

원자로정지불능 예상운전과도에 대한 RETRAN 민감도 분석

RETRAN Sensitivity Calculations for Anticipated Transient Without Scram

하상준, 이종호, 이창섭

전력연구원
대전시 유성구 문지동 103-16

요약

원자로정지불능 예상운전과도는 원자로 냉각재계통의 가압으로 인해 냉각재계통의 압력경계 건전성 확보 실패 및 원자로 노심 손상을 유발할 수 있는 사고로 국내외 규제기관에서 이에 대한 완화설비(AMSAC; ATWS Mitigating System Actuation Circuitry) 설치 및 UET(Unfavorable Exposure Time)를 일정 범위 이내로 제한할 것을 요구하고 있다. 본 연구에서는 최적분석코드인 RETRAN-3D/MOD3.1을 이용하여, 고리 1호기를 대상으로 주급수상실 ATWS 사고 및 터빈트립 ATWS 사고를 분석하고, ATWS 사고에 영향을 미치는 주요변수들과 AMSAC 작동관련 주요 변수들에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 분석결과 ATWS사고시 AMSAC 설치로 감속재 온도계수가 $-7\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$ 이하인 경우에 ATWS 사고를 완화시킬 수 있고, 가압기 압력을 ASME Service Level C의 허용압력 (3200psig) 이내로 유지시킬 수 있었다. 또한 고리 1호기는 터빈트립 ATWS 사고가 주급수상실 ATWS 사고 보다 더 제한적임을 알 수 있었다. ATWS 사고시 가압기 최대 압력에 영향을 미치는 변수들에 대한 민감도 분석결과, 감속재 온도계수, AMSAC 작동 후 터빈트립 시간 및 보조급수공급 시작시간, 가압기 PORV 용량 등은 그 영향이 크고, AMSAC 동작을 위한 증기발생기 수위 설정치와 보조급수계통 용량은 가압기 최대압력에 미치는 영향이 상대적으로 작았다.

Abstract

Best estimate analyses were performed for a loss of feedwater transient without scram and turbine trip without scram on Kori unit 1 using RETRAN-3D/MOD3.1 computer code. The results showed that the peak pressure for loss of feedwater ATWS and turbine trip ATWS with AMSAC did not exceed the ASME Code Level C limit criterion (3200psig) when MTC was less than $-7\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$. For the ATWS analysis, particular effort was given to the effects of varying the nodalization of steam generator secondary side and maximum time step size on primary side pressure response. The sensitivity of primary pressure response to moderator reactivity feedback coefficients, turbine trip time, auxiliary feedwater supply time, pressurizer relief capacity, auxiliary feedwater supply capacity, and steam generator level setpoint for AMSAC actuation was also studied.

1. 서론

원자로정지불능 예상운전과도란 원자로 정지를 유발하는 사건이 발생하였으나 제어봉 집합체가 노심내로 삽입되지 않아 부반응도 삽입에 실패하는 사건을 의미한다. 미국의 ATWS 규제법규인 10CFR50.62(b)에서는 ATWS를 10CFR50 Appendix A 일반설계기준에서 정의된 원자로 보호계통의 자동정지 기능상실로 발생할 수 있는 예상운전사건으로 정의하고 있다[1]. ATWS 발생시 발전소 2차 계통의 열제거 능력이 저하되거나 상실되는 경우, 노심의 열생성율과 원자로 냉각재계통의 열제거 능력간의 불일치 때문에 원자로 냉각재계통 압력이 급격히 증가하면서 중대사고로 진행될 가능성이 있어 안전성과 관련된 문제로 다루어지고 있다.

ATWS 발생가능성은 1960년대 말에 처음으로 미국 NRC에서 제기되었고, 실제로 1983년에 미국 Salem 1호기에서 원자로 자동정지가 실패한 사고가 발생하여, NRC는 Generic Letter 83-28[2]를 발행하여 발전소 정지분석, 안전관련 기기의 품질보증 및 정비작업에 대한 절차서 보완과 원자로 정지 차단기에 Auto Shunt Trip 기능 추가를 요구하였다. 최근 미국 NRC는 AMSAC(ATWS Mitigating System Actuation Circuitry)만 설치된 원전의 경우 UET(Unfavorable Exposure Time)을 5% 이내로 제한하고 있고, DSS (Diverse Scram System) 설치를 권장하고 있다[3]. 이에 따라 미국내 일부 발전소는 주기길이가 약 1,000 MWD/MTU 감소하는 등 원자력발전소 경제성이 저하되고 있다. 국내에서도 한국표준형 원전은 DSS와 AMSAC을 설치하였고, WH형 원전에 대해서는 AMSAC 설치가 진행되고 있다. 특히 규제기관에서는 고리 1호기 및 울진1, 2호기 AMSAC 설치에 대해 ATWS 분석 필요성을 제기하고 있고, UET가 5% 이하임을 입증하도록 요구하고 있다.

미국 NRC에서 요구한 ATWS 사고분석 지침[4]에 따르면 ATWS에 의한 사고완화 성공기준은 원자로 냉각재계통의 압력경계 건전성을 확보에 있고, 규제기준 제정 배경인 SECY-83-293[5]을 통해 ATWS 발생시 원자로 냉각재계통의 최대압력이 ASME Service Level C 제한치인 3200psig(21.96MPa)를 넘지 않아야 함을 제시하였다. 따라서, ATWS로 인한 1차 계통의 최대압력은 노심의 열생성율과 2차 계통의 열제거율에 의해 결정되는데 경수로 원전 안전심사 지침[6]에는 주급수상실, 부하상실, 복수기 진공상실, 소외전원 상실, 주증기관 차단밸브 닫힘, 제어봉의 부주의한 인출사고등에 대해 분석하도록 하고 있다. 지금까지의 연구 결과 주급수상실, 부하상실(터빈트립)사고가 ATWS 발생시 1차 계통의 압력이 가장 크게 증가되는 사고로 분류되고 있다[7-10].

본 연구에서는 RETRAN-3D/MOD3.1을 이용하여 고리 1호기 주급수상실, 부하상실(터빈트립) ATWS 사고시 열수력 거동을 분석하고, ATWS 사고시 냉각재계통의 최대 압력에 영향을 미칠 수 있는 증기발생기 2차측 모델, 최대 계산시간 간격, 감속재 온도계수(MTC; Moderator Temperature Coefficient), 가압기(PZR) 압력방출밸브(PORV) 및 보조급수계통 용량 등에 대한 민감도 분석을 수행하였다.

2. 분석 방법론

RETRAN 코드를 이용한 ATWS 사고분석 방법론을 NS-TMA-2182[7]와 RASP[11]를 참고하여 개발하였다. ATWS 사고는 원전 설계기준 사고가 아니므로 기존 안전분석과는 달리 최적 입력을 이용하되 적절히 보수성이 유지되도록 하였다. 특히 본 분석에서는 감속재 온도계수(MTC)는 분석결과에 매우 민감하므로 충분히 보수성을 고려한 참고문헌[7]의 방법을 이용하였다. 1차측 최대허용 압력은 ASME 코드 Service Level C 제한요건인 3200 psig를 적용하였다. 원자로 정지불능 예상운전과도 분석은 자동 원자로 긴급 정지와 제어봉이 삽입되지 않는다고 가정하고, 기타 계통 및 기기는 정상적으로 작동한다고 가정하였다.

