

## 원자력발전소의 안전성 목표와 확률론적 안전 기준

조남진 · 정우식  
(한국과학기술원)

### 1. 서론

원자력발전소와 같이 안전성이 중요하고 복잡한 시설을 합당하게 규제한다는 것은 매우 어려운 일이다. 안전성만 고려한다면 원자력발전소를 소유하지 않는 것이 가장 안전하겠으나 현대 문명 사회에서의 다른 에너지원과 비교할 때 그 효용성(Benefit)을 생각하여 세계 여러 나라가 원자력발전 사업을 추진하는 현실이다. 안전성 목표(Safety Goals)의 개념은 원자력발전소를 최대한 안전하게 설계하고 운전하려는 욕구의 발현이며 안전 기준(Safety Criteria)은 안전성 목표의 성취 정도를 판단하려는 척도라 할 수 있다. 안전성 목표/안전 기준은 그 적용 과정에서 원자력발전소의 안전성을 증진할 뿐만 아니라 생산성/가동율을 부수적으로 제고할 것이라는 것이 그 기본 원리이다. 이 때 안전성 목표와 안전 기준의 정량적인 측정 방법이 중요해진다.

본 논문에서는 주요 원자력 국가들의 원자력발전소에 대한 안전성 목표와 확률론적 안전 기준(Probabilistic Safety Criteria, PSC)의 정책 및 발전 현황을 정리하고 그 체계·구성을 검토하며 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA)방법과의 관계를 살피고자 한다.

계통이 복잡해질수록 종래의 보수적인 가정에 기초한 결정론적인 방법(Deterministic Method)보다 더 효율적인 방법이 필요했고, 이로 인해 개발된 확률론적 안전성 평가방법은 이 요구를 만족시키고 있다. 지금까지 세계적으로 70여개 원자력발전소에 대한 PSA가 수행되었거나 완료단계에 있다. 이 PSA는 안전성 평가에 대한 효율적인 방법으로 현재 사용되고 있다. 표 1에는 PSC 단계와 이에 대응하는 PSA 단계가 제시되어 있다. PSA는 안전성 목표와 안전 기준을 정량화할 수 있는 방법 중에서 현재로서 가장 적합한 방법이라 할 수 있다. PSA가 제공하는 장점은 다음과 같다.

- 1) 대중의 보건과 발전소 안전성 측면에서의 수용성(Acceptability)과 안전성 마진(Safety Margin)의 정도를 결정할 수 있다.
- 2) 여러 상이한 정보를 논리적으로 연결한다.
- 3) 상부 계층으로부터 하부 계층의 구체적인 안전성 성능 기준을 할당(신뢰도 할당, Reliability

Allocation)할 수 있다.

- 4) 구체적인 정보의 제공으로 인해 대중의 이해도를 높일 수 있다.

표 1. PSC와 PSA의 단계

PSC 단계	PSA 단계
안전 부품 안전 계통 안전 기능 시발 사상	단계 0(신뢰도 연구)
사고 추이 노심 손상	단계 1
격납용기 성능 방사능 물질의 대량 유출	단계 2
개인 위험도 사회 위험도 손해-이득 평가(효용성)	단계 3

### 1.1 PSC 전개 상황

국제원자력기구(International Atomic Energy Agency, IAEA)는 안전성 평가의 기준으로서 PSC의 사용을 지지하고 있고 회원 국가들에게 PSC 연구를 권장하고 있다. IAEA의 회원국들간에 PSC가 여러 목적에 사용될 수 있다는 사실에는 의견의 일치가 있지만, PSC의 사용 상황은 나라마다 틀리다. 1) 한 그룹의 나라들은 설계, 인허가 및 운전을 포함한 안전성 결정에 PSC를 이미 사용하고 있고, 2) 또 다른 그룹은 PSC의 기본 개념과 그 사용에 대한 논의를 진행 중이며, 3) 마지막 그룹은 PSC사용에 대한 다른 나라의 진행 과정을 주시하고 있다. 이들 그룹에 관계없이 몇 나라들은 발전소 단계와 대중 보건 단계에 PSC를 사용하려 하고, 또 몇 나라들은 PSC를 발전소 단계에만 사용하려 하고 있다.

일부 나라에서 이미 안전성 목표 혹은 PSC에 기초한 원자력 법규가 제정되었고 다른 여러 나라에서도 활발한 논의가 진행되고 있다. 몇 나라는 대중 보건 단계에 PSC가 사용되는 것에 대해 반대하고 있지만, 하부 단계에서 PSC의 사용으로 발전소 운전과 관련된 정량적인 안전성 목표를 제시하고 있다.

### 1.2 방사선 보호

PSC와 방사선 보호간의 관계가 논의[1-3]되었고 최근의 ICRP Publication 46[2]은 기본적으로 다음 사항을 제안하고 있다.

- 1) 개인 위험도(Individual Risk) 상한치에 대한 방사선 보호 이론을 확충한다.
- 2) 다기준 의사 결정 방법이나 손해-이득 분석 방법 등의 최적화 방법에 의해 위험도를 더욱 낮춘다. (As Low As Reasonably Achievable, ALARA)

### 1.3 대중 보건과 발전소 단계 PSC

개인 위험도와 사회 위험도(Societal Risk)에 대한 대중 보건 단계 PSC의 설정에 대한 논의가 진행 중이다. 또한 안전 기능, 안전 계통, 노심 손상 및 격납용기 등에 대한 발전소 단계 PSC의 설정이 효율적이라는 사실에는 IAEA의 회원국들간에 의견의 일치를 보이고 있지만, 대중 보건 단계에 대한 PSC설정 및 사용에 대한 연구는 IAEA의 일부 회원국에서만 진행중이고 다른 국가들에서는 현재 뚜렷한 계획은 갖고 있지 않다. 또한 PSC는 꼭 정량적인 수치를 가질 필요는 없지만 PSC의 체계는 일관성을 가져야 한다는 점에 공감하고 있다.

### 2. 대중 보건 단계 PSC

개인 위험도와 사회 위험도에 대한 단계 3 PSA(Level 3 PSA)에 의해 제공되는 정량적인 추정치의 정보를 바탕으로 대중 보건 단계에 대한 PSC를 결정하기 위해 많은 제안이 있어 왔다. 이 제안들은 한계치, 상한치, 개인 위험도에 대한 목적 및 사회 위험도의 목적을 포함하고 있다. 이들은 대개 최적화 방법과 손해-이득 분석 방법에 의해 결정된다. 각 나라들의 입장은 크게 차이가 있다. 어떤 나라들은 대중 보건 단계에 PSC를 사용하고 있고 이에 기초하여 의사결정을 수행하고 있지만 다른 나라들은 이 기준을 제정할 계획이 없다. 대중 보건 단계에서의 PSC는 다음 사항을 목적으로 하고 있다.

