

## 원전 운전분석기(NPA)를 이용한 고리 3,4호기 ATWS 해석

### ATWS Analysis using Nuclear Plant Analyzer for Kori 3 & 4

배연경, 김한곤

한국수력원자력(주) 엔지니어링지원센터

대전광역시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

RETRAN 코드가 기반이 되는 운전분석기를 이용하여 고리 3,4호기의 ATWS 사고 해석을 수행하였다. 고리 3,4호기용 운전분석기 RETRAN 모델은 실제 발전소의 제어계통과 거의 유사하게 모델되었으며, 모든 입력자료는 최적값을 설정하였다. 본 연구에서는 basecase에 대해 ATWS 사고시 원자로 계통의 출력, 온도, 압력, 총반응도, 냉각재 유량 등의 거동을 검토하였다. MTC에 의한 부반응도 영향을 평가하기 위해 MTC 값에 따른 민감도 분석을 수행하였다. 또한 터빈 정지여부에 따른 사고 결과의 심각성을 알아보기 위해 터빈이 정지하는 경우와 정지하지 않는 경우에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 고리 3,4호기용 운전분석기를 통한 분석 결과는 ATWS의 일반적인 거동을 나타내었고, 초기 MTC값이 음의 방향으로 클수록, 터빈이 정지하는 경우에 일차계통의 건전성 유지에 긍정적인 영향을 주는 것으로 평가되었다.

#### Abstract

ATWS(Anticipated Transient Without Scram) analysis has been performed using NPA(Nuclear Plant Analyzer) based on RETRAN code for Kori 3 & 4. The NPA input model can simulate various control functions of the Kori 3 & 4 and all input parameters are set as nominal values. For the basecase analysis, it is studied on responses of the major parameters, including reactor power, coolant temperature, pressure, total reactivity, RCS flowrate during ATWS. Sensitivity analyses are carried out, in order to evaluate negative reactivity effect with MTC and the effect of turbine trip on RCS integrity during ATWS. From this analysis, the response of RCS during ATWS using NPA is well matched with general understanding on the ATWS. In cases of initial MTC value being large for negative direction and turbine trip in ATWS, it is evaluated that they provide positive effects to maintain RCS integrity.

#### 1. 서 론

경수로 원전 최적 운전분석기 과제에서 개발하고 있는 원전 과도분석시스템은 일차계통 냉각재가 상실되는 사고, 즉 LOCA는 MARS코드를 기반으로 하는 운전분석기에서 수

행하며, 그 이외의 모든 Non-LOCA에 대해서는 RETRAN 코드가 기반이 된 운전분석기에서 수행하도록 설계되고 있다[1]. 본 연구에서는 RETRAN 코드를 이용하여 고리 3,4호기의 원자로 정지불능 사고에 대한 대처능력을 평가하였다.

원자로 정지불능 사고 (Anticipated Transient Without Scram, ATWS)는 1980년대 초 원자로 정지를 요구하는 과도사건 발생시 원자로 정지시스템의 실패로 인한 발전소의 안전성 위협에 대처할 필요성이 있음이 인식되어 논의되다가 1983년 SECY-83-293[2]에서 이에 대한 Rule의 개정이 필요한 것으로 결론지어져 10CFR50.62가 개정되었다[3]. 10CFR50.62에 따라 운전중인 발전소는 웨스팅하우스 형인 경우 AMSAC(Alternate Mitigating Systems Actuation Circuitry), CE형인 경우에는 AMSAC+APS(Alternate Protection System)을 추가하도록 부과되어 이후 설계되는 발전소에 대해서는 추가적인 안전성 평가없이 이들 하드웨어를 추가하는 것으로 ATWS는 해결되어 왔다.

ATWS는 감속재온도계수(Moderator Temperature Coefficient, MTC)에 민감하며, 핵연료 재장전주기의 장기화에 따라 MTC가 양의 방향으로 움직일 경우에는 ATWS 사고에 대한 대처능력을 평가할 필요가 있다.

본 해석은 고리 3,4호기에 대한 ATWS 사고시 MTC 변화에 따른 대처능력을 평가하는 것을 목적으로 하고 있다.

## 2. ATWS 사고

ATWS 사고는 원자로 정지를 요구하는 과도사건 발생시 어떤 이유에서 원자로 정지시스템이 작동하지 않는 사고로 원자로의 압력 거동이 주요 관심사이다. 평가의 기준은 원자로시스템의 침두 압력이 3200psia를 초과하는지 여부이다. 3200psia를 초과할 경우 원자로 용기가 파손되는 것으로 가정한다.

평가기준이 원자로시스템의 과압이기 때문에 초기 과도사건은 과압을 유발하는 사고 중에 이차시스템의 열제거원, 즉 증기발생기 재고량이 가장 빨리 상실되는 사고가 선택된다. 통상적으로 이러한 사고는 주급수펌프가 상실된 상태에서 터빈은 계속 운전중인 상태가 일반적이며, 본 논문에서도 이러한 사고에 대해 원자로시스템의 거동을 분석할 것이다.

원자로 정지시스템이 고장난 것으로 가정하기 때문에 원자로는 사고 이후에도 계속 전출력을 유지하고 있다. 이 상태에서 원자로 출력이 감소할 수 있는 유일한 원인은 이차시스템의 열제거 능력 저하 또는 상실로 인해 일차시스템의 압력 및 온도가 증가하여 이로 인한 음(-)의 반응도가 부가되는 것이다. 따라서 ATWS 사고분석에서는 초기 정상상태에서의 MTC 값이 얼마인지가 매우 중요하다. MTC가 '0'에 가깝거나 양(+)의 값을 갖는 경우에는 원자로시스템의 침두 압력이 3200psia를 초과할 수 있다. 따라서 어떤 경우에도 원자로시스템의 침두 압력이 3200psia를 초과해서는 안된다는 기준은 타당하지 않으며, SECY-83-293에서도 전 주기 길이 중 3200psia를 초과하는 기간이 5%를 넘어서는 안된다는 기준을 권고하고 있다. 대부분의 가압경수로는 주기초에는 MTC 값이 '0'에 가깝거나 어떤 발전소의 경우에는 양(+)의 MTC를 허용하나 주기말로 갈수록 음(-)의 방향으로 가는 것이 통상적이므로 ATWS 사고해석은 주기초가 문제가 되는 경우가 많다.

