

V. 확률론적 위험도 평가방법을 통한 ATWS 문제추적

장 순 흥

한국과학기술원 핵공학과

1. 서 론

물론 본 사고는 확률적으로 발생가능성이 매우 희박한 사고임에는 틀림없으나 일단 발생했다하면 심각한 결과를 초래할 수 있다. 이문제는 과거 10여년 동안 미국 규제측과 운영자측 사이에서 해결되지 않은 문제 중의 하나로서 그 주요원인은 사고의 영향을 정량화하는 과정에 상당한 어려움이 있기 때문이다.

본 문에서는 본 문제의 해결을 위한 정량화 과정에서 확률론적 평가에 따른 여러 문제점을 기술하고자 한다

2. ATWS발생빈도

ATWS문제를 해결하기 위해서는 확률론적 평가방법을 통해 문제해결의 난점과 방향을 찾는 것이 중요하다. ATWS의 발생확률은 크게 다음 3가지 인자로 구성되었다고 볼 수 있다.

1) 원자로 정지 계통의 작동이 요구되는 transient의 발생빈도

2) 원자로 정지 계통의 작동이 요구되는 transient시 원자로 정지 계통이 작동되지 않을 확률

3) 이런 상황하에서 중요 안전 계통이 작동되지 않아 그 결과를 심각하게 만들 확률.

위의 어느 항목이라도 그 값을 크게 줄이면 그 결과는 심각하지 않게 되어 ATWS는 큰문제거리가 되지 않을 것이다. 그러면, 본 절에서는 위의 세 항목에 대하여 지금까지의 실제 운전자료 및 이론적인 근거하에서 여러 기관에서 행한 분석 자료를 비교 분석하고자 한다.

1) Transient 발생빈도

Transient는 관점에 따라 여러 category로 나눌 수 있다. ANS는 transient를 발생빈도가 높은 것부터 네 가지 category로 분류하고 있다.

Condition I : Normal operation and operational transients

Condition II : Faults of moderate frequency

Condition III : Infrequent Faults

Condition IV : Limiting Faults

한편, Environmental Report에 쓰이는 Category한 경으로 누출되는 방사능의 양에 따라 9가지로 분류된다. 그리고, WASH-1400에서는 BWR에 대해서는 37가지로 PWR에 대해서는 41가지로 분류하였다. 이는 실제 운전 이력에 따라 비슷한 종류의 사건끼리 합하여 만든 분류이다.

ATWS분석에서는 위의 분류중에 그 결과가 심각한 것만을 취합하여 분석한다. WASH-1400에서는 1년당 10번 원자로 정지계통의 작동을 요구하는 transient가 발생하는 것으로 가정하였으며, 1978년도 ERPI보고서에서는 ATWS가 발생하면 그 결과가 심각한 것으로서 B&W에서는 1.5번, CE에서는 1.2~1.6번, 그리고 GE에서는 3.5번의 transient가 1년당 발생하는 것으로 가정 하였다. W에 대하여는 1년에 그런 transient가 한번도 발생하지 않은 것으로 보고되고 있다. 위의 자료는 1978년까지 운전중인 원자로의 실제기록에서 추출된 값들이다. 위에서 transient의 발생횟수는 관점에 따라 그리고, 운전 기록 자료에 따라 상당한 차이를 나타내고 있다. 원자로가 상업 운전에 들어가면 첫째는 보통 10~20번 정도의 scram이 발생하며 운전년수가 증가할수록 이 숫자는 줄어들어 1년에 1, 2회 정도의 평형상태로 접어드는 것이 보통이다. 그래서 NUREG-0460에서는 평균하여 6번으로 잡고 있다. 한편, WASH-1270에서는 1년당 1번의 transient가 발생하는 것으로 하였는데 ATWS가 발생하면 심각한 결과를 가져올 것만 고려한 것 같다. 이 자료의 정확한 근거는 설명되어 있지 않다.