- 1) 방사선으로 부터 대중이 보호되도록
- 2) 부지 선정, 설계, 건설 및 운전과 관련된 요건을 명시하기 위해
- 3) 위험도의 추가 감소 달성시 많은 비용이 들지 않도록
- 4) 원자력발전소의 안전성에 대한 대중의 이해도를

높이기 위해

보전 영향은 여러 유형의 암 발생 및 유전 영향을 포함한다. 이 영향에 대한 PSC를 결정하기 위해 다음과 같이 여러 방법으로 보전 영향에 대한 PSC를 다루고 있다.

- 1) 모든 영향들을 별개로 취급
- 2) 대표적인 영향들만 고려(잠재 암 등)
- 3) 확률적(Stochastic) 영향들은 연관되게 취급, 비 확률적(Non-Stochastic) 영향들은 별개로 취급
- 4) 모든 영향을 가중 변수들을 사용하여 함께 고려
- 5) 모든 영향을 도스(Dose)로 평가

## 2.1 개인 위험도 PSC

개인 위험도 PSC에 대한 대부분의 접근 방법은 “방사선에 의한 개인 사망 위험도는 다른 모든 영향으로 인한 위험도의 일정 비율을 초과하지 않아야 한다”는 방향으로 전개되고 있다. 많은 접근 방법들이 “단일 피폭 방사선원으로부터의 사망에 대한 개인 위험도는  $10^{-6}/RY$ 를 초과하지 않아야 한다”라고 제시하고 있다. 이 값은 절대적인 한계치라기 보다 목

표치로 이해된다. 이 PSC는 초기 및 잠재 영향에 대해 처음 제안되었고[4], 위험도 감소가 바람직한 영역을  $10^{-8}$ 에서  $10^{-6}/RY$ 으로 제시한 방법(높은 위험도는 허용하지 않고 낮은 위험도는 허용)[5] 등이 있다. 개인 위험도 PSC에 대한 모든 개인 위험도 한계치와 상한치 및 목표치는 다음과 같이 표현될 수 있다.

- 1) 사망 확률(예를 들어  $10^{-6}/RY$ )이나 보전 영향
- 2) 피폭 수준 확률에 대한 경제선(그림 1)[6]
- 3) 피폭 수준 확률에 대한 히스토그램(그림 2)[7]
- 4) 피폭에 대한 CCDF(Complementary Cumulative Distribution Function, 그림 3)[8]

## 2.2 사회 위험도 PSC

사회 위험도 PSC는 주어진 방사능 물질 누출에 대해 원자력발전소의 입지 조건, 기후, 인구 분포, 의료 수준 등의 여러 요인으로 인해 결정이 쉽지 않다. 일반적으로 낮은 발생확률을 가진 사고가 높은 확률의 사고보다 심각한 영향을 미치기 때문에 낮은 발생확률/높은 위험도 사고에 대한 추가 제한이 가

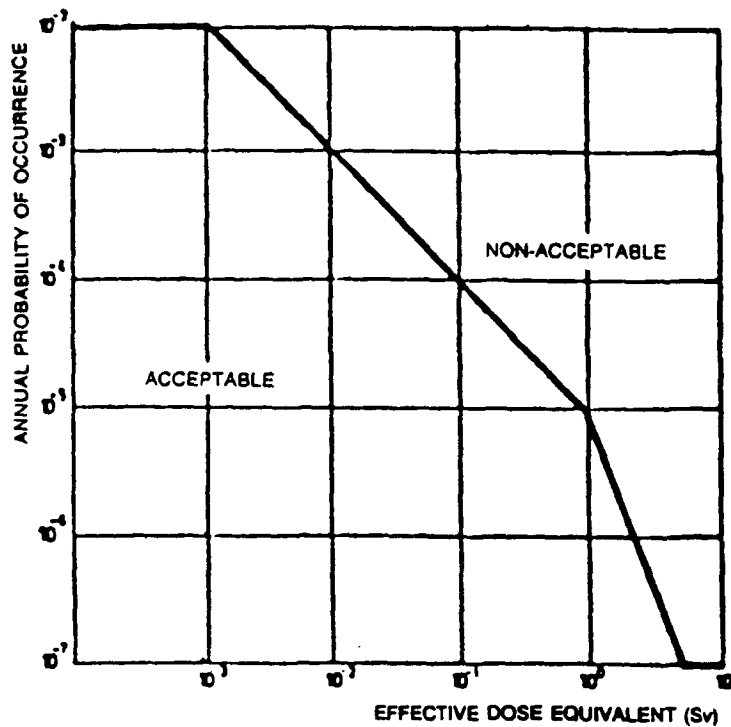


그림 1. 기준선(Criterion Curve)

