

2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

MARS 코드를 이용한 고리 3,4호기 자연순환냉각 해석

Analysis of Natural Circulation Cooldown in Kori Units 3&4 Using MARS

박종운, 배병환, 노명섭
한국수력원자력(주)원자력환경기술원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

한병섭
(주)엑트
대전광역시 유성구 신일동 1688-5

요 약

자연순환냉각(Natural Circulation Cooldown)은 원전의 원자로냉각재펌프 작동 불능 시와 같은 과도상태에서 원자로와 증기발생기의 온도차에 의해 발생하는 자연순환 현상을 이용해서 적절한 과냉각상태를 유지하면서 발전소를 잔열제거계통 진입조건까지 냉각하는 것이 목적이다. 원전 주기적안전성평가에서 적용되고 있는 최신 기준인 SRP 5.4.7 BTP RSB 5-1은 소외전원상실 및 단일고장 조건 하에서 안전등급 기기만을 사용한 자연순환냉각 성능을 요구한다. 본 논문에서는 고리 3,4호기에 대해 비상운전절차서와 고유기술배경서의 주요 내용에 따라 자연순환냉각 해석을 수행하였다. 컴퓨터 코드로는 노심과 계통에 대해 모두 MARS2.2의 RELAP5/MOD3가 적용되었다. 본 자연순환냉각 해석은 정상운전 조건에서 잔열제거계통 진입조건까지 수행되었으며 해석결과 USNRC BTP RSB 5-1 기준을 만족하는 것으로 평가되었다.

Abstract

The purpose of natural circulation cooldown is to cool the reactor coolant system to the entry condition of the residual heat removal system maintaining proper subcooling margin with natural circulation phenomenon taken place by the temperature difference between the reactor coolant system and steam generators

under transients where reactor coolant pumps are unavailable. Current regulatory requirement SRP 5.4.7 BTB RSB 5-1, which is applied in the periodic safety reviews, requires plants to have capabilities of natural circulation cooldown by using only safety-grade systems under the condition of concurrent loss of off-site power and single failure. This paper presents a natural circulation cooldown analysis of the Kori units 3,4 based on the emergency operating procedure and plant-specific technical basis. The computer code used is RELAP5/MOD3 module of MARS2.2 for the core and the reactor coolant system. The analysis was performed to the entry condition of residual heat removal system and the result shows that the Kori units 3,4 meets the requirements of the BTB RSB 5-1.

1. 서 론

자연순환냉각(Natural Circulation Cooldown)은 원자력발전소에서 원자로냉각재펌프의 작동 불능과 같은 과도상태 발생시 원자로와 증기발생기의 온도차에 의해서 발생하는 자연순환 현상을 이용, 과냉각상태를 유지하면서 원자로냉각재계통을 잔열제거계통 진입조건까지 냉각하는 것이다.

고리 1호기 주기적안전성평가를 통해 국내 규제기관은 웨스팅하우스 원전에 대해 최신기준인 SRP 5.4.7 BTP RSB 5-1 기준[1]을 적용한 자연순환냉각 성능평가를 요구하고 있다. 이 기준은 미국 St. Lucie 1호기와 관련하여 발행된 USNRC Generic Letter 81-21[2]에 근거한다. BTP RSB 5-1에서는 소외전원상실과 단일고장을 고려하여 안전등급 설비만을 이용한 자연순환냉각을 통해 저온정지까지 36시간 내에 도달하기를 요구한다. 이 기준에 따른다면 자연순환냉각 과도기간동안 소외전원상실로 비상디젤발전기와 보조급수계통이 작동되어 운전원은 보조급수유량을 수동조절하여 증기발생기(S/G) 수위를 유지하고 원자로냉각재 과냉각을 제한치 내로 유지해야 한다. 이후, 발전소는 4시간의 고온대기 상태를 유지하고 S/G PORV 조절로 증기발생기 압력 및 RCS의 저온관 온도를 영출력 상태로 유지하여야 한다. 4시간후 운전원은 가압기 PORV를 이용하여 감압을 시도하고 원자로용기 상부헤드에 기포가 발생할 경우 상부헤드 배기밸브를 이용하여 기포를 제거하면서, 원자로냉각재계통 압력과 온도가 잔열제거계통 진입 조건에 도달하도록 한다. 냉각재 재고량 유지에는 체적제어계통의 충전계통 또는 안전주입계통이 사용된다.

