 사건중에, 전열관의 압력차는 보수적으로 [redacted]로 간주되었다. 이는 2차측 압력이 0으로 떨어졌다는 가정하에 1차측 운전압력에 기준한 것이다.

### 2.5 응력결과

모든 일차응력은 만족스러우며, KEPIC MNZ 부록 F, D급 운전한계에 제시된 허용치 이내임을 확인하였다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

다음 표에는 주증기관 파단사고에 의해 영향을 받는 부품에 대하여 결과치를 요약하였다.

조 건	위 치	코드기준	일차응력 (kg/cm <sup>2</sup> [ksi])*	허용응력 (kg/cm <sup>2</sup> [ksi])
Level D (D급)	분리기 지지판	P <sub>rn</sub>		
	분리기 지지판	P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
	하단리브	P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
	슈라우드	P <sub>rn</sub>		
	슈라우드 지지대	P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
	전 열 관	P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		

\* : SSE 지진하중 포함

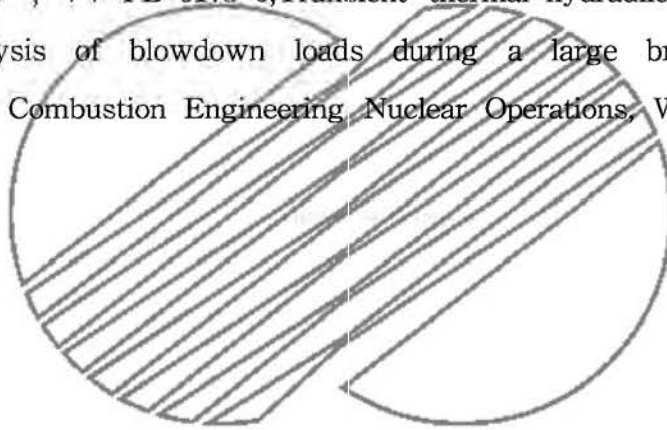
### 3.0 결론

결과로부터 습분분리기 지지판, 슈라우드, 전열관 등은 가상의 주증기관파단사고에 대하여, 적절히 설계되었음을 알 수 있었다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 4.0 참고문헌

1. Korea Electric Power Industry Code, KEPIC MN 2000 Edition. The Requirements Related to Reversing Dynamic Loads, Specified in KEPIC 2000, MNB-3200 and MNB-3600 shall apply, but Those Subarticles of KEPIC 1995 Shall be Applied.
2. ANSYS Computer Code, Revision 5.5.3, Swanson Analysis System, Inc., June, 2006.
3. Michonski, M., "Software Verification and Validation Report, CEFLASH-4B, Version f4b.1.1", VV-FE-0178-0, Transient thermal-hydraulic code used for the licensing analysis of blowdown loads during a large break loss-of-coolant accident, ABB Combustion Engineering Nuclear Operations, Windsor, Connecticut, October 1994.

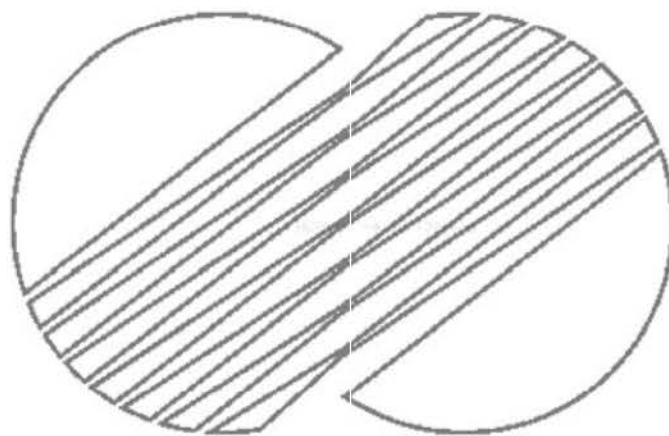


신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5B-1

최고압력 하중

위 치	Nodes	P kg/cm <sup>2</sup> [psi]	시간 (초)	방 향	출 력
습분분리기 지지판	■	■	■	■	■
상단 슈라우드	■	■	■	■	■



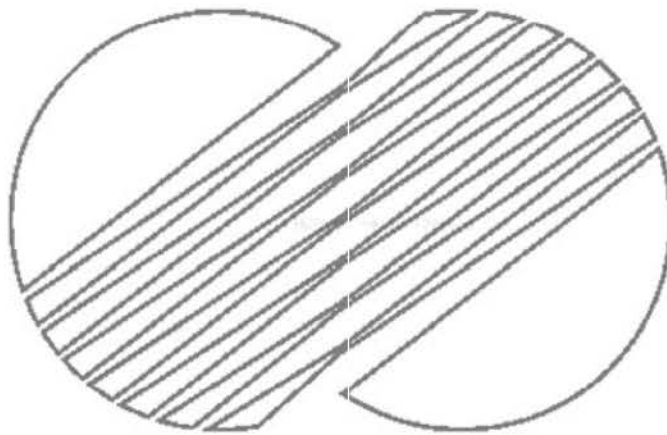


신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

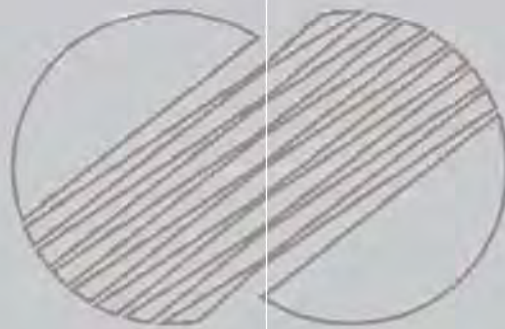
표 5B-2

전열관 Bend 부위 밀도 및 속도

출력 (%)	시간 (초)	면적 (m <sup>2</sup> [ft <sup>2</sup> ])	밀도 (kgm/m <sup>3</sup> [lbm/ft <sup>3</sup> ])	유량 (kgm/sec [lbm/sec])	평균속도 (m/sec [ft/sec])
■	■	■ ■	■ ■	■ ■	■ ■



주) 위 표에서 속도는 전열관 Bend 부위에서의 간격속도를 얻기 위해 1.799를 곱해야 한다.

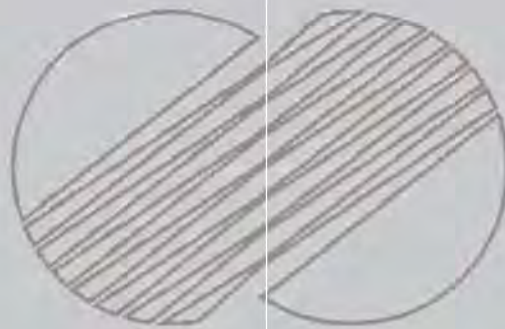


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

CEFLASH-4B 모델

그림 5B-1

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

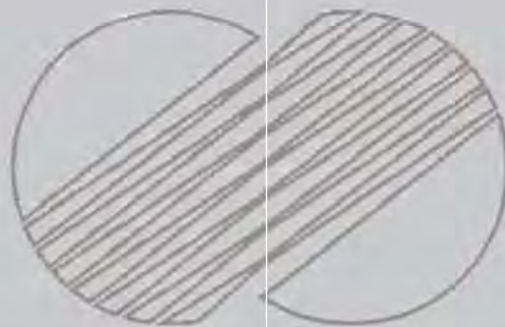


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

분리기 지지판과 슈라우드의  
ANSYS 모델

그림 5B-2

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



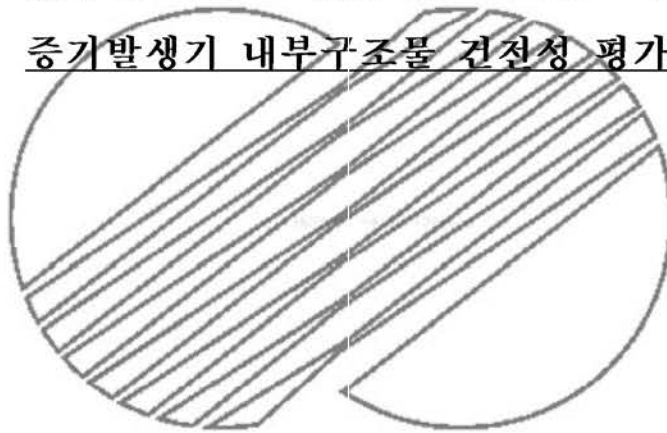
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

전열기 다발의 ANSYS 모델

그림 5B-3

## 부록 5C

급수관 파열로 인한 신고리 1,2호기  
증기발생기 내부구조물 건전성 평가



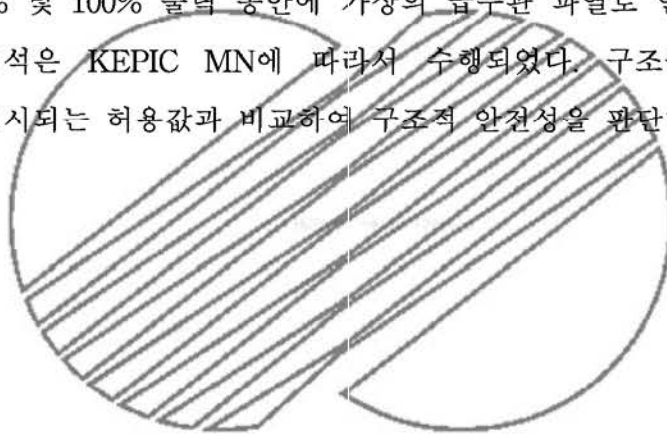
## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 부록 5C

#### 급수관 파열로 인한 신고리 1,2호기 증기발생기 내부구조물 건전성 평가

#### 요약

이 보고서는 급수관 파열로 인한 신고리 1,2호기 증기발생기 내부의 안전성 평가에 관한 사항이다. 예열기 분리판 및 지지실린더 취출집합체, 저온관 유동 분포판, 급수통 등이 최악의 조건인 20% 및 100% 출력 동안에 가상의 급수관 파열로 인한 압력하중을 받게 된다. 이러한 해석은 KEPIC MN에 따라서 수행되었다. 구조물에서의 응력결과는 KEPIC MN에서 제시되는 허용값과 비교하여 구조적 안전성을 판단한다.



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 부록 5C

#### 급수관 파열로 인한 신고리 1,2호기 증기발생기 내부구조물 건전성 평가

#### 목 차

<u>번호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1.0	<u>개요</u>	5C-1
2.0	<u>해석</u>	5C-1
2.1	모델설명	5C-1
2.1.1	예열기 분리판 및 지지실린더	5C-1
2.1.2	저온관 유동분포판	5C-1
2.1.3	급수통	5C-2
2.1.4	취출집합체	5C-2
2.2	가정	5C-2
2.2.1	수력해석	5C-2
2.2.2	구조해석	5C-2
2.3	수력유동하중	5C-3
2.4	응력결과	5C-3
3.0	<u>결론</u>	5C-3
4.0	<u>참고문헌</u>	5C-4



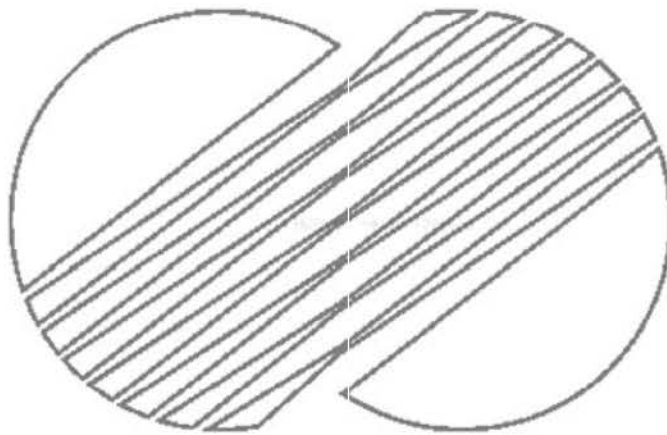
신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 5C

급수관 파열로 인한 신고리 1,2호기  
증기발생기 내부구조물 건전성 평가

표 목 차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
5C-1	FWLB 최고압력 하중	5C-5
5C-2	FWLB 일차응력	5C-6



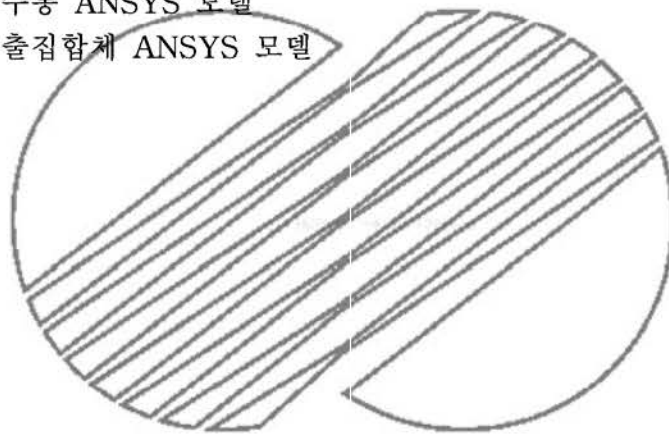
신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 5C

급수관 파열로 인한 신고리 1,2호기  
증기발생기 내부구조물 건전성 평가

그림 목차

<u>번호</u>	<u>제 목</u>
5C-1	급수관 파열에 대한 증기발생기 CEFLASH-4B 모델
5C-2	예열기 분리판 및 지지실린더 ANSYS 모델
5C-3	저온관 유동분포판 ANSYS 모델
5C-4	급수통 ANSYS 모델
5C-5	취출집합체 ANSYS 모델



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 1. 개 요

증기발생기 내부에 걸리는 유체하중은, [REDACTED]의 급수노즐 한개가 파단됨으로 발생하게 된다. 급수관파열(FWLB)사고에 대하여 수력해석을 수행하기 위해 CEFLASH-4B 전산프로그램이 사용되었다. CEFLASH-4B 모델은 그림 5C-1에 보였다. FWLB 사고에 의한 최고압력은 표 5C-1에 제시되었다. FWLB 사고에 기인하는 최대응력을 계산하기 위하여 유한요소 구조해석이 수행되었다. 이들 해석은 ANSYS 전산프로그램을 이용하여 수행되었다. 응력 결과치는 KEPIC MN에 제시된 D급 운전조건 허용치와 비교되었다.

### 2.0 해석

#### 2.1 모델설명

##### 2.1.1 예열기 분리판 및 지지실린더

지지실린더를 포함한 예열기 분리판의 유한요소 모델이 작성되었다. 이 모델은 그림 5C-2에 도시되어 있다. 사변형 쉘요소(quadrilateral shell element)와 빔요소(beam element)들이 이용되었으며, 돌출부에 의해 분리판에 연결되는 지지점을 모의할 수 있는 경계요건도 모델에 포함되었다.

##### 2.1.2 저온관 유동분포판

유동분포판은 이중 재질판으로 모형화 되었다. 지지 실린더 근처의 일체형 테 부위를 제외하고는 구멍을 반영하기 위해 탄성계수 및 포아송 비 값들이 수정되었다. 타이로드가 위치한 곳에서는 평판에 수직한 방향의 변위는 고정되었다. 삼변형과 사변형 쉘요소로 구성된 유한요소 모델은 그림 5C-3에 도시한 바와 같다.

