



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](#)

2018
년 8
월

석사학위논문

한빛56호기

S
G

관막음률

상향시

안전해석

문
준
식

2018년 08월
석사학위논문

한빛5,6호기 증기발생기 관막음률 상향 시 안전해석 연구

조선대학교 대학원

원자력 공학과

문 준 식

한빛5,6호기 증기발생기 관막음을 상향 시 안전해석 연구

A study on the safety analysis of steam generator tube
plugging level upward in Hanbit Unit #5,6

2018년 8월 24일

조선대학교 대학원

원자력공학과

문 준 식

한빛5,6호기 증기발생기 관막음률 상향 시 안전해석 연구

지도교수 이 경 진

이 논문을 공학석사학위 신청 논문으로 제출함

2018년 4월

조선대학교 대학원

원자력공학과

문 준 식

문준식의 석사학위논문을 인준함

위원장	조선대학교	교수	<u>나 만 균</u>	(인)
위 원	조선대학교	교수	<u>송 종 순</u>	(인)
위 원	조선대학교	교수	<u>이 경 진</u>	(인)

2018년 5월

조선대학교 대학원

<목 차>

List of Tables	i
List of Figures	ii
Abstract	iii
제1장 서론	1
제1절 연구목적	1
제2장 이론적 고찰	2
제1절 성능 변수	2
1. 입력변수	2
2. 노심 핵설계	5
3. 열수력 설계	5
제3장 안전해석	8
제1절 비냉각재상실사고(Non-LOCA)	9
1. 안전해석 가정	9
2. 사고별 영향 평가	11
제2절 냉각재상실사고(LOCA)	46
1. 대형 냉각재상실사고(LBLOCA)	46
2. 소형 냉각재상실사고(SBLOCA)	47
제4장 결론	48
【참고문헌】	49

List of Tables

- Table 2-1 한빛5,6호기 증기발생기 설계 요건
- Table 2-2 증기발생기 관막음률에 따른 발전소 주요 성능 변수 비교
- Table 2-3 관막음률 증가에 따른 유량 감소
- Table 2-4 열수력 설계 변수 비교
- Table 3-1 비냉각재상실사고의 안전해석에 사용된 주요 초기조건의 비교
- Table 3-2 대기방출밸브의 부주의한 개방사건에 대한 가정과 초기 조건
- Table 3-3 전출력 운전 중 소외전원상실을 수반한 대형증기관파단사고에 대한 사건 경위
- Table 3-4 전출력 운전 중 소외전원이 공급될 때 대형증기관파단사고에 대한 사건 경위
- Table 3-5 영출력 운전 중 소외전원상실을 수반한 대형증기관파단사고에 대한 사건 경위
- Table 3-6 영출력 운전 중 소외전원이 공급될 때 대형증기관파단사고에 대한 사건 경위
- Table 3-7 전출력 운전 중 소외전원이 공급될 때 원자로건물 외부의 대형증기관파단 사고에 대한 사건 경위
- Table 3-8 원자로냉각재계통 침투압력 관점에서의 복수기진공 상실사건에 대한 사건 경위
- Table 3-9 증기발생기 침투압력 관점에서의 복수기진공 상실사건에 대한 가정 및 초기 조건
- Table 3-10 증기발생기 침투압력 관점에서의 복수기진공 상실사건에 대한 사건 경위
- Table 3-11 최대 원자로냉각재계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 사건경위
- Table 3-12 최대 주증기계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 가정 및 초기 조건

Table 3-13 최대 주증기계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 사건경위

Table 3-14 소외전원상실을 수반하지 않은 증기발생기 전열관 파열사고의 사건경위

Table 3-15 소외전원상실을 수반한 증기발생기 전열관 파열사고의 사건경위

List of Figures

- Fig. 2-1 한국표준형 원전 원자로냉각재 계통
- Fig. 3-1 시간에 따른 노심 출력 변화(IOUSGADV)
- Fig. 3-2 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화(IOUSGADV)
- Fig. 3-3 시간에 따른 원자로냉각재 온도 변화(IOUSGADV)
- Fig. 3-4 시간에 따른 증기발생기 압력 변화(IOUSGADV)
- Fig. 3-5 시간에 따른 원자로용기 상부헤드 기포분율 변화(IOUSGADV)
- Fig. 3-6 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화(IOUSGADV)
- Fig. 3-7 시간에 따른 노심 출력 변화(SLBFPLOOP)
- Fig. 3-8 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화(SLBFPLOOP)
- Fig. 3-9 시간에 따른 원자로냉각재 유량 변화(SLBFPLOOP)
- Fig. 3-10 시간에 따른 원자로냉각재 온도 변화(SLBFPLOOP)
- Fig. 3-11 시간에 따른 각종 반응도 변화(SLBFPLOOP)
- Fig. 3-12 시간에 따른 노심 출력 변화(LOCV)
- Fig. 3-13 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화(1)(LOCV)
- Fig. 3-14 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화(2)(LOCV)
- Fig. 3-15 시간에 따른 증기발생기 압력 변화(1)(LOCV)
- Fig. 3-16 시간에 따른 증기발생기 압력 변화(2)(LOCV)
- Fig. 3-17 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화(LOCV)
- Fig. 3-18 시간에 따른 노심 출력 변화(MFLB)
- Fig. 3-19 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화(MFLB)
- Fig. 3-20 시간에 따른 가압기 압력 변화(MFLB)
- Fig. 3-21 시간에 따른 원자로냉각재 온도 변화(MFLB)
- Fig. 3-22 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화(MFLB)
- Fig. 3-23 시간에 따른 증기발생기 압력 변화(MFLB)
- Fig. 3-24 시간에 따른 노심 출력 변화(SGTR + LOOP)
- Fig. 3-25 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화(SGTR + LOOP)
- Fig. 3-26 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화(SGTR + LOOP)

Fig. 3-27 시간에 따른 증기발생기 압력 변화(SGTR + LOOP)

Fig. 3-28 시간에 따른 증기발생기 재고량 변화(SGTR + LOOP)

ABSTRACT

A study on the safety analysis of steam generator tube plugging level upward in Hanbit Unit 5,6

Moon jun-sik

Advisor : Prof. Lee, Goung Jin, Ph.D.

Department of Nuclear Engineering

Graduate School of Chosun University

In some of the standard (CE type) power plants, the characteristics of the steam generator material (Inconel) led to the leakage of the steam generator tube. Upward adjust of the allowable tube plugging level of the steam generator for safe operation (8 % → 18 %), and then change the behavior of the reactor core, the feedwater, the steam, the flow rate, and the pressure.

For this purpose, it is required to review the impact of the accident caused by raising the sound rate of the steam generator tube at Units 5 and 6 of the Hanbit, and the possibility of reactor safe operation due to operation of the current emergency equipment.

First, the non-cooling loss accident consists of the initial conditions such as core power, inlet temperature, RCS pressures, and the initial power distribution considering the variation in the boiling point of the reactor assembly, the reactor negative temperature coefficient, and the response factor based on the local output density.

Second, the loss of reactor coolant accident is classified into the large loss of coolant accident and the small loss of coolant accident, and the large loss accident releases large volume of coolant from the reactor coolant pump upon limited break at the reactor coolant pump. The reactor is released → refill → reflood → Long term recirculation, The core cooling is performed in 4 stages. While the emergency core cooling is important, the reactor core cooling water is less affected by the core cooling system through the steam generator, and

the reactor coolant bypass phenomena depending on the temperature difference in the cladding of the cover materials. The effects of small loss of coolant accident may be mitigated by the operation of the reactor coolant pump and the active use of the steam generator. The thermal power behaviour of RCS and the temperature and oxidation rate of the cladding of the hot fuel rods are required.

The purpose is to verify the integrity of the nuclear fuel through the safety analysis for accidents that may occur when raising the sound rate of the steam generator tube.

제1장 서론

제1절 연구 목적

표준형원전(CE형) 증기발생기 재질(Inconel)의 방사 화학적 특성에 의해 일부 발전소는 증기발생기 튜브 누설 사건이 발생한바 이를 안전하게 운전하기 위한 증기발생기 관막음 허용치 상향 조정(8% → 18%)은 원자로노심의 거동 및 급수/증기 유량/압력 변화를 수반한다.

이를 위해 한빛5,6호기 증기발생기 관막음을 상향 시 다음과 같은 사고에 미치는 영향과 현재 비상설비의 작동으로 원자로 안전운전 가능성 검토가 요구된다.

첫째 비냉각상실사고는 노심출력, 입구온도, RCS 압력 등 초기조건과 핵비등이탈과 국부출력밀도를 고려한 초기 출력분포, 감속재 온도계수 및 도플러 계수와 같은 반응도 계수, 원자로 정지에 따른 제어봉집합체의 부 반응도 삽입량과 낙하시간을 고려한 제어봉집합체 삽입 특성, 가압기 고압력 원자로정지를 제외한 모든 원자로정지 신호 발생 및 정지차단기 개방, 제어봉구동장치에 의한 지연시간을 포함한 각 원자로 기능과 관련된 다양한 계측기 지연시간, 운영허가 당시 최종안전성분석보고서(FSAR)에 제시된 계통 안전해석에서의 가압기안전밸브 열림오차, 운영기술지침서의 운전제한조건에 기술된 선출력밀도 제한치, 2차측 과압을 완화시키기 위해 사용되는 주증기안전밸브 용량이 고려되어야 한다.

둘째 냉각재상실사고는 대형냉각재상실사고와 소형냉각재상실사고로 분류되는데 우선 대형냉각재상실사고는 원자로냉각재펌프 양단 파단이 제한적으로 저온관을 통한 대량의 냉각재 방출은 원자로 냉각원을 상실시킨다. 이때 방출 → 충수 → 재충전 → 장기냉각 4단계로 진행되며 노심냉각은 비상노심냉각수가 중요하며, 증기발생기를 통한 노심냉각 영향은 적으나 피복재 온도차에 따른 비상노심냉각수 우회 현상, 원자로 상부공간과 증기발생기 전열관에서의 증발 등에 대한 평가가 요구된다. 소형냉각재상실사고는 파단부위와 원자로냉각재펌프 운전 여부 및 증기발생기의 적극적인 활용으로 그 영향을 완화시킬 수 있으며, RCS의 열수력 거동과 고온 연료봉의 피복재 온도 및 산화율 계산이 요구된다.

위와 같이 증기발생기 관막음을 상향 시 발생할 수 있는 사고에 대한 안전해석을 통해 핵연료의 건전성을 입증하고자 한다.

제2장 이론적 고찰

제1절 성능 변수

1. 입력변수

발전소의 설계 성능 변수란 것은 발전소의 안전성과 계통의 성능 등을 해석하거나 평가할 때 기본적으로 사용하는 원자로냉각재계통과 이차계통의 주요 운전 조건, 즉 원자로 출력과 원자로냉각재 유량, 원자로 입·출구 온도, 증기 유량과 압력 등을 말한다.

운전 중 결함이 발견된 증기발생기 전열관은 방사능에 오염된 원자로냉각재가 증기발생기 이차 측으로 누설되는 것을 방지하기 위해 전열관의 입구와 출구 양 끝을 막아버리기 때문에 더 이상 열을 전달하는 데 이용할 수 없다. 따라서 증기발생기 관막음률이 증가한다는 것은 곧 열을 전달하는 데 유효한 전열관의 표면적이 감소한다는 것을 의미한다. 증기발생기를 통한 열전달률을 Q , 일차 측 유체의 평균 온도를 T_{avg} , 유효 열전달 면적을 A , 총 열전달계수를 U_o 이라 할 때, 증기발생기 이차 측 유체의 온도는 $T_s \approx T_{avg} - Q / U_o A$ 이므로 관 막음 때문에 열전달면적이 감소하면 기타 조건이 같을 때 이차 측 증기의 온도 또는 압력은 감소한다.

한빛5,6호기의 증기발생기는 원자로 출력 100%에서 450 °F (232.2 °C)의 급수가 12.72×10^6 lb/hr (5.77×10^6 kg/hr)로 공급될 때, 취출 유량이 없는 조건에서 1,070 psia ($75.2 \text{ kg/cm}^2 \text{A}$)의 증기로 2,825 MWt의 열출력을 생산하도록 설계되어 있다. Table 2-1은 현재 한빛5,6호기 증기발생기의 설계기준을 보여준다.

한빛5,6호기 증기발생기의 전열관은 외경이 0.75 in. (19.05 mm), 두께가 0.042 in. (1,067 mm), 재질이 인코넬 600이며, 설계요건을 만족시키기 위하여 길이가 63.55 ft (19.37 m)인 전열관 7,520개가 요구된다.

증기발생기의 관막음률이 증가하여 설계 여유 8%를 초과하게 되면 더 이상 100% 출력 조건에서 1,070 psia ($75.2 \text{ kg/cm}^2 \text{A}$)의 증기압력을 유지할 수 없다.

성능 변수를 계산할 때 가장 기초가 되는 것은 원자로 출력과 원자로냉각재 유량, 원자로냉각재 저온관 온도(또는 평균 온도) 등의 주요 운전 조건과 증기발생기 조건이다. Table 2.2는 주요 변수를 18% 관막음률을 반영하여 계산하였다.

Table 2-1 한빛5,6호기 증기발생기 설계 요건

변 수	값
증기발생기 당 열전달률	1,412.5 MWt
일차 측 유량	60.75×10 ⁶ lb/hr (27.55×10 ⁶ kg/hr)
일차 측 입구 온도	621.2 °F (327.3 °C)
일차 측 출구 온도	564.5 °F (295.8 °C)
급수 온도	450 °F (232.2 °C)
증기 유량	6.36×10 ⁶ lb/hr (2.88×10 ⁶ kg/hr)
증기 압력	1,070 psia (75.2 kg/cm ² A)
증기 건도	99.75%
일차 측 압력강하	40 psi (2.8 kg/cm ²) 이하
관 막음 설계 여유	8%

Table 2-2 증기발생기 관막음을 따른 발전소 주요 성능 변수 비교

성능변수	설계기준	18% 관막음을
NSSS 열출력, MWt	2,825	2,825
노심 열출력, MWt	2,815	2,815
RCS 열설계 유량, 10 ⁶ lb/hr (kg/hr)	115.4 (52.30)	115.4 (52.30)
노심 우회 유량, %	3	3
RCS 운전 압력, psia (kg/cm ² A)	2,520 (158.2)	2,520 (158.2)
원자로냉각재 온도, °F (°C)		
원자로용기 입구	564.5 (295.8)	564.5 (295.8)
RCS 평균	594.15 (312.3)	594.15 (312.3)
원자로용기 출구	623.8 (328.8)	623.8 (328.8)
노심 입구	564.5 (295.8)	564.5 (295.8)
노심 평균	594.95 (312.8)	594.95 (312.8)
노심 출구	625.4 (329.7)	625.4 (329.7)
총 증기 유량, 10 ⁶ lb/hr (kg/hr)	12.73 (5.77)	12.71 (5.76)
증기 온도 @증기 노즐 출구, °F(°C)	553.7 (289.8)	550.5 (288.1)
증기 압력 @증기 노즐 출구, psia (kg/cm ² A)	1,077 (75.7)	1,050 (73.8)
증기 건도, %	99.75	99.75
급수 온도, °F(°C)	450 (232.2)	450 (232.2)
증기발생기 관막음을, %	8	18

위와 같이 증기발생기의 관막음률이 18%까지 진행된다고 가정할 때 표준형 원전 운전방식인 저온관 온도 고정상태에서 95% 원자로냉각재유량을 적용하여 고온관 온도가 2.6 °F (1.5 °C) 증가하였다. 증기발생기의 성능 측면에서 보면 고온관 온도의 증가는 증기 압력을 증가시키는 방향으로 작용하고, 이와 반대로 증기압력이 감소하는 쪽으로 영향을 준다. 결국 증기 압력은 설계기준 조건과 비교할 때 약 20 psi (1.4 kg/cm²) 정도 감소할 것으로 예상되고, 증기 유량은 0.1% 감소하나 그 변화는 거의 무실할 만한 수준이다.

