

## 원자로정지불능예상과도 위험도 감소에 대한

### 규제 관점에서의 고려 사항

## Considerations on Reduction of Risk from Anticipated Transients

### Without Scram in a Regulatory Perspective

안승훈, 오덕연, 김인구, 이석호

한국원자력안전기술원

대전 유성구 구성동 19 번지

### 요 약

원자로정지불능예상과도(ATWS)는 예상운전과도(AOO) 발생 시 원자로보호시스템의 정지부의 고장이 동반되는 사고이다. 이 사고에 대하여 관심을 갖는 이유는 어떤 가상적인 조건 하에서 이 사고는 노심 용융을 포함한 노심손상과 더불어 대량의 방사능 누출을 가져올 수 있기 때문이다.

본 연구에서, ATWS 위험도 감소에 대한 고려사항이 10CFR 50.62의 기술적 배경에 대한 조사와 함께 논의되었다. 이러한 논의에서 노심 장주기 운전 전략이나 출력 증강 등의 최근의 경향 때문에 ATWS에 기인한 RCS 과압을 진압하지 못할 정도로 감속재온도계수가 충분치 못한 음의 값을 가질 수 있다는 점이 주목되었다. 음의 반응도 궤환효과는 심층방어의 주요한 부분을 구성하므로 규제관점에서는 RCS 과압에 대한 그 효과를 상세히 평가할 필요가 있다.

### Abstract

ATWS (Anticipated Transients Without Scram) are anticipated operational occurrences accompanied by the failure of the reactor trip portion of the reactor trip system. ATWS accidents are a cause of concern because under certain postulated conditions they could lead to significant core damage including core melt and to the large release of radioactivity to the environment.

In this study, considerations on reduction of risk from ATWS were discussed with examination of the technical background of 10CFR 50.62. Considering the recent trends of the extended core cycle and the power uprating, it is recognized that the moderator temperature coefficient can become less negative than to suppress the RCS overpressure followed by ATWS. Because the negative reactivity feedback is one inherent level of multiple

defenses, the effect against the RCS overpressure needs to be assessed in detail.

## 1. 서론

원자로정지불능예상과도(ATWS)는 예상운전과도 발생시 원자로정지시스템의 기계적 혹은 전기적 고장에 의하여 원자로가 자동 정지되지 않는 사건을 말한다[1]. 이 사건이 주목되는 이유는 어떠한 가상 조건 하에서 노심 용융이 발생할 수 있고 원자로냉각재시스템의 손상을 가져올 수도 있으며 결국에는 환경으로 대량의 방사능 누출을 야기할 수 있기 때문이다.

1960년대 말에 미국에서 ATWS에 대한 안전성 문제가 제기된 이후에 1970년대에 US NRC를 포함하여 미국의 산업체에서는 광범위하게 이에 대한 연구를 수행하였다. 많은 연구 결과는 원자로정지시스템의 신뢰도, ATWS 발생 확률, 노심손상빈도(CDF)에 대하여 서로 다른 결과를 보여 주었다. 이러한 다른 결과에 대한 논쟁으로 인하여 NRC는 ATWS를 미해결 안전성 문제 (USI) A-9으로 지정하고 ATWS가 CDF의 잠재적 주요 인자인 지를 결정하기 위하여 연구를 수행하였다[2]. 1983년 Salem 1 호기 발전소에서 ATWS 사건이 발생한 이후에 NRC는 ATWS 규정의 제정이 요구된다는 규제 분석 결과를 발표하였고[3], 이에 따라 1984년 6월에 ATWS로부터의 위험도 감소에 관한 요건을 규정한 10CFR 50.62를 제정하였다[1]. 이 규정에서 미국 내 모든 가압경수로(ATWS)를 지시하는 조건에서 자동으로 보조급수계를 동작시키고 터빈정지를 가져오는 ATWS 완화계통(AMSAC)을 갖추도록 요구하고, 이에 추가하여 Babcock & Wilcox형 발전소, Combustion Engineering형 발전소는 감속재온도계수(MTC)에 대한 과도한 원자로냉각재 과압의 잠재성 때문에 원자로정지계통과는 별도의 다중정지계통(DSS)을 갖도록 요구하고 있다. SECY-83-293[3]에 따르면 이러한 규정이 가동중인 재래의 원자로 계통 설계 및 운전 조건에서 평가한 ATWS의 위험도에 근거하여 소위 가치/비용 효과 비 (Ratio of Value and Impact)를 최대화시키는 발전소 성능 개선을 요구하고 있는 한편, 새로운 설계의 원자로에 대하여는 ATWS 위험도를 최소화시키는 방안을 강구하도록 동기를 부여한다.

