creative commons
COMMONS DEED

저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:

저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.

비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.

변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 이용허락규약(Legal Code)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

Disclaimer

dCollection

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

2023년 2월
석사학위 논문

RCP 기동 시 과압방지를 위한 2차-1차 냉각재 온도편차 연구

조선대학교 대학원
원자력공학과
김 종 훈

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

RCP 기동 시 과압방지를 위한 2차-1차 냉각재 온도편차 연구

A study on the secondary-primary coolant temperature deviation to prevent overpressure during RCP startup

2023년 2월 24일

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 종 훈

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

RCP 기동 시 과압방지를 위한 2차-1차 냉각재 온도편차 연구

지도교수 김 종 현

이 논문을 공학 석사학위 신청논문으로 제출함

2022년 10월

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 종 훈

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

김종훈의 석사학위논문을 인준함

위원장 조선대학교 교수 송종순 (인)

위 원 조선대학교 교수 김종현 (인)

위 원 조선대학교 교수 이경진 (인)

2022년 12월

조선대학교 대학원

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

목 차

Abstract ····· i

제1장 서론 ····· 1
제1절 연구의 배경 ····· 1
제2절 연구 범위 ····· 2
제3절 용어 정의 ····· 2

제2장 저온과압 안전성 평가 ····· 4
제1절 저온과압 과도분석 ····· 4
1. 규제 요건 ····· 4
가. 요건 분석 ····· 4
(1) Multi-Plant Action Item B-04 ····· 5
(2) Branch Technical Position BTP-RSB 5-2 ····· 5
(3) GL 90-06 ····· 6
2. 저온과압사고 분석 대상 ····· 6
가. 과도 분석종류 ····· 7
(1) 질량주입과도 ····· 7
(2) 열 유입 과도 ····· 7
나. 저온과압 과도상태 분석 주요 가정 ····· 8
다. 열 유입 과도의 안전성분석코드 ····· 9
라. 열 유입시 유체의 에너지 방정식 ····· 10
(1) 시스템에 대한 열역학 제1법칙 ····· 10
(2) 질량과 운동량의 보존방정식 ····· 11
3. 안전 관련 운전원 조치에 대한 시간 응답 설계 기준 ····· 12
가. 소개 ····· 12
나. 발전소 조건 분류 및 운전원 조치시간 ····· 13
(1) 이벤트에 대한 운전원 조치 시간 응답 ····· 13
(2) 통계적 방법론 ····· 14
다. RCS 압력 완화 조치 시간 결정 ····· 14

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

제2절 계통 모델링 ····· 14
1. 기하학적 모델링 ····· 14
2. 증기발생기 1, 2차 측 열전달 모델 ····· 16
3. 원자로냉각재계통 초기 상태 ····· 17
4. 원자로냉각재 펌프 ····· 18
5. 단일능동기기고장 가정 ····· 18
제3절 한빛 1,2호기 열 유입 유형의 과도해석 결과 ····· 18
1. 열 유입 유형 과도 해석 ····· 18
가. 잔열제거계통 입구 안전밸브 사용 ····· 19
나. 가압기 PORV 사용 ····· 23
제4절 저온과압 과도해석 결과 요약 ····· 27

제3장 열 유입시 압력과도상태 방지 위한 온도차 분석 ····· 28
제1절 RCP 기동시 저온과압과도상태 최소화 분석 ····· 28
1. 각 온도편차에서 압력분석 주요 가정 ····· 28
가. 2차측 - 1차측 냉각재 온도 편차 분석 ····· 28
나. 저온과압보호밸브 개방 설정치 도달 시간 ····· 29
2. RETRAN 분석결과 과도상태방지 냉각재 온도차 검토 ····· 29
제2절 열 유입시 현장 경험분석 ····· 30
1. 2차측 냉각재온도가 1차측 냉각재온도보다 10°F 낮은 경우 ····· 30
2. 2차측 냉각재온도가 1차측 냉각재온도보다 14°F 높은 경우 ····· 31
3. 2차측 냉각재온도가 1차측 냉각재온도보다 36°F 높은 경우 ····· 32
4. 현장 경험분석을 통한 과도상태방지 냉각재 온도차 검토 ····· 33
제3절 열 유입시 압력 과도상태 발생방지를 위한 최소 온도차 ····· 34

제4장 결 론 ····· 34

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

표 목차

[표 1] 발전소 조건에 따른 운전원 진단 및 조치 시간 ····· 13
[표 2] 증기발생기 1,2차 측 열전달 면적 ····· 16
[표 3] 열 유입 유형 과도 해석 결과 - 잔열제거계통 입구 안전밸브 ····· 22
[표 4] 저온과압 보호밸브 설정치 ····· 23
[표 5] 열 유입 유형 과도 해석 결과 - 가압기 PORV ····· 27
[표 6] 저온과압보호밸브 개방 설정치 도달시간 ····· 29
[표 7] 열 유입시 저온과압보호설비동작 여부(현장경험 분석) ····· 34

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

그림 목차

[그림 1] 원자로냉각재계통의 에너지 유입 개념도 ····· 12
[그림 2] 시점 및 진행 간격의 정의 ····· 13
[그림 3] 한빛1, 2호기 Nodalization ····· 15
[그림 4] 한빛1, 2호기 Nodalization 입력 데이터 화면 ····· 16
[그림 5] 증기발생기 열전달 면적에 따른 가압기 압력 변화 ····· 17
[그림 6] 잔열제거계통 입구 방출밸브 모델링 ····· 19
[그림 7] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 70°F) ····· 20
[그림 8] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 120°F) ····· 20
[그림 9] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 150°F) ····· 21
[그림 10] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 180°F) ····· 21
[그림 11] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 200°F) ····· 22
[그림 12] 잔열제거계통 입구 방출밸브 개방 면적 (초기온도 200°F) ····· 23
[그림 13] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 70°F) ····· 24
[그림 14] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 120°F) ····· 25
[그림 15] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 150°F) ····· 25
[그림 16] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 180°F) ····· 26
[그림 17] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 200°F) ····· 26
[그림 18] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 140°F) ····· 28
[그림 19] 열 유출시 압력 변화(2차측 냉각재 온도가 낮은 경우, 19.01.13.) ····· 31
[그림 20] 열 유입시 압력 변화(2차측 냉각재 온도가 14°F 높은 경우, 22.05.27) ·· 31
[그림 21] 열 유입시 압력 변화(2차측 냉각재 온도가 36°F 높은 경우, 20.08.23) ·· 32

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

Abstract

A study on the secondary-primary coolant temperature deviation to prevent overpressure during RCP startup

By Kim, Jong Hoon
Adviser : Prof. Kim, Jong Hyeon, Ph. D.
Department of Nuclear Engineering
Graduate School of Chosun University

The Unit 1 and 2 the Hanbit nuclear power plant (NPP) are of the pressurized water reactor (PWR) type. A low-temperature over-pressurization accident, which can occur during the startup or the cooling-down, carries a risk of inducing a brittle fracture within pressure vessels of these reactors. A low-temperature over-pressurization accident can be caused either by mass inflow or by energy inflow. This paper analyzed energy-inflow-induced accidents at a NPP, as its likelihood is relatively higher than the other one. When the pressure climbs along with the rise of the operating temperature, the Hanbit NPP limits the pressure increase to prevent a possible low-temperature over-pressurization, based on the pressure-temperature curve specified in its technical specification. In addition, as a protective component, pilot-operated relief valves (PORVs) and pressure safety valves (PSVs) were installed in the pressurizer and in the residual heat removal (RHR) system respectively. Furthermore, technical specifications and operating procedures were established for the safe operation of the relevant facilities. With an aim to curb a low-temperature over-pressurization, the following analyses were performed to verify the adequacy of the protection system, and accordingly the revision of the operating procedures was proposed. First, it was confirmed that during the water-solid operation of the pressurizer in the reactor coolant system (RCS), when the coolant temperature in the secondary side of the steam generator is

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

50 degrees Fahrenheit higher than the coolant temperature in the RCS, even if energy is injected into the RCS followed by the startup of the reactor coolant pump (RCP), the pressure within the RCS remains stable below the upper pressure-temperature limit of the pressure vessel. Second, the historical operational data of the NPP were analyzed to understand what is required to create a favorable condition for the stabilization of the RCS pressure in terms of the difference between the coolant temperature in the secondary side of the steam generator and the coolant temperature in the RCS, meaning that the transient pressure condition is not created despite an energy inflow or the actual values of the protective equipment – the PSVs in the RHR system or the PORVs in the pressurizers – are below their operation setpoint. The outcome of the calculation and the analysis shall be reflected in the operating procedures for safer operation of the NPP.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

제1장 서론

제1절 연구의 배경

원자로냉각재계통의 과압이 원자로 압력용기의 용접부위나 표면에 흠집에 작용하게 되면, 원자로 압력용기의 취성파괴를 일으킬 수 있다. 운전 초기에는 원자로 압력용기의 파괴저항(Fracture Resistance)이 충분히 크기 때문에 원자로 압력용기의 손상위험이 거의 없으나, 발전소 수명기간 동안 고속중성자(Fast Neutron)의 피폭에 의해 파괴저항이 줄어들게 된다. 중성자의 방사선조사에 의해 파괴저항이 작아지게 되면, 과압 사고로 인해 원자로압력용기 내부 벽에 존재하는 아주 적은 흠집을 확장시켜, 원자로압력용기의 건전성을 위협할 수 있다.

과압에 의한 취성파괴를 방지하기 위해 10CFR50 App. A의 General Design Criterion 15는 “원자로의 냉각, 모든 관련 보조, 제어 및 보호계통은 정상운전과 예상운전조건 발생(Anticipated Operational Occurrence)을 포함한 모든 조건하에서 원자로 압력경계의 설계조건을 초과하지 않도록 충분한 여유를 확보하여야 한다.” 라고 요구하고 있다. 또한 동 문서의 General Design Criterion 31에서는 원자로의 압력경계는 운전, 정비, 시험 및 가상사고의 압력조건하에서

1. 압력경계가 비취성(Nonbrittle)을 보장하여야 하고,
2. 흠집 확산의 최소화를 보장하도록 충분한 여유를 갖을 것을 요구한다.

10CFR50 App. G는 원자로압력용기의 취성파괴관련 요구조건으로, 발생할 것으로 예상되는 조건에서 원자로 냉각계통의 압력이 제한치를 초과하지 않도록, 발전소 운전을 위한 운영기술지침서에서 압력-온도 제한치를 정할 것을 규정하고 있다.

취성 파괴의 위험은 특히 저온운전 중 과압이 발생할 경우에 취약하며 저온운전 중 과압조건 발생이 원자로 안전에 미치는 중요성 때문에 원자로냉각재가 만수위(Water Solid) 운전 중 모든 저온과압보호계통(LTOPS, Low-Temperature Overpressure Protection System)이 운전 가능해야한다. 저온과압 보호계통은 가압기 압력방출밸브(PORV) 혹은 잔열제거계통 입구 안전밸브(PSV)로 구성되어 있다.

본 연구는 저온과압 보호계통이 동작하여 저온운전 중 압력-온도 제한치를 초과하지 않음을 과도분석을 통해 확인한다.

또한 운영기술지침서의 제한 값인 RCS 온도보다 SG 2차측 온도가 50°F 이상 높은

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

상태에서 원자로냉각재펌프를 기동하지 말도록 되어있어 온도 편차가 50°F 근접 상태에서 원자로냉각재펌프 기동 시 잔열제거펌프 입구측 안전밸브가 동작할 가능성이 매우 높다. 이런 과도상태가 발생할 경우에는 안정적인 RCP 기동을 위한 증기발생기 냉각절차 수행 등 후속조치가 필요하며 기동공정을 연장시키는 원인이 되기도 한다.

따라서 열 유입시 저온과압보호설비 동작 설정값 이하에서 원자로냉각재계통 압력이 안정될 수 있는 증기발생기 2차측 냉각재와 1차측 원자로냉각재간 온도 차이를 과도상태분석과 현장 경험 값 분석을 통하여 산출하고 현장에 반영하여 발전소 안전운전에 도모하고자 한다.

제2절 연구 범위

가압경수로의 경우 기동과 냉각 운전시(운전모드 5, 6) LTOP(Low Temperature OverPressure)을 유발할 수 있는 경우는 원자로냉각재계통으로 질량유입과 열 유입이 있다. 본 연구보고서는 원자로냉각재계통으로 열 유입시 즉 증기발생기 2차측 냉각재 온도가 1차측 냉각재 온도보다 높을 때 원자로냉각재펌프의 부주의한 기동에 따라 저온과압사고에 대한 안전성 분석과 평가를 수행한다.

분석시 보수적 가정에 기초하여 분석방법론을 개발하고, 이를 저온과압사고 분석에 적용하여 안정성 평가를 하고 LTOP 사고로부터 원자로의 건전성을 확보하기 위해서는 발전소의 운영기술지침서를 기초로 가상사고를 설정하여 이에 대한 LTOPS 설비가 운전 제한사항을 만족 시킬 수 있는지 안전성 분석 및 평가를 수행한다.