한국표준형원전 원자로냉각재계통

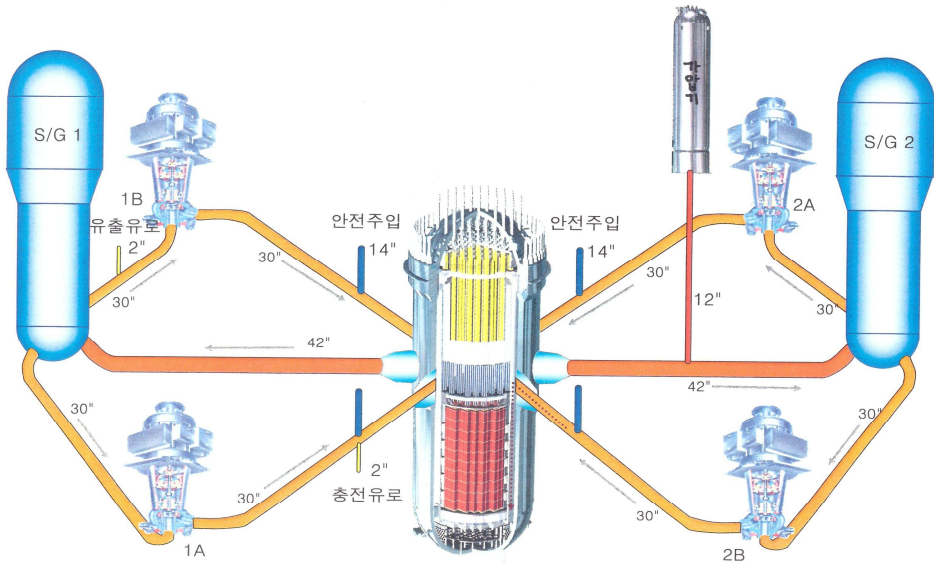


Fig.2-1 한국표준형 원전 원자로냉각재 계통

2. 노심 핵설계

OPR1000 원전에 대한 18개월 주기길이의 향후 노심주기 운용 계획을 고려하여 노심 중앙의 U²³⁵ 저농축(2.2 w/o) 집합체 1 다발을 장전한 형태와 장전 모형의 유연성 및 다양성을 고려하여 2 가지의 신연료 다발수(69 다발 및 65 다발)에 대한 전형적인 노심장전 모형을 구축하였다. 69 다발 노심의 경우 2회 연소된 연료를 모두 노심의 최외곽에 배치하여 중성자 누출률을 최소화하는 초저누출 장전모형이며, 65 다발 노심의 경우는 현재 PLUS7 교체노심의 전형적인 저누출 수준의 장전모형으로 선정하였다.(현재 HANA 피복관 핵연료 일부 연소 후 분석 중)

증기발생기 관막음률 증가에 따른 유량 감소량은 정격설계유량의 95% 해석(Table 2-3) 범위내에 있는 것으로 판단되며 유량이 변경될 경우, 궁극적으로 냉각재 온도 변화에 의해 노심 반응도 및 출력분포와 같은 핵적 특성에 영향을 미친다. 따라서 정격설계유량 5% 감소에 따른 노심의 안전성 관련 주요 핵특성 인자, 즉 감속재온도계수(MTC), 도플러온도계수(FTC), 노심 동특성 인자, 제어봉가 그리고 정지여유도 등이 모두 그 변화량이 작으며 현행 FSAR 안전해석에 사용되고 있는 경계치 이내에 있는 것으로 나타났다. 따라서 증기발생기 관막음률 증가에 따른 약 3%의 유량 감소가 노심의 안전성 관련 핵설계 인자에 미치는 영향은 매우 미미하며, 한빛5,6호기 FSAR 및 운영기술지침서 변경사항 없이 기존 설계방법 및 결과가 유효함을 알 수 있다.

Table 2-3 관막음률 증가에 따른 유량 감소

관막음률%	증기발생기 전열관수	RCS 유량 % of 330,000gpm	RCS 유량 % of 0% 관막음률 유량
0	8,176	107.12	100.00
8	7,522	105.37	98.37
10	7,358	104.87	97.90
15	6,950	103.53	96.65
18	6,704	102.63	95.81
20	6,541	101.99	95.22

3. 열수력 설계

일반적으로 증기발생기 관막음률의 증가는 일차 측 관점에서 볼 때는 유동 저항이 증가하는 것으로 실제 유량이 감소하는 효과가 있고, 이차 측 관점에서는 유효 열전달 면적이 감소하는 것이므로 증기 압력 감소 효과가 있다. 그러나 Table 2.4에서 보는 바와 같이 노심 출려고가 열설계 유량, RCS 압력, 노심 출구 온도 등의 설계 변수는 증기발생기의 관막음률에 의해 영향을 받는 변수가 아니다. 따라서 현행 8% 인 증기발생기 관막음률 허용치일 때와 18%로 상향 변경했을 때 동일한 값을 사용할 수 있으므로 기존 결과가 여전히 유효할 것으로 예상된다.

노심 내를 수직 방향으로 흐르는 냉각재에 의해 핵연료집합체에는 수력적 부양력이 작용하며, 이 힘은 집합체 상단에 위치한 누름스프링에 의해 상쇄된다. 누름스프링의 설계를 위해서는 집합체 부양력의 정확한 예측이 필요하다. 그러나 핵연료집합체 부양력을 계산하기 위한 열수력 변수가 현행 8%인 증기발생기 관막음률 허용치일 때와 18%로 상향 변

경했을 때의 값이 동일하므로 기존 결과가 여전히 유효할 것으로 예상된다.

또한 유사시 비상정지를 위한 제어봉 삽입에 저항 요인이 되는 안내관내 정압력차는 최적 노심운전 조건 및 설계 노심운전 조건에서 계산되어진다. 그러나 비상정지 저항압력강하량을 계산하기 위한 열수력 변수가 현행 8%인 증기발생기 관막음률 허용치일 때와 19%로 상향 변경했을 때의 값이 동일하므로 기존 경과가 여전히 유효할 것으로 예상된다.

PLUS7 장전노심의 설계 핵비등이탈률(Departure from Nucleate Boiling Ratio, DNBR) 허용핵연료설계제한치(Specified Acceptable Fuel Design Limit, SAFDL)는 계통변수들의 불확실도를 통계적으로 조합하여 정상운전 및 예상운전과도상태 시 노심내 최소 DNBR을 갖는 핵연료봉에서 95% 이상의 확률로 PLUS7 연료용 임계열속상관식 KCE-1을 사용하여 핵비등이탈이 발생하지 않도록 1.21로 생산되었다. 이렇게 생산된 설계 핵비등이탈률 제한치 1.21에 대한 유효성은 노심 최대 봉출력의 90% 이상의 출력을 내는 봉을 포함한 집합체에 대해 부수로 해석코드인 TORC(A computer code for determining the thermal margin of a reactor core) 코드를 이용하여 DNBR 상세 분석을 수행한 후 핵비등이탈률 관점에서 가장 보수적인 거동을 나타내는 집합체를 한계 집합체로 선정하고 이러한 한계집합체에 대해 계통 변수 불확실도의 핵비등이탈률 민감도 분석을 통하여 평가되어진다. 그러나 현행 8%인 증기발생기 관막음률 허용치일 때와 18%로 상향 변경했을 때의 계통 변수 불확실도 및 열수력 변수가 동일하므로 설계 핵비등이탈률 제한치 1.21은 여전히 유효할 것으로 예상된다.

안전해석 및 노심보호감시계통 설계에 사용하는 열적여유도 모형은 PLUS7 연료용 임계열속상관식 KCE-1과 설계 핵비등이탈률 제한치 1.21을 결합하여 PLUS7 장전노심에 대해 TORC 상세 분석모형보다 항상 보수적으로 핵비등이탈률을 계산하도록 생산되었다. 이렇게 생산된 열적여유도 분석 모형의 유효성은 한계집합체에 대해 TORC 상세 분석모형보다 항상 보수적으로 핵비등이탈률을 계산하는지 확인함으로써 평가되어지고 만약 이러한 설계 요건을 만족하지 못할 경우 CETOP과 TORC 코드로 계산된 열속을 비교하여 적절한 과출력 penalty를 보상한다. 그러나 현행 8%인 증기발생기 관막음률 허용치일 때와 18%로 상향 변경했을 때의 열수력 변수가 동일하므로 기존의 열적여유도 분석 모형은 여전히 유효할 것으로 예상된다.

Table 2-4 열수력 설계 변수 비교

열수력 설계 변수	8% 관막음률과 95% TDF 조건	18% 관막음률과 95% TDF 조건
노심 출력, MWt	2,815	2,815
열설계유량(TDF), Mlb/hr	115.4	115.4
노심우회유량, %	3	3
계통압력, psia	2,250	2,250
노심입구온도, °F	564.5	564.5

제3장 안전해석

비냉각상실사고 해석에서는 한빛5,6호기 FSAR [4.1.0-1]와 특정기술주제보고서 [4.1.0-2]에 기술된 한국표준형 원자력발전소의 교체노심안전성 평가방법론을 사용하였다. 한편 냉각재상실사고 해석 시에는, 대형 냉각재 상실사고 해석은 최적 평가방법론인 KREM 방법론 [4.1.0-3]을 적용하였고, 소형 냉각재상실사고는 NOTRUMP 평가 방법론 [4.1.0-4]을 적용하였다.

1) 비냉각상실사고별 영향은 다음과 같다.

- 증기발생기 방출밸브 또는 안전밸브의 부주의한 개방은 노심의 열제거율 증가로 노심열속의 증가, RCS 유량의 감소, 압력의 감소, 온도가 증가하게 된다.
- 원자로건물 내외부의 증기계통배관 파단 시 RCS의 냉각에 따른 감속재온도계수로 인한 정반응도 삽입과 압력감소에 따른 고농도 붕산수의 안전주입으로 인한 부반응도 삽입이 이뤄진다.
- 복수기진공 상실사건은 터빈으로의 증기유량과 증기발생기로의 급수 유량의 중단을 초래하여 RCS 압력과 주증기계통 압력이 증가한다.
- 주급수계통 배관 파단 시 급수유량 상실로 이차 측의 재고량이 급격히 감소하므로 RCS 압력과 주증기계통 압력이 증가한다.
- 가압기수위제어계통 오동작사건은 RCS의 재고량 증가를 초래하여 압력을 증가시킨다.
- 증기발생기 전열과 파열사고의 주 관심변수는 대기로 방출되는 방사능 선량이며 열수력 거동과 핵비등이탈률이 영향을 준다.

2) 냉각재상실사고(LOCA) 별 영향은 다음과 같다.

- 파단면적에 대한 민감도 분석으로부터 제한적인 파단크기를 정하고, 제한적인 파단 크기에 대하여 단순임의추출(Simple Random Sampling, SRS) 계산을 수행하여 높은 피복재 온도를 재관수 기간의 높은 피복재 온도와 비교하여 온도차에 따른 비상노심냉각수 우회 현상, 원자로 상부공간에서의 액적 이탈 및 증기발생기 전열관에서의 액적 증발 등에 의한 스케일 바이어스를 독립적으로 평가한다.
- RCS의 열수력 거동과 계산된 노심 열수력 조건을 경계조건으로 하는 고온 연료봉의 피복재 온도 및 산화율 계산이 필요하고 원자로냉각재 유량 제한치 완화가 적용된 표준형 원전 PLUS7 연료 평형노심을 대상으로 안전해석이 필요하다.

제1절 비냉각재상실사고(Non-LOCA)

1. 안전해석 가정

다음의 주요 변수들이 비냉각재상실사고의 안전해석에 고려되었다. 그 외 계통설계 자료들은 기존 FSAR 비냉각재상실사고의 안전해석에서 사용된 자료들과 동일하다.

○ 초기조건

노심 출력, 노심입구 온도 및 원자로냉각재계통 압력 등은 운영기술지침서의 운전제한 조건에 측정불확실도를 보수적으로 가정하여 안전성 분석에 사용되었으며, 비냉각재상실사고의 안전해석에 사용된 주요 초기조건들의 비교표를 Table 3-1에 제시하였다.

○ 출력분포

노심의 과도상태 거동은 초기 출력분포에 따라 결정된다. 핵비등이탈에 제한적인 과도사건의 경우 반경방향 첨두출력계수가 중요하며 국부출력밀도에 제한적인 과도사건의 경우에는 3차원 첨두출력계수가 중요하다. 노심운전제한치감시계통(Core Operating Limiting Supervisory System, COLSS)은 노심의 반경방향 첨두출력계수와 3차원 첨두출력계수를 실시간으로 계산하여 출력운전제한치(Power Operating Limit, POL)를 감시한다. 노심 출력분포는 증기발생기 관막음 허용치 18% 적용과 가압기안전밸브 열림오차 확대에 따른 영향을 받지 않으며 기존 FSAR 비냉각재상실사고의 안전해석에 사용된 출력분포 해석범위와 동일하다.

○ 반응도 계수

노심의 과도상태 거동은 감속재 온도계수 및 도플러 계수와 같은 반응도 제환 효과에 따라 결정된다. 반응도 계수는 각 사고 별로 상한 경계치와 하한 경계치를 고려하여 제한적인 결과를 도출할 수 있도록 보수적으로 가정하며, 일부 사고는 노심 주기를 모두 포함하는 보수적인 조합의 반응도 계수를 가정하기도 한다. 반응도 계수는 증기발생기 관막음 허용치 18% 적용과 가압기안전밸브 열림오차 확대에 따른 영향을 받지 않으며, 기존 FSAR 비냉각재상실사고 안전해석에 사용된 반응도 계수 해석범위와 동일하다.

○ 제어봉집합체 삽입 특성

원자로 정지에 따른 제어봉집합체의 부 반응도 삽입량은 제어봉 낙하시간에 대한 제어봉 위치 및 제어봉 위치에 대한 제어봉 반응도가의 함수이다. 기존 FSAR의 안전해석에서 제어봉 낙하시간은 90% 제어봉 낙하시간에 자기코일 감쇄시간

0.5초를 포함하여 총 4.0초로 보수적으로 가정하였다. 기존 FSAR의 안전해석에서 사용된 제어봉 낙하시간은 증기발생기 관막음 허용치 18% 적용과 가압기안전밸브 열림오차 확대에 따른 영향이 없으므로 기존과 동일한 낙하시간을 비냉각재상실사고 안전해석의 가정으로 사용하였다.

○ 원자로정지 설정치 및 지연시간

가압기 고압력 원자로정지를 제외한 모든 원자로정지 신호 발생 및 정지차단기 개방, 제어봉구동장치에 의한 지연시간을 포함하여 각 원자로정지 기능과 관련된 다양한 계측기 지연시간은 기존 FSAR 안전해석에 사용된 값들과 동일하다. 한편, 가압기안전밸브 열림오차가 확대됨에 따라 최소 핵비등이탈률 관점에서 -3% 오차를 가정할 경우 가압기안전밸브가 먼저 개방되어 가압기 고압력 원자로정지가 발생하지 않을 수 있으며, 이에 따라 핵연료 손상가능성이 있다. 따라서 비가혹환경(NHE; Non-Harsh Environment) 조건의 가압기 고압력 원자로정지 안전해석설정치 최대값 및 감지기 반응시간을 변경하여 가압기 고압력에 의한 원자로정지를 일찍 발생시킴으로써 원자로정지 전 가압기안전밸브 개방으로 인한 핵연료손상 가능성을 제거하였다.

○ 증기발생기 관막음률

기존 FSAR에서는 증기발생기당 최대 관막음률을 8%로 가정하여 안전해석을 수행하였으며, 본 보고서에서는 증기발생기당 최대 관막음률로 18%를 가정하여 비냉각재상실사고의 안전성 평가를 수행하였다.

○ 가압기안전밸브 열림오차

한빛5,6호기 운영허가 당시 최종안전성분석보고서에 제시된 계통 안전해석에서의 가압기안전밸브 열림오차는 시험장비 계기오차 및 약간의 운전여유도를 고려하여 $\pm 1.6\%$ 를 적용하였다. 그러나, 본 보고서에서는 가동 중인 한국표준형원전의 밸브 시험결과를 고려하여 가압기안전밸브 열림오차를 $\pm 3.0\%$ 로 확대 적용하여 비냉각재상실사고의 안전성 평가를 수행하였다.

○ 주증기안전밸브 용량

기존 FSAR 비냉각재상실사고의 안전해석에서는 보수적으로 구매사양서의 최소값을 가정하였으나 증기발생기 관막음 허용치 18% 적용과 가압기안전밸브 열림오차 $\pm 3.0\%$ 를 적용한 안전해석에서는 2차측 과압을 완화시키기 위해 공급사가 제공한 ASME 인증용량을 가정하였다.

