

정부는 8월 29일 제17차 원자력안전위원회(위원장 김영환 과학기술부 장관)를 열고 원전의 정량적 안전 목표(safety goal) 등을 포함한 「원자력발전소 중대 사고 정책」을 심의 의결하였다.

원자력 발전소 중대 사고 정책

배 경

원자력발전소는 설계·건설·운영 등 전과정에 대해 엄격한 기술 기준을 적용하고 있다. 원자력발전소에서 원자로 노심이 손상되어 다량의 방사능이 환경으로 누출되는 설계 기준을 초과하는 중대 사고가 발생할 가능성이 매우 낮으나, 만약 중대 사고가 발생하는 경우에는 사회적·경제적으로 영향이 심각할 수 있다. 그러므로 원자력발전소에서 중대 사고가 발생할 가능성과 중대 사고가 발생하더라도 공중에게 가해질 수 있는 위험을 최소화하기 위해 발전용 원자로 설치·운영자로 하여금 중대 사고 대응 방안을 강구하도록 할 필요가 있다. 이를 위해 원자력발전소의 운영으로 인해 인근 주민의 생명과 보건에 미치는 위험도 경미해야 하므로, 이에 대한 정량적 안전 목표를 정하여 운영하고자 한다.

용어의 정의

1. 「중대사고」라 함은 원자력발전소의 설계 기준 사고를 초과하는 원자로 노심의 손상을 수반하는 사고를 말한다.
2. 「중대 사고 관리」라 함은 원자력발전소에서 중대 사고가 발생했을 때 원자로 노심의 손상 진행을 중지시키고 격납 시설의 능력을 유지하며 방사능 물질의 소 내의 방출을 최소화하고 발전소를 안정 상태로 회복하기 위하여 취해지는 제반 조치를 말한다.
3. 「위험도 재평가」라 함은 발전소 설

비 및 운영 절차의 변경 사항 등 최근의 발전소 상태를 반영하여 평가 모델을 개선하고 확률론적 안전성 평가를 재수행하는 것을 말한다.

4. 「위험도 감시」라 함은 발전소 계통이나 부품의 예방 보수나 주기 점검 등 실제 운전 상황에 따른 순간적인 발전소 위험도를 계산하고 실시간으로 이를 예측·평가·감시하는 것을 말한다.

5. 「확률론적 안전성 평가(PSA)」^{주)}라 함은 원자력발전소에서 발생할 수 있는 사고의 종류와 이들 사고가 발생할 가능성, 사고로 인한 영향을 확률론적 방법으로 정량화하여 종합적으로 평가하는 기법을 말한다.

- 1단계 PSA : 노심 손상 빈도 결정에 기여하는 발전소 고장 분석
- 2단계 PSA : 격납 건물 방사능 방출 빈도 결정에 기여하는 격납 건물 거동 분석
- 3단계 PSA : 일반 공중의 위험도 계산을 위한 방사성 물질의 소외 방출 결과(영향) 분석

중대 사고 정책

1. 안전 목표

원자력발전소의 사고로부터 부지 인근의 주민 개인이 받을 수 있는 초기 사망 위험도는 기타 사고에 의한 전체 초기 사망 위험도의 0.1%를 초과하지 않아야 한다. 또한 원자력발전소 주변 지역의 주민 집단이 원자력발전소의 운전으로 인해 받을 수 있는 암사망 위험도는 기타 원인에

의한 전체 암사망 위험도의 0.1%를 초과하지 않아야 한다. 이러한 안전 목표를 달성하기 위해 원자로 노심의 손상을 예방하고 격납 시설에 의한 방사성 물질의 방출을 저감하기 위한 성능 목표를 설정한다.

2. 확률론적 안전성 평가

발전용 원자로 설치·운영자는 위험도를 가능한 한 낮출 수 있는 방안을 찾기 위해 확률론적 방법으로 원자력발전소의 안전성을 평가하여야 한다. 특히 원자로 노심의 손상을 초래할 가능성이 큰 사고 시나리오에 대해서는 발전소 설계나 운영 절차의 사고 예방과 완화 능력을 향상시킬 수 있는 사항들을 평가하고 비용-편익을 고려하여 이를 보완하여야 한다.

3. 중대 사고 대처 능력

원자력발전소는 중대 사고 예방을 위해 원자로 노심의 손상을 방지하는 능력을 갖추어야 한다. 또한 원자로 격납 시설은 원자로 노심이 손상되더라도 사고 결과(영향)를 완화할 수 있도록 구조적 건전성과 핵분열 생성물의 방출에 대한 방벽의 기능을 유지하여야 한다.

4. 중대 사고 관리 계획

발전용 원자로 운영자는 중대 사고 발생에 대비하여 중대 사고 관리 계획을 수립하고 이를 이행하여야 한다. 이 계획은 사고 관리 전략, 사고 관리 수행 조직, 사고 관리 지침서, 교육·훈련, 계측기 및 필수 정보 분석 등에 관한 사항을 포함하여야 한다.

주) PSA : Probabilistic Safety Assessment(Ref : IAEA Safety Series No. 75-INSAG-6(1994)

Level 1 comprises the assessment of plant failure leading to the determination of core damage frequency.

Level 2 includes the assessment of containment response leading, together with Level 1 results, to the determination of containment release frequencies.

Level 3 includes the assessment of off-site consequences leading, together with the results of Level 2 analysis, to estimates of public risks.