여기에서는 10CFR 50.62의 규정에 대한 기술적 배경을 고찰하고 이러한 배경에 근거하여 ATWS에 대한 규제관점에서의 고려 사항을 평가하고자 한다.

## 2. 10CFR 50.62의 기술 배경

### 2.1 ATWS 현상

주급수유량의 상실과 같이 원자로냉각재를 과열시키는 예상운전과도가 발생하였을 때

원자로 정지가 되지 않으면, 원자로는 계속 출력을 내는 반면 이차 측 열제거는 감소하기 때문에 일차 측 온도는 상승하게 된다. 일반적으로 음의 값을 갖는 감속재온도계수는 일차 측의 출력을 감소시키는 효과를 주지만, 열제거 감소에 따른 압력증가를 충분히 상쇄할 수 없다. 만약 양의 감속재온도계수를 갖는다면 일차 측의 출력을 증가시켜 일차 측의 더욱 급격한 압력 증가를 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 결합 효과는 항상 음이므로 결국 원자로 출력은 일차와 이차 측의 에너지 균형을 이루는 방향으로 가지만, 이 때에는 이미 충분히 높은 원자로냉각재 온도와 압력에 의해 가압기는 만수 상태에 이를 수 있다.

일차 측 압력은 증기발생기가 완전히 고갈될 때까지는 급속히 증가하지 않으나 주급수 상실의 경우에는 증기발생기 고갈에 걸리는 시간이 수 분에 지나지 않는다. 주급수 상실의 경우가 아니면 일반적으로 복수기저장탱크가 고갈되어 주급수계통이 정지될 때까지는 증기발생기로부터 일차 측의 열을 제거할 수 있다. 증기발생기의 물이 고갈되는 시점에서는 압력이 급속히 증가하므로 제어봉 삽입이나 붕소 주입에 의하여 노심 출력을 감소시킬 수 없다면 일차 측 압력의 급속한 증가로 결국 가압기 안전밸브를 포함한 압력 방출밸브의 개방을 가져온다. 이러한 밸브의 개방이 일차 측의 압력을 감소시키는 효과를 가져올 수 있으나 감속재온도계수가 충분히 음의 값이 아닐 경우에는 밸브의 개방 압력보다 훨씬 높은 압력까지 상승할 수 있다. <그림 1>은 고리 1 호기 정격 열출력 운전 중 주급수 유량 상실에 대하여 원자로 정지가 발생하지 않는 경우에 대한 일차 측 압력 거동을 RELAP5/MOD3.3 beta[4]에 의한 계산 결과를 보여 준다. 감속재온도계수는 16 주기와 20 주기 노심에서의 주기 설계값에서 상부 5 % 값을 선정하였다. 이 그림에서 충분한 음의 감속재온도계수 값에 대해서는 계통의 압력 방출 능력에 의하여 일차 측의 압력 상승을 억제할 수 있으나 충분치 않은 음의 값에 대해서는 매우 높은 압력 증가를 가져올 수 있다는 것을 보여 준다. 밸브의 개방으로 일차측 냉각재가 누출되고 이에 따른 재고량 감소가 노심 노출을 가져올 수 있으므로 가능한 빨리 일차 측 압력을 감소시켜 붕산수를 주입하여야 한다.

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

## 2.2 SECY-83-293의 ATWS 평가 모델 및 규제 분석

SECY-83-293은 ATWS 사건의 위험도를 감소시키기 위하여 경수로 설계에 있어서 요구되는 것이 무엇인지를 찾기 위한 규제 분석 결과를 제시하며 이는 10CFR50.62 규정의 기술적 근거를 제공한다. 이 보고서에서는 Westinghouse 설계 발전소와 Combustion Engineering 및 Babcock & Wilcox 설계 발전소에 대하여 ATWS의 사건 수목을 포함하고 있다. 이 보고서에서 도입하고 있는 P(ATWS)는 SECY-83-293 발간 당시 산업체와 NRC에 의해 채택된 위험도의 척도로써 노심손상, 격납건물 기능상실 및 방사능 누출을 가져올 수 있는 한계를 초과하는 발전소 조건에 이르는 ATWS의 연간 발생 확률로써 정의된다. 이러한 한계는 RCS의 압력이 ASME Service Level C에 해당하는 3200 psig로서 규정된 반면, 설계사에 의하여 제안된 비상조건의 압력은 원자로냉각재압력경계의 변형 및 증기발생기 전열관 파손 등의 이유로 기각되었다. 이 보고서에서는 매우 단순한 ATWS 분석 모델을 고려하였으며 이 모델을 사용하여 P(ATWS)를  $1 \times 10^{-5}$  이하로 감소시킬 것을 제안하였다.

