

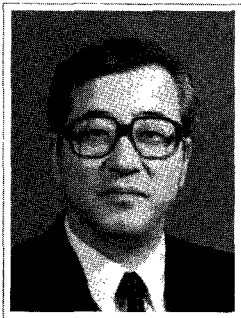


# 가동 원전의 주기적 안전성 평가

## -합리적인 평가 기준과 안전성 제고-

김효정

한국원자력안전기술원 성능연구실장



**가**동 원전에 대한 종합적인 안전성 확인 및 안전성 제고의 일환으로 추진된 주기적 안전성 평가가 제11차 원자력안전위원회(1999년 12월 21일)의 정책 방향 제시 이후로 활발히 진행되고 있다.

과학기술부는 안전성 평가의 추진 방안과 기술적 사항을 포함하는 '주기적 안전성 평가 시행 지침'을 마련하여 2000년 5월 관련 기관에 송부한 바 있다.

또한 제도의 시행을 위한 법적 위상을 제공하기 위하여 2001년 1월 원자력법을 개정하고, 현재 원자력법 시행령 및 시행규칙의 개정을 준비하고 있다. 한편으로 산업계·학계·연구소의 전문가로 「주기적 안전성평가 추진협의회」를 구성하여 국내에서 처음으로 시도되고 있는 주기적 안전성 평가의 시행 착오를 최소화하고 효율적 추진을 위한 조정 역할을 주도하고 있다.

주기적 안전성 평가 수행 주체인 한국수력원자력(주)는 시범 호기로 선정된 고리 1호기에 대한 안전성 평가를 2000년 5월 이미 착수하였으며, 2002년 11월 완료할 예정으로 있다. 전력연구원이 중심이 되어 한국원자력연구소·한국전력기술(주)·한전원자력연료(주)·대학 등의 7개 기관이 참여하고 있으며, 연인원 55명이 투입되고 있다. 또한 월성 1호기에 대한 주기적 안전성 평가를 2001년 5월에 착수하여

2003년 6월에 완료할 예정으로 있으며, 연인원 50여명을 투입하고 있다.

점차 구체화되고 있는 주기적 안전성 평가에 대하여 그 의미를 되새기고, 제도의 목적에 충실할 수 있는 방안에 대하여 다시 한번 살펴보는 것도 바람직할 것이다. 주기적 안전성 평가의 배경과 필요성, 목적, 외국의 운용 현황, 평가 범위 및 내용, 절차 등을 포함하는 추진 방안에 대하여는 본지에 이미 발표한 바 있다[1].

따라서 여기에서는 안전성 제고를 위한 핵심적인 요소인 평가 기준에 대하여 국외의 현황과 현행 기술 기준의 활용 방안을 분석하고자 한다. 특히 현행 기술 기준의 적용성 및 타당성을 평가하기 위하여 현재 시범 수행중인 고리 1호기와 가장 최근에 운영 허가된 울진 3·4호기를 비교한 결과를 제시하고자 한다. 보다 상세한 내용은 참고 문헌[2],

3에 수록되어 있다.

**국외 주기적 안전성 평가 기준**

**1. 국제원자력기구**

**가. 주기적 안전성 평가 안전 지침**

국제원자력기구(IAEA)는 가동 원전의 주기적 안전성 평가를 위한 안전 지침을 제시한 바 있으며, 이에는 평가 방법과 기준을 포함하고 있다. 본 지침의 배경에서 주기적 안전성 평가는 오래된 원전의 안전성을 총괄적으로 파악하여 최신의 원전과 유사한 수준으로 증진시키고, 높은 수준의 안전성을 유지하기 위해 필요한 변경 사항을 결정하는데 최선의 방법임을 기술하고 있다.

따라서 주기적 안전성 평가는 안전 기준 등의 변화를 고려하여 가동 중인 원전을 최신의 안전 수준으로 유지하기 위하여 제안되고 있으며, 이는 주기적 안전성 평가의 목적에서도 명확히 정의되고 있다.

즉 주기적 안전성 평가의 목적을 현재의 안전 기준과 관행에 따라 종합적인 평가를 수행하여 원전이 안전한지 그리고 안전을 유지하기 위해 적절한 대책이 수립되어 있는지를 결정하는 것으로 정의하고 있다.

