

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 목 차

	페이지
15.4      감속재계통 고장	15.4.A-1
15.4.A      안전계통이 가용한 경우의 감속재계통 고장	15.4.A-1
15.4.A.1      서론	15.4.A-1
15.4.A.2      허용기준	15.4.A-1
15.4.A.3      사건전개	15.4.A-4
15.4.A.3.1      감속재 열교환기로의 기기냉각수 상실/감속재순환 상실	15.4.A-4
15.4.A.3.2      감속재계통 배관 파단	15.4.A-5
15.4.A.4      분석 방법론 및 가정	15.4.A-6
15.4.A.4.1      노물리 분석 방법론	15.4.A-6
15.4.A.4.1.1      RFSP 모델	15.4.A-7
15.4.A.4.1.2      감속재 최저 임계수위 결정을 위한 방법론	15.4.A-7
15.4.A.4.1.3      감소된 감속재 수위에 대한 중성자 고출력 트립 유효범위 평가 방법론	15.4.A-7
15.4.A.4.2      열수력 분석 방법론	15.4.A-8
15.4.A.4.2.1      MODSTBOIL 모델	15.4.A-8
15.4.A.4.2.1.1      감속재 온도와 밀도 변화에 의한 반응도효과	15.4.A-8
15.4.A.4.2.1.2      감속재 수위 감소에 의한 반응도 효과	15.4.A-9
15.4.A.4.2.2      감속재 과도상태 분석 방법론	15.4.A-9
15.4.A.4.2.3      열수력 분석 가정	15.4.A-9
15.4.A.4.2.3.1      파열된 과압보호판 수	15.4.A-9
15.4.A.4.2.3.2      파열된 과압보호판에서의 감속재 온도	15.4.A-9
15.4.A.4.2.3.3      과압보호판 파열후의 감속재 열부하	15.4.A-10
15.4.A.4.3      핵연료채널 건전성 분석 방법론	15.4.A-10
15.4.A.4.4      핵연료 건전성 분석 방법론	15.4.A-10
15.4.A.4.4.1      SMOKIN-G2 모델	15.4.A-11
15.4.A.4.5      중수소 폭연 분석 방법론	15.4.A-11

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

개정 1

1996. 7

### 목 차

	페이지
15.4.A.4.5.1 DEBUT2 모델	15.4.A-11
15.4.A.4.5.2 상충기재 성분 분석 방법론	15.4.A-12
15.4.A.4.5.3 중수소 폭연 분석 가정	15.4.A-12
15.4.A.4.6 격납건물 분석 방법론	15.4.A-13
15.4.A.4.6.1 PRESCON2 모델	15.4.A-14
15.4.A.4.6.2 원자로건물 고압 트립과 격납건물 격리에 대한 분석 방법론	15.4.A-15
15.4.A.4.6.3 방사성핵종 (삼중수소) 누출에 대한 분석 방법론	15.4.A-15
15.4.A.4.6.3.1 굴뚝 누출	15.4.A-16
15.4.A.4.6.3.2 격납건물 누출	15.4.A-16
15.4.A.4.7 대기분산 및 선량 분석 방법론	15.4.A-17
15.4.A.4.8 트립설정치, 불확실도, 시간지연 및 시간상수	15.4.A-17
15.4.A.4.8.1 중성자 트립설정치	15.4.A-17
15.4.A.4.8.1.1 중성자 고출력 트립	15.4.A-17
15.4.A.4.8.2 공정 트립설정치	15.4.A-18
15.4.A.4.8.2.1 감속제 고온 트립	15.4.A-18
15.4.A.4.8.2.2 원자로건물 고압 트립	15.4.A-18
15.4.A.4.8.3 수동 트립	15.4.A-18
15.4.A.4.8.4 계기 지연시간 및 시간상수	15.4.A-19
15.4.A.4.9 계통 가정	15.4.A-19
15.4.A.4.10 안전계통 가정	15.4.A-20
15.4.A.5 분석 결과	15.4.A-21
15.4.A.5.1 노물리 분석결과	15.4.A-21
15.4.A.5.1.1 감속제 최저임계수위	15.4.A-21
15.4.A.5.1.2 감소된 감속제 수위에 대한 중성자 고출력 트립 유효범위	15.4.A-21
15.4.A.5.2 원자로 조절계통 작동시의 기기냉각수상실/감속제순환상실	15.4.A-22
15.4.A.5.2.1 핵연료 건전성 분석 결과	15.4.A-22
15.4.A.5.2.1.1 감속제계통 반응	15.4.A-22



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 목 차

	<u>페이지</u>
15.4.A.5.2.1.2 과압보호판 파열 후의 원자로심 반응	15.4.A-24
15.4.A.5.2.1.2.1 이상 모델	15.4.A-24
15.4.A.5.2.1.2.2 순간성충화 모델	15.4.A-25
15.4.A.5.2.1.3 핵연료 건전성 분석결과 요약	15.4.A-25
15.4.A.5.2.2 격납건물 및 삼중수소 누출 분석 결과	15.4.A-26
15.4.A.5.2.2.1 원자로건물 고압 트립과 격납건물 격리에 대한 결과	15.4.A-26
15.4.A.5.2.2.2 삼중수소 누출에 대한 결과	15.4.A-27
15.4.A.5.2.2.2.1 굴뚝 방출	15.4.A-27
15.4.A.5.2.2.2.2 격납건물 누출	15.4.A-27
15.4.A.5.2.3 선량평가 결과	15.4.A-27
15.4.A.5.2.4 중수소 폭연 분석 결과	15.4.A-28
15.4.A.5.2.5 트립 유효범위 분석 결과	15.4.A-28
15.4.A.5.3 원자로 조절계통 고착시의 기기냉각수상실/감속재순환상실	15.4.A-29
15.4.A.5.3.1 핵연료 건전성 분석 결과	15.4.A-29
15.4.A.5.3.2 중수소 폭연 분석 결과	15.4.A-30
15.4.A.5.3.3 격납건물 및 중수소 누출 분석 결과	15.4.A-30
15.4.A.5.3.4 트립 유효범위 분석 결과	15.4.A-30
15.4.A.5.4 감속재계통 배관 파단	15.4.A-31
15.4.A.5.4.1 핵연료 건전성 분석 결과	15.4.A-31
15.4.A.5.4.1.1 감속재계통 반응	15.4.A-31
15.4.A.5.4.2 격납건물 및 선량 평가 결과	15.4.A-34
15.4.A.5.4.3 중수소 폭연 분석 결과	15.4.A-35
15.4.A.5.4.3.1 민감도 분석 결과	15.4.A-36
15.4.A.5.4.4 트립 유효범위 분석 결과	15.4.A-36
15.4.A.6 결 론	15.4.A-37
15.4.A.7 참고문헌	15.4.A-37



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 표 목 차

	페이지
표 15.4.A-1	생성율 요약
표 15.4.A-2	감속재계통 고장시 제1정지계통 트립설정치
표 15.4.A-3	감속재계통 고장시 제2정지계통 트립설정치
표 15.4.A-4	감속재계통 고장시 격납건물 설정치
표 15.4.A-5	감속재 수위에 대한 공정계통 경보 및 자동 조치
표 15.4.A-6	감속재 온도에 대한 공정계통 경보 및 제1정지계통 트립 자동 조치
표 15.4.A-7	감속재 상충기체 압력 경보
표 15.4.A-8	감속재계통에 대한 주요 공정변수
표 15.4.A-9	초기 및 말기 원자로심 상태
표 15.4.A-10	최악의 경우에 대한 반응도값 성분 요약
표 15.4.A-11	경우 목록
표 15.4.A-12	기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 사건전개 (원자로 조절계통 작동)
표 15.4.A-13	40 ℓ/s 의 감속재 상실 사고시 예견되는 사건전개
표 15.4.A-14	주 감속재계통내 배관 파단 후의 사건전개
표 15.4.A-15	중수소 폭연에 대해 분석된 감속재 배관 파단 경우의 요약



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 그 림 목 차

- 그림 15.4.A-1 감속재 온도의 순간적인 변화에 대한 반응도 변화 POWDERPUFS-V 계산
- 그림 15.4.A-2 감속재 밀도의 순간적인 변화에 대한 반응도 변화 POWDERPUFS-V 계산
- 그림 15.4.A-3 감속재 수위에 따른 반응도 변화
- 그림 15.4.A-4 주 감속재계통의 개략도
- 그림 15.4.A-5 감속재 수위의 함수인 월성 2, 3, 4 공정 정보와 설정치에 대한 개략도
- 그림 15.4.A-6 원자로 조절계통 작동시의 기기냉각수상실/감속재순환상실에 대한 감속재 체적평균 온도 과도상태
- 그림 15.4.A-7 2 개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 칼란드리아로부터의 중수 질량 방출 (격납건물 압력신호 분석)
- 그림 15.4.A-8 2 개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 칼란드리아로부터의 중수 에너지 방출 (격납건물 압력신호 분석)
- 그림 15.4.A-9 2 개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 원자로건물 압력 과도상태 (격납건물 압력신호 분석)
- 그림 15.4.A-10 2 개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 원자로 출력의 순간적인 감소에 대한 원자로건물 압력 과도상태 (격납건물 압력신호 분석)
- 그림 15.4.A-11 1 개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 칼란드리아로부터의 중수 질량 방출 (격납건물 압력신호 분석)
- 그림 15.4.A-12 1 개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 원자로건물 압력 과도상태 (격납건물 압력신호 분석)
- 그림 15.4.A-13 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 감속재 열부하
- 그림 15.4.A-14 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 감속재의 이상 및 기포붕괴 액체 수위
- 그림 15.4.A-15 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 반응도 과도상태
- 그림 15.4.A-16 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 과압보호판 파열 후의 상대 중성자속
- 그림 15.4.A-17 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 과압보호판 파열 후의 밀도 분포모형
- 그림 15.4.A-18 138 kPa(g) 의 압력에서 4개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 칼란드리아로부터의 중수 질량 방출
- 그림 15.4.A-19 138 kPa(g) 의 압력에서 4개의 과압보호판이 파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 칼란드리아로부터의 중수 질량 방출

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 그 립 목 차

상실 사고시 칼란드리아로부터의 중수 에너지 방출

그림 15.4.A-20 감속재 기기냉각수 상실 - 단기 격납건물 압력

그림 15.4.A-21 감속재 기기냉각수 상실 - 장기 격납건물 압력

그림 15.4.A-22 원자로 조절계통 작동시의 기기냉각수상실 사고 (평형-장기정지) 와 원자로 조절계통 고착시의 기기냉각수상실 사고 (초기노심) 에 대한 트립 유효범위도

그림 15.4.A-23 원자로 조절계통 작동시의 감속재순환상실 사고 (평형-장기정지) 와 원자로 조절계통 고착시의 감속재순환상실 사고 (초기노심) 에 대한 트립 유효범위도

그림 15.4.A-24 원자로 조절계통 고착시의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고에 대한 트립 유효범위도 (평형, 평형-장기정지, 플루토늄중식 침두시기)

그림 15.4.A-25 40 l/s 의 감속재 배수율에 대한 원자로 출력 과도상태

(원자로 출력의 단계감발 및 연속감발 기능과 두 정지계통의 작동불능)

그림 15.4.A-26 각종 감속재 배수율에 대한 감속재 수위 과도상태

그림 15.4.A-27 선택된 감속재 배수율에 대한 원자로 출력 과도상태

(원자로 출력의 단계감발 및 연속감발 기능과 두 정지계통의 작동불능)

그림 15.4.A-28 선택된 감속재 배수율에 대한 채널 Q11 에서의 출력 과도상태

그림 15.4.A-29 40 l/s 의 배수율에 대한 최소임계출력비율 ( $CPR_{min}\% \times 10$ )

그림 15.4.A-30 감속재 상충기체내 중수 농도 (감속재 온도 일정)

그림 15.4.A-31 감속재 상충기체내 중수소 농도 (감속재 온도 일정)



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 15.4 감속재계통 고장

#### 15.4.A 안전 계통이 가용한 경우의 감속재계통 고장

##### 15.4.A.1 서론

주 감속재순환계통은 감속재유체로 유입되거나 자체 발생한 열을 제거한다. 중수의 방사 분해에 의해서 생성된 중수소 기체는 상충기체내로 확산된다. 감속재 상충기체계통에서는 기체 혼합물을 순환시켜서 혼합물내의 중수소 양을 제어함으로써 폭연을 방지한다. 감속재는 다른 일 상적인 열제거원이 가용하지 않는 경우에 가상 사고에 대한 대체 열제거원으로도 작용한다.

주 감속재순환계통의 고장 때문에 감속재 온도가 증가하고 칼란드리아 방출도관내의 과 압보호판이 파열될 수 있다. 두 가지 범주의 감속재 사고를 고려할 수 있는데, (i) 열교환기로 공급되는 감속재 냉각유량의 상실 혹은 두 대의 순환펌프 상실을 포함하는 감속재냉각기능 상실, 그리고 (ii) 감속재계통의 배관 파손 (즉, 배관 파단) 이 있는데, 이것은 감속재 수위를 감소시킬 수 있다. 이런 파손이 생기면 어떤 경우는 삼중중수소가 외부로 누출될 수 있다.

AECB 권고문서인 C-6 와 AECB 규제문서인 R-8 에서 요구된 것처럼, 감속재 유량 상실, 감속재 열교환기로 공급되는 기기냉각수의 상실, 감속재 재고량 상실 등의 특정한 고장에 대해서 정지계통의 유효성을 평가하였다.

##### 15.4.A.2 허용기준

이 분석의 결과를 판단하는 허용기준은 아래와 같다 :

##### 가. 선량한도

대중 피폭선량한도 지침은 AECB 규제문서인 R-10 과 AECB 권고문서인 C-6 (참고문헌 15.4.A-1 및 15.4.A-2) 에 기술되어 있다. R-10 에 따르면, 단일고장에 대한 선량한도는 아래 표와 같다 :

R-10 사고분류	선량 한도		
		개 인	주 민
단일고장	전 신 갑상선	5 mSv 30 mSv	100 person-sieverts 100 person-sieverts

##### 15.4.A-1

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

C-6 에 따르면, 감속재 열교환기로 공급되는 기기냉각수의 상실 혹은 강제순환 상실과 같은

1 등급 사고에 대한 개인 선량한도는 다음과 같다 :

1. 전 신 - 0.5 mSv
2. 갑상선 - 5 mSv

감속재계통내 관 파열과 같은 3 등급 사고에 대한 선량한도는 다음과 같다 :

1. 전 신 - 30 mSv
2. 갑상선 - 300 mSv

정지계통 (SDS) 에 대한 요건은, 핵연료와 냉각재계통의 건전성이 유지된다는 것을 입증하기 위해서 요구되는데, AECB 규제문서 R-10 과 R-8 (참고문헌 15.4.A-1 및 15.4.A-3) 에 기술되어 있다. 또한 R-8 에서도, 원자로 정지작동이 요구되는 특정한 사고들의 각각에 대해서, 트립이 요구되는 경우에 각각의 정지계통에 두 개의 서로 다른 매개변수가 존재하여야 함을 요구하고 있다.

### 나. 채널 건전성

AECB 규제문서 R-8 에서는 핵연료채널이 파손되지 않아야 한다는 것을 요구하고 있다. 채널이 파손되기 위해서는 칼란드리아관도 파손되어야 한다. 그러나, 냉각재 압력이 높게 유지되는 이러한 시나리오 하에서는, 압력관 파손이 칼란드리아관 파손을 야기시킬 수도 있다. 두 관 파손 사이의 어떠한 여유도 고려하지 않는다.

칼란드리아관의 일부분에서 드라이아웃이 발생하는 경우에도, 관이 반드시 파손되는 것은 아니고 채널의 건전성을 평가하기 위해서 더 상세한 분석이 요구된다.

압력관 온도가 600℃ 이하로 유지된다면, 파열에 의한 핵연료채널의 파손이 발생하지 않는다는 것을 보장할 수 있으며, 이것이 분석 목표로 사용된다.

### 다. 핵연료 건전성

AECB 규제문서 R-8 과 R-10 에서는 정지계통이 계통적 핵연료 파손을 방지해야 한다는 것을 요구하고 있다.

채널내에서 피복관 드라이아웃이나 유동 성층화가 발생되지 않는 경우에는, 핵연료 가열 분석이 요구되지 않는다. 피복관 드라이아웃이나 유동 성층화가 발생되더라도 피복관 온도가 800℃ 이하로 유지되면, 핵연료 파손은 발생되지 않으며 기준은 여전히 만족된다. 따라서, 분석 목표는 핵연료피복관 최대 온도, 800℃ 이다.

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 라. 중수소 폭연

방사분해 반응으로 인해 감속재내에 중수소 (수소) 기체가 생성된다. 이들 중 일부의 중수소는 감속재 상충기체계통으로 이동되어 재결합기에 의해 제거된다. 감속재계통과 상충기체계통에서 비정상운전 과도상태가 발생하면 감속재유체 내의 중수소와 산소 농도가 증가하여, 결과적으로 상충기체 체적이 늘어날 수 있다. 점화원이 있는 곳에서 가연성의 중수소 혼합물이 생성되면, 칼란드리아용기의 건전성 혹은 정지계통의 안전작동을 위협할 수도 있는, 폭연 위험을 초래할 수 있다.

감속재 상충기체는 보통 헬륨 (He), 중수소 ( $D_2$ ), 산소 ( $O_2$ ), 증기 ( $D_2O$  증기) 등으로 구성되어 있다. 이 분석에서는 다음의 조건이 만족되면 기체 혼합물이 연소할 수 있다고 가정한다 :

1. 중수소의 농도가 중수소와 산소로 구성된 건조한 혼합물내에서 화염이 위로 번져갈 수 있는 조건의 하한치를 초과한다.
2. 증기 ( $D_2O$  증기) 농도가 비활성 농도 이하이다.

기체 혼합물의 최대 온도가 실내 온도보다  $100^{\circ}C$  정도 높다고 가정하면, 온도보정 하한치는 대략 4.5%  $D_2$  (참고문헌 15.4.A-4 및 15.4.A-5) 일 것이다.

헬륨이나 증기와 같은 희석제의 농도가 높다면 수소-산소 혼합물내로 화염이 확산되는 것을 방지할 수 있다 (참고문헌 15.4.A-5). 그러므로 증기 농도가 비활성 농도를 초과한다면 기체 혼합물이 연소할 것이라고 보지 않는다.

기체 혼합물	희 석 제	비활성 농도
수소 - 산소	증 기	87%
수소 - 공기	증 기	63%
수소 - 산소	헬 름	90%

$D_2/O_2$  폭주 동안에  $D_2$ ,  $O_2$ , He 및  $D_2O$  증기 농도가 언급된 가연성한도를 초과하더라도, 점화 시키지 않는다면 타지 않을 것이다. “자동점화” 온도는 기체가 자발적으로 점화될 수 있는 상태의 체적평균 기체온도이다. 체적평균 기체온도가 자동점화 온도 이하일지라도, 고온의 기구나 표면 (즉, 반응도제어 기구) 에 기체가 접촉되어 있는 경우에는 여전히 점화될 수 있다. 그러나, 고온의 표면이 점화원으로 작용하려면, 자동점화 온도보다 훨씬 고온이어야 한다. 가연성의 상충기체 혼합물을 점화하는데 필요한 정확한 온도는 상충기체 성분, 압력, 온도, 난류의 정도, 원자로와 고온 표면의 기하학적 형태와 면적 그리고  $D_2$ ,  $O_2$ ,  $D_2O$  증기의 농도 등 여

15.4.A-3

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

러가지 요인에 따라 달라질 수 있다.

### 15.4.A.3 사건전개

이 절에서는 발전소계통에 대해 규정된 가정을 이용하여 사건전개 즉, 예상되는 발전소 거동을 정성적으로 기술하였다. 감속제 냉각기능 상실 시나리오와 감속제계통 배관 파단에 대한 사건전개가 차례로 기술되었다.

#### 15.4.A.3.1 감속제 열교환기로의 기기냉각수상실/감속제순환상실

감속제 열교환기로 공급되는 기기냉각수의 상실 (LOSW) 또는 감속제순환 상실 (LOMC) 의 결과로서 주 감속제계통의 열제거 능력이 상실될 수 있다.

감속제 열제거원이 부분상실 혹은 완전상실되면 감속제 과열이 초래된다. 완전상실인 경우에 더 심각한 과도상태를 야기시킨다. 일반적으로, 감속제의 열제거원 상실은 재순환냉각수 (RCW) 유량의 부분상실이나 완전상실 (예를 들면, 한 대 혹은 모든 재순환냉각수 펌프의 상실로 인한) 이 원인이 될 수 있다. 감속제 유량의 상실은 각각 100% 용량의 주 감속제펌프 두 대의 상실로 인해서 야기될 수 있다.

4b2efa1c-7a6611081416

감속제 열교환기로 공급되는 기기냉각수의 완전상실에 따른 사건전개는 순환의 완전상실 경우와 유사하다. 예견되는 사건은 아래와 같다.

- 가. 감속제냉각의 상실 결과로써 감속제의 유체 온도가 증가하고, 감속제를 팽창시켜 수위가 올라가게 된다.
- 나. 감속제의 유체 온도와 수위가 상승하면 일련의 감속제 온도와 수위 경보를 유발시킨다. 기기 냉각수가 상실되면 칼란드리아 출구와 열교환기 출구에서 감속제 고온 경보가 발생한다. 순환상실은 감속제펌프의 저압력차 경보를 야기시킨다. 두 사고 모두 감속제 고수위 경보가 발생한다.
- 다. 감속제 온도가 증가하면, 노심상태 (즉, 새 핵연료 혹은 평형 핵연료) 에 따라 원자로의 반응도가 증가하거나 감소하게 된다. 원자로 조절계통이 출력 변화에 따라 반응하지 않으면, 반응도조절 상실이 발생되어 출력이 서서히 증가될 것이다. 원자로 조절계통이 작동되는 경우에는, 이것이 반응도 증가를 상쇄시키는 한 원자로 출력은 일정하게 유지될 것이다.
- 라. 감속제유체 온도가 증가하기 때문에 감속제내 중수소 용해도가 감소되어, 중수소 기체의 방출이 일어날 것이다.