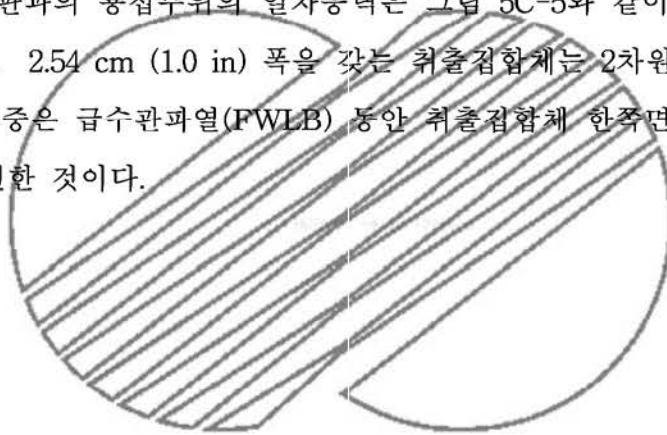
## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 2.1.3 급수통

급수통의 45°부분만이 ANSYS 전산프로그램의 사변형 쉘요소를 이용하여 모형화 되었다. 통의 내부 실린더는 굽은 판으로 모형화 되었으며, 그림 5C-4에 도시한 바와 같다. 고정나사는 빔요소를 이용하여 모형화 되었다.

### 2.1.4 취출집합체

취출집합체와 분리판과의 용접부위의 일차응력은 그림 5C-5와 같이 유한요소 모델을 이용하여 계산되었다. 2.54 cm (1.0 in) 폭을 갖는 취출집합체는 2차원 빔요소로 모형화 되었다. 적용되는 하중은 급수관파열(FWLB) 동안 취출집합체 한쪽면을 따라 발생하는 평균압력 강하에 기인한 것이다.



## 2.2 가정

### 2.2.1 수력해석

- 가. 20% 및 100% 출력 초기조건에서 파단 개구시간은 [ ]초이다.
- 나. [ ]인 급수노즐 한개가 파단된다.
- 다. 사용된 파단면적은 급수관 전 단면의 파열을 나타내므로, (이 경우는 홈형파열보다 천천히 개구된다) 파단 개구시간은 보수적으로 사용된 것이다.
- 라. 분출계수 [ ]을 갖는 [ ] 임계 유동식이 사용되며, 이 때 임계분출계수는 [ ]이다

### 2.2.2 구조해석

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

- 가. 선형 탄성거동이다.
- 나. 각 구조모델에 최고 압력하중은 동시에 발생한다.
- 다. 이들 최고압력은 정하중으로 적용된다.

### 2.3 수력유동하중

급수관파열 사고에 의한 최고 압력하중은 표 5C-1에 제시되었다. 수력하중을 계산하기 위해 CEFLASH-4B 모델이 이용되었고 이는 그림 5C-1에 도시되었다. 가상의 FWLB 사고 동안 지지실린더와 예열기 분리판에 작용하는 압력분포는 노드 15와 35, 15와 36 등에서의 최고압력차를 구조모델의 적정요소에 적용시킴으로써 결정되었다.

노드 17과 38, 36과 38 그리고 34와 38사이의 최고압력차는 급수통의 상단, 하단 그리고 측면에 각기 적용하는 압력하중으로 사용되었다. 유동 분포판에 작용하는 압력차는 노드 34와 36간의 압력차로서 취하였다.

### 2.4 응력결과

모든 일차응력은 만족스러우며, KEPIC MNZ 부록 F, D급 운전한계에 제시된 허용치 이내임을 확인하였다. 표 5C-2에는 급수관 파열사고로 영향을 받는 부품에 대해 결과치를 요약하였다.

### 3.0 결론

결과로부터, 예열기 분리판, 지지실린더, 취출집합체, 저온관 유동분포판 및 급수통 등은 가상의 급수관 파단사고에 대하여 적절히 설계되었음을 알 수 있었다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 4.0 참고문헌

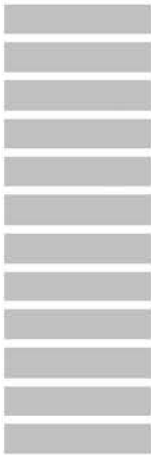


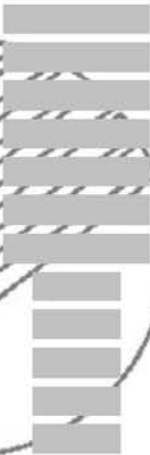

1. Korea Electric Power Industry Code, KEPIC MN 2000 Edition. The requirements related to reversing dynamic loads, specified in KEPIC 2000, MNB 3200 and MNB 3600 shall apply, but those subarticles of KEPIC 1995 shall be applied.
2. ANSYS Computer Code, Revision 5.2 & Release 5.5.3, Swanson Analysis System, Inc., June, 2006.
3. Michonski, M., "Software Verification and Validation Report, CEFLASH-4B, Version f4b.1.1," VV-FE-0178-0, Transient thermal-hydraulic code used for the licensing analysis of blowdown loads during a large break loss-of-coolant accident, ABB Combustion Engineering Nuclear Operations, Windsor, Connecticut, October 1994.

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5C-1

FWLB 최고압력 하중

20% 출력

위 치	하중 (kg/cm <sup>2</sup> [psi])	시 간 (Sec)	방 향	노 드
				



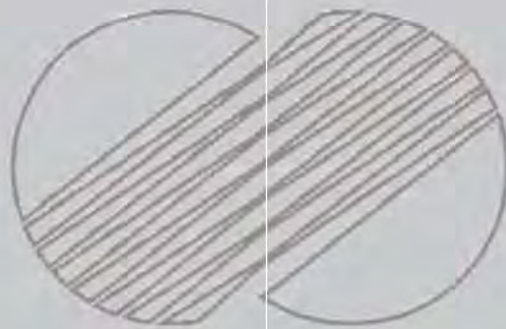
신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5C-2

FWLB 일차응력

조 건	위 치	코드기준	일차응력 (kg/cm <sup>2</sup> [ksi]) 또는 하중	허용값 (kg/cm <sup>2</sup> [ksi])
LEVEL D (D급)	분 리 판	$P_L + P_b$		
	분리판 돌출부	$P_L + P_b$		
	취출집합체	붕괴하중		
	지지실린더	$P_L + P_b$		
	유동분포판의 구멍뚫린부분	$P_L + P_b$		
	유동분포판의 가장자리	$P_L + P_b$		
	급수통의 내부 실린더	$P_L + P_b$		
	타이로드	좌굴하중		

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

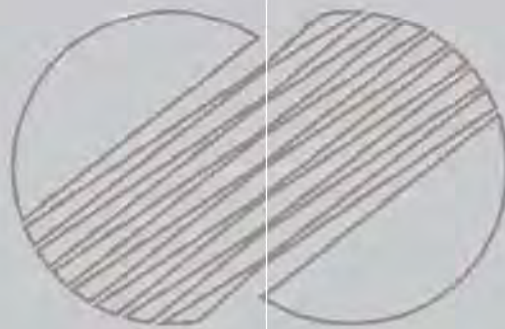


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

급수관 파열에 대한 증기발생기  
CEFLASH-4B 모델

그림 5C-1

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

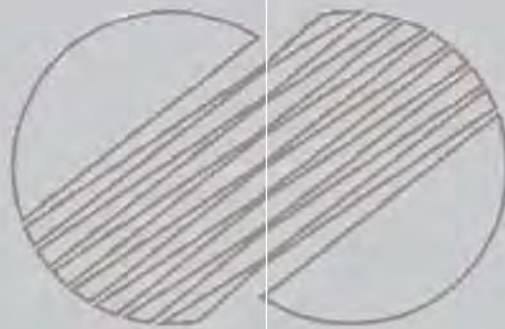


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

에열기 분리판 및 지지실린더  
ANSYS 모델

그림 5C-2

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

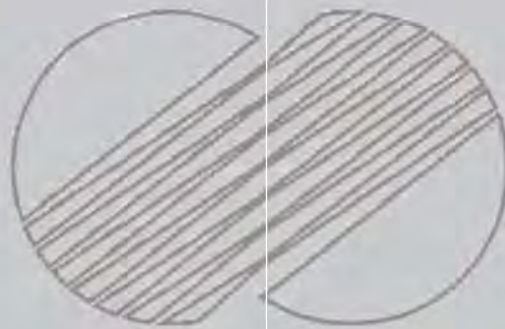


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

저온관 유동분포판 ANSYS 모델

그림 5C-3

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

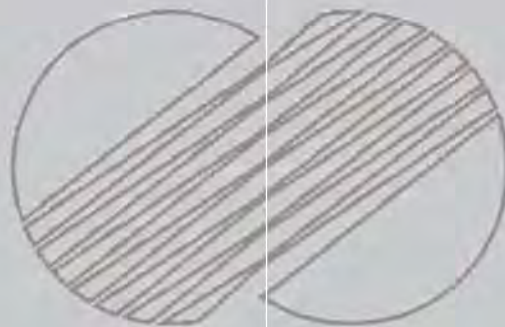


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

급수통 ANSYS 모델

그림 5C-4

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



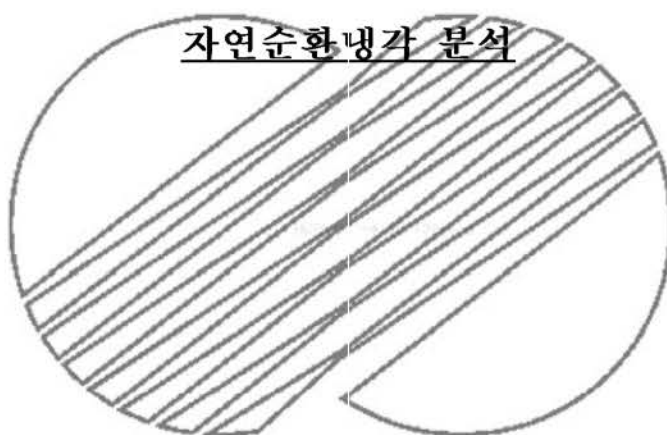
한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

취출집합체 ANSYS 모델

그림 5C-5

## 부록 5D

자연순환냉각 분석





## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 부록 5D

#### 자연순환냉각 분석

#### 요 약

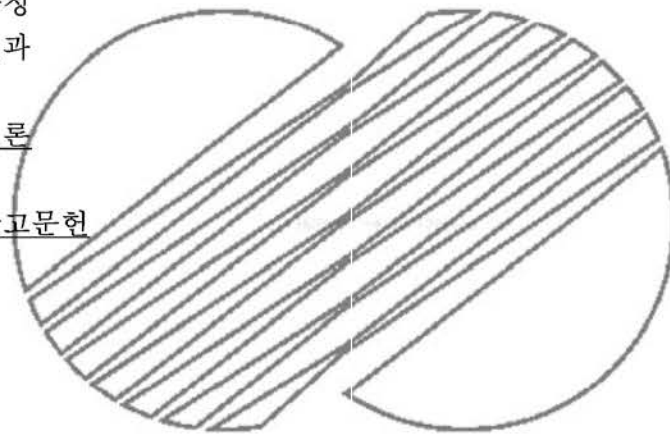
본 부록에서는 신고리 1,2호기 핵증기공급계통에 대해 정상운전으로부터 정지냉각 진입조건까지의 자연순환냉각에 대한 전산프로그램 모사결과를 설명한다. 모사에는 USNRC가 승인한 방법과 가정을 사용하고 USNRC BTP(Branch Technical Position) RSB 5-1의 제한규정을 가정해 수행하였다. 이 제한규정은 오로지 안전등급 기기만을 사용해야 하며 이와 동시에 소외전원상설 및 단일고장을 고려해야 한다는 요건을 포함하고 있다. 분석결과, 신고리 1,2호기 핵증기공급계통은 USNRC BTP RSB 5-1 요건에 따라 정지냉각 진입조건까지 냉각 및 감압될 수 있는 것으로 나타났다.

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 5D - 자연순환냉각 분석

목 차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1.0	<u>개요</u>	5D-1
1.1	목적	5D-1
1.2	범위	5D-1
2.0	<u>분석</u>	5D-1
2.1	방법	5D-1
2.2	가정	5D-4
2.3	결과	5D-7
3.0	<u>결론</u>	5D-10
4.0	<u>참고문헌</u>	5D-12

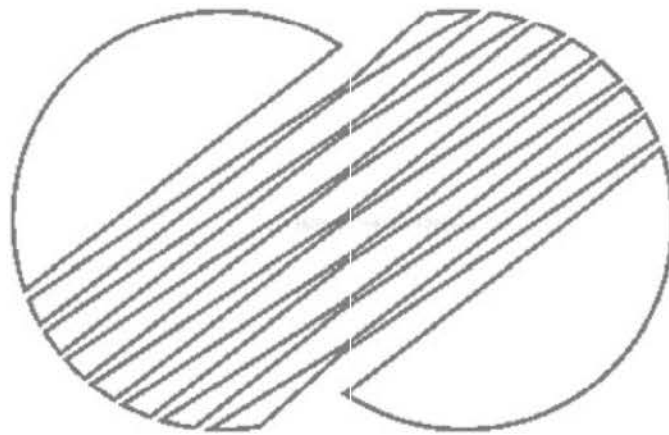


신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 5D - 자연순환냉각 분석

표 목 차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
5D-1	주요 계통 및 기기의 운전상태	5D-13
5D-2	추가 가정 및 초기조건	5D-15
5D-3	신고리 1,2호기 자연순환냉각시의 보조급수 사용량	5D-16



신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 5D - 자연순환냉각 분석

그림 목차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>
5D-1	원자로용기 유동 통로
5D-2	고압안전주입 공급 곡선
5D-3	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 노심 유량
5D-4	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 가압기 수위
5D-5	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 증기발생기 압력
5D-6	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 원자로냉각재 온도
5D-7	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 가압기 압력
5D-8	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 원자로용기상부헤드 온도
5D-9	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 원자로냉각재배기계통 배기 유량
5D-10	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 고온관 파냉각 여유도
5D-11	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 안전주입 유량
5D-12	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 원자로용기상부헤드 냉각재 체적
5D-13	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 노심 붕소 농도
5D-14	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 반응도 삽입
5D-15	자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비 누적 보조급수 사용량

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 1.0 개요

#### 1.1 목적

이 부록에서는 신고리 1,2호기 핵증기공급계통에 대하여 정상운전으로부터 정지냉각계통의 작동이 가능한 진입조건까지의 자연순환냉각에 대한 전산프로그램 모사결과를 설명한다. 모사에는 원자로냉각재계통을 모델하기 위해 노드와 유로망을 사용하였으며, 원자로용기상부헤드내의 증기 기포 형성 가능성에 대하여 상세히 고려하였다. 또한, 모사에는 USNRC BTP(Branch Technical Position) RSB 5-1(참고문헌 1)의 제한규정을 가정하였으며, 참고문헌 2에서 USNRC로부터 이미 승인받은 방법과 가정을 사용해 수행하였다. 이 제한규정은 오로지 안전등급 기기만을 사용하여야 하며 이와 동시에 소외전원상실 및 단일고장을 고려해야 한다는 요건을 포함하고 있다.

#### 1.2 범위

신고리 1,2호기 핵증기공급계통 자연순환냉각 분석에 대한 모사는 KISPAC 전산프로그램을 사용해 수행하였다. 원자로냉각재계통을 모델하기 위해 노드 및 유로로 이루어진 방법론을 사용하였으며, 원자로용기상부헤드내의 증기 기포 형성 가능성에 대하여 상세히 모델하였다. 정상운전으로부터 정지냉각 진입조건까지의 자연순환냉각 분석은 USNRC BTP RSB 5-1의 요건에 따라 수행하였다.

