

## 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고 분석

### Analysis of the LONF ATWS during Low-Power Operation

정광국, 배희수, 하상준, 이재용, 배성만, 김명기

한전 전력연구원

대전광역시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고에서는 고출력에서보다 MTC 값이 더 양의 값을 가진다. 그러므로 저출력에서의 ATWS 사고가 전출력에서의 ATWS 사고에 비하여 더 심각한 영향을 줄 수 있다. 본 연구에서는 RETRAN-3D/MOD3.1을 이용하여 고리 1호기 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 열수력 거동을 분석하고, ATWS 사고시 냉각재계통의 최대 압력에 영향을 미칠 수 있는 감속재 온도계수, AMSAC 작동여부 등에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 분석결과, 감속재 온도계수에 따른 가압기 최대압력은 ASME Service Level C의 허용조건을 만족하였으며, 저출력시 AMSAC 자동 동작으로 인한 사고영향은 적은 것으로 나타났다.

#### Abstract

In case of the LONF(Loss of Normal Feedwater) ATWS during Low-Power Operation, MTC is more positive than that during High-Power. Therefore, ATWS during Low-Power Operation would be more severe than Full-Power Operation. In this study, a thermohydraulic behavior analysis upon the LONF ATWS during Low-Power Operation of Kori Unit 1 has been performed. And so, the sensitivities for MTC(Moderator Temperature Coefficient) & AMSAC(ATWS Mitigating System Actuation Circuitry) have been analyzed. As a result of this study, the maximum pressurizer pressure on various values of MTCs satisfies with the permissive condition of ASME Service Level C. It is also proper that the automatic operation of AMSAC is restricted at Low-Power condition.

#### 1. 서 론

원전정지불능 예상과도사건(Anticipated Transient Without Scram : ATWS)이란

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.

즉, 이 사고로 인해 노심 용융이 발생할 수 있고 원자로 냉각재계통의 손상을 가져올 수도 있으며 결국에는 환경으로 대량의 방사능 누출을 야기할 수 있다.

1980년대 말에 미국에서 ATWS에 대한 안전성 문제가 제기된 이후에 1970년대에 USNRC를 포함하여 미국의 산업체에서는 광범위하게 이에 대한 연구를 수행하였다. 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 ATWS 완화계통(AMSAC : ATWS Mitigating System Actuation Circuitry)만 설치된 원전의 경우 UET(Unfavorable Exposure Time)을 5% 이내로 제한하고 있고, 다중정지계통(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 있다.

미국 NRC에서 요구한 ATWS 사고분석 지침[4]에 따르면 ATWS에 의한 사고완화 성공기준은 원자로 냉각재계통의 압력경계 건전성 확보에 있고, 규제기준 제정배경인 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 단합, 제어봉의 부주 의한 인출사고 등에 대해 분석하도록 하고 있다. 지금까지의 연구 결과 주급수상실, 부하상실(터빈트립)사고가 ATWS 발생시 1차 계통의 압력이 가장 크게 증가되는 사고로 분류되고 있다[7-10].

저출력에서는 고출력에서보다 MTC 값이 더 양의 값을 가진다. 그러므로 저출력에서의 ATWS 사고가 전출력에서의 ATWS 사고에 비하여 더 심각한 영향을 줄 수 있고, 일반적으로 AMSAC 설계시 40%FP 이하 출력에서는 AMSAC의 자동 동작을 제한하고 있으므로 이에 대한 타당성 평가도 필요하다.

본 연구에서는 RETRAN-3D/MOD3.1을 이용하여 고리 1호기를 대상으로 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 열수력 거동을 분석하고, ATWS 사고시 냉각재 계통의 최대 압력에 영향을 미칠 수 있는 감속재 온도계수(MTC), 초기출력, AMSAC 작동여부 등에 대한 민감도 분석을 수행하였다.

## 2. ATWS 현상

주급수 유량의 상실과 같이 원자로냉각재를 과열시키는 예상운전과도가 발생하였을 때 원자로가 정지되지 않으면, 원자로는 계속 출력을 내는 반면 이차측 열제거 능력은 감소하기 때문에 일차측 온도는 상승하게 된다. 일반적으로 음의 값을 갖는 감속재온도계수(MTC)는 일차측의 출력을 감소시키는 효과를 주지만, 열제거 감소에 따른 압력증가를 충분히 상쇄할 수는 없다. 만약 양의 감속재온도계수를 갖는다면 일차측 출력을 증가시켜 일차측의 더욱 급격한 압력증가를 가져올 것이다. 음의 값을 갖는 도플러계수가 출력을 감소시키는 역할을 할 수 있으나 이것은 핵연료의 열적 시정수 때문에 냉각재온도가 충분히 상승한 이후에 작용하게 된다. 도플러계수와 감속재온도계수의 결합효과는 항상 음이므로 결국 원자로 출력은 일차와 이차측의 에너지 균형을 이루는 방법으로 가지만, 이때에는 이미 충분히 높은 원자로냉각재 온도와 압력에 의해 가압기는 만수상태에 이를 수 있다.