2) Scram Unavailability

Scram Unavailability란 Reactor Scram을 요구하는 transient가 발생했을 때 scram system이 제대로 작동하지 않을 확률을 말한다. 이 값을 정확히 추정하기 위해서는 scram failure의 횟수와 총 scram의 요구횟수가 정확히 추정되어야 할 것이다. 우선 scram의 요구

횟수에 있어서는 실제 transient 횟수뿐만 아니라 scram system의 test 횟수까지 첨가되어야 한다. test 횟수는 각 발전소마다 그리고 plant type마다 다르기 때문에 그 평균값을 구하는 방법에도 어려움이 따른다.

NUREG-0460에서는 상업용 원자로 자료만 이용하여 한달에 평균 한번의 scram요구 횟수를 가정하고 있다. EPRI측에서는 해군 원자로로 포함하여 각 plant마다 다른 횟수를 역 평균 방법을 이용하여 한 달에 평균 3번으로 추정하고 있다.

또한, scram failure는 거의 일어나지 않기 때문에 이 값을 추정하는 데에는 더 큰 어려움이 따른다. NRC 입장은 독일의 Kahl relay고장을 failure로 취급하는 반면에 EPRI 측은 이 사건을 failure 횟수에 포함시키지 않고 있다. 그 이유는 일단 한번 사고가 일어나면 거기에 관련된 모든 원인을 배제하여 그 후에는 똑같은 일은 일어나지 않게 되기 때문이라는 것이다. 그래서, NRC 측과 EPRI 측은 Scram failure 횟수를 한번과 0 번으로 각각 취급하여 Bayesian 통계방법을 이용하여 Scram unavailability를 계산하고 있다. WASH-1400에서는 원자로 Scram system의 fault tree를 작성하여 여기에 근거하여 scram unavailability를 median 값으로서 3.6×10^{-5} 로 계산하고 있다. 한편 NRC의 결과는 $3 \times 10^{-5}/\text{demand}$, 그리고 EPRI에서는 그 계산 근거에 따라 다음과 같은 결과로 나타내었다.

Median LWR based on historical records 3.2×10^{-6}
Median PWR based on fault tree prediction

4.2×10^{-6}

95% confidence from fault tree prediction 1.1×10^{-5}

3) 계산된 ATWS발생빈도

위의 과정을 거쳐 계산된 심각한 결과를 가져올 ATWS의 발생빈도는 대체로 $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 의 order로 나타나고 있다. NUREG-0460에서는 심각한 결과를 가져올 transient 횟수가 1년에 6번, 그리고 scram system의 unavailability를 demand 당 3×10^{-5} 으로 하여 ATWS severe consequence frequency는 median값으로

$$(6/\text{yr}) (3 \times 10^{-5}/\text{dem.}) = 2 \times 10^{-4}/\text{Rx-yr}$$

로 나타내고 있으며 95% confidence일 경우는 $6 \times 10^{-4}/\text{Rx-yr}$ 가 되고 있다. 한편, EPRI에서는 95% confidence

Factors (NUREG/EPRI)	
Transient Frequency	3
Demands-Navy Data	3
Demands-Scram Frequency	4.5
Failures(0 vs. 1)	2.5
Total	100

일 경우 $6 \times 10^{-6}/\text{Rx-yr}$ 로 나타내고 있는데 이처럼 2 order차이가 나게 하는 주요 factor는 다음과 같다.

4) Core-melt 발생빈도 및 전체 risk에 대한 ATWS의 차지율 PRA Study를 통해서 조사된 전체 core-melt 발생빈도에 대한 ATWS의 차지비율은 아래와 같다.

BWR		PWR	
LIMERICK	2%	ANO-1	4%
GRAND GULF	14%	SURREY	8%
SHOREHAM	25%	ZION	15%
PEACH BOTTOM	40%	OCONEE	11%

그리고, 전체 risk중에 ATWS가 차지하는 비율은 다음과 같다.

	WASH-1400	EPRI
BWR	23%	5%
PWR	0.5%	0.3%, 0.05%

EPRI 보고서에서 주로 격감된 원인은 다음과 같다.