### 2.0 분석

#### 2.1 방법

원자로냉각재계통을 모델하기 위해 노드 및 유로로 이루어진 방법론을 사용하는 KISPAC 전산프로그램은 울진 5,6호기 최종안전성분석보고서 자연순환냉각 분석(참고문헌 3) 수행시

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

에 이미 사용되었다. 원자로용기상부헤드로 흐르는 유동에 대한 KISPAC 전산프로그램 모델은 강제 및 자연순환 조건하에서 이 영역으로 드나드는 정상유동을 유체역학적으로 계산하였다.

원자로용기상부헤드 영역을 포함한 원자로용기내의 정상적인 강제순환 유동통로는 그림 5D-1에서 보는 바와 같다. 원자로용기상부헤드를 드나드는 유동은 강제순환조건 동안에는 매우 적으며, 원자로냉각재펌프 정지시에는 더욱 적다. 강제유동이 모두 상실된 후 원자로용기상부헤드는 원자로냉각재계통의 다른 부분보다 상대적으로 온도가 높은 상태로 유지되며, 냉각되는 동안 온도 감소도 지연될 수 있다. 또한, 원자로용기상부헤드는 원자로냉각재계통보다 높은 위치에 있으므로 자연순환에 의해 이 영역을 드나드는 유동은 기대하기 어렵다. 원자로냉각재계통이 냉각되는 동안 원자로용기상부헤드 영역내의 유체는 원자로냉각재계통과 열적평형상태를 이루기 위해 벽을 통한 열전도나 혹은 더 차가운 상태에 있는 원자로냉각재의 주입 및 방출로 냉각되어야 한다.

System 80 최종안전성분석보고서 해석결과에 따르면 원자로용기상부헤드를 열전도 냉각만으로 냉각할 경우 정지냉각 진입조건까지 정상적인 원자로냉각재계통 냉각에 약 55시간이 필요한 것으로 판명되었다(참고문헌 4). 이러한 냉각과 그에 따른 감압방법에 의해서만 원자로용기상부헤드내에 증기 기포가 형성되는 것을 방지할 수 있었다. 그러나 이렇게 냉각기간이 연장되면 보조급수저장탱크의 용량 이내에서 정지냉각 진입조건까지 도달하는 것이 불가능하다.

따라서 원자로용기상부헤드 영역의 계획적인 배수 및 보충과 원자로용기상부헤드내 증기 기포 형성을 허용하는 냉각절차가 System 80, 울진 3,4호기, 영광 5,6호기 및 울진 5,6호기 최종안전성분석보고서 분석시에 채택되었고, 신고리 1,2호기에도 역시 사용되었다.

원자로용기상부헤드 노드는 2영역 비평형 열역학적 모델로 구성되어 있다. 원자로용기상부헤드로 드나드는 냉각재 유동계산에는 운동량보존방정식이 사용되었으며, 원자로용기상

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

부헤드 노드에서는 질량 및 에너지보존방정식이 사용되었다. 2영역 모델에서 존재할 수 있는 상태조건은 2영역 모두 액체(포화 또는 과냉각 상태), 혹은 액체(과냉각, 포화 또는 2상) 위의 증기(포화 또는 과포화), 아니면 2영역 모두 증기(포화 또는 과포화) 상태이다.

KISPAC 전산프로그램의 가압기 모델은 2영역 비평형 열역학적 모형으로 구성되어 있다 (원자로용기상부헤드 모델과 동일). 가압기 모델에는 밀림관, 가압기 금속벽면과 유체 사이의 열전달(원자로건물의 열손실 포함), 주 및 보조살수, 보조 및 비례전열기, 그리고 가압기안전밸브 모델을 포함하고 있다.

또한, KISPAC 전산프로그램에는 자연순환냉각 사건을 모사하기 위하여 대기방출밸브, 안전주입계통 및 보조급수계통이 모델되어 있다. 해석 요건은 BTP RSB 5-1과 운영기술지침서에 근거를 두었으며, 이들은 아래에 요약된 바와 같다.

가. 발전소는 다음 사항을 고려해 자연순환냉각을 완료할 능력을 갖추어야 한다.

1. 소외전원상실 및 단일고장을 동시에 가정
2. 소외전원상실 후 적어도 4시간 동안 발전소를 고온대기 상태로 유지
3. 자연순환냉각 전 과정 동안 오로지 안전등급 기기만을 사용

나. 원자로용기 출구플레넘(plenum)에서 증기 기포의 형성 또는 원자로심을 통한 자연순환유동의 상실을 유발하지 않는 한 원자로용기상부헤드 영역내에서 증기 기포가 형성되는 것은 허용된다.

다. 충전 및 유출, 주 및 보조 가압기 살수, 그리고 가압기 보조 및 비례전열기는 비안전등급으로 가정되며, 따라서 사용 불가능하다. 가압기 배기계통, 원자로용기상부헤드 배기계통, 고압안전주입 유량 조절을 통한 원자로냉각재계통 보충 등을 사용하여 원자로냉각재계통 압력 및 증기 기포(원자로용기상부헤드



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

증기 기포가 형성될 경우)를 제어할 수 있는 능력을 입증해야 한다.

라. 고온관은 과냉각 상태가 유지되어야 한다. 원자로냉각재계의 일부분에 기포가 존재할 수 있으며(예: 원자로용기 수위감시계통에 의해 측정되는 원자로용기상부헤드 영역, 가압기 증기공간), 노심 열제거를 계속해서 유지할 수 있는 한 이들 증기 기포 형성은 허용 가능하다.

마. 고온대기 상태에서부터 정지냉각 진입조건까지의 냉각은 5.4.7절에서의 최대 허용냉각률인  $41.7^{\circ}\text{C/hr}$  ( $75^{\circ}\text{F/hr}$ ) 한계 이내에서 수행해야 한다.

바. 정지냉각 진입조건( $176.7^{\circ}\text{C}$  ( $350^{\circ}\text{F}$ ) 및  $28.8 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $410 \text{ psia}$ ))까지의 냉각 및 감압은 안전등급의 보조급수저장탱크 가용 용량(최저  $1,136 \text{ m}^3$  ( $300,000 \text{ gal}$ )) 한도내에서 완료되어야 한다.

## 2.2 가정

가. 일단 발전소가 정지냉각 진입조건에 도달하면 발전소는 정지냉각계통을 사용해 순차적으로 상온정지상태로 냉각된다. 따라서 정지냉각 진입조건에 도달한 후에는 원자로냉각재계를 냉각시키기 위해서 자연순환유동을 유지시킬 필요가 없다.

나. BTP RSB 5-1의 제한규정을 사용해 분석한다. 즉, 소외전원상실 및 단일고장을 고려하며 오로지 안전등급 기기만이 사용된다. 가정된 단일고장은 한 대의 비상디젤발전기 기동 실패이며, 이로 인하여 한 계열의 비상전원이 사용 불가능하다(표 5D-1 참조).

다. 사건초기에 원자로냉각재계통은 100% 정상상태에 있다. 즉, 원자로 입구온도

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

295.8℃ (564.5°F), 가압기 압력 158.2 kg/cm<sup>2</sup>A (2,250 psia) 및 2차측 압력(증기발생기 증기노즐 출구압력) 75.2 kg/cm<sup>2</sup>A (1,070 psia)이다.

라. 사건 시작은 초기에 소외전원이 상실됨에 따라 원자로냉각재펌프에 공급되는 전력 상실로 인해 거의 동시에 원자로정지(즉, 원자로냉각재펌프 축 저속에 따른 노심보호연산기 원자로정지)가 발생하는 것으로 가정한다.

마. 원자로정지 후 운전원은 대기방출밸브를 수동제어하여 정상적인 무부하 고온 대기상태로 (82.3 kg/cm<sup>2</sup>A (1,170 psia)) 2차측 압력을 회복 및 안정화시킨다. 4시간의 고온대기 기간이 지난 후 27.8℃/hr (50°F/hr)의 냉각률로 원자로냉각재계통을 냉각시킨다. 이 냉각률은 5.4.7절에서의 최대 허용냉각률인 41.7℃/hr (75°F/hr) 보다 작으며, 이는 보조급수 사용량을 보수적으로 증가시킨다.

바. 운전원은 가압기 수위 및 압력을 제어할 필요가 있을 때 1대의 고압안전주입 펌프를 사용해(BTP RSB 5-1에 따라 비상디젤발전기의 가상 단일고장을 가정했기 때문에 1대의 펌프만 사용 가능) 안전주입유량을 조절한다고 가정한다 (그림 5D-2 참조).

가압기 수위는 만수 혹은 배수조건을 피하기 위하여 20%에서 70% 사이로 유지하며, 원자로용기상부헤드에서의 증기 기포 형성으로 인한 가압기 수위 밀림을 고려한다.

사. 운전원은 원자로냉각재계통을 감압하기 위해 가압기 보조살수계통 대신에 안전등급의 가압기 배기계통(오리피스가 설치된 배관을 사용)을 수동 제어한다.

아. 운전원은 원자로용기상부헤드내에 형성될 가능성이 있는 증기 기포를 제거시키기 위해 원자로용기상부헤드 배기계통과 고압안전주입 유량을 수동 제어한

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

- 다. 원자로용기상부헤드내의 최대 허용 증기 기포 발생량은 전체 원자로용기상부헤드 체적과 같으나, 본 분석에서는 원자로용기상부헤드 증기 기포 체적을 전체 원자로용기상부헤드 체적(상부안내구조물을 포함한 체적)의 반 혹은 약  $21.2 \text{ m}^3$  ( $750 \text{ ft}^3$ ) 이내로 제한하는 보수적인 가정을 사용한다.
- 자. 비록 제어봉구동장치 냉각송풍기를 사용하지 못하더라도 원자로용기상부헤드로부터 제어봉구동장치를 통한 원자로건물로의 열손실은 존재하지만, 원자로용기상부헤드로부터 제어봉구동장치를 통한 원자로건물 대기로의 열전달이 없다는 보수적인 가정을 사용한다.
- 차. 본 분석에서는 원자로용기상부헤드 영역으로부터 상부안내구조물을 통해 원자로 출구플래넘의 유체로 전해지는 열전달이 없다는 보수적인 가정을 사용한다. 자연순환시에 원자로용기상부헤드내 유체의 성층 정도가 규명되지 않았으므로 상부안내구조물 판에 인접한 원자로용기상부헤드내의 유체 온도를 계산하기가 불가능하기 때문이다.
- 카. 전출력 운전상태에서 강제순환시의 원자로용기상부헤드 초기온도는 보수적으로 고온판 온도인  $327.3^\circ\text{C}$  ( $621.2^\circ\text{F}$ )로 가정한다.
- 타. 본 분석에 사용된 노심붕괴열은 1971년판 ANS 노심붕괴열 모델(참고문헌 5)을 근거로하여 불확실성을 고려하고 있다.
- 파. 냉각과정 동안 가압열충격을 방지하기 위해 운전원은 원자로냉각재계통 과냉각도가 기 설정된 값까지 증가하였을 때 냉각을 멈추고 감압을 개시하는 것으로 가정한다. 본 분석에서 사용한 최대 과냉각 여유도 허용치는  $83.3^\circ\text{C}$  ( $150^\circ\text{F}$ )로서 한국표준형원전 비상운전지침서(참고문헌 6)에 의거 다소의 추가 여유를 부과하여 산정된 값이다.

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

하. 증기발생기 수위는 보수적으로 79%(광역 지시계)의 정상운전 수위로 유지시키는 것을 가정한다. 이는 정상상태 노심붕괴열 제거 요건을 충족시키고 원자로 정지 후 증기발생기 수위 수축을 보상하여 주기 때문에 보조급수 사용량을 극대화시킨다.

거. 본 분석에서는 원자로건물로의 가압기 열손실은 신고리 1,2호기에 대한 최소 단열 설계요건치보다 작도록 보수적으로 가정한다.

본 분석에 사용되는 추가 가정 및 초기 조건은 표 5D-2에 열거하였다.

#### 2.3 결과

소외전원상실(원자로냉각재펌프로의 전원상실) 직후 원자로냉각재펌프가 관성서행함에 따라 노심을 통과하는 유량은 감소하였다. 이로 인해 원자로냉각재펌프 축 저속으로 인한 노심보호연산기의 원자로정지가 발생하였다. 이 때, 원자로냉각재계통내 자연순환 유동은 원자로정지 후 10분 이내에 완전히 형성되었다(그림 5D-3).

원자로정지 직후 운전원은 대기방출밸브를 사용하여 핵증기공급계통을 고온대기상태로 안정시켰다. 가압기 수위는 40%보다 다소 높은 선에서 안정되었다(그림 5D-4). 증기발생기로의 보조급수 유량은 원자로냉각재계통을 과냉각시키지 않으면서 증기발생기를 서서히 다시 채울 수 있도록 수동으로 제어하였다.

BTP RSB 5-1 요건에 따라서 발전소를 4시간 동안 고온대기상태로 유지시켰다. 운전원은 대기방출밸브를 제어하여 증기발생기 압력(그림 5D-5)을  $82.3 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $1,170 \text{ psia}$ )로 유지시켜 원자로냉각재계통 저온관 온도(그림 5D-6)를  $295.8^\circ\text{C}$  ( $564.5^\circ\text{F}$ )로 유지시켰다. 이러한 고온대기 운전기간 동안 가압기 압력은 서서히 감소하여 4시간의 고온대기 후

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

140.6 kg/cm<sup>2</sup>A (2,000 psia)에 도달하였다(그림 5D-7). 원자로냉각재계통 온도가 일정하기 때문에 원자로정지 후 가압기 수위는 초기 감소 후 약 40%로 일정하게 유지되었으며, 원자로용기상부헤드와 원자로냉각재계통간의 유동이 적기 때문에 원자로용기상부헤드 온도(그림 5D-8) 감소도 역시 작았다.

4시간 경과 후 운전원은 가압기 배기밸브를 개방하여 원자로냉각재계통 과냉각 여유도가 15℃ (27°F)(그림 5D-9 및 그림 5D-10)로 감소할 때까지 원자로냉각재계통을 감압시켰다. 이렇게 감압을 시키는 이유는 이후 수행될 원자로냉각재계통 냉각과정에서 원자로냉각재계통 재고량 보충을 위한 고압안전주입 유량을 확보하기 위한 것이다.

가압기 압력이 118.0 kg/cm<sup>2</sup>A (1,679 psia)에 도달하였을 때 원자로냉각재계통 과냉각여유도는 15℃ (27°F)에 도달하였으며, 운전원은 대기방출밸브를 통한 증기 방출량을 증가시켜 27.8℃/hr (50°F/hr)의 냉각률로 원자로냉각재계통 냉각을 시작하였다. 이렇게 증가된 증기 방출량에 따라 증기발생기 압력과 원자로냉각재계통 온도가 감소하였다.

원자로냉각재계통이 냉각되고 가압기 수위와 압력이 감소함에 따라, 운전원은 가압기 수위를 유지하기 위해 필요시 고압안전주입 유량(그림 5D-11)을 조절 주입하기 시작하였다. 고압안전주입이 개시됨에 따라 가압기 수위가 감소하는 것을 멈추고 서서히 증가하기 시작하였다.

이 때, 가압기 압력은 고압안전주입 유량으로 인한 압력증가 효과와 원자로냉각재계통 냉각으로 인한 압력감소 효과에 따른 보상효과 때문에 상대적으로 일정하게 유지되었다. 원자로용기상부헤드 온도는 초기 2.8시간의 냉각기간 동안 원자로냉각재계통의 온도 감소에 비하여 열적 감소가 훨씬 지연되어, 단지 9.3℃ (16.8°F) 정도만 감소하였다(그림 5D-8 참조).

