

원자력발전소 확률론적 안전기준치 설정에서의 불확실성 고찰

A Study on the Uncertainties Considered in the Establishment of Probabilistic Safety Criteria for Nuclear Power Plants

이창주, 성계용

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19

요 약

현재까지 규제 관점에서 제시된 우리 나라의 원전 안전목표들에 대한 기술적 근거를 확보하기 위해 위험도를 정의하고 확률론적 안전기준치(PSC)를 설정하는 문제에서 다루어지고 있는 불확실성에 관한 기술적인 현안들의 특징을 고찰하였다. 특히 원전 노심손상빈도와 같은 PSC 지표 계산 과정에 발생하는 각 불확실성 발생 근본 원인 분류를 바탕으로 불확실성 증폭 범위의 예측을 위한 단순 계산과 원전별 PSC 비교검토를 수행하였다. 분석결과, 확률론적 안전성평가중 발생 가능한 분석의 부적절한 품질, 모델 정립 오류 및 데이터베이스의 불완전성에 의해 PSC 지표들의 최종 결과는 상당히 큰 편차를 보이고 있음을 확인하였다.

Abstract

In order to give the technical basis to the safety goals which are proposed from the regulatory aspect for domestic nuclear power plants, the characteristics of technical issues like uncertainties, occurred in developing probabilistic safety criteria(PSC) and in defining the risk concept have been investigated. Based on the categorization of root causes of each uncertainty occurred during calculation of the PSC measures like core damage frequency, a simple uncertainty calculation and some PSC comparison studies for various plant types have been performed. As a result, it was found that the analysis quality inadequacy, modelling error, and database incompleteness, which could be generally occurred during PSA, are major factors causing increase of the bias/deviation of the PSC measures at final stage.

1. 서 론

일반적으로 어떤 시설의 재해에 대한 방어 개념으로서, 안전목표 또는 안전성에 대한 지표(measure)는 시설이 충분히 안전한가를 판단하기 위한 “판단기준”의 일종이어야 한다. 또한 요구되는 안전성의 수준은 당해 시설이 가져올 편익이 어느 정도 큰가, 일반 사회에 존재하는 다른 시설이 가져오는 위험의 정도는 어느 정도 큰가, 또는 우리 사회는 금후 어느 정도의 안전하지 못한

상황을 허용할 것인가 (즉 허용기준을 어떻게 설정할 것인가) 하는 사항 등에 의해 정해져야 한다. 이를 결정하기 위해서는 우선적으로 위험의 정도, 즉 위험도(risk)에 대한 개념을 먼저 정의하고 이를 확률론적 안전성평가(PSA) 등에 의해 생성되는 정보를 활용하여 예측하여야 한다.

현재 전세계적으로 위험도 정의에 대한 공감대는 잘 형성되어 있지 않다. 단지 산업 위험에 대한 규제와 평가에서 사용되는 일반적인 항목과 개념들에 대한 몇 가지 정의가 제안되고 있을 뿐이다. 일반적으로 위험도는 어느 체계/시스템이 특정한 원인으로 인하여 주어진 시간 간격 동안에 목표에서 벗어나 바람직하지 못한 결과를 유발하는 확률로서 표현 가능하다. 체계/시스템의 주어진 목표는 그 기능을 적합하게 수행하는 것이 될 것이다. 예로서 생태계에서의 한 종족의 목표를 생존으로 설정할 경우 그 목표를 달성하지 못하는 것은 사망이므로 위험도는 주어진 시간 간격 동안의 그 종족의 사망 확률로서 정의 가능하다. 하지만 주어진 시간 간격이 아주 짧다면 그 때의 위험도는 순간적인 함수로 결정될 것이며, 주어진 시간 간격이 예상 수명 정도의 기간과 비슷하다면 그 동안의 위험도를 평균한 기대치가 사용될 수 있을 것이다. 또한 그 예상 수명 기간 동안에는 정상 상태 (생존)와 사망의 두 가지 시스템 상태가 있을 수 있다. 한편으로는 시스템의 특성에 따라서 사망 상태에서부터 정상 상태로 회복시키는 것이 가능할 수 있다.

이 연구의 목적은 이와 같이 위험도를 정의하고 안전수준을 설정하는 문제에서 현재까지 다루어지고 있는 불확실성 등에 관한 기술적인 현안들의 특징을 고찰하고 특히 원전을 대상으로 정량화되는 위험도에 대한 허용기준, 즉 정량적 안전목표인 확률론적 안전기준치(Probabilistic safety criteria: PSC)의 특성들을 불확실성평가 측면에서 비교 검토하는 것에 있다. 이 연구는 또한 현재까지 규제 관점에서 제시된 우리 나라의 몇 가지 안전목표들에 대한 기술적 근거를 확보하고자 하는 동기에서 비롯되었다.

2. 원전 안전목표 설정 배경

원전 안전목표를 설정하고 상호 비교할 때 주의하여야 할 점은 다른 위험도 모델의 적용으로 일관성이 결여되지 않도록 하여야 하며, 대부분의 발전소의 상대적 평가가 목적/취지이므로 발전소별 자료와 수행방법에 따라 다른 결과가 도출될 가능성, 즉 매개변수 불확실성 또는 모델 불확실성을 감안하여야 한다는 것이다. 따라서 각 PSA 결과를 포괄적으로 다루는 적절한 의사결정 기준이 필요해진다. 한편으로는 확률론적 위험도와 결정론적 공학원칙의 상호의존을 다룰 수 있는 의사결정 기준도 수립되어야 한다.