또한 이러한 목적을 달성하기 위한 평가 방법으로서 제반 안전 인자들을 현재의 안전 기준 및 관행과 비교하여야 하고, 차이가 나는 분야에 대해서는 목록을 작성하여, 중요

한 취약점을 확인하도록 규정하고 있다. 또한 취약점이 나타난 사항에 대해 상세한 안전성 평가를 수행해야 하며, 안전 중요도가 높은 경우에는 즉각적인 시정 조치를 이행하여야 하고, 즉각적인 조치가 요구되지 않는 경우에도 가능한 최단 시일 내에 이행 조치가 제시되어야 함을 규정하고 있다.

한편 안전 지침에서는 현행 안전 요건의 전부를 만족할 것을 요구하지는 않고 있다. 예로써, 현재의 내진과 관련된 설계 요건은 쉽게 소급 적용될 수 없고 원전의 배열 설계는 변경하기가 어렵기 때문이다.

이러한 경우에는 취약점과 관련된 위험도를 평가하고 연속적인 운전을 위한 정당성을 제시할 것을 요구하고 있다.

**나. 과거 기준으로 건설된 원전의 안전성 판단 근거**

IAEA는 과거 기준에 의하여 건설된 원전의 안전성을 판단하기 위한 공통적 기본 근거를 제시하는 보고서를 발간한 바 있다. 이 보고서에서는 과거 기준에 따라 건설된 원전에 대한 안전성 평가의 목적을 현재의 기준과 관행에 따라 평가하여 불일치 사항과 그 중요성을 규명하여 가능한 개선 조치를 이행하는 것으로 규정하고, 안전성 평가 기준으로서 현재의 기준과 관행을 제시하고 있다.

과거 설계 기준과 현행 기준과의 차이가 고려되어야 하고, 안전 기준의 목표를 충족시키기 위한 보상 조치들을 확인하는 것이 중요하며 확률론적인 수단과 위험도 기준에 따른 의사 결정이 적절히 활용되어야 함을 규정하고 있다.

또한 안전 기준의 소급 적용은 안전성에 중요한 현안으로만 제한되어야 하며, 안전에 중요한 현안이 확인된 경우 사안별로 판단하여 합리적으로 가능한 개선 조치를 수행하여야 한다고 기술하고 있다.

예로서, 현행 내진 설계 기준은 엄격한 설계 절차를 통해 소급 적용할 수 없으며 이를 전면적으로 소급 적용하기 위해서는 발전소 계통 및 구조물에 대해 비현실적일 정도로 많은 변경을 필요로 하기 때문이다.

그러나 최신의 내진 기술과 실제 지진 발생시의 설비 및 구조물 거동에 대한 연구 결과들은 오래된 발전소들에도 적용될 수 있으며, 내진 여유도 평가 절차에 의해 안전성에 상당한 증진을 가져올 수 있음을 기술하고 있다.

**2. 영국**

영국의 주기적 안전성 평가 목적은 크게 3가지로서 ① 가동 원전의 건설 당시 설계 기준의 만족 여부 확인, ② 현행 안전 기준의 만족을 위하여 실행 가능한 안전성 향상 조치, ③ 원전의 노화 효과 및 수명



제한 요소의 확인과 이상 징후가 없는지를 확인하기 위한 운전 이력의 평가 등이다.

현행 안전 기준과의 비교는 꼭 실행해야 하는 중요한 의무 사항이지만, 현행 안전 기준을 전부 만족해야 하는 것을 의미하는 것은 아니다. 그러나 평가 결과 나타난 취약점의 안전에 미치는 영향은 충분히 평가되어야 하며 실행 가능한 개선은 수행하는 것이 원칙이다.

현행 안전 기준으로서 규제 기관이 발행한 원전의 안전성 평가 원칙, 위험도 수용성, IAEA 지침을 포함한 국제적으로 공인된 최신의 안전 기준 등을 참조하고 있다.

영국에서 유일하게 가동중인 가압경수로 원전인 Sizewell-B 원전의 경우에는 위에서 언급한 안전 기준과 더불어 유럽의 원전 사업자 요건 및 미국 전력연구원의 신형로 요건을 참조하는 등 최신의 안전 기준을 반영하기 위한 노력을 기울이고 있다.

