2002 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

# ATWS 사고시 AMSAC 설치에 따른 대응 능력 분석

## Safety Evaluation during ATWS with/without AMSAC

오덕연, 방영석
한국원자력안전기술원
대전시 유성구 구성동 19

### 요 약

원자로정지불능예상과도(ATWS)는 원자노심 손상 및 대량의 방사능 물질의 방출을 가져올 수 있는 사고로, USNRC 10 CFR 50.62에서는 웨스팅하우스형 발전소에 대해 원자로보호계통과는 별도로 터어빈정지와 보조급수계통의 공급을 위한 ATWS 완화설비(AMSAC)를 설치하도록 요구한다. 최근에 국내에서도 WOG 방법론을 근거로 고리1호기에 대한 AMSAC 설비의 설치가 신청된 상태이다. 본 연구에서는 점동특성모델을 가진 RELAP5/Mod3.3beta 코드를 이용하여, 고리1호기 16주기의 ATWS 사고시 주요 안전변수인 최대 냉각재계통 압력을 평가하였다. 주급수상실사고에 의한 ATWS 해석결과, 주기초, 전출력에서 –6.1 pcm/°F MTC, 21% 증기발생기 저-저 협역수위 신호에 의해 발생하는 AMSAC 신호 (25초 지연)에 대해 최대압력은 ASME 압력제한치인 21.96 MPa을 초과하지 않았다. 하지만, 가압기 PORV 하나의 개방 실패는 제한치를 초과하였고, 터어빈과 보조급수정지의 허용반응시간은 큰영향을 미치지 않는다. –5.3 pcm/°F MTC와 그에 해당되는 붕소농도 이상에서는 제한치 근처이거나 기준을 초과하는 결과를 얻었다. AMSAC 발생신호인 증기발생기 수위 정지설정치를 30%로 높여 분석한 결과, 최대 압력 감소 현상이 두드러졌고, 터어빈 정지신호 지연에 따라 압력이 점차 증가하였다. 이런 관점에서 AMSAC 설치는 신호발생 설정치가 적절할 경우 최대 압력을 감소시키는 효과적인 수단이 될 수 있다.

### Abstract

The ATWS (Anticipated Transients Without Scram) is the major concern resulting in damaging of the reactor core and releasing of a large amount of radioactive fission products. For Westinghouse PWRs, the requirement as stated by the ATWS rule, 10 CFR 50.62, should be met by the installation of ATWS Mitigating System Actuation Circuitry (AMSAC) to initiate a turbine trip and actuate auxiliary feedwater system independent of the existing reactor protection system. Recently, a licensing application of AMSAC installation was proposed for

the Kori Unit 1 nuclear power plant based on WOG methodology. In this study, to calculate the peak RCS pressure, the systems of Kori-1 are modeled, consisting of 152 hydrodynamic volumes, 18 junctions, and 55 heat structures, and the RELAP5/Mod3.3beta computer code with point kinetics core model was used. The results showed that the Moderator Temperature Coefficient (MTC) is the critical role to the peak RCS pressure. Assuming –6.1 pcm/°F MTC for Kori-1, the peak pressure for loss of feedwater with AMSAC generated by 21% SG Lo-Lo level (25 second AMSAC signal delay) starting from the initial full power operation early in core life did not exceed the ASME Code Level C service limit criterion (21.96 MPa for Westinghouse plants), but single failure of PORV capacity results in exceeding 21.96 MPa. Also, the allowable response time of turbine or auxiliary feedwater trip in addition to the signal actuation delay could have an insignificant impact on the peak RCS pressure. The peak pressure for –5.3 pcm/°F MTC corresponding to 1609.24 ppm boron concentration was 21.86 MPa near the limit, while for 1800 ppm was above the limit. Furthermore, if the AMSAC is generated with higher SG level setpoint (30%), the peak RCS pressure is decreased more effectively more than 90 psia compared to no AMSAC. For the turbine trip delay, the RCS pressure monotonously increased, but this trend appears restrictively for the auxiliary feedwater delay due to the small flowrate. Therefore, to reduce the peak RCS pressure, AMSAC can give the effective means to alternatively trip turbine and actuate the auxiliary feedwater not exceeding the ASME criteria, if the steam generator setpoint is properly determined.

## 1. 서론

원자로 정지불능 예상과도 (Anticipated Transient Without Scram)는 예상운전과도시 원자로정지가 일어나지 않는 사고로, 노심 용융이나 외부로의 방사선 누출이라는 매우 심각한 결과를 가져올 수 있다. 실제로 미국 Salem 원전에서는 이 사고에 해당되는 과도 상태를 경험한 바 있다. 원자로 정지불능 예상과도는 1960년대 후반부터 매우 중요한 안전 현안으로 제기된 이래 규제기관과 산업체에서 꾸준히 연구되어 왔다. 1983년 미국 원자력규제위원회가 ATWS에 대한 규제 조치로서 SECY-83-293[1]를 제시한 바와 같이, ATWS 규제의 목적은 ATWS 사고로부터의 위험을 허용 가능한 수준까지 줄이는 데 있었다. 이러한 규제 조치에 대해 웨스팅하우스는 가압경수로의 경우에 ATWS 완화 설비로써 AMSAC (ATWS Mitigating System Actuation Circuitry)의 설치를 제시하였다[2]. 또한, ATWS에 의한 과압 기준은 냉각재 최대압력이 ASME 코드 Service Level C service 제한요건인 21.96 MPa (3200 psig)으로 원자로 냉각재 계통 압력경계를 유지해 준다. 그러나 압력이 제한치 이내로 유지되더라도, 붕산 주입이 가능한 압력까지 압력을 감소시켜야 한다. 1984년 미국 원자력안전규제위원회는 그동안 축적된 연구 결과와 규제 조치들을 정리하여 ATWS에 대한 규제 요건으로서 10 CFR 50.62[3]를 발효하였다.