본 사고분석을 위하여 고리 1호기의 1차 및 2차 계통을 그림 1과 같은 모델을 사용하였다. Base Case에서는 87개의 Volume과 120개의 Junction을 사용하고, 증기발생기 2차측은 12개의 Volume을 사용하여 2차측 수위 감소시 증기발생기 세관 노출로 인한 열전달 감소효과가 충분히 반영되도록 모델링 하였다. 발전소 각 제어 계통, 보호계통, 안전계통과 사고의 시작을 모사하기 위하여 151개의 트립과 259개의 Control Block을 사용하였다. 가압기는 Non Equilibrium Model, PORV 및 SV 노즐에는 Isentropic expansion homogeneous equilibrium critical flow model을 사용하였다.

3. 분석 결과

3.1 주급수상실 ATWS 사고 분석 결과

3.1.1 Base Case 분석 조건 및 가정

초기 조건은 100% 열출력에서의 원자로냉각재계통 최적 유량, 온도, 압력 조건을 사용하였다. 표 1에서와 같이 원자로 냉각재계통 유량은 971000gpm, 평균온도 574.0°F, 가압기 압력 2250psia이다. 2차측 압력은 증기발생기 돔 영역(volume 630, 730)에서 820psia이며 주급수 유량은 1044.44lbm/sec이다. MTC는 $-7\text{pcm}/^\circ\text{F}$ 를 사용하였다. 도플리온도계수(DTC; Doppler Temperature Coefficient)는 FSAR[12] 사고분석에 사용된 최대반응도계환에 해당하는 $-0.000029 \Delta\text{k}/^\circ\text{F}$ 값을 사용하였다. 도플리출력계수(DOP; Doppler Only Power Coefficient)는 고리 1호기 핵설계보고서의 BOL에 해당하는 값을 사용하였다.

사고분석은 0초에 주급수 상실이 시작되어 4초에 주급수가 완전히 상실되는 것으로 가정하였다. AMSAC 신호에 의해 터빈트립은 증기발생기 저-저 수위 신호 발생 2초 후 발생하고, 보조급수 계통은 증기발생기 저-저수위 신호 발생 60초 후에 기동되는 것으로 가정하였다.

원자로 제어계통 중 제어봉 제어계통은 작동하지 않고, 주급수가 초기에 상실되므로 증기발생기 수위제어계통도 작동하지 않는 것으로 가정하였다. 가압기 압력제어계통은 비례전열기, 보조전열기, 스프레이, 그리고 PORV는 모두 정상적으로 작동된다고 가정하였다. 가압기 수위제어계통은 유출유량과 충전유량을 사용하여 모사하였다. 주증기 덤프계통은 전부하 증기압에서 정격 증기유량의 40%로 가정하였다.

원자로 보호계통은 원자로 정지계통, 터빈 정지계통, 증기발생기 격리계통을 모델링하였다. 원자로 정지신호는 발생하지만 제어봉이 작동하지 않는 것으로 하여 ATWS 사고를 모사하였다. 터빈 정지는 증기발생기 저-저 수위 발생으로 인한 원자로 정지에 의해 발생하도록 하였으며, 지연 시간은 2초로 가정하였다. 증기발생기 격리계통은 MSIV(Main Steamline Isolation Valve)와 주급수 격리로 이루어지며 주증기관 저압력 신호에 의해 작동된다.

3.1.2 Base Case 분석결과

ATWS를 수반한 주급수상실사고의 주요 사건 전개는 다음과 같다. 0초에 주급수 정지가 발생한 후, 주급수 정지에 의해 증기발생기 수위가 감소하며 38초에 증기발생기 저-저수위가 발생하며, 2초 지연 후 40초에 터빈 정지가 발생한다. 1차 계통내 냉각재가 가열되면서 체적이 팽창하여 가압기 수위가 상승하게 되며, 프로그램된 수위와의 오차가 10% 이상이 되어 49초에 가압기 Backup Heater가 켜진다. 이후에는 가압기 및 증기 발생기의 PORV(Power Operated Relief Valve) 및 SV(Safety Valve)가 Cycling하면서 원자로 냉각재계통의 압력을 유지한다. 증기발생기 저-저 수위신호 발생 후 60초 후인 98초에 모터구동 보조급수펌프와 터빈구동 보조급수펌프가 기동된다. 149초에는 주증기관 저압력에 의해 MSIV가 격리되며 터빈 구동 보조급수가 정지된다. 600초까지 계산을 수행하였다.

원자로의 출력 및 열속은 그림 2 와 3에 나타내었다. 0 초에 주급수가 상실된 후 터빈 정지가 발생하기 이전에는 증기발생기내 증기가 터빈으로 방출되면서 원자로 냉각재계통의 급격한 온도 상승은 나타나지 않는다. 터빈 정지가 발생한 40초 이후에는 원자로 냉각재계통의 온도가 급격히 상승하여(그림 8) 음의 반응도가 삽입되어 출력이 감소한다. 이후 1차 계통의 압력이 상승하고 노심에 기포가 발생하면서 음의 반응도가 더 많이 삽입되어 출력은 지속적으로 떨어져 600초 경에는 정격 출력의 2.6% 정도만 발생한다.

가압기 압력은 원자로 냉각재계통의 온도 증가에 따라 증가하여 52초에 2350 psia에 도달하여 PORV가 개방된다(그림 5). 이후 주증기 덤프계통에 의해 온도 증가가 완화되고 스프레이 계통이 작동하여 가압기 압력이 감소한다. 하지만 그림 6에서와 같이 가압기 수위 증가로 인해 보조전열기가 기동되고 온도 증가가 지속되어 가압기 압력은 다시 증가한다. 증기발생기 2차측으로 열전달이 급격히 감소하는 90초 이후에(그림 11 및 12) 가압기 압력은 급격히 상승하여 121초에 최대 압력 3160psia에 도달한다. 96초에 가압기 SV가 개방된다. 증기발생기 저-저수위 신호 발생 후 60초가 경과하여 모터구동 보조급수펌프와 터빈구동 보조급수펌프가 기동되고, 가압기 압력은 감소한다. 증기발생기 2차측 압력변화는 그림 9에 나타내었다. 터빈 정지 후 증기발생기 2차측 압력은 증가하기 시작하여 51초에 PORV가 개방되고 55초에 SV가 개방된다. 그림 10에서와 같이 지속적인 증기 방출로 인해 증기발생기 냉각재 재고량이 감소되어 열전달이 저하됨에 따라 100초 이후에는 증기발생기 2차측 압력이 급격히 감소하고 149초에 주증기관 저압력 신호가 발생하여 MSIV가 닫혀 압력은 다시 증가한다.

3.2 민감도 분석

그림 13은 RETRAN 모델시 증기발생기 volume 수에 따른 가압기 압력변화를 보여준다. 증기발생기 volume 수는 downcomer와 습분분리기, 돔 영역은 고정된 채 증기발생기 세관을 둘러싼 2차측 체적을 2, 4, 8 및 16개의 volume으로 나누었을 경우에 대해 분석하였다. 그림 13에서 volume 수가 8개와 16개일 경우 가압기 최대 압력 및 압력변화는 비슷한 결과를 보여주고 있고, volume 수가 적은 2개와 4개일 경우에는 가압기 최대 압력 및 압력변화는 상당한 차이를 보여주고 있다. 이는 증기발생기 2차측 열전달 영역의 체적을 세분화하여 모델할 경우 2차측 기포율 변화에 따른 열전달 현상을 보다 잘 예측한 결과이다.