일차측 압력은 증기발생기가 완전히 고갈될 때까지는 급속히 증가하지 않으나 주급수 상실의 경우에는 증기발생기 고갈에 걸리는 시간이 수분에 지나지 않는다. 주급수 상실의 경우가 아니면 일반적으로 복수기저장탱크가 고갈되어 주급수계통이 정지될 때까지는 증기발생기로부터 일차측의 열을 제거할 수 있다. 증기발생기의 급수가 고갈되는 시점에서는 압력이 급속히 증가하므로 제어봉 삽입이나 붕소 주입에 의하여 노심 출력을 감소시킬 수 없다면 일차측 압력의 급속한 증가로 결국 가압기 안전밸브를 포함한 압력방출밸브의 개방을 가져온다. 이러한 밸브의 개방이 일차측의 압력을 감소시키는 효과를 가져올 수 있으나 감속재온도계수가 충분한 음의 값이 아닐 경우에는 밸브의 개방 압력보다 훨씬 높은 압력까지 상승할 수 있다. 밸브의 개방으로 일차측 냉각재가 누출되고 이에 따른 재고량 감소가 노심 노출을 가져올 수 있으므로 가능한 빨리 일차측 압력을 감소시켜 붕산수를 주입하여야 한다.

ATWS에 대한 주요 관점은 이 사건으로부터 야기되는 최대압력 하에서 RCS 압력 경계가 유지되는지와 원자로를 안전하게 정지시키고 노심이 노출되지 않도록 조속히 붕산수를 주입할 수 있는지에 대한 것이다. 최대 압력이 주입 유로 상의 밸브기능을 불가능하게 만들거나 또는 계통압력이 오랜 기간동안 안전주입펌프의 Shutoff Head보다 높게 유지되고 있다면, ATWS 발생시 안전주입계통을 통한 붕산 주입 능력은 영향을 받을 수 있다.

### 3. ATWS 사고해석 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 감속재온도계수(MTC)는 분석결과에 매우 민감하므로 충분히 보수성을 고려한 NS-TMA-2182의 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 아래의 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.