미국에서는 Diablo Canyon 등의 원전에서 자연순환냉각 시험과 기술적 평가가 수행한 바 있으며[3-5], 특히 BNL-NUREG-41512[4]에서는 상기 시험을 수행한 원전에서 SRP 5.4.7 BTP RSB 5-1에 따라 발전소를 저온정지까지 냉각가능한 것으로 결론지었다. 고리 3,4호기 원자로용기 배기계통은 안전등급이며 가압기 PORV 및 S/G PORV는 소외전원상

실시 비상디젤발전기 및 축전지로부터 의 구동 및 제어전원을 공급 받도록 설계되어 있다. 따라서, 소외전원상실시에도 가압기 PORV 및 S/G PORV는 사용 가능하여 BTP RSB 5-1의 기준에 따른 자연순환냉각 수행에 필요한 안전설비를 갖추고 있다.

다만, 고리 3,4호기가 BTP RSB 5-1 기준을 만족하는지 여부에 대한 열수력학적 해석이 없는 관계로 국내 원전 주기적안전성평가의 일환으로 고리 3,4호기가 BTP RSB 5-1의 제한조건을 만족하는 자연순환냉각이 열수력측면에서 가능한지 여부를 일차적으로 판단하기 위한 자연순환냉각 해석을 수행하였으며 본 논문에서는 그 해석방법론과 결과를 다루고자 한다.

해석에 사용된 컴퓨터 코드는 MARS2.2이다. MARS는 원자력연구소에서 개발된 코드로써 노심 해석 코드인 COBRA-TF와 계통 해석 코드인 RELAP5/MOD3를 접합한 컴퓨터 코드이다. 본 자연순환냉각 해석에는 노심과 계통에 대해 모두 MARS2.2의 RELAP5/MOD3를 사용하였다. 자연순환냉각 해석은 정상운전 조건에서 잔열제거계통 진입조건까지 수행되었다. 발전소가 잔열제거계통 진입조건에 도달하면 더 이상 자연순환냉각 운전이 필요가 없다. 전체 자연순환냉각은 BTP RSB 5-1 요건에 따라서 고리 3,4 비상운전절차서 보조-0.2 [6] 및 고유기술배경서[7]의 해당부분을 적용하여 해석하였다.

2. 해석 방법론 및 가정

2.1 해석 방법론

MARS 2.2 컴퓨터 코드가 자연순환냉각 해석에 사용되었다. MARS 2.2 코드는 냉각재 상실 사고, 비냉각재 상실사고, 성능에 관련된 사고 등에 널리 사용되는 범용 코드이다. MARS 2.2에서 자연순환냉각에 사용되는 부분은 RELAP5/MOD3이다. RELAP5/MOD3는 이상유동 모델을 사용하기 때문에 감압 시 발생할 수 있는 원자로 상부의 기포에 의한 이상 유동 거동을 잘 해석할 수 있다.

자연순환냉각 해석에 대한 BTP RSB 5-1의 요구조건 및 허용조건을 정리하면 다음과 같다:

- 1) 안전등급 기기만 사용할 수 있다,
- 2) 소외전원상실과 가장 제한적인 단일고장을 가정하여야 한다,
- 3) 발전소는 소외전원상실 이후에 적어도 4시간동안 고온대기 상태를 유지하여야 한다,
- 4) 원자로용기 상부의 기포 형성은 그것이 정상 운전시 과냉각 상태에 있는 다른 부분에

- 영향을 주지 않는다면 허용될 수 있다,
- 5) 고온관은 반드시 과냉각을 유지하여야 한다,
 - 6) 냉각율은 비상운전 절차서에 의거하여 27.8 °C/hr 미만으로 유지하여야 한다,
 - 7) 잔열제거계통 진입 시점까지 냉각과 감압은 최소 보조급수탱크 용량 내에서 이루어져야 한다.