그림 14는 최대 계산시간 간격에 따른 민감도 분석결과를 나타내었다. 최대 계산시간 간격을 0.1, 0.01 및 0.001초에 대해 분석한 결과, 가압기 최대 압력은 각각 3160, 3159, 3137psia로 최대 계산시간 간격에 따른 가압기 최대 압력 및 압력변화에 미치는 영향은 적다. 그림 15는 감속재 온도계수에 따른 가압기 압력변화를 보여준다. 감속재 온도계수는 $-5\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$ 에서 $-10\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$ 까지 분석한 결과, 가압기 최대 압력은 감속재 온도계수 증가에 따라 거의 선형적으로 증가하고, 최대 압력은 3376($-5\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$), 3233($-6\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$), 3160($-7\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$), 3055($-8\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$), 2967($-9\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$), 2879($-10\text{pcm}/^{\circ}\text{F}$)로 나타났다. 그림 16은 AMSAC 작동을 위한 증기발생기 수위 설정치가 사고완화에 미치는 영향을 평가하기 위하여 수위 설정치를 10%에서 40%까지 변화시키면서 가압기 최대압력에 미치는 영향을 분석하였다. 분석결과 설정치가 10, 21, 30, 40%에서 가압기 최대압력은 각각 3167, 3160, 3091, 3120psia로 높은 수위에서 AMSAC 신호가 발생할 경우 가압기 최대압력은 약 40psia 정도 작아진다. 그림 17은 AMSAC 작동후 터빈트립이 발생하는 시간에 따른 가압기 압력변화를 보여준다. 터빈트립 발생시간을 2, 30 및 60초로 가정하여 분석한 결과, 가압기 최대압력은 각각 3160, 3227, 3425psia로 터빈트립을 빨리 시킬 경우 가압기 최대압력은 줄어들고 사고완화 효과가 크다. 그림 18은 AMSAC 작동후 보조급수 동작 시작시간에 따른 가압기 압력변화를 보여 주고 있다. 보조급수는 AMSAC 동작후 20, 30, 60 및 90초 후에 공급되는 경우에 대

하여 분석한 결과, 가압기 최대압력은 각각 3098, 3123, 3160, 3201psia로 보조급수 공급이 빨리 이루어 질 경우 가압기 최대 압력은 감소한다. 그림 19는 가압기 PORV 용량에 따른 가압기 압력 변화를 보여준다. PORV가 2대 모두 가용할 경우에 최대 압력은 3160psia 이지만, 1대의 PORV만 가용할 경우에 최대압력은 3458psia로 증가하고, 2대 모두 가용하지 않을 경우에는 3849psia 까지 증가한다. 또한 1대의 PORV가 열린 후 닫히지 않았을 경우에는 최대압력이 약 3096psia로 사고 결과에 큰 영향을 미치지 않는다. 그림 20은 보조급수계통 용량에 따른 가압기 압력변화를 보여 준다. 2대의 모터구동 보조급수 펌프 및 1대의 터빈구동 보조급수가 모두 가용할 경우에 가압기 최대압력이 3160psia이나, 보조급수펌프의 일부가 사용 불가능할 경우 가압기 최대압력은 약 40psia 증가한다.

3.3 터빈트립 ATWS 사고분석 결과

터빈트립 ATWS 사고는 0초에 복수기 진공 상실, 터빈트립 및 주급수 상실이 시작되며 원자로 정지가 일어나지 않는 상태로 과도 상태가 진행된다. 주급수는 0초에 급수가 상실되기 시작하여 4초 후에 완전 상실되는 것으로 가정하였다. 터빈트립 ATWS 사고분석 조건은 주급수상실사고 ATWS 사고분석 조건과 유사하나, 증기덤프계통 및 터빈구동 보조급수는 사용하지 않는다.

그림 21 및 22는 터빈트립 ATWS 사고시 가압기 및 증기발생기 압력변화를 보여준다. 0초에 터빈트립, 주급수 정지 및 복수기 정지가 발생한 후 1차측 및 2차측은 가압되기 시작한다. 가압기 압력은 상승하여 9초에 PORV가 개방되고, 2차측 증기방출로 인한 냉각으로 1차측 압력은 일정하게 유지하다가 증기발생기 2차측으로 열전달이 현저히 감소하는 104초 이후에 급격히 상승하기 시작하여 129초에 최대압력 3187psia에 도달한다. 증기발생기 2차 계통은 11초에 증기발생기 PORV가 개방되고, 13초에 안전밸브가 열린다. 이후 증기발생기 세관이 노출되어 열전달이 감소하기 시작하는 80초경까지 1차측은 증기발생기 PORV 및 안전밸브를 통한 증기방출로 냉각된다. 약 58초경에 증기발생기 저-저수위 신호가 발생하고, 이후 60초 후인 118초에 보조급수계통이 작동하여 2차측 압력이 감소하기 시작한다. 터빈트립 ATWS로 인한 가압기 최대압력은 주급수상실 ATWS의 최대압력 3160psia보다 약 27psia 높아 터빈트립 ATWS 사고가 주급수상실 ATWS보다 더 제한적인 사고임을 알 수 있다.

4. 결론

최적분석코드인 RETRAN 코드를 이용하여 ATWS 사고에 대한 분석 방법론을 개발하고, 고리 1호기를 대상으로 주급수상실 ATWS 사고 및 터빈트립 ATWS 사고에 대한 사고분석과 민감도 분석을 수행하였다. 분석결과 AMSAC 설치로 감속재 온도계수가 $-7\text{pcm}/\text{F}$ 인 경우에 주급수상실 ATWS로 인한 가압기 최대압력은 3160psia, 터빈트립 ATWS의 경우에는 3187psia로 가압기 압력을 기준으로 ASME Service Level C의 허용조건인 3200psig를 만족시킬 수 있었다. 또한, 고리 1호기는 터빈트립 ATWS 사고가 주급수상실 ATWS에 비해 더 제한적임을 알 수 있었다. 민감도 분석결과 RETRAN 코드를 이용하여 ATWS 사고를 분석할 경우 증기발생기 2차측을 세분하면 안정적인 분석결과를 얻을 수 있었다. 주급수상실 ATWS 사고시 가압기 최대 압력에 큰 영향을 미치는 변수는 감속재 온도계수, AMSAC 작동 후 터빈트립 시간 및 보조급수 공급 시작시간, 가압기 PORV 용량이고, AMSAC 동작을 위한 증기발생기 수위 설정치와 보조급수계통 용량이 가압기 최대압력에 미치는 영향은 상대적으로 작다.

향후 고리 1호기 ATWS사고에 대한 최적평가를 위해서 가압기 모델에 대한 민감도 분석 및 주기별 감속재 온도계수에 대한 고려가 필요하다.

감사의 글

과학기술부 원자력연구개발 중장기 과제 “원전 주기적 안전성평가 기술개발”의 세부과제 “원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”의 일환으로 본 연구를 수행하였습니다.