- 1) 설계 결점 보완
 - 2) 계산 자료 보완
 - 3) 원자로 보호 계통에 대하여 time-dependent 모델 대신 demandfailure 모델의 사용
 - 4) 확률자료 처리에 있어서 Bayesian prior의 첨가.
- 위의 전과정에서 보듯이 NRC측과 소유자측의 결과의 차이는 주로 가정과 자료처리상의 차이점 및 계산 모델의 차이점에 기인하고 있다

3. ATWS거동

Transient가 일어나는 빈도에 있어서는 Turbine trip, Loss of Offsite Power, Loss of Feedwater 등이 자주 일어난다. 그러나, 그 결과에 있어서 가장 심각한 것은 PWR의 경우 Loss of Feedwater이며 BWR의 경우는 Main Steamline Isolation Valve Closure로 밝혀졌다. 현재는 ATWS cosequence 분석모델이 잘 발달되어 각 Vendor는 그들 Plant에 대한 ATWS Consequence를 분석하였으며, 민감도조사를 통하여 가장 중요한 안전 장치 및 설계변수를 밝혔다. 표 (2)에서는 중요한 설계변수 및 그의 ATWS에 대한 완화 기능을 설명하여 주고 있다.

표 3에 각 공급회사의 plant type별로 중요한 설계변수를 정리하였으며 이를 각 항목별로 기술하면 다음과 같다.

1) MTC: 위 자료는 각 plant type별로 운전 이력에 따라 적분하였을 때 95%에 해당하는 값으로서 각

표 2. PWR ATWS완화 기능 관련 설계변수

설 계 변 수	완 화 기 능
MTC(냉각재 온도계수)	냉각재 온도 상승에 따라 출력 감소
PORV/Safety Valve Open	1차측의 과도한 압력 증가방지
PORV/Safety Valve Reclose	1차측 냉각수량의 과다방출방지
S/G Heat Capacity	2차측으로의 열전달 정도
Turbine Trip	Loss of Feedwater시 2차측 수량보존
AFW(보조급수)	2차측 수량 보충
Boron Injection	hot-shutdown 유지
RHR(잔열 제거)	잔열 제거
Long-term cooling	cold-shutdown 유지

3. ATWS Related Design Data for PWR

Plant type	MTC ($\delta\rho/^\circ\text{F}$)	Relief Capacity per Unit Power (lbm/hr Mwt)	S/G Mass per Unit Power (lbm/Mwt)	Ratio of Pressurizer to RCS volume
W 3-loop	-0.8×10^{-2}	524.1	109.8	0.1497
W 4-loop	"	492.5	119.2	0.1463
CE-3410 Mwt	-0.2×10^{-4}	271.3	96.2	0.1271
CE-2560 Mwt	-0.63×10^{-4}	330.2	94.6	0.1351
CE-3900 Mwt	-0.62×10^{-4}	529.1	85.8	0.1331
B&W-177 FA	-1.05×10^{-4}	358.2	32.5	0.1581
B&W-205 FA	-1.2×10^{-4}	337.4	16.8	0.2108

* From NUREG-1000 Vol. 1

vendor에서 ATWS분석에 이용하는 값이다. 일정한 온도 상승에 대하여 B&W원자로가 가장 큰출력 감소를 초래하며 CE가 가장 불리하다.

2) relief valve capacity: W가 가장 큰 압력변화수용능력을 갖고 있으며 CE 3800 Mwt plant를 제외하고

는 가장 불리하다.

3) S/G water inventory: 이양은 증기발생기가 dry-out 되기 전에 얼마만한 에너지를 제거시킬 능력이 있는가 가장 기본적인 heat sink가 상실될 때까지 얼마나 지속되는지의 척도가 된다. 위 자료에서 보듯이 W가 가장 유리하며 B&W S/G에서 dryout이 가장 번