7.4시간 경과 후 원자로냉각재계통 과냉각 여유도가 83.3℃ (150°F)에 도달하여, 운전원은

### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

원자로냉각재계통 과냉각을 방지하기 위해 냉각을 멈추고 가압기 배기밸브를 개방하였다. 원자로냉각재계통 압력이 감소함에 따라 원자로용기상부헤드내 유체 온도는 포화상태에 도달하고 증기 기포가 형성되었다(그림 5D-12). 원자로용기상부헤드내에 증기 기포가 형성되면 원자로냉각재계통의 냉각재가 가압기로 밀려 들어가므로 가압기 수위 증가로 나타나며, 따라서 원자로냉각재계통 감압률이 감소하였다.

가압기 배기밸브가 개방되어 있는 한 원자로용기상부헤드내의 유체 온도가 포화온도를 초과하므로 유체의 기화에 의한 원자로용기상부헤드 내부의 증기 기포량은 계속 증가한다. 원자로용기상부헤드내의 증기 기포량이 전체 원자로용기상부헤드 체적의 약 반에 해당하는  $21.2 \text{ m}^3$  ( $750 \text{ ft}^3$ )까지 증가하면 운전원은 가압기 배기밸브를 닫고 원자로용기상부헤드 증기 기포량의 최소 측정가능치인  $7.1 \text{ m}^3$  ( $250 \text{ ft}^3$ )에 도달할 때까지 원자로용기상부헤드 배기밸브를 열어 증기 기포를 제거시켰다.

10.0시간 경과 후 원자로용기상부헤드내의 증기 기포는 감소되어 운전원은 원자로용기상부헤드 배기밸브를 닫고  $27.8^\circ\text{C/hr}$  ( $50^\circ\text{F/hr}$ )의 냉각률로 원자로냉각재계통 냉각을 재개하였다. 냉각기간 동안 운전원은 고압안전주입을 이용해 가압기 수위를 제어한다(그림 5D-4).

12.3시간 경과 후 고온관 온도가 정지냉각계통 진입조건 온도에 도달하여 운전원은 냉각을 멈추고 가압기 배기밸브를 열어 원자로냉각재계통을 감압시켰다. 원자로냉각재계통 압력이 감소함에 따라 원자로용기상부헤드내 증기 기포가 급격히 증가하였다. 증기 기포량이  $21.2 \text{ m}^3$  ( $750 \text{ ft}^3$ )까지 증가하면 운전원은 가압기 배기밸브를 닫고 원자로용기상부헤드 배기밸브를 다시 열어 기포를 제거하였다.

13.3시간 경과 시점에서 원자로냉각재계통 압력과 온도는 각각 정지냉각 진입조건인  $28.8 \text{ kg/cm}^2\text{A}$  ( $410 \text{ psia}$ )와  $176.7^\circ\text{C}$  ( $350^\circ\text{F}$ )에 도달하였다.



### 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

14.5시간 경과 후 원자로용기상부헤드 증기 기포는 제거되었으며, 원자로용기상부헤드 영역으로부터 원자로건물 대기로 어떠한 열전달도 없는 것으로 가정하였지만 원자로용기상부헤드 냉각재 온도는  $216.7^{\circ}\text{C}$  ( $422^{\circ}\text{F}$ )까지 감소하였다. 즉, 원자로용기상부헤드 영역내에서의 증기 기포 형성과 제거에 따른 원자로용기상부헤드 영역의 강제냉각 방법으로 이 구역을 급속히 냉각시킬 수 있었다.

사건초기에 보수적인 관점에서 0으로 가정한 원자로냉각재계통 붕소농도는 4,000 ppm의 붕소농도를 가진 고압안전주입 유량 주입에 의해 증가하였다. 이러한 붕소농도 증가는 노심에 추가적으로 부반응도를 제공(그림 5D-13)하여 추가적인 정지여유도를 제공한다. 최대 부 감속재온도계수를 가정한것기 때문에 원자로냉각재계통이 냉각되면 정반응도가 삽입되지만, 이는 붕소농도 증가에 따른 부반응도에 의해 보상되므로 전체 과도상태에 걸쳐 충분한 정지여유도가 확보되었다(그림 5D-14).

사용된 안전등급의 보조급수량(그림 5D-15)은  $895\text{ m}^3$  (236,000 gal)이었다. 이것은 BTP RSB 5-1 요건에 따라 보조급수저장탱크 용량(즉, 최저 용량  $1,136\text{ m}^3$  (300,000 gal)) 한도 내에서 정지냉각 진입조건까지의 자연순환냉각이 잘 수행될 수 있음을 입증하고 있다. 전체 보조급수 사용량은 표 5D-3에서 보는 바와 같이 노심붕괴열 제거, 잠열 제거 및 증기발생기 수위 복구에 사용된 양으로 나누어진다. 전체 과도상태 동안 원자로냉각재계통 과냉도가 충분히 유지되었으며, 원자로용기상부헤드내의 냉각재 수위는 원자로용기 고온 관보다 충분히 높게 유지되었다. 따라서, 이 결과는 운전원의 적절한 조치로 단상 과냉각 상태의 자연순환유동이 유지될 수 있음을 입증해 주고 있다.

### 3.0 결론

신고리 1,2호기에 대한 자연순환냉각 모사결과 BTP RSB 5-1 요건내에서 정지냉각 진입 조건까지 냉각 및 감압할 수 있음을 입증하였다. 이들 요건은 안전등급의 기기만 사용하고, 소외전원상실 및 단일고장을 가정하며, 또한 보조급수 사용량이 가용 최저 용량 이내



## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

에 있어야 한다는 것이다.

원자로용기상부헤드 증기 기포 형성이 시작될 경우 가압기 수위가 비정상적으로 증가하기 때문에 쉽게 감지될 수 있다. 가열접점열전대계통(HJTCS)은 부적절노심냉각감시계통(ICCMS)의 일부로서 원자로용기상부헤드내의 응축 수위를 측정한다. 운전원은 가압기 수위 증가와 더불어 부적절노심냉각감시계통으로부터 나온 수위 신호를 사용하여 원자로용기상부헤드내의 냉각재 수위를 감시하게 될 것이다.

원자로용기상부헤드내에 증기 기포가 형성되면 원자로용기상부헤드 배기계통을 사용하여 기포는 쉽게 제어되고 제거될 수 있었다. 원자로용기상부헤드 증기 기포가 제거되면 출구플레넘으로부터 원자로용기상부헤드내로 원자로냉각재가 유입되므로 원자로용기상부헤드 영역은 급속히 냉각되었다. 이러한 “원자로용기상부헤드 강제냉각” 기법을 사용하여 단지 약 895 m<sup>3</sup> (236,000 gal)의 보조급수만으로 14.5시간 이내에 냉각/감압/기포제거 과정을 완료할 수 있었다.

비상디젤발전기 1대 기동 실패의 가상 단일고장에도 불구하고 자연순환냉각 과정은 어떤 제한이나 규제도 받지 않았다. 고압안전주입펌프 1대, 증기발생기당 보조급수펌프 및 대기방출밸브 1대, 원자로용기상부헤드 배기계통 및 가압기 배기계통의 용량으로 자연순환 냉각이 충분히 달성되었다. 따라서 신고리 1,2호기 핵증기공급계통은 USNRC BTP RSB 5-1 요건에 따라 정지냉각 진입조건까지 냉각 및 감압될 수 있는 것으로 판명되었다.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

### 4.0 참고문헌

1. U.S. NRC Branch Technical Position(BTP) RSB 5-1, "Design Requirements of the Residual Heat Removal System," Rev. 2, July 1981.
2. "Supplemental Safety Evaluation Report Regarding System 80; Confirmatory Issue No. 1 - Shutdown Cooling System," USNRC Letter from C.L. Miller to A.E Scherer, Docket No. STN 50-470, August 1989.
3. "자연순환냉각 분석", 울진 5,6호기 최종안전성분석보고서, 부록 5D.
4. "Natural Circulation Cooldown Re-analysis for CESSAR F," LD-83-074 (Docket No. STN50-470F), August 1983.
5. "Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors," American Nuclear Society, October 1971.
6. "KSNP Emergency Operating Guidelines," Rev. 2, October 2003.

## 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5D-1 (2 중 1)

### 주요 계통 및 기기의 운전상태

계 통 / 기 기	상 태
소외 전원	사용불가
원자로냉각재펌프	사용불가
가압기 압력제어계통	사용불가 운전원은 가압기 배기 및 고압안전주입을 통하여 압력을 수동 제어
가압기 수위제어계통	사용불가 운전원은 탈진소 냉각 동안 고압안전주입과 원자로 냉각재계통 냉각재 수축을 통하여 가압기 수위를 수동 제어
유출	사용불가
충전펌프	사용불가
주 및 보조살수	사용불가
가압기 전열기	사용불가
증기우회제어계통	사용불가
주급수계통	사용불가
제어봉구동장치 냉각송풍기	사용불가
원자로보호계통	사용가능 모든 제어봉은 원자로정지 후 완전 삽입

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5D-1 (2 중 2)

계 통 / 기 기	상 태	
비상디젤발전기	1대만 사용가능(단일고장)	
고압안전주입계통	한 계열만 사용가능	
대기방출밸브	증기발생기당 1개만 사용가능	
보조급수계통	증기발생기당 보조급수펌프 1대만 사용가능	
내진범주 I급 보조급수저장탱크, 1,136m <sup>3</sup> (300,000 gal)	사용가능	
재장전수탱크	(최소) 4,000 ppm 붕소농도로 사용가능	
원자로용기상부헤드 배기계통	사용가능 운전원은 가압기 압력에 따른 최소 설계요구 유량을 가진 배기통로를 수동 제어	1
가압기 배기계통	운전원은 가압기 압력에 따른 최소 설계요구 유량을 가진 오리피스를 포함하고 있는 배기통로를 수동 제어	1

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5D-2

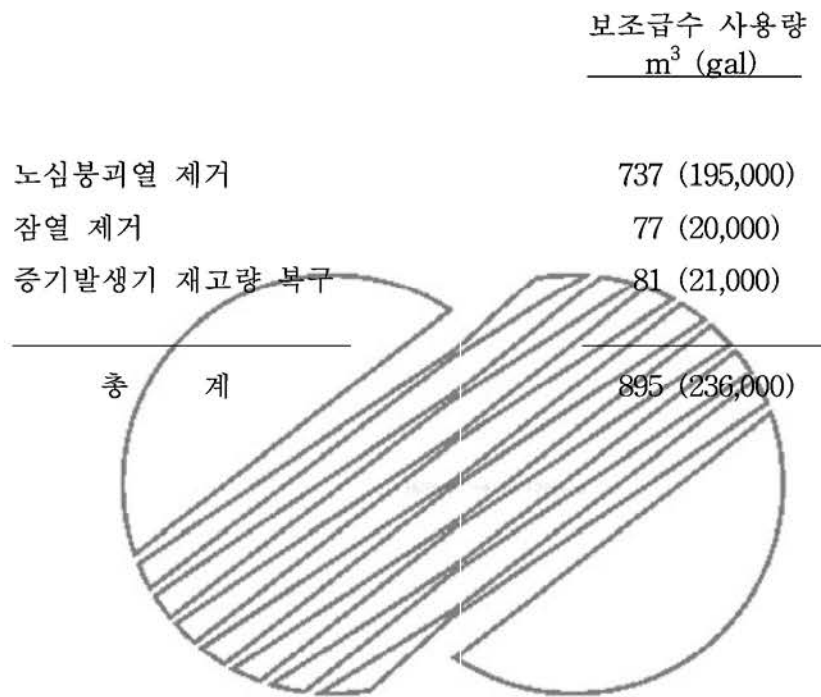
추가 가정 및 초기조건

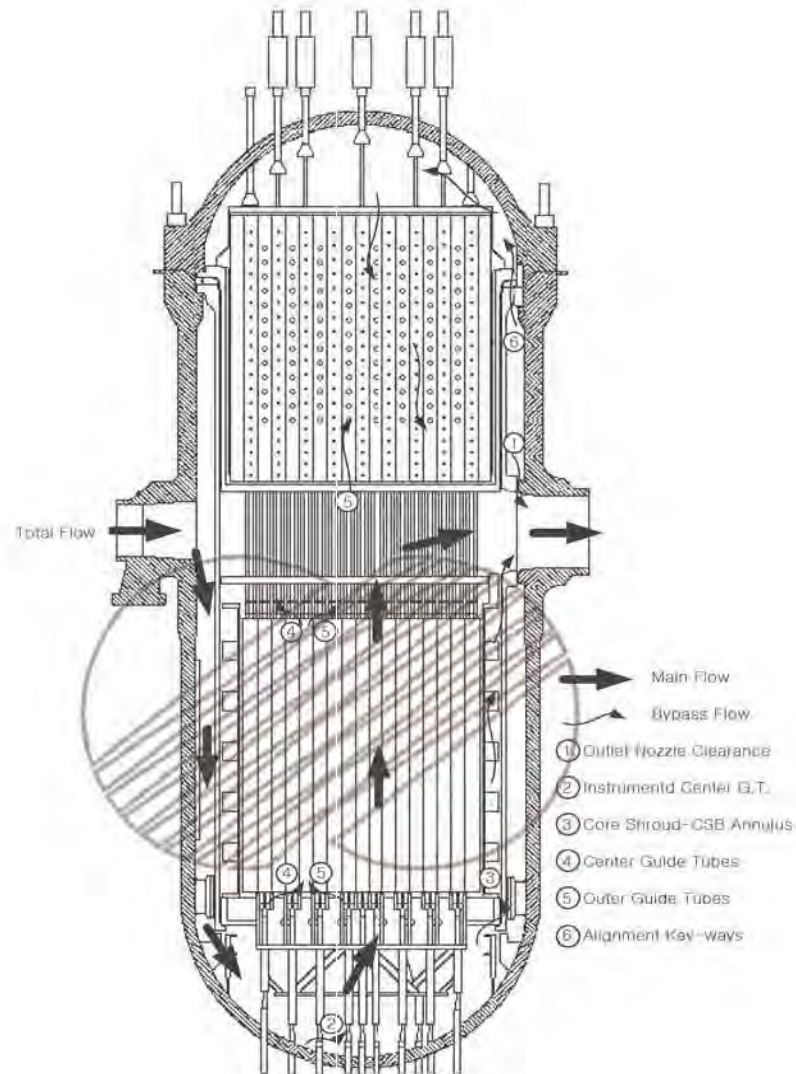
1.  $112.5 \text{ kg/cm}^2$  (1,600 psig)의 최소 고압안전주입펌프 차단수두(shut-off head)
2. 최소 고압안전주입 공급 곡선
3.  $9.0\% \Delta p$  값의 최소 총 정지제어붕가
4. 최대 부 감속재온도계수
5. 최대 부 도플러계수
6. 최대 역붕소 값 및 영(0)의 초기 원자로냉각재계통 붕소 농도
7.  $204.7 \text{ kJ/kg}$  (88 Btu/lbm)의 최대 보조급수 엔탈피
8. 안전주입탱크 사용 안함