참고문헌

- [1] "Requirements for Reduction of Risk from ATWS Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants," 10 CFR 50, Part 50.62, 1984.
- [2] "Required Actions Based on Generic Implications of Salem ATWS Events," Generic Letter 83-28, U.S. NRC, 1983.
- [3] "Byron Station, Units 1 And 2, and Braidwood Station, Units 1 And 2 - Regarding License Amendment for Controlling Unfavorable Exposure Time Related to an ATWS Event," U.S. NRC Letter To Exelon Company, 2003.
- [4] "Anticipated Transients Without Scram for Light Water Reactors", NUREG-0460, U.S. NRC, 1978
- [5] W.J. Dircks, "Amendments to 10 CFR 50 Related to Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events," SECY-83-293, USNRC, 1983.
- [6] "경수로형 원전 안전심사지침", 한국원자력안전기술원, 1999.
- [7] "ATWS submittal," Letter from T.M. Anderson (Westinghouse) to Dr. S.H. Hanauer, NS-TMA-2182, 1979.
- [8] "Joint Westinghouse Owners Group/ Westinghouse Program: ATWS Rule Administration Process," WCAP-11992, Westinghouse Owners Grop, 1988.
- [9] "WOG Risk-Informed ATWS Assessment and Licensing Implementation Process," WCAP-15831-P, Westinghouse, 2002.
- [10] 오덕연, 방영석, "ATWS 사고시 AMSAC 설치에 따른 대응 능력 분석," 2002춘계학술발표회, 한국원자력학회, 2002.
- [11] "The Reactor Analysis Support Package(RASP)," EPRI NP-4498, EPRI, 1986.
- [12] "Final Safety Analysis Report: Korea Nuclear Unit 1," KHNP.

표 1 주급수상실 ATWS 사고분석 초기조건

	Condition	Value
Power	100%	1723.5 MWt
RCS Flow	Best Estimate	971000 gpm
Average Temperature	Nominal	574.0 °F
PZR Pressure	Nominal	2250 psia
PZR Level	Nominal	55 %
SG Pressure	Nominal	820 psia
SG Level	Nominal	56.2 %
Feedwater Enthalpy	Nominal	412.7 btu/lbm
FW/Steam Flow	Nominal	1044.44 lbm/sec