이제까지 국내에서는 원전 또는 핵주기 시설별로 적절한 안전목표를 설정하고 그 근거를 확보하고자 하는 노력을 경주하여 왔다. 우선, 차세대원자로는 원자력시설로 인해 발생할 수 있는 방사선 위험을 충분하고 효과적으로 방어하여 개인, 사회 및 환경을 보호하도록 하는 일반 안전목표와 이를 위한 추가적인 방사선방호목표 및 기술안전목표를 설정하고 있다.[1] 방사선방호목표는 원자력시설의 운영 및 해체시 경제적 사회적 요건을 고려하여 방사선 피폭을 합리적으로 달성 가능한 한 낮게 유지하여야 하며, 개인이 받는 피폭은 선량한도를 초과하지 않도록 하는 것으로 설정되었다. 기술안전목표는 원자력시설이 사고를 예방하고 완화할 수 있도록 신뢰성 높게 설계되고 운전되어야 하며, 설계에서 고려된 중대사고의 방사선학적 영향을 최소화하도록 규정하고 있다. 특히 정량적 보조 목표로서 노심손상빈도, 방사능 대량누출빈도와 소외 영향 제한목표 등을 규정하고 있다. 이 차세대원전의 안전목표를 비교하여 보면, 방사능 대량 방출빈도는 노심손상빈도의 1/10 수준으로 규정하며, 방사능 대량방출은 원자로의 제한구역 경계에서 유효선량 0.25 시버트 이상의 누출을 유발하는 방사능 량으로 규정하고 있다. 이 상세안전요건의 기술기준들은 현재 KNGR 설계 안전성검토과정을 통해 그 설정 타당성이 검토되고 있다.

다음으로 1999년 KINS에 의해 마련되고 최근 정부에 의해 사업자가 이행하도록 촉구된 원전의 중대사고대책 [2]에서의 원전 안전목표는 원전 주변지역의 주민 초기사망 및 암 사망 위험도와 같

은 대중 보건목표에 대한 국내외 연구결과[3]를 바탕으로 설정되었으며, 노심손상빈도 및 격납건물 방사성 물질의 방출빈도 등에 관련한 원전 성능목표는 국내 PSA 결과 등에 대한 정보가 충분한 시점에서 결정하도록 하였다. 이 대책(안) 작성 시에는 일반적으로 PSA 결과에 불확실성이 내재되어 있어 안전목표 적용상 제한성이 있다는 측면과 안전목표를 기존의 규정적인 규제요건으로 여론 선도 층이나 일반인들이 인식할 수 있는 점이 감안되었다.

3. 위험도평가에서의 불확실성

위험도란 잘못된 상황, 즉 재해(hazard)가 가져오는 손실과 그 재해의 불확실성 양자를 모두 포함하는 개념이다. 또한 위험도는 그 재해를 효과적으로 방어할 수 있는 수단에 의해 감소될 수 있다. 위험도 개념은 관측자 또는 평가자에게 상대적인 측면이 있으며, 이를 일부 전문가는 절대적 위험도 (absolute risk)와 달리 “인지적 위험도 (perceived risk)”라는 개념으로 설명하기도 한다. 즉 위험도는 정성적인 견지에서 판단할 때 당사자가 무엇을 하고, 무엇을 알고 있으며, 무엇을 모르는가 하는 관점에 상당히 의존적인 것이다. 안전성에서의 고전적인 명제인 “얼마나 안전해야 충분히 안전한가”와 같은 질문에 대한 답변의 한 가지로서 “위험도란 무엇인가”에 대한 정의를 내려야 할 경우, 통상적으로는 발생 확률에 이로 인한 결과 (consequences)를 곱해 준 수식을 사용하여 왔지만 이를 보다 세분화하면 다음의 3대 요소로 구분하여 논의하는 것이 보다 설득력이 있음을 알게 된다 [4,5]

- (1) 무엇이 잘못될 수 있는가? → 시나리오 (일어날 가능성이 있는 사건 또는 상태의 조합)
- (2) 그 가능성은 얼마나 되는가? → 확률 및 불확실성 정량화과정 (특정 고장형태의 빈도, 노심손상 확률 등)
- (3) 그 재해의 결과 (손상, 영향)는? → 피폭선량 등 일반대중에 미치는 결과

확률론적 위험도평가란 위험으로 인한 영향 (결과), 중요 현상, 계통 상호작용 및 불확실성 정도 등을 이해하기 위하여 상기의 위험도 3요소를 취급하기 위한 체계적 방법이며, 궁극적으로 중요한 시나리오별 발생 확률에 대한 결과로서의 위험도곡선(risk curve)이 얻어진다.

보통 위험도곡선은 각 손상(영향)의 개별 순서들을 순위화하여 나열하고 가장 큰 손상(영향) 항목의 발생확률부터 차례로 더해나가는 누적 확률 (cumulative probability)을 계산하여 그려진다. 이로서 계단식 형태를 가진 위험도 출력 형태가 일차적으로 생성되며, 이를 연속적 형태로 근사하여 출력할 경우 보상누적분포함수 (CCDF) 형태의 실제적 위험도를 표현하는 곡선이 나타난다. 분석의 결과로서 이런 위험도 곡선을 제시할 때 가장 접하기 쉬운 질문은 과연 그 곡선이 얼마만한 신뢰성이 있는가 하는 것이다. 이미 위험도곡선이 우리의 신뢰상태를 표현하고 있다는 가정 하에서 본다면 이런 질문은 궁극적으로 “당신의 신뢰상태는 얼마나 신뢰할 만한 것인가?”라는 질문과 동등해질 것이다. 어떤 의미에서 보면 이런 질문은 매우 대답하기 곤란하다. 하지만 질문의 답변은 “빈도에 대한 확률 (probability of frequency)” 개념과 불확실성 척도를 도입하면 가능하다.