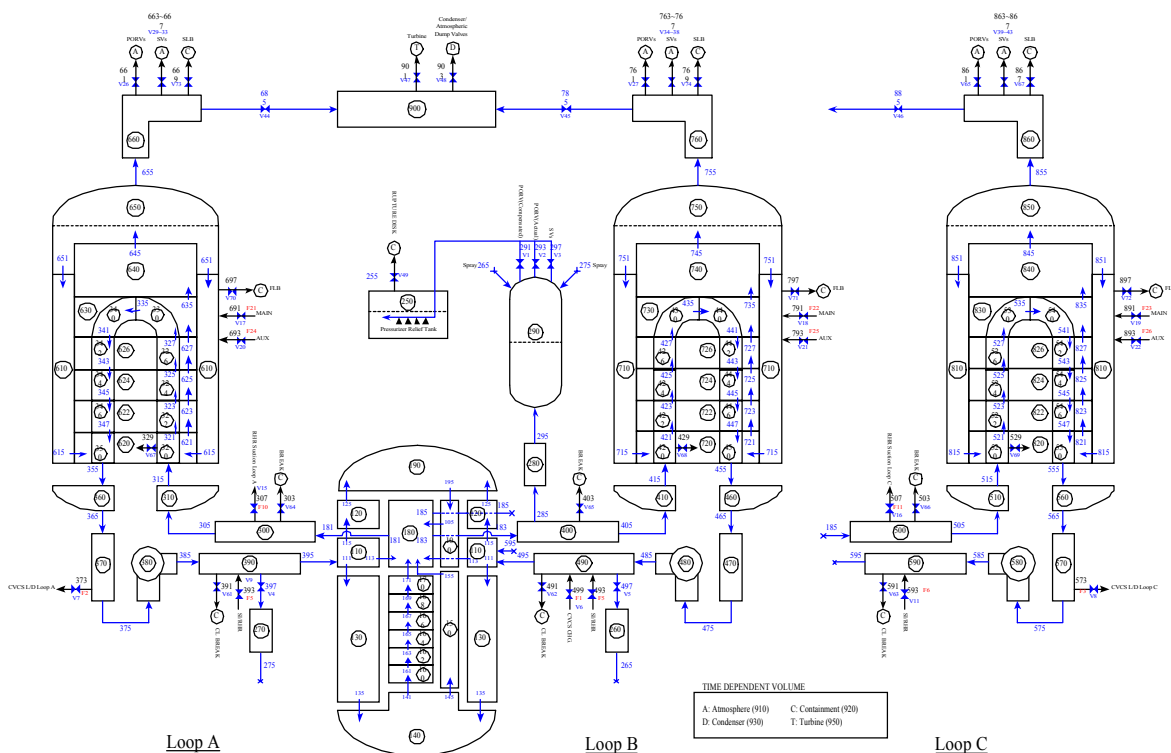
원자로가 정지되지 않은 상태에서 증기발생기를 통한 열제거가 원활치 않을 경우 원자로에서 생성되는 열을 제거할 수 있는 방법은 가압기 PORV 그리고/또는 가압기 안전밸브를 통한 유체 방출뿐이다. 고리 3,4호기와 같은 웨스팅하우스형 원전은 이 두 가지 수단 모두를 통하여 생성되는 열이 방출된다. 그러나 가압기 PORV는 그 용량이 제한되어 있어 압력증가를 억제하는 효율적인 수단은 되지 못하며, 궁극적으로 가압기 안전밸브를 통하여 압력 방출을 수행하게 된다. 따라서 가압기 안전밸브의 용량이 ATWS 사고시 원자로 거동을 좌우하는 또 하나의 중요한 변수로 작용하게 된다.

### 3. RETRAN 모델

해석에 사용된 고리 3,4호기의 Noding Diagram은 [그림 1]과 같다. 원자로 계통의 최적 거동 분석을 위해 99개의 volume과 153개의 junction으로 모델링하였다[4]. 고리 3,4호기용 운전분석기 RETRAN 모델은 모든 과도사건을 최적으로 모사할 수 있도록 개발되었기 때문에 실제 발전소와 거의 유사한 모든 제어계통들이 모델되어 있고, 모든 입력자료들은 최적값으로 설정되어 있다[5].

ATWS 해석을 수행하기 위해 다음 입력들이 조정되었다.

- 원자로 정지가 발생하지 않도록 원자로 정지와 관련된 Trip Card 제거
- 초기 MTC를 조절할 수 있도록 Reactivity 관련 카드 수정



[그림 1] 고리 3,4호기 RETRAN Noding Diagram

## 4. Basecase 계산

### (1) 해석 주요가정 및 초기 조건

본 해석에 사용된 발전소 초기 조건들은 100% 정격출력 운전시의 Nominal 값들을 그대로 사용했다. 해석 목적에 따라 이들 변수 및 조건들은 조절될 수 있다. 통상적으로 ATWS 사고는 설계기준을 초과하는 사고이기 때문에 보수적인 조건 및 입력을 요구하지는 않는다. 따라서 전체적으로는 현재 사용된 초기조건 및 변수들이 그대로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

Basecase의 MTC 값은  $-1.0 \times 10^{-4} \Delta\rho/^\circ\text{F}$ 로 가정하였다. 반응도에 영향을 주는 인자는 MTC 이외에도 FTC (Fuel Temperature Coefficient), 붕소농도 변화에 의한 반응도 등이 있으나, 이들 인자들은 변화하지 않는 것으로 가정하였다.