Table 3-1 비냉각재상실사고의 안전해석에 사용된 주요 초기조건의 비교

입력변수	기존 FSAR 해석 범위	안전성평가 보고서
노심 출력 준위	0 - 102% of 2,815 MWt	좌동
가압기 압력	2,000 - 2,325 psia	2,130 - 2,325 psia
노심 입구 냉각재 온도	550 - 560°F for 0 - 90% Power 550 - 572°F for 90 - 100% Power	좌동
원자로 입구 냉각재 유량	95 - 116% of 330,000gpm	좌동
가압기 수위	21.9 - 60%	좌동
증기발생기 수위	35 - 98.2% 광역수위	좌동
축방향 출력분포 편차	-0.3 < ASI < +0.3	좌동
가압기 고압력 원자로정지 설정치	2,421 psia	2,407 psia
가압기 고압력 원자로정지 감지기/신호지연시간	0.3/0.55 초	0.25/0.6 초
주증기안전밸브 용량	12.72×10 ⁶ lbm/hr at 1,397 psia	15.07×10 ⁶ lbm/hr at 1,250 psig

2. 사고별 영향 평가

증기발생기 관막음 허용치를 18%까지 상향 조정하고 가압기안전밸브 열림오차를 ±3.0%로 확대 적용함에 따른 각 비냉각재상실사고별 영향 평가를 아래에 기술하였다.

가. FSAR 15.1.4 - 증기발생기 방출밸브 또는 안전밸브의 부주의한 개방

증기발생기 대기방출밸브의 부주의한 개방 사건발생시 가장 제한적인 증기발생기 관막음률을 가정한 사건 경위는 Table 3-2 에 나타나 있고, 주요 핵증기공급계통 변수의 동적인 거동 비교는 Fig. 3-1에서 Fig. 3-6에 나타나 있다.

대기방출밸브의 개방은 증기발생기에 의한 열제거율을 증가시켜서 원자로냉각재 계통을 냉각시킨다. 감속재 부온도계수로 인하여, 노심 출력은 정격 노심출력의 102%로부터 증가하여 새로운 안정된 값인 113%에 도달한다. 원자로는 운전원의 수동 조작에 의해 사건 발생 30분 후에 정지되고, 소외전원상실은 원자로 정지와 동시의 터빈 정지 이후 3초에 발생한다. 소외전원이 상실되면 원자로냉각재 펌프 유량이 감소하기 시작한다. 원자로정지 후의 과도한 급수유량을 가정하였기 때문에 원자로정지 후에도 주급수격리밸브가 닫히기 전까지 많은 양의 주급수유량이 공급된다.

증기발생기 대기방출밸브의 부주의한 개방사건의 과도상태 동안, 과도상태 최소 핵비등이탈률은 사건 초기 급격히 감소한 후 1.30 이상의 평형상태에 도달하며 운전원이 원자로를 수동으로 정지시키는 1,800초까지 유지된다. 1,800.1초에 원자로정지 차단기가 열린다. 이 시점에서 국부 및 노심 평균 출력 모두 빠르게 감소하고 핵비등이탈률은 증가한다.

주증기격리신호에 의해서 2,097.10초부터 주증기격리밸브와 주급수격리밸브가 잠기기 시작하여, 각각 2,102.10초와 2,107.10초에 작동 가능한 주증기격리밸브와 주급수격리밸브가 완전히 잠긴다. 2,186.15초에 원자로용기상부헤드에서 기포가 형성되기 시작하며 2,400.65초에 가압기 압력이 안전주입작동신호 분석설정치인 1,705 psia(119.87 kg/cm²A) 아래로 떨어진다. 운전원은 3,000초에 열린 대기방출밸브 전단의 격리밸브를 수동으로 폐쇄시키고 3,600초에 발전소를 냉각시키기 시작한다.

따라서, 핵연료봉 피복재의 손상은 없는 것으로 나타났다. 또한, 가압기안전밸브가 개방되지 않으므로 원자로냉각재계통 압력이 2,750 psia (193.33 kg/cm²A) 이하로 유지되어 원자로냉각재계통의 건전성이 유지되었으며, 증기발생기 압력도 1,397 psia (98.2 kg/cm²A) 이하로 유지되었다.

Table 3-2 대기방출밸브의 부주의한 개방사건에 대한 가정과 초기 조건

변 수	가정된 수치
노심출력, MWt	2,871.3
노심입구 냉각재 온도, °F (°C)	572 (300)
원자로용기 입구 냉각재유량, 10 ⁶ lbm/hr (10 ⁶ kg/hr)	135.7 (61.6)
가압기 압력, psia (kg/cm ² A)	2,325 (163.45)
가압기 냉각재 체적, ft ³ (m ³)	1,033 (29.25)
증기발생기 재고량, lbm (kg) per SG	196,748 (89,423)
제어봉집합체의 정지반응도가, 10 ⁻² Δρ	-8.0
노심 연소도	주기말
축방향출력편차	+0.3
최대 반경방향 침투계수	2.2973
증기발생기 관막음률, %	0

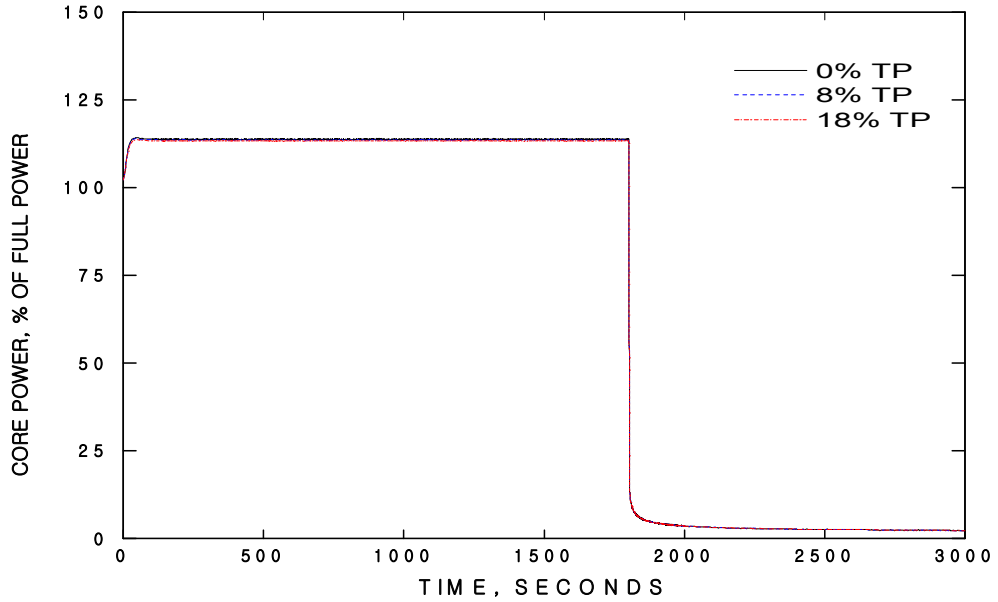


Fig. 3-1 시간에 따른 노심 출력 변화(IOSGADV)

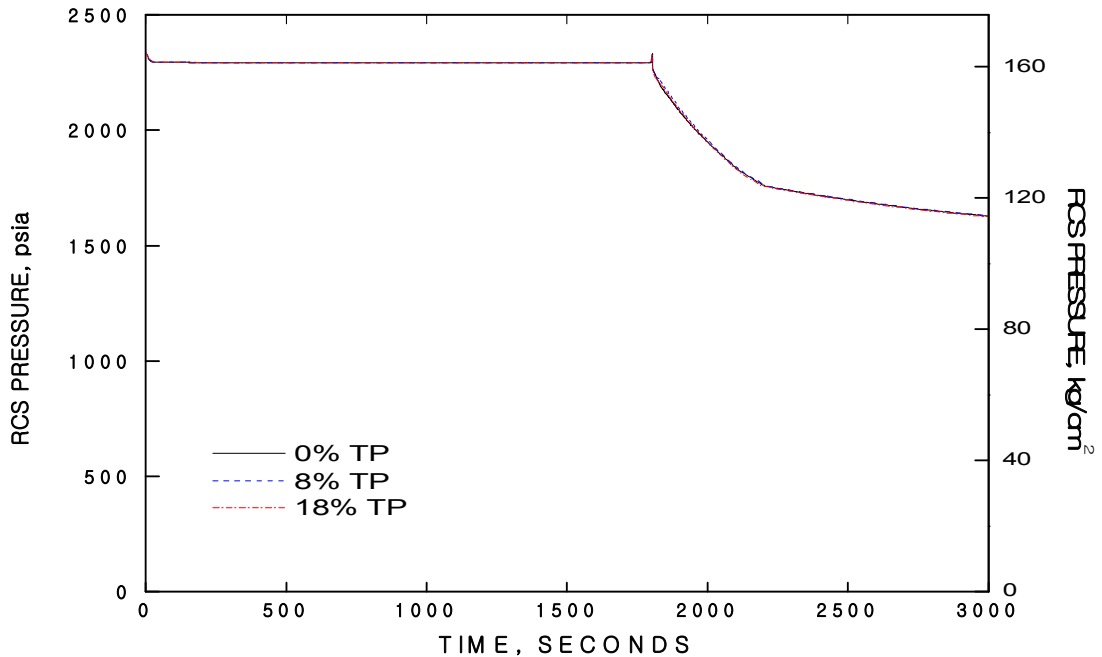


Fig. 3-2 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화(IOSGADV)

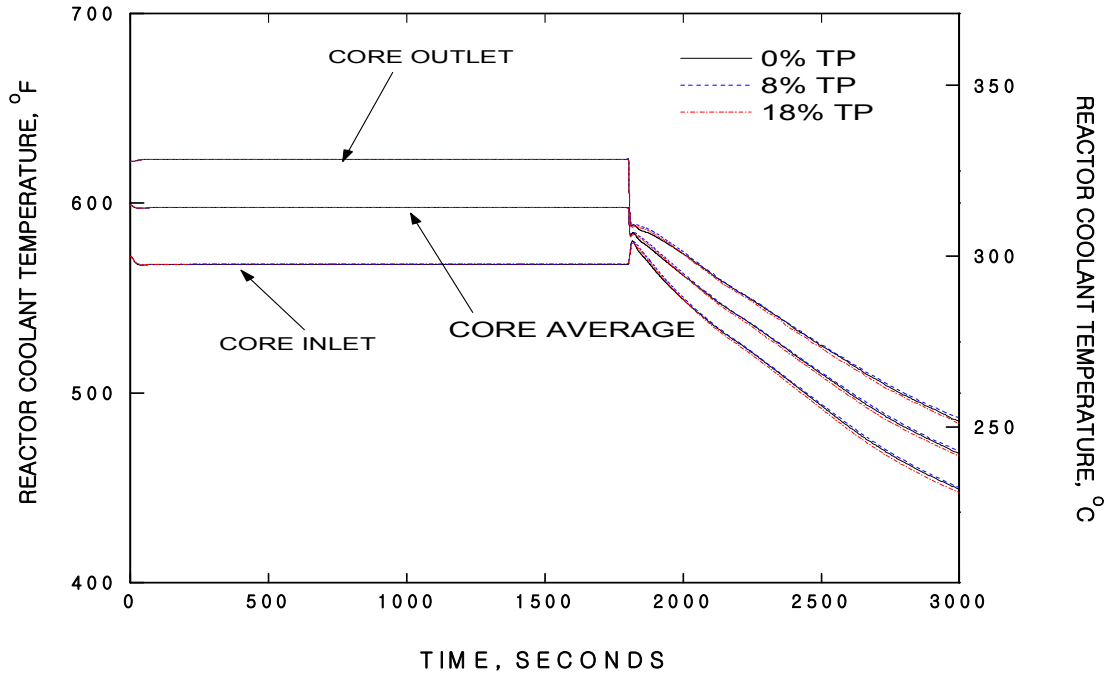


Fig. 3-3 시간에 따른 원자로냉각재 온도 변화 (A)(IOSGADV)

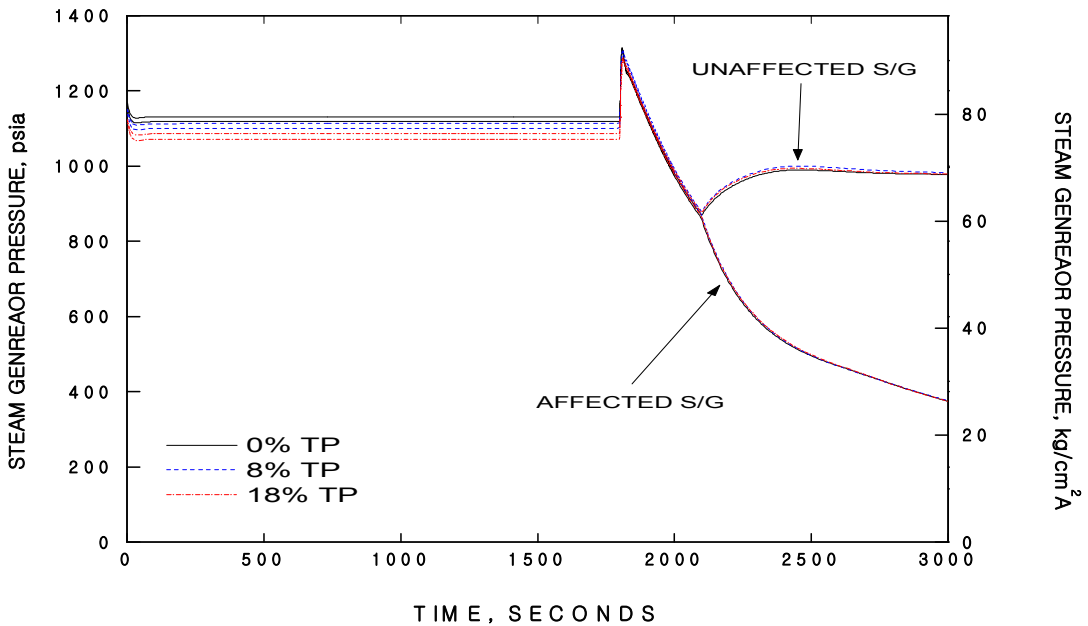


Fig. 3-4 시간에 따른 증기발생기 압력 변화(IOSGADV)

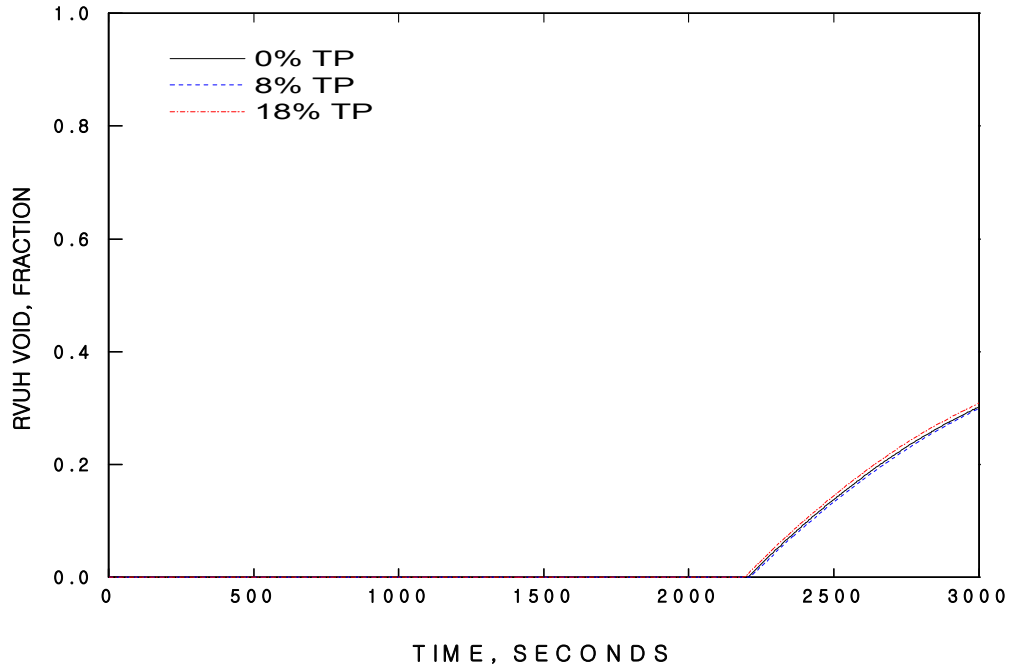


Fig. 3-5 시간에 따른 원자로용기 상부헤드 기포분율 변화(IOSGADV)