주기적 안전성 평가를 통하여 현재의 안전 기준과 비교하여 차이점을 파악하고 차이가 나는 사항(경험상 약 300여개)에 대하여 안전 중요도에 따라 우선 순위를 부여하고, 중점 현안(경험상 약 30여개)을 도출하고 있다.

안전 취약점에 대하여는 실행 가능한 범위 내에서 시정 조치를 취하고 있으며, 실행 가능성에 대하여는

공학적 판단과 함께 물리적 가능성, 안전상의 이득, 비용, 잔여 수명 등을 고려하여 결정하고 있다.

### 3. 프랑스

프랑스의 주기적 안전성 평가의 목적은 우선 해당 원전이 건설·운영 허가 당시의 안전 수준을 유지하고 있는가를 확인하고, 다음으로 최신의 동급 원전의 안전성과 비교하여 필요한 개선 조치를 취함으로써 높은 수준의 안전성을 확보하는 데 있다.

이에 따라 1988년 CPO 계열(900MWe급)의 Fessenheim 원전 2기와 Bugey 원전 4기의 안전성 평가에서 당시 동급의 가장 최신 원전인 Chinon B4에 적용된 기술 기준을 참조 기준으로 하고 필요시 1300/1450MWe급 원전에 적용된 요건도 참조하도록 하였다.

그러나 6기의 CPO 계열 원전의 주기적 안전성 평가에 7년이 소요되었으며 개선 조치의 이행에 거의 10년이 소요되는 등 많은 문제점이 도출되었다.

프랑스는 이러한 경험을 토대로 28기가 가동중인 CP1 및 CP2 계열 원전의 주기적 안전성 평가에서는 안전성 평가의 범위와 참조 기술 기준에 대한 새로운 접근 방법을 강구하였다. 이는 CP1 및 CP2 계열의 동급 원전에 적용된 최신의 안전 기준을 참조기술 기준으로 설정하

고 일관성있게 적용함으로써 동급 원전의 안전 수준을 동일한 수준으로 유지하고 빈번한 설비 개선을 지양하자는 데 그 목적을 두고 있다.

실제 적용에 있어서는 동급 원전의 가장 최근의 표준 안전성 분석 보고서의 기본 요건들과 주기적 안전성 평가 범주에서의 특별 현안들에 수반되는 요건들을 토대로 안전성 평가를 수행한다는 것이다.

즉 이미 안전성 분석 보고서에서 도출된 현안, 기준 요건의 변화(예: 운전 조건 분석·화재 방호·기기 분류 등), 초기 안전성 평가시 고려되지 않은 현안(예: 지진·극한 온도 조건·확률론적 안전성 평가·중대 사고·출력 정지 상태에서의 위험도 등)을 포함하고 있다.

### 4. 미국

미국은 주기적 안전성 평가 제도를 채용하고 있지는 않지만, 이를 대체할 수 있는 다양하고 체계적인 안전성 평가 프로그램의 운용을 통하여 가동 원전의 안전성을 확인하고 있다.

주기적 안전성 평가의 목적과 연계하여 비교될 수 있는 평가 기준으로서 원전의 운영 허가 갱신 규정(10CFR54)에서 설정하고 있는 기술 기준이 될 수 있다.

10CFR54.3에서는 원전의 운영 허가 갱신과 관련하여 현행 운영 허가 기반(Current Licensing

Basis : CLB)을 정의하고 있으며 그 내용은 다음과 같다.

“해당 원전에 적용되는 원자력규제위원회(NRC)의 규제 요건과 이러한 규제 요건 및 해당 원전의 설계 기준을 만족시키면서 운전할 것을 보장하는 허가 소지자의 서면 이행 조치 사항으로서 현재 등록되어 유효한 상태에 있는 것을 말한다.”

이러한 현행 기술 기준의 명확한 정의는 미국이 원전의 안전 규제에 필요한 일련의 기술 기준을 체계적으로 상세히 설정하고 있으며, 또한 새로운 규제 요건 혹은 안전 현안의 소급 적용을 통하여 가동 원전의 안전에 필요한 개선 조치를 해당 원전에 대하여 체계적으로 시행하고 있기 때문이다.

가동 원전의 안전성 확인을 위한 조치의 일환으로 허가 조건을 명시한 10CFR50.54(f)의 규정에 따라 허가 소지자는 허가 종료 이전에 NRC의 요청이 있을 경우 허가의 변경·정지·취소를 결정하는 데 필요한 서류를 서면으로 제출하여야 한다.