국내의 웨스팅하우스형 원전인 고리 1호기에 대해서는 한국수력원자력 주식회사(이후 한수원)가 ATWS에 대비해 기존의 원자로 보호계통외에 다양성의 보호계통으로서 ATWS 완화설비 (AMSAC)의 설치를 위한 안을 신청한 바 있다. 여기서는 참고문서 [2]의 웨스팅하우스 방법론에 근거해서 주요 변수에 대한 비교를 통해서 냉각재계통의 최대 압력치를 추정하였으며, 고리1호기에 대한 고유 해석 결과는 제시되지 않았다. 그러나 이 결과는 계통 최대압력이 모든 변수에 대해 선형적인 관계를 유지한다는 가정에서 출발하기 때문에 많은 불확실성이 내재될 수 있다. 실제로 원자력 발전소 계통에서의 열수력 현상은 매우 복잡하고 비선형적인 성향을 보일 때가 많다. 따라서 이 방법론에 대한 적합성의 확인이 필요할 뿐만 아니라 완화 설비의 설치 적합성과 정지 설정치, 정지 신호지연시간이 최대압력에 미치는 영향을 평가해 볼 필요가 있다. 본 연구에서는 이를 위해 정량적으로 주급수 상실 사고에 의한 ATWS의 열수력 거동을 RELAP/Mod3.3beta[4] 전산코드를 이용하여 해석하였다. 해석에서는 핵증기 공급계통 및 이차측에 대한 상세 모델링이 사용되었다. 또한 ATWS 사고시 냉각재계통 압력의 감속재온도계수, 안전밸브들의 개폐시기, 가압기 PORV의 용량, 보조급수계통 유량 등에 대한 민감도를 분석해 본다.

## 2. 해석 방법론

앞에서 언급한 바와 같이 ATWS시 열수력 거동해석을 위해 사고해석용 전산코드는 RELAP/Mod3.3beta가 사용되었다. 이 코드는 가상사고시 경수로 해석에 있어서 최적계산에 적합하다고 알려진 국제적으로 인증된 코드로 ATWS와 같은 운전 중 과도 현상 발생시 원자로냉각재 계통과 노심의 거동을 잘 모사해 준다. 노심해석은 무차원 점 동특성 모델이 사용되었으며, 코드의 입력에서 시스템은 152개의 체적과 18개의 Junction, 55개의 열구조물로 모델링되었다. 그림 1에서는 계산에 사용된 고리 원전 1호기의 RELAP5 모델을 보여준다.

고리1호기는 2루프형 웨스팅하우스 발전소로 다음과 같은 주요 특성을 가지고 있다[5].

- Δ60형의 증기발생기
- 2대의 모터구동과 1대의 터어빈 구동 보조급수계통
- 2개의 PORV와 2개의 안전 방출밸브
- 12개월 핵연료주기

ATWS 발생시에는 1차측 온도가 증가하는데 보통 노심에서 감속재온도계수(MTC)가 음수이기 때문에 온도증가의 진행을 막기 위해 부의 반응도 계수가 삽입된다. 따라서 MTC는 ATWS 발생시 노심 용융에 가장 중요한 변수이며, 이것은 보론농도에 매우 민감하다. 본 사고해석에서는 주기초 연소도에서 전출력 운전이 가정되었다. 이는 초기연소도에서 감속재온도계수가 가장 양방향으로 커서 가장 심각한 결과를 가져오기 때문이다. 고리 1호기 16주기 혼합노심, 150 MWD/MTU 연소도

에서 감속재 온도계수가 –6.1 pcm/°F와 –5.3 pcm/°F에 해당되는 보론 농도는 각각 약 1536.76 ppm과 1609.24 ppm이다 [6]. RELAP5에서는 온도계수 대신 밀도 계수를 쓰기 때문에 그림 2와 같이 주어진 조건에서 환산한 값을 사용하였다. ATWS 분석에서 흔히 사용되는 95% MTC는 한주기동안에 가질수 있는 감속재온도계수 중 상부 5%에 해당되는 감속재온도계수로 정의된다[2]. 참고로 OFA 연료만을 사용하는 20주기의 경우 95% MTC 값은 –6.1 pcm/°F 이다.

## 3. 결과

### 3.1 완화 설비 설치시 해석 결과

#### 3.1.1 기본 계산

ATWS 사고에 대한 기준 경우 (Base case)로서 고리 1호기 주급수 상실사고시 콘덴서로 터어빈 정격 증기유량의 40%가 일정하게 덤프되고 감속재온도계수가 95%인 경우를 해석하였다. 이때 다음과 같은 가정들이 사용된다.

- 초기 연소도 (150 MWD/MTU)에서 전출력 운전
- 가압기 PORV와 안전밸브의 정상적인 동작
- 트립전 터어빈 밸브의 정상적인 동작
- 증기발생기 저-저 협역 수위 트립 (21%)에 의한 AMSAC 신호 생성
- AMSAC 기동 신호 생성 25초후 터어빈 정지
- AMSAC 기동 신호 생성 25초후 보조급수계통 삽입
- 자동 원자로 정지 불능
- 제어봉 삽입 없음
- 운전원 조치 없음

이 사고의 주요 진행 과정은 표 1에 나타나 있으며 각종 주요 변수의 시간에 따른 변화는 그림 3부터 12에 제시된다.