또한 최근 발생한 과도상태 경험을 통해 저온과압사고 완화를 위한 대응 방안을 제시하는 것을 그 목표로 한다. 열 유입시 압력 과도상태가 발생되지 않는 즉, 저온과압보호설비[잔열제거계통의 안전밸브(PSV) 또는 가압기 압력방출밸브(PORV)] 동작 설정값 이하에서 원자로냉각재계통 압력이 안정될 수 있는 증기발생기 2차측 냉각재와 원자로냉각재계통의 냉각재간 온도 차이를 산출 평가를 수행한다.

제3절 용어 정의

○ 저온과압보호계통(LTOPS, Low-Temperature Overpressure Protection System): 잔열제거계통(RHRS) 입구 안전밸브와 가압기 PORV로 구성됨, 저온상태 운전 중 과도한 RCS 압력을 제한

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

○ 만수위(Water-Solid) 운전: 가압기 수위 100%까지 충수상태, 발전소 저온정지 상태에서 발전소 가열위해 가압기내 기포 존재 상태에서 RCP 기동시 RCS 압력 제어 불가

○ 취성 파괴(Brittle Failure): 변형 없이 일정한계에 도달하면 급격한 균열진전 (탄성영역에서 파단)

○ 열 유입: 증기발생기 2차측 냉각재온도가 RCS 온도보다 높은 상태에서 RCP 기동시 증기발생기 전열관을 통해 RCS로 열이 전달되어지는 현상

○ RETRAN (REactor TRANsient): 발전소 과도상태분석 프로그램

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

제2장 저온과압 안전성 평가

제1절 저온과압 과도분석

본 절에서는 한빛 1,2호기에 대한 저온과압 과도해석을 수행한다. 먼저 저온과압 과도와 관련된 국내외 요건을 살펴보았으며, 과도해석을 수행할 분석 대상 과도를 선정하였다. 선정된 과도현상에 대해 각각 잔열제거계통 입구 안전밸브와 가압기 PORV를 저온과압 보호설비로 충분한 기능을 수행하는지 과도해석을 통해 알아보았다.

1. 규제 요건

가. 요건 분석

원자로 압력용기의 취성파괴를 방지하기 위하여 규제기관에서는 발전소 운영기술지침서에 저온운전영역에서 취성파괴의 위험이 없는 안전한 압력범위를 정하도록 하고 있다. 또한, 원자로 압력용기 취성파괴 압력 한계의 초과를 방지하기 위해서 다중의 가압기 압력방출밸브나 잔열제거계통 입구 안전밸브를 설치하여 저온상태에서의 과압을 방지하도록 한다.

경수로형 원전 안전심사지침 부록 5.2.2-1 저온 운전시 가압경수형 원자로의 과압방지에서는 다음과 같은 규제요건을 정하고 있다.

(1) 일반설계기준 15

(2) 10CFR50 App. G

(3) 계통은 단일능동고장을 가정하더라도 그 기능을 수행할 수 있어야 함.

(4) IEEE Std. 603에 따라 설계되어야 함.

(5) 운전성을 보장하기 위해 저온과압보호계통은 시험가능해야 함.

(6) 계통은 Reg. Guide 1.26과 ASME Code Sec. III의 요건을 만족해야 함.

(7) 과압보호계통은 운전정지지진(OBE) 동안에도 그 기능을 수행할 수 있도록 설계되어야 함.

(8) 과압보호계통은 그 기능을 수행하는 데 있어 소외전원에 의존해서는 안됨.

(9) 고압사건의 결과를 완화시키기 위해 능동기기에 신뢰성을 갖는 과압보호계통은 부주의한 계통 작동을 고려한 추가해석을 수행하거나 현재의 해석 결과가 제한적이라는 것을 입증해야 함.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

(10) 만일 압력방출이 정상상태에서 일차계통에 연결되지 않는 저압계통에 있다면, 과압보호기능은 저압계통을 일차냉각재계통에서 차단시키는 연동에 의해 상실되어서는 안됨.

또한 USNRC는 저온운전 조건에서 원자로 압력용기의 과압 방지를 위해 다음과 같은 규제요건을 정하고 있다.

(1) Multi-Plant Action Item B-04

(2) Branch Technical Position BTP-RSB 5-2

(3) GL 90-06

(4) 10CFR50 App. A의 General Design Criterion 15

(5) 10CFR50 App. A의 General Design Criterion 31

(6) 10CFR50 App. G

(7) Regulatory Analysis for the Resolution of GI-94

위에 열거한 규제요건 중 내용이 기존 발전소에 적용 가능하도록 상세히 기술되어 있는 (1), (2), (3)의 규제요건은 아래와 같다.

(1) Multi-Plant Action Item B-04

USI A-26의 평가인 Multi-Plant Action Item B-04에서는 가압경수로 운영자가 과압사고의 가능성을 줄이기 위한 절차서를 적용하고, 사고를 완화할 수 있도록 다음사항을 권고한다.

○ 원자로냉각재계통이 만수위(Water-Solid) 운전 중인 시간 최소화

○ 저온운전 중 가용 고압안전주입 펌프 수를 하나로 제한

○ 원자로냉각재계통이 만수위 운전 중일 때 RCP의 기동 조건은 증기발생기 2차-1차측 온도 차가 50°F 이하로 제한

○ 각 발전소의 해석 결과에 따른 가압기 PORV 설정치 조정

(2) Branch Technical Position BTP-RSB 5-2

BTP-RSB 5-2에서는 과도 해석시 고려되어야 하는 사항을 기술하고 있다.

○ 계통은 단일능동고장을 가정하더라도 그 기능을 수행할 수 있어야 함. 계통이 가장 제한적인 단일능동고장을 가정하였을 때 요구되는 압력완화계통을 가지고 있는지를 입증할 수 있는 적절한 해석이 제시되어야 함.

○ 사건 시작의 원인, 즉, 운전원 실수나 기기의 오동작은 단일능동고장으로 간주

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

되지 않아야 함.

○해석은 과압사건의 가상원인 발생 시점에서 가장 제한적인 허용 운전조건과 계통형태를 가정해야 함.

○최악의 사건 선정 시에는 가능한 과압 사건을 모두 고려하여야 함. 특정 사건은 보호연동장치나 전원의 차단으로 인해 방지될 수 있음. 특정 사건을 분석에서 제외하기 위해서는 사건의 발생을 방지하는 제어 수단을 발전소 운영기술지침서에 포함하여야 함.

○저온과압 보호계통은 그 기능을 수행하는데 있어 소외전원에 의존해서는 안됨. 계통은 배터리 전원으로 운전 가능해야 함.

(3) GL 90-06

USNRC는 Regulatory Analysis for the Resolution of GI-94에서 얻어진 기술적 이해에 기초하여 GL(General Letter) 90-06을 통하여 기존 운영기술지침서의 가압기 PORV와 차단밸브 신뢰성 측면과 저온과압 보호기능을 보완한 수정 표준기술지침서를 제시하였다.

○PORV와 차단밸브의 신뢰성

TMI-2 사고 이후에 PORV와 차단밸브는 증기발생기 전열관파단사고, 기동 및 정지 운전 중 원자로 압력용기의 저온과압사고시에 원전의 안전성에 중요한 역할을 담당한다.

○저온과압 안전성 관련조치

USNRC는 GI-94 해결을 위한 규제기관의 분석에서 얻어진 기술적 이해에 기초하여 저온과압 보호기능을 보완한 CE와 WH원전의 수정 표준기술지침서를 제시하였다. 저온과압 보호계통의 설정치는 정지한 원자로 냉각재펌프의 기동 조건과 저온 운전 중 허용되는 고압안전주입펌프 및 충전펌프의 수에 따라 결정되어야 한다. 정지중인 원자로 냉각재펌프의 기동조건 및 고압안전주입펌프의 운전제한은 운영기술지침서에 기술되어 있다. 이외에 저온과압 보호계통은 10CFR50, Appendix A의 단일고장 기준을 만족하기 위하여 다중성을 제공하여야 한다.

2. 저온과압사고 분석 대상

가장 대표적인 저온상태에서 과압을 유발할 수 있는 사고는 원자로냉각재계통이

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

만수위 상태에 있을 때 열 유입 유형의 과도이다.

열 유입 유형의 과도에서는 원자로냉각재계통 온도가 증기발생기 2차측 온도보다 50°F 높을 때 원자로냉각재펌프의 부주의한 기동으로 초래될 수 있다. 그 결과 증기발생기 2차 측으로부터 원자로냉각재계통으로의 갑작스러운 열이 유입되어 원자로냉각재계통의 압력을 증가시키는 과도상태가 발생하게 된다.

실제 발전소에서 예상되는 것보다 보수적인 가정으로 열 유입 과도에 대해 해석을 수행하고, 이를 기초로 저온과압보호계통의 성능을 확인 및 발전소 운전시 더욱 안전성 확보를 위한 운전제한값을 제시한다.

가. 과도 분석종류

가압기 PORV 또는 잔열제거계통 입구 안전밸브로 저온과압 보호기능을 담당하고 있다. 가압기 PORV 차단밸브는 전동기에 의하여 밸브가 구동되기 때문에 RCS 온도 275°F 이하에서는 2개의 PORV 차단밸브을 개방한다. 잔열제거계통 입구 안전밸브가 잔열제거보호기능을 담당하는 경우는 밸브 개방의 지연에 따른 압력 Overshoot는 없으나, 밸브의 개방압력이 설정치와 일치하지 않을 수가 있기 때문에 기기 시험시 사용되는 안전방출밸브 설정압력의 최대허용오차에 따라 결정하여야 한다.

(1) 질량주입과도

저온에서 질량주입으로 계통이 과압되는 경우인데 원자로냉각계통이 Water - Solid 운전 중일 때, 부주의한 안전주입이 발생되는 경우이다. USI A-26의 해결을 위해 제시된 Multi-Plant Action Item B-04와 GL 90-06에서 저온 운전 중 가용 안전주입계통의 수를 한 개로 제한하고 있고 운영기술지침서에 따라 엄격하게 관리된다. 즉 한빛 1,2호기의 경우 운전모드 4이하에서 1대의 고압안전주입펌프의 차단기를 인출하여 놓아 운전되지 않도록 조치한다. 이러한 조치는 운전모드 4이하에서 질량주입에 의한 저온과압사고의 가능성을 제거하였다. 저온과압사고에서 열 유입에 의한 심각성보다 낮으므로 질량주입 사고는 이 연구에서 분석 대상에서 제외하였다.

(2) 열 유입 과도

열 유입 과도는 증기발생기 2차측의 온도가 1차측보다 높을 경우 부주의한 원자로냉각재펌프의 기동에 의해 발생될 수 있다. USI A-26의 해결을 위해 제시된

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

Multi-Plant Action Item B-04에서는 원자로 냉각계통이 Water-Solid 운전 중일 때 원자로냉각재펌프의 기동조건을 증기발생기 2차-1차측 냉각재의 온도차를 50°F이하로 제한하기 때문에 가장 제한적인 열 유입 과도는 원자로냉각계통이 Water-Solid 운전 중이고 증기발생기 2차측 냉각재의 온도가 1차측 냉각재온도 보다 50°F 높은 상태에서 부주의한 RCP 기동에 의해 발생한다. 2차-1차측의 온도차를 50°F이내이지만 20°F를 벗어날 경우에 LTOPS 설비를 동작시키는 발전소 과도상태가 발생되므로 분석대상으로 하였다.

나. 저온과압 과도상태 분석 주요 가정

저온과압 과도를 해석하기 위해서는 선정된 과도현상에 추가하여 보수적인 가정들이 사용된다. 본 해석에서 사용되는 주요 가정은 다음과 같다.

(1) 원자로냉각재계통의 온도 및 압력상승에 따른 금속팽창은 고려하지 않는다. 실제 계통 온도에 따라 약 3% 까지 체적 팽창이 예상되므로 이는 보수적인 가정이다.

(2) 열 유입 유형의 과도해석에서는 증기발생기 2차 측으로부터 1차 측으로의 열전달에 의한 증기발생기 2차 측의 온도 감소는 무시한다.

(3) 잔열제거계통 입구 안전밸브 후단, 혹은 가압기 PORV의 후단 압력경계를 제공하는 PRT(Pressurizer Relief Tank)의 압력은 파단판의 파단 설정압력을 유지한다고 가정한다. PRT의 통상적인 압력은 대기압이며, PRT 압력이 파단 설정압력인 경우는 매우 짧은 시간 동안 가능하며, 파단판 파열 이후에는 다시 대기압이 유지되기 때문에 이 가정은 보수적인 가정이다.

(4) 잔열제거계통 입구 안전밸브는 전단압력이 압력 설정치의 3% 축적 후에 개방되기 시작하며, 10% 축적 후 완전개방 된다고 가정한다.

(5) 가압기 PORV는 정상 운전 시에는 가압기 압력에 따라 개방되지만, 저온과압보호계통이 적용되는 저온관 온도가 275°F에 도달하면 운전원이 조작 스위치를 COPS(LTOP)를 ARMING으로 수동 절체하게 되며, 이때부터는 가압기 압력이 아닌 고온관 광역 압력계와 저온관 광역 온도에 따라 설정된 온도에 따른 압력으로 작동하게 된다. 따라서 가압기 PORV의 압력에 따른 제어는 고온관의 압력을 기준으로 설정한다.