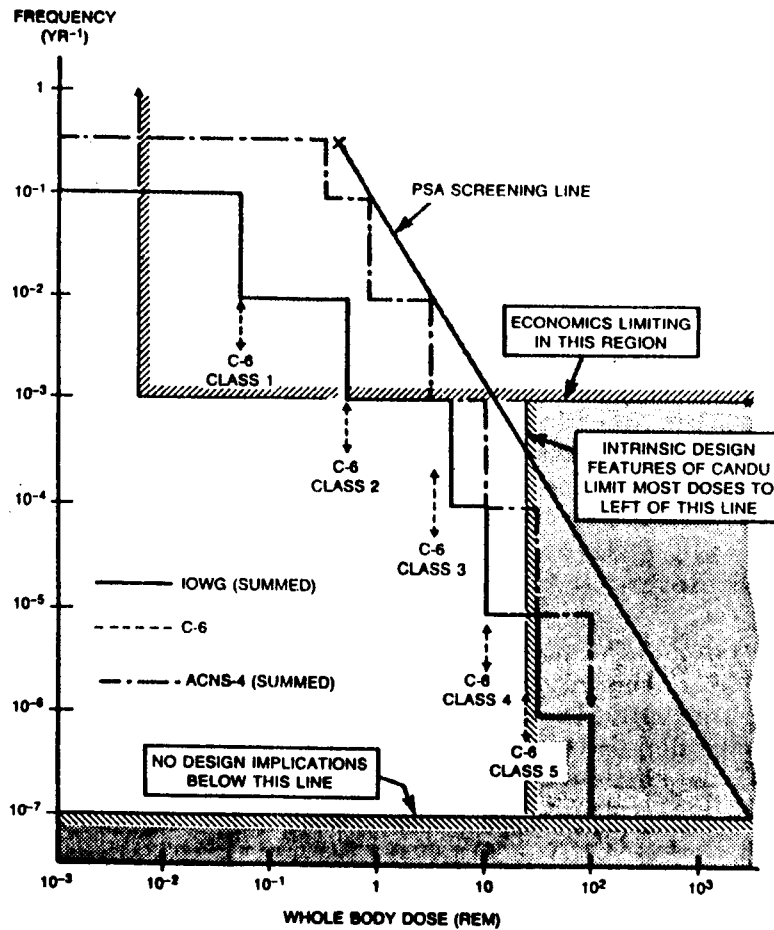


그림 2. 안전성목표와 Natural 제한치와의 비교

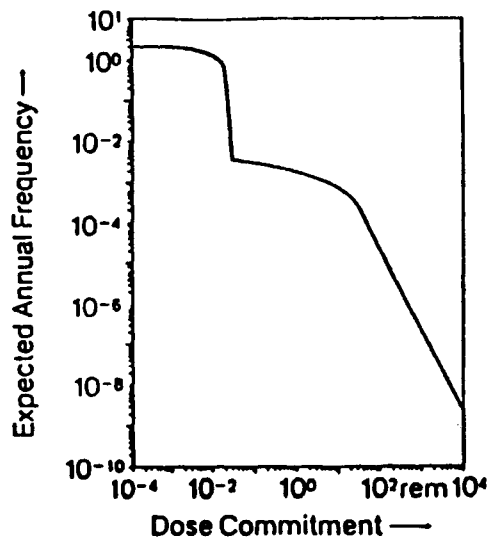


그림 3. CCDF 형태의 Dose-발생빈도 기준

해져야 한다는 논리가 인정되고 있다. 또한 다음과 같은 방법들이 제안되었다.

- 1) 일년당 보건 영향은 적당한 가중치에 의해 보정된 영향과 발생확률의 곱으로 계산하는 방법 [9, 10]
- 2) 일정 거리내의 평균 위해도를 계산하는 방법 [4]
- 3) 주어진 영향에 대한 사고의 발생 확률 그래프나 사고에 대한 CCDF의 그래프를 이용하는 방법 (CCDF 그래프 방법이 선호됨) [11, 12]

그림 4는 CCDF 그래프 방법의 예를 보여 주고 그림 5는 개인 위해도 및 사회 위해도에 대한 영역을 보여주고 있다. [5]

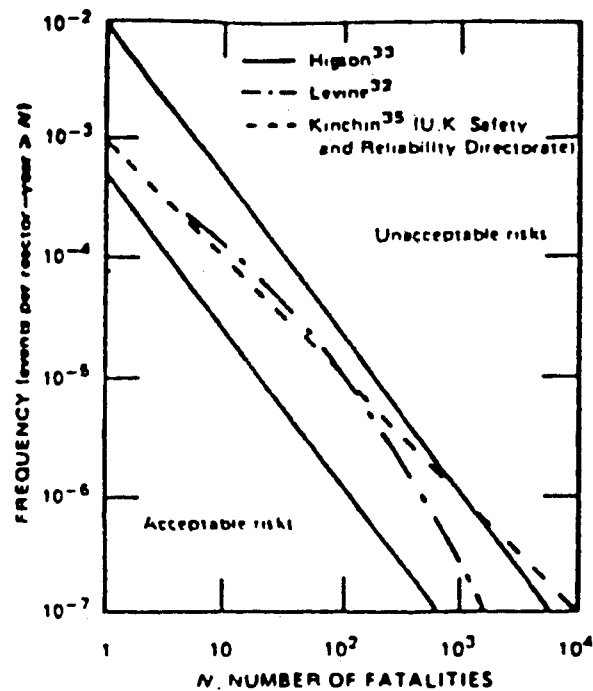


그림 4. 제안된 Collective 안전성 기준들의 비교

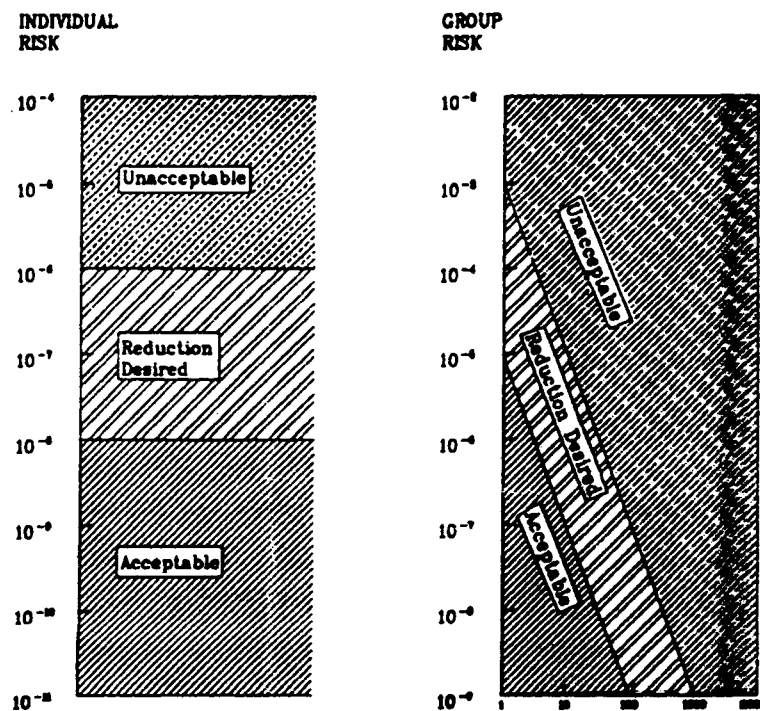


그림 5. 네덜란드의 안전성 기준

### 3. 발전소 단계 PSC

발전소 단계에서의 PSC는 다음과 같은 두 가지 방법이 주류를 이룬다.