사건 발생 이전에 정상상태 수렴을 위해 100초간 정상상태를 유지하였다. 이후 설명에서 사고발생시간 '0'초는 실제 운전분석기 작동시간으로 환산할 경우 '100'초가 된다. 100초간의 정상상태 수렴 이후, 발전소 주요 변수에 대한 운전분석기 계산값과 고리 3,4호기 설계값을 [표 1]에 비교하였다[6]. [표 1]에서 보듯이 운전분석기에 의한 정상상태는 잘 모사되고 있는 것으로 판단된다.

### (2) 해석 결과

초기 사고는 모든 주급수펌프가 정지되면서 발생한다. 주급수펌프 정지는 운전분석기 작동후 100초 (이후 과도분석 거동분석에서는 '0'초)에 발생하는 것으로 가정한다. 주급수펌프 정지와 동시에 원자로정지 신호와 터빈 정지 신호가 발생된다. 원자로정지 신호가 발생하나, 원자로 정지가 발생하지 않도록 강제로 원자로 정지 카드를 없앴기 때문에 원자로는 정지되지 않는다. 반면에 터빈은 주급수펌프 정지와 동시에 정지된다. 이후 사고 진행 경과는 [표 2]에 나타내었다.

[표 2]에서 보듯이 가압기와 증기발생기의 PORV는 사고후 각각 6초 및 10.3초후에 개방된다. 증기발생기의 경우에는 터빈 정지로 인해 주증기 배관이 격리된 상태이므로 증기발생기 압력은 계속 증가하여 사고후 18초에 증기발생기 안전밸브가 개방된다. 증기발생기 안전밸브는 이후 증기발생기 이차측이 고갈되기까지 계속 개방된 상태로 유지된다. RCS의 압력은 증기발생기 이차측 재고량이 존재하는 동안에는 MSSV로의 방출로 인한 열제거가 계속 이루어지기 때문에 가압기 PORV 개방압력 근처에서 유지된다. 그러나 증기발생기 이차측이 고갈된 이후에는 가압기 압력이 급격히 증가하여 사고후 100.2초에 가압기 안전밸브가 개방된다.

그러나 증기발생기가 완전히 고갈된 이후에는 노심에서 생성되는 출력을 가압기 안전밸브의 개방으로 인한 유체방출 정도로는 제거할 수 없어 가압기 압력은 계속 증가한다. 사고후 110초에 최대압력 (2747.2psia)에 도달한 후, 출력의 감소로 인해 RCS 압력은 감소하기 시작하여 사고후 147.8초에 가압기 안전밸브가 닫히고 사고는 실질적으로 종료된다. Basecase의 경우는 침투 압력이 2747.2psia로 RCS 파손압력인 3200psia보다 낮아 RCS의 건전성은 유지되는 것으로 나타났다.

[그림 2]는 원자로 정지불능 사고시 원자로 냉각재의 평균온도 거동을 나타낸 것이다. 주급수펌프가 정지되고 이에 따라 터빈이 정지되어 터빈 정지밸브가 닫히면 이차측으로의 열전달율이 감소하여 원자로냉각재 온도가 상승한다. 하지만 [그림 3]에서 보듯이 증기발생기 압력이 증가하여 MSSV가 개방되면, 이차측을 통한 열제거는 다시 회복되어 [그림 2]에서 보듯이 원자로냉각재 온도는 다시 안정화되며 서서히 감소하기 시작한다. 사고후 100초 이후에 [그림 3]에서와 같이 증기발생기 이차측 재고량이 고갈되어 증기발생기를 통한 열제거원이 완전히 상실되면 [그림 2]에서 보듯이 원자로냉각재 온도는 급격히 상승하기 시작하여 수초 내에 600°F에서 670°F로 70°F가량 상승한다. 이후 약 200초 경부터 냉각재 온도는 서서히 감소하기 시작하는데, 이는 원자로냉각재 계통의 압력이 감소함에 따라 ([그림 7]) 포화온도가 감소하고, 사고후 20초 이후부터 공급되는 보조급수에 의한 열제거에 따라 발생하는 현상으로 파악되며, 사고후 450초 이후부터는 원자로냉각재가 다시 과냉각도를 회복하기 시작하며, 원자로냉각재 계통은 안정된 상태가 된다.

[그림 4], [그림 5], [그림 6]은 원자로의 출력 거동과 총반응도 변화곡선, 감속재 온도계수의 변화곡선을 나타낸 것이다. [그림 5]와 [그림 6]에서 알 수 있듯이 ATWS 사고가 진행되는 동안 노심에 삽입되는 부(-) 반응도는 대부분 감속재 온도계수에 의한 것임을 알 수 있다. 예를 들어, 사고후 400초경에 부가되는 총 반응도와 감속재 온도계수에 의해 부가되는 반응도를 비교하면 약 -2.2\$로 거의 같은 것을 알 수 있다. 이러한 부반응도의 삽입에 의해 [그림 4]에서 보듯이 원자로 출력은 제어봉이 삽입되지 않더라도 감소하는 것을 알 수 있다. 사고 직후 삽입되는 부반응도에 의해 원자로 출력은 정격출력의 약 70% 수준까지 감소한다. 사고 발생후 약 100초간은 [그림 2]에서 보듯이 가압기의 압력방출 밸브와 증기발생기의 압력방출 밸브 및 안전밸브에 의한 냉각재 온도 감소로 인해 더 이상의 부반응도가 삽입되지 않아 출력은 거의 일정하게 유지된다. 그러나 증기 발생기 수위가 고갈되면서 냉각재의 온도가 급격히 상승하여 부반응도가 크게 작용하면서 출력은 큰 폭으로 감소하여 열출력 상태에 도달한다. 즉, [그림 4]에서 보듯이 원자로정지가 발생하지 않더라도 부반응도의 삽입에 의해 사고후 150초 정도에 원자로 출력은 잔열 수준으로 감소하는 것을 알 수 있다.