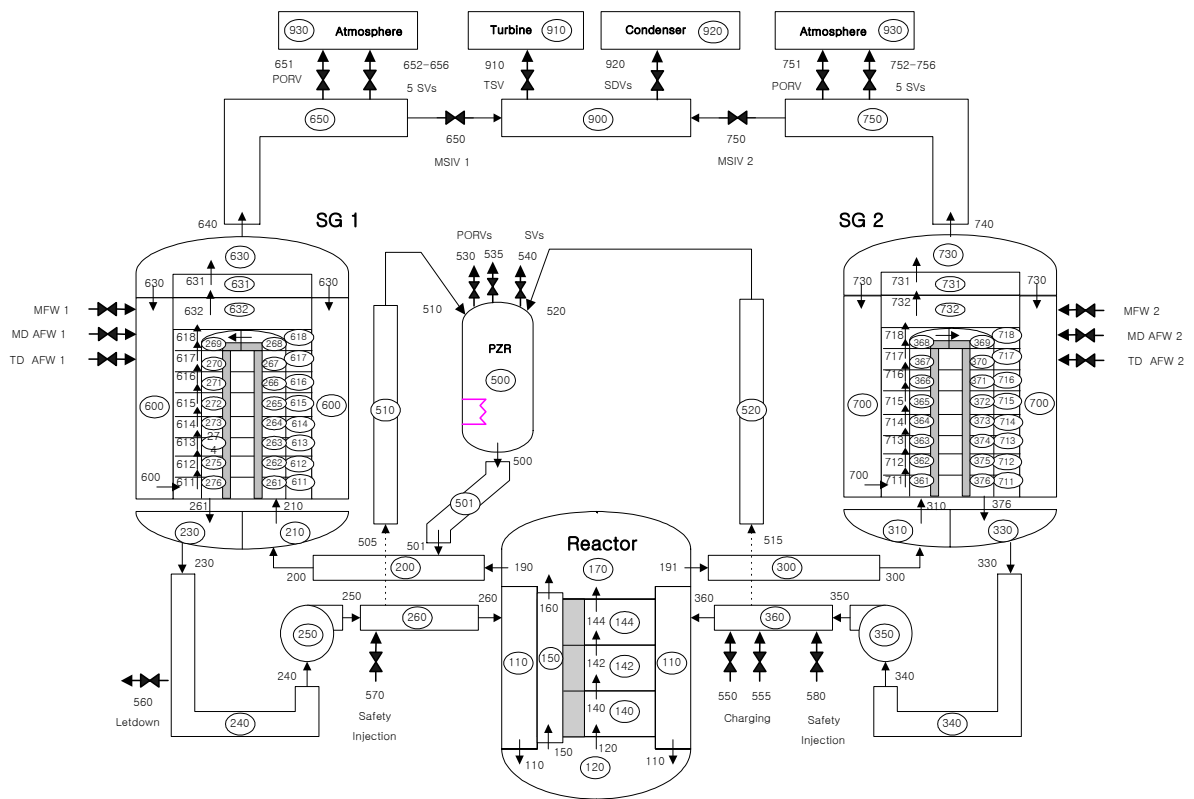


그림 1. 고리 1호기 ATWS 분석을 위한 RETRAN 계통분석 모델

#### 4. 고리 1호기 저출력 운전중 ATWS 사고분석

##### 4.1. Base Case 분석 조건 및 가정

초기 조건은 40% 출력에서의 원자로냉각재계통 최적 유량, 온도, 압력 조건을 사용하였다. 아래의 표 1에서와 같이 원자로 냉각재계통 유량은 90721.9gpm, 평균온도 557.85°F, 가압기 압력 2250psia이다. 2차측 압력은 증기발생기 돔 영역(volume 630, 730)에서 923.2psia이며 주급수 유량은 373.7778lbm/sec이다. MTC는  $-7\text{pcm}/^\circ\text{F}$ 를 사용하였다. 도플러온도계수(DTC; Doppler Temperature Coefficient)는 FSAR[12] 사고분석에 사용된 최대반응도계수에 해당하는  $-0.000029 \Delta\text{k}/^\circ\text{F}$  값을 사용하였다. 도플러출력계수(DOP; Doppler Only Power Coefficient)는 고리 1호기 핵설계보고서의 BOL에 해당하는 값을 사용하였다.

표 1 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고분석 초기조건

	Condition	Value
Power	40% FP	689.4 MWt
RCS Flow	Best Estimate	90721.9 gpm
Average Temperature	Nominal	557.85 °F
PZR Pressure	Nominal	2250 psia
PZR Level	Nominal	37 %
SG Pressure	Nominal	923.2 psia
SG Level	Nominal	56.2 %
Feedwater Enthalpy	Nominal	317.14 btu/lbm
FW/Steam Flow	Nominal	373.7778 lbm/sec

사고분석은 0초에 주급수 상실이 시작되어 4초에 주급수가 완전히 상실되는 것으로 가정하였다. 40% 이하의 출력에서는 AMSAC이 작동하지 않으므로 터빈정지와 보조급수 계통 기동을 위한 AMSAC 신호는 발생하지 않는 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. AMSAC이 작동하지 않으므로 터빈 정지와 보조급수 계통 기동도 발생하지 않는다. 증기발생기 격리계통은 MSIV(Main Steamline Isolation Valve)와 주급수 격리로 이루어지며 주증기관 저압력 신호에 의해 작동된다.

## 4.2. Base Case 분석결과

저출력 운전중 ATWS를 수반한 주급수상실사고의 주요 사건 전개는 다음과 같다. 0초에 주급수 정지가 발생한 후, 주급수 정지에 의해 증기발생기 수위가 감소하게 되나 AMSAC이 작동하지 않으므로 터빈정지와 보조급수 계통 기동은 발생하지 않는다. 1차 계통내 냉각재가 가열되면서 체적이 팽창하여 가압기 수위가 상승하게 되며, 프로그램된 수위와의 오차가 10% 이상이 되어 약 88초경에 가압기 Backup Heater가 켜진다. 이후에는 가압기의 PORV(Power Operated Relief Valve) 및 SV(Safety Valve)가 Cycling하면서 원자로 냉각재계통의 압력을 유지한다. 주증기관 저압력은 발생하지 않아서 MSIV는 격리되지 않으며, 600초까지 계산을 수행하였다.

원자로의 출력 및 열속변화는 그림 2와 3에 나타내었다. 0 초에 주급수가 상실된 후 터빈 정지가 발생하기 이전에는 증기발생기내 증기가 터빈으로 방출되면서 원자로 냉각재계통의 급격한 온도 상승은 나타나지 않는다. 약 280초 이후에는 증기발생기 2차측 냉각재의 고갈로 원자로 냉각재계통의 온도가 급격히 상승하여(그림 5) 음의 반응도가 더 많이 삽입되어 출력은 지속적으로 감소하여 600초경에는 정격 출력의 1.2% 정도만 발생한다.