도입되는 불확실성 척도는 보통 2가지 형태로 구분될 수 있는데 하나는 비균질적 (heterogeneous)이거나 추계적(stochastic) 상황에 의한 불확실성이며 또 하나는 우리 자신의 지식 결핍에 의한 불확실성이다. 보통 전자는 우발적(aleatory) 불확실성, 후자는 확률 판단적(epistemic) 불확실성으로 명명된다.[6] 우발적 불확실성은 보통 여러 번의 시도를 통해서도 그 불확실성의 정도가 줄어들지 않는 상황이나 사건의 경우에 해당되며, 이런 예로서 특정 지역의 지진이나 홍수 발생빈도 등이 거론될 수 있다. 확률 판단적 불확실성의 정도는 특정 매개변수에 대한 우리의 총 지식, 즉 과거의 유사한 과정에서 겪었던 경험, 자료 및 증거 등의 정보의 품질에 좌우된다. 따라서 상기 확률론적 안전성/위험도평가에서 고려되는 불확실성 크기에 대한 타당성 확보는 이와 같은 두 종류의 불확실성을 어떻게 적절히 구분하고 정량화할 수 있는가에 달려있다.

4. 안전목표 설정 형태 및 특성

4.1. 안전목표 설정 형태

안전목표 설정 형태로서 일반적으로 다음과 같은 이분법적인 분류가 가능하다.

- 1) 정성적 안전목표
- 2) 정량적 안전목표

설정된 안전목표에는 법적, 기술적 측면이 고려된 다중의 요소들이 내포되어 있으며, 사회적으로 과연 어느 정도가 위험한 수준인지, 심층방어 원칙을 어떻게 고려하여야 하는지 현실적으로 애매한 경우 등을 고려하면 경우에 따라서는 정성적 안전목표가 효과적인 경우도 있다. 한편으로 정량적인 안전목표는 그 특성상 정성적인 안전목표에 비해 제한적이게 되는 측면이 있다. 구조적으로는 설정 과정이나 설정 방식에 따라 무수한 설정 형태가 가능하여 진다.

하지만 상기의 이분법적 분류와 관계없이 모든 안전목표의 실질적인 구현은 측정 가능한 실질적인 성능목표(Performance goal)나 구체적인 규제행위에 의해 보완적으로 이루어질 수 있다. 보통 확률론적 안전기준치(Probabilistic safety criteria: PSC)로 간주될 수 있는 정량적 안전목표의 설정 대상은 특정의 정량화된 매개변수에 의해 측정되며, 안전목표의 의사결정은 그 설정 대상의 예측 성능 또는 경험적 (역사적) 성능의 비교과정을 포함하게 된다.

4.2. 안전목표 설정 수준

우리가 안전목표를 설정하고자 하는 대상을 하나의 사건(event)이라 가정할 경우, 어떤 사건의 발생 가능성과 관련하여 여러 가지 확률론적 기준치가 설정 가능하다. 여기서 어떤 사건이란 원전과 같은 경우는 냉각재 상실사고 등의 초기사건, 이에 대응하여야 하는 안전계통의 고장, 초기사건의 영향 완화 실패에 따른 핵연료의 손상과 더 심각한 상태로 발전하여 궁극적으로 소외 주민의 피폭 사망을 유발하는 사건 등과 같이 여러 단계를 가정할 수 있다.

하지만 공통적으로 고려될 수 있는 안전목표의 형태는 정성적 또는 정량적 제한치와 목표치라는 2가지 수준으로 구별할 수 있으며, 참고로 이는 표 1 과 같은 여러 가지 형태의 설명으로 표현되고 있다. 그림 1은 ICRP[7]를 비롯하여 독일, 영국, 스위스의 안전목표의 하나로서 개인 피폭선량 초과빈도 제한치를 예로서 보여주고 있다. 그림 1에서 제시된 영국의 경우는 표 1에서 제시된 어느 일정 피폭량에서 하한 경계치로 요구되는 목표치와 상한 경계치로 요구되는 제한치 사이에는 100배의 차이를 두고 있음을 알 수 있다.

표 1에서 설명되었듯이 관련 계통 또는 시설이 제한치는 만족하는데 목표치를 만족하지 못 할 경우, 보통 비용-이득 (가치-영향)적 고려사항이 제안된다. 즉, 이 두 가지 설정 수준 사이에 있는 위험도에 대해서는 위험도 감소가 합리적으로 달성될 경우 또는 일정의 위험도 감소를 가져오는데 드는 비용이 일정치 이하일 경우 위험도 감소 대책을 요구하는 형태로 된다. 비용-이득 고려사항과 연관되는 개념으로는 ALARA(As low as reasonably achievable), ALARP(As low as reasonably practicable), 소급적용규정(Backfit rule) 등이 있다.

4.3. PSC 지표별 특징

일반적으로 대중에 대한 안전목표는 전체적인 발전소를 대상으로 할 때 가장 상위 수준의 포괄적인 지표로 인식되며, 이 지표에서 파생되어 중간 수준의 PSC 지표로서 설정할 수 있는 것은 시나리오 발생 빈도, 안전계통 이용불능도(unavailability) 등이다. 가장 낮은 하위 수준의 지표로는 각 기기의 실제 운전이력에 따른 신뢰도가 될 것이다. 구체적인 안전목표, 즉 PSC 지표로서 표 2에서와 같은 사항들이 총체적으로 고려될 수 있다.[8] 표 2에서 보듯이 각 확률론적 기준치 지표

수준이 높게 설정될수록 (예로서 계통 신뢰도 수준보다는 노심손상 빈도가 더 높음) 일반 대중에 영향을 주는 궁극적인 사고결말을 유발하는 사고경로를 갖는 사건들에 더 접근하게 된다. 또한 표 2는 각 지표별로 설정과정에 발생할 수 있는 불확실성 현안들을 보여주고 있다. 높은 기준치 설정은 또한 대 국민 안전성 확보와 같은 규제 관점의 궁극적인 임무(mission)를 통찰할 수 있게 하지만 단점으로는 너무 설정 수준이 높아 발전소 성능지표 등과 비교하여 볼 때 실제적인 규제행위에서는 멀어지게 될 가능성도 있다.