[그림 7]은 1차 계통 압력변화를 나타낸 것이다. 사고발생시 1차측 냉각재의 온도상승으로 체적팽창이 일어나서 냉각재가 가압기쪽으로 밀려 올라가면서 압력이 상승하게 된다. 사고 발생 후 가압기 압력방출 밸브와 증기발생기의 압력방출 밸브, 안전밸브에 의해 1차계통 열이 제거되는 동안 압력도 일시적으로 감소한다. 그러나 사고 발생 100초후에 증기발생기 열제거원이 완전히 상실된 이후에는 가압기 안전밸브가 개방되고, 안전밸브의 개방으로도 압력 상승을 억제하지 못하여 [그림 7]에서 보듯이 가압기 압력은 2747.2psia까지 상승하게 된다. 이후 온도의 상승으로 인한 부반응도의 삽입 및 이에 따른 출력 감소로 인해 생성되는 열에 비해 가압기 안전밸브를 통해 방출되는 에너지가 더 크게 되어 압력은 다시 감소한다. 전술했듯이 사고후 150초 이후에는 원자로 출력이 잔열수준으로 감소한 상태이므로 보조급수 유량만으로 생성되는 열을 제거하기에 충분하며 따라서 가압기 압력은 지속적으로 감소한다.

[그림 8]은 가압기의 액체 체적으로 나타낸다. 사고초기에는 온도상승에 따른 체적 팽창으로 가압기내의 액체 체적이 증가하나, 아직 가압기 상부는 증기로 채워져 있다. 그러나 압력이 급상승하는 100초경에는 팽창율이 급격하여 고압임에도 불구하고 가압기는 물로 찬 상태가 된다. 가압기의 안전밸브가 개방되어 압력방출이 일어나지만, 사고발생 후 100초에서 300초까지 계속 만수위를 나타낸다. 이는 안전밸브만으로 1차계통의 압력과도 상태를 수용하기에 효과적이지 않은 것으로 판단된다. 반면 가압기 압력은 첨두 압력이후로 감소하는데 이는 보조급수계통의 작동으로 1차 계통의 온도가 내려가기 때문이다. 가압기의 압력은 사고발생 150초 후에는 안전밸브 설정치(2500psia) 이하로 내려가는 것을 볼 수 있다. 그리고 안전밸브는 사고발생 147초에서 닫힌다. 가압기 만수위는 압력이 안전밸브 설정치 이하로 내려간 이후로도 150초동안 계속 유지되지만, 보조급수 작동으로 인해 안전밸브를 닫고도 냉각재의 팽창으로 인한 압력변화를 수용할 수 있게 된다.

[그림 9]와 [그림 10]은 가압기 압력방출 밸브와 안전밸브의 방출유량을 나타낸 것이다. 가압기 압력방출밸브는 사고 발생 직후와 100초이후부터 300초 동안 지속적으로 방출하는 것을 볼 수 있다. 안전밸브는 가압기의 압력이 첨두치로 올라가면서 열리기 시작하여 밸브 설정치이하로 떨어지는 150초까지 계속 유량을 방출하여 압력을 낮춘다.

[그림 11]은 1차 계통의 냉각재 유량 변화를 나타낸 것이다. 사고 발생 직후 유량이 감소하다가 70-80초정도 일정하게 유지된다. 사고 발생 100초후부터는 유량이 90%이하로 내려가면서 냉각재 저유량 트립신호가 발생한다. 1차계통의 가열로 냉각재가 팽창하면서 가압기의 안전밸브를 통하여 냉각재가 방출되기 때문에 냉각재 유량은 계속 감소한다. 400초 이후에는 원자로냉각재의 과냉각도가 회복되면서 물의 밀도가 증가하여 냉각재 유량은 다시 증가하는 것을 알 수 있다.

## 5. 민감도 분석

### (1) MTC에 따른 민감도 분석

Basecase는  $MTC -1.0 \times 10^{-4} \Delta\rho/^\circ F$  인 경우에 대해 사고를 해석한 결과이다. 위에서 언급했듯이 원자로 정지불능 사고시 MTC에 의한 부반응도가 사고 완화의 주요한 수단이 되므로 이를 변수로 놓고 민감도 분석을 수행하였다. MTC는  $-1.0 \times 10^{-4} \Delta\rho/^\circ F$ 를 기준으로 -2.0, -1.5, -0.8,  $-0.7 \times 10^{-4} \Delta\rho/^\circ F$ 에 대해 모델하였으며, 이는 density reactivity table data에 해당하는 카드에서 입력값을 변화시켰다. 나머지 입력변수 및 초기 조건은 basecase와 동일하다.

[그림 12]는 MTC에 따른 원자로 출력을 나타낸 것이다. 100초 이후에는 MTC 값에 관계없이 유사한 거동을 보인다. 이것은 100초 이후에는 원자력 출력이 영출력 준위로 감소하기 때문에 MTC에 민감하게 반응하지 않는 것으로 판단된다. 사고 직후부터 100초 사이의 출력거동을 보면 MTC 값과 출력거동이 일관되게 나타나는 것을 알 수 있다.