<그림 2>에서 <그림 5>까지는 10CFR50.62가 제정되기 이전의 발전소 설계에 대하여 SECY-83-293에서 제시한 ATWS 사건 수목과 P(ATWS) 결과를 보여 준다. 이 결과에서 초기사건 발생빈도를 평가할 때 그 당시의 원자로정지 자료를 기준으로 연간 4회를 가정하였으며 이 경우 터빈 정지와 비-터빈정지 시나리오를 각각 70 %와 30 %로 할당하였다. RPS의 신뢰도에 대해서는 많은 논란이 있었지만 요구당 실패확률을  $2 \times 10^{-5}$ 으로 고려하였다. ATWS를 완화시킬 수 있는 보조급수계통 및 안전주입계통의 신뢰도는 당시의 자료에 근거하여 평가되었다. 이 모델에서 한 주기동안 ATWS 발생시 불충분한 음의 MTC에 기인하여 원자로냉각재계통의 압력이 3200 psig에 도달할 수 있는 기간 분율을 MTC 과압인자 (MTC Overpressure Factor: MTC OPF)라고 한다. 이 값은 압력방출능력 과 초기 이차측 재고량이 주어진 어떤 원자로계통설계에 대하여 노심설계와 관련된 MTC 값에 의존하며 ATWS 발생시의 열수력 거동을 평가함으로써 구할 수 있다. SECY-83-293 평가 당시의 각 설계사 원전 설계에 대한 ATWS 평가로부터 MTC OPF는 Westinghouse 설계 원전의 경우 터빈정지 시나리오에 대하여 0.01, 비-터빈정지 시나리오에 대하여 0.1, Babcock & Wilcox 및 Combustion Engineering 설계 원전의 경우 0.5가 터빈정지 및 비-터빈정지 시나리오 모두에 적용되었다. 이것은 ATWS가 발생할 경우 Westinghouse 설계 원전에 비하여 Babcock & Wilcox 및 Combustion Engineering 설계 원전은 한 주기 동안 3200 psig를 초과할 수 있는 기간이 상대적으로 긴 것을 나타낸다.

이러한 압력방출능력의 상대적 차이점 때문에 ATWS 위험도를 감소시키는데 있어 다른 접근 방법들이 논의되었다. <표 1>은 ATWS 위험도를 감소시키기 위해 제안된 발전소 변경 안과 각각의 P(ATWS)를 보여 준다. Westinghouse 설계 원전의 경우 AMSAC의 설치에 의하여 P(ATWS)를  $1 \times 10^{-5}/\text{yr}$  이하로 가져갈 수 있음을 보여 주나 Babcock & Wilcox 및 Combustion Engineering 설계 원전에 대하여는 AMSAC과 DSS 설치 만으로

는 이를 달성할 수 없었다. 이 두 설계 원전의 과도한 MTC OPF를 감소시키기 위하여 표에서 보듯이 가압기에 추가로 안전밸브를 설치하고 노심설계를 통하여 MTC를 충분히 음의 값으로 가져가는 방안을 고려하면, MTC OPF가 0.10으로 갈 때 P(ATWS) 목표치를 충분히 달성할 수 있다. SECY-83-293 보고서에서는 ATWS 위험도 감소를 위한 규정을 만들기 위하여 추가로 규제 효과 분석을 수행하였으며 이를 가치/비용효과 비(Value/Impact Ratio)로 표현하였다. 이 인자는 발전소 수명기간 중 ATWS 발생으로 인한 사회적 비용의 감소 효과와 발전소 변경에 필요한 비용 효과의 비를 의미한다. 이 인자의 값이 크면 클수록 우선적인 대안이 될 수 있음을 의미하며 1.0 이상의 값은 발전소를 변경하는 것이 비용면에서 효율적임을 의미한다. 그 결과는 Westinghouse 설계 원전에 대하여 AMSAC이나 혹은 DSS 만을 설치하였을 때 3.0 근방으로 나오며 AMSAC과 DSS를 동시에 설치하면 거의 1.0 근방으로 나오는 것을 보여 주었다. Babcock & Wilcox 및 Combustion Engineering 설계 원전에 대하여는 AMSAC과 DSS를 공히 설치할 때 3.0 근방으로 나오지만 운전 중인 발전소에 대하여 가압기에 추가로 안전밸브를 설치하는 등의 변경은 0.4로 많은 비용이 드는 것으로 평가되었다. 그렇지만, 새로운 원전에 대하여는 발전소의 변경을 요구하는 것이 아니므로 거의 1.0의 가치/비용효과 비가 나오는 것으로 추정하였다. 이러한 SECY-83-293의 규제 분석 결과에 따라 운전 중인 원전에 대하여는 가치/비용 효과 비가 높은 대안을 요구하는 방향으로 10CFR50.62 규정이 작성되었다.