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

- 마. 두 과도상태에서 모두 원자로 연속출력감발이 일어날 수 있지만 보수적으로 이 분석에서는 고려하지 않는다. 기기냉각수가 상실되면 칼란드리아 출구에서의 감속재 고온에 의한 연속출력감발이 일어난다. 순환 상실은 감속재펌프의 저압력차에 의한 연속출력감발을 가져온다. 이러한 작동은 정지계통 작동을 필요없게 한다.
- 바. 기기냉각수 상실 사고의 경우에, 첫번째 원자로 트립은 제1정지계통 감속재 고온에 의해 발생되지만, 아래에서 기술되는 사건전개 과정에서 이 트립은 무시된다.
- 사. 상충기체 압력을 유지하기 위해서 상충기체 배출밸브가 열린다.
- 아. 감속재의 중기 압력이 과압보호판의 파열압력을 초과하면 과압보호판은 파열된다.
- 자. 과압보호판이 파열된 후에 감속재유체에서는 압력이 급격히 강하되어 순간기화가 발생할 것이다. 원자로 출력이 감소하는데 이는 감속재 밀도와 수위 감소에 의해서 원자로 조절계통이 감당할 수 있는 이상의 부 반응도 궤환효과 때문이다.
- 차. 순간기화되는 감속재로 인해서 격납건물내 압력이 상승하여 원자로건물 고압 신호에 의해서 원자로가 트립될 것이다.
- 카. 두 과도상태 모두 감속재 저수위에 의한 원자로 단계출력감발이 일어난다. 원자로의 단계출력감발은 보수적인 관점에서 고려되지 않지만, 단계감발 조절봉의 인출방지 기능은 고려된다.
- 타. 감속재 수위가 붕괴된 후에, 원자로는 반응도 상실로 인해서 미임계 상태이거나 임계에 근접한 상태이다. 원자로 출력이 증가하면 국부과출력보호 (ROP) 계통 (고출력) 이 원자로를 트립시킬 것이다.

### 15.4.A.3.2 감속재계통 배관 파단

주 감속재계통내 여러 지점에서의 배관 파열을 시험하였다. 감속재 재고량 상실에 따라 예견되는 사건은 아래와 같다.

- 가. 관이 파단되어 감속재 재고량이 상실된다
- 나. 상충기체의 압력이 감소되고 감속재내의 중수소 용해도가 감소됨으로써, 중수소 기체의 방출을 야기시킨다.
- 다. 감속재 저수위 경보와 지시가 통보된다.
- 라. 감속재 저수위에 의한 반응도효과 때문에, 국부 고중성자속에 의한 연속출력감발 혹은 전체 영역제어의 비정상상태에 의해 원자로 출력은 감소될 것이다. 그러나, 원자로의 연속출력감발은 보수적으로 이 분석에서 고려하지 않는다.

### 15.4.A-5

95/04/08





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

- 마. 대부분의 경우에, 국부 고출력에 의한 원자로 트립은 감속재배수 시나리오에 대한 중성자 고출력 트립 계통에 의해 수행되었다. 이것은 제1정지계통과 제2정지계통에 대해 적용된다.
- 바. 중성자 고출력 트립이 신뢰되지 않는다면, 원자로 조절계통이 더 이상 감속재 수위 감소로 인한 반응도 손실을 상쇄시키지 못하는 경우에 원자로는 “자연히” (부 반응도에 의해) 정지된다.
- 사. 원자로가 중성자 고출력에 의해 트립되지 않거나 자연히 정지되지 않는다면, 분명한 사건신호 이후 15 분 이내에 원자로를 정지시키고 냉각시키기 위한 운전원 조치가 요구된다.

### 15.4.A.4 분석 방법론 및 가정

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-6

95/04/06





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-7

15/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-8

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-9

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-10

95/04/06



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-11

95/04/08





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-12

95/14/18



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-13

05/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-14

95/04/08





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-15

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-16

95/04/11



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

월성 2 호기 최종안전성분석보고서

개정 53

2001.4

4b2efa1c-7a6611081416



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

월성 2 호기 최종안전성분석보고서

개정 1

1996.7

1

4b2efa1c-7a6611081416





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-19

95/04/11

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-20

95/04/11



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 15.4.A.5 분석 결과

감속재 열교환기로 공급되는 기기냉각수 상실 (LOSW), 감속재순환 상실 (LOMC) 및 감속재계통 배관 파단을 원자로 조절계통 (RRS) 이 작동하는 경우와 하지 않는 경우를 가정하여 분석하였다. 원자로 조절계통이 작동되는 경우에는, 원자로 출력을 유지시키기 위해서만 원자로 조절계통이 작동된다고 가정하고, 연속출력감발이나 단계출력감발과 같은, 완화를 위한 제어동작은 하지 않는 것으로 가정했다. 원자로 조절계통에 의한 반응도 부가율과 깊이는 감속재 온도 증가와 감속재 수위 감소와 같은 사고에서 예측되는 반응도효과와 비교할만 하기 때문에, 원자로 조절계통이 작동하면 트립이 방지되며 사건전개가 현저하게 다르게 된다.

### 15.4.A.5.1 노물리 분석결과

#### 15.4.A.5.1.1 감속재 최저임계수위

세 가지 운전상태 즉, 장기간 정지된 후의 플루토늄중식 침두시기, 평형 및 '평형-장기정지' 라고 하는 장기간 정지된 후에 가동된 다음의 평형에 대해서 최저임계수위를 계산하였다. 초기노심 조건과 과압보호판이 파열될 때의 노심조건은 표 15.4.A-9 에 감속재 온도, 감속재 밀도, 핵연료 온도 및 영역제어 수위에 대해서 주어졌다. 감속재내 붕소 농도도 또한 주어졌다.

각 노심상태에 대한 감속재 최저임계수위는 플루토늄중식 침두시기 4627 mm, 평형 4927 mm 및 평형-장기정지 4507 mm 이다.

반응도값 성분에 대한 평가는 평형-장기정지 경우에만 수행되었으며 표 15.4.A-10 에 요약되어 있다. 감속재 온도와 밀도의 변화는 약 42% 정도의 반응도 증가, 약 26% 정도의 핵연료 온도 및 약 32% 정도의 영역제어 배수 등을 고려하였다.

스스로 정지되기 전에 최저 감속재 수위를 야기시키는 가장 보수적인 초기노심 상태는 장기간 정지된 후의 평형노심이다. 이러한 초기노심 상태가 다른 모든 분석에서 사용될 것이다.

#### 15.4.A.5.1.2 감소된 감속재 수위에 대한 중성자 고출력 트립 유효범위

이 절의 목적은 감소된 감속재 수위에 대해서 가능한 모든 초기상태에서 중성자 고출력 트립이 유효하며, 여러 가지 감속재 수위에 대한 국부과출력보호 분석에서 사용된 가정들이 감속재계통 고장 분석의 경우와 일치한다는 것을 보여주는 것이다.

국부과출력보호 분석에서는 46개의 감속재 배수 경우를 고려하였다. 46 개 모든 경우를

15.4.A-21

95/04/11

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

제1정지계통이 감당한다. 한 경우는 제2정지계통이 완전히 감당하지 못했는데, 모든 조절봉이 삽입되어 있고 감속재가 10 격자피치 만큼 배수된 경우이다. 이 경우는 가능하기는 하지만 다음의 이유로 거의 일어나지 않는다.

모든 조절봉이 노심내에 위치하고 원자로 출력이 35% FP 이상인 경우 상단으로부터 10개의 행에 해당하는 감속재 수위는 불가능하다. 그러한 감소된 감속재 수위로부터의 반응도상실이 일어나면 원자로는 미임계 상태가 될 것이다. 이러한 배열 하에서 원자로가 임계 상태를 유지할 것으로 생각할 수 있는 유일한 상황은, 감속재내 독물질 부하가 정상보다 클때, 원자로가 이를 이상 정지된 후에 기동됨과 동시에 감속재의 상실 사고가 발생하는 경우이다. 이온교환수지탑에 의해서 전용량 상태로 독물질제거가 두 시간 이상 작동되어 원자로심을 임계 상태로 (15 mk) 만 들거나 유지시킬 만큼 독물질을 충분히 제거시키는 경우에만, 원자로는 모든 조절봉이 삽입되어 있고 감속재 수위가 제 10 행까지 감소된 상태에서 임계 상태를 유지할 수 있다. 모든 감속재계통 고장 사고시에 감소된 감속재 수위가 예견되며 각각에 대해서 순서대로 논의한다.

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고의 경우, 3 가지 노심상태의 감속재 최저임계수위는 4507 mm 이다. 이 수위는 4083 mm (10개의 행이 노출된) 의 중성자 고출력 유효범위에 대한 극한적인 감속재 배수 수위보다 훨씬 높다. 그러므로 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 가능한 모든 초기상태에 대해서 중성자 고출력은 트립 유효범위를 제공한다.

감속재 배관 파열 사고 경우 원자로는 약 3 개의 행이 노출된 상태에서 미임계가 된다. 그러므로, 감속재 배관 파열 사고시 가능한 모든 초기상태에 대해서 중성자 고출력 트립은 유효하다.

### 15.4.A.5.2 원자로 조절계통 작동시의 기기냉각수상실/감속재순환상실

#### 15.4.A.5.2.1 핵연료 건전성 분석 결과

##### 15.4.A.5.2.1.1 감속재계통 반응

분석된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고 경우는 표 15.4.A-11 에 요약되어 있다. 이 표에는 사용된 주요 가정들도 나타나 있다.

원자로가 103% FP 상태로 운전 중일때 완전 기기냉각수상실/감속재순환상실에 대한 사전전개는 표 15.4.A-12 에 나타나 있다. 그림 15.4.A-6 에서는 감속재의 체적평균 온도에 대한

15.4.A-22

95/04/11





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

과도상태를 보여준다. 사용된 주요 가정은 표 15.4.A-11 에 주어져 있으며 이상 혼합물이 붕괴된 후의 재임제와 원자로건물 고압 트립의 관점에서 보수적이다.

기기냉각수상실 사고시에 100 초와 180 초에 각각 발생하는 단계출력감발과 감속재 고온 트립에 의해서 원자로 출력은 감소될 것이지만, 어느 경우도 작동되지 않는 것으로 간주한다.

감속재의 체적평균 온도는 대략  $0.1\text{ }^{\circ}\text{C/s}$  의 속도로 꾸준히 증가한다. 감속재유체의 온도 증가와 팽창으로 인한 수위 증가는 감속재 온도와 수위에 대한 일련의 정보를 야기시킨다. 기기냉각수 상실로 인하여 칼란드리아 출구측 감속재 고온 정보와 열교환기 출구측 고온 정보가 발생한다. 순환 상실은 감속재펌프 저압력차 정보를 야기시킨다. 두 사고 모두 감속재 고수위 정보가 발생한다. 두 경우 모두 과도상태 초기 22 초 이내에 운전원은 두 개의 정보를 받을 것이다. 그러므로 운전원 수동작은 고수위 정보후 900 초에 일어난다고 고려될 것이며, 이것은 이 경우에는 922 초에 해당된다.

온도가 증가하면 액체 감속재가 부풀어 오르고 끓게 되는데 이로 인해서 상충기체 압력이 상승한다. 증가되는 압력과 배출밸브의 용량에 의해서 제한되는 아주 느린 속도로 비등이 발생한다. 감속재 상충기체계통에는 각각  $0.566\text{ m}^3/\text{s}$  를 방출할 수 있고 두 채널의 고장시 개방되는 방출밸브가 있다. 이 밸브중 한 개가 고장으로 닫혀서 기체방출 용량이  $0.566\text{ m}^3/\text{s}$  이라고 보수적으로 가정한다. 이것은 대략  $0.016\text{ m}^3/\text{s}$  인 액체 감속재의 최대 팽창속도보다는 크지만 잠재적인 증기화율  $74\text{ m}^3/\text{s}$  보다는 훨씬 작으므로 일단 포화상태에 이르게 되면 압력은 증가하게 된다. 비등에 의한 압력 증가로 인하여 비등 속도가 제한되기 때문에, 일정한 포화상태가 유지될 것이다.

감속재 체적평균 온도가 240 초 정도에  $104^{\circ}\text{C}$  에 도달하면 팽창으로 인하여 방출도관이 완전히 채워지고 액체는 배출밸브를 통하여 방출될 것이다. 배출밸브의 액체방출 용량은 감속재의 팽창속도를 초과한다. 결과적으로 칼란드리아는 가압되지 않는다.

453 초 정도에서  $127^{\circ}\text{C}$  의 최대 감속재 온도일때 감속재 중기압력은  $138\text{ kPa}$  의 과압보호판 파열압력을 초과한다. 방출을 최소화하여 원자로건물 트립의 유효성을 평가하기 위해서 4개의 과압보호판 중에서 2개가 파열되고 감속재의 체적평균 온도가  $115^{\circ}\text{C}$  라고 보수적으로 가정한다. 보통 4개의 과압보호판 모두 파열될 것으로 예측한다. 질량 방출율과 엔탈피 방출 과도상태를 그림 15.4.A-7 과 그림 15.4.A-8 에서 두 개의 과압보호판이 파열된 경우에 대해서 보여준다. 초기 방출율은  $1100\text{ kg/s}$  이다. 이러한 정보는 원자로건물 고압 트립의 유효성을 평가하는데 사용한다.

15.4.A-23

95/04/11



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

칼란드리아 과압보호판이 파열된 직후에 방출도관내 감속재액체와 칼란드리아 상부의 액체는 순간기화를 시작한다. 그 결과 상대적으로 낮은 엔탈피를 가지는 이상 혼합물이 격납건물로 방출된다.

10 초 정도 감압되면 방출도관내 재고량이 고갈된다. 방출도관내 액체가 방출됨으로써 야기되는 감압과 원자로로부터 계속적으로 첨가되는 열 (제1정지계통 감속재 고온 트립은 무시됨) 때문에, 칼란드리아로부터의 두 번째 방출이 개시되며 이후 70 초 동안 지속된다. 이 두 번째 단계 동안 최대 방출율은 960 kg/s 이다. 초기 방출 기간동안에, 원자로건물 압력은 제1정지계통 및 제2정지계통 트립과 격납건물격리 신호에 대한 설정치 이상으로 증가한다.

그림 15.4.A-14 에서는 과도상태 동안 이상 혼합물 수위를 보여준다. 이상 수위는 이보다 더 낮은 수위에서는 0.9 이하의 기포율을 지닌 것으로 정의되며 기포붕괴시간을 지시할때만 사용한다. 기포붕괴수위도 보여주는데, 이것은 과도상태시 용기내 남겨진 액체 재고량을 표시한 것이다. 기포붕괴수위는 550 초에 5.8 m 정도로 감소된다. 기포붕괴 후에 감속재 수위는 붕괴열이 첨가되기 때문에 서서히 감소된다.

### 15.4.A.5.2.1.2 과압보호판 파열 후의 원자로심 반응

과압보호판이 파열된 후에 감속재유체는 초기에 비균질, 이상 혼합물 상태일 것이다. 감속재의 밀도가 감소함으로써 원자로는 미임계 상태로 되며, 감속재내 비등은 잠잠해지고 수위는 붕괴될 것이다. 노물리 분석은 극한적인 모델을 가정하여 수행하였다. 즉, 감속재 수위가 순간적으로 붕괴하는 (순간성증화 모델) 경우와 장기간에 걸쳐서 이상 혼합물처럼 거동하는 (이상 모델) 경우이다.

#### 15.4.A.5.2.1.2.1 이상 모델

이상 감속재 모델을 이용하여 수행된 노물리 분석에서의 감속재 열부하와 반응도 과도상태는 각각 그림 15.4.A-13 및 그림 15.4.A-15 에서 보여준다.

초기에 감속재의 체적평균 온도는 0.1 °C/s 로 상승하며, 온도 상승시 과압보호판이 파열되기 전에, 감속재 온도 상승으로 인하여 영역제어기는 팍 차고 (초기에는 40% 차있음) 기계적 제어흡수봉이 삽입된다 (초기노심 상태에 좌우됨). 원자로 조절계통에 의해서 상쇄될 수 있으므로 원자로는 과압보호판이 파열되기 전에 임계 상태를 유지한다.

과압보호판이 파열되는 순간에 영역제어기에 의한 정 반응도가 최대 속도인 0.14 mk/s

15.4.A-24

95/04/11



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

로 삽입된다. 감속재 밀도 감소와 관련된 헬썬 강력하고 급격한 부 반응도의 삽입은 과압보호판 파열 후의 총 반응도를 지배한다. MODSTBOIL 은 계통 반응도가 과압보호판 파열후 85 초인 538 초 정도에서 최소치인  $-9.1 \text{ mk}$  에 도달된다고 예측한다. 이상 감속재유체가 포화온도에서 단상 액체로 붕괴됨에 따라서, 반응도는 150 초 동안에  $-3.0 \text{ mk}$  로 증가된다. 감속재 밀도는 과압보호판 파열 후에 칼란드리아 상단 부위에서 급격히 감소된다. 그 이후로 더 낮은 수위에서 밀도가 감소된다. 468 초까지 칼란드리아 상단 부근은 기포화되며, 중성자속의 수직적 분포모양이 찌그러들기 시작한다. 원자로 조절계통은 총 출력을 동일하게 유지하려고 하기 때문에, 상단부 채널에서는 출력이 감소되는 반면에 하단부 채널에서는 출력이 증가한다. 질량이 격납건물로 계속해서 방출되기 때문에 이러한 기포화는 수위가 낮아짐에 따라서 증가하며, 중성자속은 더 찌그러들어 하단부 채널에서 최대값을 나타낸다. 감속재 밀도가 계속적으로 감소되면 원자로는 500 초 지난후 얼마안에 미임계 상태로 된다. 그 이후에 출력은 칼란드리아내 모든 지점에서 낮게 된다.

이 경우에 (감속재 고온, 중성자 고출력, 원자로건물 고압에 의한 정지계통 트립과 원자로 조절계통에 의한 사전의 원자로 출력 감소를 무시하면) 원자로 출력은 자연히 감소한다.

4b2efa1c-7a6611081416

### 15.4.A.5.2.1.2.2 순간성충화 모델

순간적인 성충화 모델에서는 과압보호판이 파열된 후의 이상 감속재 단계는 무시되며 사고는 감속재가 배수된 것처럼 취급된다. 이러한 점에서 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고에 대해 순간성충화 모델을 사용하여 수행된 분석은 감속재계통 배관 파열 사고와 유사하다. 본질적으로 시간의 단위 만이 다른데  $600 \text{ kg/s}$  의 감속재 재고량 손실을 나타내 주기 때문이며, 이것은 감속재계통 배관 파열과 관련하여 분석된 최대 방출율을 훨씬 초과하는 것이다. 감속재 수위의 함수로서 사건전개는 헬썬 적은 감속재 손실율에 대해서 그림 15.4.A-13 에서 보여준 것과 실제로는 동일하다. 감속재 수위가 감소되면, 핵연료피복관에서 드라이아웃이 발생하기 훨씬 전에 제1정지계통과 제2정지계통 국부과출력보호계통에 의해서 원자로가 트립된다. 감속재 온도의 상승에 의해서 첨가된 정 반응도 때문에 반응도유발 자체정지가 지연된다.

### 15.4.A.5.2.1.3 핵연료 건전성 분석결과 요약

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고가 일어나면, 감속재는 온도가 상승되어 팽창되며, 칼란드리아 방출도관내 과압보호판이 파열된다. 기기냉각수상실 경우에, 과압보호판이 파열되기



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

전에 제1정지계통 감속재 고온에 의해서 원자로가 트립될 수 있다. 과압보호판이 파열되고 몇 초 후에, 원자로건물 고압 트립신호 (SDS1 및 SDS2) 에 도달한다.

노심의 반응은, 온도가 상승하고 그에 따라 칼란드리아 과압보호판이 파열된 후 감속재 반응에 대한 가정 즉, 장기간에 걸친 이상 혼합물 상태 혹은 순간적인 붕괴 상태인가에 따라 다르다.

이상 모델에서는 감속재 수위, 온도 및 밀도에 의한 순 영향때문에 원자로 출력이 자연히 감소하게 된다.

한편 과압보호판 파열후에 감속재가 순간적으로 성층화되었다고 가정했을 경우에, 이 시나리오에 감속재계통 배관 파열시와 유사하게 되는데, 각 정지계통에 의한 중성자 고출력 트립이 전 영역의 초기 출력준위에 걸쳐 유효범위를 제공한다는 점에서 그렇다.

### 15.4.A.5.2.2 격납건물 및 삼중수소 누출 분석 결과

주위 환경으로의 삼중수소 누출 뿐만 아니라, 원자로건물 고압 트립과 격납건물 격리신호에 대한 분석 결과가 이 절에 제시되어 있다.

4b2efa1c-7a6611081416

#### 15.4.A.5.2.2.1 원자로건물 고압 트립과 격납건물 격리에 대한 결과

감속재로부터 격납건물로의 질량 방출율과 엔탈피 방출 과도상태는 두 개의 과압보호판이 파열되었다고 가정한 경우에 대해서 그림 15.4.A-7 과 그림 15.4.A-8 에서 보여준다. 결과적인 원자로건물 압력 과도상태는 그림 15.4.A-9 에서 보여준다.

과압보호판 파열시 감속재에 저장된 에너지는 원자로건물 고압 트립을 야기시키는 것으로 나타나 있다. 과압보호판이 파열된 후에 감속재로 첨가되는 열을 인위적으로 영 (zero) 으로 낮춤으로써 이것이 입증된다. 원자로건물내의 압력 반응은 그림 15.4.A-10 에 나타나 있다.