이 경우 NRC는 현안의 안전 중요도 관점에서 허가 소지자의 부담이 정당화 될 수 있다는 근거를 제시하여야 한다.

이러한 규제 요건 및 안전 현안의 소급 적용과 관련한 일반 규정으로서 10CFR50.109에서는 소급 적용의 정의, 적용 근거 및 범위와 제반

절차를 규정하고 있다.

### 5. 기타 국가

주기적 안전성 평가를 시행하고 있는 대부분의 기타 국가들도 IAEA의 안전 지침에서 제시하고 있는 제반 사항을 따르고 있으며, 평가 기준에 있어서도 안전성 평가 당시 유효한 자국의 기술 기준과 국제적으로 인정되는 최신의 기술 기준 및 관례를 참조하고 있다.

또한 해당 원전에 대하여 최신의 안전 기준 및 관례와 비교하여 차이점을 도출하고, 원전의 가동중인 점을 고려하여 실행 가능한 개선 조치를 취하고 있다.

일본은 주기적 안전성 평가에서 운전 경험의 포괄적 평가, 최신 기술의 반영, 확률론적 안전성 평가를 중점적으로 다루고 있다.

최신 기술의 반영에서는 안전 연구의 성과, 국내외 원전에서 발생한 다양한 사고의 교훈, 신기술 개발 등의 관점에서 원전의 안전과 관련한 현안을 도출하고, 이들이 원전의 안전성을 확보하는 데 적절하게 반영되고 있는지와 또한 새로운 개선의 여지가 있는지를 평가하고 있다.

독일의 연방방사선방호청(BFS)에서 발행한 「원전의 주기적 안전성 평가 지침」에서 원전의 안전에 관한 검토는 운영 허가된 근거와 현재 발전소의 실제 조건 및 최신 과학 기술을 근거로 검토하도록 하고

있다.

헝가리는 주기적 안전성 평가를 통하여 해당 원전이 초기 운영 허가 당시의 안전 수준을 유지하고 있는가를 확인하고, 최신의 국제적인 기술 기준 및 관례와 비교하여 차이점들을 도출하고, 이들의 개선을 위한 안전성 향상 프로그램을 추진하고 있다.

### 6. 국외 평가 기준의 종합 분석

주기적 안전성 평가를 이미 시행하고 있는 국가들이 적용하고 있는 평가 기준을 살펴보면 나라마다의 규제 체계와 특성에 따라 일부 차이는 있으나, 원칙적으로 IAEA의 안전 지침에 부합하는 접근 방법을 채택하고 있다.

즉 가동 원전의 안전성을 최신의 수준으로 증진하기 위한 주기적 안전성 평가 목적에 부합하게 평가 기준을 설정하고 있다는 것이다.

이러한 목적을 달성하기 위하여 첫째, 가동 원전이 건설·운영 허가 당시의 기준을 만족하여 당시의 안전 수준을 유지하고 있는가를 확인하고, 둘째, 주기적 안전성 평가 당시 유효한 현행 기술 기준과의 비교·평가를 통하여 차이점을 도출하고 안전상의 취약점이 있을 경우 개선 조치를 취한다는 것이다.

그러나 가동 원전의 운전중인 특성을 고려하여 현행 기술 기준을 적용하기가 실제적으로 적합하지 아니



한 경우에는 물리적 개선 가능성, 안전 중요도, 개선에 소요되는 비용 등을 고려하여 개선 여부를 결정하고 있으며, 취약점과 관련한 위험도 평가 등의 대체 방안을 적용하고 있다.

## 우리 나라 원전 관련 기술 기준

### 1. 원전의 기술 기준 현황

현행 원자력법령의 안전 규제 기술 요건 체계는 원자력 시설이나 사업별로 건설 및 운영 허가 기준 등에 법적 근거를 두고 있다. 포괄적이고 정성적인 기술 요건으로서 원자력법 시행령에서 규정한 운영에 관한 안전 조치 기준과 과학기술부령에서 규정한 기술 기준, 그리고 과학기술부 고시로 규정한 세부 기술 기준으로 구성되어 있다.

원전의 건설 허가 기준은 원자력법 제12조에 규정되어 있으며, 운영 허가 기준은 원자력법 제22조에 규정되어 있다.