(6) 저온과압 설정치 평가를 위한 압력-온도 제한치는 운영기술지침서(ASME

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

Sec. XI App. G)의 결과를 사용한다.

다. 열 유입 과도의 안전성분석코드

열 유입 과도의 안전성평가에는 EPRI에서 개발한 코드인 RETRAN-3D을 사용하였다. RETRAN-3D의 특성은 다음과 같다.

(1) 1차원과 2차원 계산이 가능하고 노드수는 1,000개 미만이며 분석결과는 비교적 정확하다.

(2) 사용범위는 시뮬레이터 개발 및 신개념 설비 검증 등 다양한 분야에 적용하고, 최적해석 코드에 사용하고 있으나 최근에는 설계 코드를 대체하는 시도를 하고 있다.

(3) 장점으로는 계통 전체 거동 모사가 탁월하고 모든 형태의 발전소에 적용이 가능하다.

(4) 활용 분야

- ○계통 안전분석 : 성능분석, Non-LOCA
- ○노심 다차원 Kinetics 분석
- ○BWR 및 PWR 과도 현상
- ○소규모 파손 냉각수 상실 사고(SBLOCA, Blowdown, Reflood)
- ○스크램(Safety Control Rod Axe Man, SCRAM) 없이 예상되는 과도현상(ATWS)
- ○열역학적 비평형 현상이 있는 과도 현상
- ○비응축 가스가 존재하는 중간 루프 운전
- ○3차원 출력 모형 및 반응도 피드백 효과가 중요한 과도 현상
- ○제어 시스템 모델 및 일관된 정상 상태 초기화 기술
- ○붕괴열에 대한 1979년 ANS 표준,
- ○시스템의 유체와 함께 불순물(예: 붕소)을 운반하는 일반화된 운반 모델
- ○역류 흐름 논리 및 1차원 중성자 동역학 솔루션 알고리즘
- ○다차원 중성자 동역학을 분석하는 옵션 및
- ○기타 : EOG, 밸브 성능, Sump Blockage

(4) RETRAN 코드 패키지

- ○RETRAN : 최고 추정 열수력 과도 해석 프로그램
- ○RESTRT : RETRAN 문제를 계속(재시작)하는 데 사용되는 프로그램
- ○REEDIT : 데이터 테이프에 보관된 RETRAN 문제 솔루션의 인쇄 편집본을

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

얻는 데 사용되는 프로그램

라. 열 유입시 유체의 에너지 방정식

열 유입과도를 모의하기 위하여, 증기발생기 이차측은 Time Dependent Volume으로 모델링하여 초기 정상상태 계산에서는 증기발생기 이차측의 온도를 일차측과 동일하게 주어, 증기발생기 일차측과 이차측의 열전달이 없도록 하였다[그림 1]. 열 유입과도는 증기발생기 이차측의 온도를 50°F 만큼 증가시킴으로서 시작된다. 원자로 냉각재펌프의 회전속도는 전출력 운전시의 펌프회전속도와 같다고 가정하였다. 펌프가 동일회전속도로 운전되면 부피유량은 냉각재의 밀도와 관계없이 일정하며, 저온 운전 중에는 온도감소에 따라 냉각재의 밀도가 높아지게 되어 결과적으로 원자로냉각계통의 질량유량을 증가시키게 된다. 증가된 양은 초기온도에 따라 다를 수 있으나, 원자로 1차계통의 온도를 저온과압이 가능한 최대온도인 350 °F로 가정하더라도 질량유량은 전출력 운전시와 비교하여 약 25% 증가하게 된다. 이는 결과적으로 증기발생기 1차-2차측간의 열전달률을 높이는 효과로 작용하게 되어 보수적 계산을 하게 한다. 원자로냉각재펌프에서 발생되는 열은 증기발생기 이차측의 온도를 증가시키는 시간과 일치시켜서 과도 시작 시간에 원자로 일차계통에 유입되는 에너지를 최대로 하였다.

열 유입 과도가 아주 짧은 시간동안에 일어나기 때문에 이 가정은 유효하다. 따라서 시스템에 대한 열역학 제1법칙 그리고 질량과 운동량 보존식을 이용하여 원자로 냉각계통으로 유입되는 에너지와 배출되는 냉각재의 유량과 압력의 변화를 예측할 수 있다.

(1) 시스템에 대한 열역학 제1법칙

시스템의 에너지 증가율

= 열전달에 의한 에너지 증가율 + 일의 전달에 의한 에너지 증가율

$$\frac{\partial}{\partial t}\int_{RCS} e\rho\, dV = (Q_{net\,in} + W_{net\,in})_{RCS} = \sum_{i}^{n}(\rho_i C_{P_i}\Delta T_i)\Delta V_i(Btu) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots(1)$$

여기서 e : 단위질량당 전에너지

ρ : 물의 밀도

ΔT : 온도차

C_{Pi} : 비열

RCS : 원자로냉각재계통,

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

V : 물의 체적

$Q_{net\ in}$: RCS로 전달되어지는 열전달량

$W_{net\ in}$: RCS로 전달되어지는 일전달량

원자로냉각재계통에 사용하는 유체는 물이므로 일정한 압력에서 온도변화에 따른 체적변화가 일어난다. 물의 체적 팽창률은 다음과 같이 정의된다.

$$\alpha_P = \frac{1}{v}[\frac{\partial v}{\partial T}]_P \cdots\cdots(2)$$

여기서 αP : 체적 팽창률

또한 일정한 온도에서 체적변화에 따른 압력변화를 물의 정온 체적률이라 하며 다음과 같이 정의된다.

$$\beta_T = -v[\frac{\partial P}{\partial v}]_T \cdots\cdots(3)$$

여기서 βT : 정온 체적률

유체인 물은 외부에서 압력을 받으면 체적이 감소하고 압력을 제거하면 원상태로 되돌아간다. 이와 같은 성질을 물의 압축성이라고 한다. 물도 미소하나마 압축되며 물속에 함유된 공기의 양에 따라서 압축되는 정도가 다르다.

$$P_{\max} = [P + \frac{\partial P}{\partial M}\Delta M + \frac{\partial P}{\partial U}\Delta U + \frac{\partial P}{\partial M_v}\Delta M_v + \frac{\partial P}{\partial M_{nc}}\Delta M_{nc}] \cdots\cdots(4)$$

여기서 P : 체적 압력

$\frac{\partial P}{\partial M}$: 체적총 질량에 대한 압력변화, ΔM : 체적 질량의 변화

$\frac{\partial P}{\partial U}$: 내부에너지 대한 압력변화, ΔU : 내부에너지 변화

$\frac{\partial P}{\partial M_v}$: 기포 질량에 대한 압력변화, ΔM_v : 기포 질량 변화

$\frac{\partial P}{\partial M_{nc}}$: 비응축성 기체질량에 대한 압력변화, ΔM_{nc} : 비응축성 기체 질량변화

(2) 질량과 운동량의 보존방정식

RCS로 에너지가 전달될 때 원자로냉각재의 온도 상승으로 물의 밀도가 감소됨에 따라 RCS 물의 체적이 증가된다. 이때 원자로냉각재계통의 가압기는 만수위(Solid Water) 상태이고 밀폐계 이므로 압력이 증가하게 되며 LTOPS 설비가 동작될 정도로 압력이 상승하게 되면 유출 질량유동이 발생되어진다.

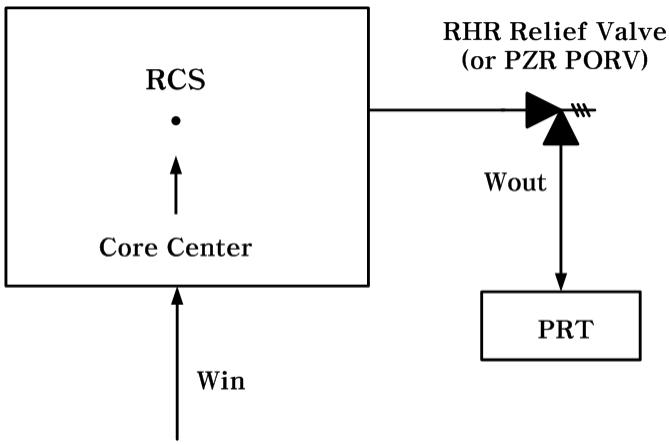
조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

물에 대한 질량보존 방정식

$$\frac{dM}{dt} = W_{in} - W_{out} \quad \cdots\cdots(5)$$

$$\frac{1}{A}\frac{\partial W}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z}\left(\frac{W^2}{\rho A^2}\right) = -\frac{\partial P}{\partial z} - K\frac{W|W|}{2\rho A^2} + \frac{\Delta P_{PRZ}}{\Delta z} \quad \cdots\cdots(6)$$

위 방정식의 해를 구하기 위하여 보조방정식이 필요한데 보조방정식으로 상태 방정식을 이용한다.



[그림 1] 원자로냉각재계통의 에너지 유입 개념도

방정식의 해를 구하기 위하여 편미분방정식 형태인 질량, 운동량 보존식을 유한차분식으로 바꾸어야 한다. 유한차분식은 시간에 대해서는 Explicit difference를, 공간에 대해서는 Central difference를 사용하였다.

3. 안전 관련 운전원 조치에 대한 시간 응답 설계 기준

가. 소개

이 표준은 가압경수로(PWR) 원자력 발전소의 설계에 사용되는 안전 관련 운전원 조치에 대한 시간 응답 설계 기준을 설정합니다. 이 기준은 자동 원자로 트립을 초래하는 설계 기준 이벤트(DBE)를 완화하기 위해 수행되는 안전 관련 운전원 조치에 대한 최소 응답 시간 간격을 결정하는 데 사용됩니다.

이 표준은 안전 관련 기능을 시작하거나 제어하는 운전원 조치에 대한 안전 분석에서 보증을 받기 위해 충족해야 하는 시간 요구 사항을 정합니다.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

나. 발전소 조건 분류 및 운전원 조치시간

발전소 상태	사건 발생빈도 F (Frequency/RY)	진단시간(분)	운전원 조치 시간*(분)
보통 빈도(Moderate Frequent, MF)	$F \geq 10^{-1}$	5	1+N
드문 빈도(Infrequent Frequent, IF)	$10^{-1} > F \geq 10^{-2}$	10	3+N
제한적 사건(Limiting Frequent, LF)	$10^{-2} > F \geq 10^{-6}$	20	5+N

[표 1] 발전소 조건에 따른 운전원 진단 및 조치 시간

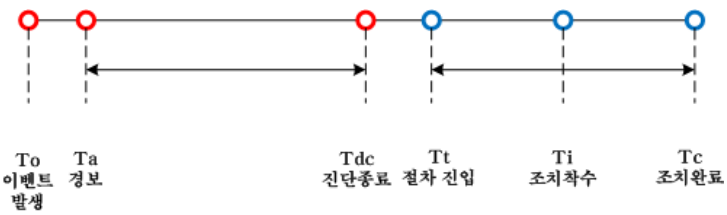
* N은 특정 단일 운전원이 조치를 완료하기 위한 개별 조작 수

예) 보통 빈도의 사건일 경우 조치시간: 5+(1+N) 분

(1) 이벤트에 대한 운전원 조치 시간 응답

안전 관련 운전원 조치 시간에 대한 응답 결과는 ANSI 58.8의 발전소 조건을 기반으로 결정됩니다[표 1]. 각 발전소 조건을 기반으로 구현된 응답 시간은 가압수형 원자로(PWR)의 과도 상태에 대처하기 위해 분석에 사용되며 EPRI와 Westinghouse Electric Corporation의 경험적 시뮬레이터 측정을 기반으로 합니다.

증상 기반 운영 절차 및 지침은 일시적인 시나리오 동안 운전원 진단 및 조치를 위한 구조를 제공합니다. 운전원 응답 구조는 다양한 시간 간격으로 이벤트 시퀀스를 세분화할 목적으로 [그림 2]에 제안되어 있습니다. 이벤트 분석과 관련된 시점 및 간격은 다음과 같습니다.



[그림 2] 시점 및 진행 간격의 정의

T_0: 이벤트 시작 T_a: 이벤트 경보 T_{dc}: 이벤트 진단 종료

T_t: 운전원 절차 진입 단계 T_i: 운전원 응답/조치 시작

T_c: 응답/조치 완료

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

(2) 통계적 방법론

타이밍 요구 사항에 도달하기 위해 데이터를 분석한 일반적인 방법론은 다음과 같습니다. 새로운 데이터를 유사한 방식으로 분석하여 일관된 방법 기반을 얻을 수 있습니다.