WESTINGHOUSE ATWS ANALYSIS

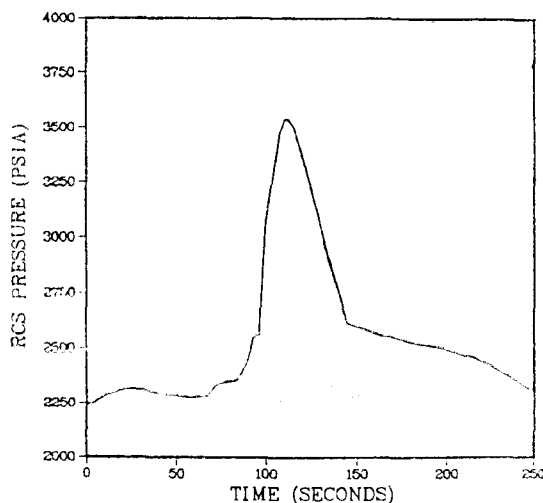


그림 1. Westinghouse Loss-of-feedwater ATWS

COMBUSTION ENGINEERING ATWS ANALYSES

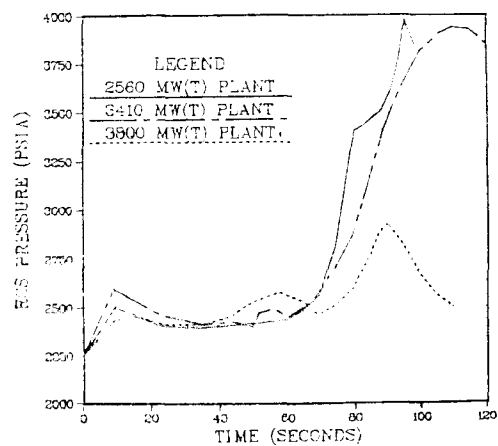


그림 2. Combustion Engineering Loss-of-Feedwater ATWS

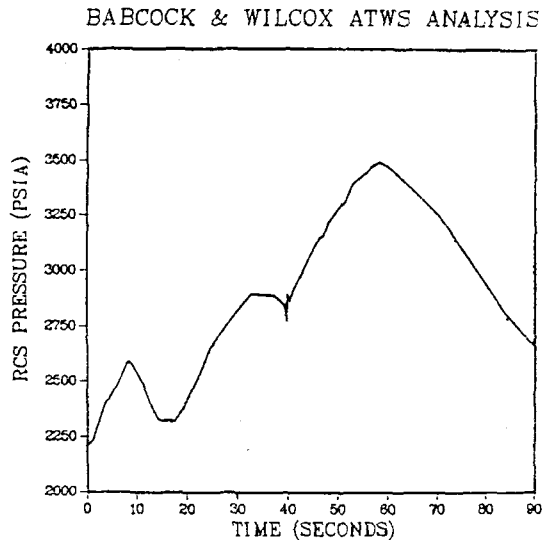


그림 3. B&W Loss of Feedwater ATWS

저 일어날 것이다.

4) 냉각수 계통에 대한 가압기의 체적비 : 이 양은 가압기가 물로 차기 전에 온도 상승에 따른 수위 증가를 수용할 수 있는 척도가 된다 B&W가 가장 큰 값을 갖고 있지만 이 장점은 작은 증기발생기수량 때문에 절감된다.

이밖에 중요한 변수로는 2차측 안전밸브 setpoint와 turbine bypass capability등이 있지만 구체적인 자료는 조사되지 않았다. 위는 단지 각 plant별로 ATWS consequence의 상대적인 영향을 분석하기 위한 것이다.

PWR의 transient중 압력 상승이 가장 높은 Loss of Feedwater의 경우 각 plant별로 분석된 결과를 그림 (1), (2), (3)에 나타내었다. 압력 최대치를 보면 다음과 같다.

W : 3650 psia

CE-2650 : 3968 psia

CE-3410 : 3943 psia

CE-3800 : 2918 psia

B & W : 3464 psia

위에서 보듯이 CE plant가 3800 Mwt 원자로를 제외하고는 W와 B&W에 비하여 큰 압력상승을 가져오고 있다. 이는 앞에서 분석되었듯이 주로 다음 4가지 변수에 기인하고 있다.

- 1) 작은 압력 구조 능력
- 2) 작은 냉각재온도 계수
- 3) 작은 2차측 수량
- 4) 작은 가압기 및 가압기 surge line.