주급수상실 초기에 증기발생기 수위는 급격하게 감소한다. 또한 증기 유량과 압력도 같이 증가하지만 원자로 냉각재 계통의 온도와 압력의 급격한 상승은 아직 나타나지 않는다. 계속해서 증기발생기 수위가 튜브아래로 떨어지고 물이 끓기 시작하면, 저온관, 고온관의 온도와 냉각재 압력이 빠른 속도로 증가하여 냉각재가 팽창하면서 가압기 전체를 물로 채우게 된다. 냉각재 유량 (mass flowrate)은 냉각재 온도 증가에 따른 밀도의 감소로 인해 감소한다. 가압기 압력이 증가하여 PORV와 안전밸브 설정치에 도달하게 되면, 먼저 가압기 PORV를 통한 증기 방출이 시작된다. 그러나 이 밸브들의 방출용량이 충분하지 않아 급격한 압력 증가를 막을 수 없기 때문에 압력 증가가 계속된다. 음의 감속재온도계수에 의해 온도가 상승할 때부터 계속적으로 부의 반응도가 삽입되고 노심 출력은 급격히 감소한다. 증기발생기 수위가 계속적으로 감소하여 설정치 21%에 도달하게 되면 AMSAC 신호가 발생되고, 25초 시간 지연후 터어빈 정지와 보조급수 공급이 시작된다. AMSAC의 동작은 ATWS

사고의 진행을 완화시켜 주는데, 특히 터어빈 정지는 사고후 증기발생기 수위가 급격하게 감소하는 것을 막아, 증기유량 감소와 압력증가를 방지해 준다. 따라서 냉각재 압력과 온도의 증가 방지에 기여한다. 그러나 보조급수의 영향은 주급수 유량에 비해 상대적으로 작아 크지 않다.

주급수 상실사고에 있어 감속재온도계수가 –6.1 pcm/°F 뿐만 아니라, –5.3 pcm/°F 과 참고문서 [6]에서 가장 보론농도가 높은 1800 ppm에 대해서도 분석이 이루어 졌다. 각각의 경우에 최고 냉각재 압력을 표 2에서와 같이 비교한 결과, 보론농도가 낮을수록 온도계수가 음으로 커지기 때문에 노심 출력을 더 빨리 감소시켜  압력 증가가 작다. 참고로 그림 13는 각 경우에 있어 냉각재 최대 압력의 변화를 보여준다.

### 3.1.2 민감도 분석 (–6.1 pcm/°F MTC)

기본 계산에서는 가압기 PORV 개방등 정상적인 조건들을 가정하였다. 이 가정들이 발전소의 ATWS 대응능력에 어떤 영향을 주는지 파악하기 위하여 민감도 분석을 수행하였다. 표 3에 제시한 바와 같이 한 개의 PORV 고장, 보조급수 공급의 지연, 40초 뒤 터빈트립 및 덤프 유량제어 등에 대한 민감도가 분석되었고, 기본 계산과의 최대 압력차를 평가하였다.

주급수상실 사고시 보조급수계통 기동에 지연이 있을 경우 증기발생기의 열제거 능력에 영향을 주게 된다. 기본 계산에서는 AMSAC 신호 발생 25초 후에 보조 급수가 동작하는 것으로 가정했지만 실제로 응답시간은 90초까지 허용하기 때문에, 표 4에서와 같이 지연시간을 변화시켜 냉각재 압력에 미치는 영향을 분석하였다. 결과에서 알 수 있듯이 최대압력은 지연시간에 민감하지 않은 것으로 평가되었다. 그 이유는 보조급수가 개시될 때는 이미 증기발생기의 수위가 절반이하로 떨어진 상태이고 보조급수의 양이 주급수의 양보다 상대적으로 적어 주급수상실을 보상해 주는 데 한계가 있기 때문이다.

터어빈 정지도 기본 계산의 경우 AMSAC 신호 발생후 25초에 개시되는 것으로 가정했지만 응답시간은 30초까지 허용된다. 표 5에서의 결과에서 보듯이 여러 지연시간에 따른 효과를 분석한 결과 30초 지연의 경우 최대 냉각재 압력은 기본계산보다 40% 일정한 덤프의 경우 0.32 MPa, 덤프밸브 완전 개방시는 0.15 MPa가 증가하는 것으로 나타났다.

고리1호기 원전은 가압기에 2개의 PORV가 있는데, 이중 하나가 개방실패할 경우 표 3에서 알수 있듯이 AMSAC이 동작하더라도 ASME 한계치를 초과하였다. 이것은 하나의 PORV 개방 실패가 주급수 상실사고시 매우 중요한 단일고장이며 PORV의 용량이 ATWS 사고 대응능력에 있어서 매우 중요함을 알수 있다.

### 3.1.3 증기 덤프밸브 완전 개방시 기본 계산

3.1.1절에서는 터어빈 정지후 40%의 덤프유량이 일정하게 빠져나가는 것으로 가

정하였지만, 덤프 용량에 따른 최대압력 민감도를 평가하기 위해 터어빈 정지후 덤프밸브를 완전 개방해 유량이 밸브 양단의 압력차에 의해서 결정되도록 하였다. 그림 15는 시간에 따른 덤프 밸브의 변화를 보여주는데, 터어빈 정지후 유량이 급격하게 증가했다가 점차 일정한 값으로 안정화되고 있음을 알 수 있다. 그림 14에서와 같이 각 변수의 거동은 덤프유량이 일정한 경우와 비슷하지만 최대 냉각재 압력이 좀더 낮아짐을 알 수 있다.

이 경우에 대한 민감도 분석에서 표 4와 5에서 보듯이 보조급수와 터어빈 정지 지연 시간 차이에 따른 최대 압력은 크게 차이가 없으나, 덤프로 빠져 나가는 증기 유량이 감소하여 지연 시간이 늘어남에 따라 압력이 증가하는 현상이 나타났다. 표 6에서 보듯이 하나의 PORV 개방 실패와 보조급수계통의 유량이 절반으로 줄어든 사고는 모두 최대 압력의 증가를 가져왔고, 일정 덤프유량의 경우에서와 같이 하나의 PORV 개방 실패는 기준 압력 허용치를 넘는 단일 고장 사고로 간주된다.

이 결과를 통해서 덤프밸브 완전 개방 경우보다는 40% 일정 덤프 유량의 경우가 좀더 높은 압력을 야기시킴을 알 수 있다.