[그림 13]은 MTC에 따른 총 반응도 거동이다. 사고 시간이 경과함에 따라 MTC값이 클수록 전체적으로는 더욱 큰 부반응도를 나타내는 것을 알 수 있다. MTC가  $-0.7 \sim -1.0 \times 10^{-4} \Delta\rho/^\circ F$  구간에서는 사고후 총 반응도 거동이 일반적인 예측과는 다소 다르게 나

타하는데, 이는 MTC 이외에 총 반응도에 기여하는 나머지 인자들에 의한 영향, 또는 MTC를 결정하는 인자들, 즉 감속재의 온도 및 압력 거동의 차이에 의한 것으로 판단된다.

[그림 14]는 MTC에 따른 가압기 압력변화를 나타낸 것이다. 전체적으로는 MTC값이 음(-)의 방향으로 클수록 가압기 첨두 압력은 낮게 나타나는 것을 알 수 있다. MTC가  $-1.5 \times 10^{-4} \Delta p / ^\circ F$  이하가 되면 가압기 압력 거동이 원자로가 정상적으로 정지되는 일반적인 열제거 사고와 크게 다르지 않다. 그림에서 알 수 있듯이 MTC가  $-0.7 \times 10^{-4} \Delta p / ^\circ F$ 인 상태에서도 가압기 첨두 압력이 3100psia 이하로 유지되어 원자로냉각재계통의 건전성은 확보되는 것으로 나타났다.

## (2) MTC에 따른 가압기 첨두 압력 평가

앞서 basecase에 대해 가정했듯이 터빈과 주급수 펌프가 정지되는 것은 이차측 열제거원의 상실을 의미하므로 정지되지 않은 원자로에서 생산되는 열에 의해 1차 계통의 압력은 빠르게 상승하게 된다. 이 급속한 압력상승을 방지하기 위해 가압기 안전밸브가 작동하게 된다. 이는 사고 완화의 중요한 수단으로 작용한다. 그러나 다른 수단이 없다면 가압기 안전밸브를 통한 에너지 방출이 동 사고를 궁극적으로 완화할 수는 없다.

하지만 가압경수로는 고유안전성을 확보하고 있다. 원자로의 고유궤환반응이 그것인데, 원자로의 냉각재 온도가 상승하게 되면 원자로에는 부반응도가 부가되어 원자로 출력이 감소하도록 하여 결국은 원자로는 정지될 것이다. 문제는 이 부반응도가 어느 시점에 어느 정도로 작용하여 출력을 감소시킴으로써 원자로냉각재 계통의 안전성이 위협받기 이전에 사고를 완화시키느냐 하는 점이다.

가압기의 안전밸브 설정치 및 용량은 이 사고, 즉 ATWS를 고려하여 설계되어 있지 않다. 가압기 안전밸브는 설계기준사고를 대처하기 위하여 설정치 및 용량이 결정된다. 따라서 사고발생시 원자로의 MTC가 어느 상태에 있는지가 사고결과에 큰 영향을 주게 된다.

[그림 15]는 MTC에 따른 1차 계통의 첨두압력을 계산한 것이다. MTC 값이 클수록 사고시 1차측 첨두 압력이 내려가는 것을 볼 수 있다. 그러나 MTC가  $-0.5 \times 10^{-4} \Delta p / ^\circ F$ 에 가까워질수록 첨두 압력이 3100psia까지 상승하여 응력한계인 3200psia에 근접하는 것으로 나타났다. 첨두 압력 거동의 기울기도 MTC가 어느 값 이상 (음의 방향으로)이 되면 MTC 변화에 의해 큰 영향을 받지 않는다. 이것은 MTC가 어느 정도 이상의 음의 값을 가지게 되면 과압방지가 가압기 안전밸브로 충분함을 의미하는 것이다. MTC 값이 '0'에 근접할수록 첨두 압력의 기울기가 급하게 나타나는데, 이것은 원자로에서 생성되는 열을 가압기 안전밸브를 통한 방출만으로는 제어하기가 불충분하게 됨을 나타내는 것이다.

[그림 16]의 경우는 MTC가  $-0.5 \times 10^{-4} \Delta p / ^\circ F$ 과  $-0.6 \times 10^{-4} \Delta p / ^\circ F$ 일때 가압기와 노심 하부공동부의 압력 거동을 나타낸 것이다. 그래프가 100초경까지밖에 나타나지 않은 이유는 RETRAN 코드는 일차계통내의 어떤 부분이라도 3200psia를 초과할 경우 더 이상의 압력 계산을 하지 않고 중단하기 때문이다. 그림에서 보듯이 원자로 하부 공동의 압력이 가압기 압력에 비해 높게 유지되는 것을 알 수 있다. 그 이유는 원자로 하부 공동이 일차계통

에서 가장 낮은 위치에 있기 때문에 추가의 정압에 의해 가압기 압력보다 높게 나타나는 것이다. 그림에서 보듯이 가압기 압력은 아직 3200psia에 도달하지는 않았으나, 원자로 하부 공동의 압력이 3200psia를 초과하는 것으로 나타나고 있다.

### (3) 터빈 정지 여부에 따른 가압기 침투 압력 평가

Basecase에서는 주급수펌프 정지와 동시에 터빈이 정지되는 것을 가정하였다. ATWS 사고시 터빈이 정지 여부는 사고시 열제거원 확보라는 측면에서 매우 중요하다. 터빈정지까지 실패할 경우 이차측 재고량은 터빈이 정지된 경우에 비해 빠르게 감소한다. 결국 사고 초기에는 보다 효율적인 열제거가 이루어 질 수 있으나, 열제거원 상실시간이 빨라져서 궁극적으로 사고 결과에 부정적으로 작용하게 된다. 이러한 이유로 10CFR50.62에서는 가압경수로에 대해 기존의 터빈 정지계통에 추가하여 AMSAC이라는 보조 정지계통을 추가할 것을 요구한 것이다. 즉, 고리 3,4호기와 같은 웨스팅하우스 발전소들은 ATWS 사고 발생시 터빈이 적절한 시점에 정지될 경우 원자로냉각재계통의 건전성을 위협받지 않는다는 것을 의미한다.