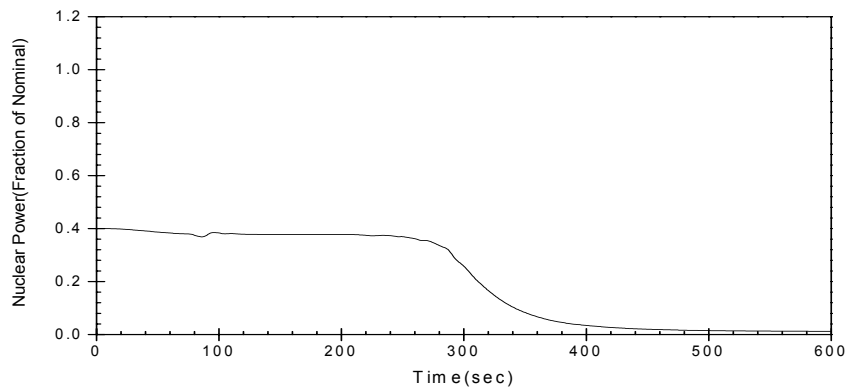


그림 2. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 원자로 출력 변화

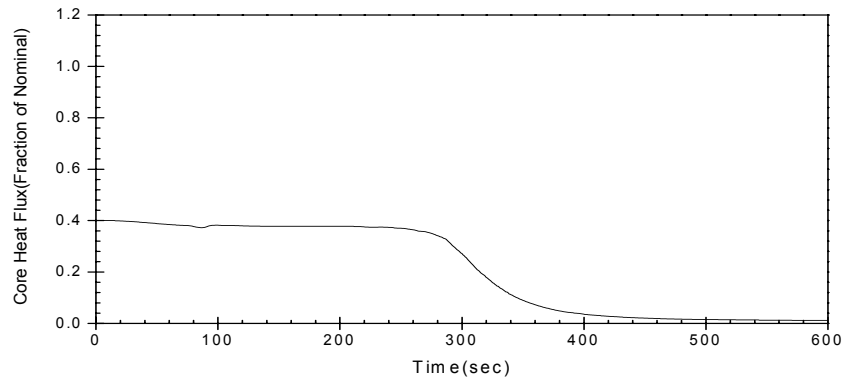


그림 3. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 노심 열유속 변화

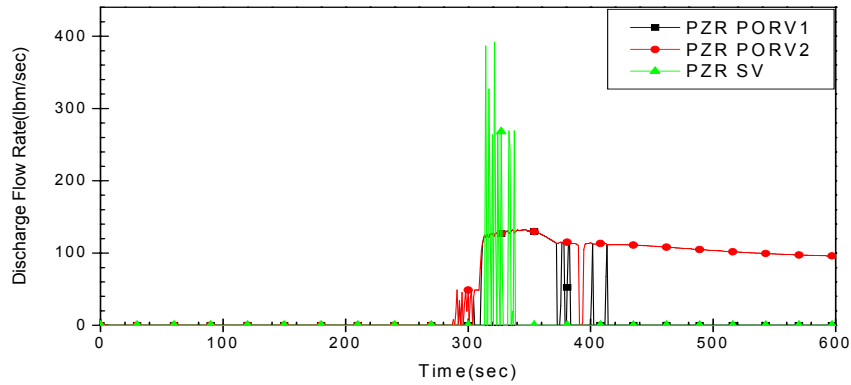


그림 4. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 가압기 PORV 및 SV 방출 유량 변화