건설 및 운영 허가의 주요 기술적 기준인 원전의 위치·구조 및 설비·성능·품질 보증에 대하여는 과학기술부령에 전체적으로 위임하는 체계를 갖고 있으며, 「원자로 시설의 기술 기준에 관한 규칙」에서 규정하고 있다.

원자로 시설의 위치 기준에 대하여는 제3조(적용 범위) 및 제4조~제10조에서 규정하고 있으며, 원자로 시설의 구조 및 설비 기준에 대

하여는 제11조(적용 범위) 및 제12조~제49조에서 규정하고 있다.

또한 원자로 시설의 성능 기준에 대하여는 제50조(적용 범위) 및 제51조~제57조에서 규정하고 있으며, 원자로 시설의 건설 및 운영에 관한 품질 보증 기준에 대하여는 제58조(적용 범위) 및 제59조~제76조에서 규정하고 있다.

신규 원전의 건설 허가 및 운영 허가에 대한 기술 기준 외에 운영 허가된 원자로에 대하여 원자력법 제29조에서는 운영에 관한 안전 조치를 취하도록 규정하고 있으며, 주요 기술적 기준에 대하여는 대통령령으로 전면 위임하고 있다.

주요 내용으로는 원전 운영자가 원전을 운영할 때에는 대통령령이 정하는 바에 의하여 인체·물체 및 공공의 안전을 위하여 필요한 조치를 하여야 하며, 원전 운영자 및 종업원은 운영 기술 지침서를 준수하도록 규정하고 있다.

원자력법에 근거하여 원자력법 시행령 제103조~제110조에는 안전 조치에 관한 기술 기준을 규정하고 있으며, 보다 세부적인 사항에 대하여는 과학기술부 장관 고시에서 규정하고 있다.

한편 이외에도 원전의 운영과 관련한 규제 사항과 이에 수반되는 기술 기준들이 현행 원자력법령에 규정되어 있다. 원자력 작업 종사자의 건강 진단과 피폭 관리 및 피폭 저

감화 조치 등의 방사선 장해 방지 조치, 원전 주변의 방사선 환경 조사 및 평가 등이 규정되어 있으며, 이들에 대한 기술적 기준이 제시되어 있다.

### 2. 기술 기준의 특성

우리 나라 원자력법령상의 기술 기준의 특징은 원전의 건설 허가 및 운영 허가의 허가 기준으로서 설정되어 있다는 것이다. 또한 원자로의 유형, 사용 목적, 설계 특성 등에 무관하게 어떤 형태의 원자로에도 적용하도록 규정되어 있다.

따라서 “기술 기준 중 당해 원자로 시설의 사용 목적이나 그 원리 또는 설계의 특성상 당해 원자로 시설에 그대로 적용하기가 적합하지 아니하거나 적용하지 아니하더라도 안전상 지장이 없는 경우에는 일부 규정을 적용하지 아니할 수 있다”는 별도의 적용 배제 규정을 설정하고 있다.

한편 법령상의 기술 기준들은 대개의 경우 원칙적인 수준의 정성적인 기준을 제시하고 있다. 물론 일부 사항에 대하여는 과학기술부 장관 고시에서 정량적인 상세 기준을 제시하기도 하지만 전반적으로 상세한 기준이 제시되어 있지 않다는 것이다.

기존의 요건들도 적용 범위와 내용의 깊이에 있어 일관성이 없으며 또한 미비한 요건이 많아 인·허가

심사의 전문야를 포용하지 못하고 있다. 이 때문에 원전의 건설 및 운영 허가에서는 상세한 기준으로 해당 원전의 설계 기술 공급국의 기술 기준을 준용하여 사용하고 있다.

**주기적 안전성 평가 기준**

**1. 주기적 안전성 평가의 목적과 평가 기준**

주기적 안전성 평가의 목적은 오래된 원전의 안전성을 최신의 원전 수준으로 증진·유지하기 위하여, 현재의 안전 기준과 관행에 따라 종합적인 평가를 수행하여 원전이 안전한지, 그리고 원전의 안전을 유지하기 위해 적절한 대책이 수립되어 있는지를 결정하는 것으로 정의하고 있다.