- 1) 노심손상 확률 PSC를 설정하는 방법으로 대중 보건 단계 PSC와 함께 사용되며, 설정된 노심손상 확률 PSC는 안전 기능, 안전 계통 및 부품에 전파된다.
- 2) 계통 기능 PSC를 설정하는 방법으로 계통 기능 PSC 설정후 안전 계통과 부품에 신뢰도 할당을 수행한다. 물론 설정된 계통 기능 PSC를 기초로 노심 손상 확률도 계산된다.

신뢰도 할당이 쉽지 않다는 사실은 이미 널리 알려져 있고[13-16] 이 신뢰도 할당은 법규제의 필요에 의해서가 아니라 설계 요건에 대한 필요에 의해 수행된다. 법규제 기관은 대체로 하부 단계보다 상부 단계 PSC에 더 큰 관심을 두고 있다. 표 2는 안전성 목표를 상부단계에 두었을 때와 하부단계에 두었을 때의 장단점을 보여주고 있다. [14]

표 2. 안전성 목표를 상부 단계와 하부 단계에 두었을 때의 장단점

비교 항목	상부단계	하부단계
대중 이해도	용이	어려움
유연성과 이노베이션 제공	용이	어려움
설계와 운전에 대한 지침	모호	상세함
법규제의 검증	어려움	용이
운전경험 반영	간접적	직접적

#### 3.1 노심 손상 PSC

- 1) USNRC의 ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)는 표 3과 같이 노심손상 PSC에 대한 제안을 하였다. 이 제안은 노심 손상을 세 가지로 분류하고 각 상태에 대한 발생 빈도 목표와 상한치를 제시하였다. [17]
- 2) USNRC는 표 4와 같이 통합 안전성 목표 결정 행렬(Integrated Safety Goal Decision Matrix)을 사용하여 노심손상 빈도, 대중의 사망 위험도 및 손해-이득에 대해 통합된 안전성 목표를 제시하

표 3. Hazard States 발생율의 한계치[17]

Hazard State	Probability Goal	Decision Rules on Mean Frequency*	
		Goal Level	Upper Limit
Significant Core Damage (>10% of noble gas inventory leaking into primary coolant)	Less than 1 / 100 per reactor lifetime	$f_{cd} < 3 \times 10^{-4} / \text{RY}$	$f_{cd} < 1 \times 10^{-3} / \text{RY}$
Large Scale Fuel Melt -LSFM (>30% of oxide fuel becoming molten)	Less than 1 / 300 per reactor lifetime	$f_m < 1 \times 10^{-4} / \text{RY}$	$f_m < 5 \times 10^{-4} / \text{RY}$
Large Scale Uncontrolled Release from Containment given LSFM (>10% of iodine inventory and 90% of noble gas)	Small, given a LSFM	$f_{R/M} < 0.01 / \text{LSFM}$	$f_{R/M} < 0.1 / \text{LSFM}$

\*  $f_{cd}$  is the frequency of significant core damage per reactor year

$f_m$  is the frequency of LSFM per reactor year

$f_{R/M}$  is the frequency of large scale uncontrolled release per LSFM

었다. [4]

- 3) 세번째 접근 방법은 비교 기준 발전소의 노심 손상 확률 평가 방법으로 대상 발전소의 노심 손상 확률을 계산하여, 기준 발전소의 노심 손상 확률과 비교 평가하는 방법이다, [18]

통 PSC를 도출하는 방법으로 “연역적 방법”이라 할 수 있다. [13-16]

- 2) 두번째 방법은 첫번째 방법과는 달리 상부 단계 PSC에서 안전 기능/안전 계통 PSC를 도출하지 않고 기존 원자력발전소의 설계와 운전경험을 검

표 4. 통합 안전성 목표 결정 행렬 [4]

Large Scale Core Melt Frequency / RY	Health Effects $\partial 0.1\%$ / RY (Early / Latent)	Cost-Benefit (\$1,000 / P·R+AOSC*)
$<10^{-5}$	Meet Both	No Fix
	Don't Meet One	Fix(\$1,000 / P·R)
$10^{-4}-10^{-5}$	Meet Both	Fix(\$1,000 / P·R+1→0% AOSC)
	Don't Meet One	Fix(\$1,000 / P·R+100% AOSC)
$10^{-3}-10^{-4}$	Meet Both	Fix(\$1,000 / P·R+10→1% AOSC)
	Don't Meet One	Fix(\$1,000 / P·R+100% AOSC)
$>10^{-3}$	Meet Both	Fix(\$1,000 / P·R+100% AOSC)
	Don't Meet One	Fix(Cost No Limit)

\* Averted Onsite Cost

### 3.2 안전 기능/안전 계통 PSC

안전 기능/안전 계통 PSC의 설정 목적은 여러 시발 사상에 대처하기 위해 요구되는 구체적인 안전 기능/안전 계통의 이용도의 목표를 결정하기 위함이다. 여기서 고려되는 안전 기능의 정의는 시발 사상(Initiating Event)이 발생했을 때, 1) 노심 손상에 이르기 전에 비정상 상황을 종료시키거나 2) 보호 기능의 상실시 동반될 때 사고의 영향을 완화하기 위한 기능을 말한다. 또한 안전 계통은 안전 기능 요구시 작동되는 계통을 말한다. 주 안전 기능으로 반응도 제어, 노심 냉각 제어, 원자로 냉각 계통의 과압력 보호, 잔열 제거 및 격납용기의 전전성 유지 기능 등을 예로 들 수 있다.

#### 3.2.1 접근 방법

각 나라들의 원자력에 대한 연구와 개발은 다른 조건하에서 추진되고 있기 때문에 안전 기능/안전 계통 PSC 설정에 대한 접근 방법은 다양하다. 그러나 크게 다음과 같이 세 방법으로 요약할 수 있다.

- 1) 첫번째 접근 방법은 Top-Down 접근 방법 즉 “신뢰도 할당 방법”으로서 발전소 단계와 대중 보건 단계 등의 상부단계 PSC에서 안전 기능/안전 계

토하여 가장 바람직하다고 생각되는 발전소에서 안전 기능/안전 계통의 이용도를 PSC로 결정하는 방법으로 “귀납적 방법”이라 할 수 있다.

- 3) 세번째 접근 방법은 “취약점 개선 방법”으로서 대상 발전소에 대한 PSC를 수행했을 때 취약한 안전 계통이나 안전 기능이 판별되면 균형있는 안전성 개념을 달성하기 위해 이 취약한 안전 계통이나 안전 기능의 개선을 목표로 하는 방법이다.