제시된 지표 중에서 방사선원항(Source term) 누출량 및 초과 빈도와 관련하여 국내외 기술현황을 중점적으로 조사하였다. 2장에서 언급하였듯이 보통 안전목표 기준치의 하나로서 소외 대량 누출빈도(LRF)가 제시되며, 대부분 국가에서는 초기대량방출빈도(LERF)만이 제한치로서 고려된다. 대량 방출량은 전형적으로는 노심 방사능 물질 재고량의 절대적 누출량에 대한 비율로서 정의하며, 프랑스와 같은 일부 국가의 경우는 이에 준하는 개념으로서 허용불가능한 방사선학적 결말(Unacceptable consequence)이란 용어를 사용한다. 하지만 프랑스의 경우 이에 대한 정의를 따로 명확히 규정하고 있지 않다. 미국의 경우는 확률론적 안전성평가(IPE) 결과에 대한 해석으로서 3% 이상의 I, Cs, Te 핵종의 조기 방출이 즉발 사망을 유발하는 잠재성을 갖는다고 가정한 사례가 있다.[9] EPRI ALWR URD의 경우는 소외 방사선학적 결말 제한치로서 반 마일 (800 미터) 거리에서 전신선량이 250 밀리시버트를 넘는 빈도가 연간 $1.0E-6$ 이하여야 한다고 규정한다. 또한 미국 10 CFR 50.34 또는 100.11의 경우, 소외 방사선학적 결말 제한치로서 제한구역 경계에서 2시간 동안 총 유효선량당량(TEDE)으로 250 밀리시버트를 넘지 않도록 규정한다. 하지만 이런 방출량 정의 외에도 LERF는 특정 준위를 초과하는 소외 선량을 가져오는 방사성 물질 종류, 누출 시점, 누출 기간 및 계산모델 등에 대한 명확한 정의를 바탕으로 하여 설정되어야 하며 어떤 경우에도 분석상의 불확실성은 존재한다.

울진 3,4호기를 예로서 LERF에 적용된 기준을 고찰하였다. 울진 3,4호기 2단계 PSA에서는 격납건물이 파손되지 않는 방사선원항 그룹 (source term category: STC)의 경우 기술지침서 규정 누설률의 10배 (약 0.0011 ft^2)를 가정하여 방사선원항 분석을 수행한 적이 있으며, 관련된 방출군 1, 2 및 15에 대해 핵분열 생성물이 노심, 노심 용융 생성물, 일차계통, 증기발생기, 격납건물 내부 및 외부에 분포하는 질량비와 원자로용기 내부 및 외부에서 발생하는 핵분열 생성물의 질량비를 계산하였다. 계산결과는 표 3과 같다. 표 3을 보면 초기 및 후기 시점에 대한 정의가 없는 상태에서 울진 3,4호기에서 초기 사망을 유발 가능하게 하는 모든 STC는 3, 4, 13, 14, 17 및 19번으로서 각각 early leak/rupture failure, basemat melt-through, isolation failure w/o recirculation spray 및 SGTR의 사고경위이다. 이 STC의 총 누출 빈도는 표 4에서 계산된 바와 같이 $1.0E-6$ 값을 약간 초과하는 정도임을 알 수 있다. 한편 early leak failure의 정의에 해당하는 크기는 위 가정 (누설율 10배)의 크기보다 100배 (약 0.1 ft^2)에 해당하는 것이다. 따라서 위 정의들을 울진 3,4호기 분석결과에 적용하면 일반적인 누설에 따른 방출빈도는 LERF 또는 LRF에 해당된다고 보기 어렵다.

5. PSC 설정에서의 불확실성 고려사항

5.1. 불확실성 유발 원인 분류

안전목표 또는 PSC 지표 결정에 있어 요구되는 주요 고려 요인의 하나는 위험도를 평가하는데 사용되어 지는 방법이 최신 기술현황과 일치되는지 판단하는 것이다. 판단과정 중에서 주로 언급되는 사항들은 다음과 같다.

- (1) 위험도 정의: 예로서 생물학적 견지로 보편적인 경우인지 또는 가장 안 좋은 위험한 경우인지에 대한 것

- (2) 위험도 추정치의 근거: 최적치인지 아니면 보수적 가정인지에 대한 것
- (3) 위험도 추정치의 규정 방식: 평균값인지 아니면 분포량의 중앙값 (최빈수), 또는 상부 신뢰도 구간 (95%)의 값인지에 대한 것

일반적으로는 수치적 기준치로서 확률론적 추정치를 비교할 때 점 추정치 또는 평균값 적용이 권장되지만, NUREG-1150 연구 등을 참조하면 때에 따라 보수 추정치의 보수적인 값과 어울릴 필요성이 있으므로 보수 불확실성 분포의 상한치 값이 기준치와 비교되기도 한다. 이와 같이 어떤 의사결정의 타당성 확보를 위해 민감도 및 불확실성 분석이 요구된다. 한편 불확실성 범위(분포)가 PSC와 비교되어야 하는지 여부는 불확실성분석의 수행요건과 연관된다. 또한 평균치와 최대치를 고려할 때 안전정도를 평균치로 나타낼 것인가, 어떤 불확실성의 폭을 생각해서 최대치로 나타낼 것인가, 평균치를 쓴다면 그것으로서 좋다는 근거는 무엇인가에 대한 의견수렴이 필요하다.

사고 가능성과 결과 추정에 연관하여 실제적인 불확실성이 항상 존재하며, 불확실성 유발 원인을 추적하여 보면 이 중에서 어떤 것은 정량적인 평가모형 수립으로 접근 가능하다. 일반적인 관점에서 불확실성을 유발하는 근본 원인은 다음과 같이 분류 가능하다.