○ 데이터 수집

○ 운전원 결정 시간 및 응답 시간은 발생 빈도의 함수로 표시되었으며 결과 곡선은 적절한 분포 함수로 맞춤

○ 적절한 분포 함수를 사용하여 운전원 결정 시간 간격과 운전원 조치 시간 간격의 평균 확률 값(평균)을 결정

○ 시간 간격의 확률 값은 95% 신뢰 수준에서 신뢰 한계 값을 결정하는 데 사용

다. RCS 압력 완화 조치 시간 결정

안전 관련 운전원 조치에 대한 시간 응답은 ANSI 58.8을 기반으로 검토한 결과로부터 단일 기기 조작이 가정되는 경우 운전원 조치가 보통빈도(MF)인 경우 이벤트 발생 시점으로 부터 최소 7분[5+(1+N) 분 = 진단시간 5분 + 조치시간 2분]후에 완화될 수 있다고 가정하는 것이 타당하다. 경보가 과도 상태의 발생을 나타낼 때 운전원 응답 시간을 줄이기 위한 지침에는 명확한 경보 대응 절차가 필요하다.

제2절 계통 모델링

한빛 1,2호기는 2,900MWt의 원자로 열출력을 갖고 노심입구의 정격 유량이 10,102 lbm/sec인 웨스팅하우스형 발전소이다. 원자로냉각재계통은 원자로 압력용기, 세 개의 증기발생기, 세 개의 원자로냉각재펌프, 가압기 및 이들을 연결하는 유로로 구성되어 있다.

1. 기하학적 모델링

[그림 3]과 [그림 4]은 웨스팅하우스형 3 루프 원전인 한빛 1,2호기의 RETRAN 분석에 사용된 Nodalization 및 데이터 입력 화면을 나타내고 있다. 1차 계통의 원자로냉각재 루프는 루프 A, B 및 루프 C로 모델링하고 각각의 루프는 고온관, 증기발생기의 전열관, 펌프흡입관, 원자로냉각재펌프 및 저온관으로 구성되어 있다. 그리고 가압기와 밀림관은 Loop B와 연결되어 있다.

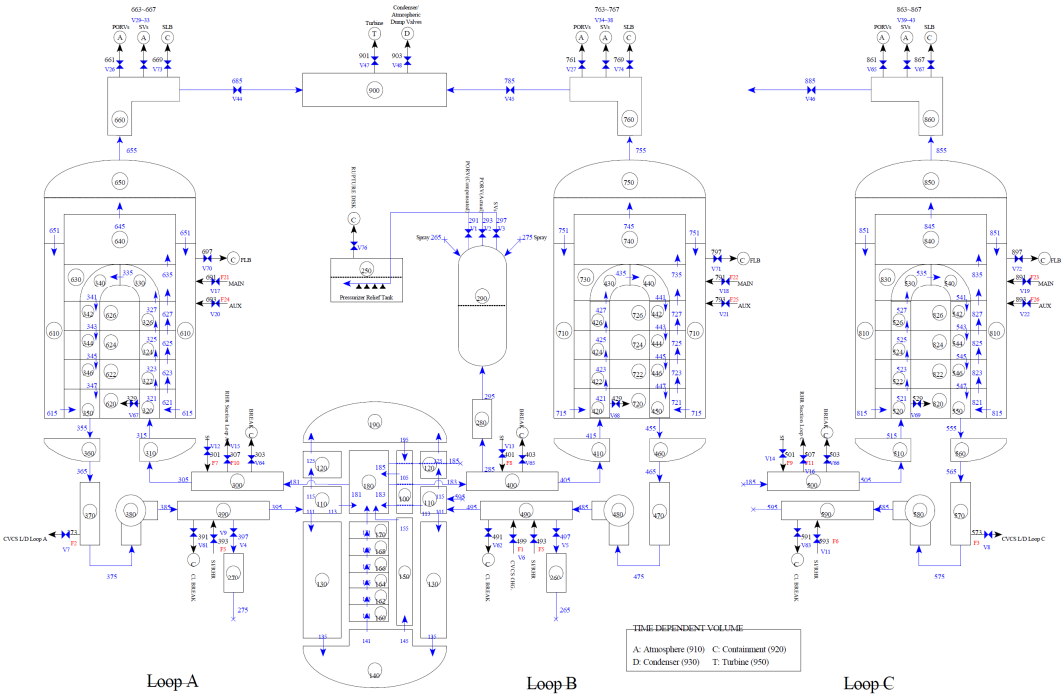
증기발생기 2차측은 Time Dependent Volume으로 모델링하여 일정한 열수력 조건을

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

유지하도록 하였다. 이는 증기발생기 2차 측에서 1차 측으로 열이 전달됨에 따른 2차 측 온도 감소가 없도록 하기 위한 것이다.

원자로 압력용기는 14개의 제어체적으로 구성하였다. 하향 통로, 노심하부공동, 노심우회유로, 상부공동 및 헤드로 구성되어 있다.

한빛1, 2호기 Nodalization for LTOP



[그림 3] 한빛1, 2호기 Nodalization

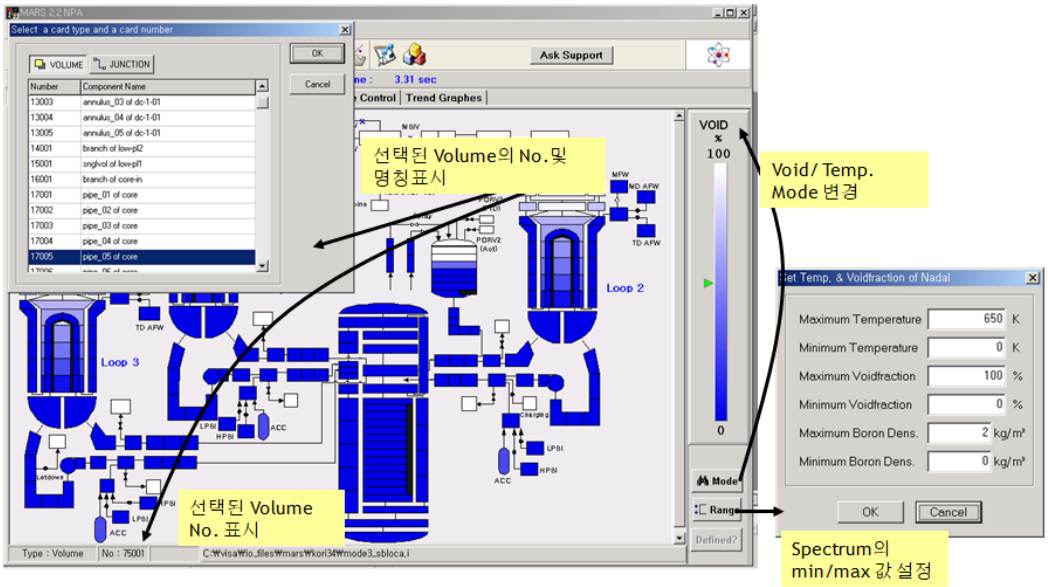
고온관, 증기발생기 전열관, 펌프 흡입관, 원자로냉각재펌프, 저온관으로 구성된 각 냉각유로는 16개의 제어체적으로 모델링 하였다. 가압기와 밀림관은 각 1개의 제어체적으로 구성하였다.

PRT는 Time Dependent Volume으로 모델링 하였으며, 압력경계는 보수적인 결과를 나타내도록 설계압력인 100psig를 사용하였다.

저온과압 과도 해석을 위해 잔열제거계통 입구에 위치한 안전밸브와 가압기 PORV를 각각 모델링 하였다. 가압기 상단의 PORV는 가압기 압력이 개방 설정 압력에 도달하면 개방되기 시작하여 완전 개방될 때까지 2초가 소요된다고 가정

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

하였다. 이는 발전소의 기기시험 절차서에 명시된 최대 개방허용시간이며, 보통 이보다 훨씬 빨리 개방된다. 또한 가압기 PORV의 성능시험 시 사용되는 계기의 최대오차 0.5%도 가정에 포함하였다. 잔열제거계통 입구의 방출밸브는 전단 압력이 밸브 열림 압력의 3% 축적 후에 개방되기 시작하여 10% 축적 후 완전 개방되는 것으로 가정하였다.



[그림 4] 한빛1, 2호기 Nodalization 입력 데이터 화면

2. 증기발생기 1, 2차 측 열전달 모델

열 유입 유형의 과도에 있어서 증기발생기 2차-1차 측의 열전달은 열전달 면적과 비례하게 된다. 따라서 모델링에 있어 열전달 면적을 보수적으로 계산하여 사용하여야 한다.

증기발생기 전열관 열전달 면적[표 2]은 최종안전성분석보고서에 나온 자료를 이용하였으며, 입력 값은 다음과 같다.

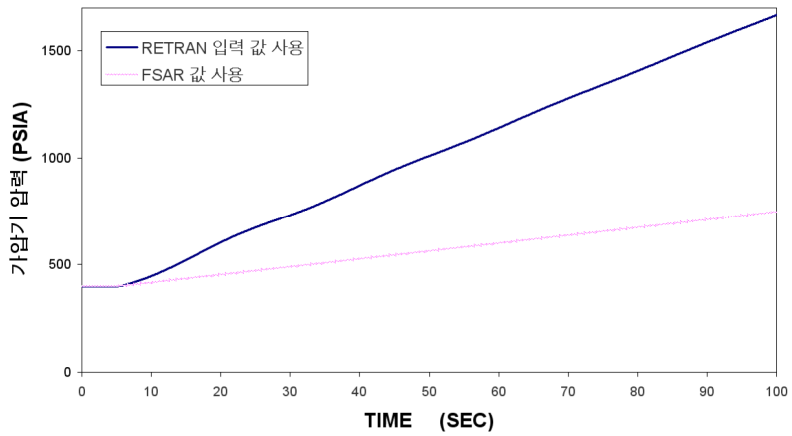
Design Parameter	FSAR (ft^2)	RETRAN 입력 값 (ft^2)
Active Heat Transfer Area	48,600	486,000
Total Heat Transfer Area	55,000	550,000

[표 2] 증기발생기 1,2차 측 열전달 면적

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

증기발생기 2차측에서 1차측으로의 열전달을 빠르게 진행시키기 위하여 본 해석에서는 FSAR에 제시된 열전달 면적의 10배를 사용하였다. 이는 열 유입 유형의 과도에서 매우 보수적인 값이라 할 수 있다.

[그림 5]는 RETRAN 입력 자료의 보수성을 나타내기 위한 모델로, 1차측 압력은 400psig, 온도는 120°F로 있을 때 증기발생기 2차 측의 온도가 1차 측보다 50°F 높은 상태를 RETRAN 코드로 모사한 것이다. 그림은 FSAR의 값을 사용하였을 때와 본 해석에서 사용한 RETRAN 입력 값을 사용하였을 때 열 유입에 의해 가압기가 가압되는 것을 나타내고 있다. FSAR 값을 사용하였을 때 아무런 과압보호 조치가 취해지지 않는 경우 100초 후 약 747psia 까지 가압기의 압력이 상승하게 된다. 반면, 본 해석에서 가정한 값을 사용한 경우는 100초 후 약 1,600psia 까지 상승하는 것을 알 수 있다. 따라서 본 해석에서 사용한 가정은 매우 보수적이라 할 수 있다.



[그림 5] 증기발생기 열전달 면적에 따른 가압기 압력 변화

3. 원자로냉각재계통 초기 상태

원자로냉각재계통 초기상태는 압력 400psig, 온도는 열 유입 과도에서는 가압기 PORV 열림 설정치에 따라 70°F～200°F의 초기 상태에 있다고 가정하였다.

원자로냉각재계통 초기 압력은 과냉각 상태를 유지하고 원자로냉각재펌프의 기동으로 인한 공동에 의한 코드 오류를 방지할 수 있도록 보통 300～400psig로 가정

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

한다. 본 해석에서는 초기 압력으로 400psig를 가정하였다. 가압기 PORV 개방 설정치의 최소 값인 485psig 혹은 잔열제거계통 입구 방출밸브의 개방 설정치인 450psig에 이르기까지 충분한 여유가 있기 때문에 초기 압력은 해석에 미치는 영향이 없다.

4. 원자로냉각재 펌프

규제요건에서 사용하는 기본 가정사항으로는 증기발생기 2차 측의 온도가 1차 측의 온도보다 50°F 높은 상태에서 1대의 원자로냉각재펌프가 기동하는 것을 가정하고 있다.

본 해석에서는 원자로냉각재펌프 3대가 운전 중인 상태에서 모든 원자로냉각재 펌프를 정지시키는 방법으로 정상상태를 모사하였다. 원자로냉각재펌프가 정지된 후 약 1,000초 후에는 1차 측의 온도와 압력이 일정한 정상상태에 도달하게 된다. 이러한 정상상태에서 증기발생기 2차 측의 온도가 1차 측의 온도보다 50°F 높은 상태에서 1대의 원자로냉각재펌프를 기동시킴으로써 열 유입 유형의 과도를 시작하도록 하였다. 원자로냉각재펌프에 의해 생성되는 열출력은 6.44MWt을 사용하였다.

5. 단일능동기기고장 가정

단일 능동기기고장을 가정하여 저온과압보호설비로는 한 개의 계통만을 사용하여 해석하였다. 즉 가압기 PORV에 대한 해석을 수행할 때에는 사용 가능한 두개의 가압기 PORV 중 높은 설정치를 갖고 있는 가압기 PORV 하나만 유용하다고 가정하였으며, 잔열제거계통 입구 방출밸브를 사용한 해석에서는 루프 A와 C의 방출밸브 중 루프 A의 방출밸브만 유용하다고 가정하여 해석을 수행하였다.