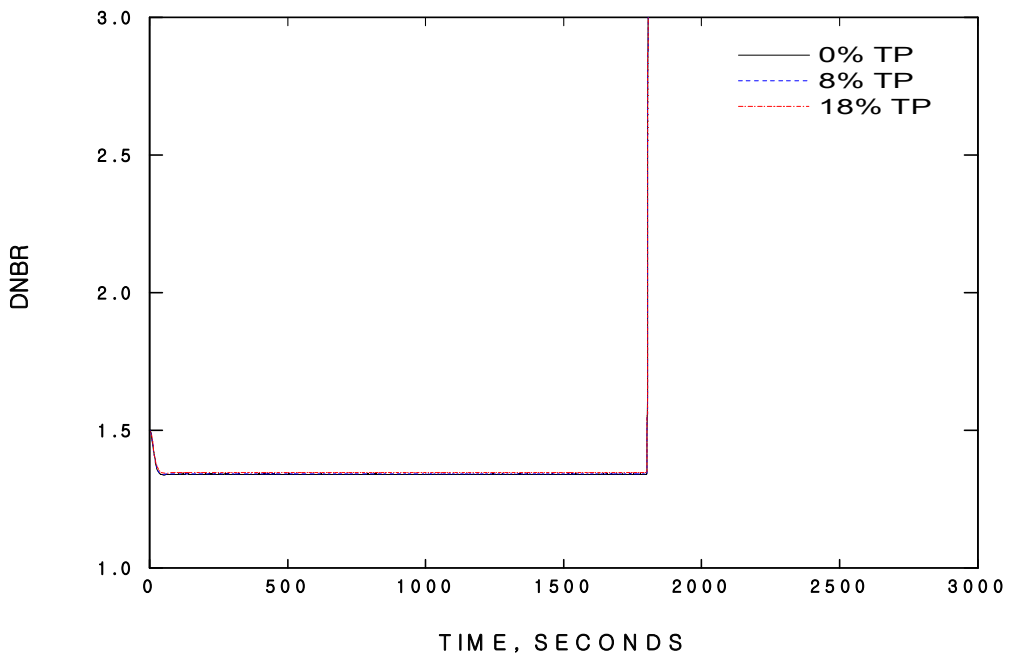


Fig. 3-6 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화(IOSGADV)

나. FSAR 15.1.5 - 원자로건물 내·외부의 증기계통배관 파단

전출력 또는 영출력 운전 중 소외전원이 공급 또는 상실될 때 발생한 원자로건물 내·외부의 대형증기관파단사고 발생 후 사건 경위는 Table 3-3 부터 Table 3-7 에 나타나 있고, Table 2-12에 현재의 FSAR 결과와 비교하여 나타내었다. 주요 핵증기공급계통 변수의 동적 거동은 그림 Fig. 3-7부터 Fig. 3-11까지 나타나 있다.

증기발생기 관막음률이 변경됨에 따라 증기발생기를 통한 1차측으로부터 2차측으로의 열전달면적 및 열전달률이 변경된다. 이에 따라 증기관파단사고 발생시 현재의 FSAR 대비 일차계통의 냉각정도가 변경되어 감속재반응도계수에 의한 정반응도와 안전주입시 붕소에 의한 부반응도의 삽입시점이 다소 변경되었으나 그 정도는 미미하였다.

전출력 또는 영출력 운전 중 소외전원이 공급 또는 상실될 때 발생한 원자로건물 내부의 대형 증기관파단사고의 경우 주요 핵증기공급계통의 거동은 현재의 FSAR 경우들과 유사하였고 대부분의 경우들에서 총 반응도는 증가하였지만 그 정도는 미미하였으며 핵연료피복재의 건전성이 유지되었다.

최소 핵비등이탈률은 기존의 FSAR에 적용된 요구과출력여유도(ROPM, Required Overpower Margine)를 상향(18%→21%)하여 적용함에 따라 1.236로서 기존의 FSAR 결과보다 증가하였으며, 허용핵연료설계제한치(SAFDL, Specified Acceptable Fuel Design Limit)이상을 유지하므로 핵연료피복재의 성능저하는 발생하지 않는다. 또한 현재의 FSAR에서는 사고 발생으로 인한 소외선량 평가시 기존 FSAR와 동일하게 보수적으로 2%의 핵연료 손상을 가정하였다.

핵연료 손상에 의한 방사능 누출의 가능성은 전출력 운전 중 한 개의 제어봉집합체 고착을 고려한 원자로건물 외부 증기관파단사고의 경우가 가장 높다. 이 경우에 최대 증기발생기 관막음률을 18%까지 반영한 원자로정지 전 핵연료피복재 성능저하 관점의 분석 결과, 기존의 FSAR결과 보다 증가하였다. 그러나, 소외선량 평가시 기존 FSAR와 동일하게 보수적으로 2%의 핵연료 손상을 가정하였다.

따라서, 운영기술지침서에서 허용된 증기발생기 전열관 누설을 가정하고, 제한구역경계에서 사고 이후 2시간 동안의 선량과 저인구지역 외곽경계에서 전 사고기간의 전신 감마선 선량과 흡입에 의한 갑상선선량은 전출력의 경우와 영출력 PIS의 경우 10CFR100.11의 선량한도, 영출력 GIS의 경우 10CFR100.11 선량한도의 10%를 만족한다.

또한, 핵연료 손상 가능성이 충분히 낮으므로 원자로 노심은 냉각능력의 확보와 함께 그 건전성이 유지된다.

Table 3-3 전출력 운전 중 소외전원상실을 수반한 대형증기관파단사고에 대한 사건 경위

시 간(초)	사	건	설정치 또는 값
0.0	증기관 파단사고 발생 및 소외전원상실		-
0.86	원자로냉각재펌프축 저속도에 의한 노심보호연산기 정지조건 도달, %		95
1.06	노심보호연산기 정지신호 발생 및 파단측 증기발생기로 보조급수 공급 개시		-
1.16	원자로정지차단기 개방		-
10.00	원자로용기상부헤드내에 기포 발생		-
11.17	증기발생기 압력이 주증기격리신호 분석 설정치에 도달, kg/cm ² A (psia)		55.47 (789)
17.52	주증기격리밸브의 완전폐쇄		-
22.52	주급수격리밸브의 완전폐쇄		-
243.23	가압기 고갈		-
385.27	가압기 압력이 안전주입작동신호 분석 설정치에 도달, kg/cm ² A (psia)		109.32 (1,555)
415.87	안전주입 개시		
526.76	주입된 붕소가 원자로 노심에 도달		-
615.02	노심반응도가 최대치에 도달, % Δρ		-0.176
1,800.0	운전원의 발전소 냉각 시작		-

Table 3-5 영출력 운전 중 소외전원상실을 수반한 대형증기관파단사고에 대한 사건 경위

시 간(초)	사	건	설정치 또는 값
0.0	증기관 파단사고 발생 및 소외전원상실		-
0.86	원자로냉각재펌프축 저속도에 의한 노심보호 연산기 정지조건 도달, %		95
1.06	노심보호연산기 정지신호 발생 및 파단측 증기발생기로 보조급수 공급 개시		-
1.16	원자로정지차단기 개방		-
10.47	증기발생기 압력이 주증기격리신호 분석 설정치에 도달, kg/cm ² A (psia)		55.47 (789)
16.82	주증기격리밸브의 완전폐쇄		-
21.82	주급수격리밸브의 완전폐쇄		-
69.13	가압기 고갈		-
72.91	가압기 압력이 안전주입작동신호 분석 설정치에 도달, kg/cm ² A (psia)		109.32 (1,555)
89.43	원자로용기상부헤드내에 기포 발생		-
103.51	안전주입 개시		-
142.92	주입된 붕소가 원자로 노심 도달		-
290.91	노심반응도가 최대치에 도달, % Δρ		-0.452
1,800.0	운전원의 발전소 냉각 시작		-

Table 3-6 영출력 운전 중 소외전원이 공급될 때 대형증기관파단사고에 대한 사건
 경위

<u>시 간(초)</u>	<u>사</u> <u>건</u>	<u>설정치 또는 값</u>
0.0	증기관 파단사고 발생	-
11.25	증기발생기 압력이 원자로정지 및 주증기 격리신호 분석 설정치에 도달, kg/cm ² A (psia)	55.47 (789)
12.29	증기발생기 저압력 원자로정지신호 발생 및 양측 증기발생기로 보조급수 공급 개시	-
12.39	원자로정지차단기 개방	-
17.60	주증기격리밸브의 완전폐쇄	-
22.60	주급수격리밸브의 완전폐쇄	-
65.05	가압기 고갈	-
68.14	가압기 압력이 안전주입작동신호 분석 설정치에 도달, kg/cm ² A (psia)	109.32 (1,555)
81.94	원자로용기상부헤드내에 기포 발생	-
98.74	안전주입 개시	-
138.43	주입된 붕소가 원자로 노심 도달	-
289.42	노심반응도가 최대치에 도달, % Δρ	-0.481
1,800.0	운전원의 발전소 냉각 시작	-

Table 3-7 전출력 운전 중 소외전원이 공급될 때 원자로건물 외부의 대형증기관과 단사고에 대한 사건 경위

시 간(초)	사	건	설정치 또는 값
0.0	증기관 파단사고 발생		-
6.31	가변과출력에 의한 노심보호연산기 정지조건 도달, 정격출력의 백분율, %		121.0
6.76	노심보호연산기 정지신호 발생 및 양측 증기발생기로 보조급수 공급 개시		-
6.86	원자로정지차단기 개방		-
9.08	과도상태 최소 핵비등이탈률		1.236
13.44	증기발생기 압력이 주증기격리신호 분석 설정치에 도달, kg/cm ² A (psia)		55.47 (789)
13.86	원자로용기상부헤드내에 기포 발생		-
19.79	주증기격리밸브의 완전폐쇄		-
24.79	주급수격리밸브의 완전폐쇄		-
100.41	파단측 증기발생기 고갈		-
237.70	가압기 압력이 안전주입작동신호 분석 설정치에 도달 kg/cm ² A (psia)		109.32 (1,555)
268.30	안전주입개시		-
1,800.0	운전원의 발전소 냉각 시작		-

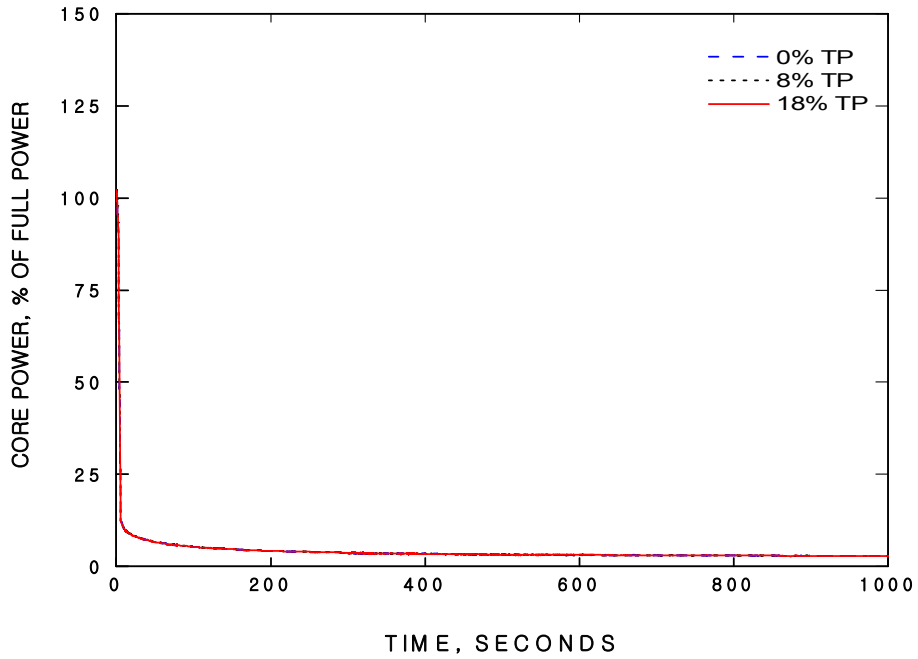


Fig. 3-7 시간에 따른 노심 출력 변화 (SLBFPLOOP)

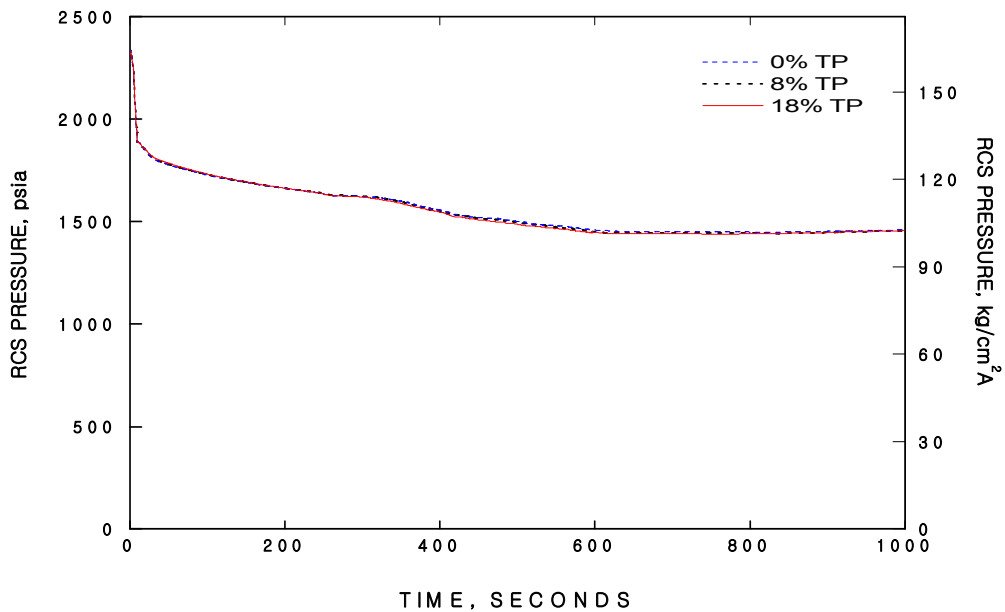


Fig. 3-8 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화 (SLBFPLOOP)

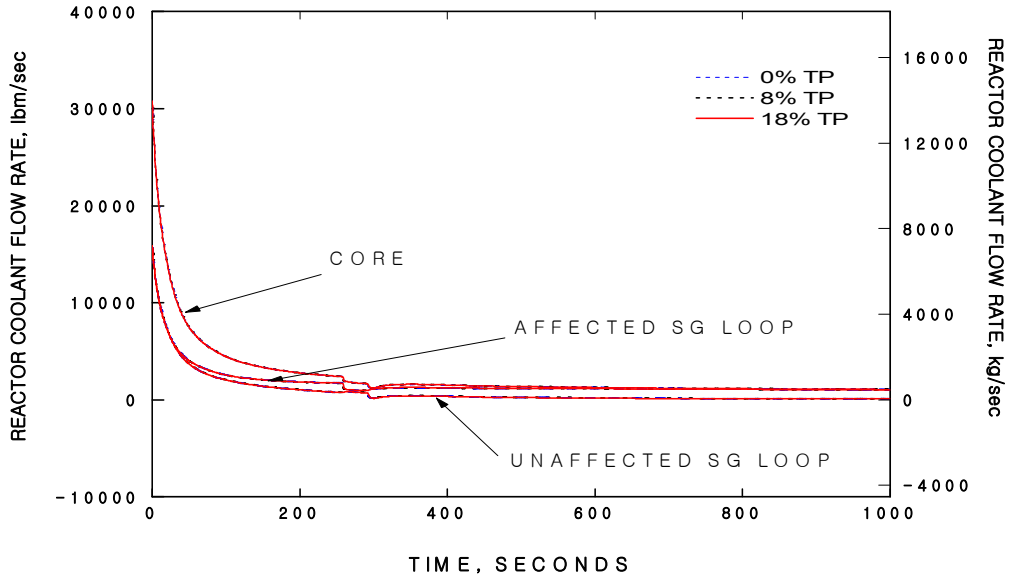


Fig. 3-9 시간에 따른 원자로냉각재 유량 변화 (SLBFPLOOP)