### 3. ATWS 위험도에 대한 고려사항

#### 3.1 공학적 평가

ATWS는 USNRC Regulatory Guide 1.70[5]에 따라 안전성분석보고서 15.8 절에 기술하도록 요구되는 반면 그 지침서 발간 이후의 연구[6,7]에서 다른 전통적인 설계기준사고와는 달리 발전소의 공칭 운전조건을 사용하여 계통 거동을 분석하여 노심 손상이 되는 조건을 결정하고 원자로보호계통 등의 신뢰도 등을 평가하여 최종적으로 이 사건 시 노심 손상 확률을 결정하도록 요구하고 있다. 이 사건은 초기 발단 사건이 아니며 어떤 발단 사건과 동시에 원자로정지계통의 고장을 가정하는 이중 고장 사건이다. 이러한 점에서 안전성분석보고서에서 기술된 사건의 해석과는 다른 방식의 접근이 타당할 수 있다. 전통적으로 설계에 고려된 발단 사건의 해석은 사건 전개 과정의 가능한 불확실성을 수용하도록 보수적인 접근 방법을 요구하는 반면, 공통원인고장 등과 같이 다중고장 사건에 대하여는 공칭 운전 조건을 사용하는 등의 실제적 접근 방법을 용인하는 것이 현재의 규제 관행이다[8].

이러한 공학적 평가를 수행할 때 가장 유의하여야 하는 것이 심층 방어 유지 여부이다. 심층 방어는 원자력 안전의 가장 중요한 요소로서 간주되어 왔으며 공공의 지지를

담보할 수 있는 강력한 수단으로 인용된다. ATWS 사건으로부터 노심 손상을 동반하는 원자로압력경계의 손상을 방지할 수 있는 방어의 단계는 운전원 조치에 의한 원자로 정지, 음의 감속재온도계수를 포함한 반응도 케환 효과에 의한 사건의 완화, 그리고 안전밸브 등의 안전계통 및 기기의 작동에 의한 잠재적인 원자로 계통의 온도 및 압력 과도의 제한 등이 있다. 이러한 심층방어 단계 중 기기 및 계통의 신뢰도나 인위적인 절차에 가장 의존적이지 않은 방어 단계는 반응도 케환의 고유 효과이다. 1980년 중반이래 장주기 등의 운전 유연성 때문에 감속재온도계수 등이 점점 양의 방향으로 이동하는 경향이 있어 왔다. 이러한 경향은 ATWS 발생 시의 자연적인 방어의 단계를 위협할 수 있음을 인지하여 최근에 NRC는 두 원전 소유주에 의한 인허가 신청에 대하여 이를 환기시키는 결정을 내린 바 있다 [9,10]. 감속재온도계수에 대한 이러한 노심 설계 경향이 주요한 방어의 한 단계를 취약화시키는 반면, 적절한 발전소 운전 절차를 포함하여 위험도 정보가 고려된다면 높은 감속재온도계수를 가지고도 ATWS 규정의 기술적 근거를 만족시킬 수 있다고 최근에 Westinghouse 설계원전 소유주 그룹 (WOG)에서 제안한 바 있다 [11]. 이에 대하여는 현재 심층방어 문제 등의 현안을 포함하여 NRC와 WOG 간에 논의가 계속되고 있다.

### 3.2 국내 원전 현황

미국에서는 ATWS 규정 제정 시점에서 정한 노심 손상 확률 목표치 이하로 달성하기 위해 전 가동 원전에 대하여 설비 변경 및 보강이 있었다. 또한 ATWS로 인한 위험도를 감소시키기 위하여 원자로 정지 발단 사건을 감소시키고, 원자로정지계통의 신뢰도를 향상시키기 위한 프로그램을 수행하였으며 지속적으로 목표치 이내로 위험도를 관리하기 위한 노력이 있어 왔다.