신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 5D-3

신고리 1,2호기 자연순환냉각시의 보조급수 사용량



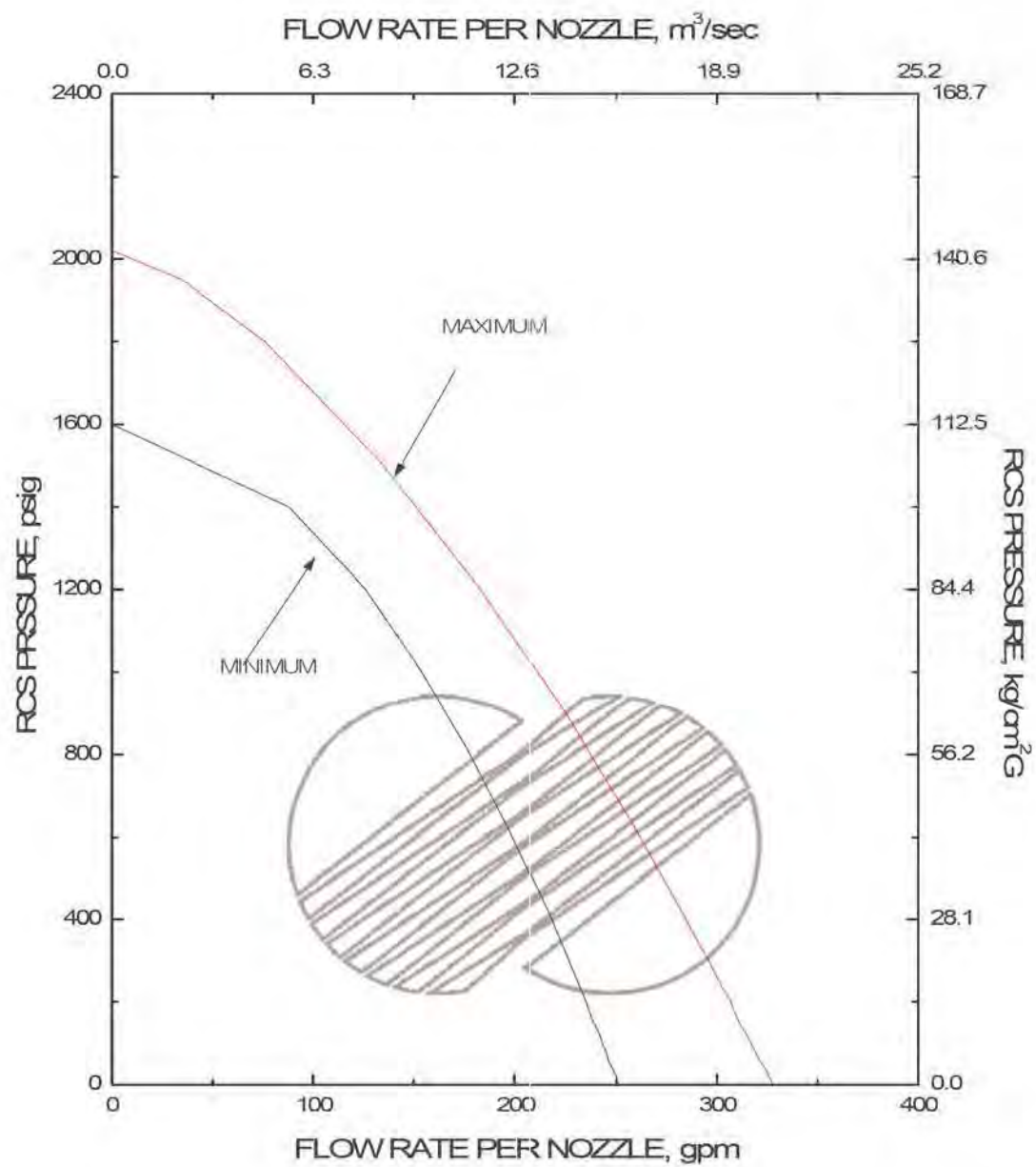


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

원자로용기 유동 통로

그림 5D-1

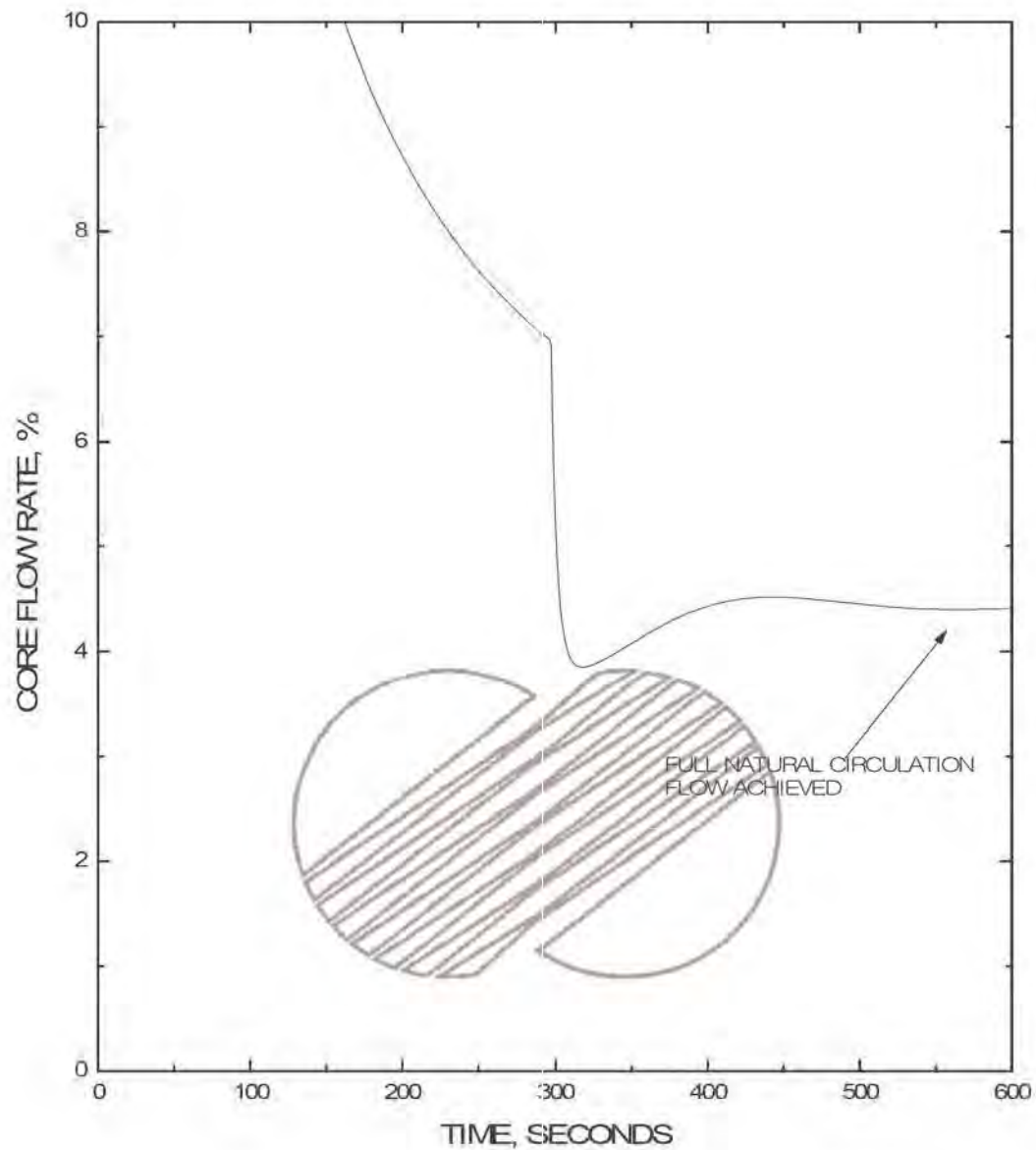




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

고압안전주입 공급 곡선

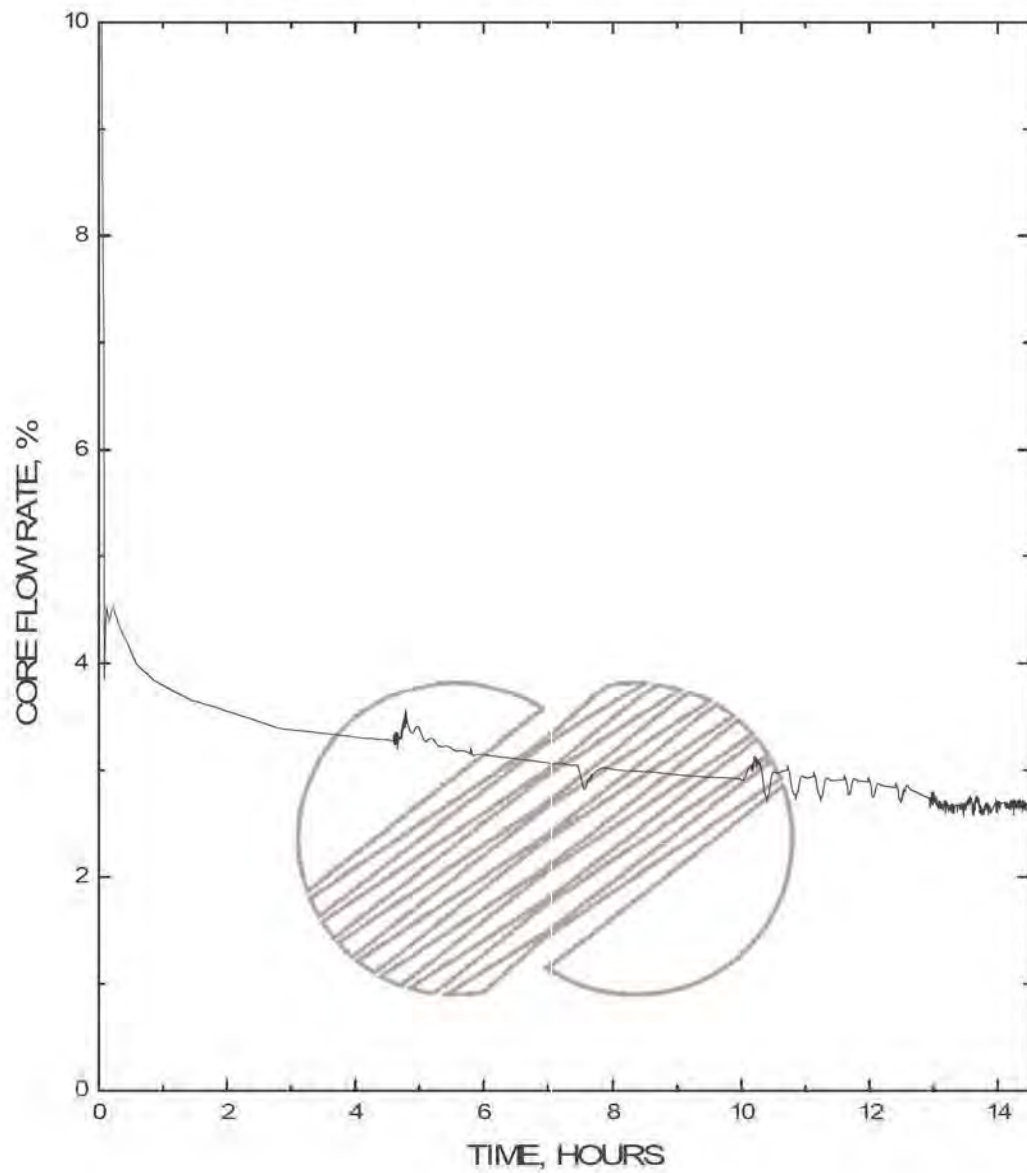
그림 5D-2



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
노심 유량

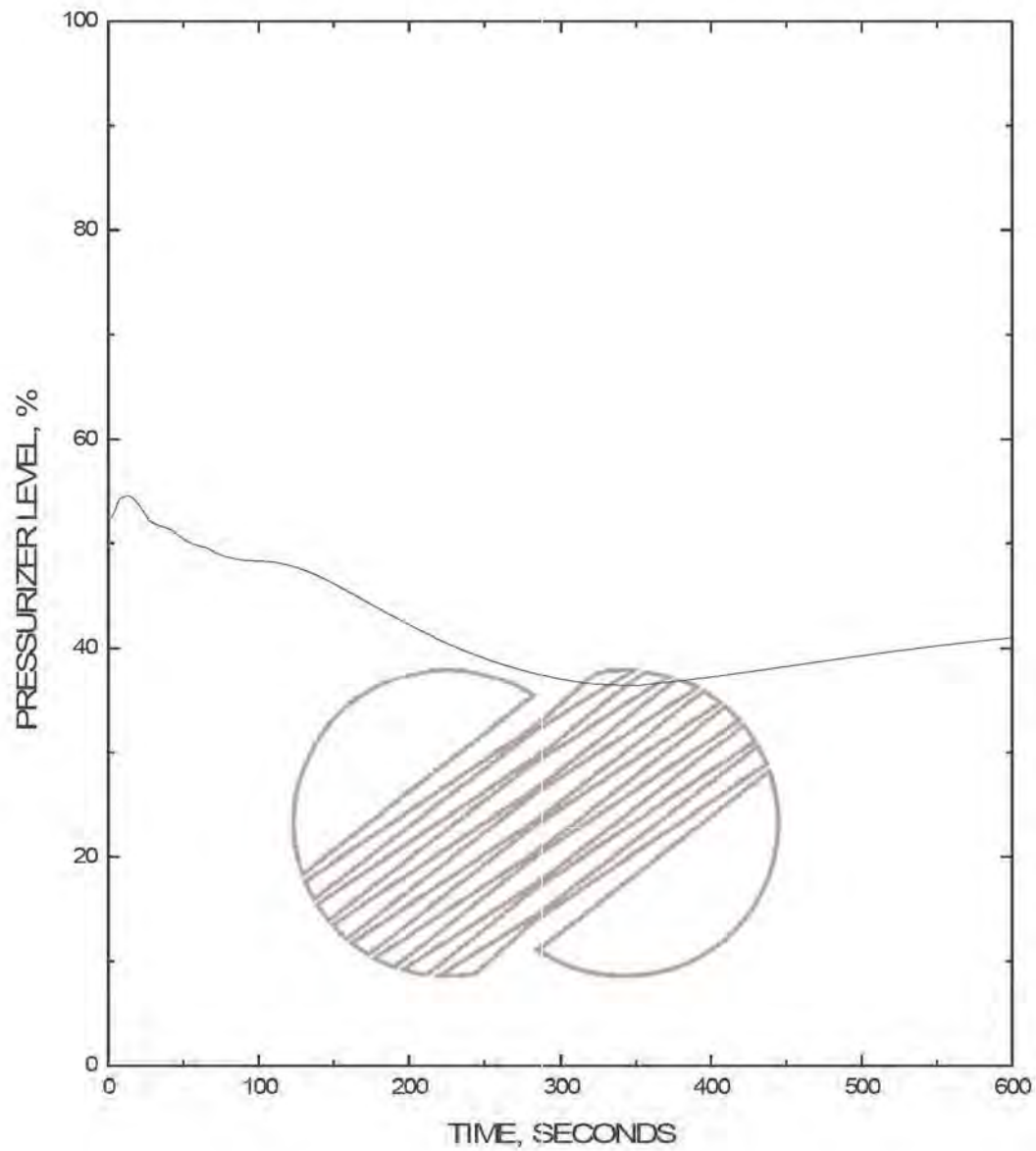
그림 5D-3 (2 중 1)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
노심 유량