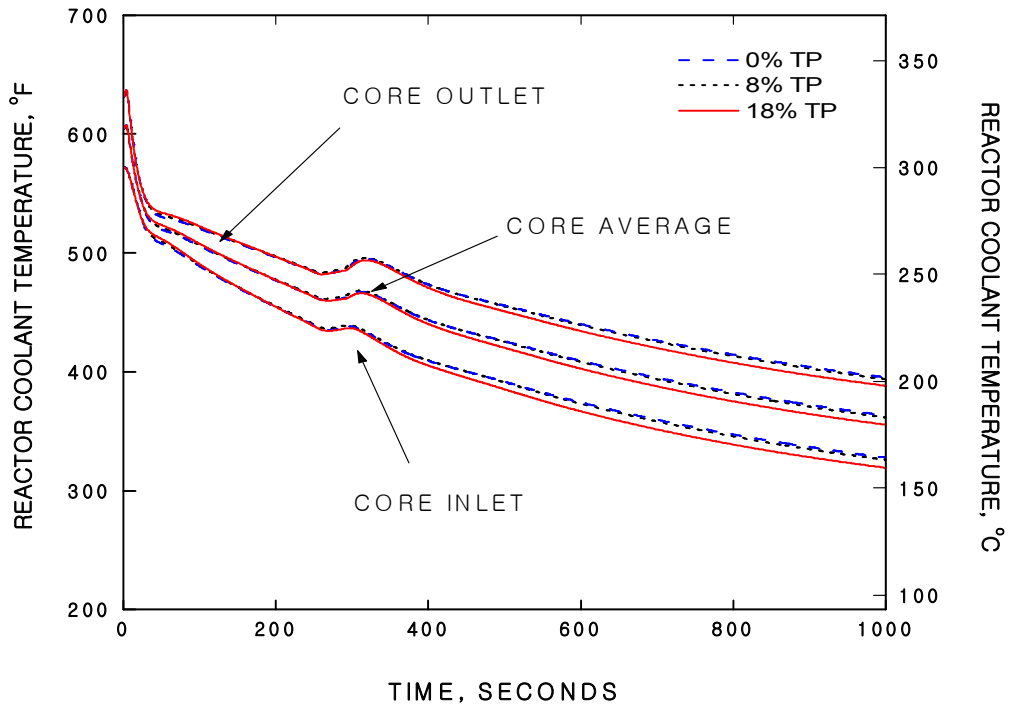


Fig. 3-10 시간에 따른 원자로냉각재 온도 변화 (SLBFPLOOP)

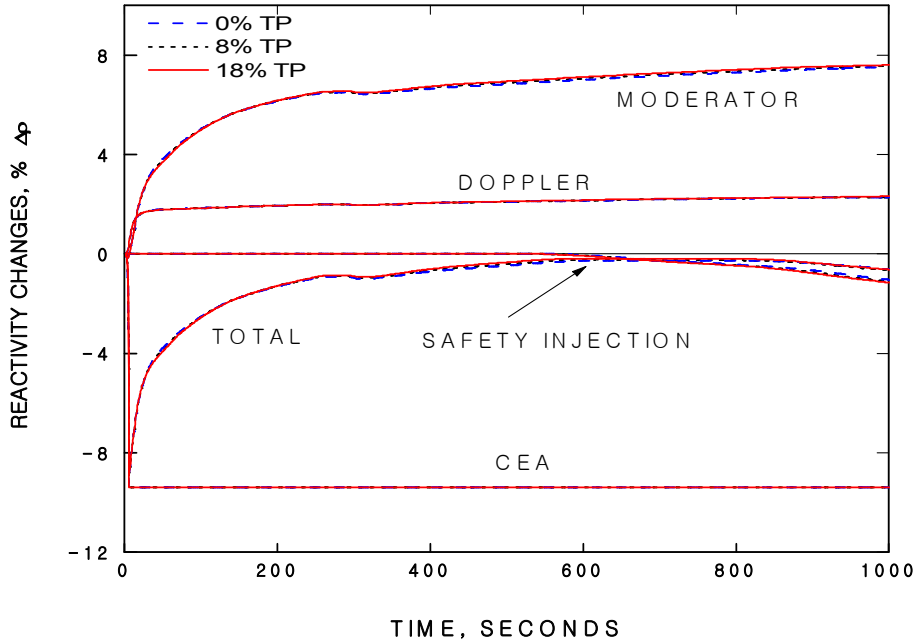


Fig. 3-11 시간에 따른 각종 반응도 변화 (SLBFPLOOP)

다. FSAR 15.2.3 - 복수기진공 상실

원자로냉각재계통 및 주증기계통 가압관점에서 소외전원상실을 수반하지 않는 복수기진공 상실사건 후 가장 제한적인 증기발생기 관막음률을 가정한 사건 경위는 Table 3-8 와 Table 3-10에 나타나있다. 증기발생기 관막음률과 가압기안전밸브 열림오차 확대에 따른 핵증기공급계통의 주요한 변수들에 대한 동적 거동은 Fig. 3-12부터 Fig. 3-18에 제시되어 있다. 복수기진공 상실에 의해 노심 평균온도가 초기값보다 증가할지라도 감속재온도계수를 보수적으로 0으로 가정하기 때문에 원자로정지 이전의 감속재 반응도에 의한 출력감소는 없다.

원자로냉각재계통 침투압력 관점의 경우 증기발생기 관막음률이 0% 조건에서 2,731 psia (192.01 kg/cm²A)로 가장 제한적인 결과로 나타났으며, 증기발생기 침투압력 관점에서는 증기발생기 관막음률이 0% 조건에서 1,393 psia (97.94 kg/cm²A)로 가장 제한적인 결과로 나타났다. 핵비등이탈률은 증기발생기 관막음률이 0% 조건에서 1.34로 가장 제한적인 결과로 나타났으며, 허용핵연료설계제한치(SAFDL, Specified Acceptable Fuel Design Limit) 이상을 유지하므로 핵연료피복재의 성능저하는 발생하지 않는다.

복수기진공 상실사건시 최대 증기발생기 관막음률 허용치를 18%까지 반영하고 가압기안전밸브 열림오차 $\pm 3.0\%$ 를 반영하여 분석을 수행하였다. 분석 결과, 원자로냉각재계통의 최대압력이 2,750 psia ($193.3 \text{ kg/cm}^2\text{A}$) 보다 낮게 유지되었고, 증기발생기 최대압력이 1,397 psia ($98.2 \text{ kg/cm}^2\text{A}$) 보다 낮게 유지되어 일차계통 및 이차계통의 건전성이 보장된다. 또한, 최소 핵비등이탈률이 1.21 보다 크게 유지되므로 핵연료피복재의 건전성이 보장된다.

Table 3-8 원자로냉각재계통 침투압력 관점에서의 복수기진공 상실사건에 대한 사건 경위

시간(초)	사 건	설정치 또는 수치
0.0	복수기진공 상실사건 발생	-
4.25	가압기 고압력 원자로정지 분석설정치 도달, psia (kg/cm ² A)	2,407 (169.23)
5.0	가압기 고압력 원자로정지 신호 발생	-
5.1	가압기 고압력 원자로정지	-
5.11	증기발생기수위가 보조급수작동신호 분석설정치 도달, 광역수위의 백분율(%)	19.9
5.5	첫 번째 주증기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)	1,314.7 (92.43)
6.8	가압기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)	2,575 (181.04)
7.4	두 번째 주증기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)	1,356.3 (95.36)
7.4	최대 원자로냉각재계통 압력, psia (kg/cm ² A)	2,731 (192.01)
12.2	최대 증기발생기 압력, psia (kg/cm ² A)	1,380.5 (97.06)
14.5	가압기안전밸브 폐쇄, psia (kg/cm ² A)	2,101.2 (147.7)
51.36	보조급수유량 주입 시작, gpm (L/min)	500 (1,892.6)
512.49	가압기압력이 안전주입작동신호 분석설정치 도달, psia (kg/cm ² A)	1,705 (119.87)
542.49	안전주입 개시	-
1,800	운전원이 발전소 냉각시작	

Table 3-9 증기발생기 침투압력 관점에서의 복수기진공 상실사건에 대한 가정 및 초기조건

변 수	가정된 수치
노심출력, MWt	2,871.3
노심입구 냉각재 온도, °F (°C)	572 (300)
원자로용기 입구 유량, gpm (L/min)	313,500 (1.19 x 10 ⁶)
가압기 압력, psia (kg/cm ² A)	2,130 (149.8)
가압기 냉각재 체적, ft ³ (m ³)	349 (9.88)
반경방향 침투계수	2.4285
증기발생기 수위, 광역수위 백분율(%)	58% WR
도플러 계수	최소 부반응도 (least negative)
제어봉집합체의 정지반응도가, %Δρ	-8.0
증기발생기 관막음률, %	0

Table3-10 증기발생기 침투압력 관점에서의 복수기진공 상실 사건에 대한 사건경위

시간(초)	사	건	설정치 또는 수치
0.0	복수기진공 상실사건 발생		-
2.8	첫 번째 주증기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)		1,314.7 (92.43)
4.1	두 번째 주증기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)		1,356.3 (95.36)
5.9	세 번째 주증기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)		1,382.3 (97.19)
11.65	가압기 고압력 원자로정지 분석설정치 도달, psia (kg/cm ² A)		2,407 (169.23)
12.4	가압기 고압력 원자로정지 신호 발생		-
12.5	가압기 고압력 원자로정지		-
14.3	최대 원자로냉각재계통 압력, psia (kg/cm ² A)		2,510.5 (176.51)
18.63	최대 증기발생기 압력, psia (kg/cm ² A)		1,393 (97.94)
24.78	증기발생기수위가 보조급수작동신호 분석설정치 도달, 광역수위의 백분율(%)		19.9
71.03	보조급수유량 주입 시작, gpm (L/min)		500 (1,892.6)
540.7	가압기압력이 안전주입작동신호 분석설정치 도달, psia (kg/cm ² A)		1,705 (119.87)
570.7	안전주입 개시		-
1,800	운전원이 발전소 냉각시작		

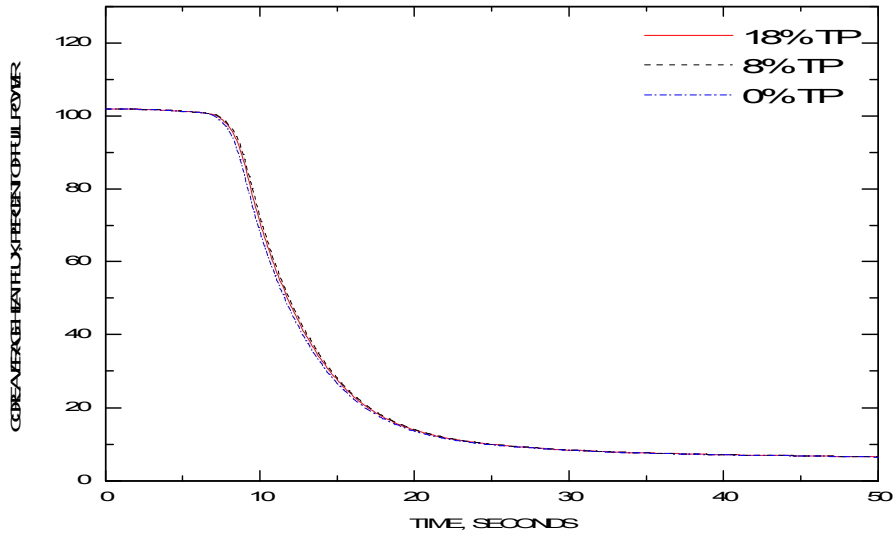


Fig. 3-12 시간에 따른 노심 출력 변화 (LOCV)
(원자로냉각재계통 침투압력 관점)

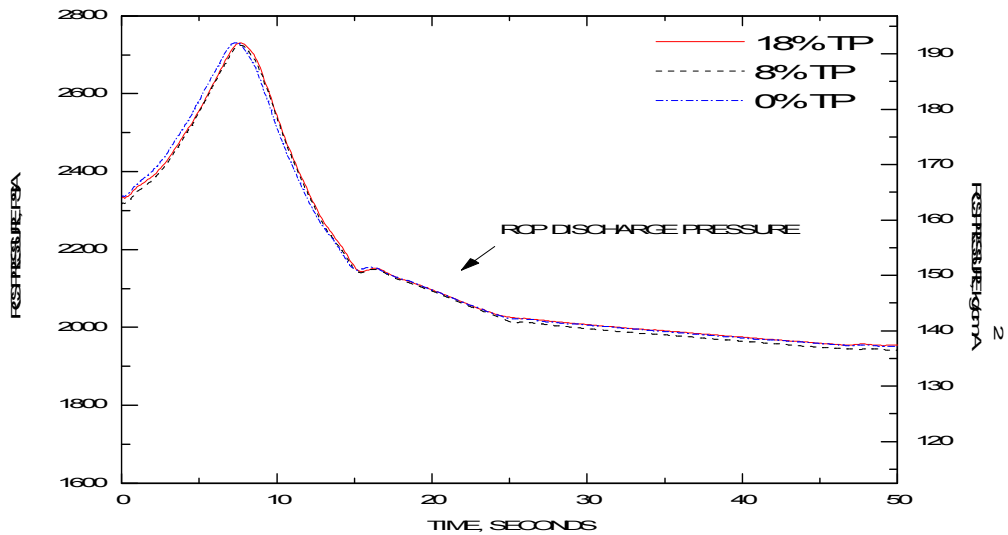


Fig. 3-13 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화 (1) (LOCV)
(원자로냉각재계통 침투압력 관점)

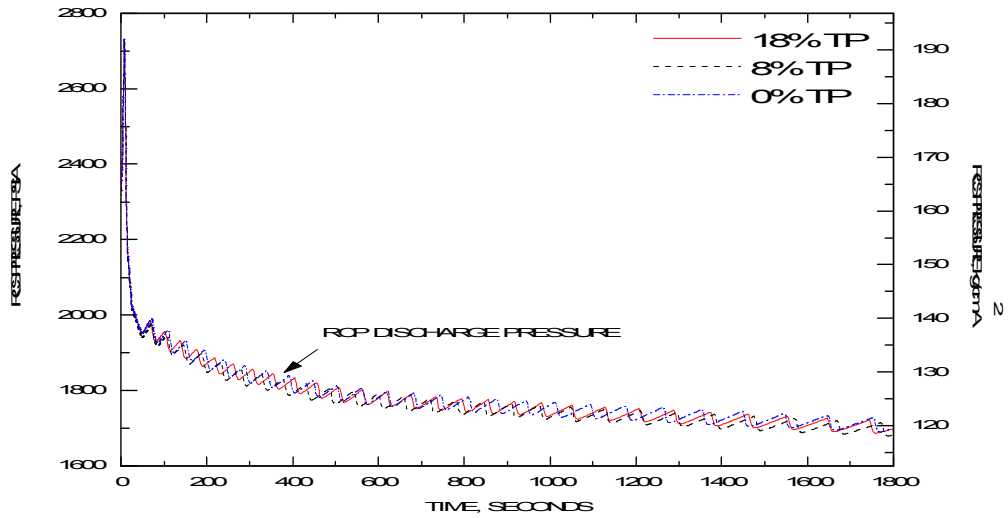


Fig. 3-14 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화 (2) (LOCV)
(원자로냉각재계통 침투압력 관점)

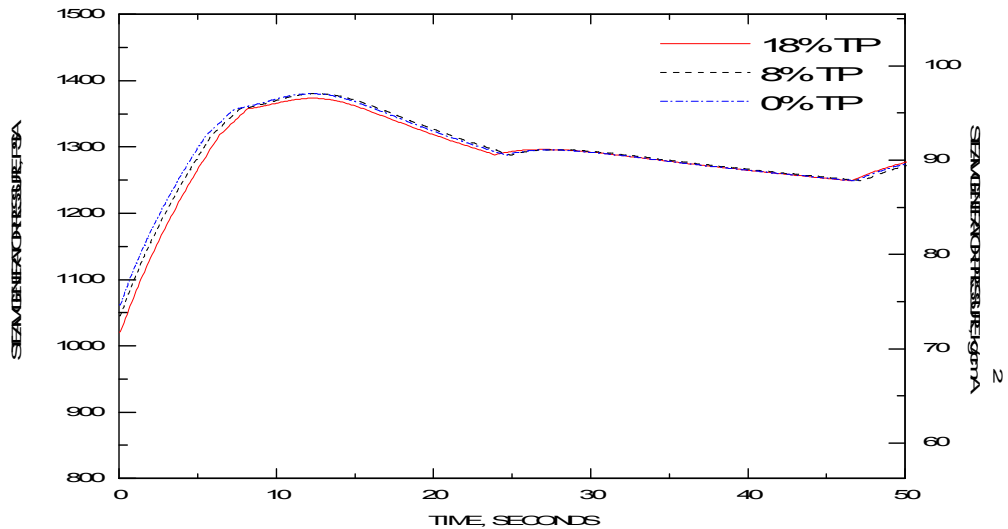


Fig. 3-15 시간에 따른 증기발생기 압력 변화 (1) (LOCV)
(원자로냉각재계통 침투압력 관점)