국내에서는 ATWS에 대해 일관성 있게 정리된 입장이 지금까지 없었으나 대체로 “이 사건이 원자로정지계통의 신뢰도와 밀접한 관계를 가지고 있기 때문에 원자로정지계통의 신뢰도를 충분히 향상시키면 이 사건 발생 자체를 발전소 설계 시 고려할 필요가 없다.”는 입장이 있어 왔다. 그래서, 1983년 미국에서 Salem 원전의 ATWS가 발생하였을 때 이에 대한 조치로써 Westinghouse 설계 발전소의 원자로정지계통의 신뢰도를 향상시키기 위하여 Shunt trip을 추가하는 조치를 취하였다. 이러한 입장은 ATWS 발생확률을 감소시킬 수 있다는 점에서 긍정적이지만 ATWS 발생시 사고의 결과를 완화시킬 수단을 포함하지 못하기 때문에 미흡한 점이 있다. 한편, Combustion Engineering 설계원전인 영광 3,4호기는 건설허가 당시에 DSS와 AMSAC 기능을 동시에 수행하는 소위 다양성보호계통(Diverse Protection System: DPS)이 설치하여 10CFR50.62의 문구를 충족시키는 것으로 간주되었다[12]. 그렇지만 가동 중이던 Westinghouse 설계 원전에 대한 추가의 조치는 없었으며 왜 그 계통의 설계가 요구되어야 하느냐에 대한 논의가 구체적으로 없었다. 이에 따라 MTC 과압 효과를 평가하기 위한 ATWS 계통 거동 분석은 수행되지 않

있고 확률론적 안전성 평가시에는 System 80 원전에 대한 결과를 확장 적용하였다.

국내 원전의 경우 80 년대 말 이래로 장주기 노심 전략의 일환으로 저출력에서 양의 감속재온도계수를 허용하는 방향으로 노심 설계가 진행되어 왔다. 이러한 조건 하에서도 감속재온도계수는 정격 열출력 하에서 여전히 음의 값을 가지지만, 전체적으로 양의 방향으로 이동한다. 그래서, 10CFR 50.62 규정 제정 당시의 기술적 근거를 위협할 정도로 3200 psig를 초과할 수 있는 감속재온도계수 기간이 주기 중 과도하게 존재할 수 있다. 한편, 최근에 원자로보호계통 디지털화 추세에 따라 공통원인 고장 증가 가능성을 우려하여 국내 Westinghouse 설계 원전에 대하여 ATWS 결과를 완화하도록 AMSAC 설치가 요구되었다. AMSAC의 설치 요구는 10CFR 50.62의 문구를 만족시키는 것이지만 이 규정의 기술적 근거를 만족시키기 위해서 수행된 것은 아니라는 점에서 기술적으로 보완할 필요가 있다.

이러한 이력과 향후에 예상되는 노심 설계 방향 (연료의 고연소도화, 장주기 운전 및 출력 증강 등)을 고려하여 심층 방어 전략을 재고하면서 규제의 일관성을 확보할 수 있는 ATWS 사건에 대한 규제 입장의 정립이 현시점에서 필요하다.

### 3.3 ATWS 위험도 감소를 위한 접근 방법

앞에서 조사된 바에 따라 국내 가압경수형 원전에 대하여 ATWS에 대처하기 위하여 다음의 세가지 방안을 비교·검토하였다.

제 1 안) 원자로정지계통의 신뢰도 향상에 기반한 현재까지의 규제입장 유지

제 2 안) 계통 설계에 무관한 MTC OPF에 대한 제한치 설정

제 3 안) 계통 설계에 대한 확률론적 안전성 평가 결과를 고려한 MTC OPF 제한치 설정

제 1 안은 앞서 지적한 것처럼 ATWS 발생확률을 감소시키는 데 기여를 하지만 그 사고 자체를 완화시키는 수단을 제공하지 못한다. 더욱이 Westinghouse 와 Combustion Engineering 설계 원전에 각각 설치 예정이거나 설치된 계통의 차이를 설명하지 못한다. 그래서, 이는 ATWS 위험도 감소를 위해 적절한 방안이 될 수 없다.