2.2 주요 가정

고리 3,4호기의 자연순환냉각 해석 수행의 기본가정 도출에는 APR1400의 표준안전성분석보고서[8]가 참조되었으며 아래와 같은 주요 가정이 사용되었다:

- 1) 발전소가 잔열제거계통 진입조건에 도달하면 발전소는 잔열제거계통을 이용하여 저온 정지에 도달할 수 있다. 자연순환냉각은 잔열제거계통 작동조건에서는 요구되지 않는다,
- 2) 해석은 BTP RSB 5-1의 제한사항을 준수하여 해석되었다. BTP RSB 5-1 제한사항은 단일고장을 가정한 소외전원상실과 안전등급 기기를 사용할 것을 요구한다,
- 3) 발전소는 초기에 정상운전 상태에 있는 것으로 가정한다. 즉 원자로 입구온도는 291°C이며, 가압기 압력은 155기압, 증기 압력은 66.3 기압을 유지한다. 이와 같은 발전소 초기 조건은 표 1에 제기되어 있다,
- 4) 초기사고는 소외 전원 상실로 인한 원자로냉각재펌프의 유동 상실이며, 이것에 의해서 원자로 정지와 터빈 정지를 가져오는 것으로 가정하였다,
- 5) 본 해석에 사용된 붕괴열 모델은 1979년 모델을 사용하였다. 본 자연순환냉각 해석은 발전소 성능요건을 평가하는 것이므로 최적해석방법을 사용하였다. 최적해석방법은 RELAP5/MOD3와 같은 최적해석 코드와 정상운전 시 발전소 조건 등을 사용하는 것이다,
- 6) 본 해석에서는 일차측 냉각에 S/G PORV를 이용하여 수행하였으며, 일차측 감압은 안전 등급계통인 가압기 PORV를 이용하였다.
- 7) 고리 3,4호기 고유기술배경서에 따라서 원자로용기 상부에 기포가 형성되지 않도록 25 °F/hr의 냉각율을 유지 하였다.
- 8) 보다 보수적인 계산을 위해 원자로 상부 CRDM을 통한 열제거는 없는 것으로 가정하였다.

그림 1은 MARS2.2의 고리 3,4호기 Nodalization 모델을 보여주고 있다.

2.3 자연순환냉각 해석상의 운전절차

성공적인 자연 순환 냉각 해석을 위해서 다음과 같은 순서에 따라서 해석이 수행되었다:

- 1) 해석의 단순화를 위해서 0초에 소외전원상실로 인해서 펌프의 전원이 상실되어 관성서행을 시작한다. 이로 인해서 원자로와 터빈이 중지되고, 주급수가 중단되며 보조 급수가 작동하게 된다.
- 2) 이후에 4시간동안 고온 대기 상태를 유지한다. 4시간이후에는 25 °F/hr의 냉각율로 일차측을 냉각한다. 일차측의 냉각은 S/G PORV를 이용한다. S/G PORV는 현실적인 운전원 조치시간을 고려하여 200초 (3.3분)간격으로 개도를 조절한다.
- 3) 운전원은 일차측을 감압 시에는 원자로가 충분한 과냉각이 유지될 때에 가압기의 PORV를 이용하여 감압한다. 감압은 일차측 온도가 과냉각 상태를 유지하도록 작동과 중지를 반복한다.

3. 해석 결과

그림 2는 원자로 출력을 나타내고 있다. 원자로 정지와 함께 원자로 출력은 잔열 상태로 감소한다.

그림 3은 0초에 소외전원상실로 인해서 RCP 펌프가 관성서행하는 것을 알 수 있다.

그림 4는 가압기 압력과 증기발생기의 압력을 나타내고 있다. 사고발생 후 S/G PORV의 자동 압력조절 운전에 의해 증기발생기 압력이 65 기압으로 유지되도록 되어 있고, 4시간 (14400초부터)의 고온정지 후에는 고리 3,4호기 비상운전절차서 보조-0.2(Rev. 4) 단계 6.2에 따라 운전원이 수동으로 S/G PORV 개도를 조절하여 일차계통 냉각을 수행하는 것으로 모사하였다.