두 경우 모두에서 원자로건물 고압 트립설정치는 6.5 초 이내에 도달되고 격납건물은 11 초에 격리된다.

그림 15.4.A-11 에서는 오직 한 개의 과압보호판만이 파열되었다고 가정된 경우에 대한 파단방출을 보여준다. 그림 15.4.A-12 에 나타난 것처럼, 이러한 방출은 원자로건물 고압 신호를 발생시키기에 충분하다.

15.4.A-26

95/04/11



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 15.4.A.5.2.2.2 삼중수소 누출에 대한 결과

격납건물로부터의 누출은 15.4.A.4.6.3절에 상세히 기술된 방법론을 사용하여 예측하였다. 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고가 나면 두 개의 특징적인 기간이 존재한다 : 가. 감속재가 중수증기회수계통으로 주입되는 과압보호판 파열 이전. 누출경로는 굴뚝을 통해서이다.

나. 감속재가 격납건물로 방출되는 과압보호판 파열 이후. 누출경로는 격납건물 격리전에는 개방관통부를 통해서이고, 격리된 이후에는 격납건물 누설을 통해서이다.

#### 15.4.A.5.2.2.2.1 굴뚝 방출

굴뚝 방출에 대한 극한적인 사건은 과압보호판 파열이 원자로를 정지시키기 위한 운전원의 동작과 동시에 발생할 수 있을 정도의 감속재 가열율을 나타내는 경우이다. 이때의 출력준위는 55% FP 에 해당한다.

굴뚝을 통한 총 누출은 이 경우에 88 kg 의 중수로 계산되었다. 삼중수소 농도가 2.8 TBq/kg D<sub>2</sub>O 인 경우에, 이것은 246 TBq 의 삼중수소가 누출된 것과 동일하다.

4b2efa1c-7a6611081416

#### 15.4.A.5.2.2.2.2 격납건물 누출

다음의 보수적인 가정을 이용하여 방사능누출 분석을 위한 감속재 방출을 극대화시킨다 : 가. 4개의 과압보호판 모두가 파열된다고 가정한다.

나. 과압보호판 파열시의 감속재 체적평균 온도는 127℃ 로 가정한다.

다. 열부하가 최대가 되도록 MODSTBOIL 의 매개변수를 설정한다. 영점 중성자속 경계는 0.9 이며 감속재 밀도에 대한 반응도계수는 영으로 가정한다.

과압보호판이 571 초에 파열되는 것을 제외하고는 사건전개가 원자로건물 고압 트립의 유효성 분석을 위해 설정한 것과 아주 유사하다. 후속 사건들도 지연되었다. 질량 방출율과 엔탈피 방출에 대한 과도상태는 그림 15.4.A-18 과 그림 15.4.A-19 에서 보여준다.

결과적인 원자로건물 압력에 대한 과도상태는 그림 15.4.A-20 과 그림 15.4.A-21 에 나타나 있다. 삼중수소의 누출량은 다음과 같다 :

시 간	삼중수소 누출량 (TBq)
0 에서 1 시간	3.7
1 에서 24 시간	74

15.4.A-27

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

24 시간 이후

165

### 15.4.A.5.2.3 선량평가 결과

선량 계산은 두 가지 다른 기후조건에 대해서 수행되었다. 하나는 지표준위 누출 (격납 건물로부터 누설) 에 대한 극한적인 경우이고, 다른 하나는 굴뚝 방출에 대한 것이다. 이 두 경우 중 더 높은 선량이 여기에 보고되어 있다.

개인선량은 갑상선과 전신 모두에 대해서 0.21 mSv 이다. 주민선량은 갑상선과 전신 모두에 대해서 0.59 person-Sv 이다. 이러한 선량은 AECB 선량한도보다 낮다.

### 15.4.A.5.2.4 중수소 폭연 분석 결과

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시의 중수소 폭연 위험은 다음의 이유로 고려하지 않는다 :

가. 방출도관내에는 점화원이 존재하지 않으며 화염진압기 (flame arrester) 가 상충기체 장비에 의한 점화를 저지시킨다.

나. 점화가 되더라도 점화의 결과로 방출되는 에너지는 상충기체의 체적이 작기 때문에 (약 7.5 m<sup>3</sup>) 미미할 것으로 예측된다.

4b2efa1c-7a6611081416

### 15.4.A.5.2.5 트립 유효범위 분석 결과

원자로 조절계통 작동시의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고에 대해서 감속재 고온 (기기냉각수상실 경우 제1정지계통), 원자로건물 고압 (제1정지계통 및 제2정지계통) 및 중성자 고출력 (제1정지계통 및 제2정지계통) 에 의한 자동 원자로 트립이 발생하며 유효하다. 자동적인 정지계통 작동이 없더라도 원자로는 자연히 미임계 상태로 된다.

또한 55% FP 이하의 출력준위에서는 수동 트립이 작동된다고 고려할 수 있다. 이러한 유효범위의 한계는 과압보호판이 파열되기 전에 원자로를 정지시키기 위한 운전원의 동작을 근거로 한것이다. 운전원 수동작이 과압보호판이 파열된 직후에 요구되지는 않기 때문에, 수동 트립에 대한 유효범위는 아마도 더 클 것이다. 55% FP 근처의 초기 원자로 출력상태에서는 원자로가 정지되더라도 과압보호판을 파열시킬 만큼 충분한 붕괴열이 존재할 수 있다. 그러나, 원자로가 정지되어 있기 때문에 그 이후의 핵연료 건전성이나 재임계에 대한 것을 고려하지 않는다.

원자로건물 고압 트립의 유효성 분석은 103% 전출력에 대해서 수행되었다. 칼란드리아

15.4.A-28

95/04/08





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

로부터의 에너지 방출율은 초기 원자로 출력에 의존하지 않는다. 그러므로 원자로건물 고압은 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 모든 출력준위에서 트립 유효범위를 제공한다.

제1정지계통의 감속재 고온 트립은 과압보호판이 파열되기 이전에 원자로를 트립시키므로 기기냉각수상실 사고에 대한 트립 유효범위를 제공한다. 마찬가지로 이 분석이 103%의 초기 출력에 대해서 수행되었지만, 더 낮은 출력상태에서도 이 트립은 유효할 것이다.

이러한 트립 유효범위는 그림 15.4.A-22 와 15.4.A-23 에 기기냉각수상실 및 감속재순환상실 사고에 대해서 각각 요약되어 있다. 원자로 조절계통의 작동이 고려되는 경우에, 각 정지계통에서 최소한 두 개의 트립변수가 존재한다.

### 15.4.A.5.3 원자로 조절계통 고착시의 기기냉각수상실/감속재순환상실

#### 15.4.A.5.3.1 핵연료 건전성 분석 결과

원자로 조절계통 고착시의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시, 감속재의 온도가 변화하면 출력이탈이 생긴다. 이탈의 방향은 핵연료의 평균 방사선 조사정도에 의해서 결정된다.

새 핵연료 경우 감속재 온도계수는 음의 값이다. 감속재의 온도가 상승하면, 원자로 출력은 감속재 온도 상승에 의한 반응도 손실과 핵연료 온도 상승에 의한 반응도 이득 사이의 반응도 균형이 형성되는 새로운 출력준위로 감소된다. 감속재 온도 증가는 둔화되지만 계속적으로 상승하여, 결국은 과압보호판을 파열시킨다. 사건전개와 트립 유효범위는 원자로 조절계통이 작동되는 경우의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고와 유사하다. 원자로 조절계통이 작동되는 경우의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고를 참고로 하여 아래와 같이 기술할 수 있다. 출력 감소는 과압보호판의 파열을 지연시킴으로써 수동 트립이 유효한 초기출력 범위를 증가시킬 것이다. 원자로건물 고압 트립에 대한 유효성은 변함이 없는데 모든 출력준위에서 유효범위를 제공하기 때문이다. 마찬가지로 국부과출력보호 와 제1정지계통 고온 트립은 똑같이 유효하다. 그러므로 이러한 기술을 기초로 해보면, 핵연료 건전성의 관점에서 이 시나리오에서의 결과는 원자로 조절계통이 작동하는 경우의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고에 포함된다.

평형 핵연료, 평형-장기정지, 플루토늄중식 첨두시기 노심 경우에는 감속재의 온도가 상승하면 반응도가 올라간다. 원자로 조절계통이 작동되지 않으면 원자로 출력은 증가할 것이다. 감속재의 온도 상승으로 인한 반응도의 최대 삽입율은 약 0.0075 mk/s 인데 0.1 °C/s 의 온도 상승율과 0.075 mk/°C 의 감속재 온도계수 (온도와 밀도 효과가 결합된) 에 해당한다.

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

감속재 온도 상승과 결과적인 반응도 과도상태는 거의 일차비례한다. 반응도제어상실 (LORC) 사고시의 트립 유효범위는 선형 반응도 증가율을 이용한 매개변수방법으로 분석된다. 이 분석은 최종안전성분석보고서의 15.2.3 절에 제시되어있다. 반응도제어상실 사고를 분석해 보면 핵연료 건전성 및 채널 건전성에 대한 트립 유효범위가 냉각재계통 고압 트립과 중성자 고출력 트립에 의해서 확보되는데 이러한 트립은 원자로를 전출력 상태에서 70 초 이내에 트립시킨다. 이때 감속재 온도는 약 7℃ 정도 증가하며, 원자로 트립은 과압보호판이 파열되기 전에 발생한다.

### 15.4.A.5.3.2 중수소 폭연 분석 결과

원자로 조절계통이 작동되는 경우와 마찬가지로 중수소 폭연에 의한 심각한 위험은 야기 되지 않는다.

### 15.4.A.5.3.3 격납건물 및 중수소 누출 분석 결과

감속재 온도가 증가하면 일부의 감속재유체가 중수증기회수계통내로 주입된다. 새 핵연료의 경우에 과압보호판이 파열되기 전과 후의 삼중중수소 누출은 원자로 조절계통이 작동될때의 경우와 유사할 것이다. 평형 핵연료, 평형-장기정지 및 플루토늄중식 침두시기 상태인 경우에, 과압보호판이 파열되기 전에 두 종류의 트립에 의해서 원자로가 정지될 것이다. 원자로가 정지되면 중수증기회수계통을 통한 중수의 방출이 종결되며 과압보호판 파열을 방지한다. 따라서, 원자로 조절계통이 작동불능인 시나리오의 결과는 원자로 조절계통이 작동되는 경우에 포함된다.

### 15.4.A.5.3.4 트립 유효범위 분석 결과

평형, 평형-장기정지 또는 플루토늄중식 침두시기 상태의 노심에서 원자로 조절계통이 작동불능인 경우의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 제1정지계통과 제2정지계통에 의한 트립 유효범위도를 그림 15.4.A-24 에서 보여준다. 이 그림은 최종안전성분석보고서의 15.2.3 절에 서술된 반응도제어상실 사고 결과를 근거로 작성되었다.

초기노심에서 원자로 조절계통 고착시의 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 제1정지계통과 제2정지계통에 의한 트립 유효범위도는 그림 15.4.A-22 와 15.4.A-23 에 나타나 있는데 원자로 조절계통이 작동되는 경우와 유사하다.

15.4.A-30

95/04/08





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 15.4.A.5.4 감속재계통 배관 파단

주 감속재계통의 배관 파단은 원자로 출력의 재분포로 특징지워 지는데, 이것은 감속재 수위의 감소로 인해서 상부의 핵연료채널들이 노출되어 이 채널의 출력이 붕괴열 수준으로 감소 되는 반면 총 출력을 일정하게 유지하기 위해서 원자로 조절계통이 노심 하부의 출력을 증가시키는 반응을 보여주기 때문이다.

원자로 조절계통이 작동되는 경우의 감속재계통 배관 파열시 과도상태를 분석해 보면 이 사고가 공정계통의 심각한 기능 상실을 야기시키지 않는다는 것을 보여준다. 감속재 수위가 감소 되면 순수 부 반응도가 삽입되고 원자로가 자연스럽게 스스로 정지되기 때문에 정지계통의 작동 이 필요하지 않다. 어떠한 경우에도 두 정지계통 모두에 대해서 국부과출력보호에 의한 유효범위가 존재하며, 최소 파단의 경우에는 운전원의 수동작에 의한 유효범위가 존재한다.

원자로 조절계통 고착시의 감속재계통 배관 파열 사고시 감속재 수위의 감소 때문에 삽입되는 상쇄되지 않은 부 반응도로 인해서 원자로는 자연히 정지될 것이다. 반응도 손실을 상쇄 할 수 있는 원자로 조절계통의 작동을 고려하지 않는다면, 감속재 수위 감소의 결과로서 야기되는 채널내 출력의 증가는 원자로 조절계통이 작동되는 경우에 포함된다.

4b2efa1c-7a6611081416

#### 15.4.A.5.4.1 핵연료 건전성 분석 결과

이 분석은 단계출력감발과 연속출력감발과 같은 출력을 감소시킬 수 있는 원자로 조절계통의 기능이 작동하지 않으며 두 정지계통에 의한 국부과출력 트립의 매개변수도 사용할 수 없다고 가정한다. 원자로가 전출력 상태로 운전중이고 조절봉이 수동 모드 상태일때, 감속재 상실 발생되었다고 가정한다.

##### 15.4.A.5.4.1.1 감속재계통 반응

원자로를 자동적으로 정지시킬 수 있는 어떠한 작동도 무시하고 전출력상태에서 40 l/s 의 속도로 서서히 감속재가 배수되는 사고에서 예상되는 사건전개를 표 15.4.A-13 과 그림 15.4.A-25 에서 보여준다. 운전원의 간섭이 가정될 수 있는 시간인 초기 15 분이 지나기 전에 원자로가 미임계 상태에 도달하게 되는 거동을 설명하기 위하여 40 l/s 의 누설율이 선택되었다. 누설율이 더 느린 경우에는 초기 15 분이 지날 때까지 동일한 사건전개가 이루어지며, 누설율이 더 빠른 경우에도 유사한 거동을 보이지만 원자로가 더 일찍 스스로 정지됨으로써 마무리된다.

감속재 배관이 파열된 후에 감속재 수위는 7900 mm (정상 수위) 부터 감소되기 시작하



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

며, 7700 mm 에서의 첫번째 저수위 경보가 19 초에 발생한다. 24 초에 두번째 저수위 경보 (7630 mm) 가 발생되며, 감속재 저수위에 의한 단계출력감발 신호는 7550 mm (70초 정도에) 에서 발생함으로써 사고를 종결시킨다. 만일 단계출력감발 기능이 동작하지 못한다면 다음에 기술된 사건전개를 적용한다.

감속재펌프의 저압력차 경보는 감속재 수위의 감소로 야기된 펌프 공동현상이 일어나는 사고시에 유발될 수도 있다. 그러면 원자로 조절계통에 의해서 원자로 연속출력감발이 시작되는데 작동하지 않는 것으로 간주된다.

노심의 반응도가 영향을 받을때에는 감속재 수위가 결국 칼란드리아 상부의 아래쪽보다 더 밑으로 떨어진다. 액체영역의 평균수위 (원자로 조절계통을 통하여 유발된) 가 감소되기 시작하여 반응도 손실을 상쇄시키고 원자로의 출력준위를 설정치에서 일정하게 유지한다. 만일 원자로 조절계통이 원자로 출력을 설정치에서 일정하게 유지하지 못할 경우 (원자로 조절계통이 작동 불능이라고 가정된) 감속재를 상실하게 되면 반응도 상실을 상쇄시키지 못하기 때문에 더 일찍 원자로를 정지시킨다.

상부 영역 (영역 3 및 10) 에서의 출력을 설정치로 유지시키기 위하여 영역제어는 상부 액체영역의 수위를 급격히 감소시킨다. 결국 상부 영역은 최소 수위 (5%) 까지 배수되며 영역제어는 기능이 저하되기 시작한다. 원자로의 총 출력을 거의 일정하게 유지하면서 원자로 상부에서의 출력은 감소되고 원자로 하부에서의 출력은 증가되는 상하부 사이의 중성자속 편차가 발생한다.

감속재 수위가 첫 번째 행의 채널 (A 행) 에 도달하기 훨씬 전에 출력분포에 대한 편차가 20% 에 이르면 원자로조절계통은 원자로 연속출력감발을 시작한다. 이것도 고려되지 않는다.

국부과출력보호 감지기는 노심에서 발생하는 중성자속의 비틀림 정도를 감지한다. 국부과출력보호계통에 대한 평균 트립여유도는 약 10% 이므로, 두 정지계통은 감속재 수위가 A 행 이하로 감소되기 전에 국부과출력보호에 의해서 원자로를 트립시킨다. 트립 시간은 채널출력침투 인자와 트립여유도에 의해 좌우된다. 일부 채널에서는 10% 에서 20% 에 이르는 출력 증가가 예측되지만, 아래에서 논의한 바와 같이 핵연료피복관에서 드라이아웃이 발생되기 시작하는 임계채널출력에 도달하는 채널은 존재하지 않는다.

감속재 재고량 상실로 인해서 감속재 유량이 충분히 감소된다면 감속재 고온에 의해서 원자의 연속출력감발이나 제1정지계통 트립이 유발될 수 있다. 이러한 동작도 역시 고려되지 않는다.



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

월성 2, 3, 4 호기에서 조절봉은 정상상태시 “자동” 모드로 유지된다. 이러한 운전 모드에서 조절봉 인출은 7550 mm 에서 시작되는 단계출력감발 신호 (표 15.4.A-5) 에 의해서 방지된다. 이 신호를 받았을때 조절봉은 인출되지 않을 것이다.

조절봉이 노심내에 남아있게 될 경우에, 액체영역의 평균 수위는 하한치인 5% 쪽으로 계속 감소된다. 액체영역제어기의 효율성은 각각의 하한치에 도달하는 영역의 수가 증가할수록 감소된다. 하부 영역 2, 5, 7, 9, 12 및 14 의 출력은 계속적으로 증가한다. 영역내 고출력에 의한 단계출력감발은 최소한 4개의 영역이 108% FP 상태에 도달할때 시작되지만, 이러한 기능도 가용하지 않다고 가정한다.

감속재 수위가 B 행에 도달하면 제2정지계통 독물질주입 노즐을 통해 칼란드리아내로 가돌리늄 용액이 증력에 의해서 주입된다. 가돌리늄은 칼란드리아내에서 감속재 유동에 의해서 서서히 순환되며, 노심내 고증성자속 영역으로 침투되기 전에 칼란드리아의 반사체영역에서 1~2 분 동안 남아 있을 수 있다. 이 독물질이 첨가됨으로써, 부 반응도가 증가하고 원자로의 정지가 가속화된다. 그러나 이러한 영향은 고려되지 않는다.

액체영역의 평균 수위는 각각의 하한치를 향하여 계속 감소되며 감속재 수위의 감소로 인한 반응도상실을 상쇄시키는 능력을 점차 잃게 된다. 원자로 출력은 서서히 감소되며 반응도 상실로 인하여 원자로는 정지된다. 일단 감속재 수위가 B 행과 C 행에 도달하고 약 116% FP 정도의 최대 출력에 이른 후에 하부 영역 (5 및 12) 에서의 출력은 감소하기 시작한다. 출력 감소에 대한 정확한 시간은 액체영역제어기에서의 초기 액체 수위에 의해서 좌우된다. 초기 수위가 높은 경우에 원자로 정지를 지연시키는 경향이 있다.

누설율이 40 l/s 보다 약간 적은 경우에, 사건전개는 본질적으로 동일하지만 더 장기간에 걸쳐 진행된다. 누설율이 20 l/s 보다 적을 경우에는 감속재 수위가 B 행에 이르는데 15 분이상이 걸리며 원자로가 스스로 정지되기 전에 운전원이 원자로를 정지시키기에 충분한 여유가 있다.

다섯 종류의 감속재 누설율에 대하여 모사하였다 : 10, 20, 40, 80 및 122 l/s. 900 초 (15 분) 동안 모사를 진행했다. 900 초에 운전원이 원자로를 정지시키는 것으로 간주한다. 과도 상태 아주 초기에 감속재 저수위 정보와 극저수위 정보가 발생한다.

각종 감속재 누설율에 대해서 수위 변화를 시간의 함수로 그림 15.4.A-26 에서 보여주고 있다. 재고량 손실에 따른 감속재 수위는 칼란드리아, 배관 및 칼란드리아관 등의 기하학적 형태와 크기에 근거한다.

15.4.A-33

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

분석에 이용된 다섯 종류의 누설율에 대한 원자로 총 출력의 변화를 그림 15.4.A-27 에서 보여준다. 결과를 보면 매우 느리게 누설이 될 경우에 (10 l/s 와 20 l/s) 15 분 동안 원자로가 고출력 상태를 유지한다는 것을 알 수 있다.

누설율이 20 l/s 일 경우에 감속재 수위는 15 분 후에 B 행의 중간지점 근처이다. 원자로 조절계통은 감속재 수위가 B 행 만큼 감소된 것을 보상하는데 요구되는 반응도를 가지고 있다.

누설율이 20 l/s 이상일 경우에 15 분 동안 원자로가 고출력 상태를 유지하지 못한다. 40 l/s 의 경우에 원자로 출력은 약 550 초부터 급격히 떨어지기 시작한다. 80 l/s 의 누설율에서, 출력은 275 초 근처에서 감소하기 시작한다. 결과를 보면 누설율이 20 l/s 이상일때 수위가 B 행과 C 행 중간지점에 도달 했을때 원자로는 미임계 상태가 된다는 것을 알 수 있다.