#### 3.2.2 접근 방법들의 장단점

##### 3.2.2.1 신뢰도 할당 방법

이 방법의 장점은 개념상의 단순성에 있지만 다음과 같은 단점을 가지고 있다.

- 1) 설계 대안으로서 같은 노심손상 빈도를 가지는 두개의 안전 기능/안전 계통 PSC 집합이 동일한 보전 영향과 비용 발생을 보이지 않는다. 또한 많은 대안들이 존재하기 때문에 선호도의 기준이 불명확할 경우 쉽게 하나의 안전 기능/안전 계통 PSC 집합을 결정할 수 없다. 또한 하나의 안전 기능/안전 계통 PSC 집합을 결정했을 경우 여러

이유로 미래에 최적치가 되지 못할 가능성이 존재한다.

- 2) 하나의 안전 계통이 여러 안전 기능에 관련되어 있기 때문에 안전 기능 PSC들은 서로 완전히 독립적이지 않다. 즉 안전 기능들간에 상호 의존성(Interdependence)이 존재하기 때문에 하나의 PSC가 다른 PSC를 지배할 수 있다. 즉 중요한 PSC가 만족되면 다른 PSC들은 보수적으로 평가되는 단점이 발생한다.

### 3.2.2.2 귀납적 방법

기존 원자력발전소에서 안전 기능/안전 계통의 이용도를 PSC로 결정하는 방법이기 때문에 설계 차이로 인하여 건설할 발전소가 상위 단계의 안전성 목표를 만족시키지 못할 가능성이 있다. 또한 기존 발전소에 대한 전체적이고 상세한 위해도 분석이 수행되지 않았다면 건설할 발전소의 설계에 대한 최적화가 적절히 수행되어야 한다. TMI와 체르노빌 원자력발전소의 사고 경험으로 미루어 볼 때, 기존 발전소의 선정에 대한 위험성이 상존한다.

### 3.2.2.3 취약점 개선 방법

안전 계통이나 하부 계통들은 서로 연관성을 가지

기 때문에, 단일 계통에 기초한 신뢰도 분석시 취약점이 잘못 판별될 가능성이 있다. 또한 일반성의 부족과 판단 기준에 따라 취약점의 우선 순위가 달라지는 단점을 가지고 있다.

## 4. IAEA 회원국들의 상황

원자력발전소 설계에 고도의 기술이 사용되지만, 1) PSC 선정과 2) 대안에 대한 선호도 선정에 어려움이 존재한다. 현재 PSA가 결정론적인 방법을 완전히 대체한 나라는 없다. 정량적인 PSA는 여전히 IAEA의 몇 회원국가에는 새로운 기술이고, 법규제 조건을 완화하거나 강화하기 위한 결정에 완전한 기초가 될만큼 기반을 확립하지 못했다. 또한 PSC가 사용되는 나라에서도 일부 결정론적 방법에 기초한 법규제가 존재한다. 이를 보완하기 위해 PSC를 사용하지만 임시 변통적인(ad hoc) 면이 많다. 그러나 PSA는 결정론적인 방법이 갖지 못한 다음과 같은 장점을 가지고 있다.

- 1) 여러 운전 조건하에서 발전소의 안전성의 평가
- 2) 설계 개선안 혹은 Backfitting Action의 제시
- 3) 설계 개선안의 영향 평가
- 4) 운전상황의 감시

표 5. IAEA 회원국들의 PSA/PSC 요건

국 가	PSA요건	PSC요건
캐나다	Mini-PSA (Selected IEs)	System Level
핀란드		
프랑스		Unacceptable Consequences
네덜란드	Level 1 and Containment	Individual Risk Collective Risk
스웨덴	Level 1 (Completed for all NPPs)	
영국		Large Releases (CEGB Guide Line) Individual Risk (HSE Proposal)
미국	Level 1 and Containment	Individual Risk Collective Risk Large Releases



IAEA 각 회원국들이 추진하고 있거나 사용하고 있는 PSA / PSC 요건들은 표 5와 같이 요약될 수 있다. IAEA의 일부 회원국들은 다음과 같은 이유로 하부 단계 PSC를 설정해야 한다고 주장하고 있다.

- 1) 안전 기능에 대한 PSC는 안전 기능을 설계해야 할 사업주에게 구체적인 설계 기준을 제시 할 수 있고, 법규제 기관에게 구체적인 인허가 정책을 제시할 수 있다.
- 2) 안전 기능의 이용도는 일부 시발 사상의 상대적 으로 큰 불확실성을 내포하고 있지 않기 때문에 확률적 불확실성을 크게 감소 시킬 수 있다.
- 3) 설계자와 인허가 기관 모두의 검증 활동에 확실 한 기준을 제시할 수 있다.

#### 4.1 캐나다

캐나다는 일찍부터 핵분열 생성물 누출을 최소한 으로 억제하기 위한 연구가 수행되어 왔다. [7] 1952 년 Chalk River 연구용 원자로 사고 이후 1) 처리 계통(Process System)에 독립된 안전 계통의 요건, 2) 피동 냉각 계통의 시험 요건 및 3) 설계와 운전 기준 으로서 보전 영향 요건을 개발해 왔다. 이에 바탕하 여 캐나다의 규제기관인 AECB(Atomic Energy Control Board)는 입지 기준에 대한 요건을 설정했 다. 방사선 보호를 위한 설계 요건은 다음과 같다.

- 1) 모든 부품, 계통 및 구조물은 신뢰도 높은 코드, 표준 설계 및 기술에 따라 설계되어야 하고 독립 된 그룹에 의해 검증되어야 한다.
- 2) 처리 계통의 고장 발생 빈도는 1/3 years 미만이어 야 한다.
- 3) 안전 계통의 고장시 개인에 대한 피폭량이 500 mrem을 초과하거나 대중 피폭량이  $10^{+4}$  man-rem을 초과하면 안된다.
- 4) 공통원인고장을 감소시키기 위해 안전 계통은 물

표 6. 단일 고장과 듀얼 고장 PSC [7]

	발생 빈도	개인 위해도	대중 위해도
단일 고장	1 / 3Years	0.5rem wb*	$10^{+4}$ man-rem
듀얼 고장	1 / 3000Years	3rem thy# 25rem wb 250rem thy	$10^{+4}$ thy-rem $10^{+6}$ man-rem $10^{+6}$ thy-rem

\* whole body

# thyroid

리적으로 기능적으로 처리 계통과 분리되고 또한 안전 계통들간에 물리적으로 기능적으로 서로 분리되어야 한다.