- (c1) 무작위성 (variability)
- (c2) 지식 부족에 의한 것
- (c3) 해석대상 선정 범위의 불완전성
- (c4) 여러 범위를 가진 요소를 하나로 묶은 데 따른 종속적 관계
- (c5) 정보전달 (communication) 불량에 의한 것
- (c6) 정보 처리의 착오에 의한 것
- (c7) 정의의 오류에 의한 데이터의 착오
- (c8) 분석자의 상호 가치관 차이

이를 PSA 등과 같은 원전 위험도평가에 초점을 맞춘 불확실성 유발 원인으로 재분류할 경우는 다음과 같은 4가지 관점으로 다시 요약할 수 있다.

- (1) 통계적 관점 (c1, c6, c7) - 기대 성능 예측성과 관련되며, 자료 품질에 연관
- (2) 모델 정립 관점 (c2, c3) - 발전소 거동 결정, 계산과 연관
- (3) 종속적 고장 (c4) - 분류 특성, 외적 요인에 연관
- (4) 인적 인자 (c5, c6, c8) - 분석자 판단과정에 연관

5.2. 예제 계산

5.1절의 상기 분류를 바탕으로 하여 실제 분석에 있어서 어느 정도 불확실성이 존재하고 증폭되는지 확인하기 위하여 분석과정에 있음직하고 실제로 경험상 존재하였던 오차/편차에 대해 다음과 같이 항목별로 제시하고 이에 몇 가지 가정사항을 설정하여 노심손상빈도(CDF) 계산에 대한 오차 수준을 간단하게 계산해 보았다.

- (1) 초기사건 목록의 불완전에 의한 CDF 최대 증가분 (DF_{IL}) = 0.05
 - 대부분 PSA 모델에서 다른 초기사건 목록들과 비교하여 선정 및 그룹화되지만, 당초 선정 자체에서 운전경험 자료 부족 등으로 누락되거나 분석과정에서 삭제 또는 그룹핑 과정에서의 부적절로 인해 오차가 존재 가능할 것이다. 이로 인한 최대 CDF 편차(deviation)는 약 5% 정도로 보인다. 이는 상기 (c2)항, (c3)항 및 (c4)항의 불확실성 원인과 연관된다.
- (2) 사고 이후 운전원 행위 오류 부적절 모델에 의한 CDF 최대 증가분 (DF_{OM}) = 0.1
 - 운전원 행위 오류에 의한 총 노심손상빈도에서의 Fussel-Vesely 중요도를 약 20%로 가정하며, 이 오류 모델들, 즉 사고전 조치 오류, 사고 이후 운전원 행위 오류 및 회복조치 실패 모델에서의 모델 정립 부적절에 의한 점 추정치의 최대 오차 범위를 생각할 수 있다. 가능한 최대 오차는 1.5배까지로 본다. 이는 상기 (c1)항 및 (c3)항의 불확실성 원인과 연관된

다.

(3) 부적절한 Default 수치 또는 낮은 품질의 발전소 고유자료 활용에 따른 예측 하향 보상치 (DF_{DQ}) = 1.15

- 장승철의 연구[10]에 의거하면, 부적절한 평균 Default 수치 사용으로 인해 최대 15% 정도 위험도 예측이 낮아져 비보수적이 됨을 보이고 있다. 이는 상기 (c7)항 및 (c8)항의 불확실성 원인과 연관된다.

상기 항목들을 종합하여 수식적으로 나타내면 다음과 같이 된다.

$$CDF_a = CDF_o \times (1 + DF_{IL} + DF_{OM}) \times DF_{DQ} \quad (1)$$

여기서,

CDF_o = 원래 원전 PSA 분석에 의한 노심손상빈도

CDF_a = 여러 불확실성 인자에 의해 변경된 노심손상빈도

위 예제와 같이 PSA 분석의 품질, 모델링 및 데이터베이스의 불완전성에 의해서 계산된 결과는 단순 계산만으로도 최대 32%까지 노심손상빈도가 증가함을 알 수 있다. 물론 이 값 자체는 이 연구에서 단순히 적용 가능한 수치를 참고한 것이므로 신뢰성이 저하되는 면이 있음을 주지하여야 한다. 따라서 이 예상치 또한 특정 오차 범위 내지 분포를 갖는 불확실한 수치일 수 있다. 한편으로 식 (1) 자체는 또 다른 CDF 증가 요인들, 예로서 품질보증적 차원(c5, c6항)의 항목들을 추가하여 보다 더 복잡한 수식이 될 수 있을 것이다.

그림 2 및 그림 3은 특정 동일 부류의 원전에 대한 노심손상빈도의 평균치를 비교한 것이다. 이 그림들을 보면 동일 유형의 원전이라 하더라도 평균치에 상당한 편차가 존재한다는 것을 알 수 있다. 즉, 그림 2의 CE형 원전의 경우는 평균 CDF $3.27E-5$, 표준편차 $2.35E-5$ 이며, 그림 3의 웨스팅하우스 3 Loop형 원전의 경우는 최소 CDF인 $7.0E-5$ 를 갖는 원전(Shearon Harris 1) 대비 최대 4.3배까지의 CDF를 나타내는 원전(Turkey Point 3&4)이 존재함을 알 수 있다. 이 편차의 원인은 발전소 고유 설계 및 운영 특성 차이 등 여러 가지가 있을 수 있겠으나 상기 예에서 제시한 분석의 품질, 모델링 및 데이터베이스의 불완전성 등에 기인한 것도 상당하리라 예상된다.