채널 Q11 은 감속재 상실 사고시에 최대 출력값을 가지는 전형적인 고출력 채널이다. 그림 15.4.A-28 에서는 각종 누설율에 대한 채널 Q11 의 출력 과도상태를 보여준다. 결과를 보면 출력이 15 분 이전에 첨두치에 도달하는 모든 경우는 누설율이 20 l/s 이상일때 발생하는데, 이 경우 첨두 출력은 누설율에 거의 영향을 받지 않음을 알 수 있다. 누설율이 40 l/s 인 경우와 122 l/s 일 경우 사이에서는 채널 Q11 에서의 최대 채널출력이 0.3% 차이가 난다. 누설율이 더 낮은 경우에는, 채널출력이 첨두치에 도달하기 전에 운전원의 동작이 실행되는 15 분의 시간지연에 이른다. 따라서 이러한 느린 경우의 최대 채널출력은 빠른 누설율의 경우보다 더 낮다.

누설율이 40 l/s 일 경우에 각 채널에 대한 최소임계출력비율 그림 15.4.A-29 에서 보여준다. 예상했던 것처럼, 드라이아웃에 대한 최저 여유도는 노심의 하부에 존재한다. 채널 S8 에서 드라이아웃에 대한 최저 여유도에 도달하는데 그 값이 1.1% 이다. 누설율이 느린 경우에서 드라이아웃에 대한 여유도가 더 크지만, 빠른 경우에는 40 l/s 의 누설율 경우에 예측된 것과 크게 다르지 않다.

### 15.4.A.5.4.2 격납건물 및 선량 평가 결과

감속재 배관이 파단되면 과냉각 상태로 방출된다. 따라서, 심각한 가압이나 격납건물 대기로의 삼중수소 누출은 미미할 것이다. 그러므로 이 시나리오에 대한 격납건물 및 선량 평가는 수행하지 않는다.



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 15.4.A.5.4.3 중수소 폭연 분석 결과

이 절에서는 가연성 혼합물이 형성될 수 있는 조건이 발생되지 않는다는 것을 보여줌으로써 중수소 폭연은 배제될 수 있다는 것을 보여준다.

파단 크기와 위치, 그리고 파단 방출이 종결될 수 있는 감속재 수위 등에 대한 여러 가지 조합을 망라하는 광범위한 영역의 시나리오가 고려되어야만 한다. 파도상태의 복잡성과 경우의 수 때문에 감속재 배관 파열을 파단면적의 함수로서 매개변수적으로 분석하였다. 결과를 간단하게 나타내기 위하여, 파단 위치는 칼란드리아의 바로 외측에 있는 출구측 배관이라고 가정하였다.

차폐탱크 바로 외측에 있는 12 인치의 감속재 출구측 배관 하나가 완전히 파단되는 경우에 감속재 누설율이 최대가 될 것이다. 이 분석에서는 파단면적이  $0.1459 \text{ m}^2$  (12 인치 배관 100% 의 2 배),  $0.0730 \text{ m}^2$  (12 인치 배관 50% 의 2 배),  $0.01459 \text{ m}^2$  (12 인치 배관 10% 의 2 배) 및  $0.001459 \text{ m}^2$  (12 인치 배관 1% 의 2 배) 인 경우를 조사하였다. 100% 파단시의 초기 파단 방출율은 대략  $1000 \text{ kg/s}$  이다. 파단 방출은 칼란드리아의 중심선 아래  $4.87 \text{ m}$  에서 (차폐탱크의 외부) 배관이 파단되었을 경우를 계산하였다.

100% 와 1% 의 감속재 배관 파손에 대한 사건전개는 표 15.4.A-14 에 제시되어 있다. 표 15.4.A-15 에서는 중수소 폭연에 관해서 분석된 감속재계통 배관 파단 사고가 요약되어 있다.

상충기체  $\text{D}_2\text{O}$  증기와 중수소의 농도에 대한 파도상태는 12 인치 감속재 출구측 배관 양쪽에서의 100%, 50%, 10% 및 1% 파단에 대해서 그림 15.4.A-30 과 15.4.A-31 에 각각 제시하였다.

일단 파단이 발생하면 상충기체 압력을 회복시키기 위해서 헬륨이 공급관을 따라 상충기체로 들어간다. 1% 파단을 포함해서 분석된 모든 파단은 최대 헬륨 보충율을 초과한다. 결과적으로 상충기체 압력은 대기압보다 낮아지게 되며 방출은 감소한다. 한 개의 헬륨병 뱅크는  $2.83 \text{ l/s}$  로 3.5 시간 정도 퍼지될 수 있는 정도의 충분한 헬륨을 공급할 수 있다. 이 시간 후에도 헬륨 보충을 계속하기 위해서는 두번째 뱅크의 헬륨병이 필요하다.

최대 기체방출량은 압력 강하가 가장 클때 발생될 것이기 때문에 운전원이 배출밸브나 퍼지밸브를 개방시키지 않는다고 가정한다. 배출밸브나 퍼지밸브를 통한 공기의 주입은 민감도 분석의 일부로서 고려된다.

감속재 수위가 계속적으로 떨어지면 저수위 경보가 발생할 것이다. 상충기체계통내 직접 접촉냉각기에서는 감속재펌프로부터 공급되는  $\text{D}_2\text{O}$  유량이 요구되기 때문에 재결합기의 출구측 온도는 배관 파단 후에 곧 상승하기 시작한다. 결국은 출구측 고온 경보가 생성되고 그 후에 운전

15.4.A-35

95/04/06



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

원은 재결합을 중지시키고 상충기체 퍼지를 시작할 필요가 있을 것이다.

100% 파단이 일어나면 상충기체내 최대 침투 중수소 농도에 이르게 된다. 상충기체내 중수소 농도는 0.1% 로부터 48 초에 3.6% 로 상승한다. 증기 농도는 20 초 이내에 60% 로 상승되어 혼합물은 불활성 성질을 가진다.

수위가 계속적으로 떨어지면 상충기체내 중수소는 보충된 헬륨 유량에 의해서 희석된다. 그림 15.4.A-31 에 나타난 것처럼, 희석으로 인해 농도가 장기간에 걸쳐서 감소하게 된다.

일단 감속재순환이 상실되면, 감속재 온도는 증가하기 시작한다. 이러한 온도 상승 때문에 감속재 기체방출이 촉진된다. 비록 감속재 온도 상승으로 인해서 중수소의 용해도가 감소하지만, 상충기체내 수증기의 분압도 더 높아진다. 감속재의 온도를 증가시키는 것은 민감도 분석에서 고려되었다.

### 15.4.A.5.4.3.1 민감도 분석 결과

상충기체내 중수소 농도는 제2정지계통 정지에 의해 첨가된 질산 가돌리늄, 감속재 온도 과도상태 및 공기 주입 등에 민감하다.

매개변수적으로 파단면적을 분석해본 결과, 분석에서 이용된 시나리오 하에서는 최대 중수소 농도가 가연성한도인 4.5% 보다 훨씬 낮은 3.6% 임을 알 수 있었다. 제2정지계통 정지에 의해 첨가된 가돌리늄, 감속재 온도의 상승 및 공기 주입 등에 의한 영향때문에 중수소 농도는 4% 정도로 증가된다.

### 15.4.A.5.4.4 트립 유효범위 분석 결과

감속재계통내 배관이 파손되면 칼란드리아의 감속재 수위가 떨어지게 된다. 수위가 감소되어 핵연료채널이 노출되면 원자로 조절계통이 칼란드리아 하부의 채널에서 출력을 증가시킴으로써 상쇄 기능을 수행한다. 출력 감소는 원자로 조절계통에 의한 연속출력감발과 단계출력감발 동작으로 생기는데 이것을 무시한다면 중성자 고출력 트립이나 제1정지계통과 제2정지계통에 의한 수동 트립 (소형파단시) 으로 인하여 출력 감소가 일어날 수 있다. 더우기, 어떠한 공학적인 정지장치가 작동되지 않더라도 원자로는 감속재 수위의 감소로 인한 반응도 상실 때문에 자연히 미임계 상태로 된다. 공학적인 장치에 의하건 자연적인 것에 의하건 상관없이 핵연료피복판에서 드라이아웃 발생없이 출력이 감소된다. 그러므로 핵연료와 핵연료채널의 건전성은 보장된다.

15.4.A-36

95/04/08





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

### 15.4.A.6 결 론

원자로 조절계통이 작동가능한 경우의 기기냉각수상실/감속재냉각기능상실 사고시 트립 유효범위는 원자로건물 고압 트립과 중성자 고출력 트립에 의하여 제공된다. 자동 트립이 되지 않더라도, 원자로로는 자연히 정지될 것이다. 또한 제1정지계통 감속재 고온 트립은 (기기냉각수상실 사고시만) 과압보호판이 파열되기 전에 유효하다. 초기 출력이 55% FP 또는 그 이하인 경우는 수동 트립도 과압보호판이 파열되기 전에 유효하다.

원자로 조절계통이 작동불능인 경우의 기기냉각수상실/감속재냉각기능상실 사고시 감속재의 온도가 변화하면 출력이탈이 야기된다. 이탈의 방향은 핵연료에 대한 평균 방사선 조사정도에 좌우된다. 새 핵연료의 경우에 사전전개와 트립 유효범위는 원자로 조절계통이 작동되는 경우의 기기냉각수상실/감속재냉각기능상실 사고와 유사하다. 원자로 조절계통이 작동불능이면서 평형 핵연료, 평형-장기정지 및 플루토늄증식 침두시기 노심상태인 경우에 원자로의 출력은 증가되어 반응도제어상실 사고때와 동일한 사고가 될 것이며, 트립 유효범위는 중성자 고출력과 냉각재계통 고압 트립에 의해서 제공된다. 그러므로 원자로 조절계통을 작동불능이라고 가정할때 적절한 트립 유효범위가 제공된다.

감속재계통내 배관이 파단되면 칼란드리아의 감속재 수위가 떨어진다. 수위가 감소되어 핵연료채널이 노출되면 원자로 조절계통은 칼란드리아 하부의 채널에서 출력을 증가시킴으로써 상쇄기능을 수행한다. 출력 감소는 원자로 조절계통에 의한 연속출력감발과 단계출력감발 동작에 의해 일어나는데, 이것을 무시하는 경우에 제1정지계통과 제2정지계통에 의한 중성자 고출력 트립이나 수동 트립 (소형파단시) 으로 인하여 출력 감소가 일어날 수 있다. 더우기, 어떠한 공학적인 정지장치가 작동되지 않더라도 원자로로는 감속재 수위의 감소로 인한 반응도 상실 때문에 자연히 미입계 상태로 된다. 공학적인 장치에 의하건 자연적인 것에 의하건 상관없이 핵연료피복관에서 드라이아웃 발생없이 출력이 감소된다. 그러므로 핵연료와 핵연료채널의 건전성이 보장된다.

이러한 사고에서 트립이 요구되는 경우 각 정지계통에서 최소한 두 종류의 매개변수가 존재한다. 대중선량은 R-10 과 C-6 에 규정된 AECB 의 요건 이내이다. 혼합물이 가연성이되지 않기 때문에 중수소 폭연은 문제가 되지 않는다.

### 15.4.A.7 참고문헌

15.4.A-1. AECB Regulatory Document R-10, "The Use of Two Shutdown Systems in Reactors", 1977 January 11.

15.4.A-37

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

- 15.4.A-2. AECB Consultative Document C-6, "Requirements for the Safety Analysis of CANDU Nuclear Power Plants", 1980 June.
- 15.4.A-3. AECB Consultative Document R-8, "Requirements for Shutdown Systems for CANDU Nuclear Power Plants", 1991 February 21.
- 15.4.A-4. B. Lewis, G. von Elbe, "Combustion, Flames and Explosions of Gases", Second Edition, Academic Press Inc., New York, 1961.
- 15.4.A-5. R.K. Kumar, "Flammability Limits of Hydrogen-Oxygen-Diluent Mixtures", AECL-8890, 1985 August.
- 15.4.A-6. D. Jenkins and M. Gold, "Reactor Fuelling Simulation Program - RFSP" AECL CANDU Report TDAI-230, 1980 December.
- 15.4.A-7. P. Soedijono, "MODSTBOIL Program Description", TDAI-398, 1988 January.
- 15.4.A-8. P. Soedijono, "MODSTBOIL Version 1.0 User Manual and Program Description Updates", TTR-380 Vol. 1, November 1991.
- 15.4.A-9. J. Koclas, S. Alaoui and M.A. Petrilli, "Development of the Modal Kinetics Model for the Gentilly-2N.G.S.", <sup>4b2efa1c-7a6611081416</sup>Proceedings of the Second International Conference on Simulation Methods in Nuclear Engineering, Societe Nuclaire Canadienne, Montreal, 14-16 1986 Octobre.
- 15.4.A-10. D.M. Cole, J.P. Van Berlo, and T.D. Vu, "DEBUT2 Ver 0.0: Deuterium Build-Up and Transfer Code Volume 1 - Program Description", AECL CANDU Report 74-03570-AR-002, Revision 0, 1991 May 14.
- 15.4.A-11. D.M. Cole, "DEBUT2 Ver 0.0: Deuterium Build-Up and Transfer - Volume 2 - User's Manual", AECL CANDU Report 74-03570-AR-003, Revision 0, 1991 May 31.
- 15.4.A-12. B. Thate, Z. Islam, "Moderator Cover Gas System", 86-32310/63230-DM-000, Revision 0, 1992 August.
- 15.4.A-13. M.S. Quraishi and T. Nguyen, "PRESCON2 VER-0.600 Program Description", TTR-219, Vol. 1, 1990 September.
- 15.4.A-14. T. Nguyen, "PRESCON2 VER-0.610 : Supplement to Program Description and User's Manual", TTR-273, Vol.10, 1991 December.

15.4.A-38

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

15.4.A-15. M.A. Cormier and K.T. Tsang, "PEAR-F77/UNIX Version 1.1", TTR-151,  
Volume 4, Addendum 1, Revision 0, 1994 August.

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-39

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-1

생성율 요약

운전 상태	감속재 순도	생성율 Moles D <sub>2</sub> /(s·kg D <sub>2</sub> O)	생성율 cm <sup>3</sup> /(s·kg D <sub>2</sub> O)@ 60℃ & 26 kPa(g)
정상 (100% 출력)	정상 순도	5.557 E-9	1.212 E-4
정지 직후 (SDS2)	>1 mg Gd/kg D <sub>2</sub> O	2.223 E-8	4.848 E-4
기동 (100% 출력)	<1 mg Gd/kg D <sub>2</sub> O	4.446 E-8	9.696 E-4
오염된 감속재 (100% 출력)	대략 1 mg LiNO <sub>3</sub> /kg D <sub>2</sub> O	1.139 E-6	2.485 E-2

15.4.A-40

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

월성 2 호기 최종안전성분석보고서

개정 53
2001.4

표 15.4.A-2

감속재계통 고장시 제1정지계통 트립설정치

트립매개변수	설계설정치	분석설정치
중성자 고�출력		
감속재 고온		
원자로건물 고압		
수동 트립		

53

4b2efa1c-7a6611081416

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

개정 53

2001.4

표 15.4.A-3

감속재계통 고장시 제2정지계통 트립설정치

트립매개변수	설계설정치	분석설정치
중성자 교출력		
원자로건물 교압		
수동 트립		

53

4b2efa1c-7a6611081416





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

월성 2 호기 최종안전성분석보고서

개정 53

2001.4

표 15.4.A-4

감속재계통 고장시 격납건물 설정치

트립매개변수	설계설정치	분석설정치
원자로건물격리		

53

4b2efa1c-7a6611081416



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-5

감속재 수위에 대한 공정계통 정보 및 자동 조치

감속재 수위	기 술	참고문헌
8180 [1]	감속재 고수위	DM-86-32110
7900	정상운전 수위 @69℃	DM-86-32110
7700 [1]	첫번째 감속재 저수위 경보	DM-86-32110
7630 [1]	감속재 극저수위 경보	DM-86-32110
7595	칼란드리아 내면의 상단	DM-86-32110
7550	감속재 저수위에 의한 원자로 조절계통 단계출력감발	DM-86-32110
6864	A 행 외면의 상단	
6655	A 행과 B 행의 중간 지점	
6600	중력에 의한 칼란드리아로의 제2정지계통 독물질 주입	이 분석에서 고려하지 않음
6578	B 행 외면의 상단	
6292	C 행 외면의 상단	
3797	칼란드리아 중심선	

[1] 협역 (narrow range)

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-6

감속재 온도에 대한 공정계통 경보 및 제1정지계통 트립 자동 조치

감속재 온도 (℃)	기 술
$T = 78 - 0.13 \times (\%FP) \text{ } ^\circ\text{C}$ (출력에 따라 변화)	감속재 열교환기 출구측 고온 경보
87	제1정지계통 고온 트립
79	감속재 고온에 의한 원자로 조절계통의 연속출력감발
69	정규운전 온도 (칼란드리아 출구측)
38	감속재 열교환기 출구측 저온 경보

15.4.A-45

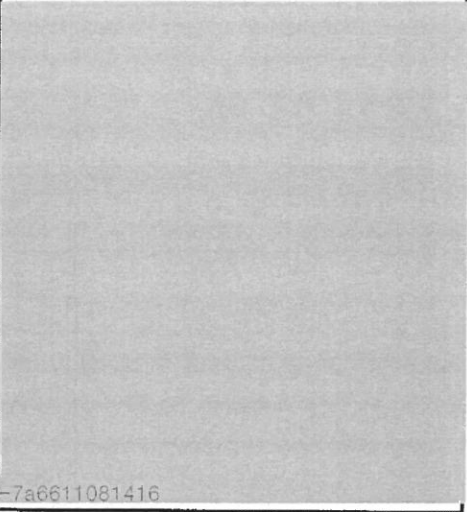
95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-7

감속재 상충기체 압력 정보

Message	설 정 치
상충기체 극저압	
상충기체 저압	
상충기체 고압	
상충기체 극고압	
상충기체 배출밸브 고압	
상충기체 배출밸브 저압	

4b2efa1c-7a6611081416



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-8

감속재계통에 대한 주요 공정변수

매개변수	설계치	분석치
상충기체 - He 첨가율 - 병 수 - He 공급 압력 - 작동 압력	2.83 ℓ/s 8 15.17 MPa(g) 2200 psi(g) 24 kPa(g)	2.5 ℓ/s 8 1.38 ~ 15.17 MPa(g) 200 ~ 2200 psi(g) 17 kPa(g) ~ 31 kPa(g)
상충기체 방출밸브 - 개방 압력 - 갯수	30 kPa(g) 2	30 kPa(g) 0 ~ 2
감속재내 중수소 농도	2.2 TBq/kg(D <sub>2</sub> O)	2.8 TBq/kg(D <sub>2</sub> O)
감속재유체 - 수위 - 출구 온도	7900 mm 69℃	7850 mm ~ 7950 mm 66℃ ~ 72℃
감속재로의 에너지 부가량	96.7 MW(th)	103 MW@103% FP
과압보호판 과열 압력	138 kPa(g)	131 ~ 145 kPa(g)
과열되는 과압보호판 수	4	2~4

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-9

초기 및 말기 원자로심 상태

매개변수	초 기	말 기
감속재 온도 (℃)	69	110
감속재 밀도 (g/cm <sup>3</sup> )	1.0852	1.0634
감속재내 붕소 농도		
평형	0	0
평형-장기정지	2.1	2.1
플루토늄중식 침두시기	5.7	5.7
핵연료 온도	754	270
영역제어기 수위 (%)	4b2efa1c-7a6611081416 40	0
조절봉	모두 삽입	모두 삽입

15.4.A-48

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-10

최악의 경우에 대한 반응도값 성분 요약  
(평형-장기정지)

예측된 반응도가	$\Delta \rho$ (mk)
감속재 온도 증가	5.5
감속재 밀도 감소	-0.93
핵연료 온도 감소	3.0
영역제어기 수위 감소	2.9
감속재 수위 감소	-10.7
합 계	-0.23

15.4.A-49

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-11

경우 목록

노심 상태	파열되는 파압 보호판 수	감속재 열부하	목 적
평형/장기정지 후	2	파소평가	원자로건물 고압 트립
평형/장기정지 후	4	파대평가	선량/누출
평형/장기정지 후	2	즉각적으로 영(zero) 이 됨	원자로건물 고압 트립/민감도

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-50

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 5.4.A-12

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 사건전개 (원자로 조절계통 작동)

	감속재순환상실	기기냉각수상실
감속재펌프 저 $\Delta P$ 경보	$\approx 0$	-
감속재 열교환기 출구측 고온 경보	적용 안됨	<10 초
감속재 고수위 경보	22 초	22 초
감속재 고온에 의한 원자로 조절계통 단계출력감발	적용 안됨	100 초
제1정지계통 감속재 고온 트립	적용 안됨	180 초
압력방출도관 침수	350 초	350 초
과압보호판 파열	460 초	460 초
파열시의 감속재 체적평균 온도	115℃	115℃
저수위에 의한 원자로 조절계통 단계출력감발	$\approx 470$	$\approx 470$

15.4.A-51

95/04/08

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-13

40 l/s 의 감속재 상실 사고시 예견되는 사건전개  
(원자로 출력의 단계감발 및 연속감발 기능과 두 정지계통이  
작동불가능, 조절봉 인출이 방지됨)

시 간	감속재 수위 (mm)	사 건
0 초	7900	100% 전출력 상태에서의 정상운전 수위
19 초	7700	첫 번째 감속재 저수위 경보
24 초	7630	두 번째 감속재 저수위 경보
27 초	7595	칼란드리아 상단의 내경
≈ 70 초	7550	감속재 저수위에 의한 원자로 조절계통 단계출력감발 (고려 안됨)
4 분		영역제어 비정상에 의한 연속출력감발 (고려 안됨)
4.5 분	6864	A 행의 상단 외경
5 분		정지계통 중성자 고출력 트립 (고려 안됨)
6 분		액체영역은 20% 에 도달. 원자로 조절계통에 의해 조절봉 인출이 요구됨 (조절봉은 수동 모드)
7 분		영역 고출력에 의한 단계출력감발 (4 개 영역>108%, 고려 안됨)
7.4 분	6578	B 행의 상단 외경. 중력에 의해 제2정지계통 독물질이 칼란드리아내로 주입 (고려 안됨)
8 분		원자로 하부에서 최대 출력에 도달
10.6 분	6292	C 행의 상단 외경