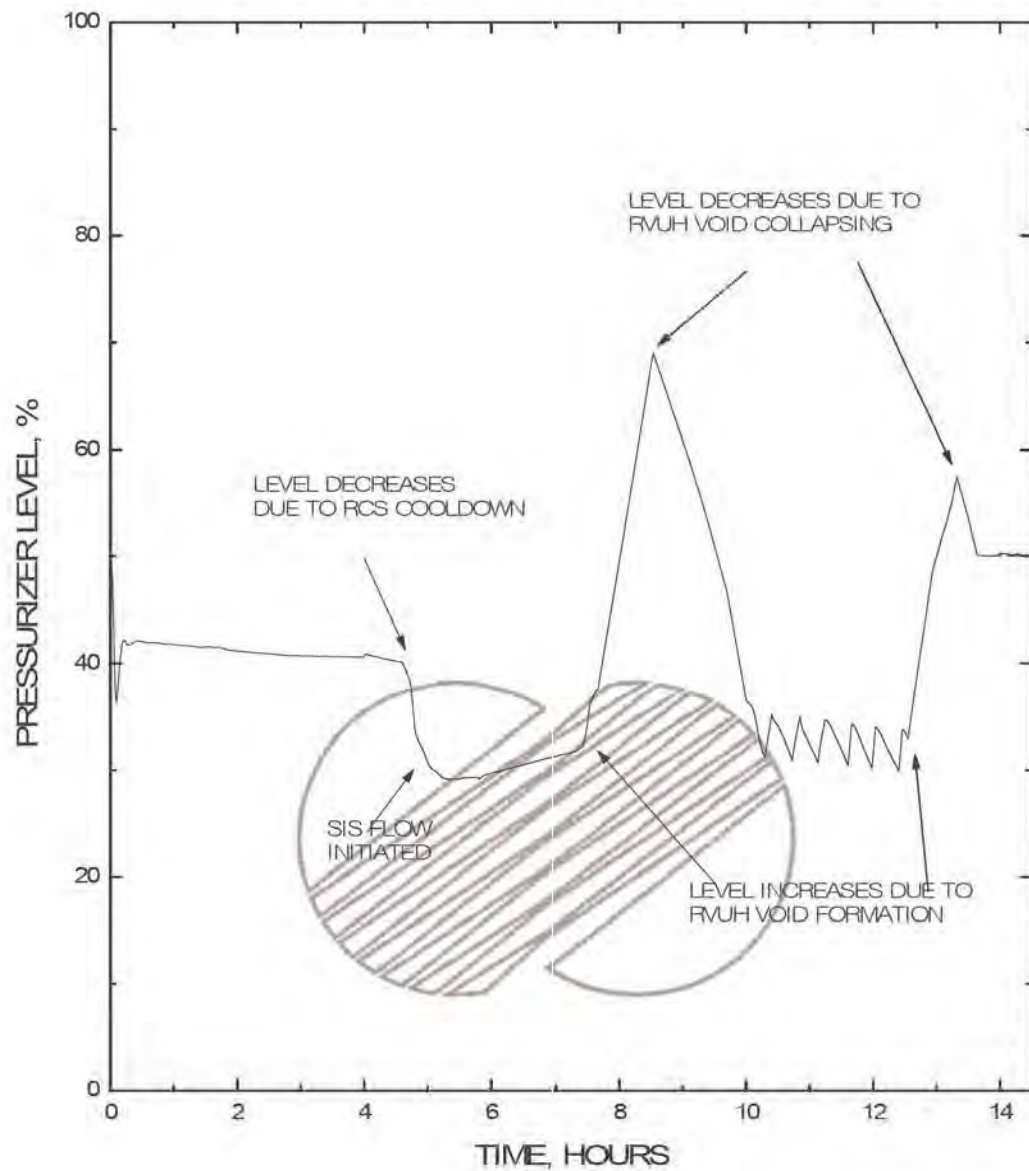
그림 5D-3 (2 중 2)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
가압기 수위

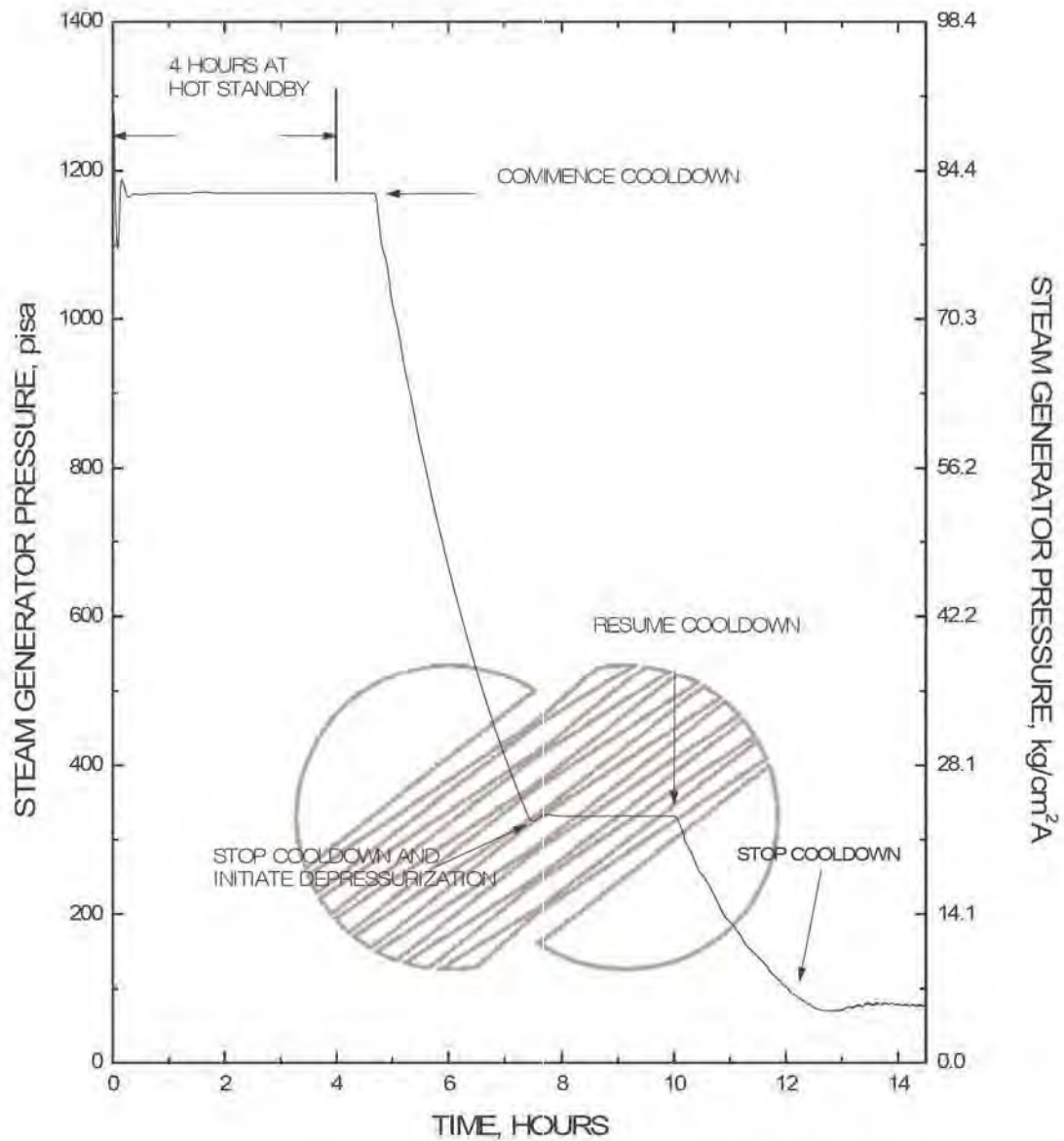
그림 5D-4 (2 중 1)



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
가압기 수위

그림 5D-4 (2 중 2)