일차계통 온도가 287 °C (560 K) 이하로 감소하는 17000초부터는 고리 3,4호기 비상운전절차서 보조-0.2(Rev. 4)에 따라 가압기 PORV를 이용하여 (보조-0.2의 단계 8.0 따르면 비안전등급인 유출수 계통이 가용한 경우에는 가압기 보조살수를 이용하여 감압하도록 되어 있으나 BTP RSB 5-1의 가정사항으로는 안전등급 기기만을 이용하는 것으로 가정하도록 하고 있으므로) 일차계통을 감압하기 시작하여 가압기 압력이 고리 3,4 비상운전절차서 보조-0.2에서 제시한 137 kg/cm²에 가까운 140기압에 도달하였을 때에 감압을 멈추었다. 그 이유는 일차계통에 50 °F 이상의 충분한 과냉각도가 확보되지 않았기 때문이다. 이 압력일 때에 50 °F이상 과냉각도가 유지되는 41000초에서 다시 감압을 하기 위해

서 가압기 PORV를 개방하였다. 압력이 70 기압에 도달하였을 때에도 같은 이유로 감압을 중단하고 충분한 과냉각도가 유지되기를 기다렸다가 (보조-0.2에 70 kg/cm²까지 감압하도록 되어 있음) 51000초에 다시 가압기 PORV를 이용한 감압을 시작하여 RHR 진입 압력인 29 기압까지는 53750초에 도달하였다.

그림 5는 냉각재 계통의 온도 추이를 보여주고 있다. 14400초(4 시간)부터 S/G PORV를 수동조작하여 냉각을 시작하였다. 그림 4에 따르면 본 사고에서 가정한 냉각율 25 °F/hr에 따라서 냉각이 되고 있는 것을 알 수 있다.

그림 6은 원자로 상부 기포율의 추이를 보여주고 있다. 42500초경에 기포를 형성하여 46000초경에 최대를 형성하다가 다시 감소하다가 50000초경에 다시 기포가 증가하여 원자로 상부 돔이 기포로 차게 된다. 이것은 그림 3의 가압기 압력 추이와 밀접한 관계가 있다. 가압기 PORV를 통해서 총 세 번의 감압이 이루어지는데, 이중에 두 번째와 세 번째의 감압시에 기포가 형성되는 것을 알 수 있다. 현재의 비상운전절차서는 원자로상부의 기포 발생시에는 보조-0.4를 사용하도록 하고 있으나, 만약에 원자로 상부의 기포를 발생시키지 않고 BTP RSB 5-1에 따라 자연순환 냉각을 수행하기 위해서는 두 번째와 세 번째의 가압기 PORV를 이용한 감압시에 50 °F 보다 더 충분한 과냉각도를 유지하였을 때에 감압을 수행하여야 한다. 보다 정확한 감압 정도는 보다 많은 민감도 해석을 통해서나 정해질 수 있으며 본 해석의 목적은 BTP RSB 5-1 요건에 따른 자연순환냉각이 가능함을 일차적으로 현시하기 위함임이 고려되어야 한다.

그림 7은 압력과 온도 곡선이다. 왼쪽의 경계선은 기술사양서 상에 주어진 제한곡선이며 오른쪽 곡선은 여유도를 감안한 포화온도 곡선이며, 자연순환냉각이 양 곡선 사이에서 수행되도록 허용하고 있다. 그러나 냉각곡선이 이 양단의 제한곡선 내에 든다고 해서 원자로 상부기포 발생이 억제되는 것은 아니나 본 해석 결과는 양단의 제한곡선을 만족하면서 발전소의 자연순환냉각 운전이 가능함을 보여준다.

그림 8과 9는 각각 보조급수 유량과 주입된 보조급수 적산량이다. 고리 3,4호기 보조급수 탱크 최소용량 470,000 gallon을 고려할 때에 현재의 자연순환냉각 운전은 냉각수 재고량 측면에서도 충분한 여유를 가지고 있음을 알 수 있다.