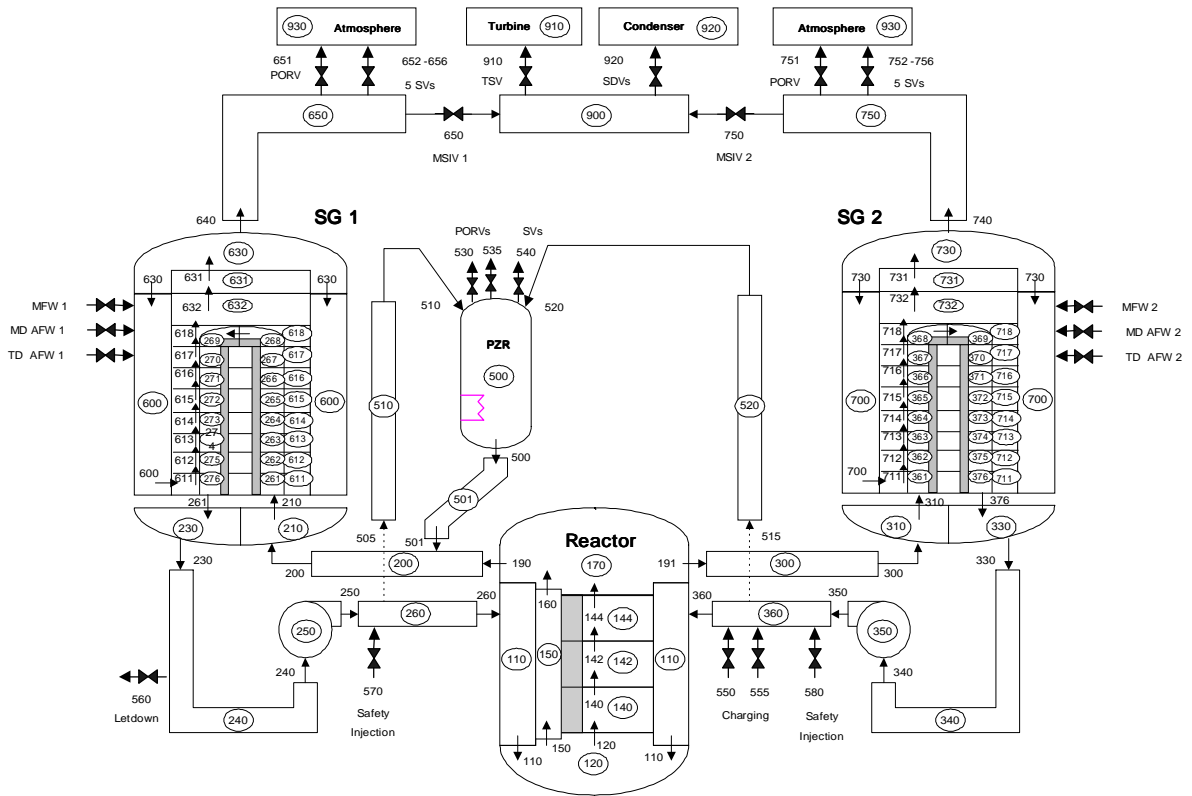


그림 1. 고리 1호기 ATWS 분석을 위한 RETRAN 계통분석 모델

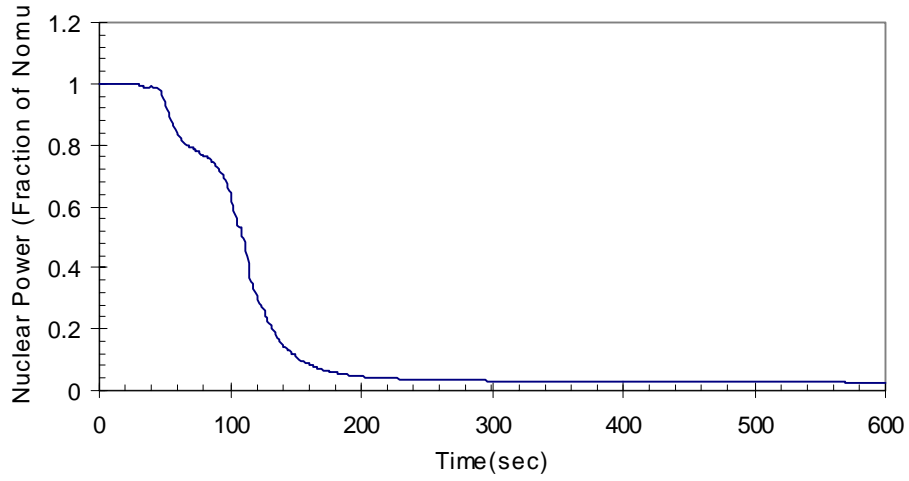


그림 2. 주급수상실 ATWS시 원자로 출력 변화

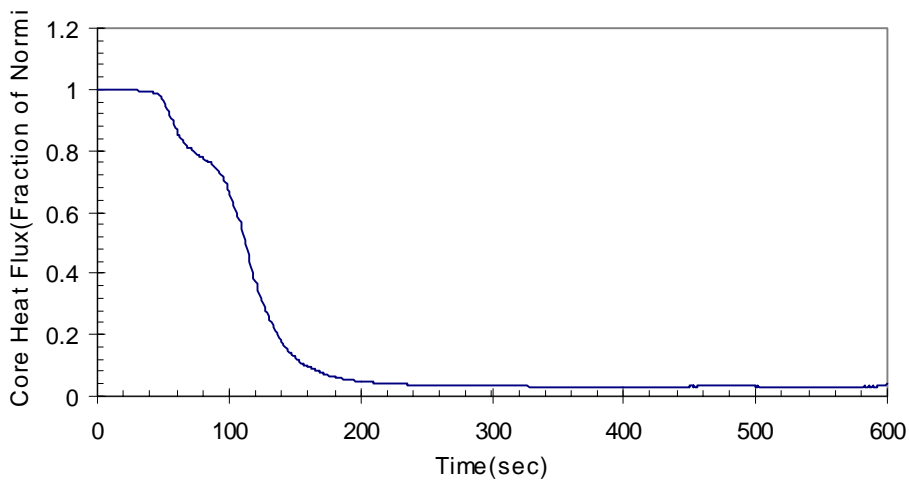


그림 3. 주급수상실 ATWS시 노심 열 유속 변화

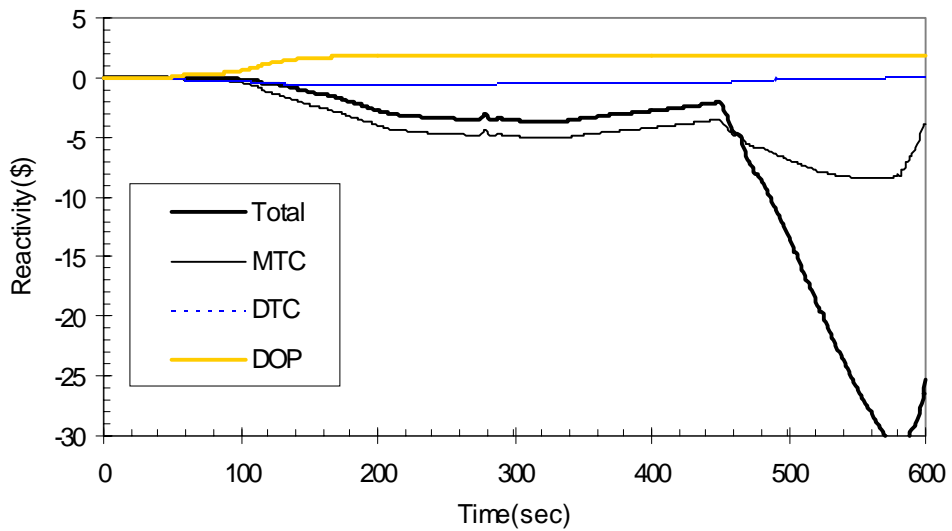


그림 4. 주급수상실 ATWS시 반응도 변화

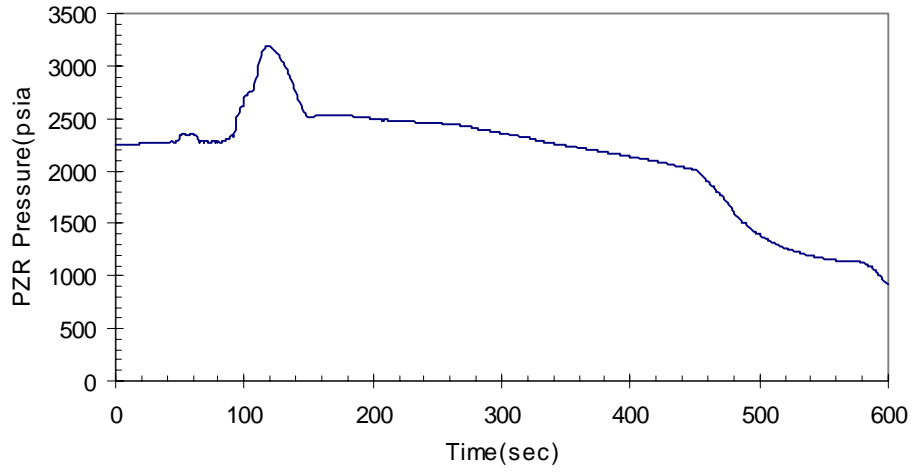


그림 5. 주급수상실 ATWS시 가압기 압력변화

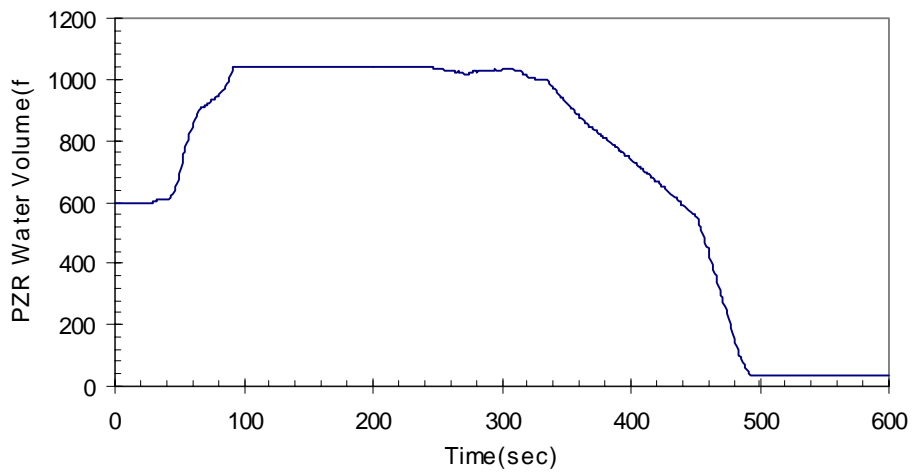


그림 6. 주급수상실 ATWS시 가압기 냉각재 체적 변화