4. ATWS위험도 감소

2절에서 보았듯이 ATWS Risk에 기여하는 부분은 크게 세부분으로 구성되었다. 따라서, ATWS Risk를 줄이려면 이 세부분의 확률을 줄이면 되며 구체적으로 다음과 같다.

1) 원자로 보호 계통의 작동을 요구하는 transient의 발생빈도감소 : Pr (AT)

2) 원자로 보호 계통신뢰도 증가 : Pr (WS|AT)

3) ATWS Consequence를 완화시키는 장치 설치

위에서 첫째와 둘째 항목은 ATWS가 발생할 확률을 줄이는 것이므로 한마디로 ATWS Prevention이라고 할 수 있을 것이다. 그리고, 셋째 항목은 ATWS의 결과를 완화시키는 것이므로 ATWS Mitigation이라고 말할 수 있다. 세 항목 모두 중요한 부분이지만 각기 그 성격이 틀린다.

첫째 방법은 factor 100정도로 줄여야 되는데 실제로 거의 불가능하면 가능하다고 해도 증명하는 어려움이 따라서 커진다.

WASH-1270은 둘째 방법을 주장하고 있다. 구체적인 방법은 제 2정지장치를 첨가하는 것이며, 첫번째나 세번째의 방법보다 근본적으로 선호할 만하다. 왜냐하면, ATWS의 확률이 그만큼 낮아져서 미래의 plant에서는 ATWS를 DBA설계기준사고)로써 고려하지 않아도 되기때문이나, 실제적인 점에서 이것은 수행 분석 (Performance Analysis) 및 평가 모델을 개발해야 되기 때문에 문제가 있다. 그리고, 분리되고 양상이 다른 제 2원자로 정지 계통을 제작하기란 그렇게 쉽지 않다고 vendor 측과의 의견 교환에서 밝혀졌다.

ATWS의 결과를 완화시키는 셋째 방법의 주목적은 다음과 같다.

- i. 원자로 냉각수 계통 압력 경계의 건전성을 보존시키기 위해 압력 증가를 방지.
- ii. 보충수 및 노심냉각 유지
- iii. 격납용기 (PWR의 경우에는 S/G tube포함)의 건전성을 유지함으로써 방사성 물질의 누출 감소.

현재 동력로에서는 제어봉을 노심내에 삽입시킴으로써 출력을 감소시키거나 안전 밸브를 열음으로서 과압에 대한 방호를 하고 있다. 현재와 같이 ATWS로 인하여 과도하게 압력이 증가될 것으로 예상될 때엔 압력 구조 밸브 capacity를 증가시키는 것도 한 방법일 수 있을 것이다. 그리고, BWR에 대해서는 GE에서 건의한 바와 같이 Recirculation Pump를 트립시킴으로써 출력을 급히 감소시키는 것도 압력증가를 방지하는 중