15.4.A-52

15/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-14

주 감속재계통내 배관 파단 후의 사건전개

	100% 파단 (초)	1% 파단 (초)
감속재 저수위 경보	$\approx 0.5$	9
감속재 극저수위 경보	$\approx 1$	13
감속재 수위는 칼란드리아의 내면 이하로 감소된다	$\approx 2$	18
A 행이 노출됨	20	1620
B 행이 노출됨	44	2620
첨두 중수소 농도	72	1620

4b2efa1c-7a6611081416

15.4.A-53

95/04/08



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

## 월성 2 호기 최종안전성분석보고서

표 15.4.A-15

중수소 폭연에 대해 분석된 감속제 배관 파단 경우의 요약

감속제내 초기 농도 (kg/cm <sup>3</sup> )	He 보충유량 (ℓ/s)	파단크기 배관크기의 % (m <sup>2</sup> )	온도 파도상태	중수소 생성율 (kg/s D <sub>2</sub> O)
2.0	2.83	100% (0.10214)	일정	5.557E-9
2.0	2.83	50% (0.05107)	일정	5.557E-9
2.0	2.83	10% (0.010214)	일정	5.557E-9
2.0	2.83	1% (0.0010214)	일정	5.557E-9
2.0	2.83	100% (0.10214)	일정	2.223E-8
2.0	2.83	50% (0.05107)	일정	2.223E-8
2.0	2.83	10% (0.010214)	일정	2.223E-8
2.0	2.83	41% (0.0010214) 081416	일정	2.223E-8
2.0	무한	100% (0.10214)	일정	5.557E-9
2.0	무한	50% (0.05107)	일정	5.557E-9
2.0	무한	10% (0.010214)	일정	5.557E-9
2.0	무한	1% (0.0010214)	일정	5.557E-9
2.0	2.83	100% (0.10214)	+0.1℃/s	5.557E-9
2.0	2.83	50% (0.05107)	+0.1℃/s	5.557E-9
2.0	2.83	10% (0.010214)	+0.1℃/s	5.557E-9
2.0	2.83	1% (0.0010214)	+0.1℃/s	5.557E-9

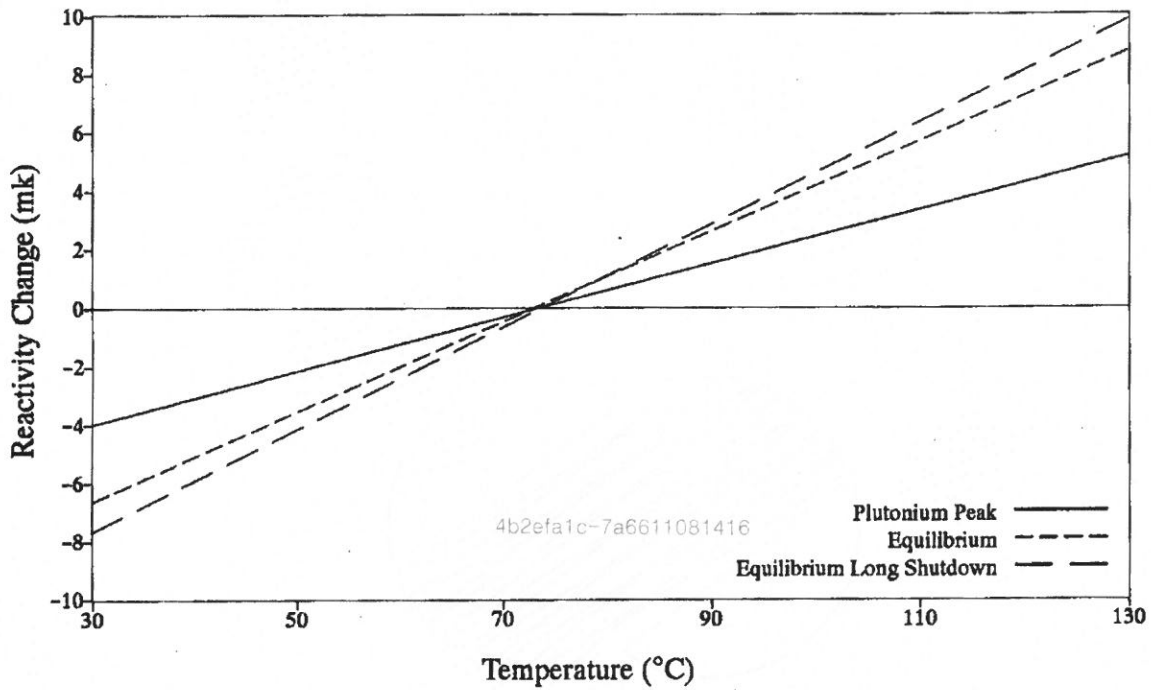
15.4.A-54

95/04/08





본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

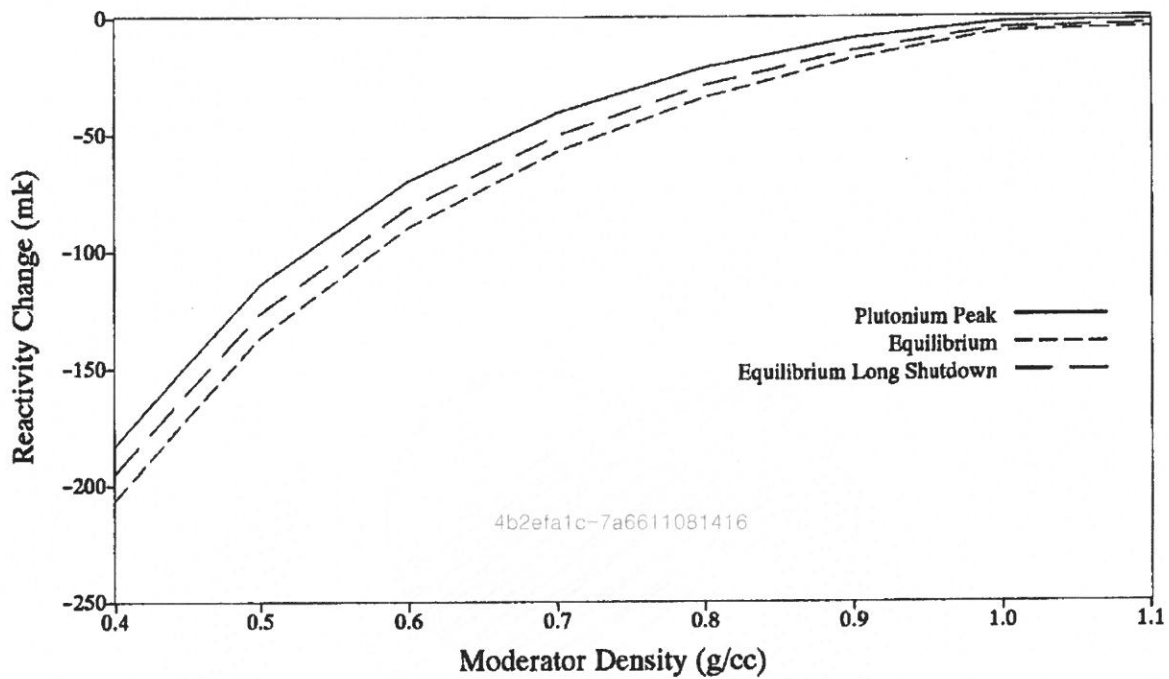


한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

감속제 온도의 순간적인 변화에 대한  
반응도 변화 POWDERPUFS-V 계산

그림 15.4.A-1

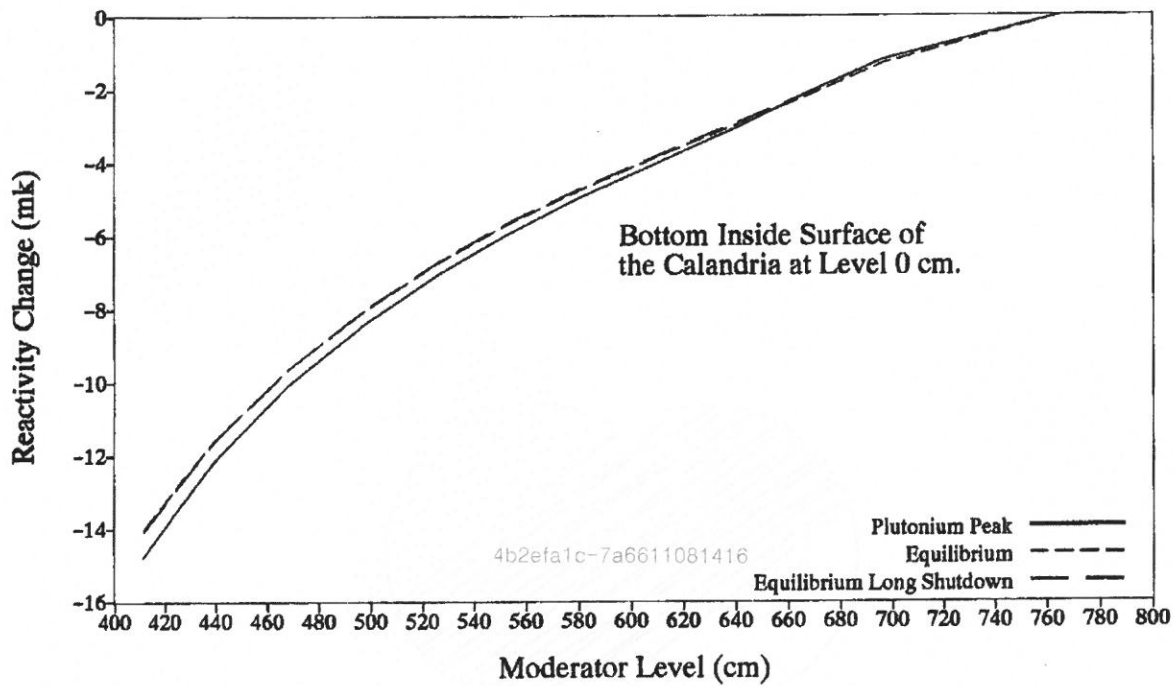
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

감속재 밀도의 순간적인 변화에 대한  
반응도 변화 POWDERPUFS-V 계산  
그림 15.4.A-2

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

감속제 수위에 따른 반응도 변화

그림 15.4.A-3

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

4b2efa1c-7a6611081416



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

주 감속재계통의 개략도

그림 15.4.A-4



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

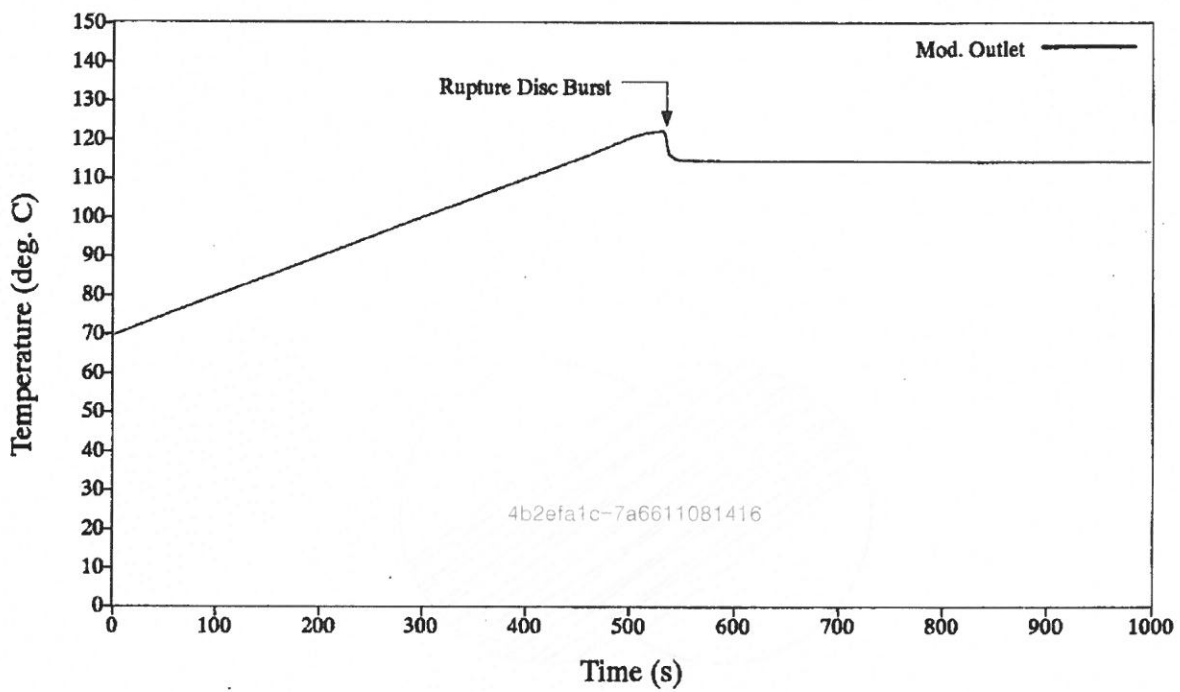
4b2efa1c-7a6611081416



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

감속재 수위의 함수인 월성 2, 3, 4 공정  
경보와 설정치에 대한 개략도  
그림 15.4.A-5

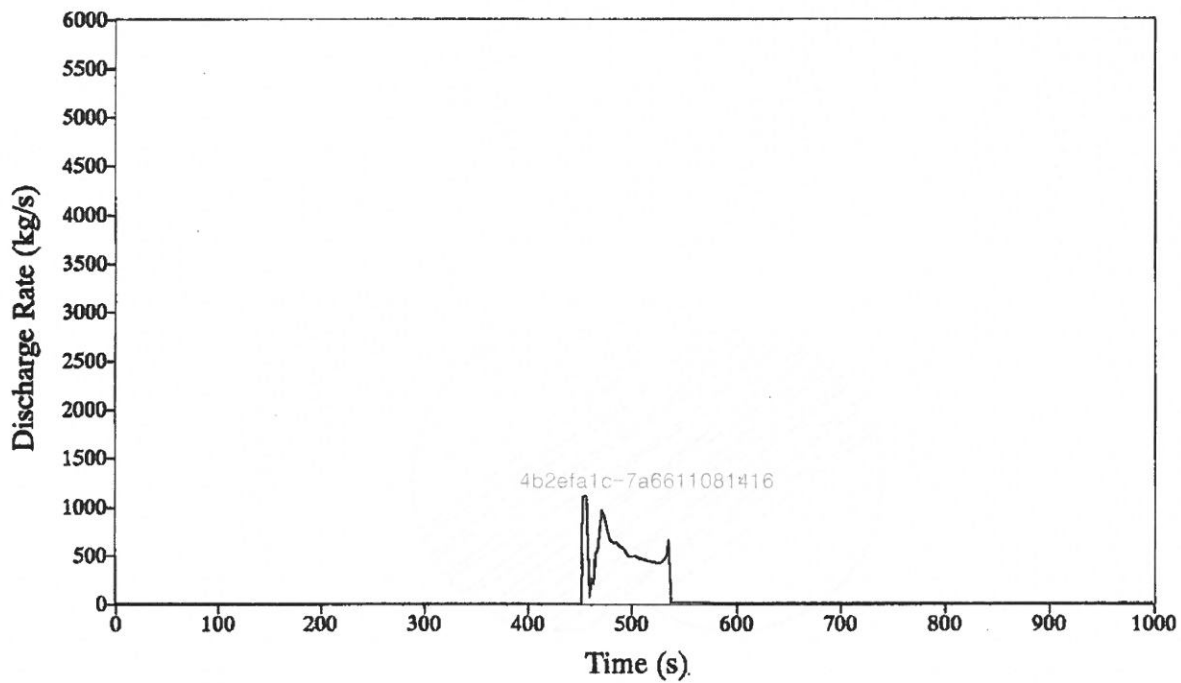
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력 원자력  
월성 원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

원자로 조절계통 작동시의  
기기냉각수상실/감속재순환상실에 대한  
감속재 체적평균 온도 과도상태  
그림 15.4.A-6

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

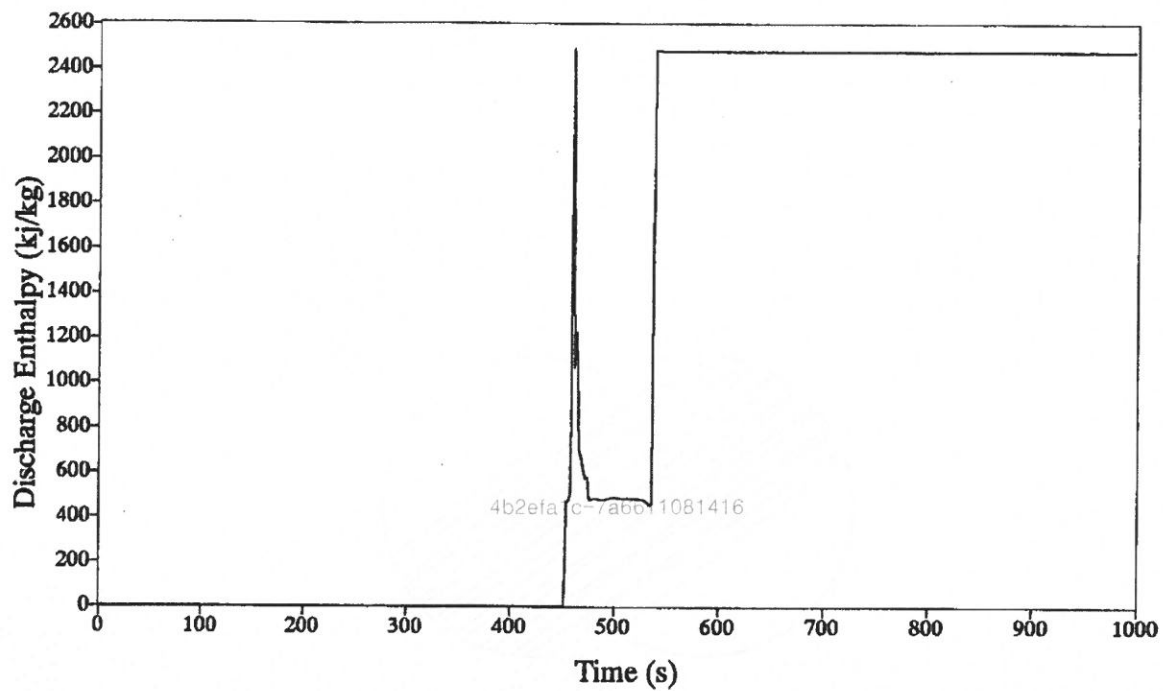


한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

2 개의 과압보호관이 파열된  
기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시  
칼란드리아로부터의 중수 질량 방출  
(격납건물 압력신호 분석)  
그림 15.4A-7



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

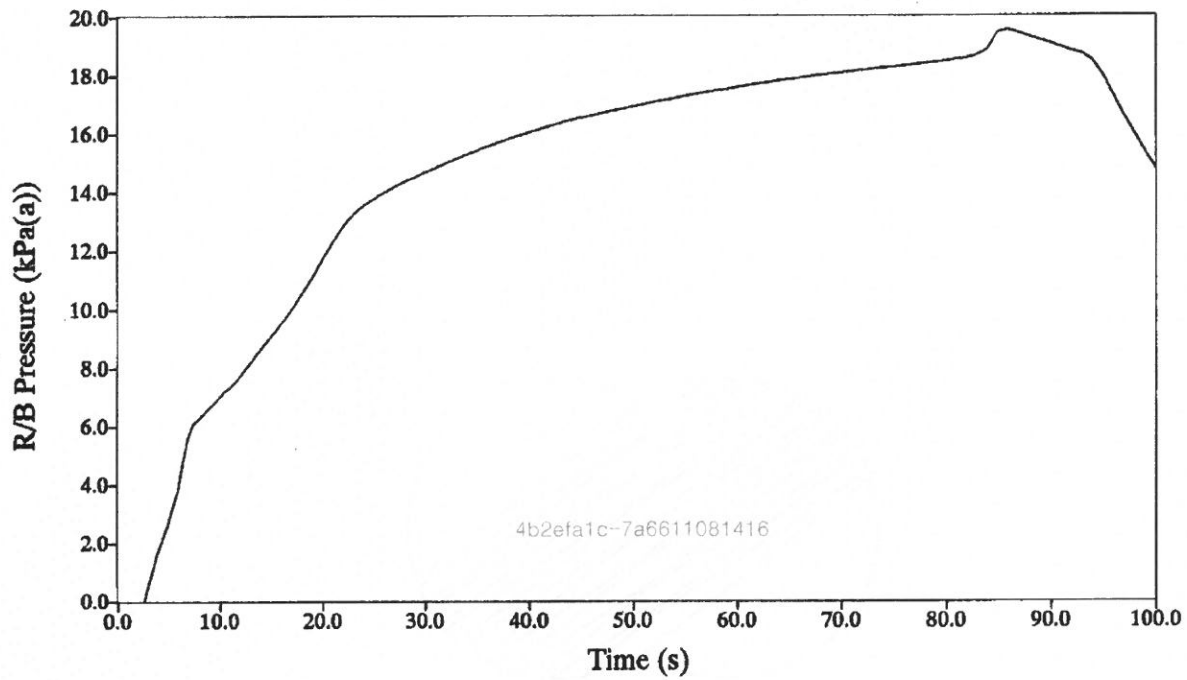


한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

2 개의 과압보호판이 과열된  
기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시  
칼란드리아로부터의 중수 에너지 방출  
(격납건물 압력신호 분석)  
그림 15.4.A-8