이러한 목적을 달성하기 위하여는 이에 부합하는 평가 기준이 설정되어야 한다. 따라서 신규 원전 수준의 안전성 확보를 위하여 현행 안전 기준 및 수준과의 비교·평가를 통하여 필요한 안전성 증진 조치를 취하여야 하며, 원전의 운영 기술 능력 및 안전성 제고를 위하여 운전 경험 및 연구 결과의 활용 기준을 만족시킬 수 있어야 하며, 노후 안전성 보장을 위하여 시간 경과에 따른 계통의 성능 및 건전성 평가로 경년 열화 안전성 평가 기준을 만족시킬 수 있어야 한다.

주기적 안전성 평가의 11개 안전

인자와 현행 원자력법령상의 기술 기준과 비교하면, <표>에서 보는 바와 같이 '경년 열화' 및 '운전 경험 및 연구 결과의 활용'을 제외한 제반 안전 인자의 평가 기준은 현행 원자력법령상의 기술 기준과 연계가 가능하다.

또한 '운전 경험 및 기술 개발 결과의 활용'과 관련한 평가 기준은 외국의 사례 및 IAEA 규정을 참조하여 일반적인 평가 방법으로 대체가 가능하다.

한편 경년 열화 관련 안전성 평가 기준은 현재 설정되어 있지 않으므로 미국의 운영 허가 갱신 규정(10CFR54)과 외국의 사례를 참조하여 설정하여야 한다.

따라서 주기적 안전성 평가 기준의 설정에는 현행 원자력법령상의 기술 기준과의 연계를 통한 적용 방안과 경년 열화 관련 안전성 평가 기준이 확립되어야 한다.

**2. 현행 기술 기준 적용 방안 설정시 고려 사항**

현행 기술 기준의 적용 방안을 설정하기 위하여는 앞에서 분석한 외국의 운용 사례와 우리 나라의 원전 기술 기준을 포함한 안전 규제 현황을 적절히 고려하여야 할 것이다. 주요 고려 사항을 정리하면 다음과 같다.

첫째, 오래된 원전의 안전성을 최신의 원전 수준으로 증진·유지

하기 위한 주기적 안전성 평가의 목적에 부합할 수 있도록 실제적인 접근 방법이 도입되어야 할 것이다.

또한 IAEA의 주기적 안전성 평가 지침과 외국의 운용 사례를 적극 수용함으로써 국제적인 규범과 관행에 충실할 수 있는 합리적인 평가 기준이 설정되어야 할 것이다.

둘째, 현행 원자력법령상의 기술 기준들은 대개의 경우 원칙적인 수준의 정성적인 기준을 제시하고 있으며 전반적으로 상세한 기준이 제시되어 있지 않다. 이 때문에 원전의 건설 및 운영 허가에서는 상세한 기준으로 해당 원전의 설계 기술 공급국의 기술 기준을 준용하여 사용하여 왔다.

이처럼 현행 원자력법령상의 기술 기준만을 적용할 경우 원전의 운영 허가시 적용된 기술 기준과 현행 기술 기준과의 비교가 어렵기 때문에 실제 적용에서의 세부 방안이 제시되어야 한다.

따라서 원자력법령상에 규정된 현행 기술 기준과 더불어 그 세부 사항에 대하여는 실제 원전에 적용된 상세 기술 요건과의 적절한 연계 방안이 제시되어야 할 것이다.

셋째, 우리 나라는 유사한 노형의 원전을 지속적으로 건설하고 있으며, 또한 적용 기술 기준도 설계 기술 도입국의 기준을 준용하고 있기 때문에 최신의 기술 기준이 신규 원전에 지속적으로 반영되고 있다.



**(표) 안전 인자와 원자력법령상의 기술 기준**

안전 인자	기술 기준	비고
1. 실제 물리적 조건	원자로 시설의 기술 기준	법제12조/22조/29조
2. 안전성 분석	원자로 시설의 기술 기준	법제12조/22조/29조
3. 기기 검증	원자로 시설의 기술 기준	법제12조/22조/29조
4. 경년 열화	경년 열화 안전성 평가 기준	신규 설정 필요
5. 안전 성능	원자로 시설의 기술 기준	법제12조/22조/29조
6. 운전 경험 및 연구 결과의 활용	운전 경험 및 연구 결과의 활용 기준	신규 설정 필요 (평가 방법으로 대체)
7. 절차서	원자로 시설의 기술 기준	법제12조/22조/29조
8. 조직 및 행정	원자로 시설의 기술 기준	법제12조/22조/29조
9. 인적 인자	원자로 시설의 기술 기준	법제12조/22조/29조
10. 비상 계획	방사선 비상 계획서 기재 사항	시행규칙 제16조
11. 환경 영향	방사선 환경 조사 및 평가	시행규칙 제125조

가압경수로형 원전의 건설 및 운영 허가 에서는 설계 기술 공급국인 미국의 기술 기준이 준용되어 왔으며, 중수로형 원전의 경우에는 캐나다의 기술 기준을 준용하여 왔다.