- 5) 각 안전 계통의 이용불능도는  $10^{-3}$ 보다 작아야 하 고 시험에 의해 검증되어야 한다.

1967년 및 1972년 AECB는 인허가 기준을 위해, “단일 고장”(하나의 처리 계통 고장, Single Failures)과 “듀얼 고장”(하나의 처리 계통 고장과 하나 의 안전 계통 고장, Dual Failures)의 두 가지 범 주를 정의 하고 각 범주에 대한 PSC를 표 6과 같이 확정하였다.

그러나 단일/듀얼 고장 접근 방법은 1) 발생 확률 이 더 높은 “다중 고장”을 고려하지 못하고 2) 설계 변경에 대한 평가에 적합하지 못하고 3) 발전소 성능 에 대해 보수적인 가정을 사용하여 운전자가 사고에 적절히 대응하지 못하는 등의 단점을 가지고 있다. 이 문제점들을 보완하기 위해 1970년대 중반, 시발 사상의 종류에 기초한 안전 설계 행렬(Safety Design Matrices, SDM)이 정의 되고 운전중인 발전소에 대 해 SDM에 기초한 PSA가 수행되었다. 이 연구에 기초해서 운전중인 원자력발전소에 대한 설계 개선 안이 제시되었다.

1977년 AECB는 IOWG(Interorganizational Working Group)을 구성하여 단일/듀얼 고장 접근 방법을 보완하기 위한 연구를 수행하였다. 그러나 AECB는 이 연구 결과를 여러 이유로 수용하지 않고 1980년에 자문 서류(Consultative Document) C-6를 제안했다. C-6는 사고를 5 등급으로 분류하고 각 제 한치를 표 7과 같이 제시하였다. 이 방법은 Darlington-A 원자력발전소 인허가에 시험적으로 응용 되었다. 현재 Point Lepreau 원자력발전소 건설 이 전에 AECB는 인허가 요건에 대한 의견의 일치를 보 려고 노력 중이다. 결정론적인 접근 방법에 의해 이

표 7. AECB 서류 C-6의 Dose/발생 빈도 제한치[7]

사고 등급	Whole Body	Thyroid
1	0.05rem	0.5rem
2	0.5	5.
3	3.	30.
4	10.	100.
5	25.	250.

발전소에 대한 설계가 수행되고, PSA의 결과를 평가하기 위한 위해도에 기초한 기준을 사용하여 이 발전소에 대한 체계적인 검토가 수행될 예정이다. 즉 설계에 대한 검토를 목적으로 하고 있다.

AECB는 원자력발전소의 설계와 운전에 대한 구체적인 법규제가 현실점에서 가해질 경우 대부분의 노력이 이 규제를 만족시키는 연구에 집중되기 때문에, 발전소에 대한 고도의 표준화를 이룩하려는 장기적인 목적에 상충된다고 판단하고 있다. 이러한 이유로 AECB는 설계와 운전에 대한 규제를 반대하고 있다. 단지 자문 서류 C98과 같은 일부 기준을 정해놓고 설계에 대한 검토만을 수행하고 있다.

#### 4.2 핀란드

PSA는 규제 기관에 의해 요구되지만, 세부 내용이나 방법이 규정되어 있지 않기 때문에 인허가 기관은 의사 결정에 이 정보를 직접적으로 사용하지 않는다. [19] 그러나 인허가 기관은 운전중인 발전소에 대해 Level 2까지의 PSA를 요구하고 있다. 인허가 기관은 발전소 건설 허가를 위해 Mini-PSA라고 불리는 정성적인 PSA를 요구하고, 운전 허가를 위해 Level 2 PSA를 요구한다.

노심 손상에 대한 PSC는 사용하고 있지 않고 대신 주요 안전 기능들에 대한 정량적인 PSC를 설정하려 한다. 현재 운전 허가를 위한 요건으로 안전 기능의 이용률기준이 정해져 있다. 인허가 기관은 새로 건설될 발전소에 대해 PSA를 사용한 PSC 사용을 제안하고 있지만 현재의 결정론적인 접근 방법을 대체하지 못하고 있다.

#### 4.3 프랑스

원자력발전소는 결정론적인 접근 방법에 의해 설계되고, PSA는 제한된 경우에 대해 수행되고 있다.

전체적인 안전성 목표는 사용되지 않고 다음과 같은 목적을 위해 안전 계통/안전 기능 단계에 대해 PSA가 수행된다. 다음의 경우 2)와 3)에 대해서는 노심 손상 빈도가  $10^{-7}$  / RY 보다 작아야 하는 PSC를 사용한다. [20]

- 1) 안전계통의 신뢰도를 평가하기 위해 (이 계통들은 정량적인 PSC를 만족할 필요가 없고 단지 여러 대안들을 평가하기 위해 PSA가 수행된다.)
- 2) 중요한 안전 계통 고장의 영향을 노심 손상 빈도로 평가하기 위해
- 3) 항공기 충돌 등의 외부 사건에 충분히 보호된 발전소를 설계하기 위해
- 4) 기술사양서를 개선하기 위해

#### 4.4 독일

비공식적이지만 인허가 단계에 대한 PSA는 잘 확립되어 있다. PSA는 노심 냉각과 격납용기 격리 등의 제한된 설계 기준 영역에 대해 수행된다. [21] 의사 결정을 지원하기 위한 정보를 제공하기 위해 PSA가 수행된다. PSA는 정량적인 안전성 목표의 제시가 목적이 아니라 취약부를 판별하고 안전성에 대한 균형을 이루기 위해 수행된다. 공식적인 기준이나 정량적인 안전성 목표는 설정되어 있지 않다.