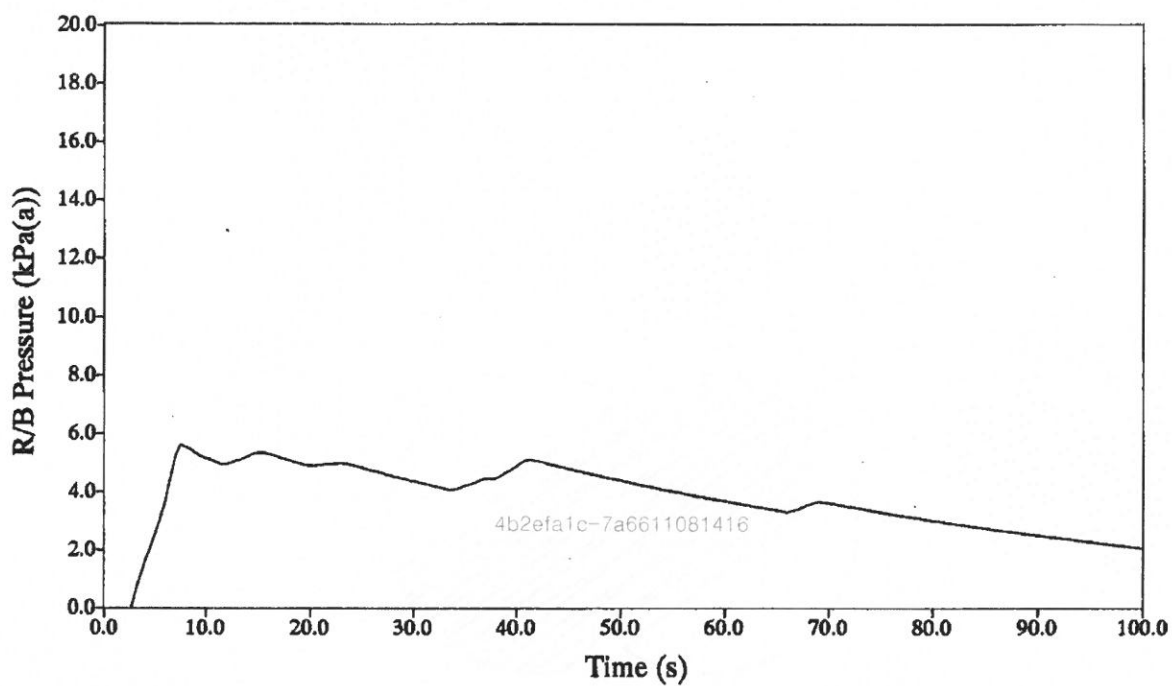
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

2 개의 파압보호판이 파열된  
기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시  
원자로건물 압력 과도상태  
(격납건물 압력신호 분석)  
그림 15.4.A-9

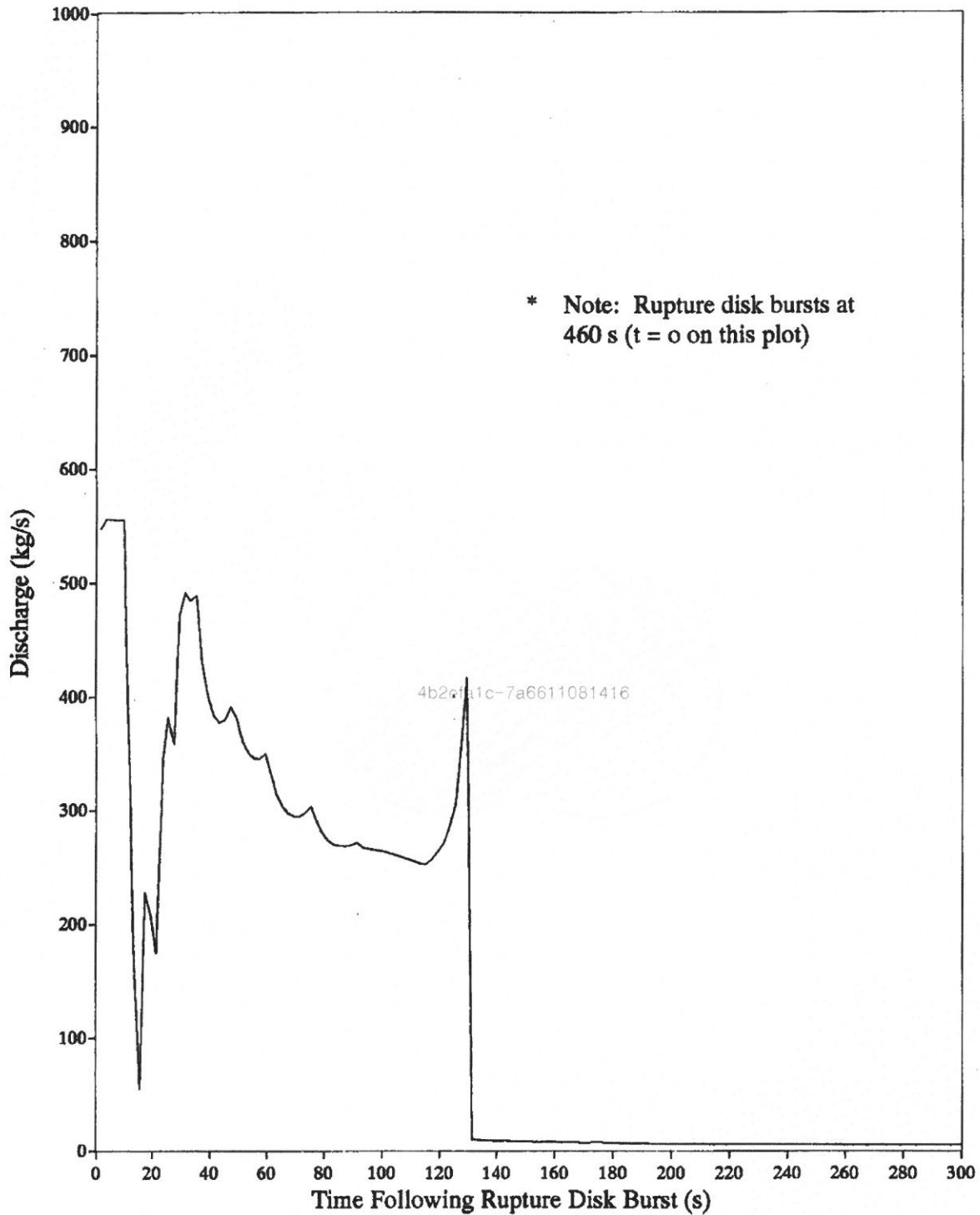
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

2 개의 과압보호판이 파열된  
기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시 원자로  
출력의 순간적인 감소에 대한 원자로건물 압력  
과도상태 (적압건물 압력신호 분석)  
그림 15.4.A-10

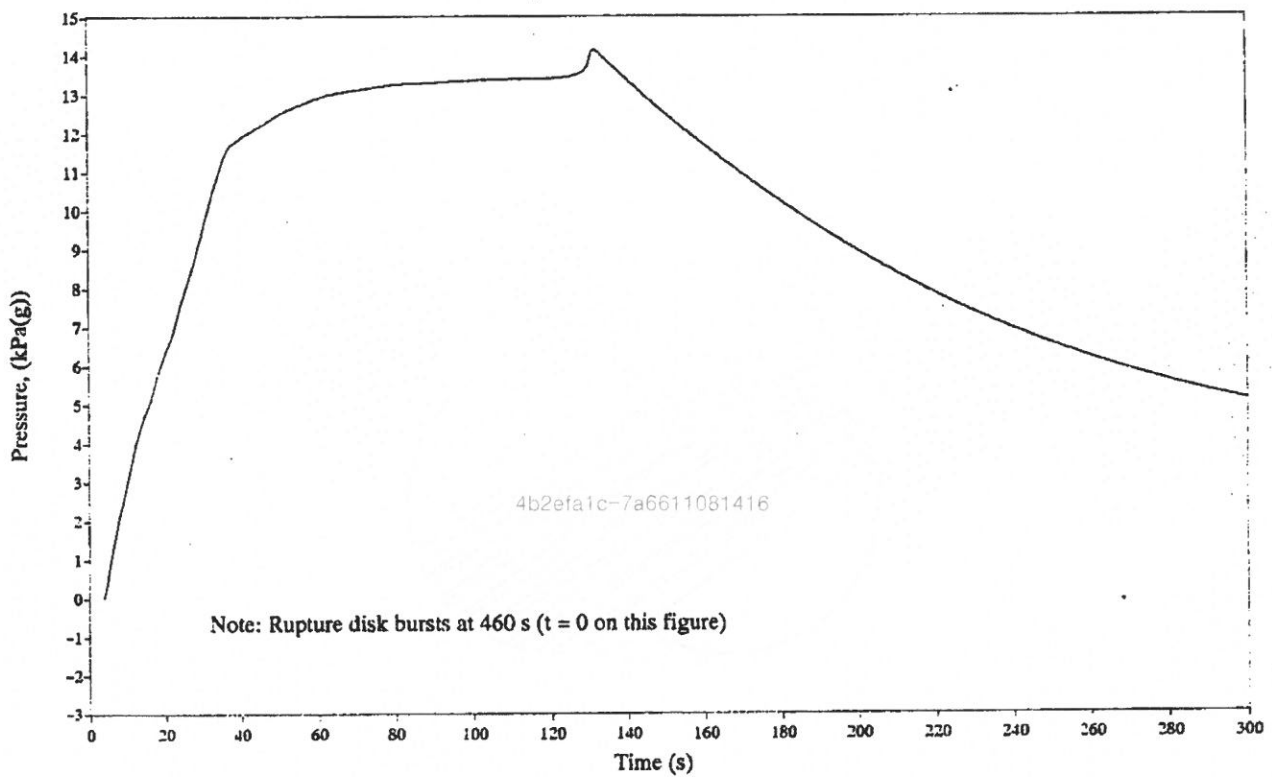
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

1 개의 과압보호판이 파열된  
기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시  
칼란드리아로부터의 중수 질량 방출  
(격납건물 압력신호 분석)  
그림 15.4.A-11

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

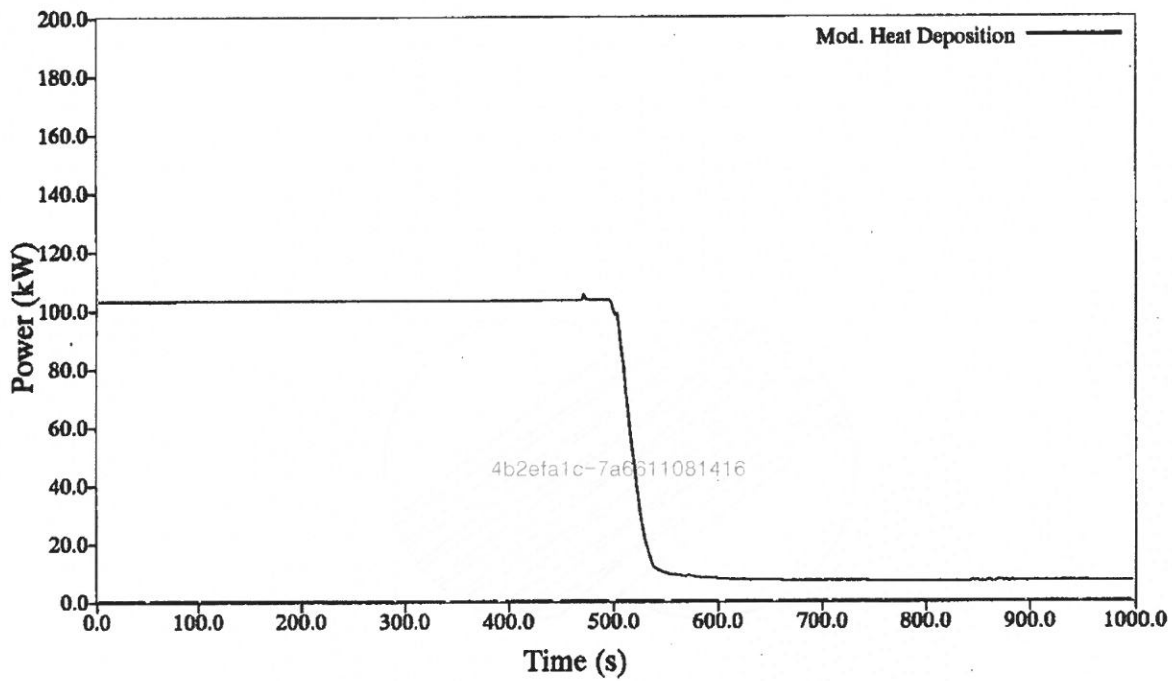


한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

1 개의 과압보호관이 파열된  
기기냉각수상실/감속계순환상실 사고시  
원자로건물 압력 과도상태  
(격납건물 압력신호 분석)  
그림 15.4.A-12



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



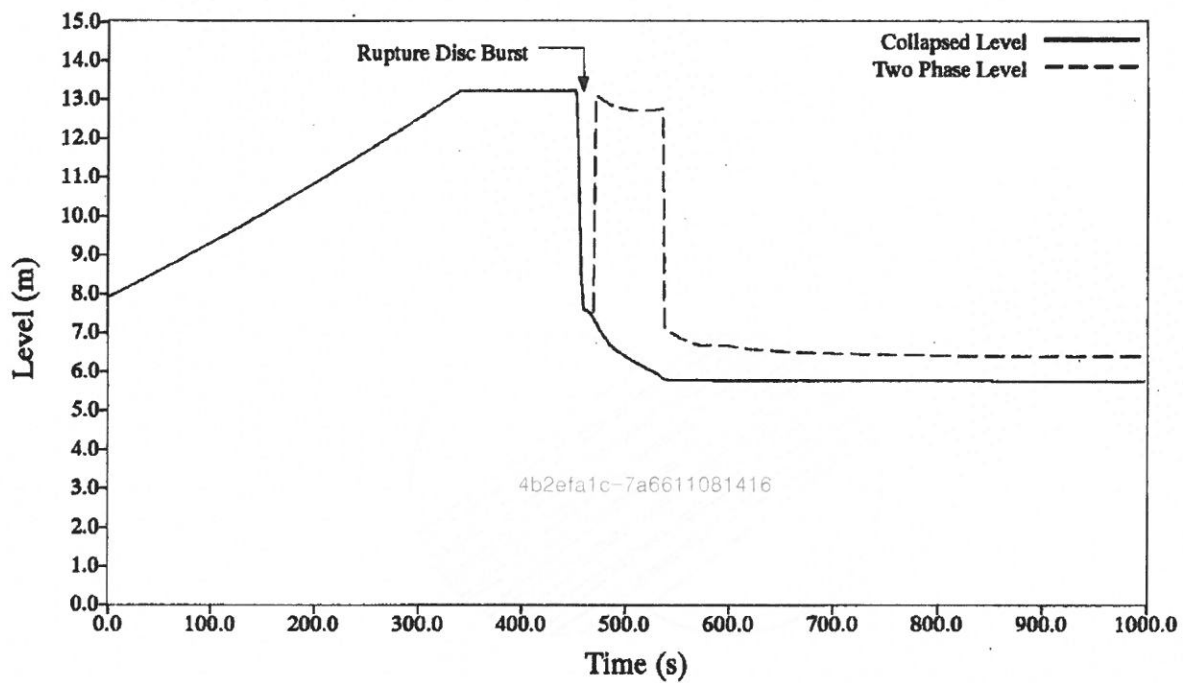
한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시

감속재 열부하

그림 15.4.A-13

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

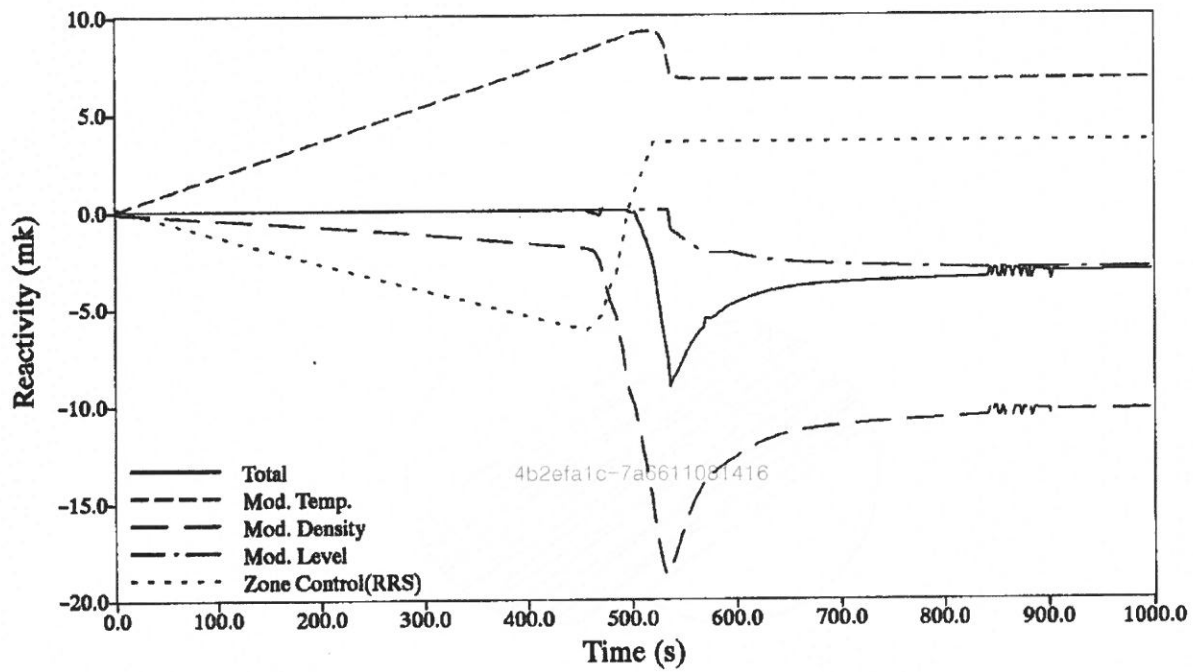
기기냉각수상실/감속제순환상실 사고시

감속제의 이상 및 기포붕괴 액체 수위

그림 15.4.A-14



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



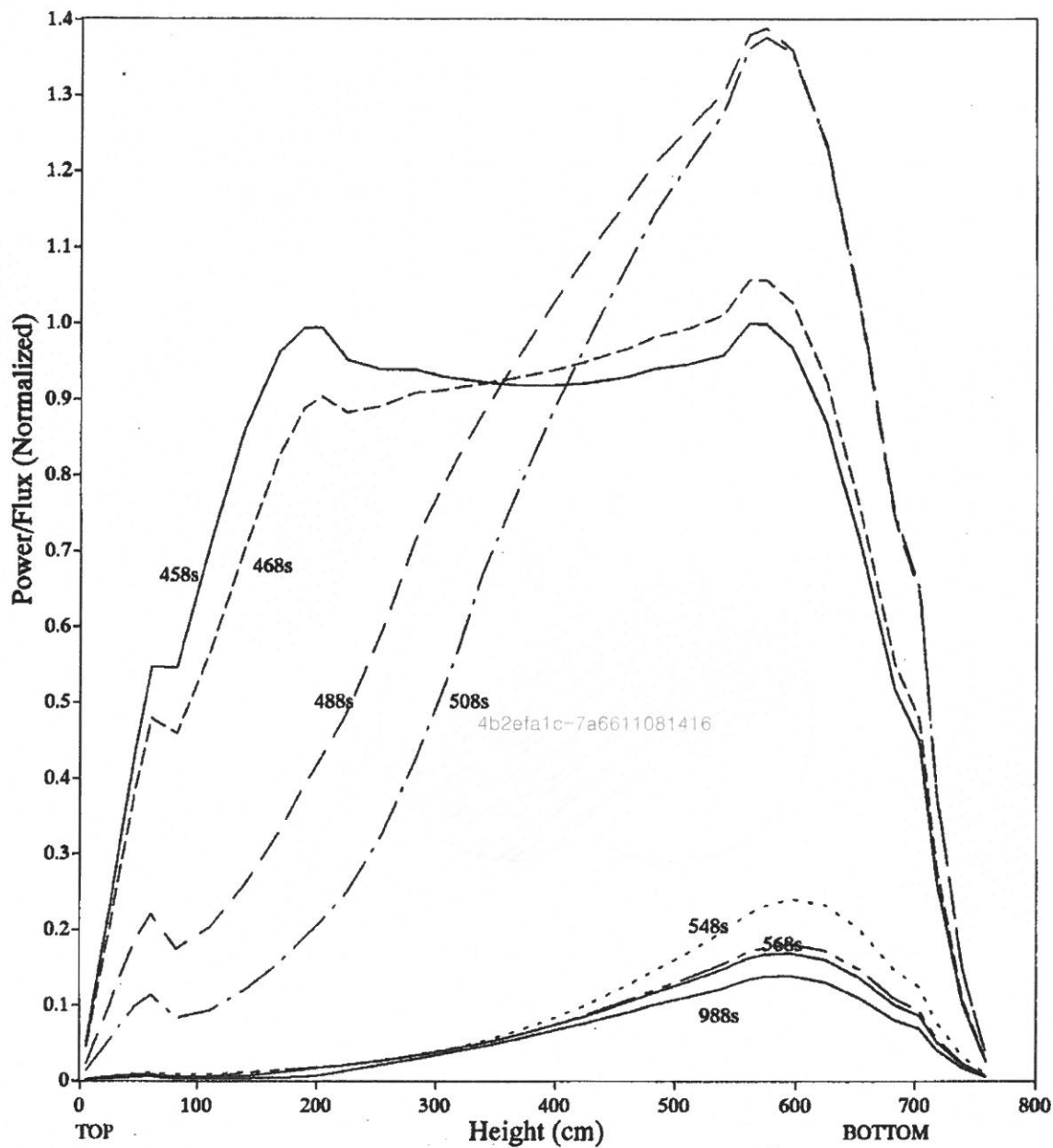
한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시