제3절 한빛 1,2호기 열 유입 유형의 과도해석 결과

1. 열 유입 유형 과도 해석

열 유입 유형의 과도는 만수위 상태의 원자로냉각재계통보다 증기발생기 2차 계통 냉각수 온도가 50°F 높을 때 원자로냉각재펌프 1대가 기동되어 시작된다. 이 경우 증기발생기 2차 계통으로부터의 열전달에 의한 열 유입으로 원자로냉각재계통 압력이 가압기 PORV 열림 설정치 혹은 잔열제거계통 입구 방출밸브 열림 설정치까지 급격히 증가하는 과도현상이 나타난다.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

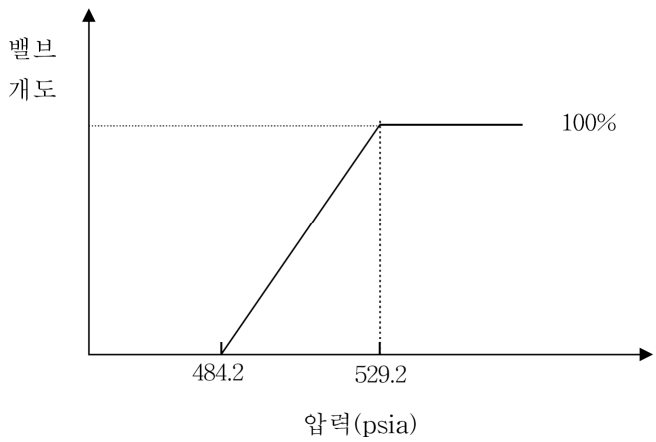
원자로냉각재계통과 증기발생기 2차 계통 사이의 최대 허용 온도차는 50°F이다. 여기에 1차 계통 및 2차 계통의 온도 오차를 각각 10°F 씩 고려하였다. 10°F는 발전소 운영기술지침서의 압력-온도 제한 곡선에서 고려하고 있는 계기 오차이며, 2차 측도 동일한 값을 가정하였다. 따라서 과도 해석에서는 전체 20°F의 계기오차를 반영하여 증기발생기 1차 계통 및 2차 계통의 온도차를 70°F로 사용하였다.

가. 잔열제거계통 입구 안전밸브 사용

한빛 1,2호기 잔열제거계통 입구 안전밸브 열림 설정치는 450psig이며, 이때 방출용량은 700gpm이다. 이 밸브는 잔열제거계통이 운전 중이어야 사용가능하다. 잔열제거 계통은 발전소 냉각 운전시에는 원자로냉각재 온도가 350°F 이하에서 운전하며 가열 운전시에는 가압기에 기포를 형성시키는 250°F이하까지 운전한다. 잔열제거계통 입구측 LTOP용 안전밸브는 잔열제거계통이 운전되는 동안에만 사용할 수 있다. 밸브의 설정압력 측정 계기오차는 측정범위 0 ~ 600psig에서 계기오차 ±1%를 고려하여 6psi로 설정하였으며, 밸브의 허용오차(tolerance)는 3%인 13.5psi를 사용하였다. 모든 오차를 고려하여 해석에서는 열림 설정치를 484.2psia(469.5psig)로 설정하였다. 또한 밸브 완전 열림 설정치는 밸브의 열림 설정치(450psig) 보다 10% 이상인 경우로 가정하였다[그림 6].

○ 밸브 열림 설정치= 450psig + 계기오차 1% + tolerance 3% = 484.2psia·····(7)

○ 밸브 완전 열림 설정치 = 밸브 열림 설정치 + 450psi × 10% = 529.2psia····(8)

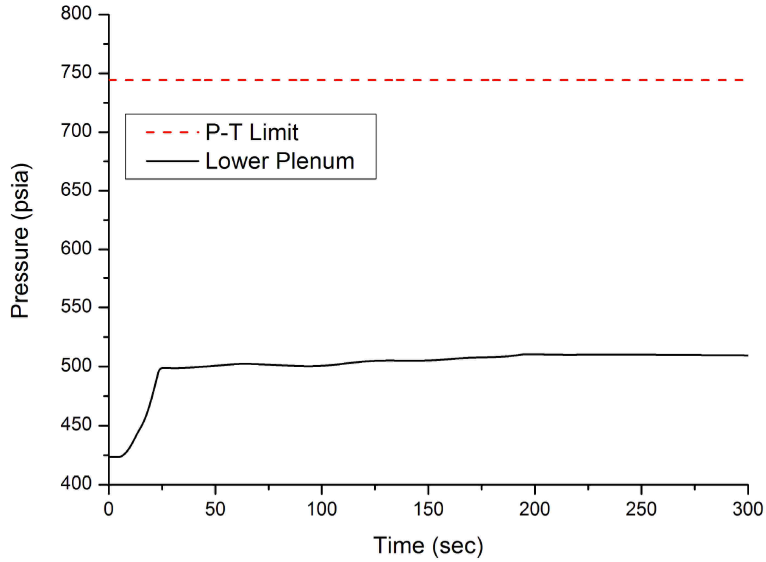


[그림 6] 잔열제거계통 입구 방출밸브 모델링

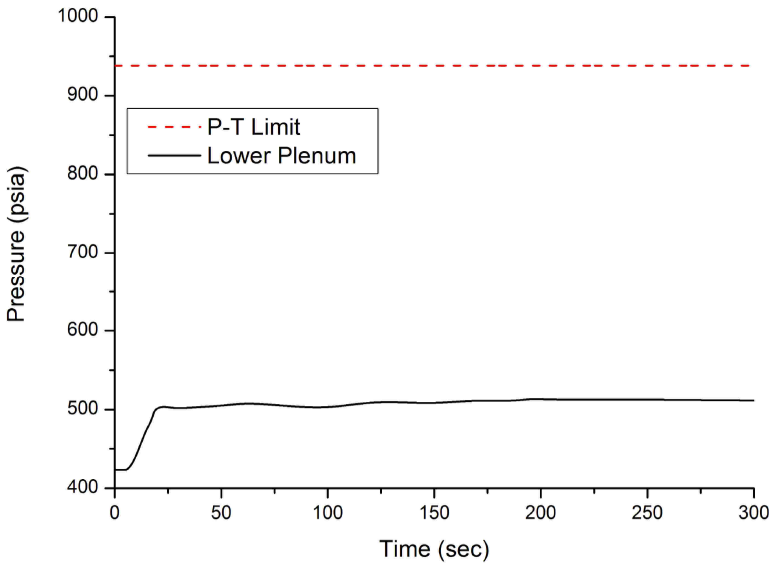
과도 해석 케이스는 원자로냉각재계통의 초기 온도가 각각 70°F, 120°F, 150°F,

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

180°F, 200°F일 때로 선정하였다. 각각의 해석 결과는 [그림 7]~[그림 11]에 나타내었다. 여기서 사용한 압력-온도 제한치는 앞 절에서 기술한 ASME Sec. XI App.G 방법으로 계산하였다. 압력-온도 제한치의 만족여부를 판단하는 1차 계통의 위치는 1차 계통 중에서 가장 압력이 높은 원자로 하부 플레넘을 선정하였다.

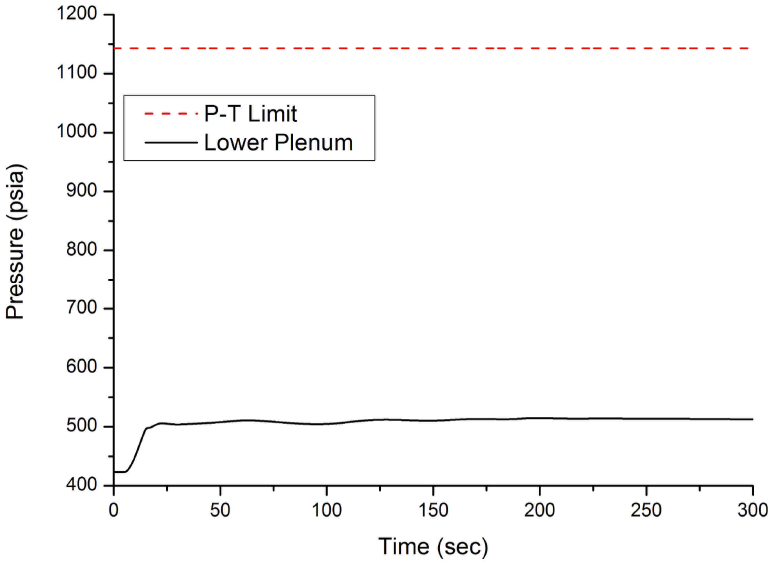


[그림 7] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 70°F)

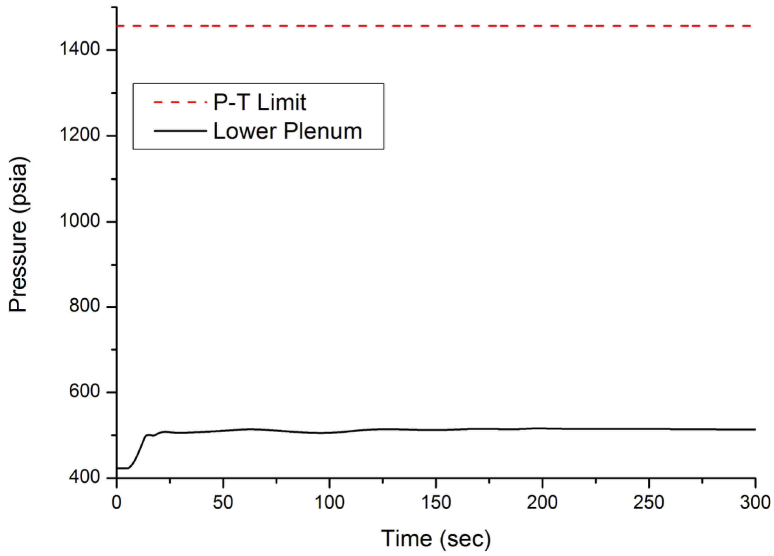


[그림 8] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 120°F)

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

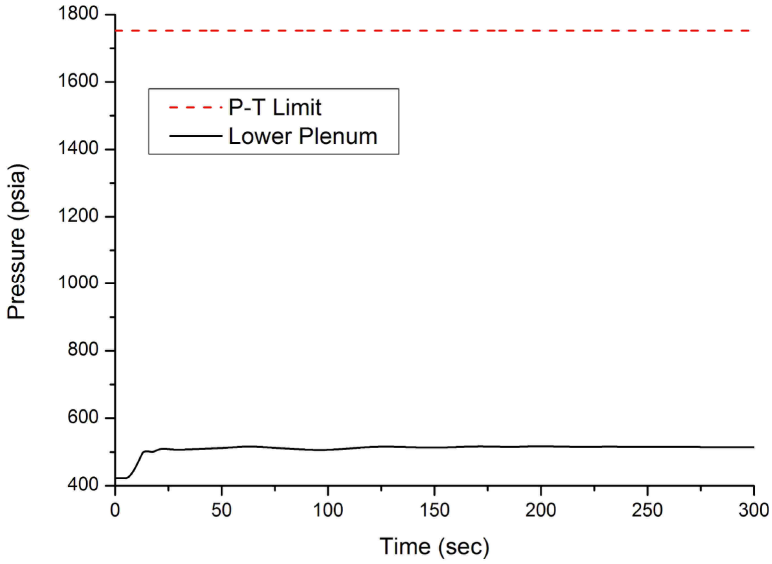


[그림 9] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 150°F)



[그림 10] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 180°F)

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY



[그림 11] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 200°F)

[표 3]은 잔열제거계통 입구 방출배관을 사용하여 열 유입 유형의 과도 해석 결과를 요약한 것이다. 모든 조건에서 압력-온도 제한치를 충분히 만족하는 것으로 분석되었다.

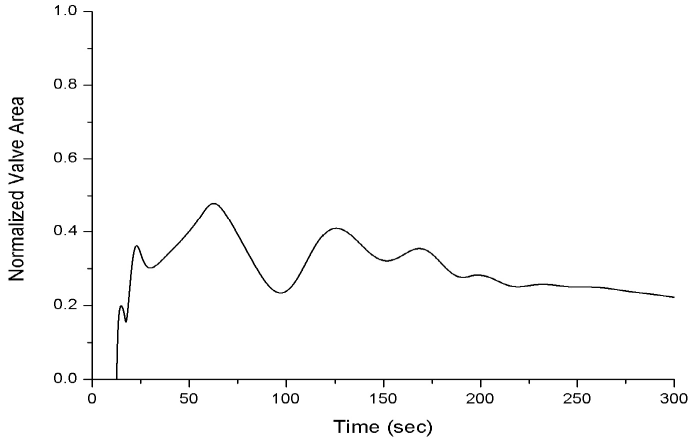
열 유입유형시 초기온도(°F)	압력-온도 제한치(psia)	최대압력(psia)	만족여부
70°F	744.2	510.3	만족
120°F	938.3	513.1	만족
150°F	1142.6	514.7	만족
180°F	1456.2	516.0	만족
200°F	1752.3	516.8	만족

[표 3] 열 유입 유형 과도 해석 결과 - 잔열제거계통 입구 안전밸브

[그림 12]는 초기온도 200°F인 경우 잔열제거계통 입구 방출밸브의 개방 면적을 나타낸 것이다. 밸브의 최대 개방면적이 약 48% 정도로 나타났으며, 열 유입 유형의 과도 발생 시 잔열제거계통 입구 방출밸브가 충분히 과압 방지 밸브로 보호 기능을

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

할 수 있음을 알 수 있다.