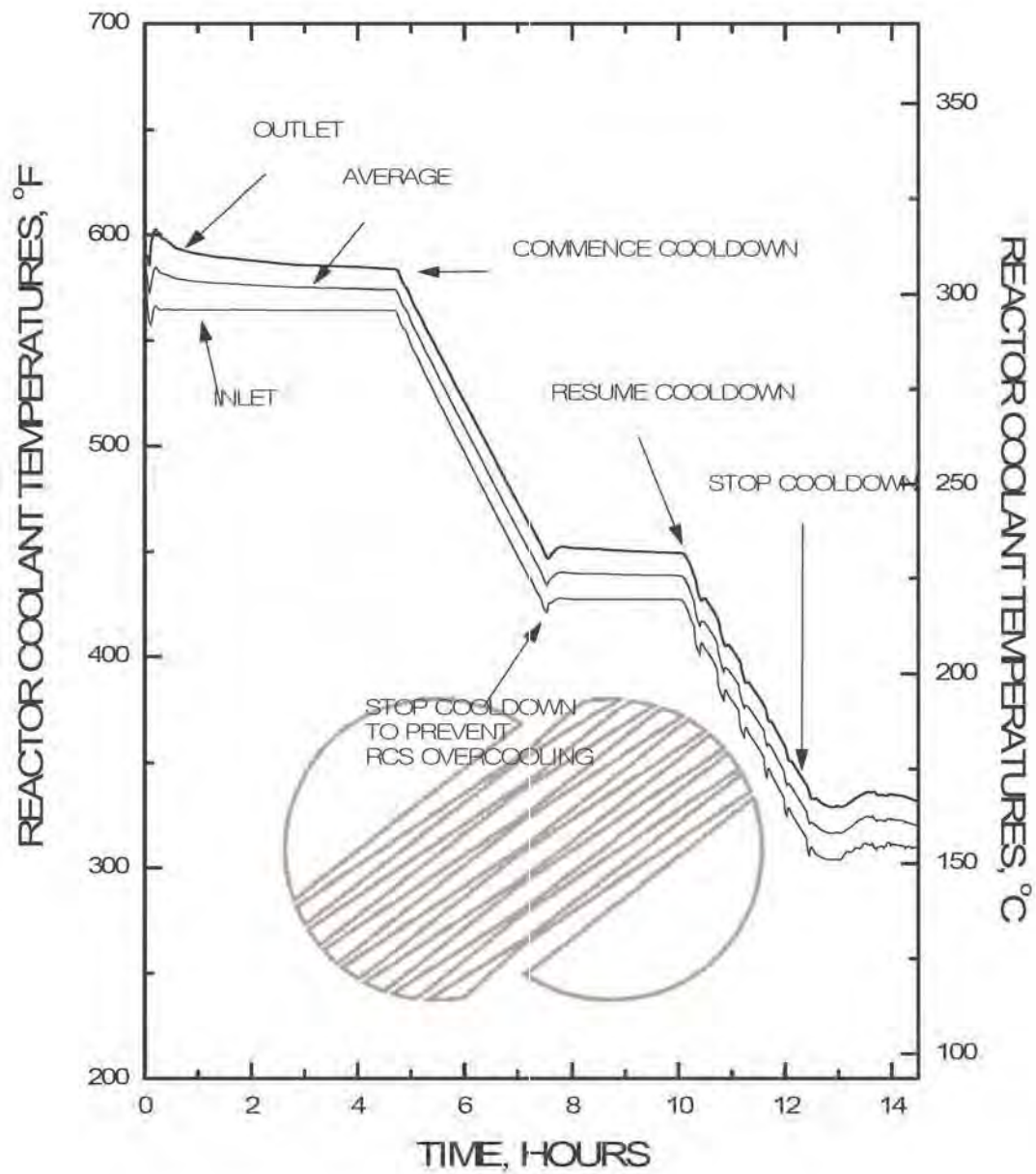


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
증기발생기 압력

그림 5D-5



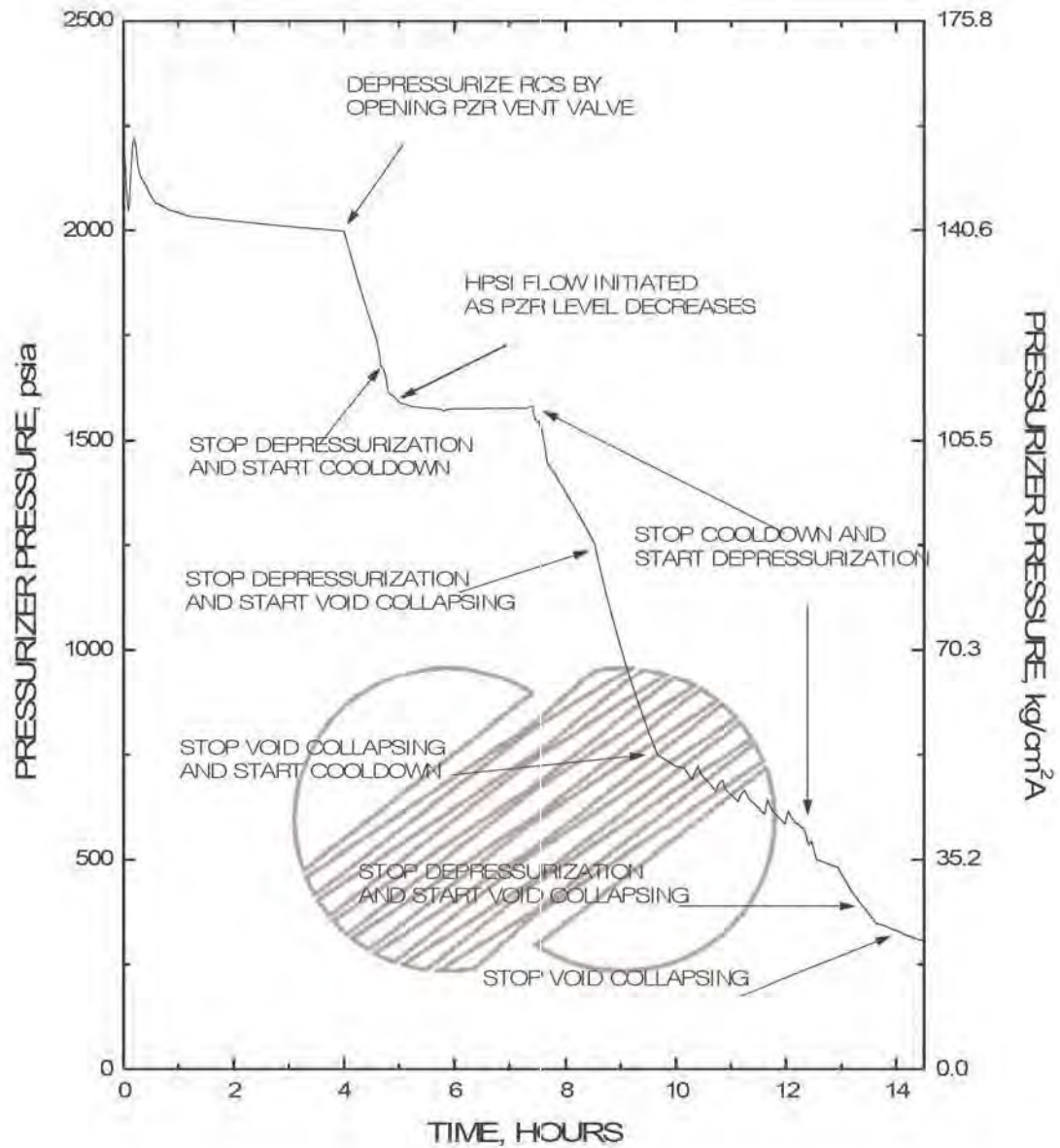


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
원자로냉각재 온도

그림 5D-6

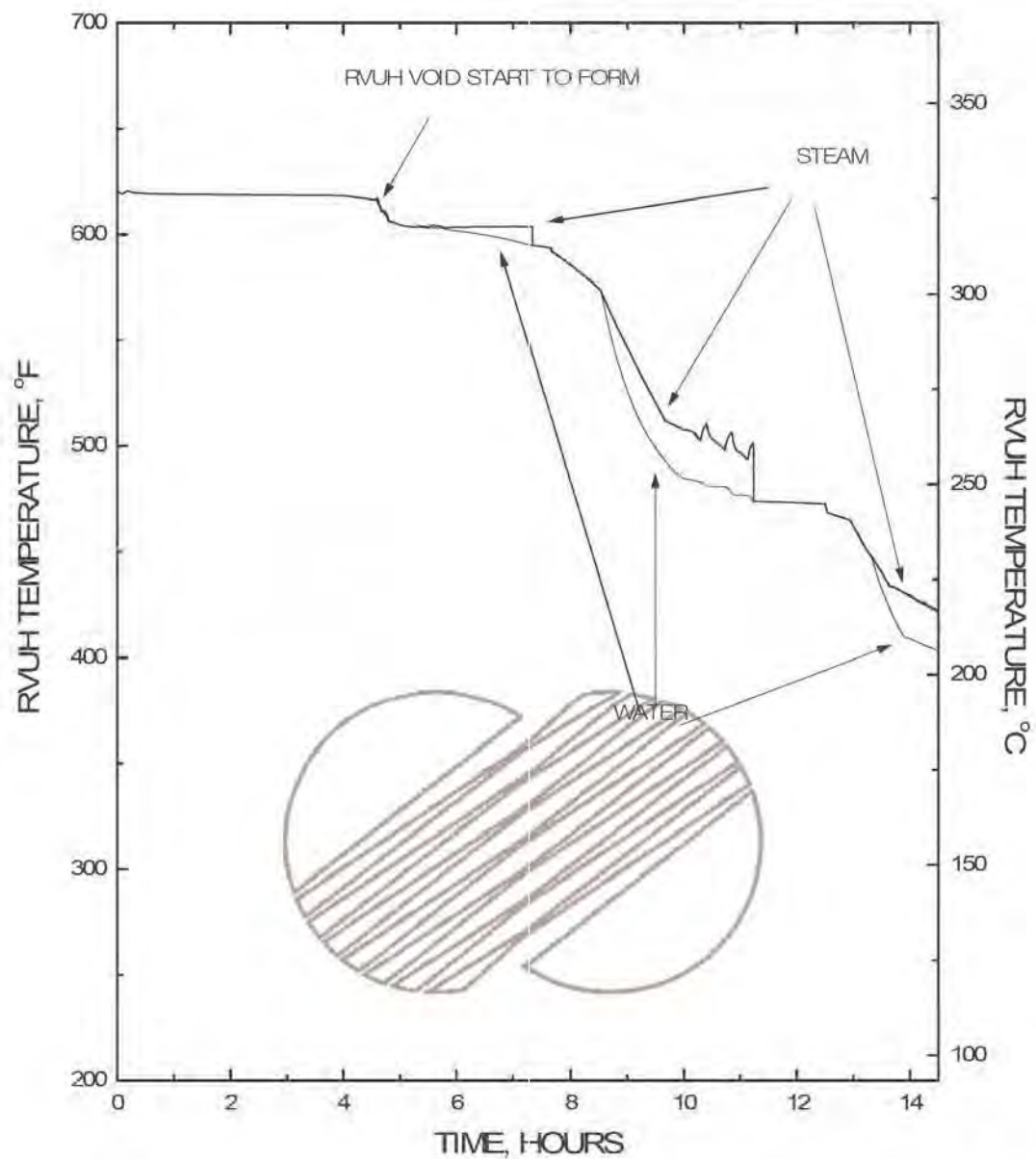




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
가압기 압력

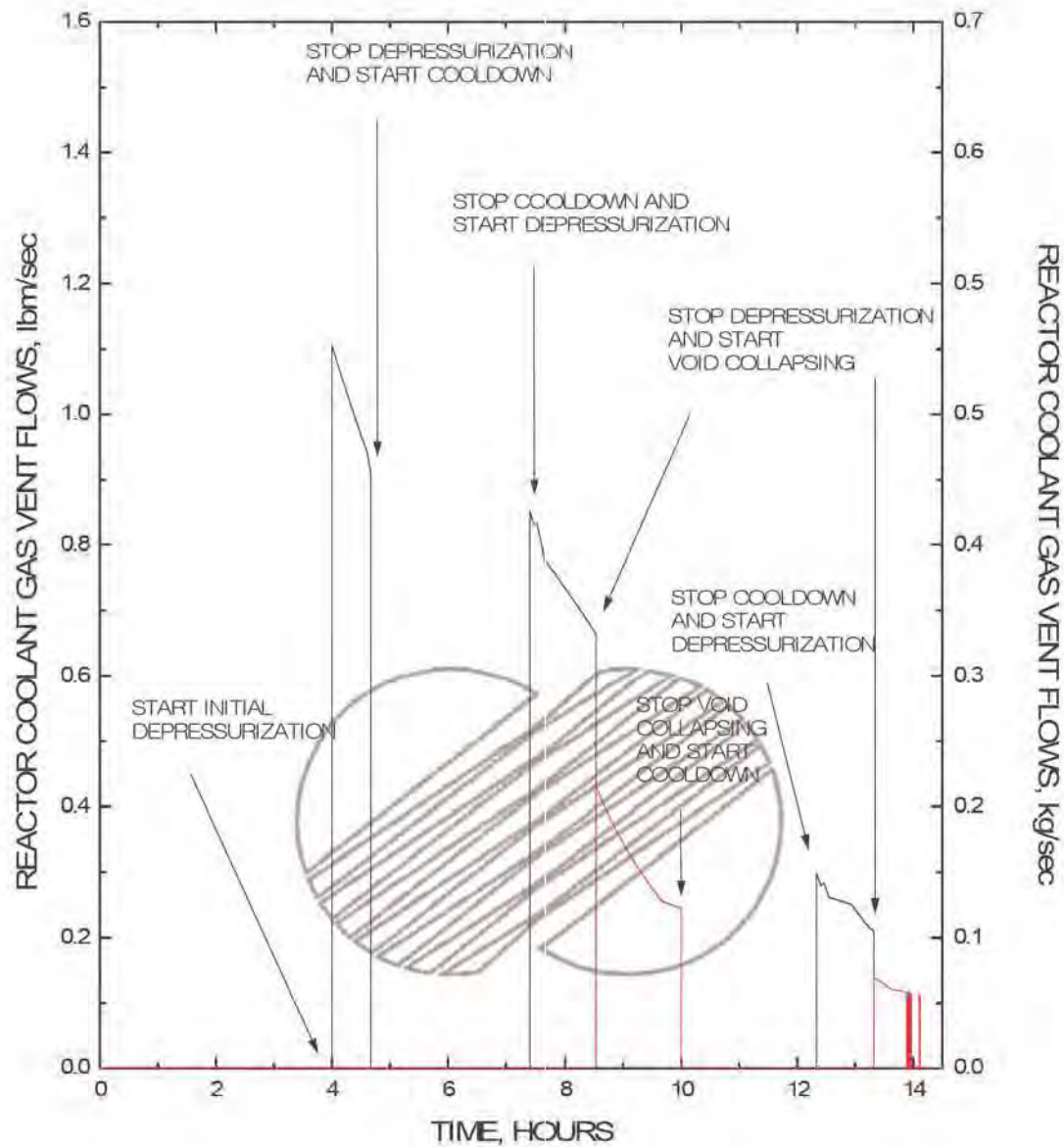
그림 5D-7



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
원자로용기상부헤드 온도

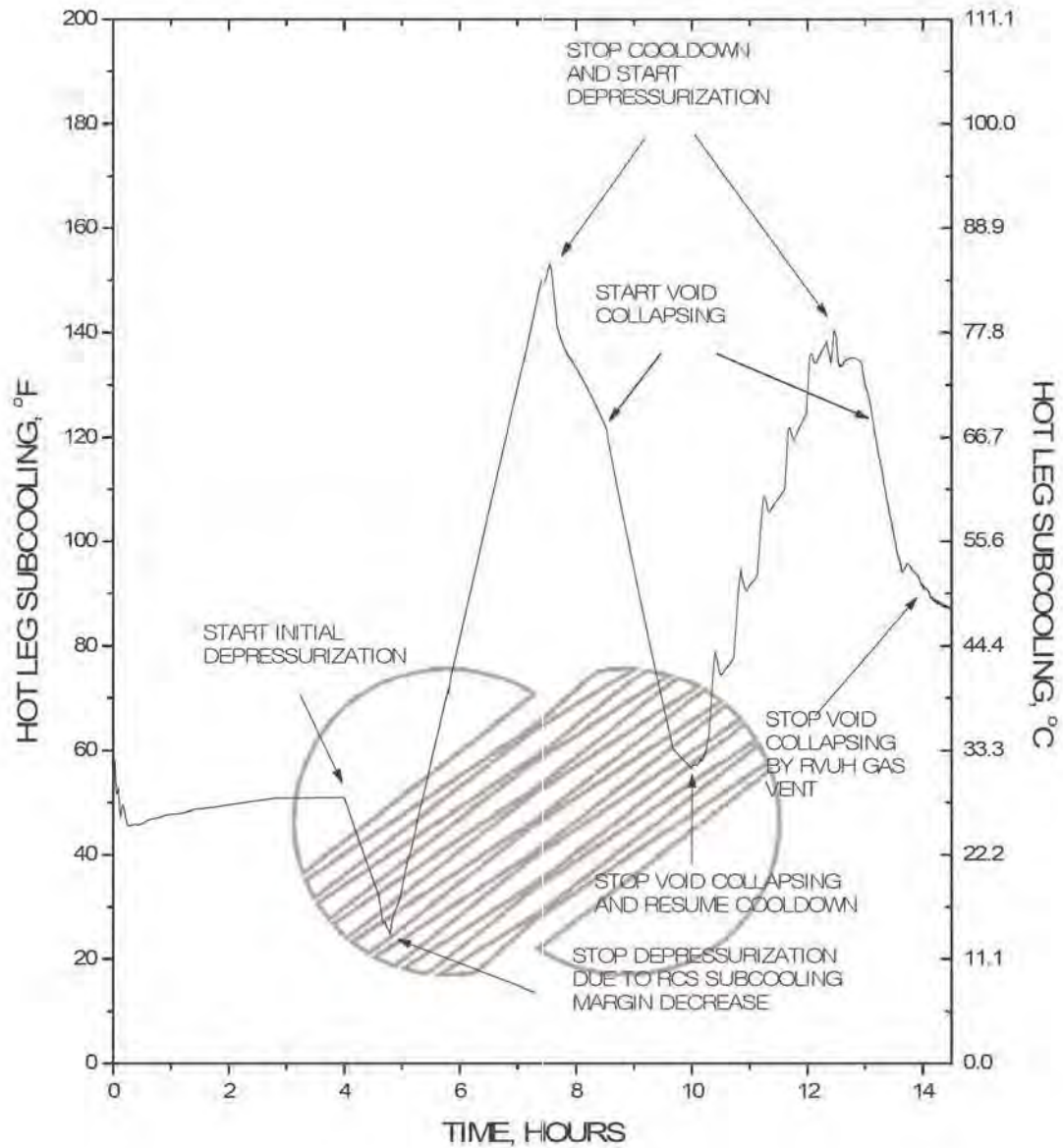
그림 5D-8



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
원자로냉각재배기계통 배기 유량

그림 5D-9

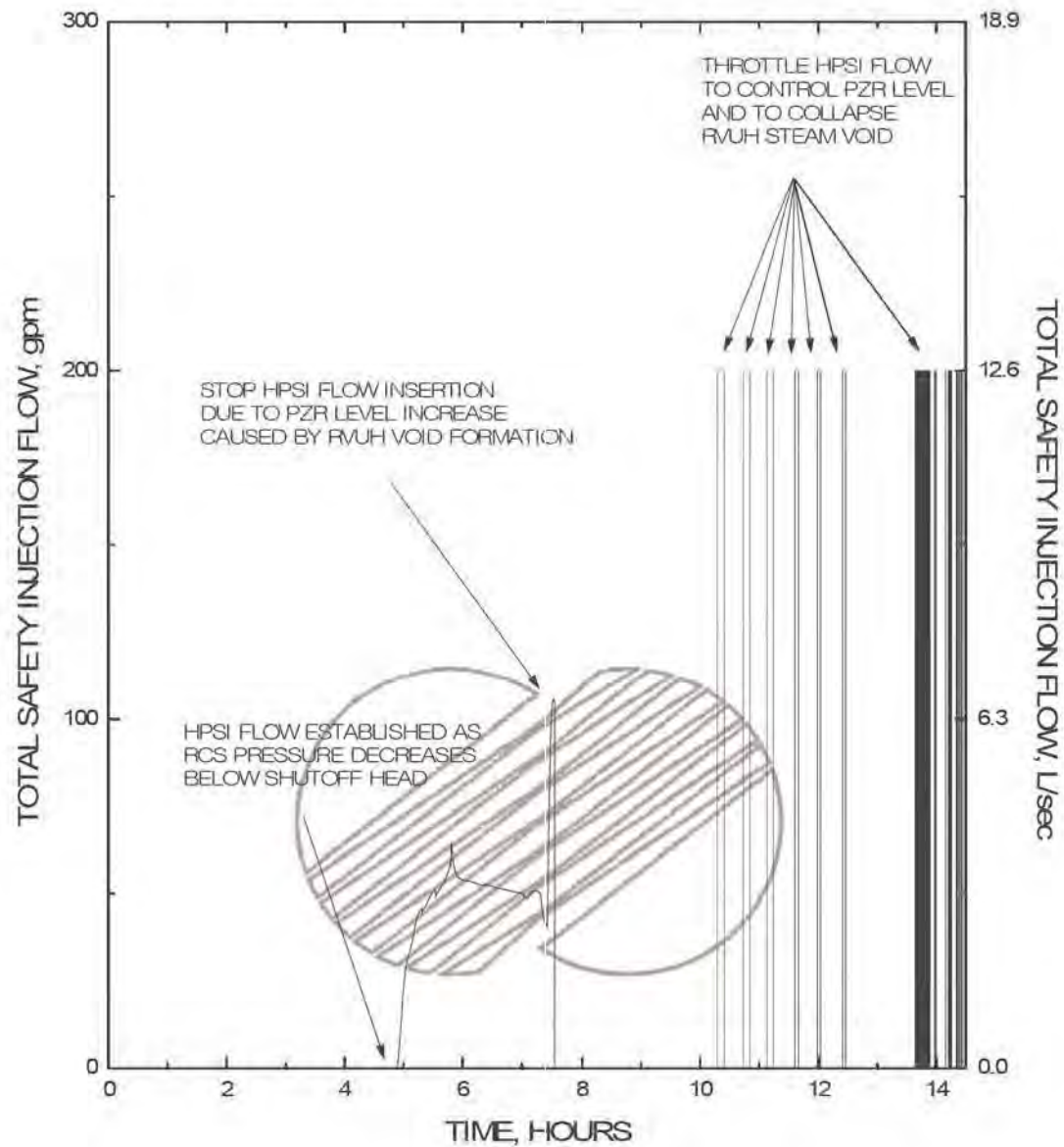