### 3.1.4 AMSAC 설정치 변경에 따른 민감도 분석

전 절에서 보듯이 21% 증기발생기 수위 설정치 상태에서 트립 지연에 따른 효과는 증기발생기의 수위가 급격하게 감소된 상태에서 매우 적은 양의 물이 존재하여 미미하거나 단조증가하는 현상이 보이지 않았다. 이것은 원자로 냉각재 압력 상승을 억제하기 위한 AMSAC 신호 설정치가 너무 낮다는 것을 의미한다. 따라서 증기발생기 저수위 AMSAC 설정치를 30%로 증가시켜 계산한 결과 그림 16에서와 같은 결과를 얻었다. 표 7에서 보듯이 21% 설정치의 경우보다 0.71 MPa 이상 최대 압력이 감소하는 효과가 나타났다. 또한 터어빈 트립 지연 시간에 따라 최대압력은 증가하지만 안전제한치를 넘지 않았다. 그리고 보조급수계통의 지연에 따른 효과는 표 7에서 보는 바와 같이 보조급수 유량이 적어 효과가 미미하였다. 이러한 결과로부터 AMSAC 설정치는 원자로 냉각재 최대압력을 줄이는 데 매우 중요하며, 설정치를 높이면 높일수록 효과적인 수단이 될 수 있음을 알 수 있다. 한편 하나의 PORV 개방 실패의 경우는 설정치가 30%로 높아지더라도 압력제한치를 초과하고 있다. 만일 40%까지 설정치를 변경할 경우 최대 압력을 17.83 MPa까지 감소시킬 수 있으며, PORV 하나의 개방 실패의 경우에도 최대 압력이 18.37 MPa였다.

## 3.2 완화 설비가 없는 경우의 해석 결과

AMSAC의 ATWS 대응 성능을 평가하기 위해 주급수 상실사고에 의한 ATWS시 자동적인 원자로 정지가 없고, 운전원의 조치가 없는 경우를 해석하면서, AMSAC 설비가 없기 때문에 터어빈 정지와 보조급수 공급도 없는 보수적인 상황을 가정하였다.

감속재온도계수가 –6.1 pcm/°F, –5.3 pcm/°F 이거나 1800 ppm의 보론 농도의 경우에

각각 분석이 이루어 졌고, 결과는 표 8에 나타나 있다. –5.3 pcm/°F 와 1800 ppm의경우는 냉각재 최대압력이 ASME 요건을 넘었지만 세 경우 모두 AMSAC이 설치되고 40%의 덤프가 있는 경우와 큰 차이가 없었다. 그 이유는 터어빈 정지가 없는 경우, AMSAC이 있는 경우보다 더 많은 증기를 방출하는 효과가 있고, 보조급수의 양이 적어 그 효과가 미미하기 때문이다. 또한 이는 앞에서 언급한 바와 같이 AMSAC 신호의 설정치가 21%로 낮을 경우는 압력 증가를 막는 것이 그리 효과적이지 못하다는 사실을 반증한다. 또한 –6.1 pcm/°F MTC의 AMSAC이 없는 최대 압력은 AMSAC 설정치 30%의 최대 압력보다 훨씬 높으므로, AMSAC 설치시 설정치를 21% 보다 높게 설정할 필요가 있음을 알 수 있다.

## 4. 결론

주급수상실 후 원자로정지 불능사고시 냉각재 최대 압력 변화를 평가하기 위해 고리1호기에 대한 최적사고해석과 민감도 분석을 수행하였다. 주급수량상실의 ATWS 사고에 대해 –6.1 pcm/°F MTC 경우 RELAP5로 계산된 최대 압력은 21.12 MPa로 제한치를 초과하지 않았다. 하지만, –5.3 pcm/°F MTC 경우 및 1800 ppm 보론농도의 경우에는 AMSAC의 설치 여부에 상관 없이 ASME 제한치를 초과할 가능성이 있음을 보여주며, 감속재 온도계수가 냉각재 계통 최대 압력에 매우 큰 영향을 줌을 확인하였다. 해석 결과 ATWS 사고시 하나의 PORV 밸브 개방 실패의 경우에는 압력경계 제한치를 초과할 가능성이 있는 것으로 나타났으므로, 이에 대한 상세 사항이 검토되어야 한다. AMSAC 설치 효과는 증기발생기의 수위가 현저하게 감소하기 전에, 터어빈 정지와 보조급수 공급이 빠른 것이 효과적이었기 때문에, 터어빈 정지와 보조급수의 공급에 대한 지연시간 결정에도 신중한 검토가 필요하다.

본 연구의 결과는 안전해석에 사용된 앞서의 가정과 입력자료가 유효하다는 조건하에서만 제한적으로 사용될 수 있다.

## 5. 참고문서


1. W.J. Dircks, “Amendments to 10 CFR 50 Related to Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events,” SECY-83-293, USNRC, July 1983.
2. “ATWS submittal,” Letter from T.M. Anderson (Westinghouse) to Dr. S.H. Hanauer, NS-TMA-2181, Dec. 30, 1979.
3. “Requirements for Reduction of Risk from ATWS Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants,” 10 CFR 50, Part 50.62, June 1984.
4. “RELAP5/MOD3 Code Manual: User’s Guide and Input Requirement,” NUREG/CR-5535, Vol. 2, August 1995.
5. “Final Safety Analysis Report: Kori Units 1,” KEPCO, 1976.
6. “The Nuclear Design and Core Physics Characteristics of the Kori Nuclear Power Plant Unit 1 Cycle 16,” KNF-K1C16-97003, May 1997.