반응도 과도상태

그림 15.4.A-15

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



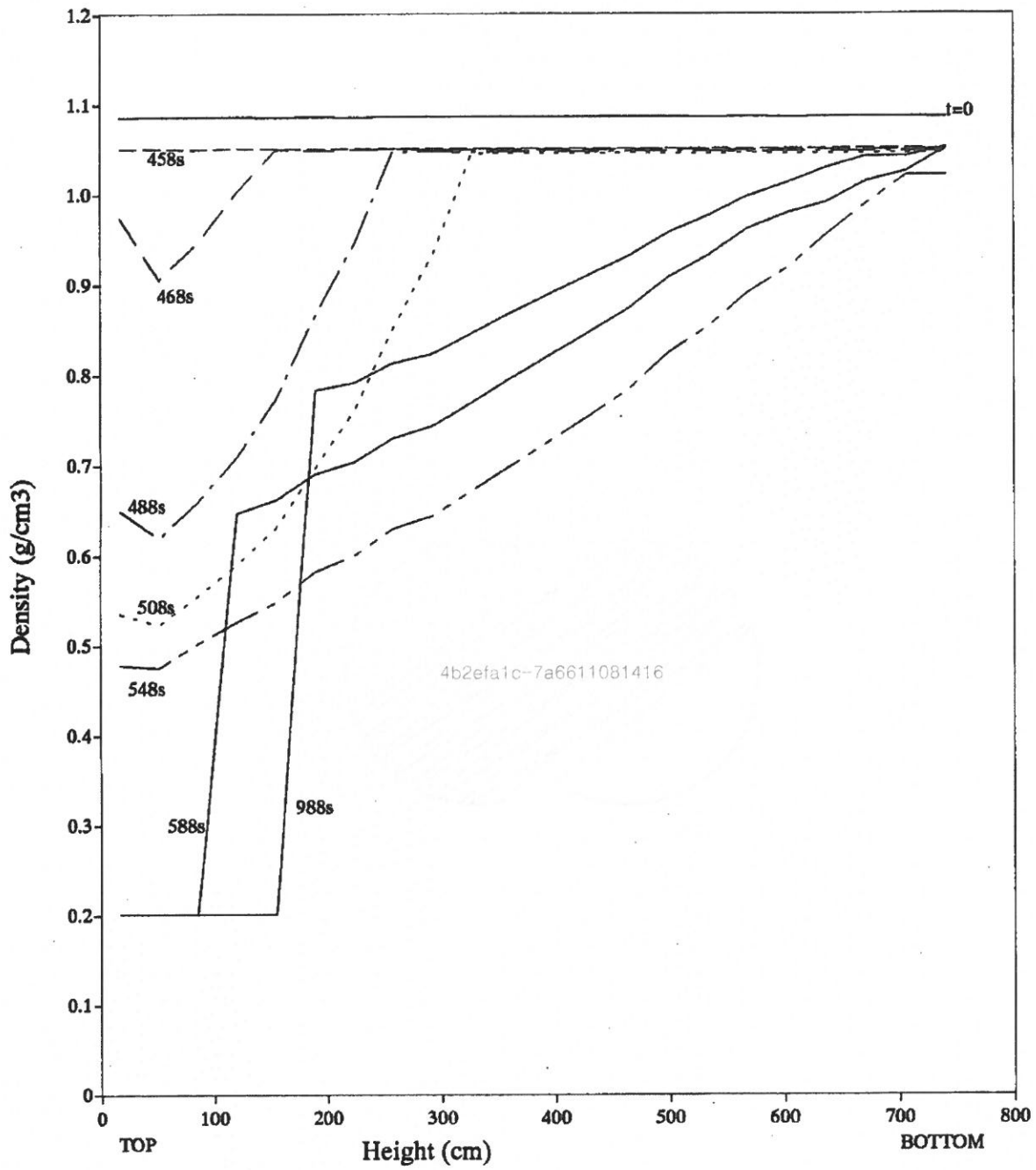
한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시

과압보호판 파열 후의 상대 중성자속

그림 15.4.A-16

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



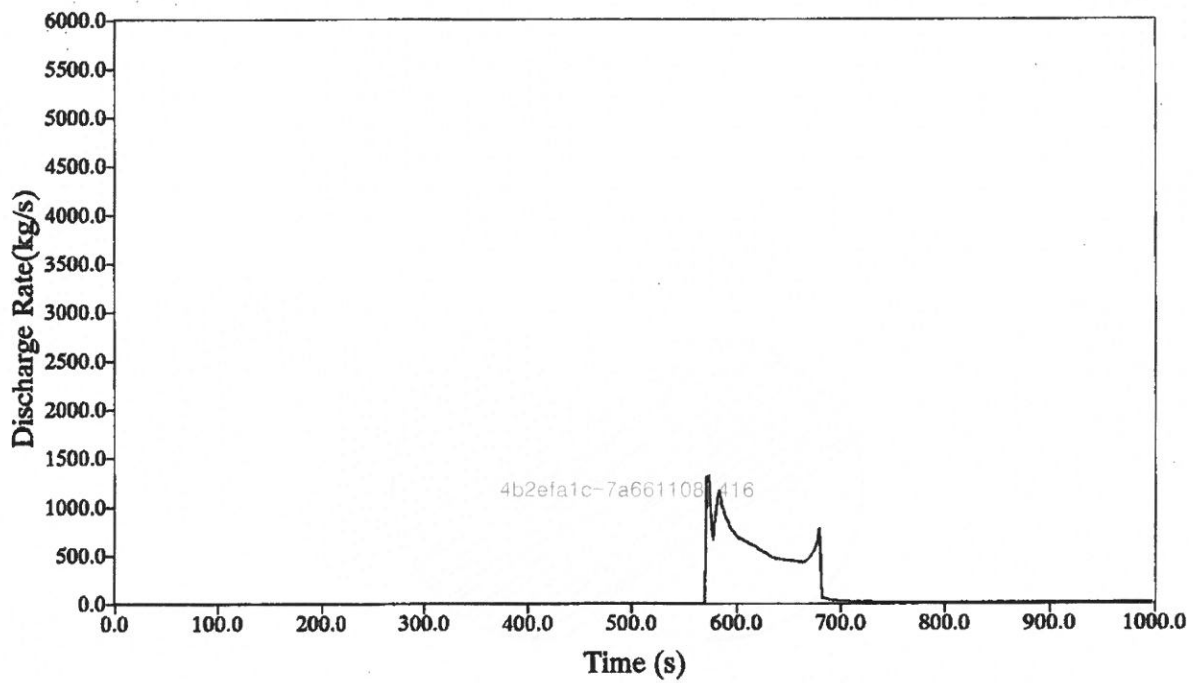
한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시

과압보호판 파열 후의 밀도 분포모형

그림 15.4A-17

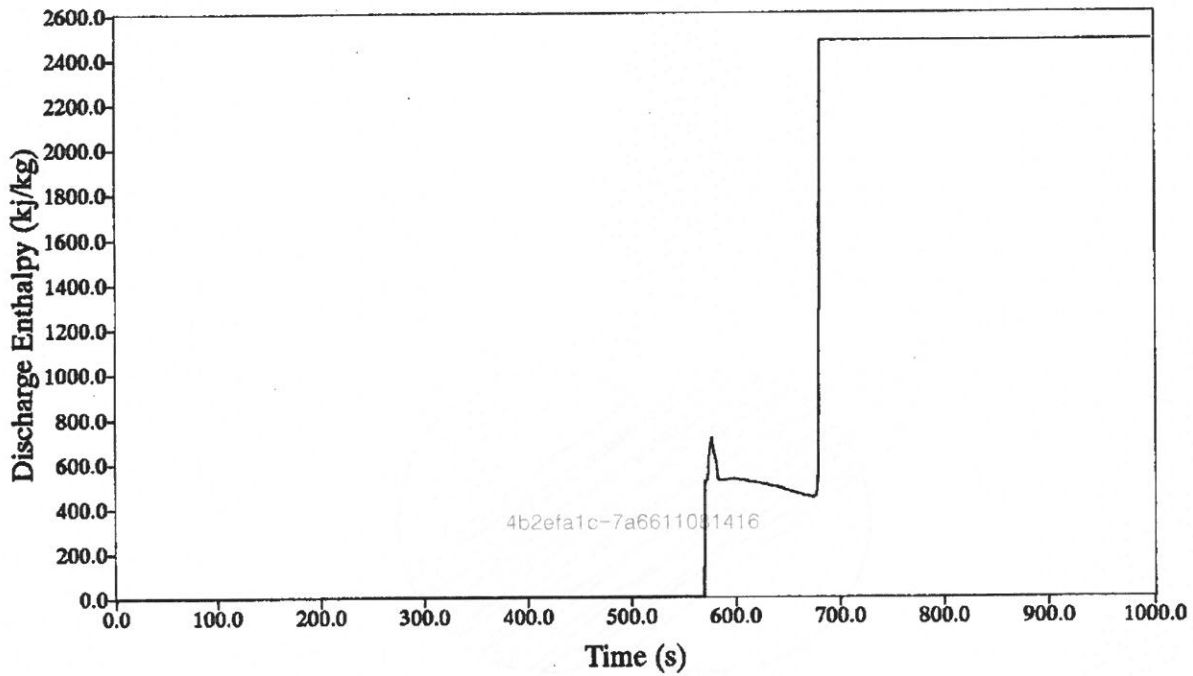
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

138 kPa(g) 의 압력에서 4개의 과압보호판이  
파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실  
사고시 칼란드리아로부터의 중수 질량 방출  
그림 15.4.A-18

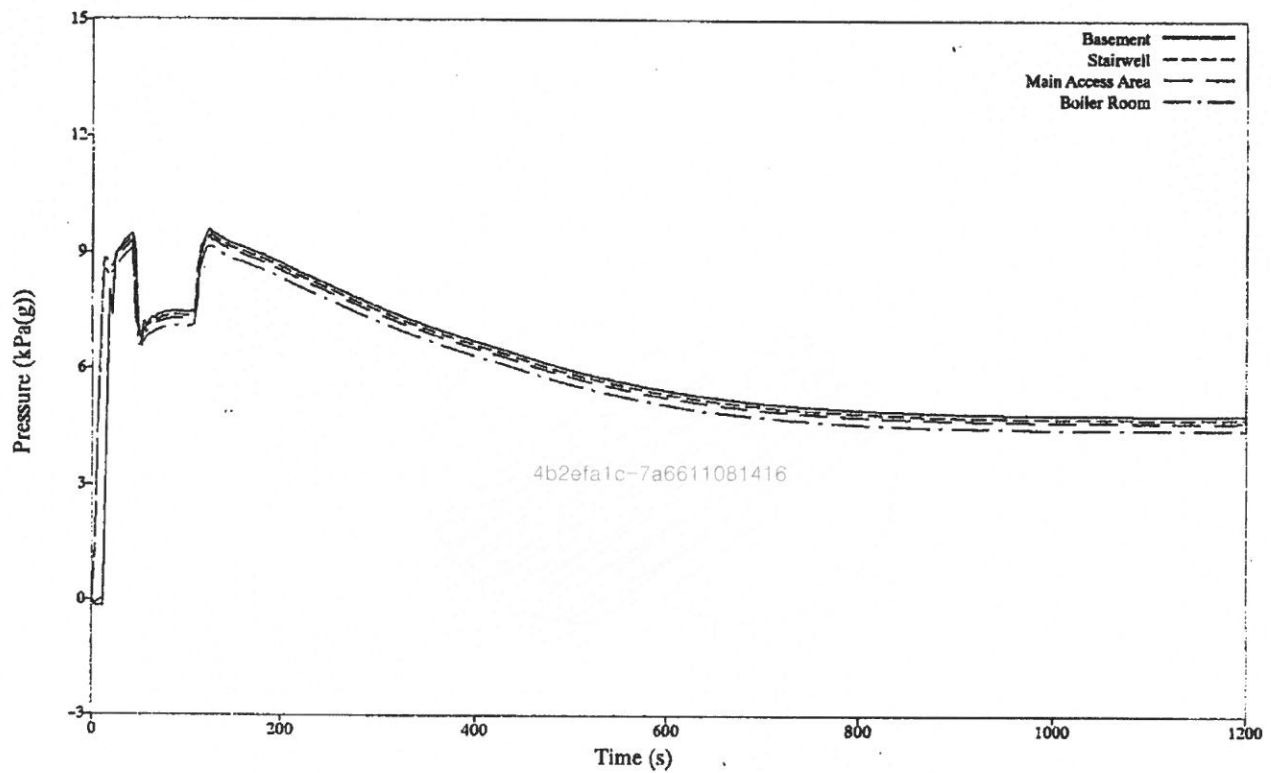
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

138 kPa(g) 의 압력에서 4개의 과압보호판이  
파열된 기기냉각수상실/감속재순환상실 사고시  
칼란드리아로부터의 중수 에너지 방출  
그림 15.4.A-19

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



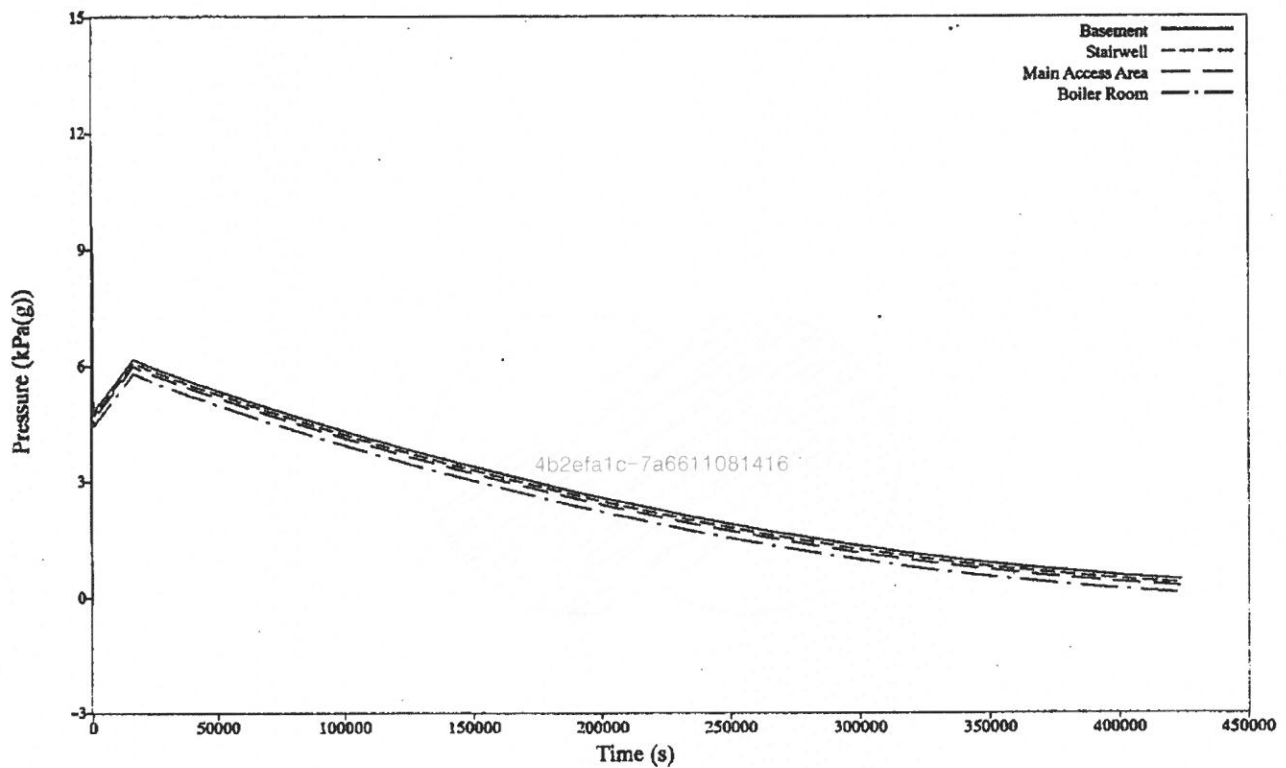
한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

감속재 기기냉각수 상실 - 단기 격납건물

압력

그림 15.4.A-20

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

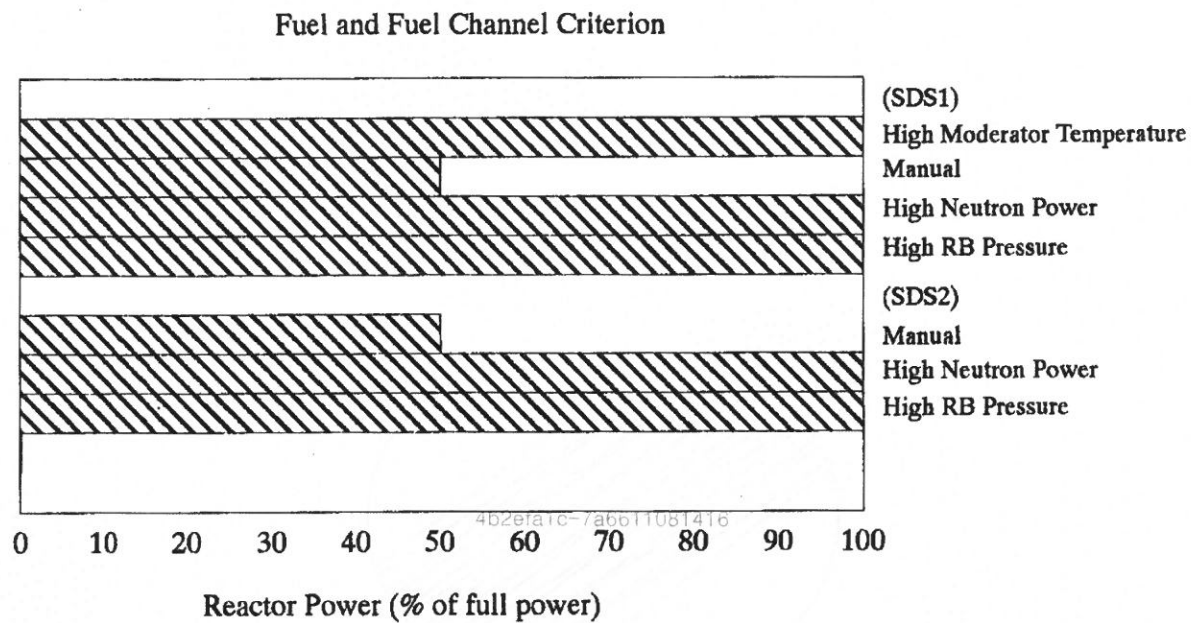
감속재 기기냉각수 상실 - 장기 격납건물

압력

그림 15.4.A-21



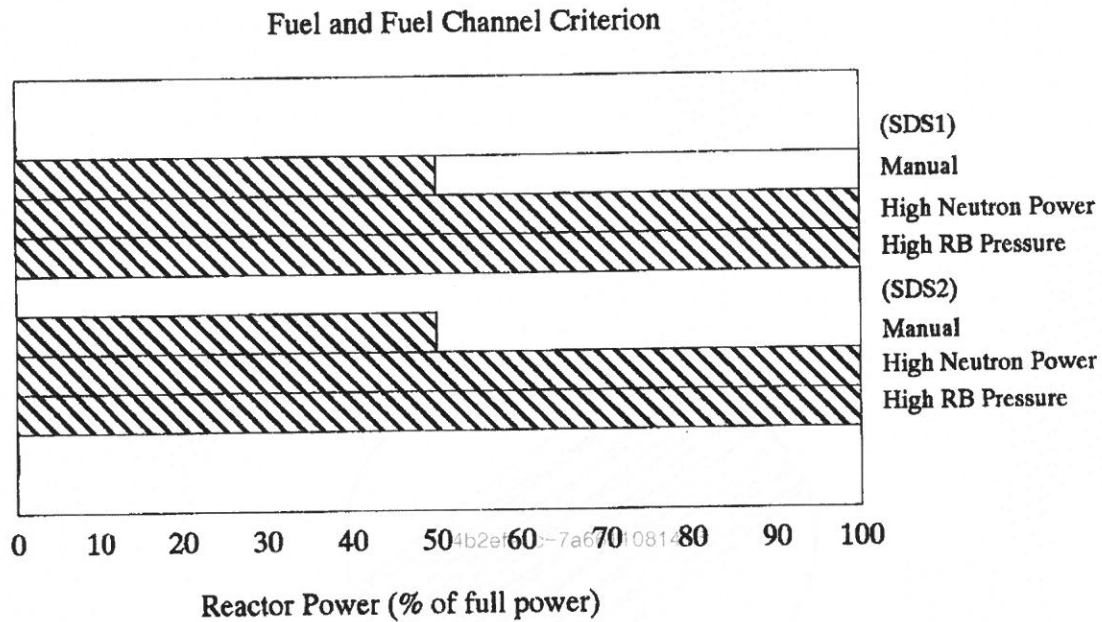
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

원자로 조절계통 작동시의 기기냉각수상실  
사고 (평형-장기정지) 와 원자로 조절계통  
고착시의 기기냉각수상실 사고 (초기노심)  
에 대한 트립 유효범위도  
그림 15.4A-22

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

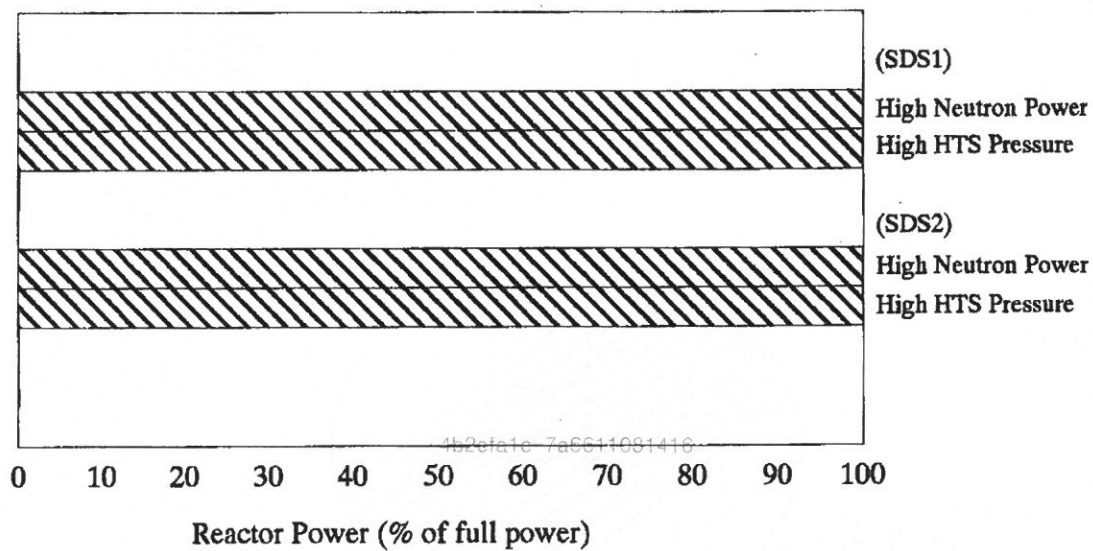


한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

원자로 조절계통 작동시의 감속재순환상실  
사고 (평형-장기정지) 와 원자로 조절계통  
고착시의 감속재순환상실 사고 (초기노심)  
에 대한 트립 유효범위도  
그림 15.4.A-23