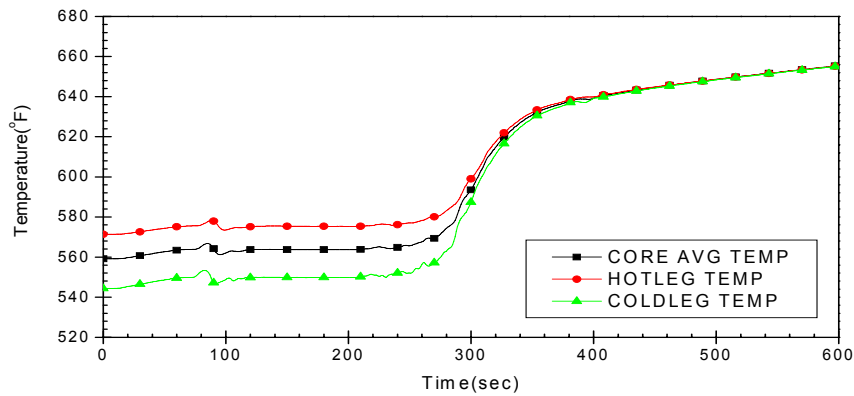


그림 5. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 고온관 및 저온관 냉각재 온도 변화

가압기 압력은 그림 5에서와 같이 원자로 냉각재시스템의 온도 증가에 따라 증가하여 288초에 2352psia에 도달하여 PORV가 개방된다(그림 6). 이후 주증기 덤프계통에 의해 온도 증가가 완화되고 스프레이 계통이 작동하여 가압기 압력이 감소한다. 하지만 그림 7에서와 같이 가압기 수위 증가로 인해 보조전열기가 기동되고 온도 증가가 지속되어 가압기 압력은 다시 증가한다. 증기발생기 2차측으로 열전달이 급격히 감소하는 280초 이후에(그림 8 및 9) 가압기 압력은 급격히 상승하여 314초에 가압기 SV가 개방되며, 최대압력 2528psia에 도달한다. 이후 가압기 PORV 및 SV가 지속적으로 Cycling하면서 가압기 압력은 감소한다.

증기발생기 2차측 압력변화는 그림 10에 나타내었다. 그림 11에서와 같이 지속적인 증기 방출로 인해 증기발생기 냉각재 재고량이 감소되어 열전달이 저하됨에 따라 약 260초 이후에는 증기발생기 2차측 압력이 급격히 감소하고 약 300초 이후에

는 증기발생기 냉각재가 거의 고갈되어 압력은 더 이상 감소하지 않고 일정하게 유지된다. 주증기관 저압력 신호는 발생하지 않아서 MSIV는 격리되지 않는다.