노심손상빈도에 대한 상기 결과를 바탕으로 하면, 이 보다 상위 수준의 기준치들, 즉 격납건물 파손 빈도/확률, 방사선원항 누출량 및 초과 빈도, 피폭 선량 초과 빈도나 대중 사망자 수의 초과 빈도에 대한 점 추정치는 훨씬 큰 불확실성을 내포하고 있음을 간접적으로 파악할 수 있다. 그림 4는 이에 대한 실증 사례로서 미국내 전 원전의 CCFP (Conditional containment failure probability) 값을 보여주고 있는데 최대 0.9878에서 최소 0.01까지 극도의 편차를 가지고 있으며, 평균 0.480, 표준편차 0.254인 분포를 갖고 있다. 따라서 이와 같은 결과는 현재 국내 차세대원전 이 목표로 하는 CCFP 0.1 값을 훨씬 상회하는 것으로서 차세대원전 목표치를 충족시키는 미국 원전은 전체의 약 10% 정도에 불과함을 알 수 있다. 이와 같은 큰 편차의 원인은 심층분석이 필요하겠지만 상기 예에서 언급된 불확실성과 기타 중대사고 현상학적 (물리화학적) 모델의 불확실성에 기인하는 것도 상당하리라 판단된다.

6. 결론 및 고찰

현재까지 정부에 의한 규제 권고사항 또는 규제기술연구 결과로서 제시된 우리나라의 정량적인 원전 안전목표들은 그 기술적 근거를 적절히 확보하여야 할 필요성을 가지고 있다. 이의 해결을 위한 일환으로서 이 연구는 일차적으로 원전 안전목표 설정에서 취급되어야 하는 불확실성 등

에 관한 기술적인 현안들의 특징을 고찰하였다. 다음으로는 관련되는 불확실성의 부류들을 논의하고 안전목표 설정 형태와 설정 수준을 감안하여 방사선원향 누출량 및 초과 빈도를 중심으로 각 PSC 지표별 특징들을 제시하였다.

마지막으로는 8가지로 분류된 불확실성 발생의 근본 원인을 바탕으로 불확실성 증폭 범위의 예측을 위한 단순 예제 계산과 몇 가지 원전별 PSC 비교검토를 수행하였다. 분석결과, 동일 유형의 원전에 대한 PSA 분석결과라 할지라도 일반적으로 발생가능한 분석의 부적절한 품질, 모델 정립 오류 및 데이터베이스의 불완전성에 의해 노심손상빈도 등의 PSC 최종 결과는 상당히 큰 편차를 보이고 있음을 확인하였다.

따라서 이 연구결과를 감안하면 우리 나라의 정량적인 원전 안전목표들은 이런 불확실성이 발생하는 근본적인 배경을 적절히 고려한 상태에서 정립되고 PSA 표준화(standardization) 등의 노력을 경주하여 관련 불확실성 요인을 감소시켜야 하며, 이로서 각 원전별 PSC 적용을 위한 의사결정 과정에서 불확실성 문제에 대한 논란의 여지를 다소나마 해소시킬 수 있을 것이다.

후 기

이 연구는 과학기술부에서 시행한 원자력연구개발 중장기연구개발사업중 위험도기준규제기술개발과제의 일부분으로 수행한 것입니다.

참 고 문 헌

1. KINS/GR-173, 차세대 원자로 안전규제 기술개발 - 차세대 원자로 안전목표 및 안전원칙 개발, 한국원자력안전기술원, 1999. 2. 28.
2. 김한철 외, "원자력발전소의 중대사고대책(안)," '99 춘계학술발표회, 한국원자력학회, 포항공과대학교, May 28-29, 1999.
3. 김한철 외, "원자력 발전소 안전목표 설정을 위한 고찰", '99 추계학술발표회, 한국원자력학회, Seoul, 서울대학교, October 29-30, 1999.
4. S. Kaplan, et al., On the Quantitative Definition of Risk, Risk Analysis, Vol.1, No.1, 1981.
5. Risk-Informed and Performance-Based Regulation, White Paper, US NRC, March 1999.
6. Gareth W. Parry, The Characterization of Uncertainty in Probabilistic Risk Assessments of Complex Systems, Reliability Engineering and System Safety, vol. 54, 119-126, 1996.
7. Protection from Potential Exposure: A Conceptual Framework, ICRP Publication 64, Annals of the ICRP, Volume 23, No.1, 1993.
8. S. D. Unwin, An International Survey of Practical Experience with Risk-based Regulation, Unwin Company, November 25, 1996.
9. U.S. NRC, "Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance," NUREG-1560, December 1997.
10. Seung-cheol Jang, et al., "The Effect of Default Values in Regulation Matters," Proc. of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Seoul, Korea, October 1998.
11. IAEA-J4-CS-71/99, Procedures for conducting PSA for Non-reactor Nuclear Facilities, Working Material, IAEA, Vienna, Austria, 1999.

표 1. 안전목표의 형태별 특성

구분	설명	수치 특성	비용효과/규제 측면
목표치	수인 (受忍) 수준으로서 가능한 달성하여야 하는 수치	규제 관점의 문턱치 (threshold)	비용 측면을 고려하면서 위험도 수준을 맞추기 위해 노력하는 것으로서 규제 관점에서는 관련 계통 또는 시설이 이 수치를 만족할 경우 추가적인 조치 없음
제한치	수용 (受容) 수준으로서 넘어서지 못하는 수치	표명적인 (de manifestis) 수치	이 수치를 초과할 경우 관련 계통 또는 시설은 수용 불가능한 위험도에 직면하게 되며, 따라서 규제 관점에서는 이행비용과 무관하게 이를 감소시키기 위한 시정조치 요구