이는 최근에 운영 허가된 원전이 동형 원전에 대한 설계 기술 공급국의 최신 기술 기준을 반영하고 있으며, 안전성 분석 보고서는 이들 기술 기준을 종합적이고 체계적으로 상세하게 포함하고 있음을 의미한다.

따라서 최근에 운영 허가 된 원전에 적용된 기술 기준을 참조하는 것이 현행 기술 기준 적용의 원칙에 부합할 것이며, 안전성 분석 보고서를 요건 문서로 참조할 경우 효율적 일 것이다.

아울러 운영 허가와 관련한 경험을 통하여 기술 기준의 내용을 쉽게 이해할 수 있다는 점에서 그 적용성과 활용성을 높일 수 있을 것이다.

또한 주기적 안전성 평가의 기본적인 목적에 충실할 수 있으며, 원전의 최신 안전 수준의 확보 측면에서 사회적 수용성이 돋보일 수 있을 것이다.

넷째, 외국의 경우 안전성 제고를 위하여 관련 법규 혹은 규제 기관의 권한에 의하여 규제 요건, 운전 경험 및 신기술 등 안전 관련 사항의 소급 적용이 필요에 따라 적시에 이루어지고 있다.

그러나 우리나라에서는 소급 적용에 관한 규제 체계가 제도적으로 확립되어 있지 않기 때문에 대부분 사업자의 자발적인 안전성 향상 노력에 의하여 소급 적용이 이루어지고 있다. 따라서 안전 관련 사항의 소급 적용이 체계적으로 이행되고 있는 외국의 경우에는 현행 기술 기준의 적용에 큰 어려움은 없으나, 우리나라의 경우에는 현행 기술 기

준의 적용에 일부 어려움이 수반될 수도 있다.

그러나 이러한 제도적 사항들을 보완하고 원전의 안전성을 최신의 수준으로 증진하기 위하여 주기적 안전성 평가가 시행된다는 점을 고려할 때, 기본적인 목적에 부합할 수 있도록 현행 기술 기준을 적용하는 것이 국제적인 규범과 관행에 충실할 수 있는 바람직한 접근 방법일 것이다.

**3. 현행 기술 기준 적용의 기본 방향**

지금까지 분석한 IAEA 안전 지침, 외국의 운용 경험, 우리 나라 기술 기준 현황과 현행 기술 기준 적용 방안 설정시의 고려 사항 등을 토대로 아래와 같이 현행 기술 기준의 적용에 대한 기본 방향을 정립할 수 있을 것이다(그림).

① 현행 원자력법령에서 규정하고 있는 원전의 위치·구조·설비·성능 및 품질 보증에 관한 기술 기준과 운영에 관한 안전 조치 등의 현재 유효한 기술 기준을 기반으로 하고, 세부 사항에 대하여는 주기적 안전성 평가 당시 국내에서 가장 최근에 운영 허가 된 동형의 원전에 적용된 기술 기준을 참조한다.

② 기술 기준 중 당해 원자로 시설의 사용 목적이나 그 원리 또는 설계의 특성상 당해 원자로 시설에 그대로 적용하기가 적합하지 아니

하거나 적용하지 아니하더라도 안전상 지장이 없는 경우에는 일부 규정을 적용하지 아니할 수 있다.

③ 원전 운영자는 원자로 시설의 운영중인 특성으로 기술 기준을 적용하기가 적합하지 아니한 경우에는 해당 사항의 안전 중요도 및 비용-편익 분석 등을 통하여 그 타당성을 제시하여야 한다. 해당 계통·기기·구조물의 안전 중요도 평가는 확률론적 안전성 평가 방법(PSA)을 통하여 종합 위험도에의 상대적 기여도(예, CDF) 등을 평가하여 결정할 수 있다.