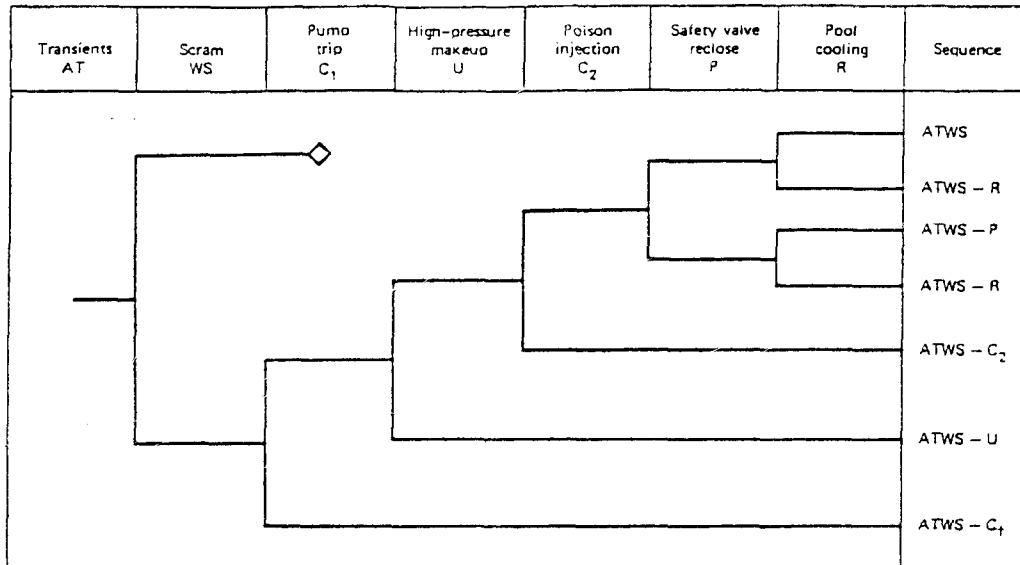


그림 4. Simplified BWR Event Tree

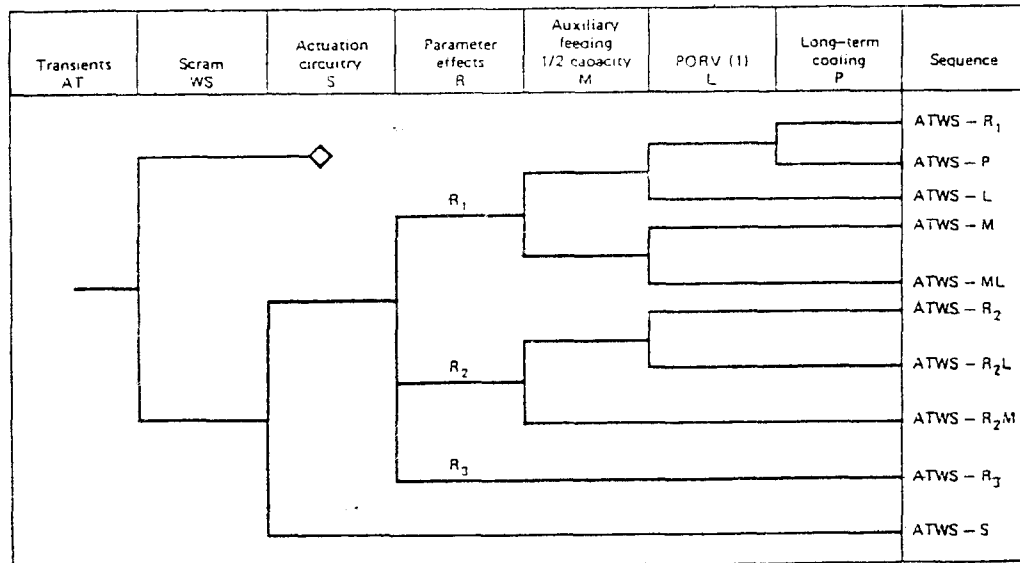


그림 5. Simplified PWR event tree

요한 수단이 된다. PWR의 압력증가에 있어서 가장 지배적인 변수는 냉각재 온도 계수, 구조밸브 capacity, S/G의 열제거능력 등인데 원자로 type 마다 상당한 차이가 있다. Westinghouse사 원자로는 압력 구조 capacity와 S/G의 heat capacity가 가장 커서 ATWS시 압력증가가 가장 작은 것으로 판단되며 once-through S/G로 되어있는 B&W사 원자로가 가장 큰 압력증가를 가져올 것으로 판단된다.

NUREG-0460에서는 위의 사항들을 고려하여 Safety objective(ATWS severe consequence frequency $\leq 10^{-6}/Rx-yr$)을 확보하기 위해서는 system modification이 필요한 것으로 판단하고 있다. 그 판단기준은 현재의 원자로 보호시스템의 신뢰도(ATWS Prevention), ATWS를 수용할 수 있는 현재의 원자로 설계능력(ATWS mitigation), 그리고, modification에 따른 비용문제가 되겠다.