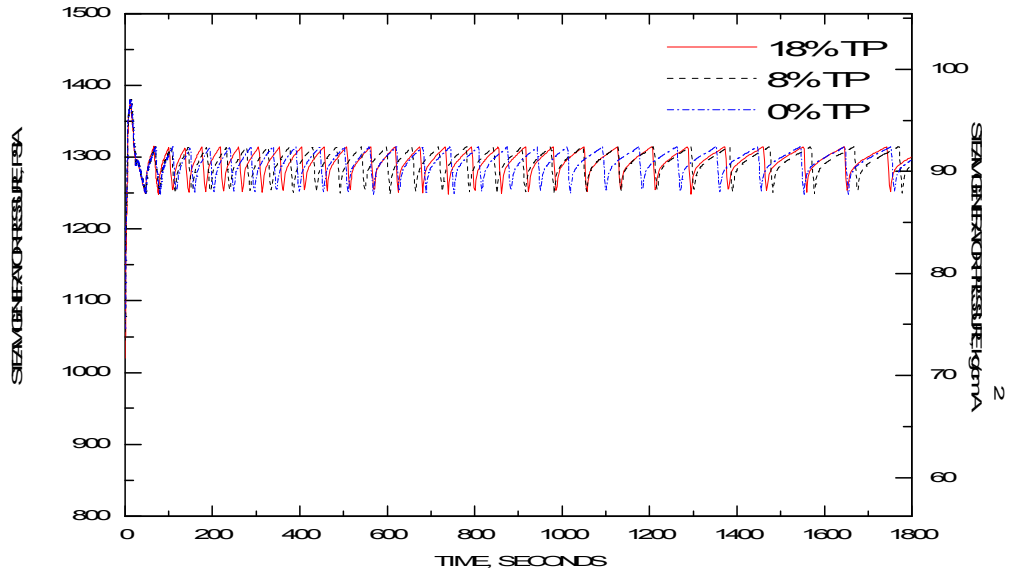


Fig. 3-16 시간에 따른 증기발생기 압력 변화 (2) (LOCV)
(원자로냉각재계통 침투압력 관점)

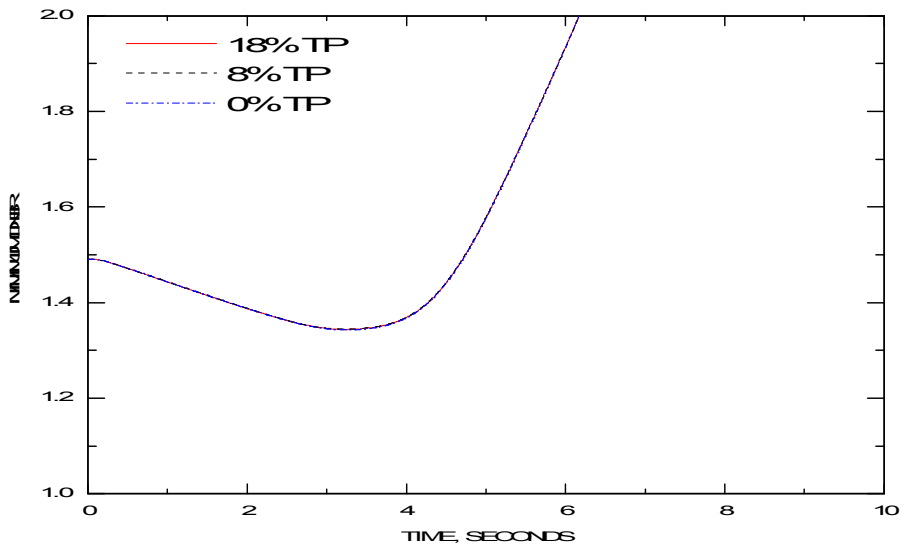


Fig. 3-17 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화 (LOCV)

라. FSAR 15.2.8 - 주급수계통 배관파단

가압기안전밸브 열림오차 확대와 최대 증기발생기 관막음률을 18%까지 반영하여 분석을 수행한 결과 증기발생기 관막음률이 0%의 경우가 원자로냉각재계통 가압관점에서 가장 제한적으로 나타났다. 원자로냉각재계통 첨두압력은 2,766.41 psia (194.49 kg/cm²A)로 허용기준의 120% 이내이므로 원자로냉각재계통의 건전성을 보장할 만큼 충분히 낮다. 한편, 주증기계통 첨두압력관점에서는 증기발생기 관막음률 0%의 경우가 가장 제한적이며, 이때 증기발생기 최대 압력은 1,382.74 psia (97.2 kg/cm²A)로 이 값은 허용최대압력보다 낮다. 주급수관 파단사고시의 사건 진행과정과 주요 핵증기공급계통의 동적거동은 Table 3-11부터 Table 3-13과 Fig. 3-18부터 Fig. 3-24에 각각 제시하였다. 핵비등이탈률은 1.304로 허용핵연료 설계제한치 (SAFDL, Specified Acceptable Fuel Design Limit) 이상을 유지하므로 핵연료 피복재의 성능저하는 발생하지 않는다.

주급수계통 배관 파단사고시 최대 증기발생기 관막음률 허용치를 18%까지 반영하고 가압기안전밸브 열림오차 $\pm 3.0\%$ 를 반영하여 분석을 수행하였다. 원자로냉각재계통 첨두압력은 2,766.41 psia (194.49 kg/cm²A)로 나타났으며, 증기발생기 첨두압력은 1,382.74 psia (97.2 kg/cm²A)로 나타났다. 이러한 압력들은 원자로냉각재계통과 주증기계통의 건전성을 보장할 만큼 충분히 낮다. 최소 핵비등이탈률은 1.21 보다 크게 유지되므로 핵연료피복재의 건전성이 보장된다. 또한 주급수계통 배관 파단사고시 소외선량은 10CFR100.11 선량한도의 10%를 만족한다.

Table 3-11 최대 원자로냉각재계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 사건경위

시 간(sec)	사 건	설정치 또는 수치
0.0	주급수관 파단 발생, ft ² (m ²)	0.2 (0.019)
0.0	양쪽 증기발생기의 순간적인 주급수 유량 완전상실	-
0.0	파단측 증기발생기에서 파단부로의 순간적인 임계유동 형성	-
28.95	가압기 압력이 원자로정지 분석설정치 도달, psia (kg/cm ² A)	2,460 (173)
29.70	가압기 고압력 원자로정지 신호 발생	-
29.80	원자로정지 차단기 개방	-
29.80	순간적인 터빈정지밸브 폐쇄	-
30.95	파단측 증기발생기로의 순간적인 열전달 상실	-
31.65	가압기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)	2,575 (181.04)
32.30	최대 원자로냉각재계통 압력, psia (kg/cm ² A)	2,766.41 (194.49)
32.70	주증기안전밸브 개방 (건전한측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,314.7 (93.53)
32.95	최대 가압기 밀림관 유량, lbm/sec (kg/sec)	1,817.8 (824.5)
32.80	소내 및 소외전원상실	-
34.05	주증기안전밸브 개방 (파단측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,314.7 (93.53)
36.00	최대 증기발생기 압력, psia (kg/cm ² A)	1,337.96 (94.06)
39.05	가압기안전밸브 폐쇄, psia (kg/cm ² A)	2,101.2 (147.52)
47.40	주증기안전밸브 폐쇄 (파단측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,248.96 (87.8)

Table 3-11 최대 원자로냉각재계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 사건경위(계속)

<u>시 간(sec)</u>	<u>사</u> <u>건</u>	<u>설정치 또는 수치</u>
48.75	건전한 측 증기발생기 수위의 보조급수 작동신호 분석설정치 도달, 광역범위의 %	5
50.00	주증기안전밸브 폐쇄 (건전한측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,248.96 (87.8)
95.20	건전한측 증기발생기로 보조급수 유량 주입시작, gpm (l/min)	500 (1892.7)
216.00	증기발생기 압력의 주증기격리신호 분석설정치 도달, psia (kg/cm ² A)	789 (55.5)
222.35	주증기격리밸브 폐쇄	-
248.15	건전한측 증기발생기 최소 재고량, lbm (kg)	2,048.09 (928.99)
693.20	가압기안전밸브 재개방, psia (kg/cm ² A)	2,575 (181.04)
789.32	주증기안전밸브 재개방, psia (kg/cm ² A)	1,314.7 (92.43)
1,800.0	정지냉각 조건까지의 발전소 냉각을 위한 운전원의 대기방출밸브 개방	-

Table 3-12 최대 증기계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 가정 및 초기 조건

변 수	가정된 수치
노심출력, MWt	2,871.3
노심입구 냉각재 온도, °F (°C)	572 (300)
원자로용기 입구 냉각재 유량, gpm (L/min)	313,500 (1.19x10 ⁶)
가압기 압력, psia (kg/cm ² A)	2,130 (149.75)
핵연료봉 간극의 열전달 계수, Btu/hr-ft ² -°F (kcal/hr-m ² -°C)	572.6 (2,795.7)
가압기안전밸브 유량, lbm/hr (kg/hr)	630,000 (285,763)
가압기 냉각재 체적, ft ³ (m ³)	1,033 (29.25)
증기발생기 재고량, lbm (kg)	193,400 (87,725)
주급수 엔탈피, Btu/lbm (kcal/kg)	419.5 (233.0)
증기우회제어계통	수동
터빈정지 후 소외전원 가용여부	사용불능
급수관 파단면적, ft ² (m ²)	0.1 (0.0093)
제어봉집합체의 정지반응도가, %Δρ	-8.0
증기발생기 관막음률, %	0

Table 3-13 최대 주증기계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 사건경위

시 간(sec)	사 건	설정치 또는 수치
0.0	주급수관 파단 발생, ft ² (m ²)	0.1 (0.009)
0.0	양쪽 증기발생기의 순간적인 주급수 유량 완전상실	-
0.0	파단측 증기발생기에서 파단부로의 순간적인 임계유동 형성	-
29.20	가압기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)	2,425 (170.49)
30.21	최대 가압기 밀림관 유량, lbm/sec (kg/sec)	1,419.9 (644.0)
36.66	가압기안전밸브 폐쇄, psia (kg/cm ² A)	1,978.8 (139.12)
41.01	주증기안전밸브 개방 (건전한측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,314.7 (93.53)
41.51	주증기안전밸브 개방 (파단측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,314.7 (93.53)
46.76	원자로노심보호계통 고온관포화온도 원자로정지신호 발생, °F(°C)	Tsat-13 (Tsat-7.3)
55.31	원자로노심보호계통 원자로정지신호 발생	-
55.41	원자로정지 차단기 개방	-
55.41	순간적인 터빈정지밸브 폐쇄	-
57.46	파단측 증기발생기로의 순간적인 열전달 상실	-
57.47	최대 증기발생기 압력, psia (kg/cm ² A)	1,382.74 (97.22)
58.41	소내 및 소외전원상실	-
84.45	주증기안전밸브 폐쇄 (파단측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,248.96 (87.8)
86.65	주증기안전밸브 폐쇄 (건전한측 증기발생기), psia (kg/cm ² A)	1,248.96 (87.8)

Table 3-13 최대 주증기계통 압력관점에서 주급수계통 배관 파단사고에 대한 사건경위(계속)

시 간(sec)	사 건	설정치 또는 수치
69.15	건전한 측 증기발생기 수위의 보조급수 작동신호 분석설정치 도달, 광역범위의 %	5
115.60	건전한측 증기발생기로 보조급수 유량 주입시작, gpm (l/min)	500 (1892.7)
384.70	증기발생기 압력의 주증기격리신호 분석설정치 도달, psia (kg/cm ² A)	789 (55.5)
391.05	주증기격리밸브 폐쇄	-
1,800.0	정지냉각 조건까지의 발전소 냉각을 위한 운전원의 대기방출밸브 개방	-

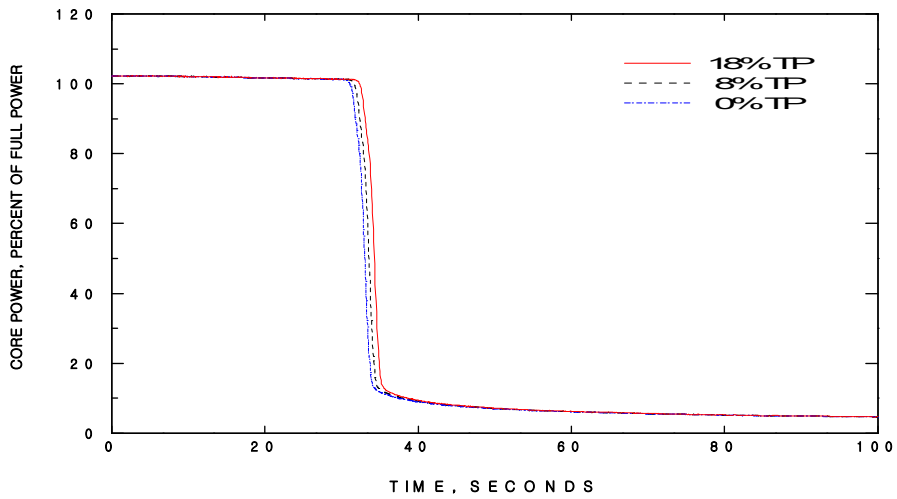


Fig. 3-18 시간에 따른 노심 출력 변화 (MFLB)
(원자로냉각재계통 침투압력 관점)

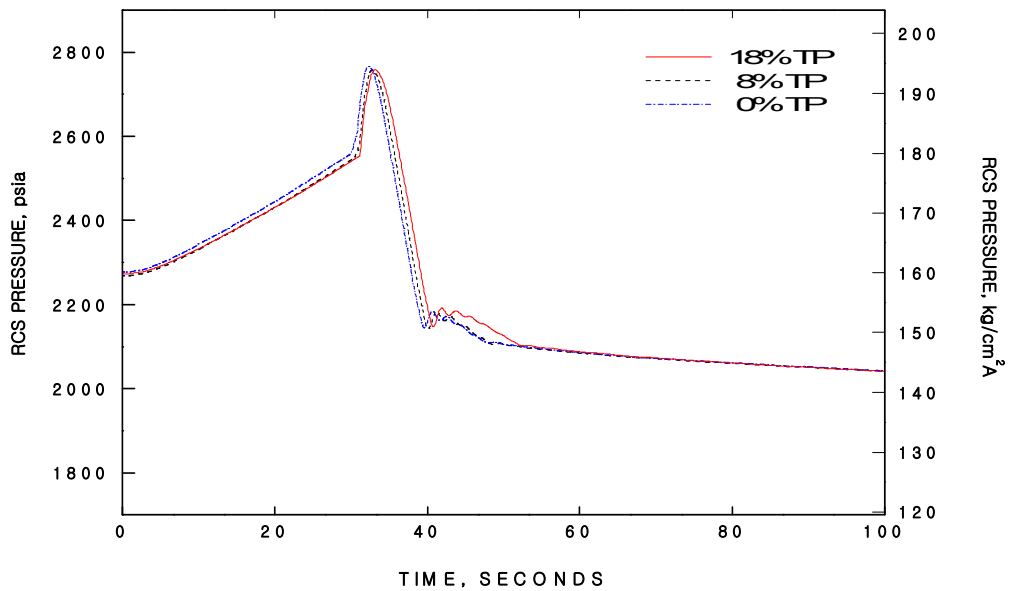


Fig. 3-19 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화 (MFLB)
(원자로냉각재계통 침투압력 관점)