**표 1 주급수상실사고후 원자로정지 불능 사건 전개과정**

| Event | Time (sec) |
|---|---|
| Main feedwater supply to all steam generator is terminated | 100.0 |
| Initiation of AMSAC signal (SG Lo-Lo level) | 152. |
| Turbine is assumed to trip | 177. |
| All auxiliary feedwater pumps are assumed to start | 177. |
| Power-operated relief valves on the Pressurizer open | 180. |
| Safety valve on the Pressurizer open | 195. |
| Pressurizer fills with water | 200. |
| Peak RCS pressure is reached (21.12 MPa) | 217.5 |

**표 2 감속재온도계수에 따른 냉각재 최대압력** (40% **고정 덤프**, 21% **증기발생기 저-저 수위**, 25**초** AMSAC **지연**)

| MTC (Boron concentration, ppm) | $P_{RCS,max}$ (MPa) |
|---|---|
| 95% MTC (1536.76) | 21.12 |
| 99% MTC (1609.24) | 21.85 |
| (1800) | 22.80 |

**표 3** 40% **일정 증기덤프시 민감도 분석에 따른 최대 압력** (21% **증기발생기 저-저 수위**, –6.1 pcm/°F MTC)

| Case | $P_{RCS,max}$ (MPa) |
|---|---|
| ● Reference (21% SG level, 25 sec AMSAC delay) | 21.12 |
| ● One PORV fails to open | > 22.57 (>+1.45) |
| ● 60 second Auxiliary feedwater delay | 20.97 (-0.16) |
| ● Turbine trip at 40 seconds (including the dump control) | 21.03 (-0.09) |
| ● One half Auxiliary feedwater flow | 20.89 (-0.23) |

**표 4 보조급수 계통 지연에 따른 민감도 분석** (21% **증기발생기 저-저 수위**)

| Delay time of Aux. Feed (sec) | $P_{RCS,max}$ (MPa) 40% fixed dump | $P_{RCS,max}$ (MPa) Dump controlled |
|---|---|---|
| 10 | 20.83 (-0.29) | |
| 15 | 20.98 (-0.14) | |
| 20 | 21.07 (-0.06) | |
| 25 | 21.12 (Ref) | 20.89 (Ref) |
| 40 | 20.98 (-0.15) | 20.97 (+0.07) |
| 60 | 20.97 (-0.16) | |
| 90 | 20.97 (-0.16) | 21.14 (+0.25) |

**표 5 터어빈 정지 지연에 따른 민감도 분석** (21% **증기발생기 저-저 수위**)

| Delay time of Turbine Trip (sec) | $P_{RCS,max}$ (MPa) 40% fixed dump | $P_{RCS,max}$ (MPa) Dump controlled |
|---|---|---|
| 25 | 21.12 (Ref) | 20.89 (Ref) |
| 30 | 21.44 (+0.32) | 21.05 (+0.15) |
| 40 | 21.03 (-0.09) | 21.04 (+0.15) |

**표 6 덤프밸브 완전개방시 민감도 분석에 따른 최대 압력** (21% **증기발생기 저-저 수위**, –6.1 pcm/°F MTC)

| Case | $P_{RCS,max}$ (MPa) |
|---|---|
| ● Reference (21% SG level, 25 sec AMSAC delay) | 20.89 |
| ● One PORV fails to open | > 22.62 (>+1.72) |
| ● 60 second Auxiliary feedwater delay | 21.14 (+0.25) |
| ● Turbine trip at 40 seconds (including the dump control) | 21.04 (+0.15) |
| ● One half Auxiliary feedwater flow | 21.12 (+0.23) |
| ● 30 second delay in AMSAC signal | 21.13 (+0.24) |

**표 7 40% 고정 덤프시 민감도 분석에 따른 최대 압력** (30% **증기발생기 저-저 수위**, –6.1 pcm/°F MTC)

| Case | $P_{RCS,max}$ (MPa) |
|---|---|
| • Reference (30% SG level, 25 sec AMSAC delay) | 20.41 |
| • 60 second Auxiliary feedwater delay | 20.52 (+0.11) |
| • 90 second Auxiliary feedwater delay | 20.53 (+0.12) |
| • Turbine trip at 30 seconds (including the dump control) | 20.94 (+0.53) |
| • Turbine trip at 40 seconds (including the dump control) | 21.22 (+0.81) |
| • One half Auxiliary feedwater flow | 20.43 (+0.02) |
| • One PORV fails to open | >22.45 (>+2.04) |
| • 40% SG Lo-Lo level, 25 sec AMSAC delay | 17.83 (-2.58) |
| • One PORV fails to open, 40% SG Lo-Lo level | 18.37 (-2.04) |

**표 8 AMSAC 미설치시 감속재계수에 따른 최대 압력**

| MTC (Boron concentration, ppm) | $P_{RCS,max}$ (MPa) |
|---|---|
| –6.1 pcm/°F (1536.76) | 21.01 |
| –5.3 pcm/°F (1609.24) | 22.10 |
| (1800) | 22.76 |