그림 10은 감압 시에 사용되는 가압기 PORV 유량을 나타내고 있으며 PORV의 개방으로 인하여 많이 진동하는 것을 알 수 있다. 이 이유는 가압기 수위가 충분히 감소하여 이상 유동이 밸브를 통해서 방출되기 때문인 것으로 판단된다. 보다 자세한 원인은 자세한 민감도 분석을 통해서 확인할 수 있다.

그림 11과 12는 냉각 시에 사용되는 S/G PORV의 개도와 방출유량을 나타내고 있다. 14,400초까지는 이차측 압력을 65 기압에 자동으로 유지되도록 되어 있고, 이 시간 이후부터는 냉각률이 25 °F/hr가 되도록 운전원이 작동하는 것으로 가정하였다. 실제 운전원의 작동을 고려하여 200초마다 한번씩 밸브를 작동하도록 하였다. 주어진 냉각률을 유지하기 위하여 15000초 이후부터 밸브의 개도를 계속 개방하나, 방출유량은 거의 일정한 것을 알 수 있다.

4. 결론 및 향후계획

국내 원전 주기적안전성평가의 일환으로 고리 3,4호기에 대해서 BTP RSB 5-1의 자연순환냉각 요건에 따른 성능해석을 최적해석 코드인 MARS의 한 module인 RELAP5/MOD3을 이용하여 수행하였다. 본 해석을 통해서 구축된 고리 3,4호기 자연순환냉각 해석 모델은 매우 잘 작동하는 것을 알 수 있었다.

고리 3,4호기에 대해 BTP RSB 5-1의 자연순환냉각 요건 (안전등급 기기, 소외전원상실과 가장 제한적 단일고장, 소외전원상실 이후 적어도 4시간동안 고온대기 상태 유지 및 36시간 내 저온정지 도달)과 비상운전절차서 고유기술배경서의 가정을 이용한 자연순환냉각 해석을 수행한 결과, 고리 3,4호기는 BTP RSB 5-1 요건에 부합하는 자연순환냉각이 가능함을 알 수 있었다.

본 해석을 통해 소외전원상실 후 자연순환냉각 시 원자로 상부에 기포가 발생할 수도 있음을 알 수 있었으나 이러한 기포는 일차계통 감압 시 과냉각도를 보다 더 충분히 확보하면 가능할 것으로 보인다. 그러나 과냉각도의 정도는 냉각율에 따라서 다를 수 있는데, 이는 보다 다양한 민감도 분석을 통해서나 결정될 수 있을 것이다. 본 해석을 통해서 현재에 구축된 고리 3,4호기 자연순환냉각 모델을 이용하여 비상운전절차서 보조를 위한 해석뿐만 아니라, 자연순환냉각 시 원자로용기 상부의 기포 발생을 억제하기 위한 과냉각도를 제공할 수 있을 것으로 판단된다. 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기에 대한 출력증강 사업을 통해 이러한 자연순환냉각에 대한 Full Scope 해석은 CENTS 코드를 이용하여 수행될 예정으로 있다.

5. 참고 문헌

- [1] NUREG-0800, Standard Review Plan 5.4.7 Residual Heat Removal System, Branch Technical Position RSB 5-1 Design Requirements of the Residual Heat Removal

System.

- [2] USNRC Generic Letter 81-21 Natural Circulation Cooldown, May 5, 1981.
- [3] J. H. Jo et al., Technical Evaluation Report for Diablo Canyon Natural Circulation, Boron Mixing, and Cooldown Test, A-3843, BNL, 1986.
- [4] J. H. Jo et al., Technical Evaluation Report for the Natural Circulation, Boron Mixing, and Cooldown at St. Lucie Unit 2, A-3843, BNL, 1988.
- [5] J. H. Jo et al., Evaluation of Natural Circulation Cooldown Tests Performed at Diablo Canyon, San Onofre, and Palo Verde Nuclear Power Plants, BNL-NUREG-41512, 1988.
- [6] 고리 원자력 3,4호기 비상운전절차서, 보조-0.2, 자연순환 냉각
- [7] Background Information for Westinghouse Owners Group Emergency Response Guideline, ES-0.2, Natural Circulation Cooldown, HP-Rev. 1, September 1, 1983.
- [8] APR1400 SSAR, Appendix 5D, "Natural Circulation Cooldown Analysis,"