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
고온관 과냉각 여유도

그림 5D-10

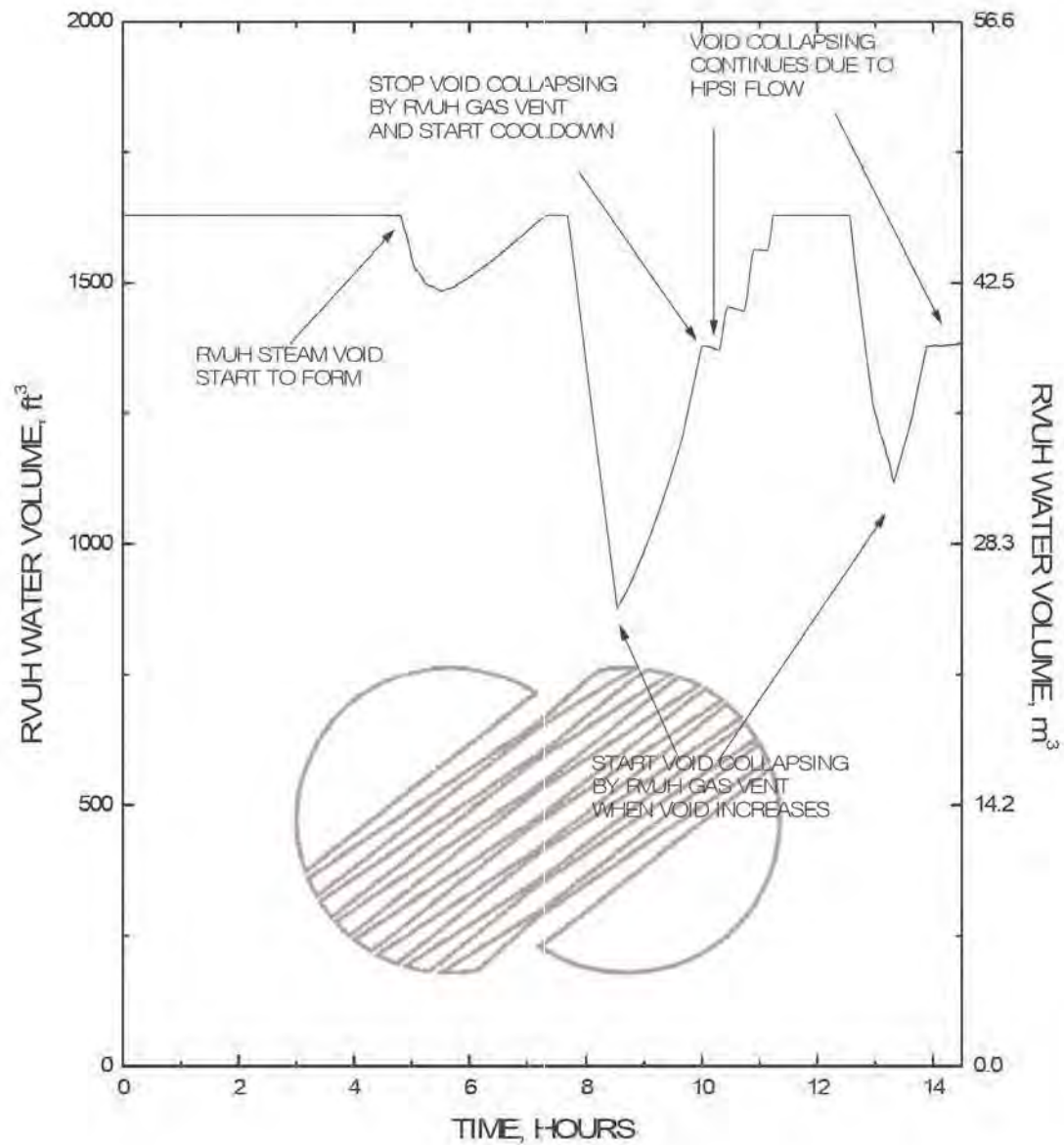




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
안전주입 유량

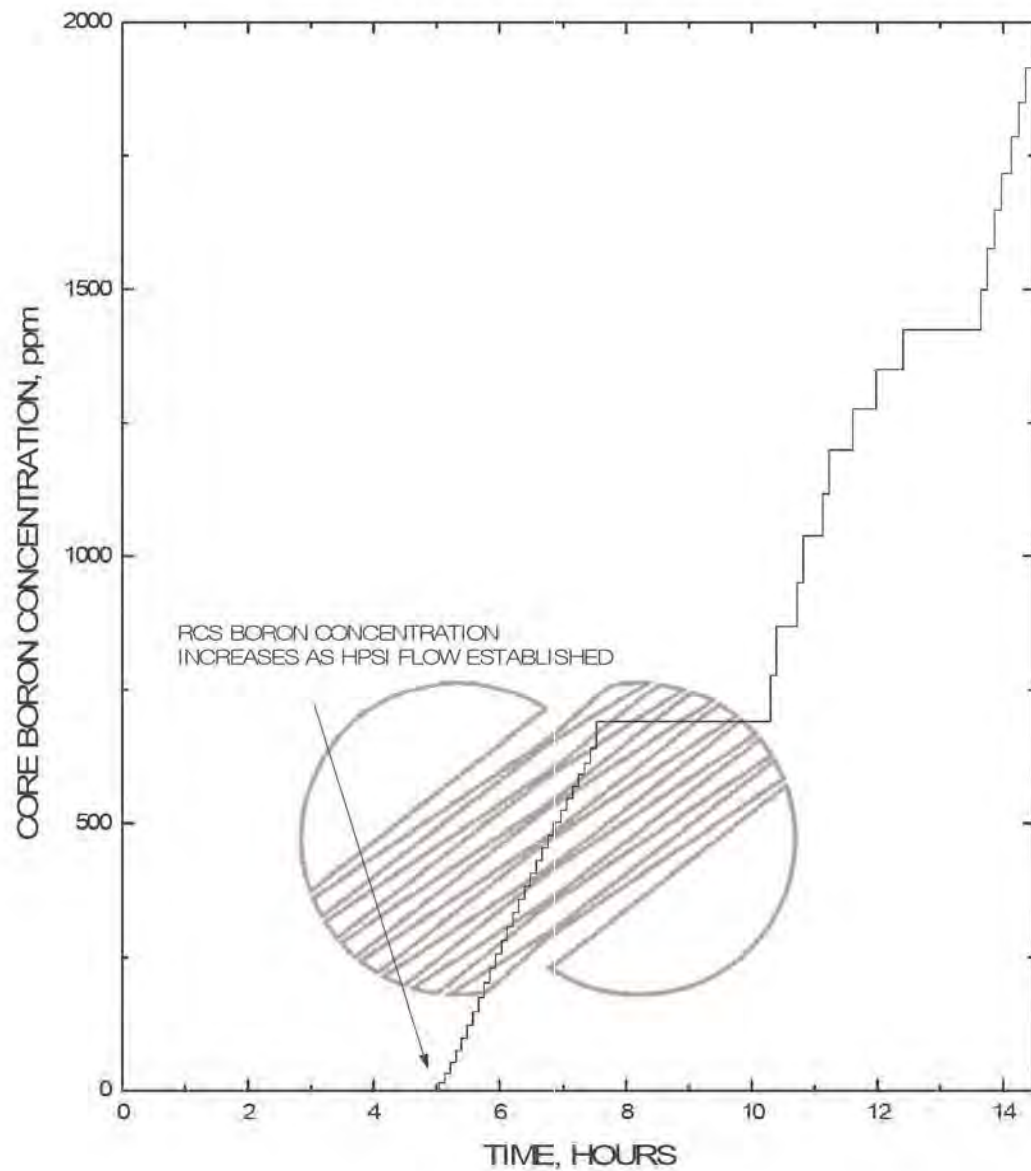
그림 5D-11



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
원자로용기상부헤드 냉각재 채적

그림 5D-12

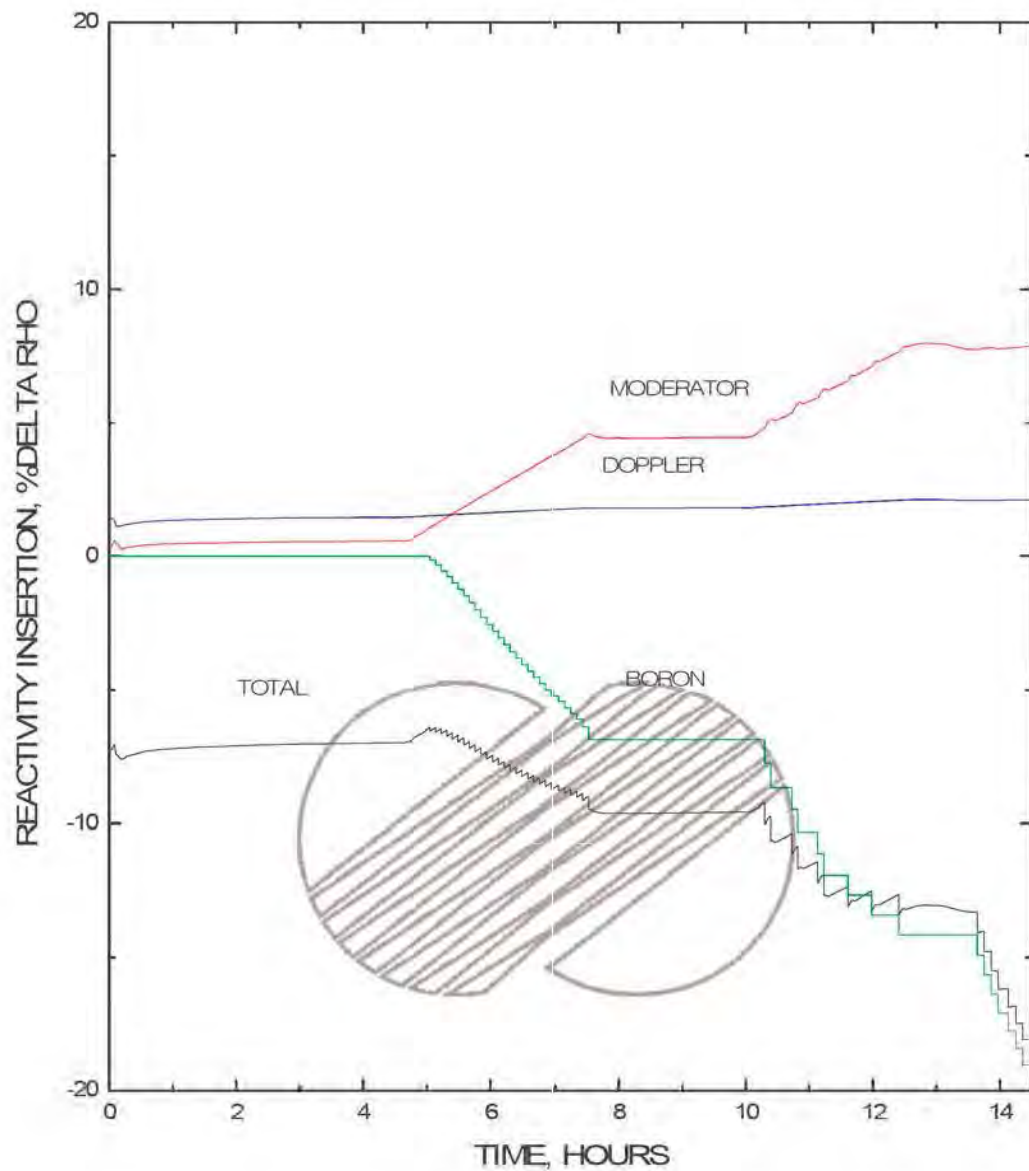


한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
노심 붕소 농도

그림 5D-13

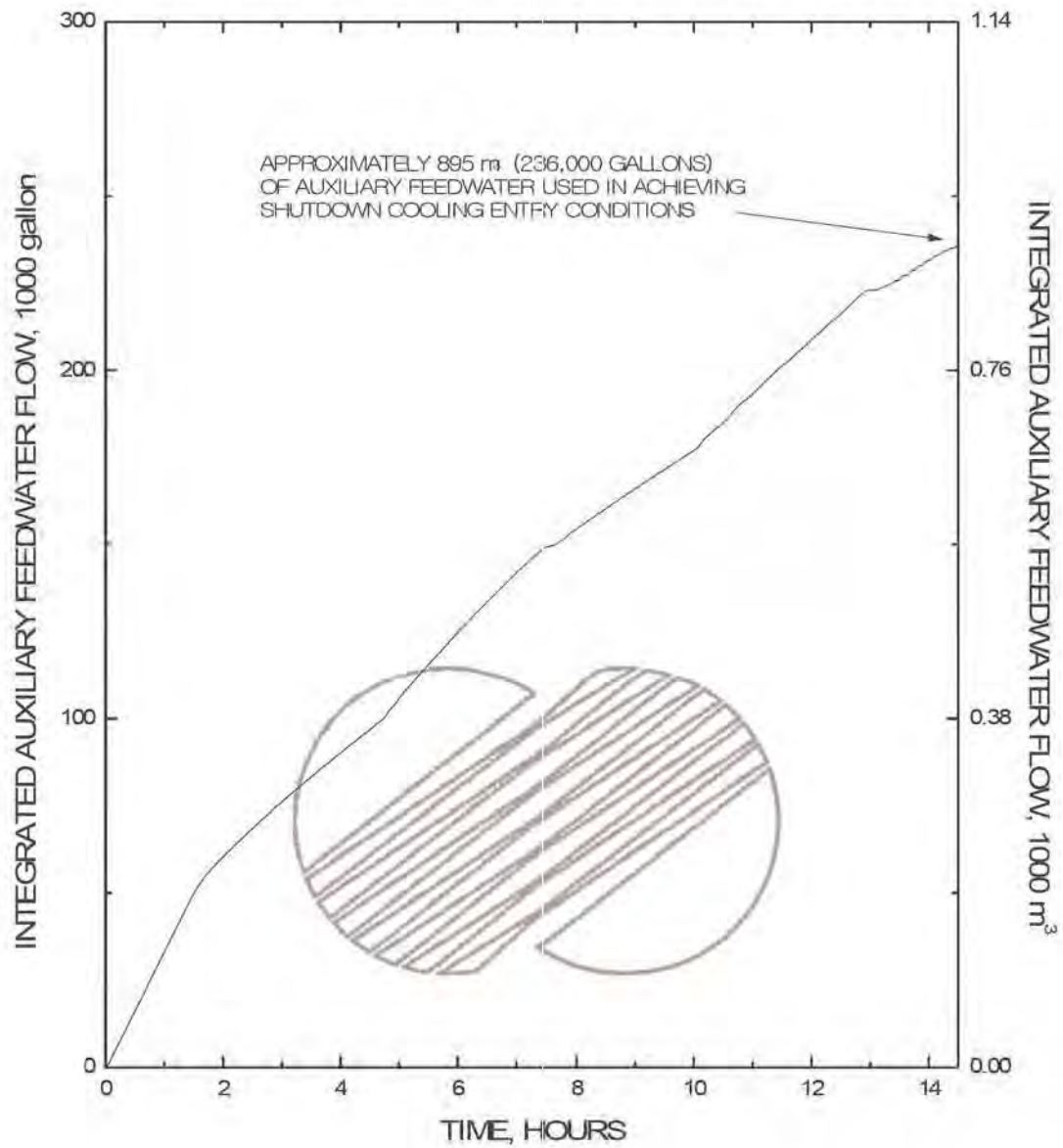




한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
반응도 삽입

그림 5D-I4



한국수력원자력주식회사  
신고리 1,2호기  
최종안전성분석보고서

자연순환냉각 과도상태에 대한 시간 대비  
누적 보조급수 유량

그림 5D-15