#### 4.5 스웨덴

공식적인 PSC가 제정되어 있지 않고, 모든 발전소에 대해 활발한 PSA가 진행 중이다. 스웨덴의 PSA는 1) 노심 손상 방지에 대한 연구와 2) 중대 사고 누출에 대한 두 가지 연구가 수행 중이다. 보전 영향과 안전성에 대한 정량적인 안전성 목표를 결정하기 위해 PSA가 수행되고 있다. [22]

안전성과 신뢰도에 대한 정량적인 목표에 대한 정책은 “절대적 노심 손상 빈도는 안전성 평가를 위한 단일 기준으로 사용될 수 없고 각 발전소에 따른 PSA(Specific PSA)들이 기준으로 사용될 수 있거나 사용되어야 한다”는 것이다. 또한 정량적인 안전성 목표의 설정보다 각 발전소마다 계통의 높은 신뢰도 확보를 위한 활동(운전 경험에 대한 연구)에 더 중점을 두고 있다.

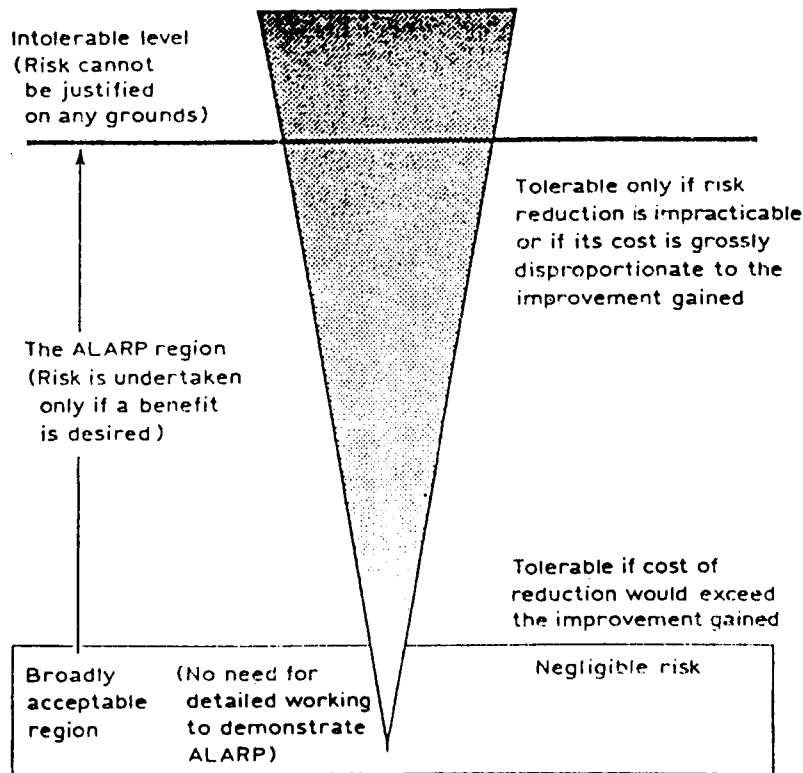


그림 6. Intolerable 단계와 ALARP 영역의 두 단계

#### 4.6 영국

규제관점에서 공식적인 PSC를 사용하지 않지만 ALARP(As Low As Reasonably Practical) 개념을 사용하고 있다. 대중 보전과 같은 상부 단계보다 하부 단계에 정량적인 Guideline을 사용하고 있다. 이 하부 단계의 Guideline은 사고 추이(Accident Sequence)에 기초하고 있다. [23] HSE(Health and Safety Executive)는 개인 위험도 안전성 목표에 Tolerability 개념에 기초하여 그림 6과 같이 1) Intolerable 단계와 2) ALARP 영역의 두 단계를 사용하고 있다. [24]

사업주인 CEBG는 안전성의 여러 문제에 대해 설계자에게 기준을 제시하기 위해 설계 안전 기준을 설정해 놓고 있다. 제어가 불가능한 대규모 방사능 물질 누출 사고의 전체 확률은  $10^{-6}/RY$  보다 작아야 하고 제어가 불가능한 단일 방사능 물질 누출 사고의 확률은  $10^{-7}/RY$  보다 작아야 한다고 명시하고 있다.

또한 하부 단계에 대해서도 보호제통 이용불능도, 공통원인 고장 및 지진과 관련한 PSC도 규정하고 있다.

#### 4.7 미국

1983년 USNRC는 상업용 원자력발전소의 안전성 목표 정책에 대한 보고서를 작성한다.

(NUREG-0800)[25] 이 보고서는 NRC가 안전성에 대한 결정 과정에 적극적으로 참여하려면 안전성 목표에 대한 정책을 선택해야 한다고 결론을 내리고 있다. NUREG-0800은 다음과 같이 안전성 목표를 정성적인 안전성 목표(개인 위험도 목표, 사회 위험도 목표)와 정량적인 안전성 목표(개인 사망 위험도, 사회 사망 위험도, 발전소 성능 설계 목표 및 이득-손해 기준)로 구분하였다.

1) 개인위험도 안전성 목표-대중의 각 개인들은 생명과 보전에 심각한 영향을 받지 않도록 원자력

- 발전소 운전의 영향으로 부터 보호되어야 한다.
- 2) 사회 위해도 안전성 목표-원자력발전소 운전의 영향은 원자력 발전이 아닌 다른 전원 생산 방법으로 유발되는 위해도 보다 커서는 안된다.
  - 3) 개인 사망 위해도-원자력발전소 사고시 발전소 주변에 개인 즉각 사망은 원자력발전소 사고가 아닌 일반적인 사고로 인한 즉각 사망의 0.1%를 넘어서는 안된다.
  - 4) 사회 사망 위해도-원자력발전소 사고시 발전소 주변의 인구의 임발생으로 인한 사망은 원자력발전소의 사고에 기인하지 않은 일반적인 암으로 인한 암 사망의 0.1%를 넘어서는 안된다.
  - 5) 발전소 성능 설계 목표-대규모 노심 용융 발생 빈도는  $10^{-4}$ /RY 보다 낮아야 한다.
  - 6) 이득-손해 기준-사회 사망 위해도의 추가 감소로 인한 이득은 관련 비용인 \$1,000 / Person-Rem 과 비교되어야 한다.

1986년 NRC가 발표한 안전성 목표에 관한 정책 보고서에서는 위에 열거한 사항을 수정·보완하였다. [26] 즉 5)의 대규모 노심 용융과 6)의 이득-손해에 대한 정량적인 기준을 앞으로의 연구 과제로 미루는 대신 추가로 대규모 방사능 물질 누출에 대한 기준으로  $10^{-6}$  /RY를 제안하였다.