4. ATWS Frequency and Consequence in BWRs

Sequence	Alt. 2A Solution		Alt. 3A Solution		Alternative 4A Solution	
	Frequency	Consequence	Frequency	Consequence	Frequency	Consequence
TAWS	$\sim 9 \times 10^{-5}$	Likely Core melt	$\sim 5 \times 10^{-5}$	Likely OK	$\sim 5 \times 10^{-5}$	Acceptable
ATWS-C ₁	$< 10^{-6}$	Core melt	$< 10^{-6}$	Core melt	$< 10^{-6}$	Core melt
ATWS-U	—	—	$\sim 5 \times 10^{-6}$	Likely core melt	$\sim 5 \times 10^{-6}$	Acceptable
ATWS-C ₂	—	—	$\sim 3 \times 10^{-6}$	Likely core melt	$< 10^{-6}$	Likely core melt
ATWS-P	—	—	$\sim 5 \times 10^{-6}$	High containment temperature	$\sim 5 \times 10^{-6}$	Acceptable
ATWS-R	—	—	$\sim 5 \times 10^{-6}$	High containment temperature	$\sim 5 \times 10^{-6}$	Acceptable

From NUREG-0460 Vol. 4

H 5. ATWS Frequency & Consequences in PWRs

Sequence	NSSS Designer	Present Design		Alt. 2 and 3A Designs		Alternative 4A Designs	
		Frequency	Consequences	Frequency	Consequences	Frequency	Consequences
ATWS-R ₂	W	$10^{-6} \sim 8 \times 10^{-5}$	Core melt	$\sim 4 \times 10^{-5}$	Acceptable Excessive Press.	$\sim 4 \times 10^{-5}$	Acceptable
	CE	8×10^{-5}	Core melt	$\sim 4 \times 10^{-5}$	Acceptable Excessive Press.	$\sim 4 \times 10^{-5}$	Acceptable
	B&W	8×10^{-5}	Core melt	$\sim 4 \times 10^{-5}$	Acceptable Excessive Press.	$\sim 4 \times 10^{-5}$	Acceptable
ATWS-P	All PWRs	—	—	$< 10^{-6}$	Core melt	$< 10^{-6}$	Core melt
ATWS-M	W	—	—	$\sim 3 \times 10^{-6}$	Acceptable	3×10^{-6}	Acceptable
	B&W, CE	—	—	$\sim 3 \times 10^{-6}$	High Pressure	3×10^{-6}	Acceptable
ATWS-L	W	—	—	$< 10^{-6}$	Acceptable	$< 10^{-6}$	Acceptable
	B&W, CE	—	—	$< 10^{-6}$	High pressure	$< 10^{-6}$	Acceptable
ATWS-R ₃	W	—	—	$< 10^{-6}$	Acceptable	$< 10^{-6}$	Acceptable
	B&W, CE	—	—	$< 10^{-6}$	High pressure	$< 10^{-6}$	Acceptable
ATWS-S	All PWRs	—	—	$< 10^{-6}$	Core melt likely	$< 10^{-6}$	Core melt likely

From NUREG-0460 Vol. 4

NUREG-0460 Vol. 4에서는 Vol. 3에서 설정된 4가지 대체 방안을 수정하여 대체방안 2A, 3A, 4A를 내놓았다. 이는 주로 plant type과 운전 경력에 따른 것이다. 그림 4 및 5에서는 이 보고서에 나타나있는 BWR과 PWR에 대한 간략화된 사건 수목(event tree)이다. 표(4) 및 (5)에서는 위의 사건 수목에 의거하여 각각의 대체 방안에 따른 각 ATWS event sequence의 frequency 및 consequence의 경중을 나타내주고 있다. 그중에 core-melt의 frequency를 각 plant type별로 대체 방안에 따라 정리한 것이 표(6)이다. 현재의 플랜트가 BWR의 경우 $2 \times 10^{-4}/\text{Rx-yr}$ 의 core-melt frequency를 갖고 PWR은 $10^{-6} \sim 8 \times 10^{-5}$ 의 범위이다. 대체방안 4를 취하게 될 경우 모든 plant는 core-melt의 frequency가 10^{-6} 의 order가 되어 safety objective를 만

H 6. Frequency of Severe Consequences(1/Rx-yr)

plants	w	B&W, CE	BWR
current	$10^{-6} \sim 8 \times 10^{-5}$	8×10^{-5}	2×10^{-4}
Alt. 2A, 3A	1×10^{-6}	4×10^{-5}	9×10^{-5} 1×10^{-5}
Alt. 1 $\times 10^{-6}$	1×10^{-6}	1×10^{-6}	1×10^{-6}

족하게 된다.