표 2. PSC 설정 수준의 비교 및 현안

수 준	PSC	현 안
낮음	초기사건 (또는 초기사건 그룹)의 발생 빈도	• 발전소 안전 성능 측정치로 부적절
	안전 계통의 신뢰도 (확률)	• 계통간 종속성 및 계통과 초기사건간 종속성 고려 어려움
	안전 기능의 신뢰도 (확률)	• 계통간 종속성 및 계통과 초기사건간 종속성 고려 어려움 • 사고 이후 운전원 행위 신뢰성 추정 어려움 (불확실성 존재)
	단일 사고경위 (또는 사고 경위 그룹)의 발생 빈도	• 사고 이후 운전원 행위 신뢰성 추정 어려움 (불확실성 존재)
중간	노심손상 발생 빈도	• 상기 사고경위 발생 빈도 현안 + • 초기사건 목록의 완결 여부
	노심손상사고 발생시의 격납건물 파손 빈도/확률	• 상기 현안 + • 격납건물 파손 가능성 추정에 연관하여 광범위한 분석적 불확실성
	Source Term 누출량 및 초과 빈도	• 상기 현안 + • 소외 Source Term 누출량 계산모델 불확실성
	대중 피폭선량 초과 빈도	• 상기 현안 + • 기상학, 인구통계학적 모델이나 침적율, 선량 측정을 포함한 방사성물질 방출경로와 연관한 불확실성
높음	대중 사망자 수의 초과 빈도	• 상기 현안 + • 인간 보건효과 모델 불확실성

표 3. 울진 3,4호기 방사선원항 분석 결과

STC	빈도	Noble Gas (%)	CsI (%)	TeO ₂ (%)	비 고
1	2.33e-6	1.6	0.006	0	Melt stop sequence
2	3.40e-6	1.4	0.01	0	Rx-vessel failure with containment integrity
3	1.30e-8	97	0.4	4.0	Early leak failure
4	1.80e-8	100	3.0	21	Early rupture failure
5	- ⁽¹⁾	-	-	-	Late leak with coolable debris ex-vessel & successful recirculation sprays (no sequences)
6	2.90e-7	94	0.2	0	Late leak failure
7	4.19e-9	-	-	-	Similar to STC 8 (0.2% of STC 8) except recirculation spray availability
8	1.61e-7	94	0.2	1.5	Late leak failure
9	-	-	-	-	Late rupture with coolable debris ex-vessel & successful recirculation sprays (no sequences)
10	1.46e-7	100	0.5	0	Late rupture failure
11	1.40e-9	-	-	-	Similar to STC 12 (0.4% of STC 12) except recirculation spray availability
12	7.80e-8	96	0.09	1.3	Late rupture failure
13	1.62e-7	92	0.1	5.3	Basemat melt-through
14	7.33e-9	96	94	0	Alpha mode containment failure
15	4.92e-7	6.3	0.02	0	Containment failure prior Rx-vessel failure
16	5.40e-9	100	2.6	0	Isolation failure with successful recir. spray
17	2.76e-9	95	13	6.5	Isolation failure w/o recirculation spray
18	1.20e-9	30	0.2	0	Interfacing systems LOCA
19	1.19e-6	95	13	0	SGTR

(주1) 정량적으로 무시 가능

표 4. 울진 3,4호기 LERF (내부사건) 계산결과

계산 항목	계산치 (/yr)	비 고
LERF	1.39e-6	STC 3, 4, 13, 14, 17, 19 총계
누출빈도 변동량 (일반 누설)	6.22e-6	STC 1, 2, 15

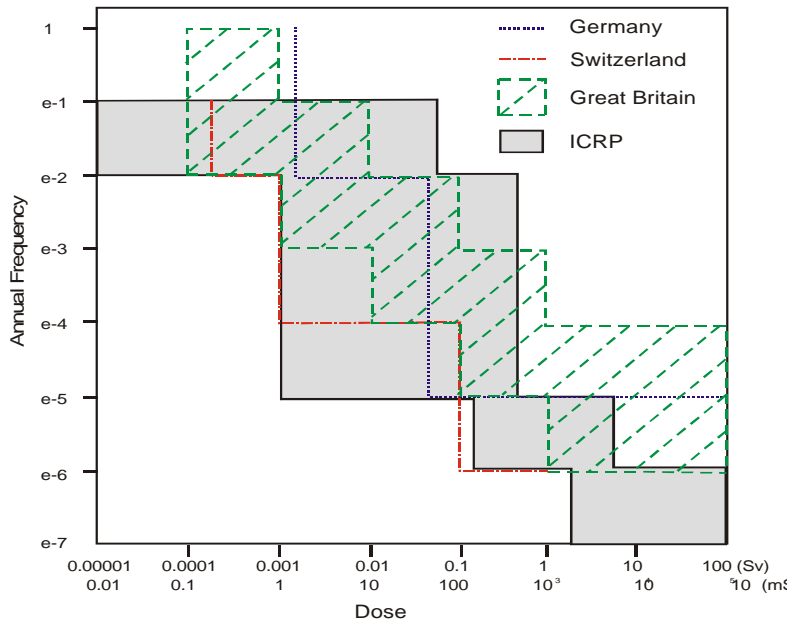


그림 1. 국가별 안전목표 (년간 개인 피폭선량 초과 빈도 제한치) [11]

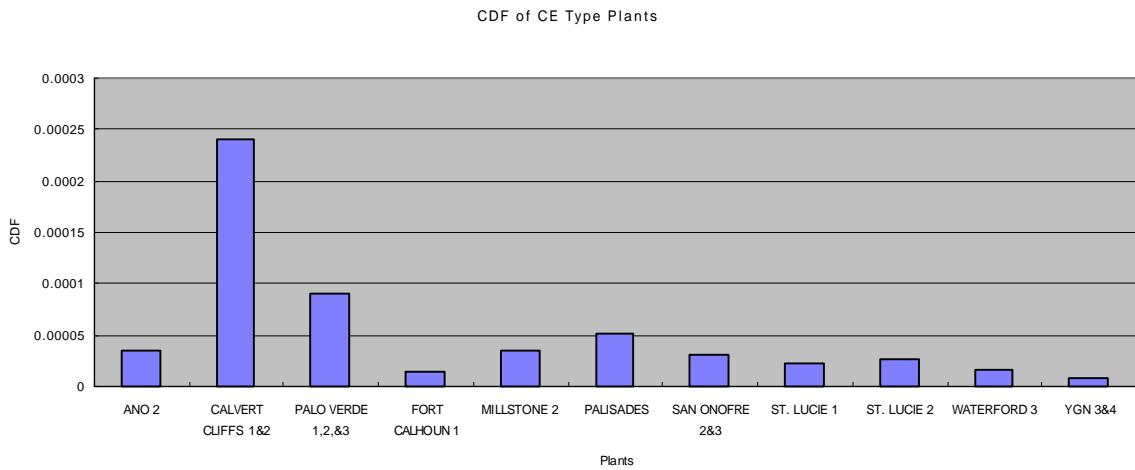


그림 2. CE형 원전 내부사건 노심손상빈도(CDF) 비교
(평균 = 3.27E-5, 표준편차 = 2.35E-5)