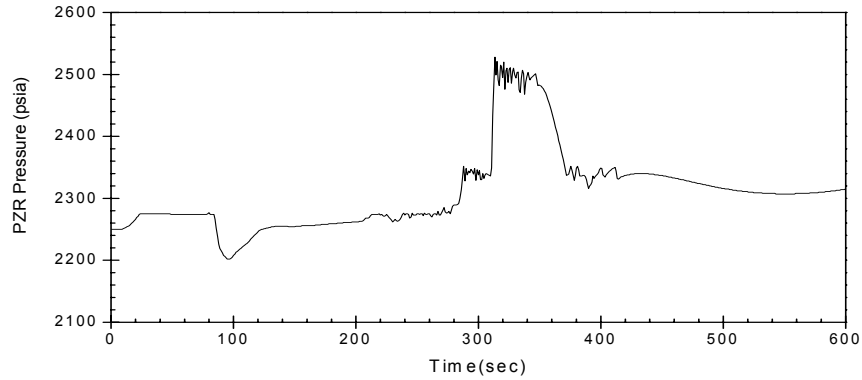


그림 6. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 가압기 압력 변화

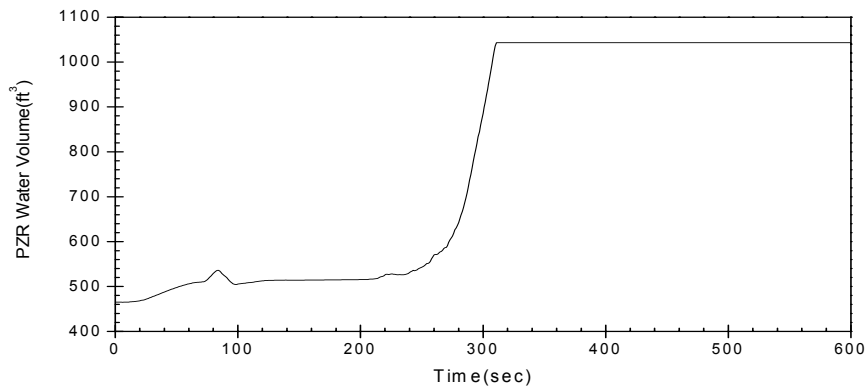


그림 7. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 가압기 냉각재 체적 변화

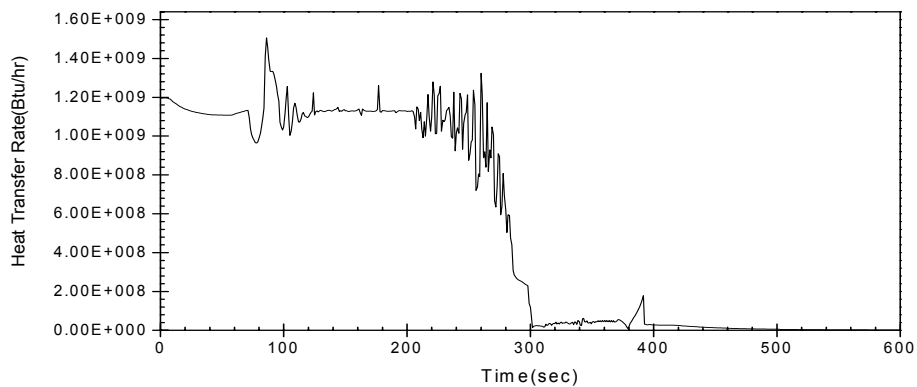


그림 8. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 증기발생기 2차측 열전달율 변화



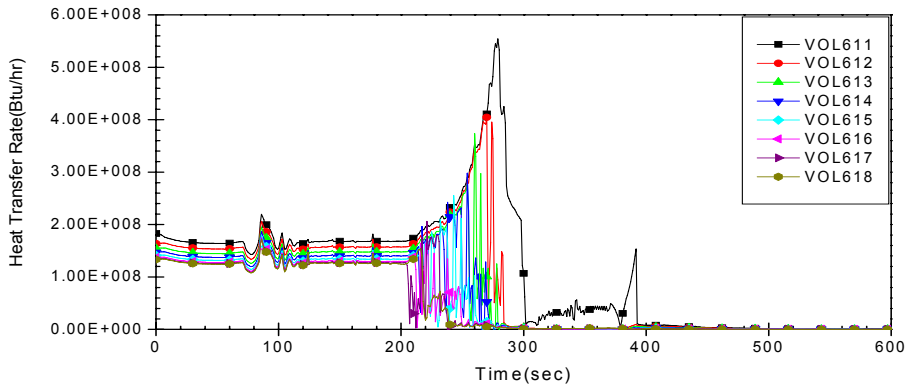


그림 9. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 증기발생기 2차측 위치별 열전달율 변화

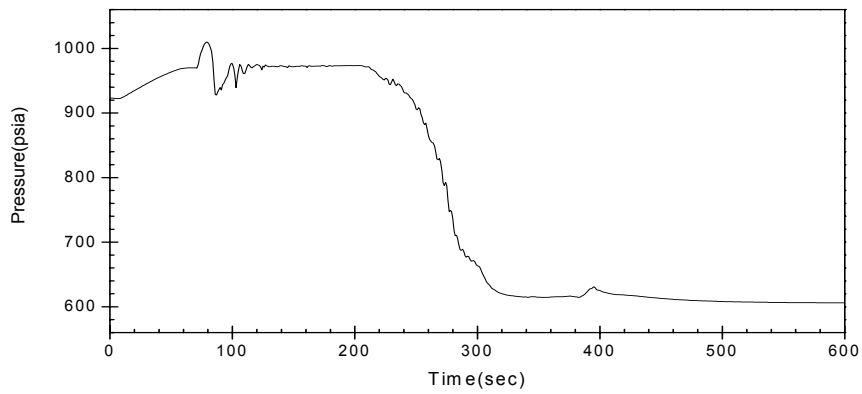


그림 10. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 증기발생기 2차측 압력 변화

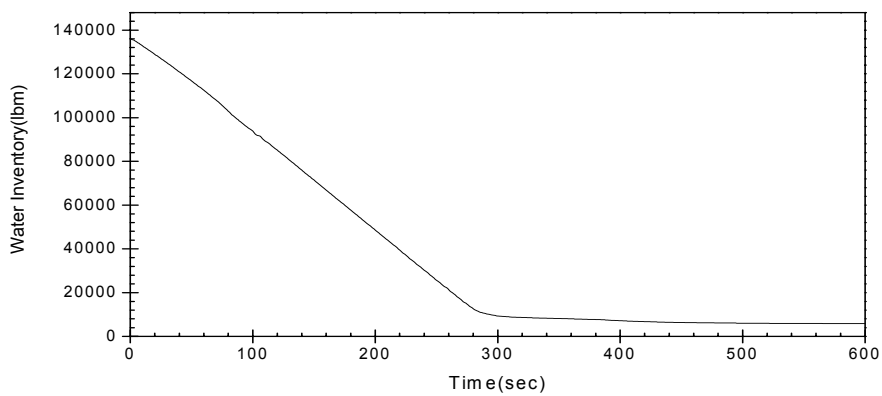


그림 11. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 증기발생기 2차측 냉각재 재고량 변화

표 2는 저출력 운전중 ATWS 사고의 Base Case에 대한 시간에 따른 사고 경위를 정리해 놓은 것이다.