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

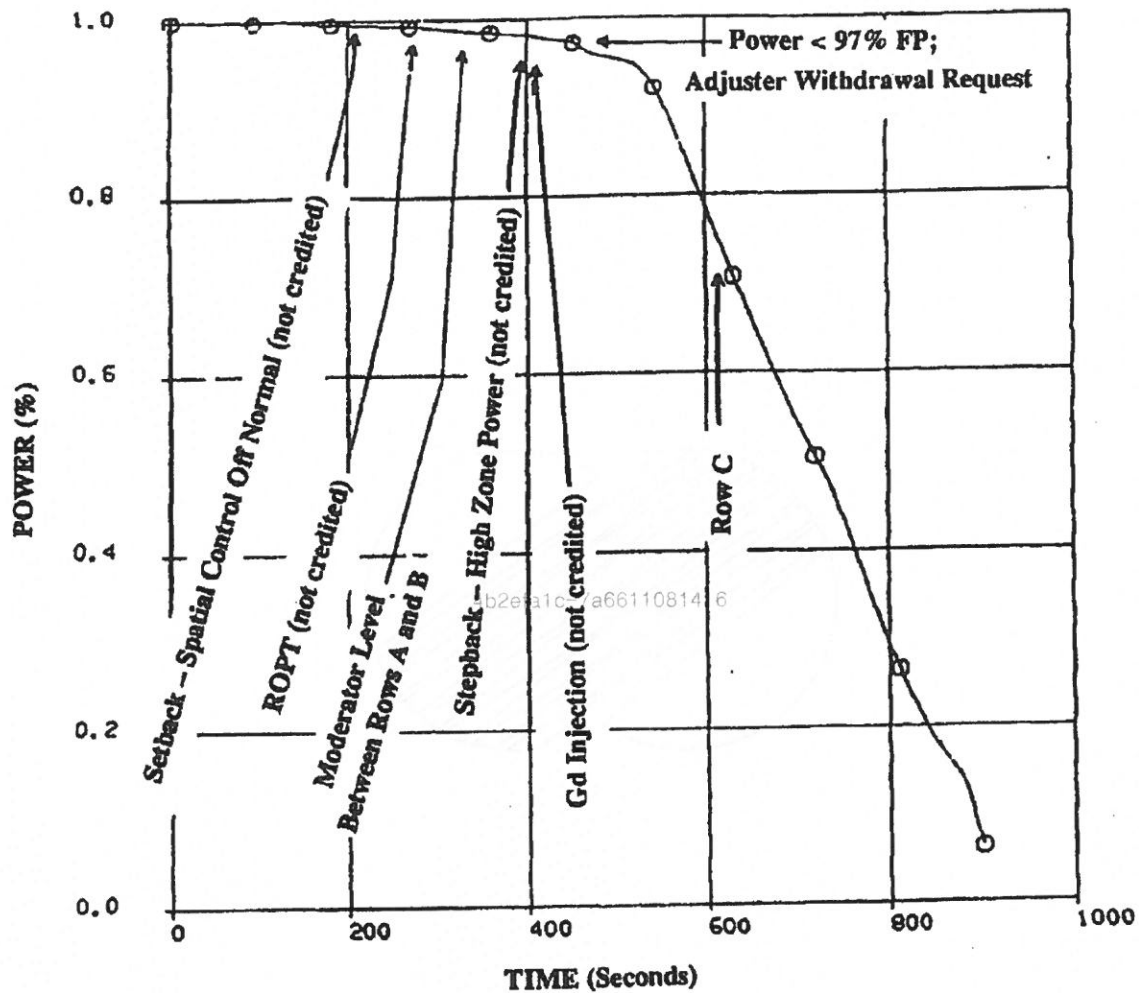
### Fuel and Fuel Channel Criterion



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

원자로 조절계통 고착시의  
기기냉각수상실/감속재순환상실 사고에  
대한 트립 유효범위도 (평형,  
평형-장기정지, 플루토늄중식 침두시기)  
그림 15.4.A-24

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

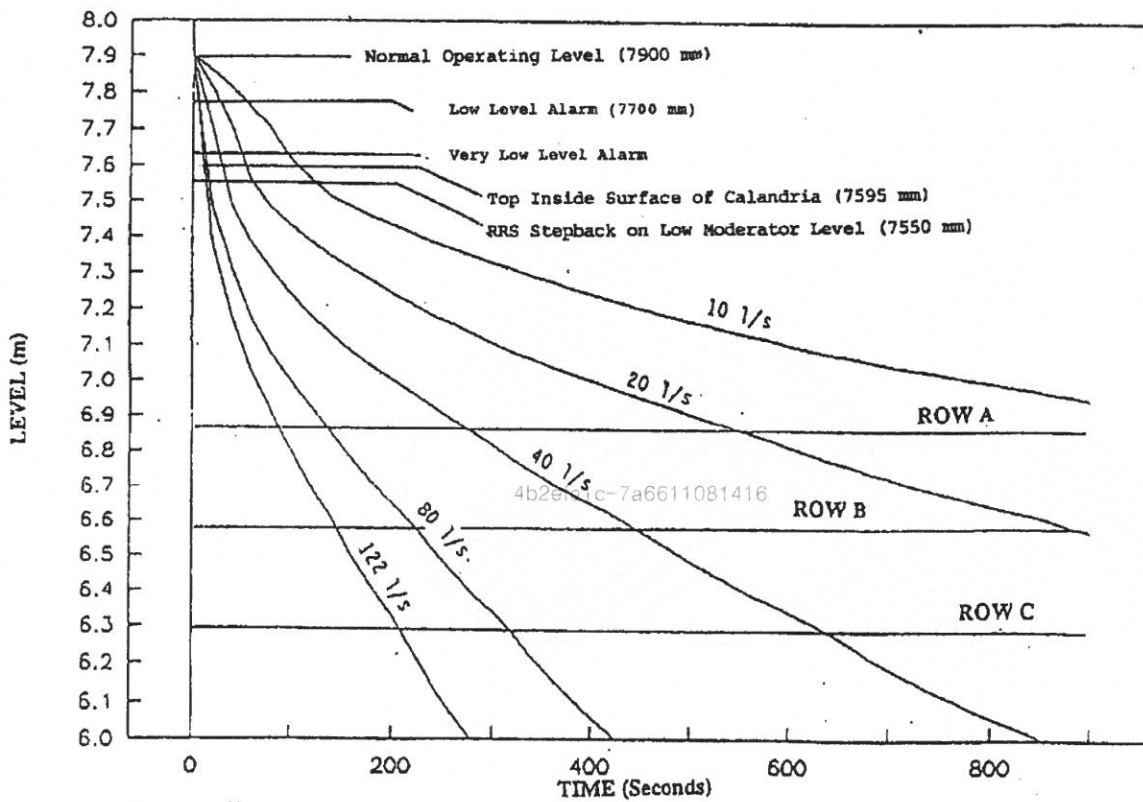


한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

40 l/s 의 감속제 배수율에 대한 원자로  
출력 과도상태 (원자로 출력의 단계감발 및  
연속감발 기능과 두 정지계통의 작동불능)

그림 15.4.A-25

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



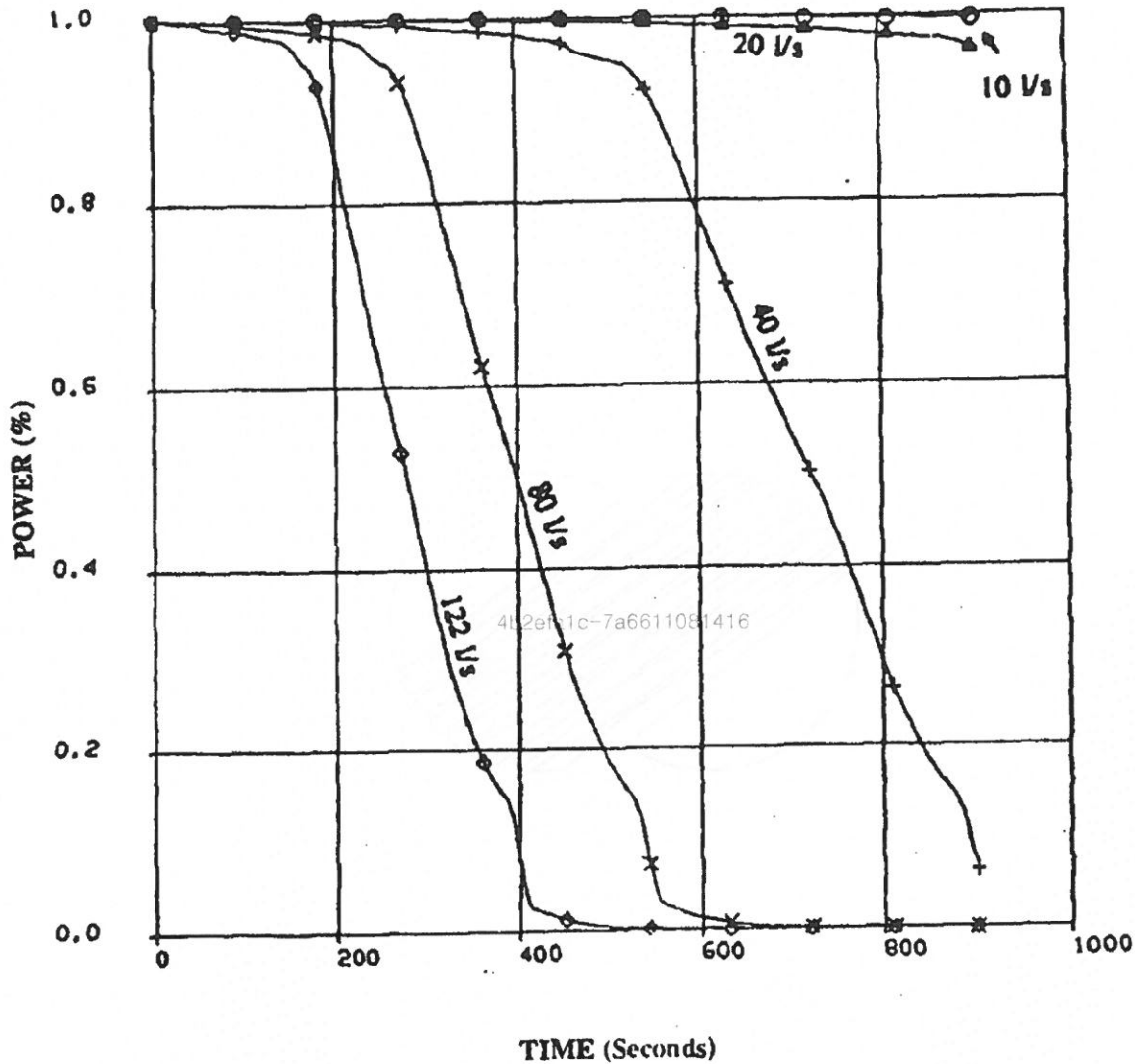
한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

각종 감속재 배수율에 대한 감속재 수위

과도상태

그림 15.4.A-26

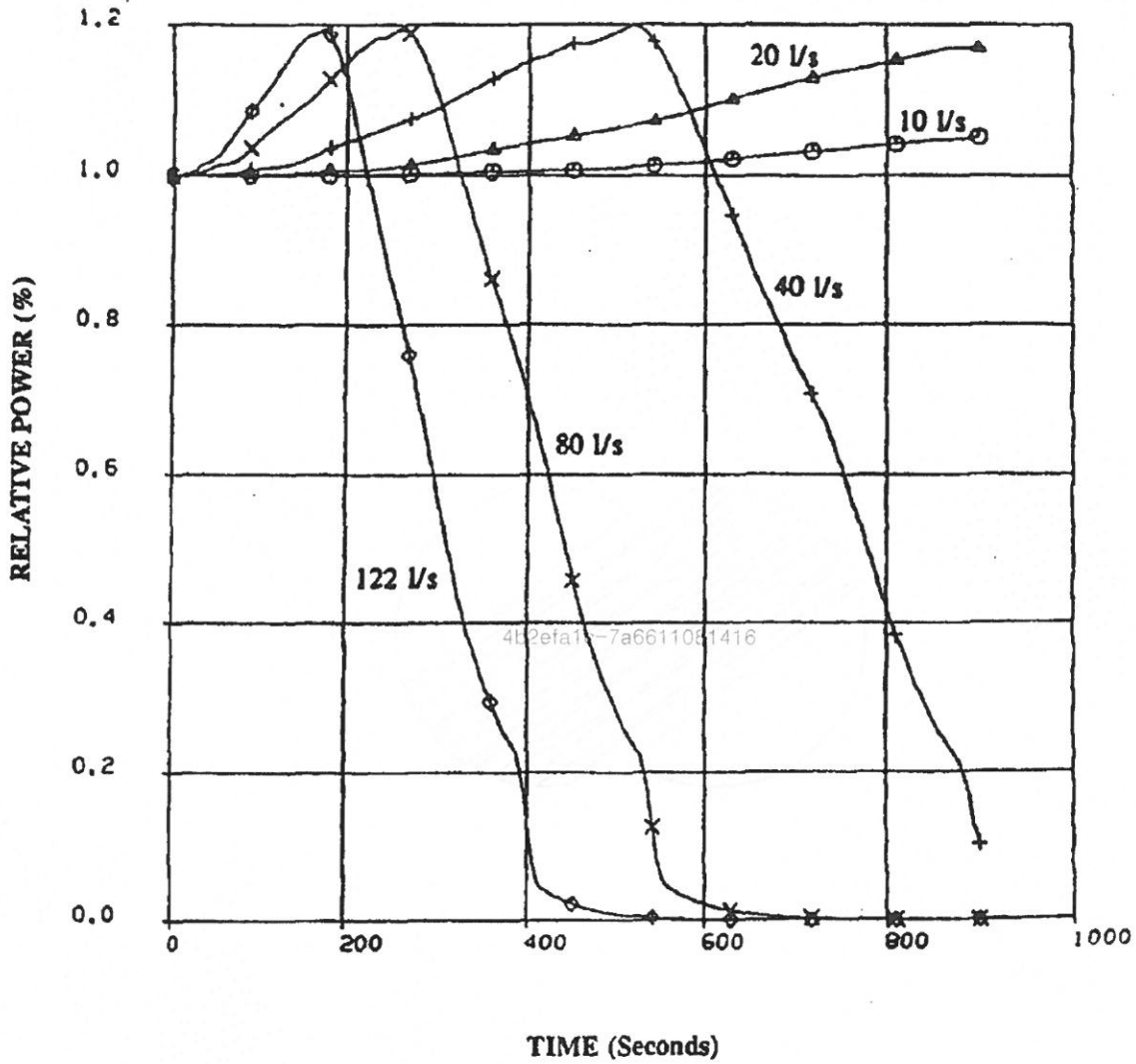
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.




한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

선택된 감속제 배수율에 대한 원자로 출력  
과도상태 (원자로 출력의 단계감발 및  
연속감발 기능과 두 정지계통의 작동불능)  
그림 15.4.A-27

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



	한국수력원자력 월성원자력 2호기 최종 안전성 분석 보고서
	선택된 감속재 배수율에 대한 채널 Q11 에서의 출력 과도상태 그림 15.4.A-28



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

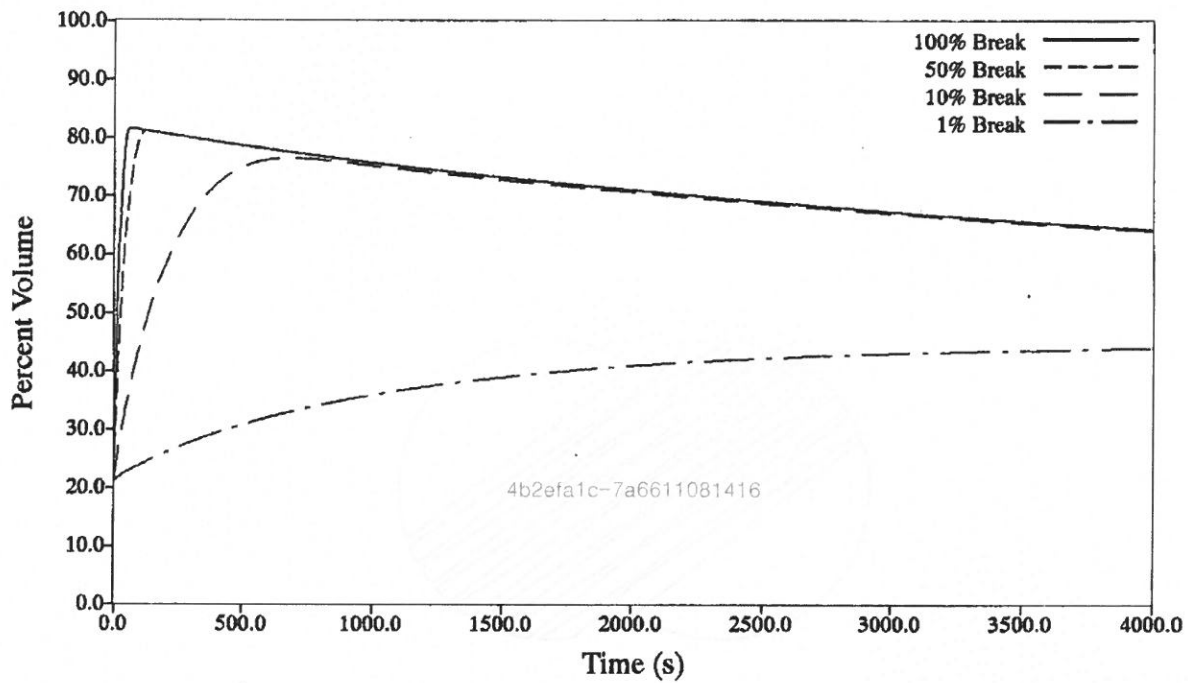
4b2efa1c-7a6611081416



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

40 l/s 외 배수율에 대한  
최소임계출력비율 ( $CPR_{min}\% \times 10$ )  
그림 15.4.A-29

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



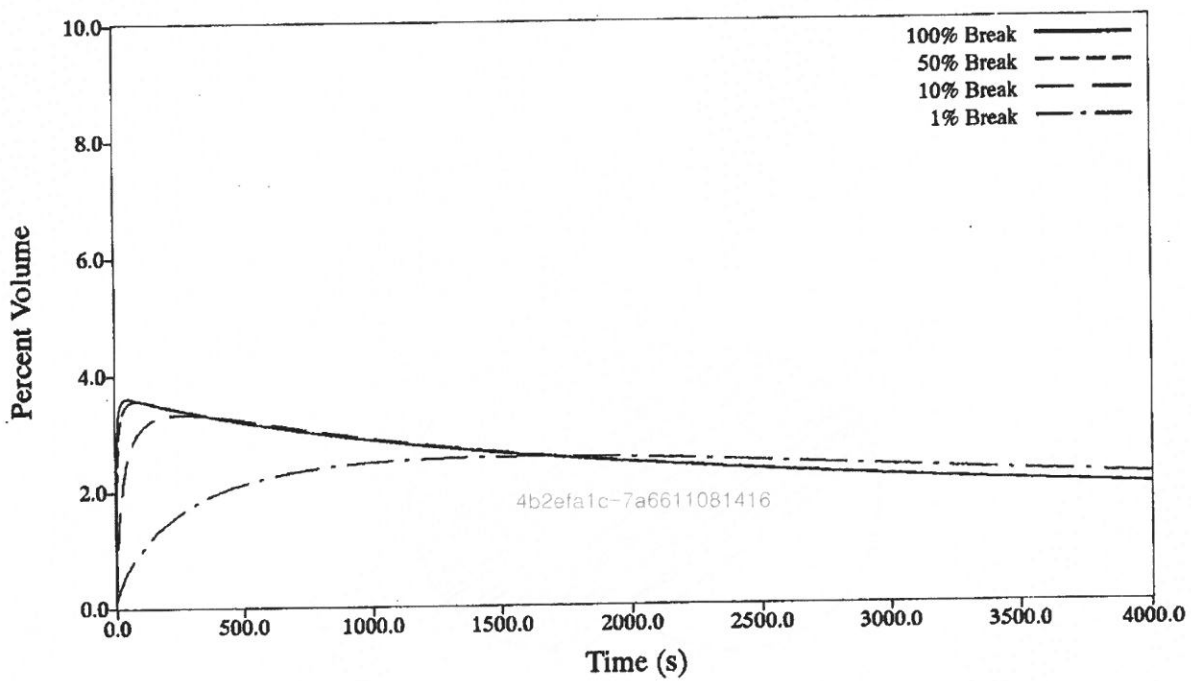
한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

감속재 상충기체내 중수 농도

(감속재 온도 일정)

그림 15.4.A-30

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국수력원자력  
월성원자력 2호기  
최종 안전성 분석 보고서

감속제 상충기체내 중수소 농도

(감속제 온도 일정)

그림 15.4.A-31