Internal Event CDF Deviation (W Plants: 3 Loop)

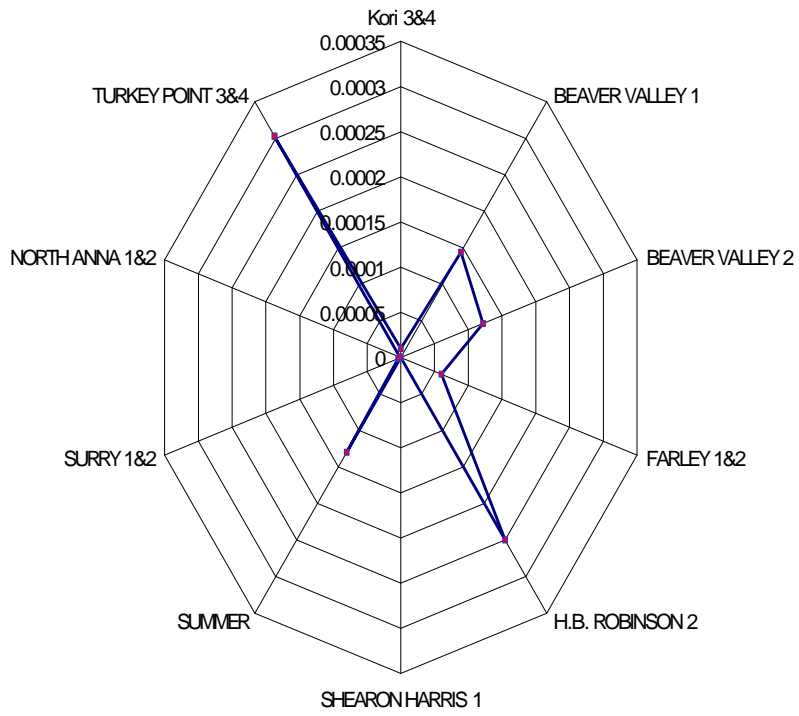


그림 3. 웨스팅하우스 3 Loop형 원전의 최소 CDF 원전 대비 편차

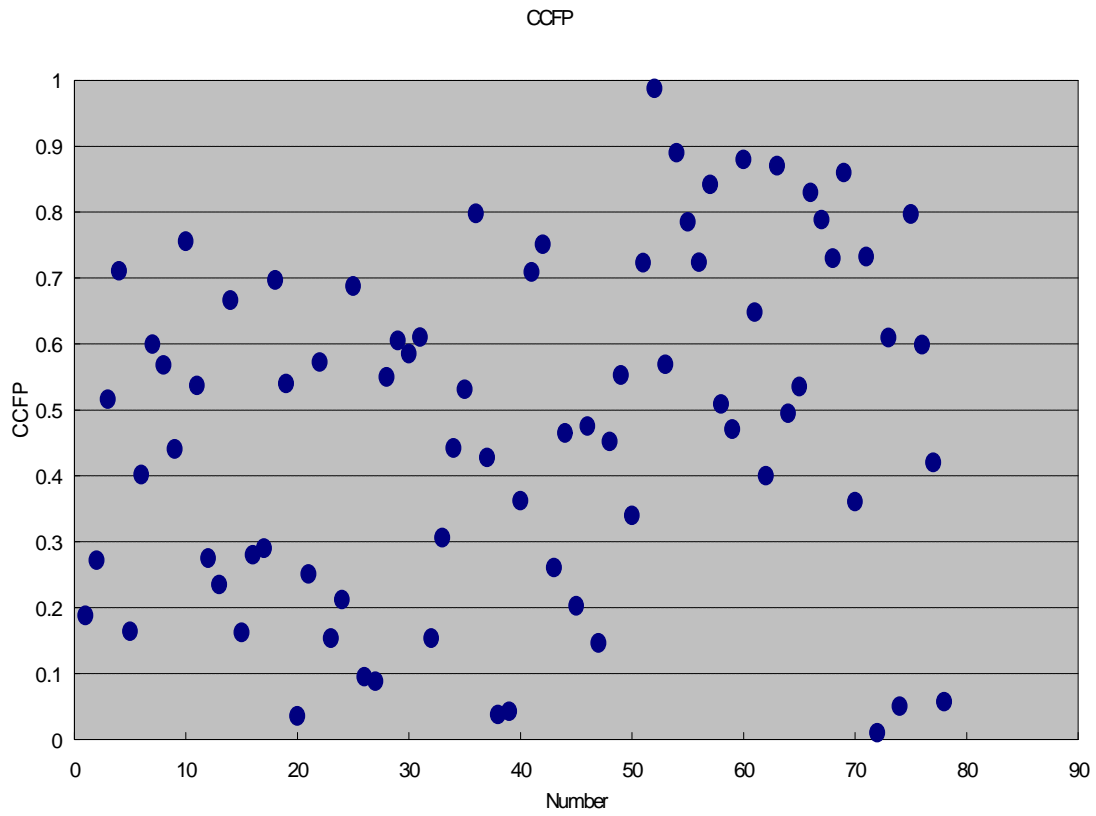


그림 4. 미국 전 원전의 조건부 격납건물 손상확률 (CCFP) 계산결과