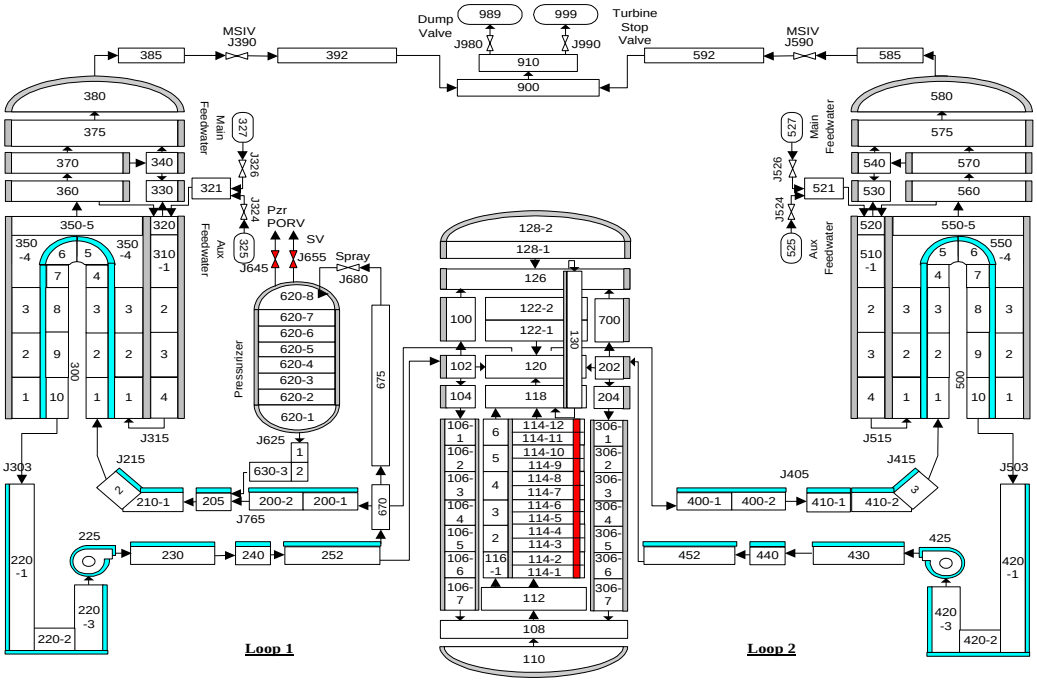


Figure 1 RELAP5 schematic nodalization diagram for Kori - 1

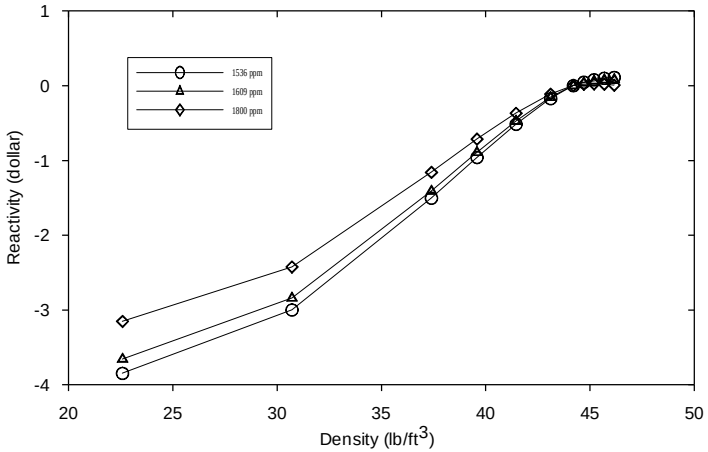


Figure 2 Moderator Density Reactivity for Boron Concentration

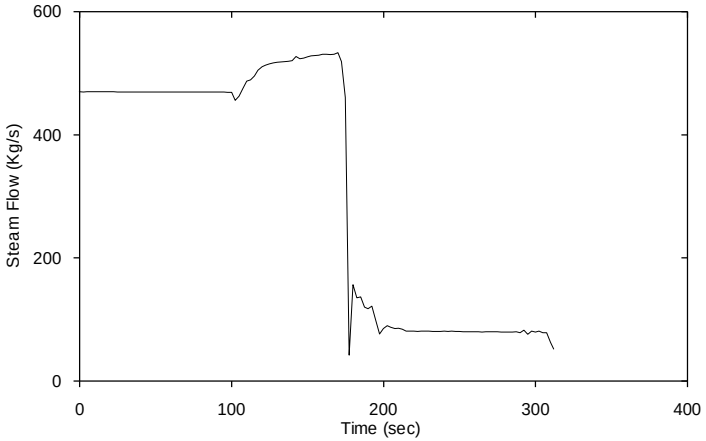


Figure 4 Loop 1 Steam Flowrate for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

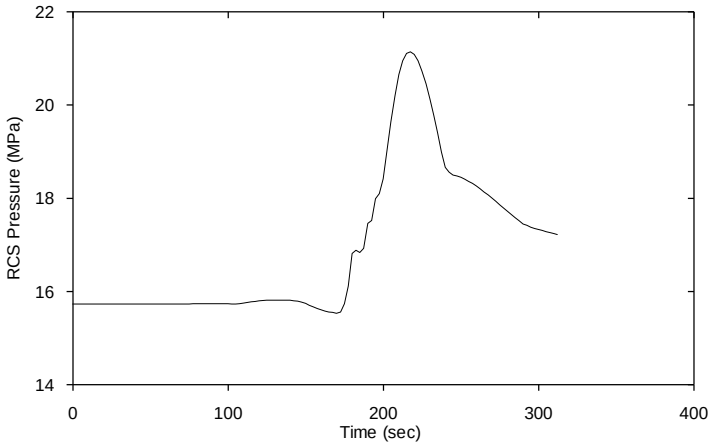


Figure 3 RCS Pressure for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

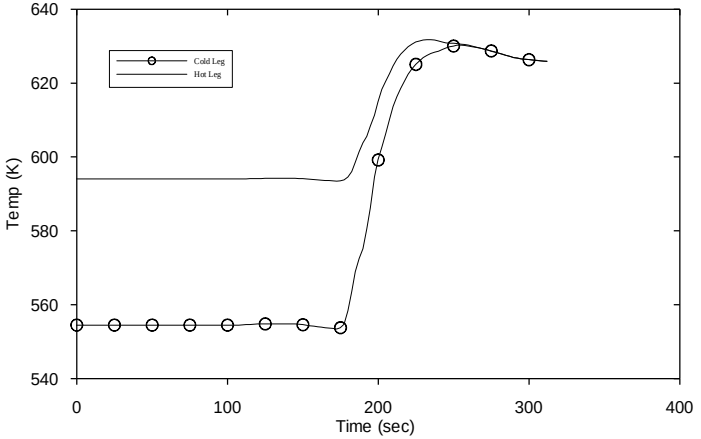


Figure 5 RCS Cold and Hot Temperature for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