표 2 저출력 운전중 ATWS 사고의 주요사건 발생시간

Time (sec)	Event
0	주급수 정지
88	가압기 Backup Heater 켜짐
288	가압기 PORV 개방
314	가압기 SV 개방
314	가압기 최대압력 도달

### 4.3. 민감도 분석

#### 4.3.1. MTC 변화에 따른 민감도 분석

그림 12는 40% 출력, AMSAC 비작동시의 감속재 온도계수에 따른 가압기 압력 변화를 보여준다. 감속재 온도계수는  $-3\text{pcm}/^\circ\text{F}$ ,  $-5\text{pcm}/^\circ\text{F}$ ,  $-7\text{pcm}/^\circ\text{F}$ ,  $-10\text{pcm}/^\circ\text{F}$ 로 나누어 분석하였고 그 결과, RCS 최대 압력이 2536psia( $-3\text{pcm}/^\circ\text{F}$ ), 2528psia( $-5\text{pcm}/^\circ\text{F}$ ), 2528psia( $-7\text{pcm}/^\circ\text{F}$ ), 2511psia( $-10\text{pcm}/^\circ\text{F}$ )로 나타나, 가압기 최대 압력은 감속재 온도계수 증가에 따라 증가함을 알 수 있다.

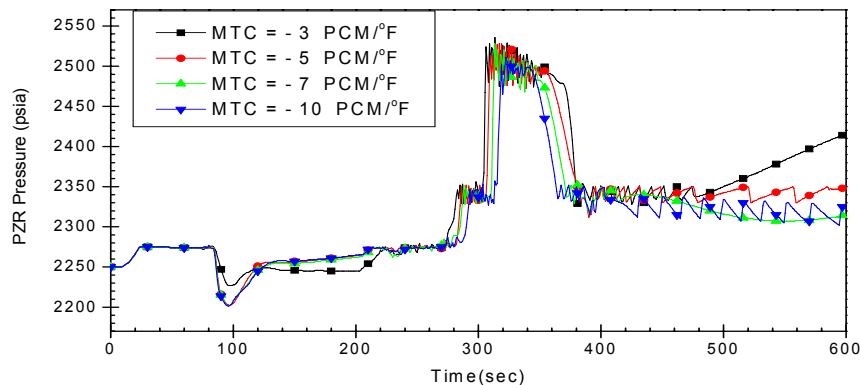


그림 12. 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고시 감속재 온도계수에 대한 가압기 압력 변화(AMSAC 비작동)

#### 4.3.2. 초기출력에 따른 민감도 분석

그림 13은 AMSAC 비작동시 감속재 온도계수  $-7\text{pcm}/^\circ\text{F}$ 일때의 40%FP, 70%FP 및 100%FP 출력시의 가압기 압력 변화를 보여준다. 전출력시 AMSAC 비작동으로 인해 가압기 최대압력은 3410psia로 ASME Service Level C의 허용조건인

3200psig를 만족시키지는 못하고 있으나, 저출력시에는 40%FP, 70%FP 두 경우 모두 만족할 정도의 낮은 압력을 보이고 있다.

그림 14에서 보이듯이 초기출력이 높을수록 증기발생기 2차측 열전달율이 높게 나타난다. 이로 인해 초기출력이 높을 때가 원자로 냉각재계통의 온도가 더 빨리 상승하고 최대압력 또한 더 높게 나타남을 알 수 있다.

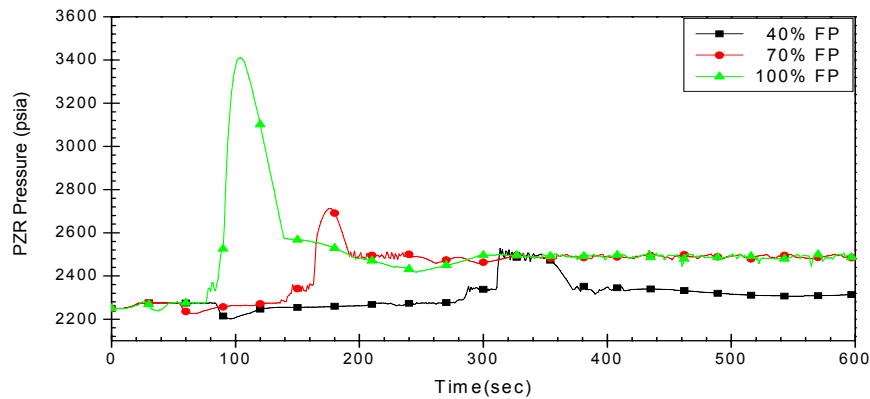


그림 13. 출력변화에 따른 가압기 압력변화 (AMSAC 비작동, MTC=-7pcm/°F)