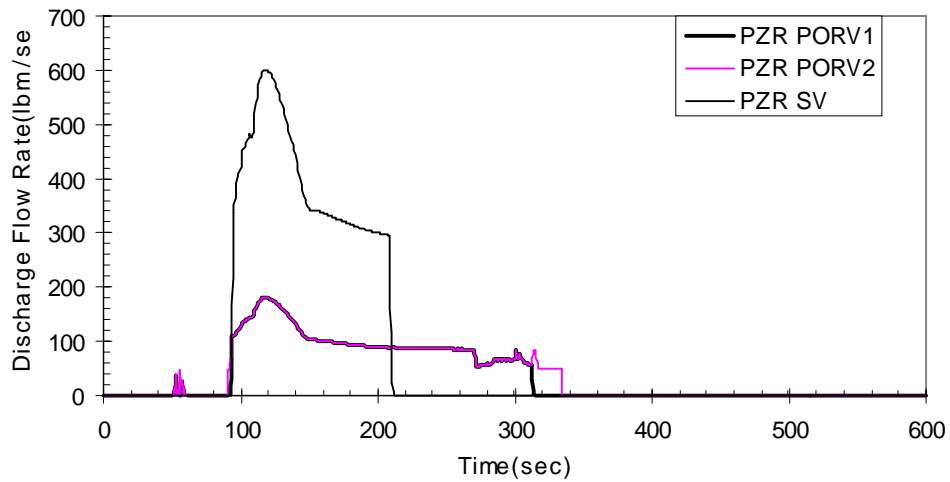


그림 7. 주급수상실 ATWS시 가압기 PORV 및 SV 방출 유량 변화

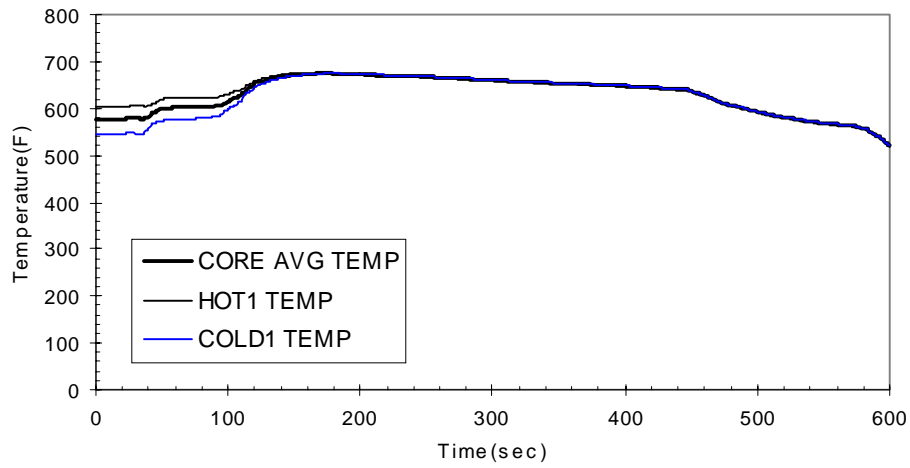


그림 8. 주급수상실 ATWS시 고온관 및 저온관 냉각재 온도 변화

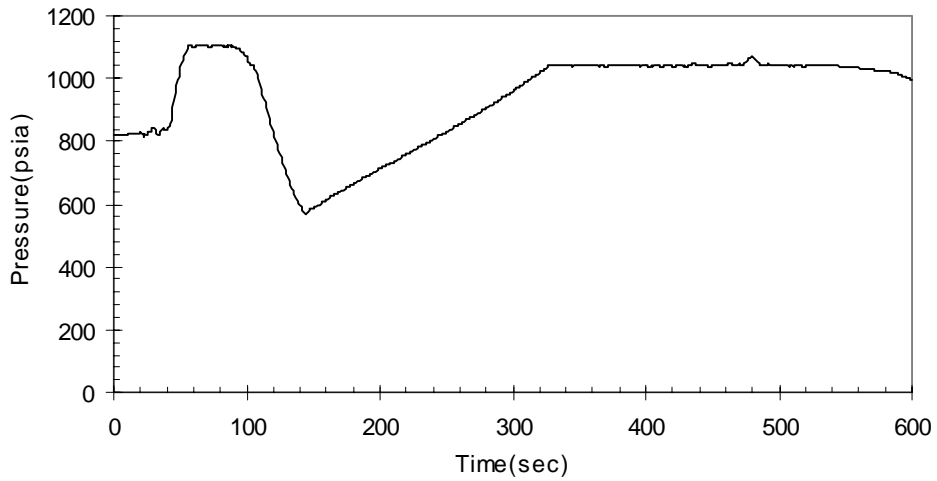


그림 9. 주급수상실 ATWS시 증기발생기 2차측 압력 변화

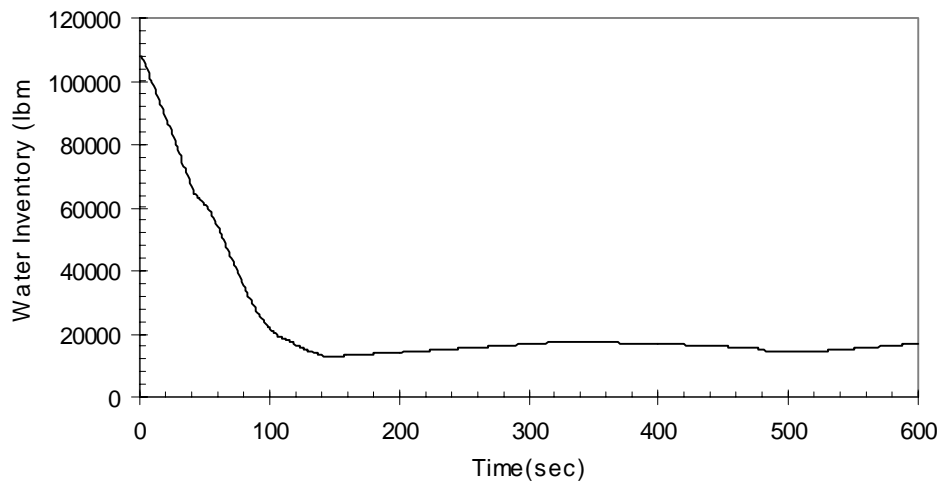


그림 10. 주급수상실 ATWS시 증기발생기 2차측 냉각재 재고량 변화

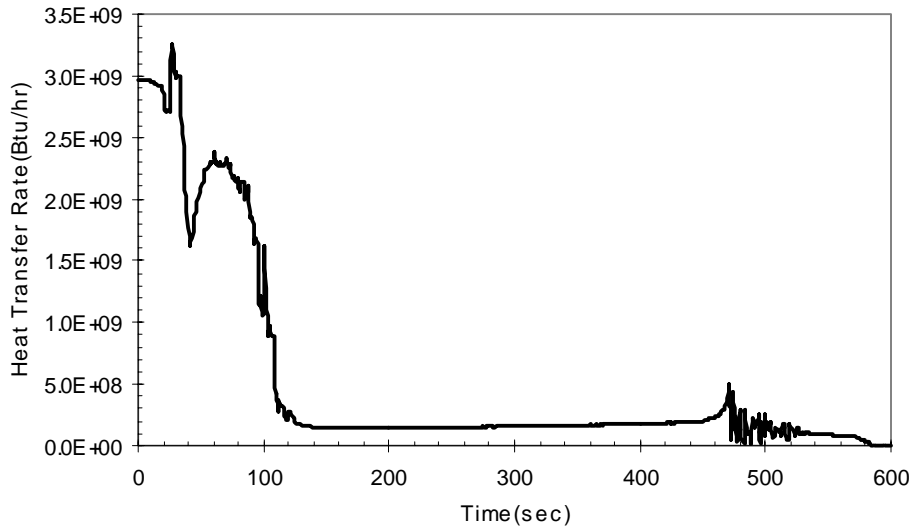


그림 11. 주급수상실 ATWS시 증기발생기 2차측 열전달율 변화

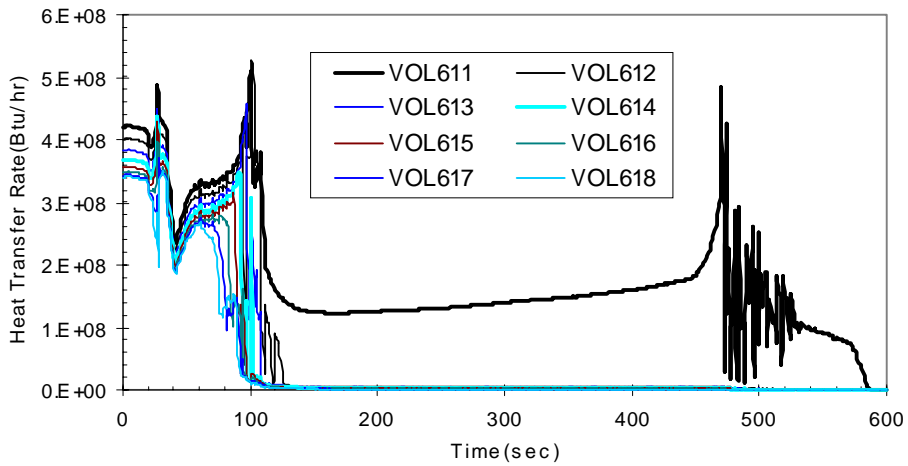