[그림 12] 잔열제거계통 입구 방출밸브 개방 면적
(초기온도 200°F)

나. 가압기 PORV 사용

한빛 1,2호기 가압기 PORV의 열림 설정치는 원자로냉각재계통의 온도에 따라 [표 4]와 같이 변하며, 닫힘 설정치는 열림 설정치보다 20psi 낮다.

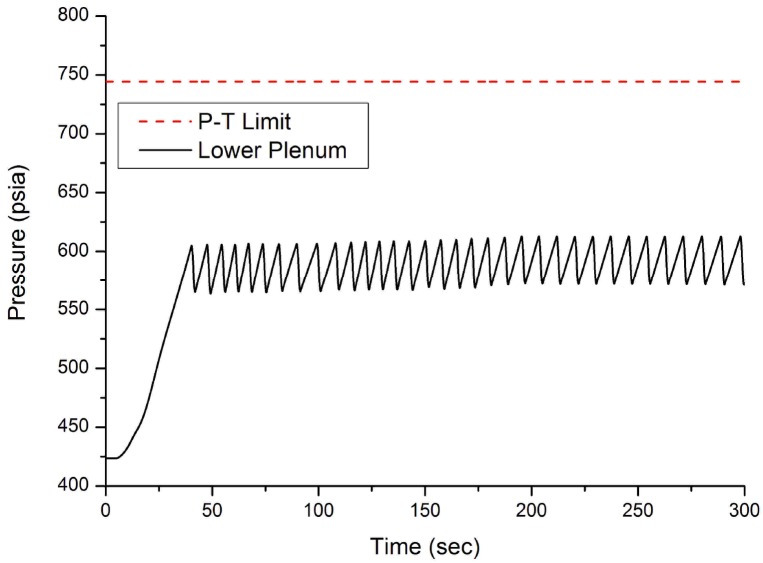
PZR PORV BB-PV444B		PZR PORV BB-PV445A	
RCS 저온관 광역온도(TI410)°F	열림설정치(PI407B) (psig)	RCS 저온관 광역온도(TI413)°F	열림설정치(PI407A) (psig)
70	485	70	530
120	485	120	530
150	490	150	535
180	495	180	540
200	515	200	560
220	525	220	570
240	600	240	700
380	605	380	700
460	2,350	460	2,350

[표 4] 저온과압 보호밸브 설정치

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

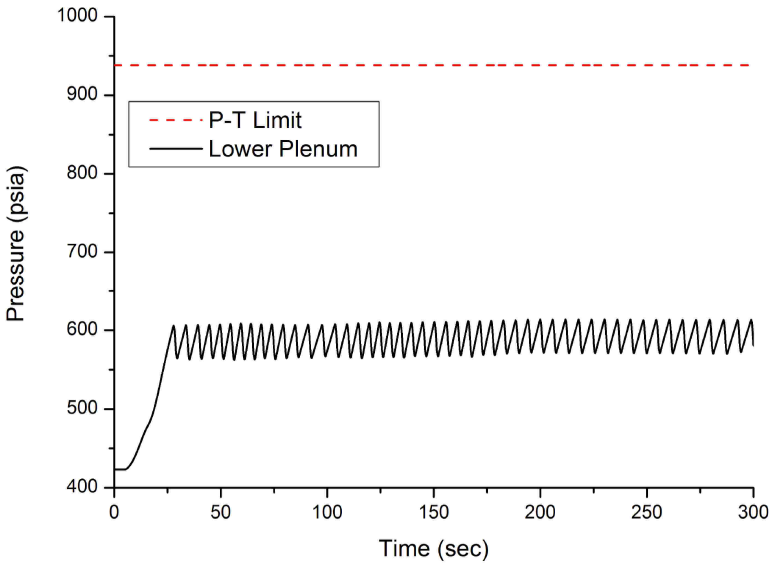
저온과압 보호용 가압기 PORV는 두 개가 있으며, 각각 서로 다른 열림 설정치를 갖고 있다. 열림 설정치가 높은 가압기 PORV는 낮은 열림 설정치의 가압기 PORV가 작동하지 않을 경우를 대비하여 작동하도록 되어 있다. 본 해석에서는 보수적인 계산을 위하여 높은 열림 설정치의 가압기 PORV 하나만 가용하다고 가정하여 해석을 수행하였다.

열림 설정치의 오차는 FSAR의 사고해석 시 사용하는 가압기 압력에 대한 오차인 50psi를 사용하였다. 압력이 설정치에 도달한 후 2초 동안 선형적으로 개방된다고 가정하였으며, 닫힘 설정치는 열림 설정치보다 20 psi 만큼 작게 설정하였다. 과도 해석 케이스는 원자로냉각재계통의 초기 온도가 70°F, 120°F, 150°F, 180°F, 200°F일 때로 선정하였다. 각각의 해석 결과는 [그림 13]~[그림 17]에 나타내었다.

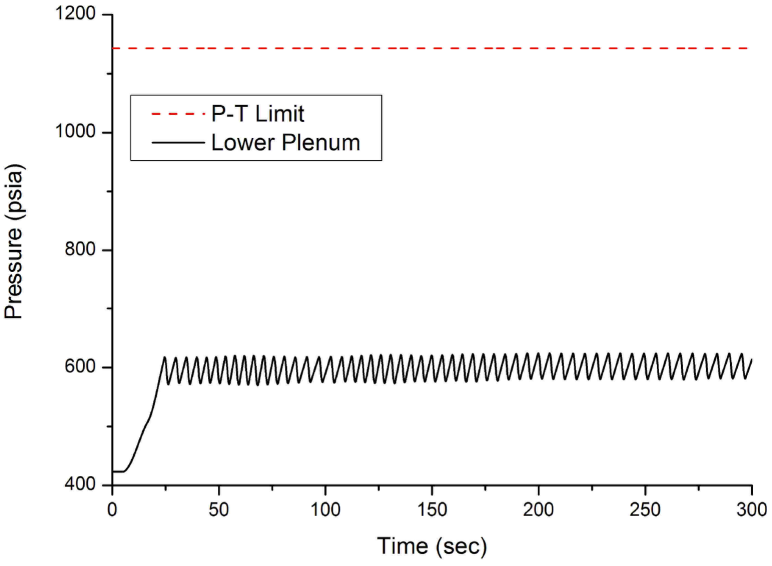


[그림 13] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 70°F)

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

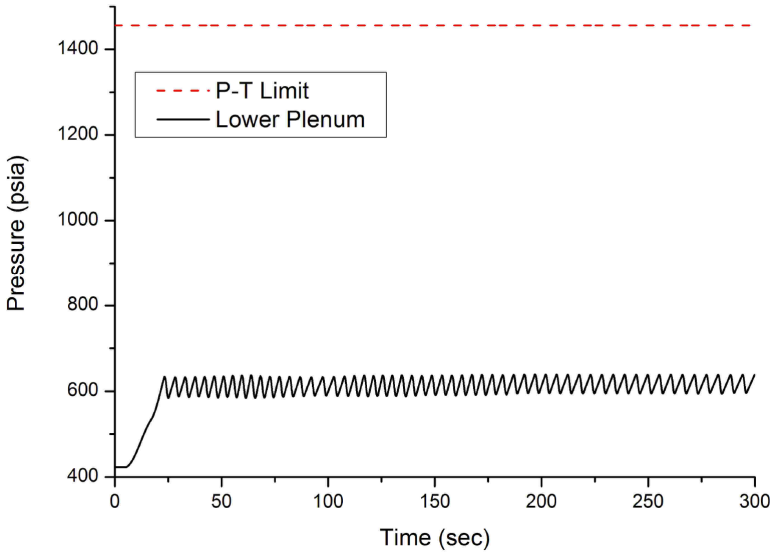


[그림 14] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 120°F)

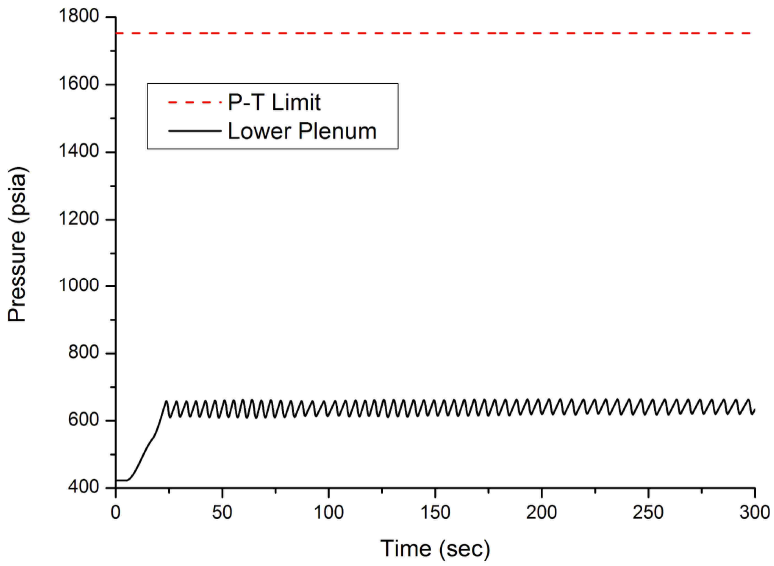


[그림 15] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 150°F)

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY



[그림 16] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 180°F)



[그림 17] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 200°F)

[표 5]는 가압기 PORV를 사용하여 열 유입 유형의 과도 해석 결과를 요약한 것이다. 과압 보호를 위해 잔열계통 입구 방출밸브를 사용할 때와 마찬가지로 모든

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

조건에서 압력-온도 제한치를 충분히 만족하는 것으로 계산되었다.

열 유입유형시 초기온도(°F)	압력-온도 제한치(psia)	최대압력(psia)	만족여부
70°F	744.2	613.0	만족
120°F	938.3	613.9	만족
150°F	1142.6	624.2	만족
180°F	1456.2	639.4	만족
200°F	1752.3	664.2	만족

[표 5] 열 유입 유형 과도 해석 결과 - 가압기 PORV

지금까지의 해석 결과로, 가압기 PORV 뿐만 아니라 잔열제거계통 입구 안전밸브 또한 저온과압 보호설비로 사용 가능함을 알 수 있었다. 열 유입 유형의 저온과압 발생인 경우 모든 분석에서 잔열제거계통 입구 방출밸브 및 가압기 PORV는 원자로 냉각재계통의 과압을 효과적으로 방지할 수 있음을 확인하였다.

제4절 저온과압 과도해석 결과 요약

저온과압 보호계통의 설정치 및 압력-온도 제한치에 대한 평가 결과, 열 유입의 모든 경우에 대해 압력-온도 제한치를 충분히 만족시키는 결과를 얻었다. 본 결과를 요약하여 [표 3]과 [표 5]에 나타내었다.

가압기 PORV 뿐만 아니라 잔열제거계통 입구의 안전밸브 또한 과압 보호 기능을 충분히 수행할 수 있음을 보임으로써, 잔열제거계통 입구 안전밸브를 저온과압 보호설비로 사용할 수 있음을 확인하였다. 잔열제거계통 입구 안전밸브를 저온과압 보호설비로 사용할 경우 저온과압 보호설비의 다중성 및 다양성을 확보할 수 있어 발전소 안전성 향상에 이바지할 수 있다.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

제3장 열 유입시 압력과도상태 방지 위한 온도차 분석

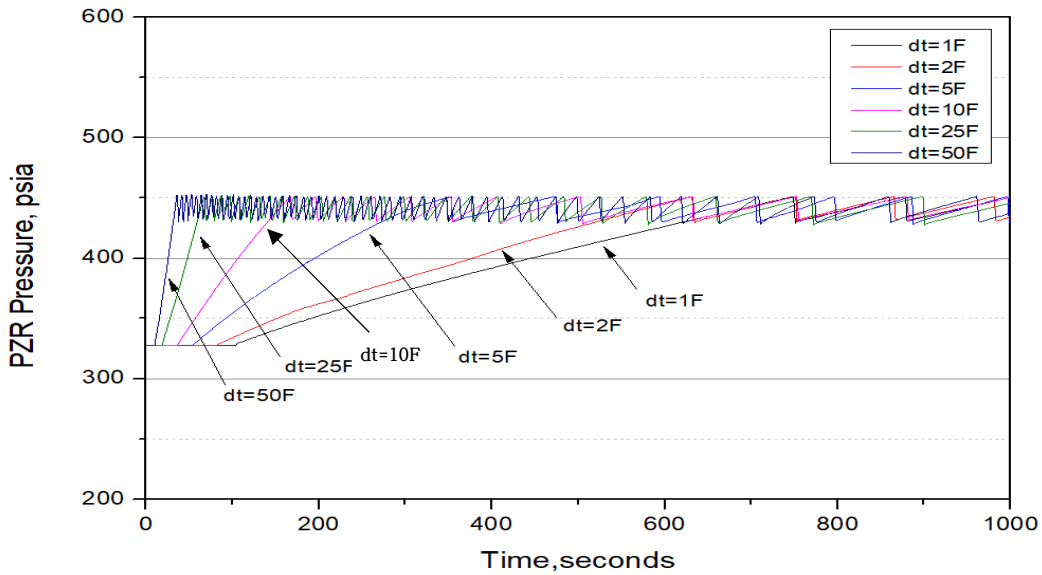
제1절 RCP 기동시 저온과압과도상태 최소화 분석

1. 각 온도편차에서 압력분석 주요 가정

제2장의 저온과압 안전성 평가시 적용한 보수적 가정과 달리 현장 운영절차서의 운전조건에 따라 운전변수를 입력 후 저온과압과도상태가 발생하지 않을 온도편차를 구하는데 목적이 있다. 운영절차서의 운전 요건에 따라 다음 값을 분석시 적용하였다.