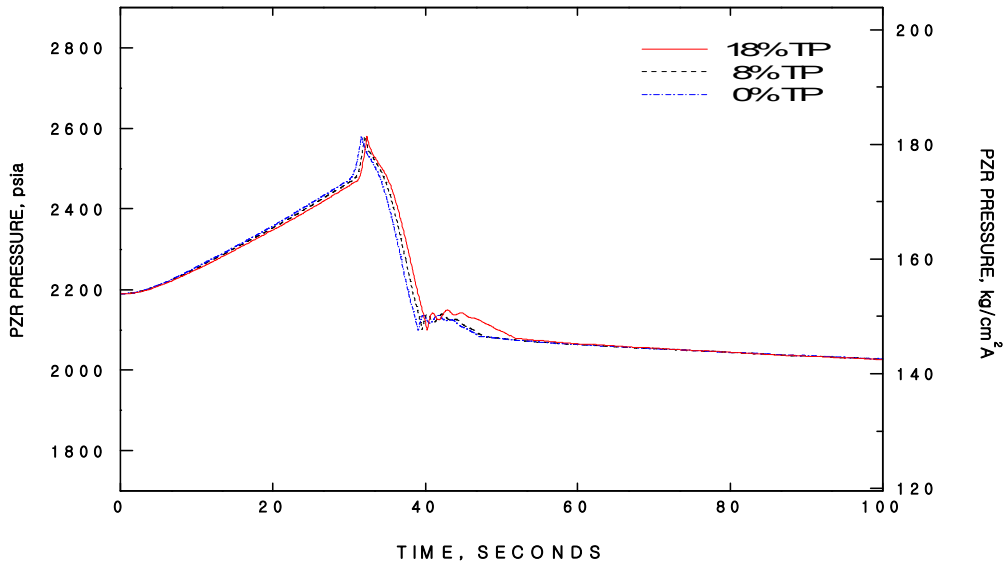


Fig. 3-20 시간에 따른 가압기 압력 변화 (MFLB)
 (원자로냉각재계통 침투압력 관점)

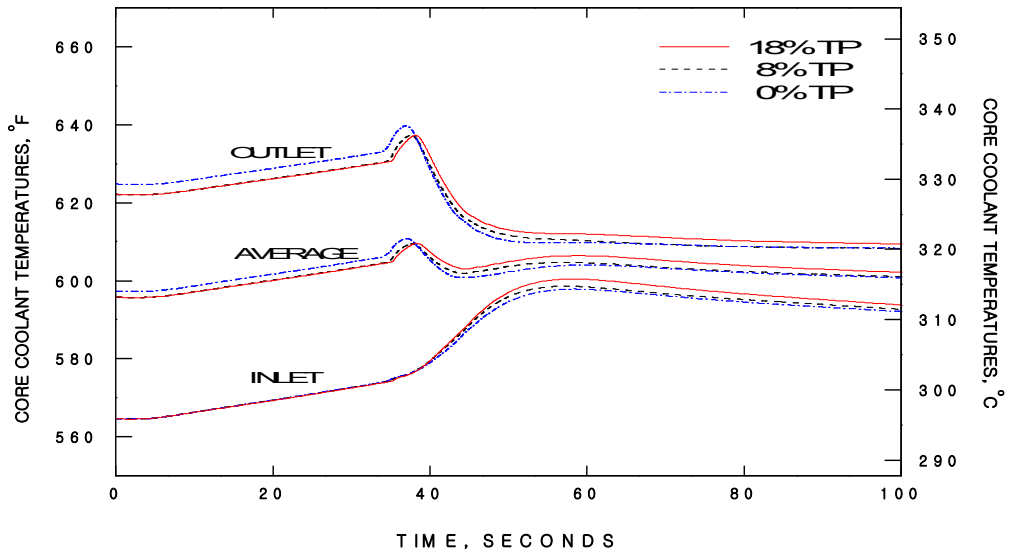


Fig. 3-21 시간에 따른 원자로냉각재 온도 변화 (MFLB)
 (원자로냉각재계통 침투압력 관점)

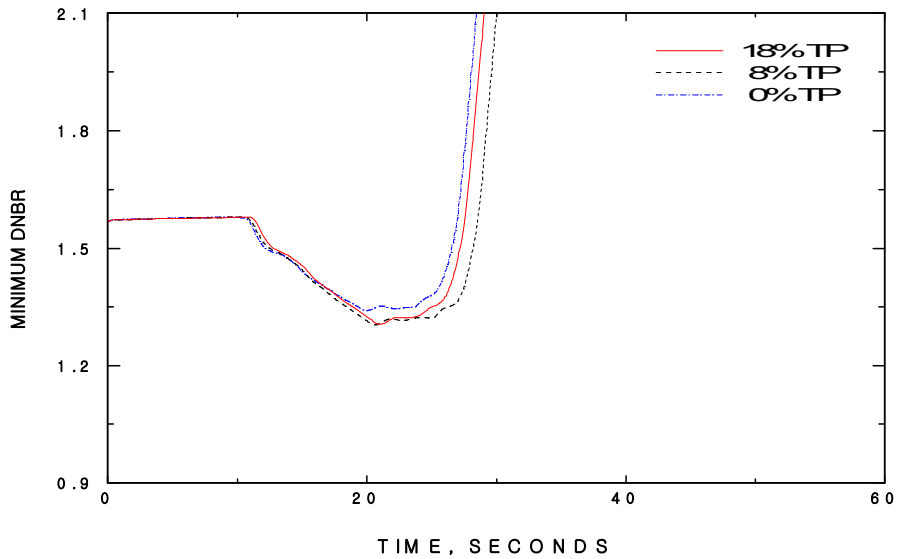


Fig. 3-22 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화 (MFLB)

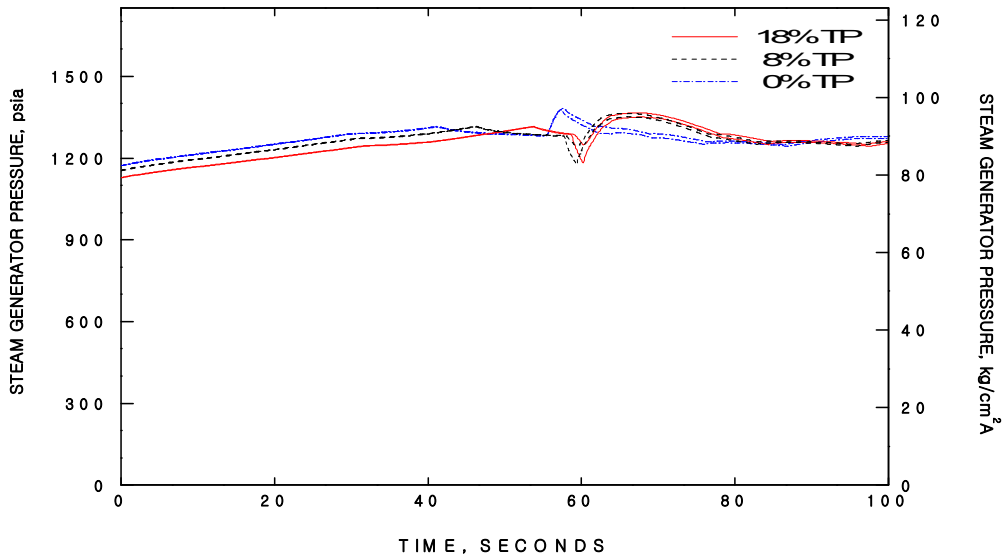


Fig. 3-23 시간에 따른 증기발생기 압력 변화 (MFLB)
(주증기계통 침두압력 관점)

마. FSAR 15.6.3 - 증기발생기 전열관 파열

증기발생기 전열관파열사고 발생 이후 예측된 주요 사건 경위와 결과를 소외전원 상실을 수반하지 않는 경우와 수반하는 경우에 대하여 Table 3-14과 Table 3-15에 각각 제시하였다. 또한 본 사건의 주요 관심 변수의 시간에 따른 거동을 Fig. 3-24 부터 Fig. 3-28 에 제시하였다. 분석 결과, 소외전원상실을 수반하지 않은 증기발생기 전열관파열사고와 소외전원상실을 수반한 증기발생기 전열관파열사고 모두 관막음률이 0%일 때가 가장 제한적으로 나타났다. 따라서, 본 보고서에서는 가장 제한적인 관막음률인 0%를 적용한 결과를 기술하였다. 아울러, 소외전원상실을 수반하지 않는 경우는 수반하는 경우보다 방사능 누출이 심각하지 않으므로 소외전원상실을 수반한 경우의 분석 결과에 대한 그림만을 본 보고서에 제시하였다.

증기발생기 전열관의 양단 파단이 발생하면 그 파단면을 통한 누설유량으로 인하여 증기발생기 수위가 증가한다. 증기발생기 전열관파열사고 발생시 증기발생기 고수위에 의한 원자로정지 신호가 발생한다. 원자로정지에 의하여 터빈정지가 즉시 발생하고, 이때부터 3초 후에 소외전원이 상실된다고 가정하였다. 증기발생기 전열관파열을 통한 1차측 냉각재의 유실로 인하여 원자로냉각재계통의 압력이 감소하고, 이는 핵비등이탈에 대한 열적여유도를 감소시키는 쪽으로 영향을 준다. 사고기간 동안의 최소 핵비등이탈률은 원자로정지 시점에서 1.572이다. 전체 사고기간동안 최소 핵비등이탈률은 계속 1.21 이상의 값을 유지하여 허용핵연료설계 제한치가 위배되지 않으므로 핵연료피복재의 손상이 발생하지 않았다. 과도상태동안 원자로냉각재계통과 증기발생기 압력을 보여준다. 그림에서 볼 수 있는 바와 같이 계통의 압력은 허용기준 이하로 유지된다.

소외전원상실을 수반하지 않는 경우와 수반하는 경우에 대한 증기발생기 전열관파열사고의 소외선량은 PIS의 경우 10CFR100.11의 선량한도, GIS의 경우 10CFR100.11 선량한도의 10%를 만족한다. 원자로냉각재계통과 주증기계통의 압력은 설계압력의 110%인 2,750 psia (193.3 kg/cm²A) 및 1,397 psia (98.22 kg/cm²A) 이하로서, 이들 계통의 건전성을 확인해 주고 있다. 아울러 사고 기간 동안 최소 핵비등이탈률이 1.21 이상을 유지하여 허용핵연료설계제한치를 위배하지 않으므로 핵연료피복재의 손상이 발생하지 않는다. 발전소는 자동 운전으로 안정상태를 유지하며, 30분이 경과한 후부터는 운전원이 증기발생기 전열관파열사고에

관한 발전소 비상운전절차서에 따라 수위의 넘침이 발생하지 않도록 조절하고, 발전소를 냉각시켜 정지냉각 진입조건에 이르도록 한다.

Table 3-14 소외전원상실을 수반하지 않은 증기발생기 전열관파열사고의 사건경위

시간(초)	사	건	설정치 또는 수치
0.0	전열관 파열 발생		-
0.0	증기발생기 수위가 원자로정지 및 주증기 격리신호 분석설정치에 도달, % 협역수위		95
0.45	증기발생기 고수위 원자로정지 신호 발생		-
0.55	원자로정지 차단기 개방		-
0.55	터빈정지; 터빈정지밸브 잠김		-
0.55	증기발생기 고수위에 의한 주증기격리신호 발생		-
1.85	주증기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)		1,214.7 (85.4)
5.55	주증기격리밸브가 완전히 잠김		-
5.65	최대 증기발생기 압력, psia (kg/cm ² A)		1,277.1 (89.79)
9.1	가압기 보조전열기 작동, psia (kg/cm ² A)		2,275 (160)
140.6	가압기 저수위에 의한 가압기 전열기 작동 중지, ft ³ (m ³)		404 (11.4)
511.25	가압기 압력이 안전주입작동신호 분석설정치에 도달, psia (kg/cm ² A)		1,705 (119.86)
542.4	안전주입 시작		-
1,800	운전원이 파단측 증기발생기를 격리 또는 격리된 것을 확인하고 발전소 냉각을 시작		-
28,800	정지냉각 진입조건 도달, 원자로냉각재계통 압력 및 온도, psia/°F (kg/cm ² A/°C)		410/350 (28.82/176.7)

Table 3-15 소외전원상실을 수반한 증기발생기 전열관파열사고의 사건경위

시간(초)	사 건	설정치 또는 수치
0.0	전열관 파열 발생	-
0.0	증기발생기 수위가 원자로정지 및 주증기 격리신호 분석설정치에 도달, % 협역수위	95
0.45	증기발생기 고수위 원자로정지신호 발생	-
0.55	원자로정지 차단기 개방	-
0.55	터빈정지; 터빈정지밸브 잠김	-
0.55	증기발생기 고수위에 의한 주증기격리신호 발생	-
1.85	주증기안전밸브 개방, psia (kg/cm ² A)	1,214.7 (85.4)
3.55	소외전원상실	-
5.55	주증기격리밸브가 완전히 잠김	-
5.8	최대 증기발생기 압력, psia (kg/cm ² A)	1,277.4 (89.81)
833.25	가압기 압력이 안전주입작동신호 분석설정치에 도달, psia (kg/cm ² A)	1,705 (119.86)
864.4	안전주입 시작	-
1232.6	가압기 고갈	-
1,800	운전원은 과단측 증기발생기를 격리 또는 격리된 것을 확인하고 건전한측 증기발생기의 대기방출 밸브, 보조급수 등을 사용하여 발전소 냉각을 시작	-
28,800	정지냉각 진입조건 도달, 원자로냉각재계통 압력 및 온도, psia/°F (kg/cm ² A/°C)	410/350 (28.82/176.7)

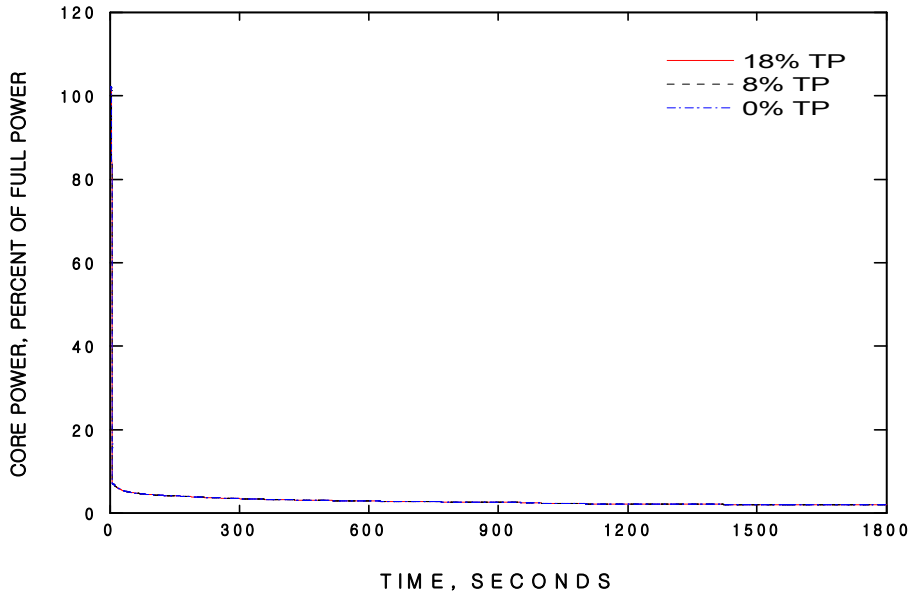


Fig. 3-24 시간에 따른 노심 출력 변화 (SGTR+LOOP)

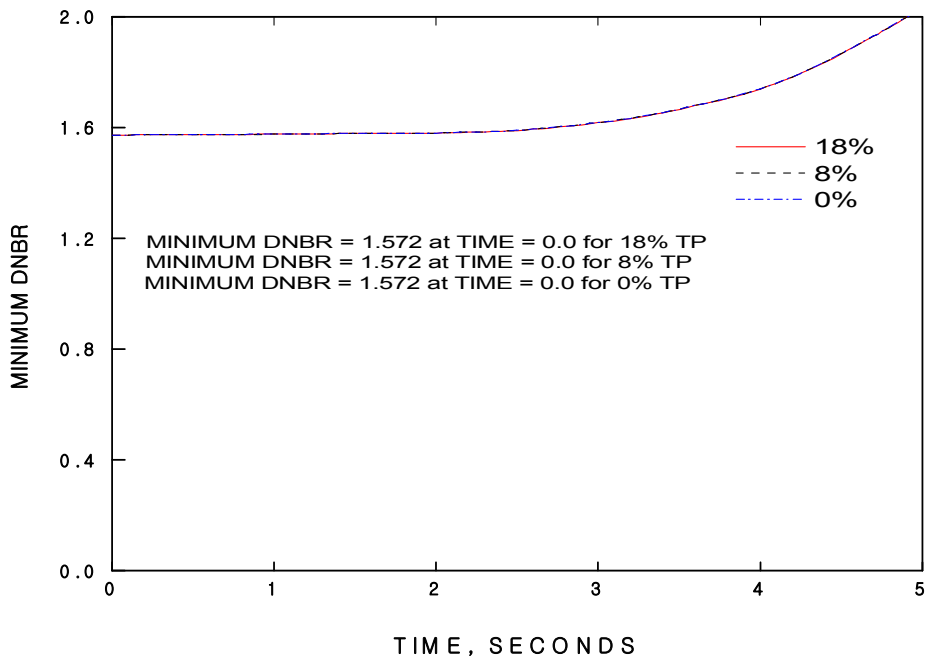


Fig. 3-25 시간에 따른 최소 핵비등이탈률 변화 (SGTR+LOOP)