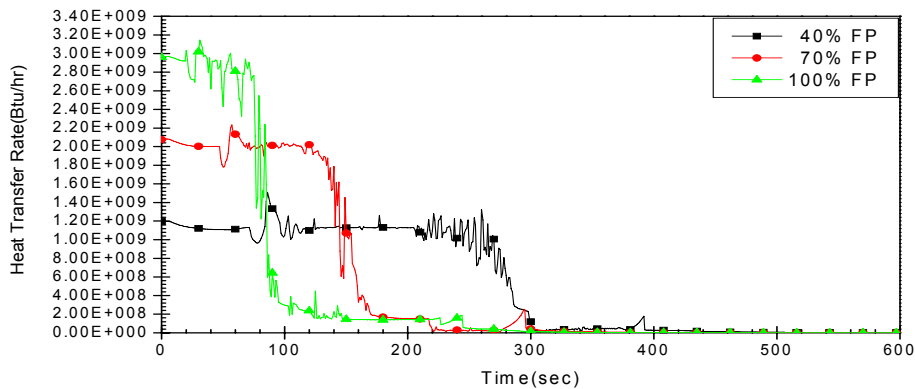


그림 14. 출력변화에 따른 증기발생기 2차측 열전달율 변화 (AMSAC 비작동, MTC=-7pcm/°F)

#### 4.3.3. AMSAC 작동여부에 따른 민감도 분석

그림 15는 AMSAC 작동여부에 따른 40%FP, 감속재 온도계수 -7pcm/°F일때의 가압기 압력 변화를 보여준다.

AMSAC 비작동시에는 313초경에 2528psia, AMSAC 작동시에는 405초경에 2505psia의 가압기 최대압력에 도달한다. AMSAC 작동시에는 AMSAC의 영향으로 가압기 최대압력 도달시간이 90여초가량 지연되는 양상을 보인다.

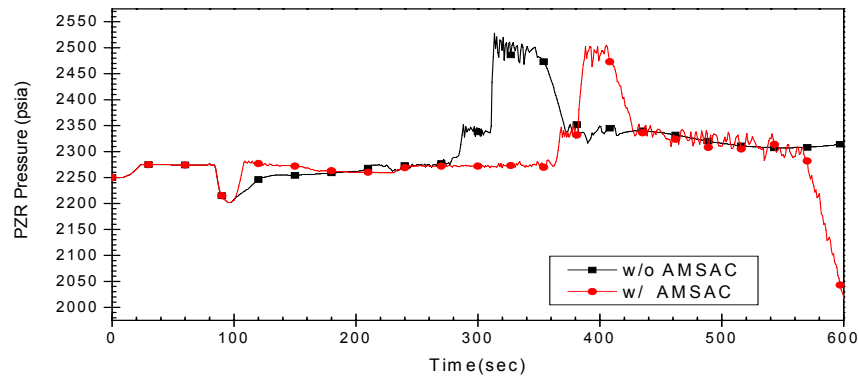


그림 15. AMSAC 작동여부에 따른 가압기 압력변화(40%FP, MTC=-7pcm/°F)

## 5. 결론

최적분석코드인 RETRAN 코드를 이용하여 ATWS 사고에 대한 분석 방법론을 개발하고, 고리 1호기를 대상으로 저출력 운전중 주급수상실 ATWS 사고에 대한 사고분석과 민감도 분석을 수행하였다. 분석결과 AMSAC이 작동치 않는 저출력 운전중에도 감속재 온도계수가 -3pcm/°F, -5pcm/°F, -7pcm/°F, -10pcm/°F인 경우 모두 주급수상실 ATWS로 인한 가압기 최대압력은 ASME Service Level C의 허용조건인 3200psig를 만족시킬 수 있었다. 민감도 분석결과, 감속재 온도계수와 초기출력이 주급수상실 ATWS 사고시 가압기 최대압력에 큰 영향을 미치며, 저출력 운전중의 AMSAC 작동여부는 가압기 최대압력에 미치는 영향은 작으나 AMSAC 작동시에는 AMSAC의 ATWS 사고완화 효과로 인해 가압기 최대압력 도달시간이 AMSAC 비작동시보다 지연된다.

## 후 기

본 연구는 “원전운전과도해석 및 신안전해석 기술개발”연구과제의 일환으로서 수행되었다.

## 참고 문헌

- [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," 2002 춘계학술발표회, 한국원자력학회, 2002.
- [11] "The Reactor Analysis Support Package(RASP)," EPRI NP-4498, EPRI, 1986.
- [12] "Final Safety Analysis Report: Korea Nuclear Unit 1," KHNP.