제 2 안은 MTC OPF를 매우 낮은 하나의 값으로 선정함으로써 안전성 향상의 목적을 어느 정도 달성할 수 있다. 이 안의 문제점은 ATWS의 위험도 관점에서 볼 때 압력 방출 능력의 차이가 있는 다른 설계에 대해서도 동일 제한치를 설정한다는 것이며 더욱이 위험도의 다른 인자가 무시될 수가 있다는 것이다. 다른 설계의 원전이 존재하는 국내의 경우에는 이 안을 선정하기에는 무리가 있고 향후 출력 증강 및 핵연료 주기 전략 변경에 제한이 될 수가 있다.

제 3 안에서는 ATWS의 총체적 위험도가 고려된다. ATWS 발생으로 인한 노심손상 확률을 고려하여 MTC OPF의 적절한 제한치를 설정할 수 있다. 이 경우 주의하여야 하

는 것은 ATWS 위험도 인자 평가의 불확실성을 제한치 설정시 충분히 고려하여야 한다는 것이다. 예를 들면 기기 및 계통의 신뢰도가 충분히 존재하지 않은 새로운 설계의 원전에 대해서는 그 불확실도를 고려하여 MTC OPF를 최소화하여야 할 것이다. 이 안을 이행하는 데에 있어 어려운 점은 가동중인 원전에 대한 계통 및 기기 신뢰도 자료를 확보하여야 하며 위험도 정보에 근거한 규제 환경을 마련해야 한다는 데 있다. 이 안이 가장 합리적인 것으로 판단되나 현시점에서 적용하기에 어려움이 있으므로 ATWS 결과를 완화시키는 계통 및 기기 신뢰도에 대한 자료가 충분히 확보되고 인허가 차원에서 논의 될 때까지는 SECY-83-293 모델을 직접 사용하는 것이 바람직하다고 본다.

만약 제 3 안이 규제 선상에서 적극적으로 논의된다면 <그림 6>에서와 같은 대략의 흐름도를 구성할 수 있다. 이러한 평가 절차를 좀 더 단순화시킬 수도 있고 추가의 고려 사항이 있을 수는 있으나 어느 경우든 ATWS에 대한 발전소 대응 능력이 어느 정도인지, 즉, MTC OPF를 평가하는 작업이 선행되어야 할 것으로 판단한다.

#### 4. 결론 및 향후 과제

ATWS에 대한 미국의 규정, 10CFR 50.62와 이의 기술적 배경을 조사하였다. 규제 관점에서 ATWS 위험도 감소에 대한 중요한 고려 사항은 심층 방어의 개념이며 이러한 방어를 구성하는 요소 중 감속재온도계수를 포함한 반응도 궤환 효과는 ATWS 결과를 완화시키는데 가장 자연적인 방어를 제공해준다. 이러한 관점에서 최근의 장주기 운전 전략이나 출력 증강 등은 ATWS에 기인한 원자로냉각재계통 과압을 진압하는데 반응도 궤환의 효과가 충분하지 않을 수 있다. 결국 10CFR 50.62 제정 당시의 기술적 근거를 만족시키는 지가 향후 ATWS 위험도 감소에 대한 규제관점에서 고려되어야 한다.