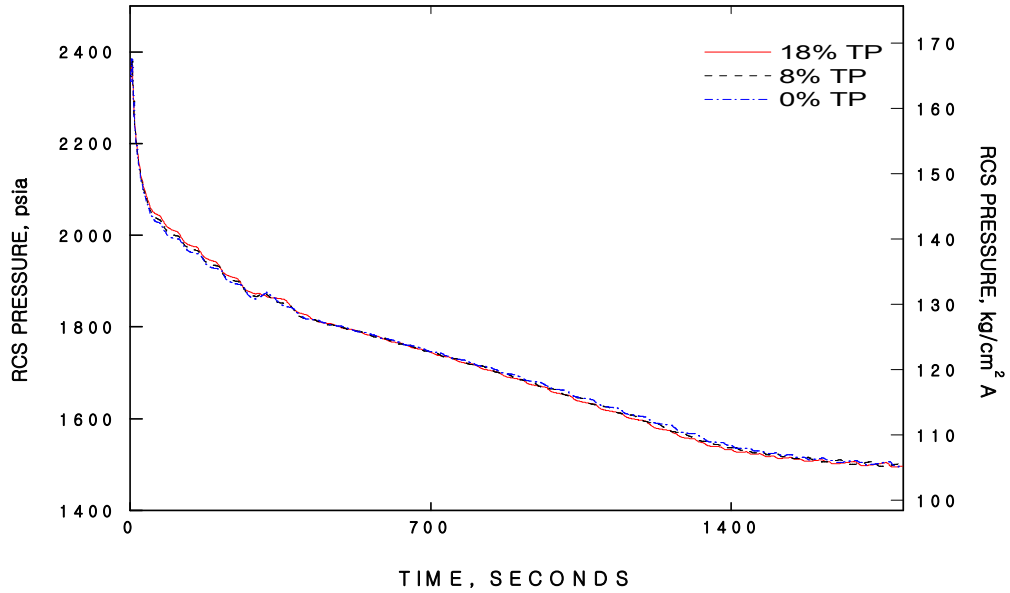


Fig. 3-26 시간에 따른 원자로냉각재계통 압력 변화 (SGTR+LOOP)

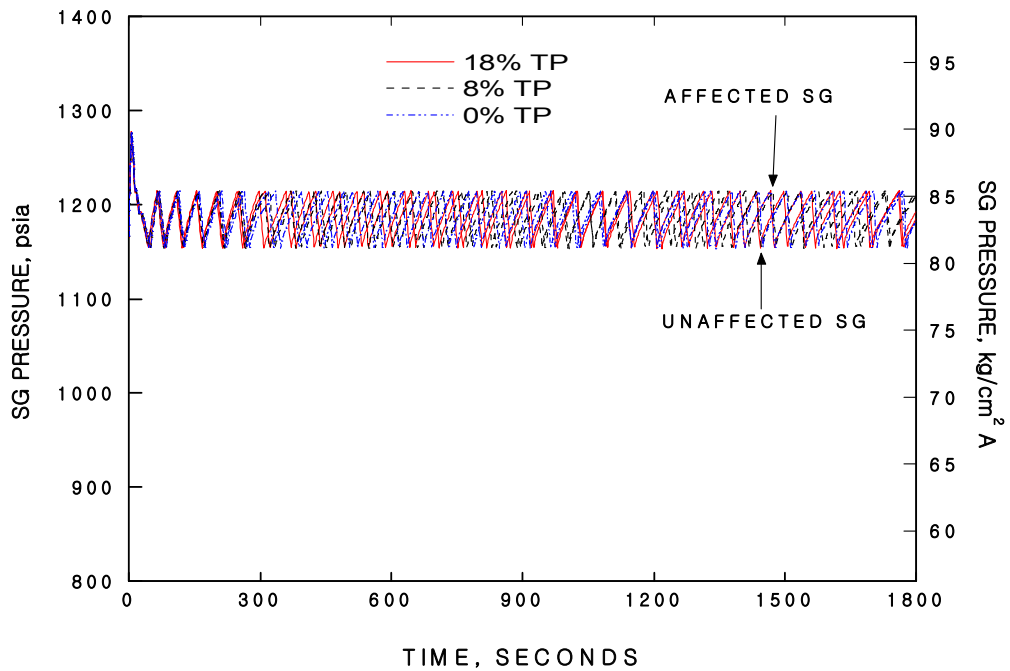


Fig. 3-27 시간에 따른 증기발생기 압력 변화 (SGTR+LOOP)

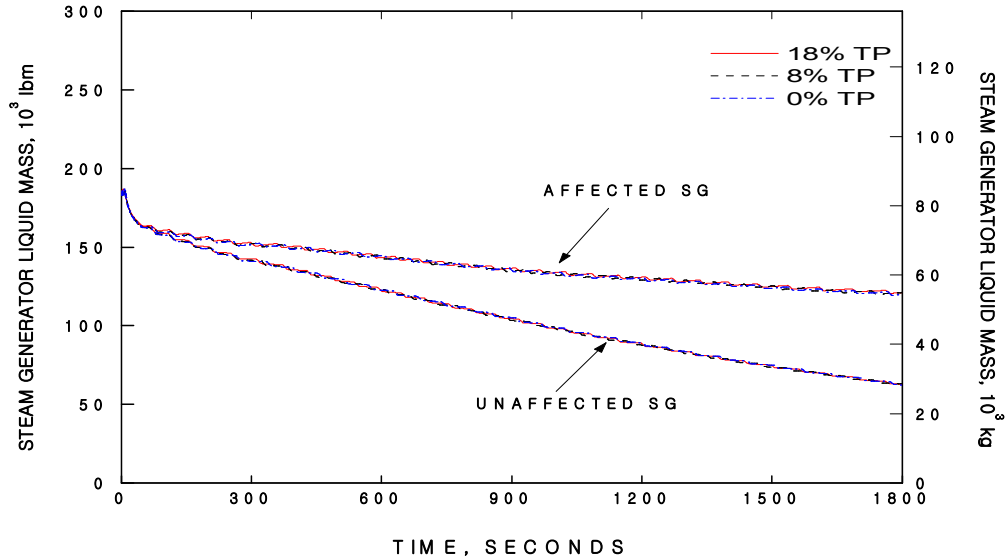


Fig. 3-28 시간에 따른 증기발생기 재고량 변화 (SGTR+LOOP)

제2절 냉각재상실사고(LOCA)

냉각재상실사고의 경우는 증기발생기 관막음률 허용치가 18%로 상향 조정됨에 따라 설계 변경 자료를 반영하여 대형 및 소형 냉각재상실사고와 노심 장기냉각 해석을 수행하였다. 대형 냉각재상실사고 평가는 최적 평가방법론인 KREM 방법론을 적용하였으며, 소형 냉각재상실사고는 NOTRUMP 방법론을 적용하였다.

1. 대형 냉각재상실사고(LBLOCA)

한빛5,6호기에 대하여 증기발생기 관막음률 허용치가 8%에서 18%로 증가할 경우에 대한 KREM 계산의 최대 피복재 온도는 1,009.7°C (1,849.5°F)이다. 최대 피복재 산화도는 1.47% 미만이며, 노심 전반의 피복재 산화도는 모든 경우에 1%보다 작다.

결론적으로 증기발생기 관막음률 허용치가 8%에서 18%로 증가하여도 KREM 최적평가방법론을 사용한 대형 냉각재상실사고 해석 결과 비상노심냉각계통이 원자력 안전위원회고시 제2013-9호[4.3.5-1]에 기술되어 있는 허용 기준을 만족하므로 한빛5,6호기 노심은 대형 냉각재상실사고 관점에서 충분히 안전한 것으로 평가되었다.

2. 소형 냉각재상실사고(SBLOCA)

증기발생기 관막음 허용치 상향조정에 대한 소형 냉각재상실사고 해석 결과, 가장 제한적인 파단은 0.087 ft^2 파단이며 최대피복재온도는 675.4°C ($1,247.8^\circ\text{F}$)다. 최대 피복재 산화도는 0.09% 미만이며, 노심 전반의 피복재 산화도는 모든 경우에 1%보다 작다.

소형 냉각재상실사고 해석 결과 비상노심냉각계통이 원자력안전위원회고시 제 2013-9호[4.3.5-1]에 기술되어 있는 허용 기준을 만족하여, 증기발생기 관막음 허용치 상향조정에 대하여 한빛5,6호기 노심은 소형 냉각재상실사고 관점에서 충분히 안전한 것으로 평가되었다.

증기발생기 관막음을 허용치 상향에 대한 장기냉각 해석이 수행되었다. 해석에 사용된 평가 모델과 평가 방법 및 주요 입력 가정, 초기 조건들은 현행 FSAR의 장기냉각 해석에 기술된 내용과 동일하며 증기발생기 관막음을 허용치 변경과 관련한 설계 자료는 해석에 반영되었다.

해석 결과, 증기발생기 관막음을 허용치를 8%에서 18%로 변경하여 평가한 결과 고압안전주입펌프의 고온관 및 저온관 동시 주입 시간인 사고 후 3시간까지는 보론 석출이 발생하지 않으며, 사고 후 3시간 내에 고압 안전주입펌프를 고온관 및 저온관으로 동시 주입하면 노심 내 보론 농도는 급격하게 감소하여 냉각 유로의 확보에 문제가 없는 것으로 확인되었다. 또한 원자로 냉각재 계통의 재충수 관점에서도 증기발생기 관막음을 허용치 변경으로 인한 영향은 거의 없는 것으로 평가되었다.

결론적으로 증기발생기 관막음을 허용치를 8%에서 18%로 변경하여도 장기 냉각 해석에 미치는 영향은 미미하며 현행 FSAR의 해석 결과가 여전히 유효한 것으로 평가되었다.

대형 냉각재상실사고의 경우 최적평가방법론인 KREM을 적용하고 소형 냉각재상실 사고와 노심 장기냉각 해석은 현행 FSAR의 사고해석 방법론과 동일한 방법을 사용하여 증기발생기 관막음을 허용치 상향에 대한 안전성을 평가한 결과 원자력안전위원회고시 제 2013-9호[4.3.5-1]에 기술되어 있는 다음과 같은 허용 기준을 만족함을 확인하였다.

제4장 결 론

본 논문에서는 한빛5,6호기의 증기발생기 전열관 관막음률이 증가추세에 있고, 일부 발전소에서는 증기발생기 교체 과정이 이뤄지고 있는바 증기발생기 관막음률 허용치 상향 조정 시 안전해석을 통해 허용 인허가기준을 만족하고, 안전운전을 수행할 수 있음을 분석하였다.

한빛5,6호기의 증기발생기 관막음 허용치 상향 조정과 가압기안전밸브의 열림오차 확대에 따른 사고의 해석 결과가 안전해석 허용기준을 만족하여 발전소의 안전성을 보장할 수 있는지를 확인할 목적으로 수행하였다.

비냉각재상실사고의 경우 안전해석 결과 원자로냉각재계통과 주증기계통의 침투압력이 규제지침의 허용기준 이하로 유지되어 계통의 건전성이 유지됨을 확인하였다. 또한 예상운전과도 시 최소 핵비등이탈률은 연료허용손상한계 이상으로 유지되어 핵연료봉의 건전성이 유지되며, 핵연료봉의 손상을 허용하는 사고의 경우 방사능 영향 평가 결과가 규제지침의 허용기준 이내임을 확인하였다.

비냉각재상실사고 및 냉각재상실사고에 대한 안전성 평가는 참고문헌 3.1.2-1의 해석을 기준으로 증기발생기 관막음률 허용치 18% 적용에 따른 설계 변경과 가압기 안전밸브 열림오차의 확대를 반영하여 수행하였다.

비냉각재상실사고의 경우 안전해석 결과 원자로냉각재계통과 주증기계통의 침투압력이 규제지침의 허용기준 이하로 유지되어 계통의 건전성이 유지됨을 확인하였다. 또한 예상운전과도 시 최소 핵비등이탈률은 연료허용손상한계 이상으로 유지되어 핵연료봉의 건전성이 유지되며 핵연료봉의 손상을 허용하는 사고의 경우 방사능 영향 평가 결과가 규제지침의 허용기준 이내이다.

대형 냉각재상실사고의 경우 최적평가방법론인 KREM을 적용하고 소형 냉각재상실 사고와 노심 장기냉각 해석은 현행 FSAR의 사고해석 방법론과 동일한 방법을 사용하여 증기발생기 관막음률 허용치 상향에 대한 안전성을 평가한 결과 원자력 안전위원회고시 제 2013-9호[4.3.5-1]에 기술되어 있는 허용 기준을 만족함을 확인하였다.

【참고문헌】

- (1) 한빛5,6호기 최종안전성분석보고서(FSAR)
- (2) 한빛5,6호기 운영기술지침서(Technical Specification)
- (3) 한빛5,6호기 증기발생기 관막음률 상향을 위한 특정기술주제보고서
- (4) 표준형원전 중대사고 지침서(SAMG) 배경서
- (5) 한빛5,6호기 증기발생기 허용 관막음률 상향조정용역(NSSS분야) 주증기우회제어계통 R/A 설정치 적정성 검토 의견, KEPCO E&C, 2016
- (6) 기술지원보고서(Performance Interchangeability Evaluation for Use of Spare RCP Impeller as Replacements in Hanbit Unit 5), 한국수력원자력 중앙연구원, 2017
- (7) K. Fruzzetti, “Dispersants for Tube Fouling Control, Volume 3 : Qualification for a Long-Term Trial in a Replacement Steam Generator Tubed with Alloy 690 TT”, EPRI 1002774, Final Report (2002)
- (8) Design Specification for Steam Generator System for Yonggwang Nuclear Power Plant Units 5&6, KOPEC, 2002

감사의 글

2018년 올해는 제가 원자력발전소에 근무한지 23년차 되는 해입니다. 현재 원자로 운전을 하면서 큰 흐름을 보겠으나, 진정한 노물리와 원자로열역학 등을 깨우치기에는 한계가 있었습니다. 좀 더 깊은 원자력공학을 배워보자는 일념으로 대학원 석사과정에 지원했고, 어느새 졸업을 앞두고 되었습니다.

지난 2년간의 과정을 돌아보면 감사할 일이 많지만 무엇보다도 광주에서 영광까지 직접 오셔서 늦은 밤까지 열강을 해주신 조선대학교 원자력공학과 교수님들께 가장 먼저 감사의 마음을 전하고 싶습니다. 특히 바쁘신 와중에도 논문을 처음 시작할 때부터 하나하나 꼼꼼하게 검토해 주시고 조언을 아끼지 않으셨던 이경진 교수님께 깊은 감사의 마음을 전합니다. 교수님 덕분에 막연히 어렵게만 느껴졌던 논문 작성을 순조롭게 잘 마무리 할 수 있었습니다. 또한 묵묵히 저의 공부를 지지해 주고 응원해준 저의 아내에게도 감사의 마음을 전하면서도 많이 돌아주지 못한 아이들에게는 미안한 마음이 듭니다.

지식에 대한 목마름을 채우기 위해 시작했던 석사과정은 아직도 배워야 할 더 많은 지식이 있다는 것을 알게 되었다는 것에서 의미를 찾아야 할 듯합니다. 지난 2년간 원자력 선후배님들의 많은 도움으로 석사과정과 논문 작성을 무사히 마칠 수 있었다 생각합니다. 저 또한 석사과정을 통해 배운 지식을 바탕으로 원자력분야 발전에 미약하나마 일조 할 수 있길 소망해 봅니다.