[그림 17]은 basecase에 대해 터빈이 정지되지 않는 경우의 가압기 침투압력을 비교한 것이다. 사고 초기에는 터빈이 정지되지 않은 경우가 터빈이 정지된 경우에 비해 가압기 압력이 낮게 유지되는 것을 알 수 있다. 이는 [그림 18]에서 보듯이 초기에 방출되는 증기 유량이 터빈이 정지되지 않은 경우가 터빈이 정지된 경우에 비해 많기 때문에 열제거가 효과적으로 이루어지기 때문이다. 그러나 터빈이 정지되지 않은 경우에 이차측 재고량이 상실되는 순간 ([그림 18]에서 사고후 70초 근처)부터 [그림 17]에서 보듯이 가압기 압력은 급격히 상승하여 침투 압력이 3200psia를 초과하게 된다. 터빈이 정지된 경우에 이차측 재고량이 고갈된 이후의 압력 상승폭보다 터빈이 정지되지 않은 경우가 상대적으로 크게 나타나는 이유는 증기발생기 이차측의 고갈이 빨리 발생함에 따라 원자로 출력이 아직 충분히 감소하지 않은 상태에서 열제거원이 상실되기 때문이다.

이 민감도 분석으로부터 터빈 정지 여부가 ATWS 사고 거동에 미치는 영향을 알 수 있다.

## 6. 결론 및 추후연구

본 논문에서는 운전분석기를 이용하여 고리 3,4호기의 ATWS에 대한 대처능력을 평가해 보았다.

MTC값이  $-1.0 \times 10^{-4} \Delta p / ^\circ F$ 인 basecase의 경우 원자로계통의 노심출력, 가압기 압력, 냉각재 온도, 총반응도, 냉각재 유량 등의 거동은 ATWS 사고의 일반적인 경향[7]과 일치하고 있음을 확인하였다.

ATWS 사고시 주요한 사고 완화수단이 되는 MTC에 의한 부반응도를 변수로 놓고에 값에 따른 민감도 분석을 수행하였다. MTC 값이 음의 방향으로 클수록 사고시 일차계통의 침투 압력은 MTC 변화에 큰 영향을 받지 않았다. 그러나 0에 가까울수록 침투 압력은 응력한계인 3200psia를 초과하여 일차계통의 건전성이 위협받는 것으로 나타났다.



또한 ATWS 사고시 터빈 정지여부에 따라 사고 결과가 더욱 심각해질 수 있는데, 사고 후 터빈이 정지하지 않는 경우 증기발생기 이차측 재고량 고갈이 더욱 빠르게 일어나므로 일차계통의 압력은 3200psia를 초과하는 것으로 나타났다. 이를 통해 ATWS 사고시 터빈 정지가 사고 결과에 미치는 영향을 파악하였다.

본 연구에 이용된 운전분석기는 1차년도에 개발된 것으로 현재 개발 중에 있으며, 고리 3,4호기에 대한 입력 또한 검증이 더 요구되므로 이에 대한 추후 개발 및 검증을 통해 ATWS를 재수행할 예정이다.

### 참고문헌

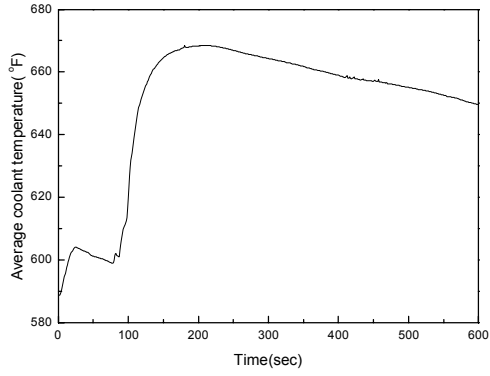
1. 원자로 과도분석 시스템 버전 1.0, KAERI, 2002. 12
2. W.J. Dircks, "Amendments to 10CFR50 Related to Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events", SECY-83-293, USNRC, Jul. 1983
3. "Requirements for Reduction of Risk from ATWS Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants", 10CFR50, Part 50.62, Jun. 1984
4. 고리 3,4호기 입력 및 입력배경서 KAERI/TR-2376/2003
5. 고리 3,4호기 제어 및 보호계통 입력 및 입력배경서 TAD/M2002-06 Rev. 0
6. 고리 3,4호기 최종안전성분석보고서
7. T.M. Anderson, "Anticipated Transients Without Scram for Westinghouse Plants", NS-TMA-2182, Dec. 1979

[표 1] 고리 3,4호기 원자로 정지불능사고 해석 주요 가정 및 초기 조건

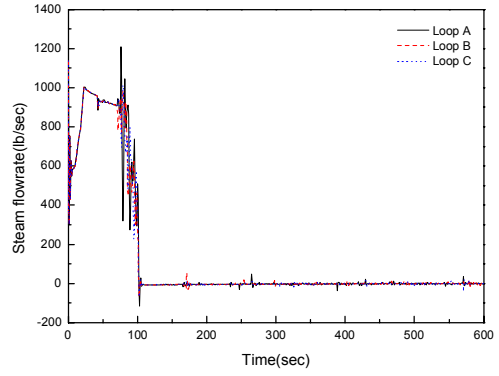
변 수	설계값	계산값
노심 출력, 102%(MWt)	2775.0	2775.0
가압기 압력(psia)	2250.0	2250.0
일차 계통 온도		
$T_{hot}(^{\circ}F)$	619.9	619.9
$T_{cold}(^{\circ}F)$	557.0	557.0
펌프당 냉각재 유량 (lb/sec)	10101.9	10097.4
이차측 압력(psia)	964	948.4
증기유량 (lb/sec)	3413.9	3414.0
급수 온도( $^{\circ}F$ )	440.0	447.6