표 1. 해석 초기조건

변수명	설계치	전산코드 계산치
원자로 출력 (MWt)	2775	2775
전체 원자로 유량 (kg/s)	14049	14145
전체 원자로 우회 유량 (kg/s)	796.5	769.5
원자로 용기 압력 강하(bar)	2.827	2.827
가압기 수위(%)	58	58.3
가압기 압력(bar)	155.13	155.13
원자로 냉각재 계통 유량(kg/s)	4683.0	4683.0
고온관 온도 (K)	599.0	599.0
저온관 온도 (K)	564.8	564.0
급수 유량 (kg/s)	521.0	521.4
증기유량 (kg/s)	521.0	521.4
증기압력 (bar)	66.3	66.3
증기발생기 수위 (%)	50.0	50.1
증기발생기 재순환율	3.7	3.82

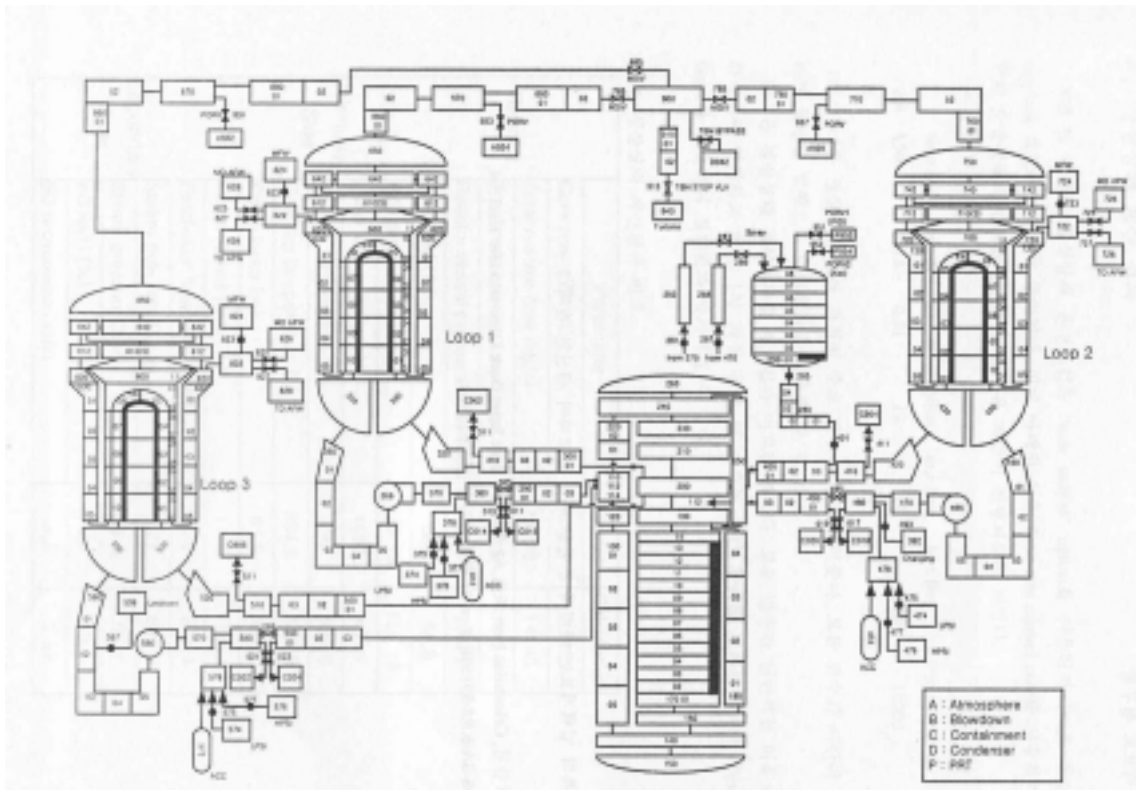


그림 1. 고리 3,4호기 Nodalization 모델

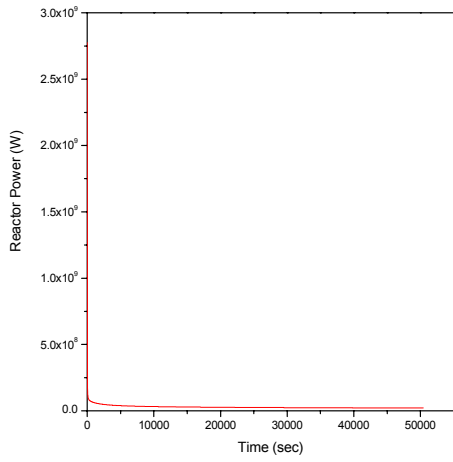


그림 2. 원자로 출력

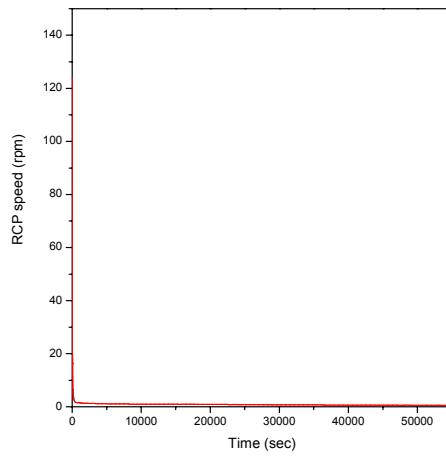


그림 3. RCP 속도

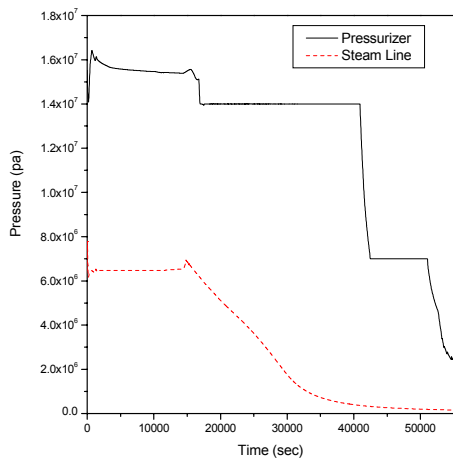


그림 4. 가압기와 이차측 압력

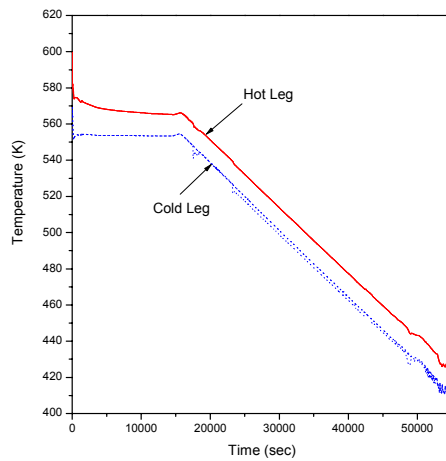


그림 5. 원자로냉각재계통 압력

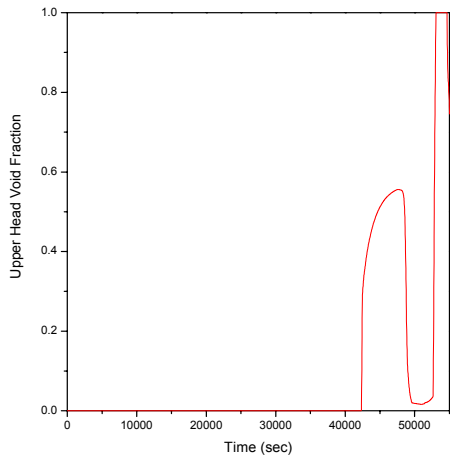


그림 6. 원자로용기 상부 기포율