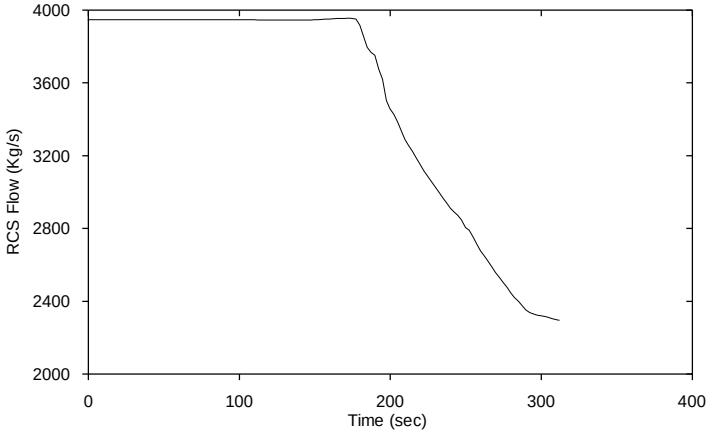


Figure 6 Loop 1 RCS Flowrate for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

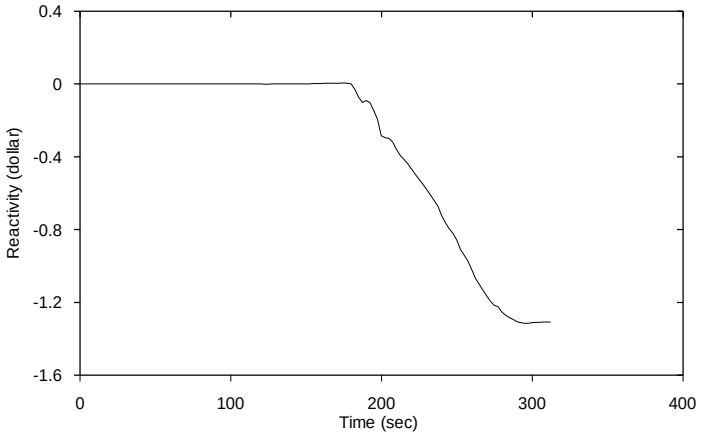


Figure 7 Total Reactivity for ATWs (-6.1 pcm/F MTC)

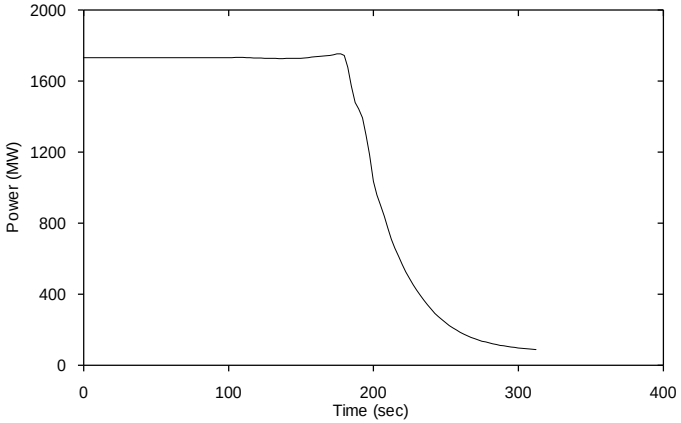


Figure 8 Nuclear Power for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

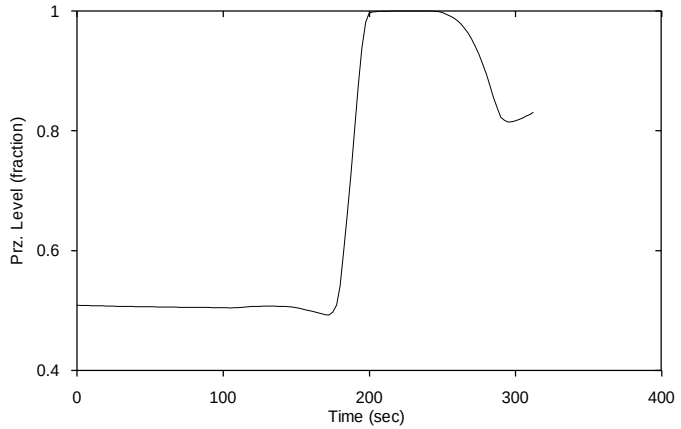


Figure 9 Pressurizer Level for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

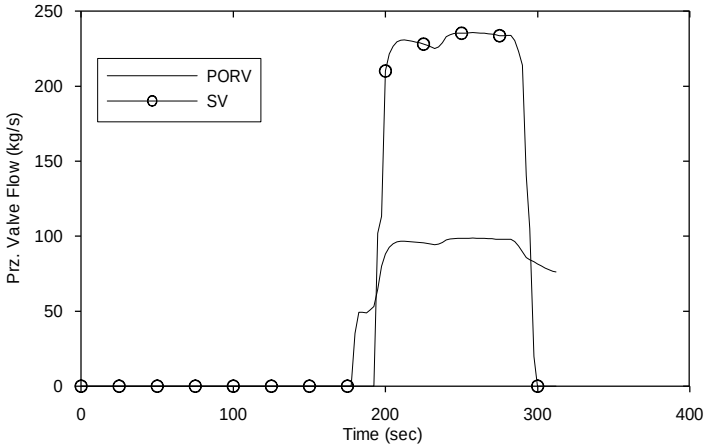


Figure 10 Pressurizer Relief Flowrate for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

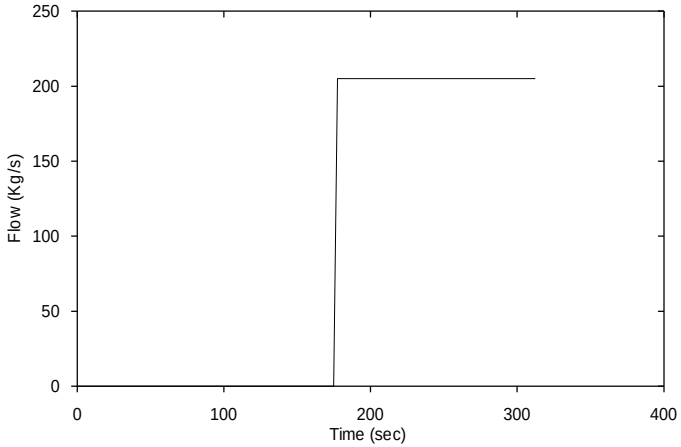


Figure 12 Steam Dump Flowrate for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