그림 12. 주급수상실 ATWS시 증기발생기 2차측 위치별 열전달율 변화

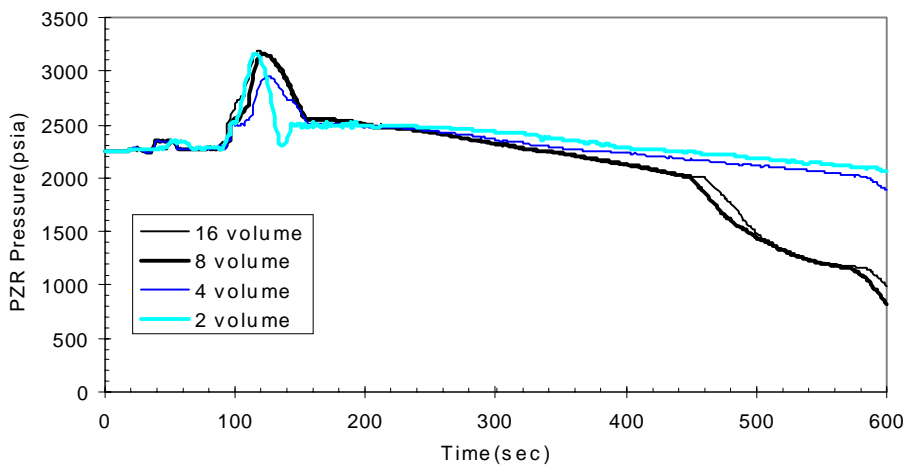


그림 13. 주급수상실 ATWS 분석시 증기발생기 2차측 volume 수에 따른 가압기 압력변화

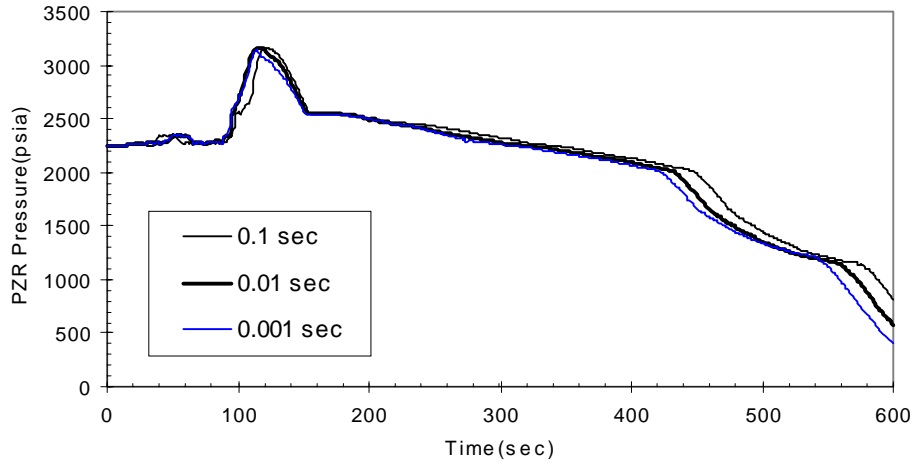


그림 14. 주급수상실 ATWS 분석시 최대 계산시간 간격에 따른 가압기 압력변화

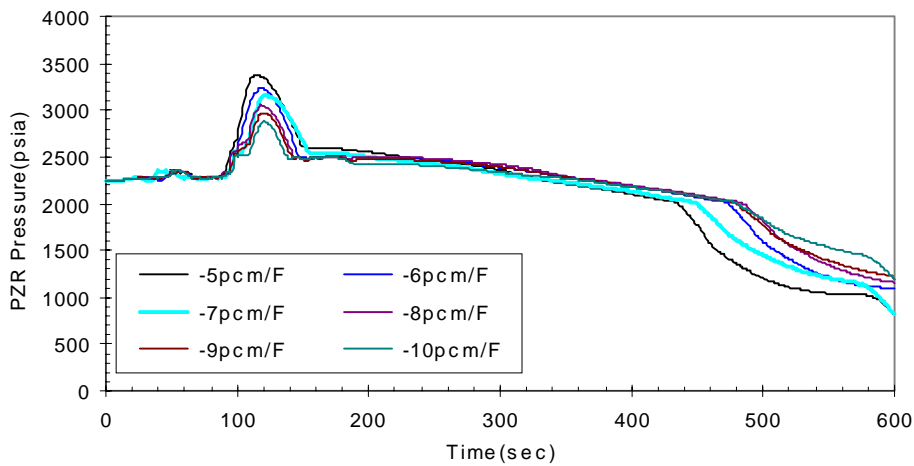


그림 15. 주급수상실 ATWS시 감속재 온도계수에 따른 가압기 압력변화

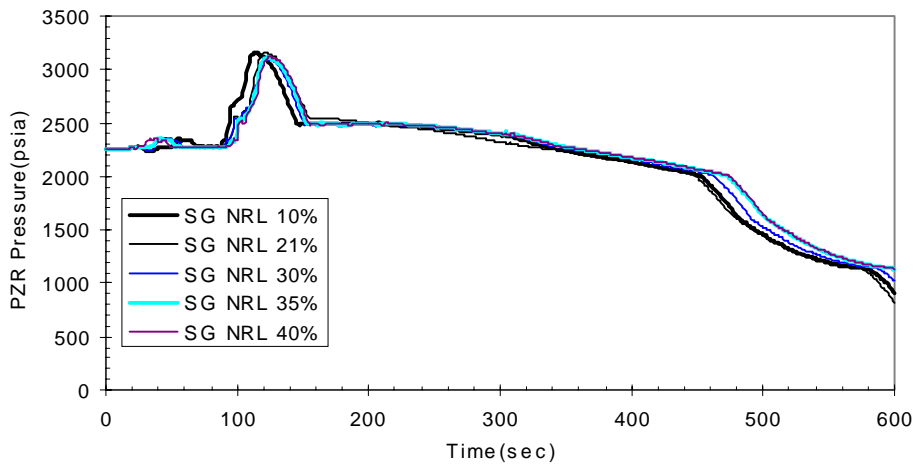


그림 16. AMSAC 작동 증기발생기 수위에 따른 가압기 압력변화

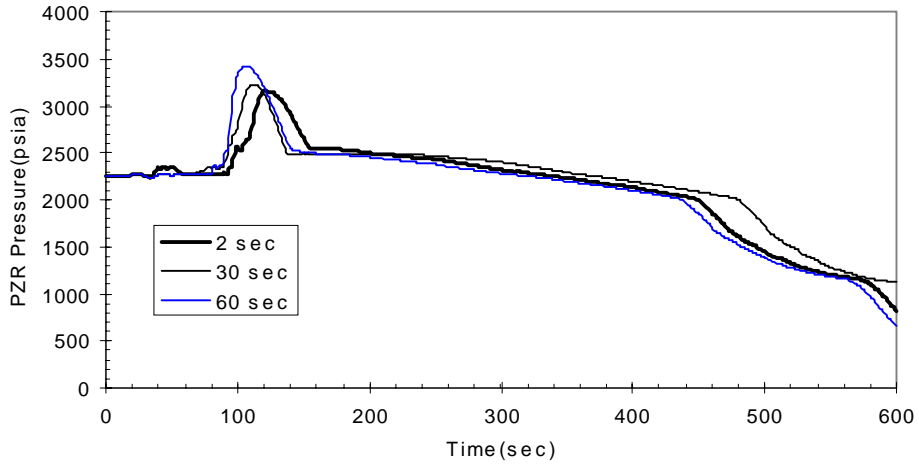