초기조건으로 가압기 수위는 만수위상태, RCS 저온관 온도 140°F, RCS 압력은 RCP 최소 운전압력 327psia, 저온과압보호밸브 개방 설정치는 운영기술지치서 최소 개방 설정치인 451psia로 하였고 나머지 조건들은 RCP 1대 운전시 원자로 냉각재펌프에 의해 생성되는 열출력 6.44MWt을 사용하는 등 저온과압 안전성 평가시 적용한 값으로 입력하였다.

가. 2차측 - 1차측 냉각재 온도 편차 분석



[그림 18] 열 유입의 경우 압력 변화 (초기온도 140°F)

초기 조건을 설정한 상태에서 증기발생기 2차측 온도와 저온관(Coldleg)의 온도차이를 1°F, 2°F, 5°F, 10°F, 25°F, 그리고 50°F로 각각 차이를 두고 원자로냉각재펌프

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

(RCP)를 기동하여 RCS의 압력 변화를 확인하였다[그림 18].

분석 결과 원자로냉각재펌프(RCP)가 기동되는 조건에서 RCS 압력은 증기발생기 2차측 온도와 저온관의 온도차와 상관없이 저온과압보호밸브 개방 설정치(451 psia)까지 증가하는 것으로 나타났다. 이 때, RCS 압력이 저온과압보호밸브 개방 설정치까지 도달하는 시기는 증기발생기 2차측 온도와 저온관의 온도차에 따라 달라졌다.

나. 저온과압보호밸브 개방 설정치 도달 시간

가압기 만수위 조건에서 RCP 기동시 각 온도 편차별 저온과압보호밸브 동작 설정치(451psia) 도달 시간은 다음 [표 6] 와 같다.

온도편차(SG 2차측 온도 - RCS 저온관온도)°F	저온과압보호밸브 개방 설정치 도달 시간(sec)
1	745.0
2	620.0
5	353.0
10	167.2
25	67.4
50	35.7

[표 6] 저온과압보호밸브 개방 설정치 도달시간

[표 6]에서 보는 바와 같이 RETRAN 분석에서는 저온과압보호밸브 개방 설정치에 도달할 때까지 별도의 조치가 이루어지지 않는 것으로 가정하였다. 또한 잔열제거계통 입구 안전밸브 개방 설정치 도달시간은 2차-1차 냉각재 온도 편차가 적을수록 길어짐을 알 수 있다.

2. RETRAN 분석결과 과도상태방지 냉각재 온도차 검토

발전소 운영시에는 충분한 진단 및 조치시간이 주어진다면 RCS 압력이 저온과압보호밸브 개방 설정치에 도달하기 전에 운전원 조치가 이루어져 RCS 압력을 낮추어 안정시킨다. 즉 현장에서 RCP 최초 기동 절차와 같은 중요 운전시에는 운전원이 연속적으로 운전변수 감시 및 RCS 압력이 안정되도록 제어를 수행한다. 특히 RCP 기동 후 RCS 압력이 지속적으로 증가될 경우에는 운전원 개입으로 유출유량을 증가 또는 충전유량을 감소시켜 RCS 압력 감소 및 안정조치를 취하는데 충분하다.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

RCP 기동 후 RCS 압력이 지속적으로 증가될 경우 저온과압보호밸브 동작전에 RCS 압력을 완화시켜야 한다. RCS 압력 증가시 조치 시간 결정은 다음과 같다. 운전원 조치에 대한 시간 응답은 ANSI 58.8을 기반으로 검토해야한다. 단일 기기 조작이 가정되는 경우 운전원 조치가 보통빈도(MF)인 경우 이벤트 발생 시점으로부터 5분 이내 진단과 그후 해당 절차서에 진입하여 더 이상 압력이 증가되지 않도록 조치를 취하여 RCS 압력을 정상 압력으로 2분 이내 복구 조치를 취하게 되면 조치는 종료된다.

RETRAN 분석결과를 살펴보면 운전원이 개입되는 300초 이후 유출유량 증가 조치를 통해 120초 이내 RCS 압력을 안정시키는데 2차-1차 온도차는 5 °F이하임을 알 수 있다. 즉 진단 시간 300초 후에 RCS 압력은 430psia(저온과압보호밸브 개방 설정치 451psia)이며 이후 RCS 압력 완화 조치로 RCS 압력을 정상 압력으로 120초 이내 복구시킬 수 있다.

2차-1차 냉각재 온도 편차가 5°F이하에서 RCP를 기동 할 경우 열 유입에 따른 RCS 압력과도상태 방지가 가능하며, 저온과압보호밸브 동작 설정치(451psia)에 도달전에 RCS 압력의 안정 조치를 취할 수 있다.

제2절 열 유입시 현장 경험분석

앞서 제2장에서 분석한바와 같이 증기발생기 2차측 냉각재 온도가 1차측 냉각재 온도보다 50°F 높은 상태에서 원자로냉각재펌프 기동시 원자로냉각재계통으로 즉시 열 유입이 발생되어 저온과압보호밸브(잔열제거계통 입구측 안전밸브) 동작 설정치 이상으로 원자로냉각재계통 압력이 상승한 결과를 분석하였다.

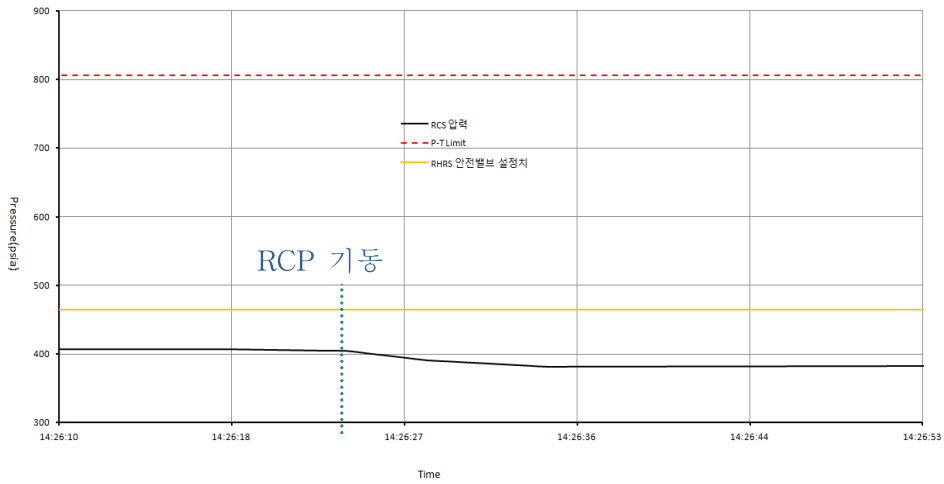
열 유입시 압력 과도상태가 발생되지 않는 즉, 저온과압보호설비[잔열제거계통의 안전밸브(PSV) 또는 가압기 압력방출밸브(PORV)] 동작 설정값 이하에서 원자로냉각재계통 압력이 안정될 수 있는 증기발생기 2차측 냉각재와 원자로냉각재계통의 냉각재간 온도 차이를 현장 경험 값을 통해 분석하고자 한다.

1. 2차측 냉각재온도가 1차측 냉각재온도보다 10°F 낮은 경우

초기 원자로냉각재계통 1차측 냉각재온도가 93°F이고 압력이 406psia 그리고 증기발생기측 냉각재 온도가 83°F에서 원자로냉각재펌프를 기동할 때 증기발생기를 통한 열 유입은 없었고 1차측 냉각재온도 보다 낮은 온도의 증기발생기 2차측 냉각재로

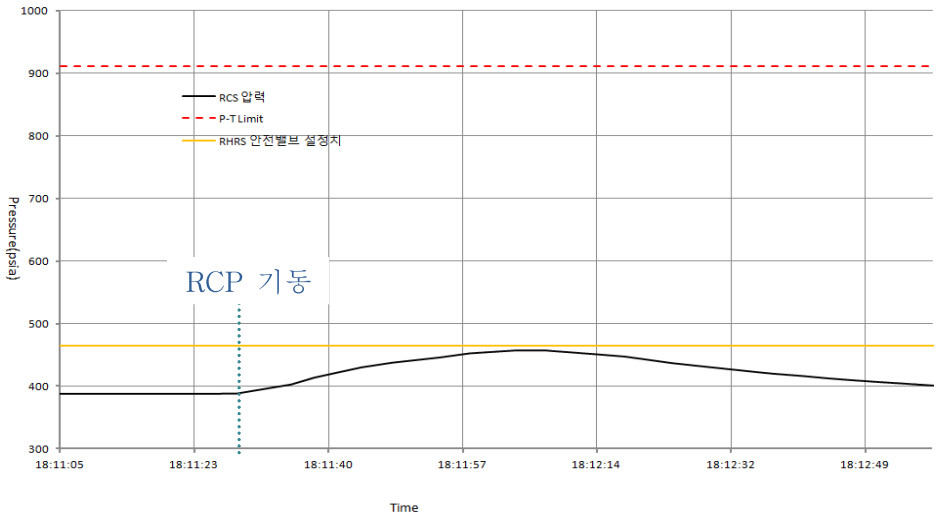
조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

열 유출이 발생하였다. 이때 원자로냉각재계통 압력과 온도는 382psia와 89°F로 감소하였다[그림 19]. 다시 말하면 증기발생기 2차측 냉각재 온도가 원자로냉각재 온도보다 10°F 낮은 상태에서 원자로 냉각재펌프를 기동하게 되면 원자로냉각재 계통의 에너지는 유출되며 원자로냉각재 압력도 14psi 감소됨을 알 수 있다.



[그림 19] 열 유출시 압력 변화(2차측 냉각재 온도가 낮은 경우, 19.01.13.)

2. 2차측 냉각재온도가 1차측 냉각재온도보다 14°F 높은 경우



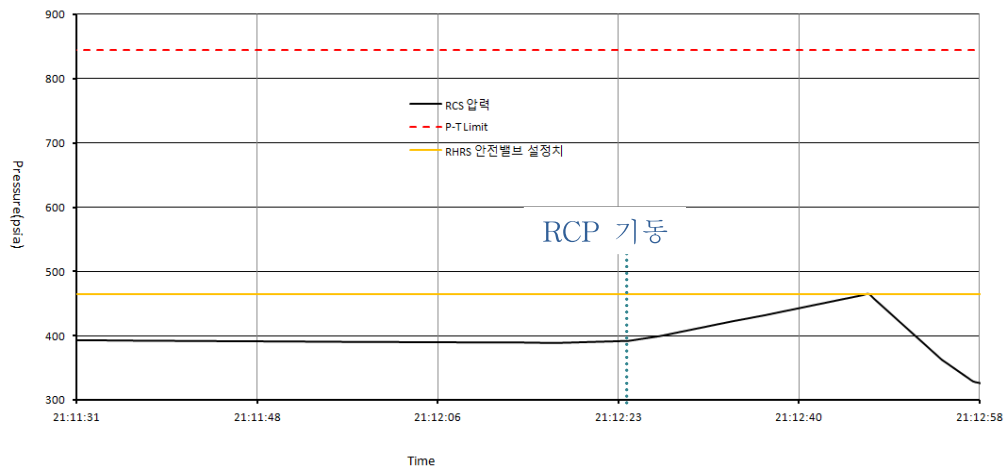
[그림 20] 열 유입시 압력 변화(2차측 냉각재 온도가 14°F 높은 경우, 22.05.27)

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

초기 원자로냉각재계통 1차측 냉각재온도가 117°F이고 압력이 387psia 그리고 증기발생기 2차측 냉각재 온도가 131°F에서 원자로냉각재펌프를 기동할 때 증기발생기를 통한 열 유입이 발생하며, 1차측 냉각재온도 보다 높은 온도의 증기발생기 2차측 냉각재로부터 열 유입이 발생하였다. 원자로냉각재계통 압력과 온도는 457psia와 126°F까지 증가하였다[그림 20]. 이때 원자로냉각재 계통으로부터 유출유량을 21.5㎥/h에서 33.3㎥/h로 증가시켜 원자로냉각재계통 압력 상승을 억제하였다. 그럼에도 불구하고 증가된 원자로냉각재계통 압력이 잔열제거계통 안전밸브 동작 설정치(464.7psia)에 근접(7.7psi 여유도)함을 알 수 있었다. 증기발생기 2차측 냉각재 온도가 원자로냉각재 온도보다 높은 상태에서 원자로 냉각재펌프를 기동하게 되면 원자로냉각재계통으로 에너지가 유입되어 원자로냉각재계통 압력을 증가시키는 원인이 됨을 알 수 있다.