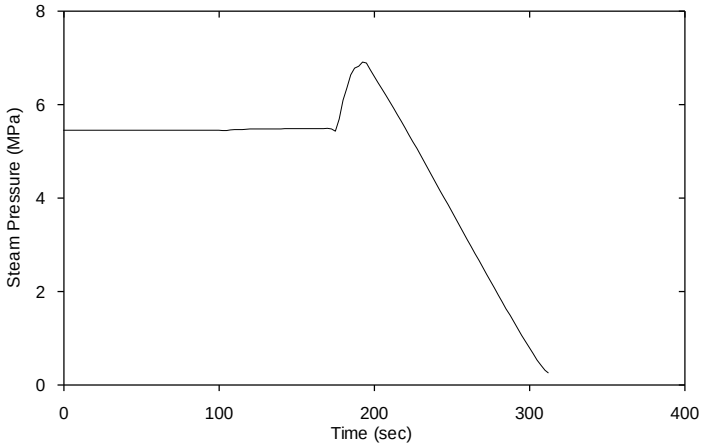


Figure11 Steam Pressure for ATWS (-6.1 pcm/F MTC)

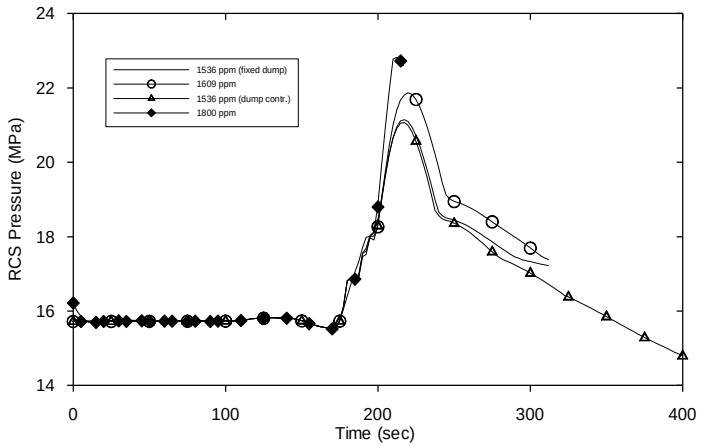


Figure 13 RCS Pressure for Boron Concerations

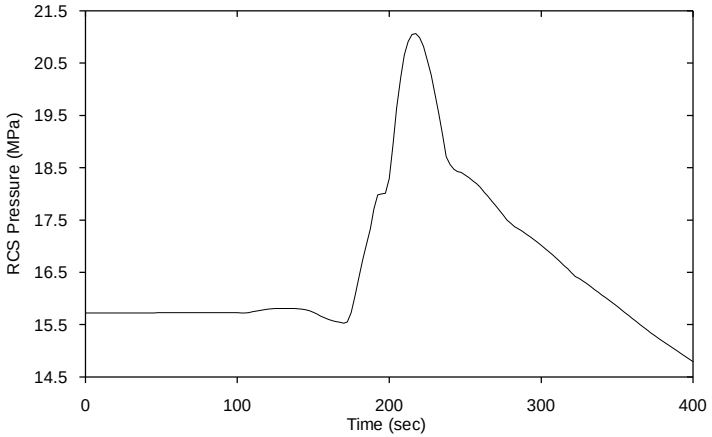


Figure 14 RCS Pressure for ATWS (-6.1 pcm/F MTC, Dump controlled)

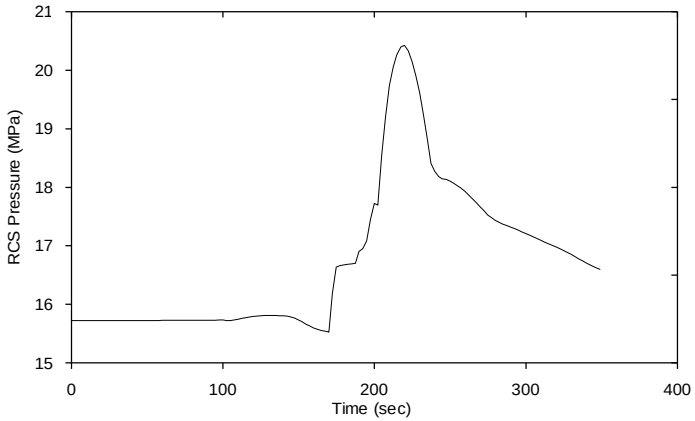


Figure 16 RCS Pressure for ATWS (-6.1 pcm/F MTC, 30% AMSAC setpoint)

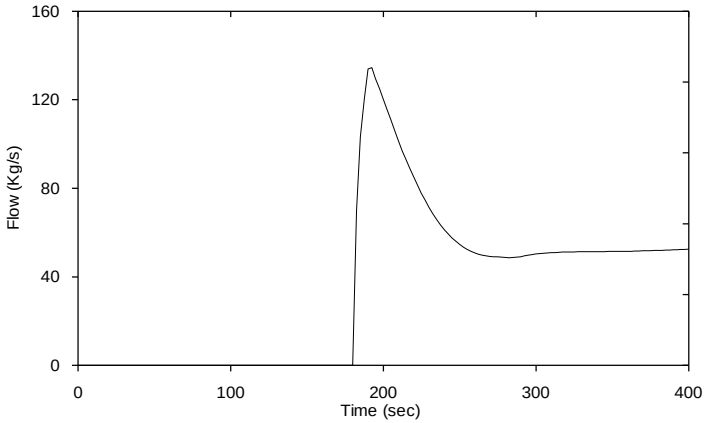


Figure 15 Steam Dump Flowrate for ATWS (-6.1 pcm/F MTC, Dump controlled)