[표 2] 고리 3,4호기 원자로정지불능시 사고 진행순서

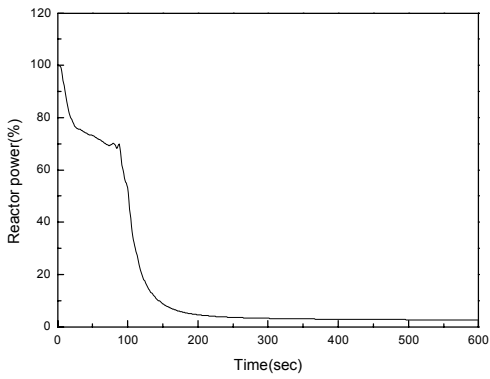
Events	Time (sec)
Turbine trip & Main feedwater pump trip	0.0
Motor driven auxiliary feedwater pump begin delivering flow to SG	0.0
PZR power-operated relief valves open	6.0
SG power-operated relief valves open	10.3
SG safety valves open	18.0
SG low-low level trip setpoint reached	20.1
Turbine driven auxiliary feedwater pump begin delivering flow to SG	20.3
PZR hi pressure trip setpoint reached	99.0
Low steamline pressure actuate MSIV	100.1
PZR safety valve open	100.2
RCS low flow(%)	103.0
Pressurizer solid	109.0
Peak PZR pressure reached(2747.17psia)	110.0
PZR safety valves shut	147.8
PZR Vaporization	312.0