그림 17. AMSAC 작동후 터빈트립 시간에 따른 가압기 압력변화

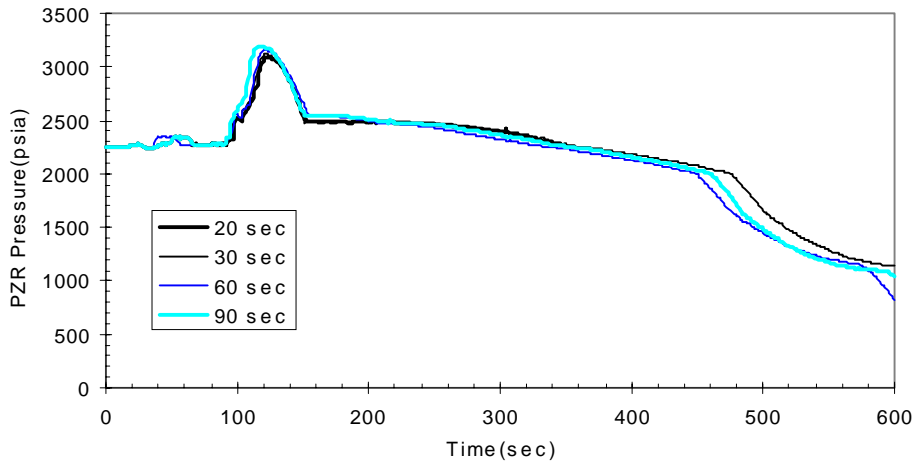


그림 18. AMSAC 작동후 보조급수 동작시작 시간에 따른 가압기 압력변화

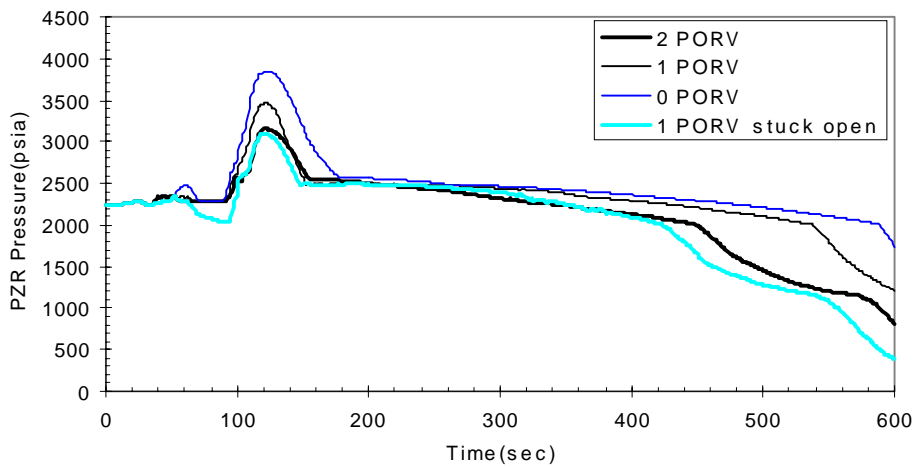


그림 19. 가압기 PORV 용량 및 열림 고착에 따른 가압기 압력변화

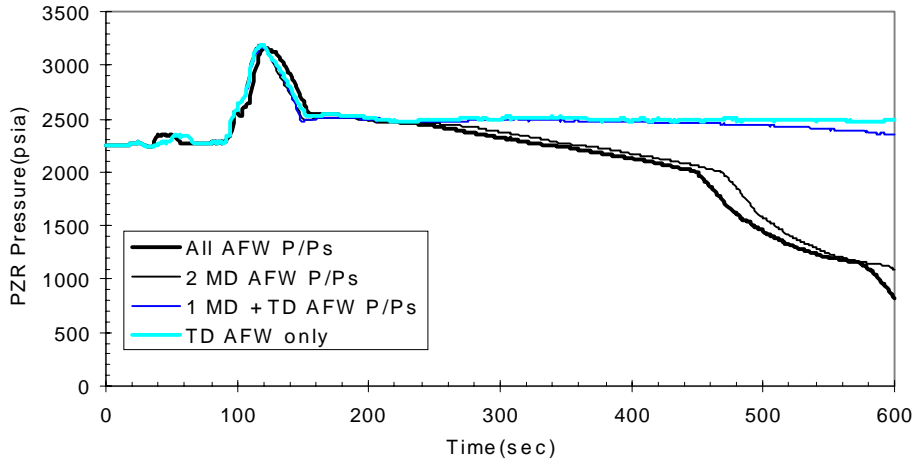


그림 20. 보조급수계통 용량에 따른 가압기 압력변화

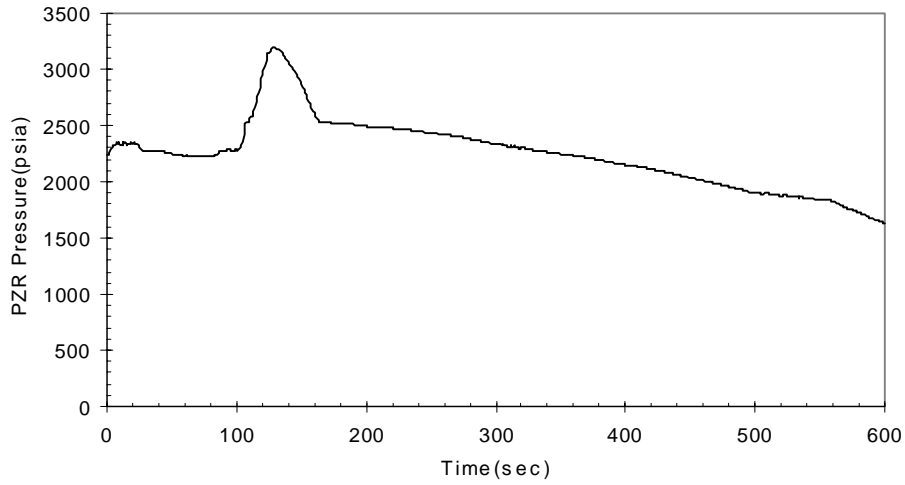


그림 21. 터빈트립 ATWS 사고시 가압기 압력변화

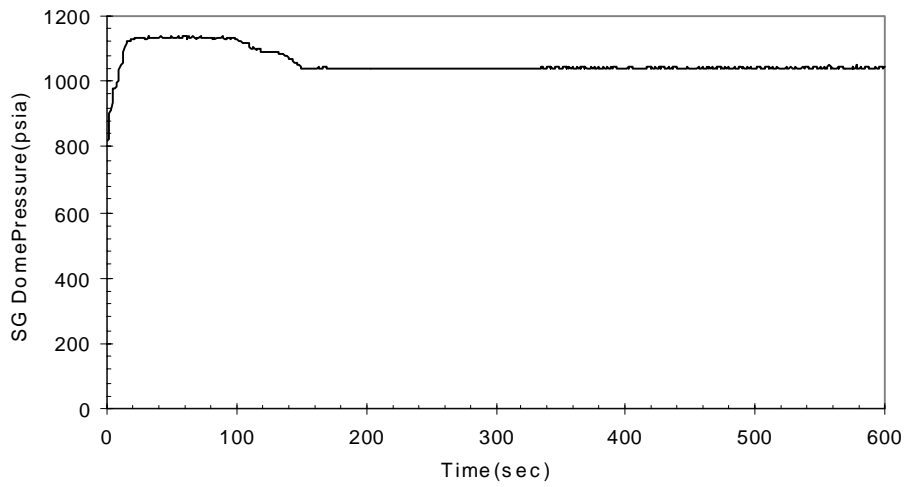


그림 22. 터빈트립 ATWS 사고시 증기발생기 압력변화