원자로냉각재펌프 초기 기동시 원자로냉각재계통 압력이 높은 상태였으므로 원자로냉각재펌프 운전위한 최소 계통압력인 327psia에서 기동하게 되면 열 유입에 의한 원자로냉각재계통 압력 상승을 잔열제거계통 안전밸브 동작 설정값 이하로 흡수할 것이다.

3. 2차측 냉각재온도가 1차측 냉각재온도보다 36°F 높은 경우



[그림 21] 열 유입시 압력 변화(2차측 냉각재 온도가 36°F 높은 경우, 20.08.23)

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

초기 원자로냉각재계통 1차측 냉각재온도가 110°F이고 압력이 395psia 그리고 증기발생기 2차측 냉각재 온도가 146°F에서 원자로냉각재펌프를 기동할 때 증기발생기를 통한 열 유입이 발생하며, 1차측 냉각재온도 보다 높은 온도의 증기발생기 2차측 냉각재로부터 열 유입이 발생하였다. 원자로냉각재계통 압력과 온도는 약 24sec 후 464.7psia와 124°F까지 증가하였다[그림 21]. 이때 원자로냉각재 계통으로부터 유출유량을 19.6㎥/h에서 23.4㎥/h로 증가시켜 원자로냉각재계통 압력 상승을 억제하였다. 그럼에도 불구하고 증가된 원자로냉각재계통 압력이 잔열제거계통 안전밸브 동작 설정치(464.7psia)에 도달함을 알 수 있었다. 잔열제거계통 안전밸브 동작시 냉각재는 PRT로 유출되는데 이때 PRT 수위는 75.9%에서 79.4%까지 증가되었다. 2차 냉각재와 1차 냉각재간 온도 편차가 50°F이하인 36°F에서 원자로냉각재펌프 기동시 잔열제거계통 안전밸브를 동작시킴을 알 수 있다.

4. 현장 경험분석을 통한 과도상태방지 냉각재 온도차 검토

앞서 현장 운전경험에서 2차측 냉각재와 1차측 냉각재간 온도차 발생에 대해 발전소 반응을 분석한 결과를 [표 7]에 정리하였다. 증기발생기 2차측 냉각재와 1차측 냉각재간 온도 차이가 존재하는 상태에서 원자로냉각재 펌프 기동시 저온과압보호밸브 동작 설정치 이하에서 원자로냉각재계통 압력이 안정될 수 있는 온도차이가 14°F 이내 일 경우에 만족함을 확인하였다. 2차측 냉각재온도가 1차측 냉각재 온도보다 14°F 높은 상태에서 원자로냉각재펌프를 기동할 경우 RCS 압력이 저온과압방지 설비인 잔열제거계통 입구측 안전밸브 설정치에 도달하지 않았지만 여유도(7.7psi)가 매우 적은 상태이고, 운전조치를 통해 유출유량을 증가시킨 결과이다.

원자로냉각재펌프 기동을 327psia에서 수행 할 경우 안전밸브 동작 설정치에서 약 45.3psi(초기압력 387psig - RCP 최소 운전압력 341.7psig)의 여유가 발생하고 안전밸브 동작 설정치와의 여유도 7.7psi를 더하면 최대 여유도는 53psi가 생기게 된다.

운전경험을 통한 분석결과 잔열제거계통 입구측 안전밸브를 동작시키지 않고 원자로냉각재계통 압력과도상태 방지를 위한 2차측-1차측 냉각재간 온도편차는 14°F 이하로 확인되었다. 그러나 운전조치(38sec 이내)가 매우 신속히 이루어져야 하는 시간적 여유가 없는 제어가 요구되므로 온도편차는 이보다 낮은 값으로 결정되어야한다. 즉 안전 관련 운전원 조치에 대한 시간 응답은 ANSI 58.8을 기반으로 검토한 결과 운전원 조치가 보통빈도(MF)인 경우로써 이벤트 발생 시점으로 부터

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

최소 7분 후에 완화조치를 종료시킬 수 없는 것으로 판단된다.

2차-1차 냉각재 온도 편차(°F)	1차측 냉각재 초기 압력(psia)	열 유입시 RCS 압력(psia)	RCS 최대압력 도달시간(sec)	RHRS 안전밸브 동작여부
10°F 낮음	406.0	382.0	-	동작 무
14°F 높음	387.0	457.0	38	동작 무
36°F 높음	395.0	464.7	24	동작

[표 7] 열 유입시 저온과압보호설비(RHRS 안전밸브) 동작 여부(현장경험 분석)

제3절 열 유입시 압력 과도상태 발생방지를 위한 최소 온도차

열 유입시 압력과도상태 방지 위한 안정적인 2차측 - 1차측 냉각재간 온도편차는 RETRAN 분석과 현장 운전경험 분석을 통하여 검토하였다. 현장 경험치인 온도차 14°F 이하에서 원자로냉각재펌프 기동시 잔열제거계통 입구측 안전밸브 설정치 이하에서 안정되고 안전밸브가 동작되지 않았지만 운전여유도가 적고 운전원의 신속한 조치가 필요한 반면 RETRAN 분석 결과에서 제시한 온도 편차 5°F 이하는 잔열제거계통 입구측 안전밸브 설정치에 도달하는데 353sec로 운전조치에 충분한 시간을 제공하므로 타당하다.

또한 안전 관련 운전원 조치에 대한 시간 응답을 ANSI 58.8을 기반으로 검토한 결과 운전원 조치가 보통빈도(MF)인 경우로 이벤트 발생 시점으로 부터 최소 7분 후에 완화 시킬 수 있음이 확인되었다. 이 온도 편차값 이내에서 가압기 만수위 운전 중 RCP 최초 기동시 저온과압으로 인한 원자로압력용기의 건전성 확보와 예기치 않은 저온과압보호 설비의 동작에 의한 발전소 기동공정에 영향을 주지 않고 발전소 이용률 향상과 발전소 안전성 향상에 큰 도움이 될 것이다. 이 온도 편차(5°F 이하)값을 발전소 운영절차서에 반영하여 운영할 것이다.

제4장 결 론

본 연구에서는 한빛 1,2호기의 원자로냉각재계통으로 열 유입시 저온과압방지를 위한 저온과압 과도해석을 통해 저온과압보호계통의 적절성을 확인하였다. 가압기

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

PORV와 잔열제거계통 입구 안전밸브를 저온과압보호설비로 사용 할 경우, 운전 여유도 증가 및 보호설비를 다중화 함으로써 발전소 안전성 향상을 꾀할 수 있게 된다. 평가 결과, 잔열제거계통 입구 안전밸브는 열림 설정치(450psig)가 가압기 PORV의 열림 설정치 보다 낮으며, 방출 용량이 700gpm으로 충분하기 때문에 가압기 PORV 보다 감압 성능이 더 좋은 것으로 평가되었다.
원자로냉각재계통의 가압기 만수위 운전 상태에서 증기발생기 2차측 냉각재 온도가 원자로냉각재계통 냉각재온도보다 50°F 높은 상태에서 원자로냉각재펌프 기동으로 원자로냉각재계통으로 에너지가 유입된 경우 원자로냉각재계통 압력이 원자로 압력용기 압력-온도 제한 값 이하에서 안정됨을 확인하였다.

열 유입시 압력 과도상태가 발생되지 않는 즉, 저온과압보호설비[잔열제거계통의 안전밸브(PSV) 또는 가압기 압력방출밸브(PORV)] 동작 설정치 이하에서 원자로냉각재계통 압력이 안정될 수 있는 증기발생기 2차측 냉각재와 1차계통의 냉각재간 온도 차이를 RETRAN 분석과 현장경험의 분석을 통해 5°F 이하로 분석하였고, 온도편차 5°F 이하에서 원자로냉각재펌프 기동시 저온과압으로 인한 원자로압력용기의 건전성 확보와 예기치 않은 저온과압보호 설비의 동작에 의한 발전소 기동 공정에 영향을 주지 않고 발전소 이용률 향상과 발전소 안전성 향상에 큰 도움이 될 것이다.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

참고 문헌

[1] 10 CFR Part 50, Appendix A, General Design Criterion 15, "Reactor Coolant System Design."

[2] 10 CFR Part 50, Appendix A, General Design Criterion 31, "Fracture Prevention of Reactor Coolant Pressure Boundary."

[3] 10 CFR Part 50, Appendix G, "Fracture Toughness Requirements."

[4] 10 CFR Part 50, 50.55a, "Codes and Standards"

[5] ANSI/ANS-58.8 Time response design criteria for safety-related operator actions

[6] ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, Section Ⅲ, Div. 1, 1977 Edition, Addenda Winter 1978, Code Case No. N-242-1 & N-100

[7] ASME, Section XI, 1992ed. "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components," Appendix G, Fracture Toughness Criteria for Protection Against Failure.

[8] ASME, Section XI, 1998ed. "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components," Appendix A, Analysis of Flaws.

[9] ASME, Section XI, 1998ed. "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components," Appendix G, Fracture Toughness Criteria for Protection Against Failure.

[10] ASME, Code Case N-641, Section XI, Div. 1, "Alternative Pressure-Temperature Relationship and Lower Temperature Overpressure Protection System Requirements," 2000.

[11] ASME, Code Case N-588, Section XI, Div. 1, "Alternative to Reference Flow Orientation of Appendix G for Circumferential Welds in Reactor Vessels," 1997.

[12] ASME, Code Case N-640, Section XI, Div. 1, "Alternative Reference Fracture Toughness for Development of P-T Limit Curves," 1996.

[13] Bamford, et al, "Technical Basis for Revised P-T Limit Curve Methodology," presented at the 2000 ASME Pressure Vessels and Piping Conference

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

[14] Fundamentals of Classical Thermodynamics, Fourth Edition, Gordon J. Van Wylen & Richard E. Sonntag

[15] Fundamentals of Fluid Mechanics, Bruce R. Munson

[16] KAERI, "한빛원자력 1호기 원자로압력용기재료 제4차 감시시험(감시용기 W)," 2001.08.

[17] NUREG-1431, "Standard Technical Specifications, Westinghouse Plants."

[18] RETRAN-3D : A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems, EPRI Revision 10, September 2014

[19] USNRC, "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials," Reg. Guide 1.99 Rev.2, 1998.

[20] USNRC, "NRC REGULATORY ISSUE SUMMARY 2004-04 : USE OF CODE CASES N-588, N-640, AND N-641 IN DEVELOPING PRESSURE-TEMPERATURE OPERATING LIMITS," 2004.

[21] Westinghouse, "Methodology used to Develop Cold Overpressure Mitigating System Setpoints and RCS Heatup and Cooldown Limit Curves," WCAP 14040A, rev.4, 2004

[22] 한수원(주), 한빛 1,2호기 최종안전성분석보고서

[23] 한수원(주), 한빛 1,2호기 운영기술지침서

[24] 한수원(주), 정기-3400I(가압기 압력방출밸브 동작시험)

[25] 한전 전력연구원, 97전력연-단582, 운전중인 가압경수로(PWR)의 저온과압사고 에 대한 안전성 평가[인허가보고서], 1997.8.

조선대학교
CHOSUN UNIVERSITY

감사의 글

이 모든 것은 훌륭한 교수님들의 애정 어린 지도와 같이 공부했던 회사 선후배 님들의 아낌없는 조언과 헌신적인 도움이 없었더라면 불가능했을 거라는 생각이 듭니다. 퇴근 후 교육훈련센터 강의실 불을 환하게 켠 채 서로 격려하며 같이 공부하던 시간들은 이제 저에게는 잊지 못할 추억으로 남을 것입니다.

직장 업무와 학업을 병행하는 일이 결코 쉽지는 않았지만 뒤돌아보니 제 인생에 있어서 전환점이 되었다는 사실을 점점 깨닫게 되는 것 같습니다. 특히 학업을 중단할 뻔 했지만 용기의 말씀과 여기까지 이끌어 주신 주위의 여러분께 감사드립니다.

먼저 본 논문을 지도해 주시고 뜨거운 열정과 자상함으로 저를 이끌어주신 김종현 교수님께 진심으로 깊은 감사의 말씀 올립니다. 그리고 논문 심사과정과 학과 수업시간에 변함없는 애정과 관심으로 격려해주신 송종순 교수님, 이경진 교수님, 정운관 교수님, 나만균 교수님, 공태영 교수님, 또한 밤낮으로 학과 업무로 바쁘심에도 불구하고 항상 관심을 가져주신 학과장 김진원 교수님께도 머리 숙여 깊은 감사를 드립니다.

2022년 12월

김 종 훈