#### 영어 약어

ATWS: Anticipated Transients Without Scram

AMSAC: ATWS Mitigation System Actuation Circuitry

CDF: Core Damage Frequency

MTC: Moderate Temperature Coefficient

UET: Unfavorable Exposure Time

USI: Unresolved Safety Issue

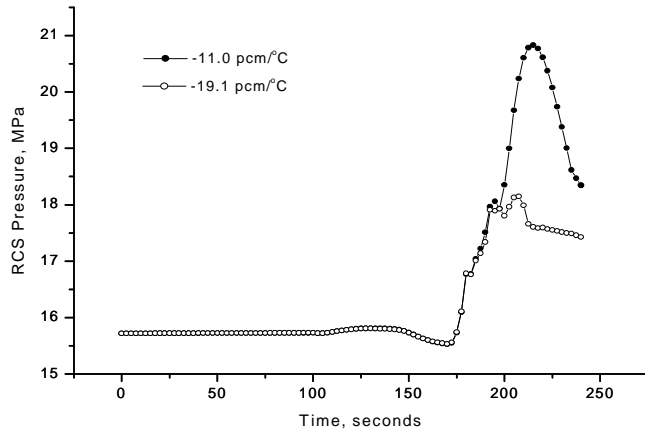


## 참고문헌

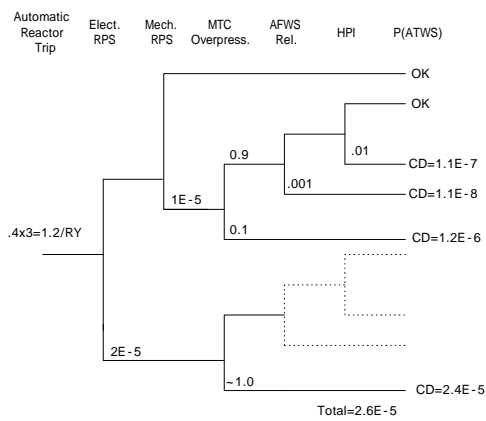
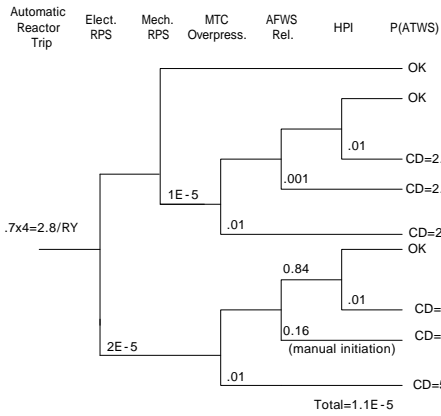
1. USNRC 10CFR50.62 "Requirements for Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram ATWS." 1983
2. NUREG-0460, "Anticipated Transients Without Scram for Light Water Reactors," Volume 1-4 " April 1978 - March 1980.
3. SECY-83-293 "Amendments to 10CFR 50 Related to ATWS events," July 1983.
4. RELAP5/MOD3 Code Manual: Users Guide and Input Requirement, NUREG/CR-5535, Vol. 2, August 1995.
5. Regulatory Guide 1.70, "Standard Format of Final Safety Analysis Report," USNRC.
6. CENPD-158, Rev.1, "ATWS Analyses," Combustion Engineering, May 1976.
7. NS-TMA-2182, "ATWS Submittal," Westinghouse, Dec. 1979.
8. " 경수로형 원자력발전소 안전심사지침서, 부록 7.16" KINS-G-001, KINS.
9. "Request for Additional Information on a License Amendment." USNRC to ComEd, 1992.
10. "Letter from D.S. Collins, NRC to L.W. Myers, FENOC, "Beaver Valley Power Station, Unit 2- Issuance of Amendment Re: Positive Moderator Temperature Coefficient," Feb. 21, 2002.
11. WCAP-11992, "Joint Westinghouse Owners Group/ Westinghouse Program: ATWS Rule Administration Process," Westinghouse, Dec. 1988.
12. "영광 3,4 호기 건설허가 심사보고서, 한국원자력안전기술원, 1989.

<표 1> SECY-83-293 규제 분석에서 수행된 ATWS 발생시 연간 노심 손상 확률

발전소 변경	P(ATWS)		비고
	Westinghouse	B&W, CE	
변경 없음	3.7E-5/yr	8E-5/yr	요구당 3E-5의 원자로 정지 실패를 가정했을 때
AMSAC 설치	5.8E-6/yr	-	
AMSAC과 DSS 설치	2E-6/yr	2.2E-5/yr	
AMSAC과 DSS, 추가의 안전밸브를 설치하고 MTC를 보다 음으로 설계	-	7E-6/yr	

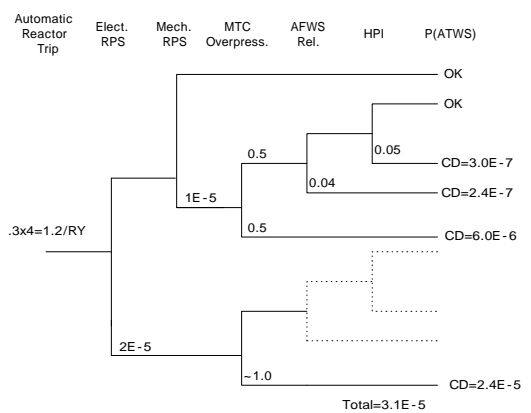
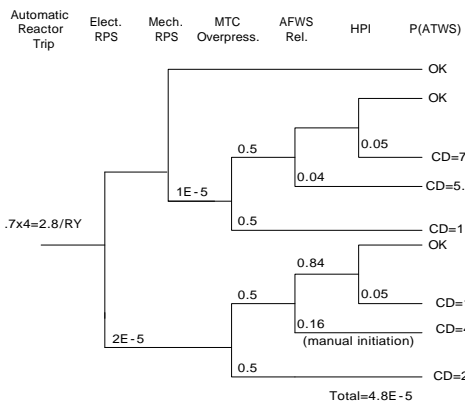