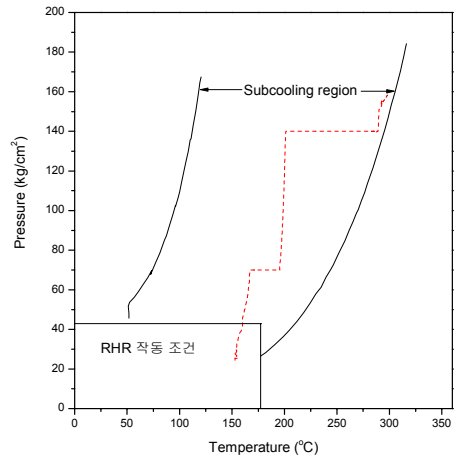


그림 7. 압력-온도 (P-T) 곡선

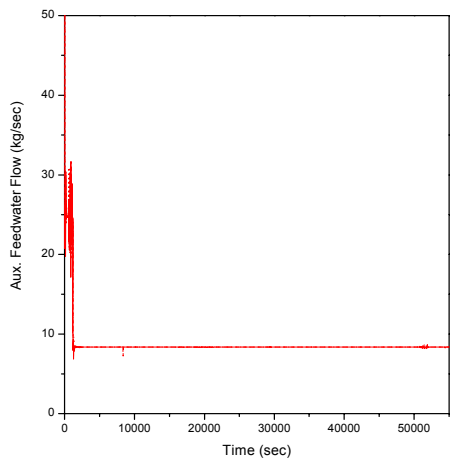


그림 8. 보조급수 유량

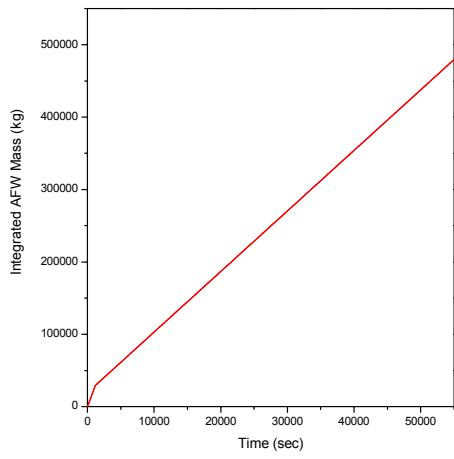


그림 9. 누적된 보조급수 질량

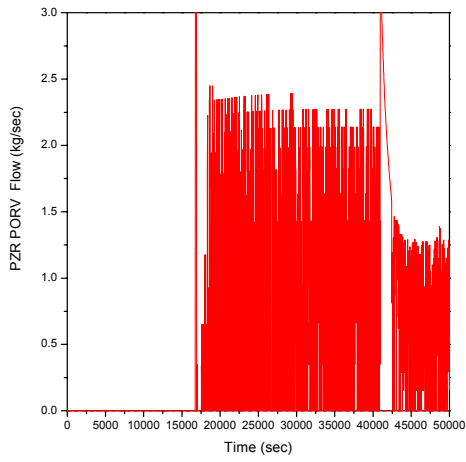


그림 10. 가압기 PORV 방출 유량

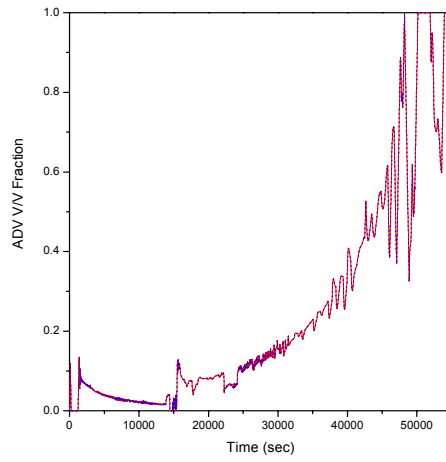


그림 11. S/G PORV 개도

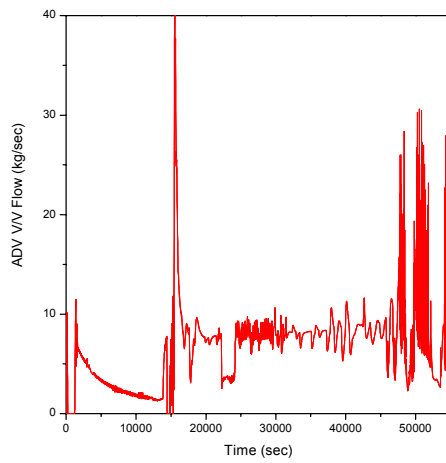


그림 12. S/G PORV (대기방출밸브)의 방출유량