소유자 측은 NRC의 분석이 너무 보수적임을 주장하고 있다. 구체적으로 항의하는 내용을 보면 다음과 같다.

- 1) 운전 경험으로 비추어 ATWS 확률은 극히 작으며 DBA로 고려할 필요가 없다.
- 2) 만약 안전성 분석에서 ATWS를 고려해야 한다면

그 요구 조건은 너무 보수적이다.

3) WASH-1400에서도 ATWS가 전체 risk에 큰 기여가 없다는 것을 명백히 보여주고 있다.

4) EPRI와 Vendor보고서에서 알 수 있듯이 ATWS mitigation 요구조건으로 인한 이익은 아주 작고 비용은 상당해서 정당화될 수 없다.

한편, NRC Staff의 주장은 다음과 같다. 현재는 심각한 결과를 초래할 ATWS발생확율이 작고, 현 원자로정지계통으로 만족할 만한 운전경험을 갖고 있으며, 운전중인 원자로수가 적기 때문에 개인적인 그리고 사회적인 ATWS risk가 작다. 그러나 앞으로는 ATWS 결과의 중대성, 운전 원자로수의 증가, 그리고 대중을 보호하기 위해 safety margin을 유지하고 더욱 증가시킬 필요성이 있다는 점에서 ATWS risk를 줄이는 수단이 취해져야 한다는 것이다.

위와 같이 NRC측과 운영자측 사이에 견해차이가 있었지만 결국 ATWS를 DBA로 고려하지 않는 차원에서 1절에 나열된 modification을 취하는 방향으로 최종 rule이 정해졌다.

References

1. AEC Regulatory Staff, "Technical Report on Anticipated Transients Without Scram for Water-Cooled Power Reactors", WASH-1270, Sep.1973, GPO.
2. NRC, "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," WASH-1400, October 1975.
3. R.R. Fullwood et al., ATWS: A Reappraisal, Part I. An Examination and Analysis of "WASH-1270, Technical Report on ATWS for Water-Cooled Power Reactors," EPRI-NP-251, Science Applications, Inc., August 1976.
4. F.L. Leverenz, Jr., et al., ATWS: Reappraisal, Part III: Frequency of Anticipated Transients, EPRI-NP-801. Science Applications, Inc., July 1978.
5. R.C. Erdmann et al., ATWS: A Reappraisal, Part II: "Evaluation of Societal Risks Due to Reactor protection Systems Failure," EPRI-NP-265, Science Applications, Inc., August 1976.
6. NRC, "Anticipated Transients Without Scram for Light-Water Reactors," NUREG-0460 Vol. 1-4, April 1978-March 1980.
7. E.W. Hagen, Anticipated Transients Without Scram: Status Quo, Nucl Safety, 17(1):43-54, 1976.
8. A.C. Thadani and E.W. Hagen, "Anticipated transients Without Scram for Light-Water Reactors," Nucl. Safety, 20(4), 422-433, 1979.
9. E.W. Hagen, Technical note: "The Kahl Relay Common-Mode Failure," Nucl. Safety, 20(5), 579-581, 1979.
10. G. Apostolakis et al., "Assessment of the Frequency of Failure to Scram in Light-Water Reactors," 20(6), 690-705, 1979.
11. G.S. Lellouche, "Anticipated transients Without Scram," Nucl. Safety, 21(4), 469-480, 1980.
12. E.W. Hagen, "Anticipated Transients Without Scram For Light-Water Reactors," Unresolved Safety Issue Tap A-9," 22(2), 191-201, 1981.
13. NRC, "Generic Implications of ATWS Events at the Salem Nuclear Power Plant, NUREG-1000, April 1983.
14. NRC, Final Rule, Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram, 49FR 26036, June 26, 1984.
15. NRC, "Unresolved Safety Issues Summary," NUREG-0510, Jan. 1979.