<그림 1> 고리 1 호기 ATWS 발생시 감속재온도계수에 따른 계통 압력 과도



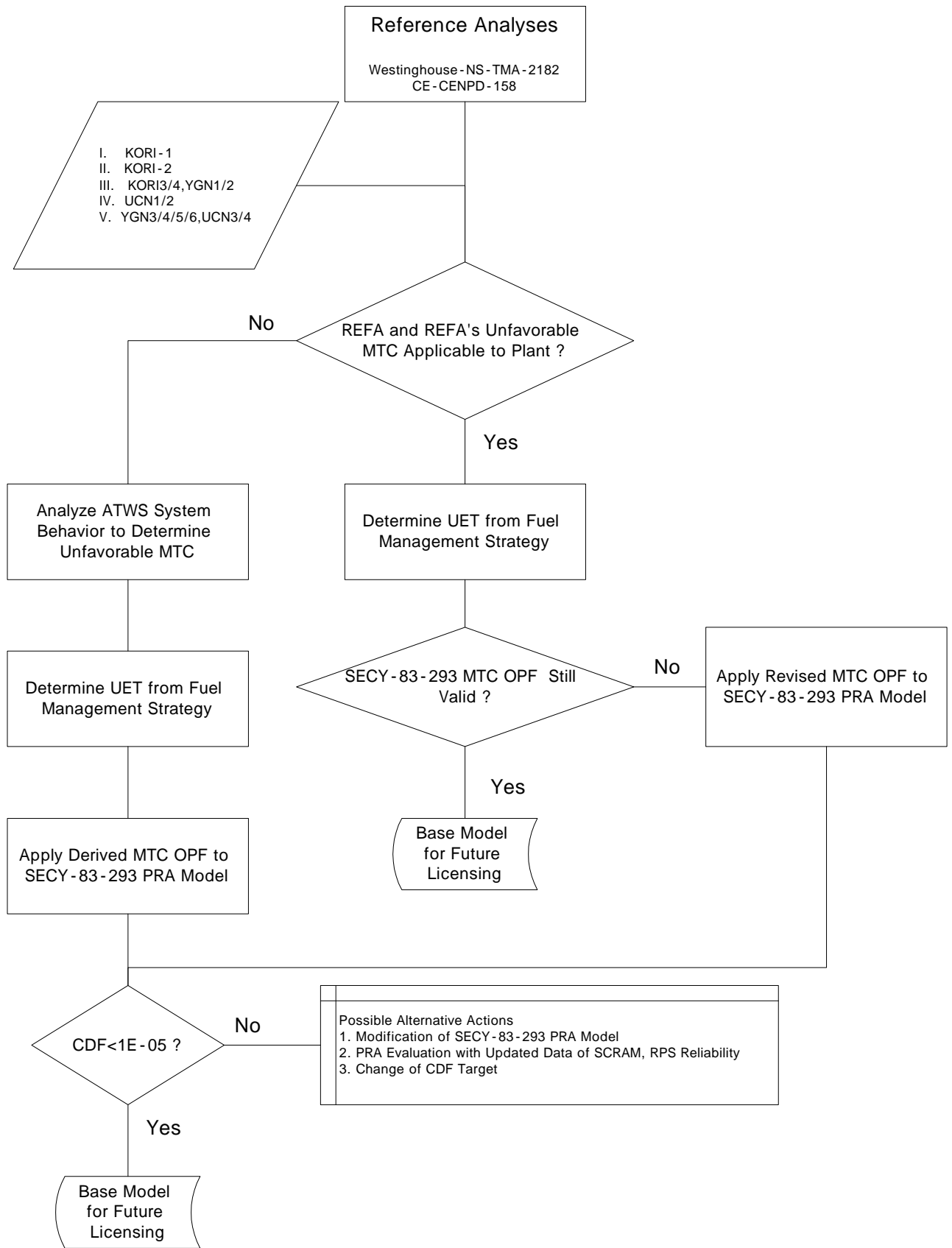
<그림 2> Westinghouse 설계 원전의 터빈 정지 과도에 대한 P(ATWS)

<그림 3> Westinghouse 설계 원전의 비-터빈 정지 과도에 대한 P(ATWS)



<그림 4> B&W 및 CE 설계 원전의 터빈 정지 과도에 대한 P(ATWS)

<그림 5> B&W 및 CE 설계 원전의 비-터빈 정지 과도에 대한 P(ATWS)



<그림 6> SECY-83-293 모델에 근거한 국내 원전에 대한 ATWS 위험도 평가 절차