부분적으로 안전 계통/안전 기능 PSC를 사용하고 있지만 안전 계통/안전 기능이 만족해야 할 신뢰도 목표를 규정하는 관련 법규는 존재하지 않는다. 단지 신뢰도 개선여부를 판단하기 위한 자료로 PSC를 NRC가 사용하고 있다. 이 경우 노심 손상 확률이나 사고로 인한 경제적 손실과 보건 영향에 대한 손해-이득 분석에 관계된 상위 단계 목표에서 도출된 주요 기준을 사용한다. 또한 차세대 원자력발전소의 설계에 대한 PSA의 용융과 안전 계통/안전 기능 PSC의 개발에 대한 보고서를 작성 중이다.

## 5. 결론

안전성 목표와 안전 기준의 설정과 적용은 원자력 발전소의 안전성을 증진시킬 뿐만 아니라 생산성/가동율을 제고시키는 가능성을 제공하는 개념이다. 이의 적용은 다음과 같은 효과가 기대된다.

- 1) 원자력발전소의 합리적 안전성 목표 수립으로 대중의 이해 증진

- 2) 원자력발전에 관련된 법규정에 대한 정량적인 자료 제공
- 3) 원자력발전소 설계시 계통간 신뢰도 조건의 합리적이고 균형된 할당(Allocation)
- 4) 원자력발전소 설계 및 운전시 유연성 제공
- 5) 원자력발전소 인허가시 판단의 근거 제공
- 6) 기술 사양서(Technical Specifications)의 합리적인 결정, 변경 및 평가
- 7) 운전중인 원자력발전소에 대한 계통간 신뢰도의 재배치(Reallocation)

위와 같은 기대 효과에 비추어 안전성 목표/안전 기준의 설정에 대한 연구와 기존 및 신규 원자력발전소에 설정된 기준을 적용하기 위한 방법론의 개발이 필요하다. 특히 표준 원자로나 차세대 신행 원자로의 경우는 개념 설계 때부터 일찍 이를 적용함이 유리할 것이다.

## 참고문헌

- [1] "Safety Principles and Technical Criteria for the Underground Disposal of High Level Radioactive Waste," draft IAEA Safety Series Standards.
- [2] "Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Wastes," Publication No. 46, ICRP, Oxford, New York, 1985.
- [3] "Interface Questions in Nuclear Health and Safety," NEA / OECD, 1985.
- [4] Sniezek, J.H., "An Integrated Safety Goal Concept," IAEA-TECDOC-524, pp.55-68, January 1986.
- [5] Versteeg, M.F., "External Safety Policy in the Netherlands: An Approach to Risk Management," IAEA-TECDOC-524, pp.69-78, January 1986.
- [6] Gozalez, A.J., "The Regulatory Use of Probabilistic Safety Analysis in Argentina," Proc. of the Int. Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Chicago, I11, 1982, and NUREG Rep.-0027, 1, February 1983.
- [7] Snell, V.G., "Probabilistic Safety Assessment Goals in Canada," IAEA-TECDOC-524,

- pp.79-91, January 1986.
- [8] Niehaus, F., Navegno, A., and Vouri, S., "Areas of Uncertainty in Comparing Risks of Energy Systems," *Environment International*, **10**, pp.531-539, 1984.
  - [9] Siddall, E., *Nucleonics*, **17**, p.64, 1959.
  - [10] Griesmeyer, J.M., Simpson, M., and Okrent, D., "The Use of Risk Aversion in Risk Acceptance Criteria, UCLA-ENG-7870, October 1979.
  - [11] Levins, S., "Various Applications of Probabilistic Risk Assessment Techniques Related to Nuclear Power Plants," presented at the Annual Meeting of the National Safety Council, Chicago, October 1980.
  - [12] Kinchin, G.H., "Assessment of Hazards in Engineering Work," *Proc. Inst. Civ. Eng., Part I : Design and Contribution*, **64**, pp.431-438, 1978.
  - [13] Cho, N.Z., Papazoglou, I.A., Bari, R.A., "Multiobjective Programming Approach to Reliability Allocation for Nuclear Power Plants," *Nuclear Science and Engineering*, **95**, pp.165-188, 1987.
  - [14] Sung, S.K., Cho, N.Z., "Determination of Performance Criteria at Hierarchical Levels in a Nuclear Power Plant," *Reliability Engineering and System Safety*, **24**, pp.231-255, 1989.
  - [15] Cave, L., Kastenber, W.E., "Development of Quantitative Screening Criteria for the Decay Heat Removal Systems of Light Water Reactors, 1, Pressurized Water Reactors," draft, Sandia National Lab., May 1983.
  - [16] Okrent, D., Apostolakis, G., Whitley, R., and Garrick, B.J., "On PRA Quality and Use," Chap. 4, UCLA-ENG-8269, Univ. of California, Los Angeles, October 1982.
  - [17] "An Approach to Quantitative Safety Goals for NPPs," Advisory Committee on Reactor Safeguards, US Nuclear Regulatory Commission, MUREG-0739, October 1980.
  - [18] Gottschalk, P., "Limited Line Approach to Control Individual or Societal Risk," Contribution for a Consultants Meeting on Status, Experience and Present Trends in the Development of Quantitative Safety Goals / Design Objectives, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, July 1985.
  - [19] Virolainen, R., "Use of Reliability and Risk Standards as Bases for Acceptance in Licensing and Regulation of Nuclear Power Plants," IAEA-TECDOC-524, pp.183-194, January 1986.
  - [20] Candes, P. "Status of Probabilistic Safety Criteria in France," IAEA-TECDOC-524, pp.95-103, January 1986.
  - [21] Gottschalk, "Approach to PSA Methods and Probabilistic Safety Criteria in Licensing of Nuclear Power Plants in the Federal Republic of Germany," IAEA-TECDOC-524, pp.205-209, January 1986.
  - [22] Carlsson, L., "The Swedish View of Probabilistic Safety Criteria-Present Status," IAEA-TECDOC-524, pp.117-123, January 1986.
  - [23] Chicken, J.C., "Development of the Non-Dimensional Method of Ranking Risks," IAEA-TECDOC-524, pp.125-136, January 1986.
  - [24] Harbison, S.A., "Safety Objectives in Nuclear Power Technology," *Reliability Engineering and System Safety*, **31**, pp.297-307, 1991.
  - [25] "Safety Goals for Nuclear Power Plant Operation," NUREG-0800, Revision 1, US Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, May 1983.
  - [26] "Final Policy Statement on Safety Goals," Federal Register, US Nuclear Regulatory Commission, August 21, 1986.