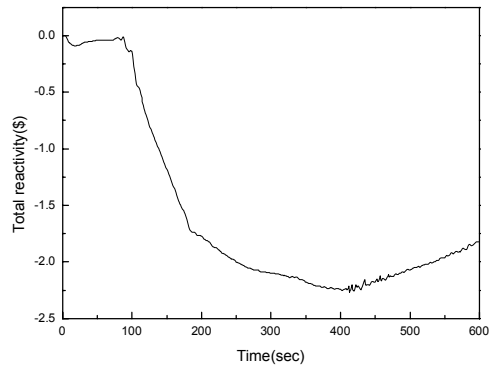
[그림 2] 원자로 냉각재의 평균온도



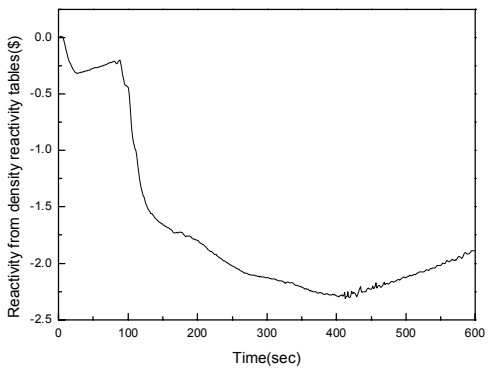
[그림 3] 증기발생기 방출 유량



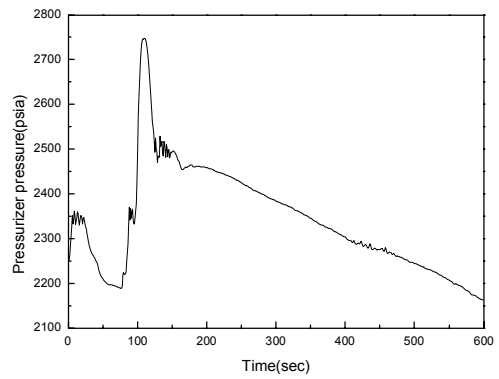
[그림 4] 원자로 출력



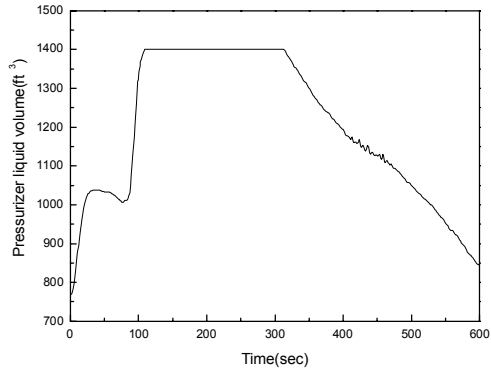
[그림 5] 총 반응도



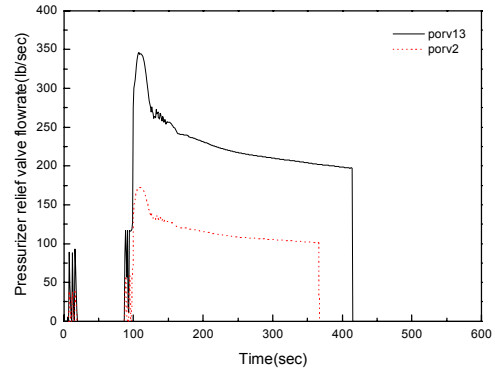
[그림 6] 감속재 온도계수



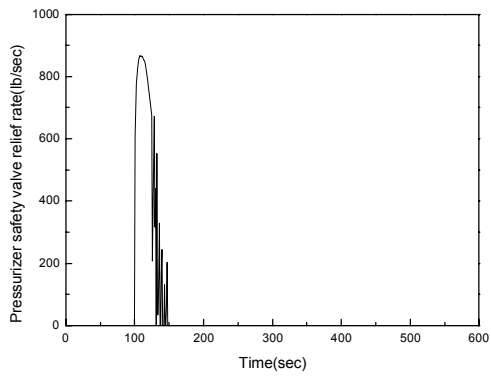
[그림 7] 1차 계통 압력



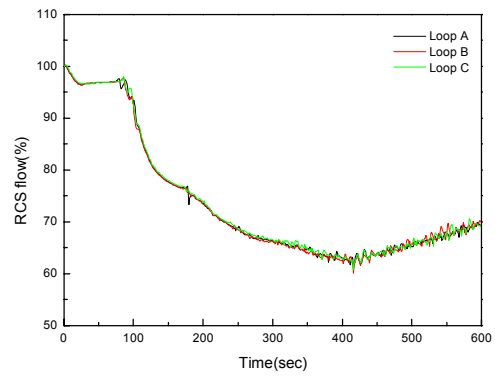
[그림 8] 가압기 액체 체적



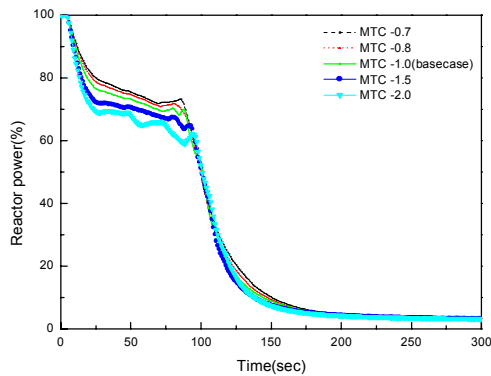
[그림 9] 가압기 압력방출밸브 방출 유량



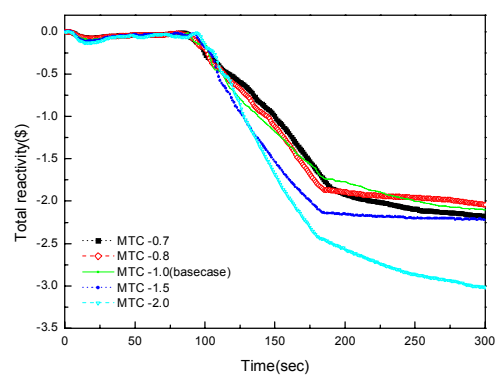
[그림 10] 가압기 안전밸브 방출 유량



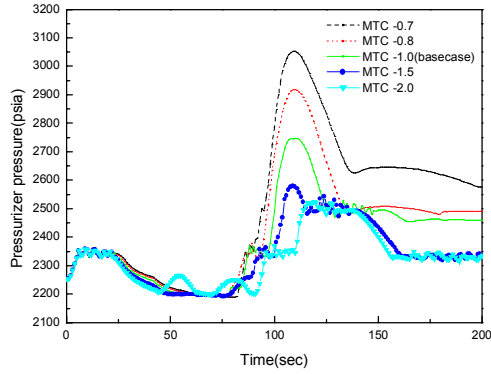
[그림 11] 냉각재 유량



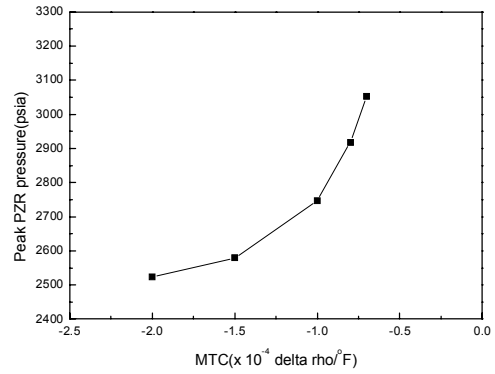
[그림 12] MTC 변화에 따른 출력



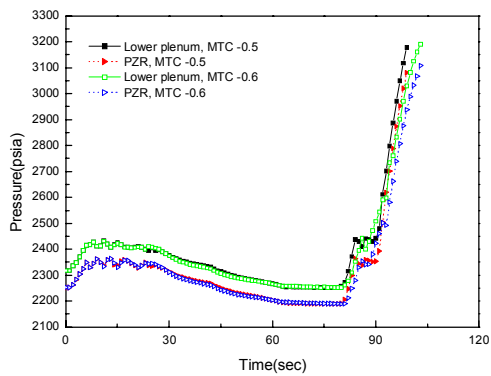
[그림 13] MTC 변화에 따른 총 반응도



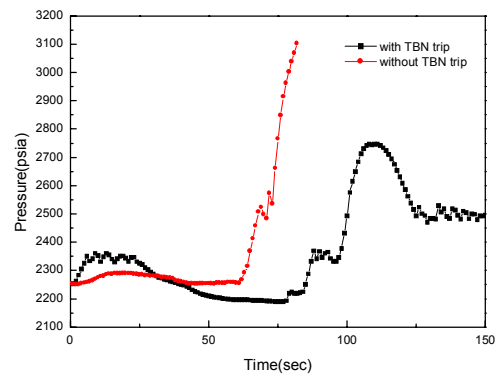
[그림 14] MTC 변화에 따른 가압기 압력



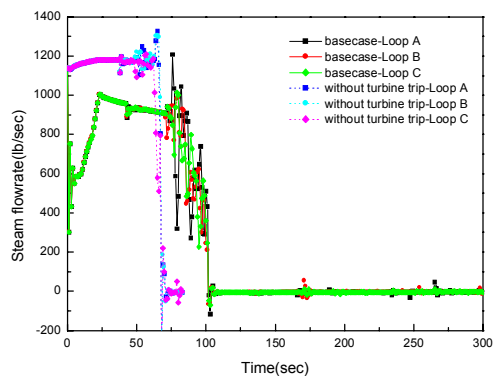
[그림 15] MTC에 따른 가압기 첨두압력



[그림 16] MTC에 따른 가압기 및 노심



[그림 17] 터빈정지여부에 따른 가압기 첨두 압력 분포



[그림 18] 터빈정지여부에 따른 증기발생기 방출 유량