이러한 기본 방향은 주기적 안전성 평가의 목적에 충실할 수 있으며, 최신 안전 수준에 대한 사회적 수용성이 높으며, 설계 기술의 자립화로 최근 운영 허가된 원전의 기술 기준에 상당히 익숙해 있어 그 적용이 크게 용이할 수 있다. 또한 현안에 대한 안전 중요도 분석 및 상대적 위험도 산출을 위하여 PSA를 수행함으로써 원전의 종합 위험도 평가가 지속적으로 유지될 수 있다.

**현행 기술 기준의 적용성 분석**

주기적 안전성 평가 기준의 기본 방향으로 설정한 현행 기술 기준의 적용성을 검토하기 위해 시범 호기로 선정되어 주기적 안전성 평가가 처음으로 시행되는 고리 1호기와 현재 운영 허가되어 가동중인 최근

의 원전인 울진 3·4호기에 적용된 기술 기준을 비교·검토하였다.

본 비교에서는 각 원전에 적용된 주요 기술 기준과 그 차이점을 도출하고, 가동 원전의 특성을 고려하여 적용 대상 여부를 검토하였다. 현행 기술 기준의 적용성 분석에 대한 상세한 내용은 참고 문헌[3]에 기술되어 있다.

참고로 본 검토는 현행 기술 기준의 적용성과 타당성을 규명하기 위하여 연구 차원에서 수행된 것으로, 공식적인 규제 관점의 입장 표명이 아님을 명백히 하고자 한다.

**1. 전체 요건 및 계통별 요건 검토**

전체 요건 검토에서는 고리 1호기와 울진 3·4호기에 적용된 미국 연방 규제 규정(10CFR), 일반 설계 기준(10CFR50 App. A : GDC), 규제 지침(RG)에 대하여 포괄적으로 비교·검토하였다.

10CFR과 관련하여 고리 1호기 건설 이후에 추가된 주요 기술 기준으로는 가연성 가스 제어에 관한 기준, 화재 방호, 전기 기기의 환경 검증 관련 기준, 파괴 예방 및 파괴 인성 요건, 원자로 정지 불능 예상 과도 상태 대처 요건, 발전소 내 전원 상실 사고 대처 요건, 보수 규정 등이 있다.

GDC와 관련하여 일부 변경된 요건은 있으나 강화된 요건은 없으며, 주요 요건의 변화로는 내환경 및 비

산물 설계 기준(GDC-4)에서 냉각재 상실 사고시 동적 영향의 배제가 가능하도록 하는 규정이 신설되었다.

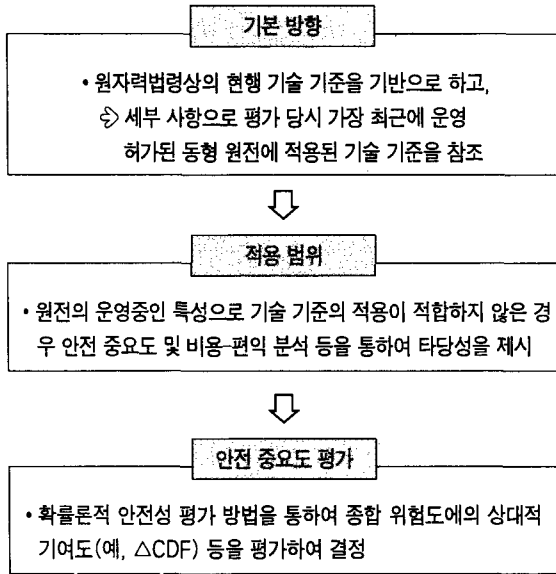
이 규정의 신설로 원자로 배관의 설계에 있어서 고에너지 배관의 가상 파단으로 발생하는 동적 효과를 배제하기 위한 파단전 누설(LBB) 개념의 적용이 가능하도록 하고 있다.

이에 따라 LBB 개념의 적용시 원자로 냉각재 계통의 파단에 의한 원자로 내부 구조물의 비대칭 취출 하중을 고려하지 않아도 된다. 또한 배관휨 구속물 제거가 가능하며 기타 방진기의 제거에도 도움이 되도록 하였다. 이외에도 GDC-52에서는 격납 건물 누설률의 시험 압력을 설계 압력에서 사고시의 최대 압력으로 설정할 수 있도록 허용하여 설계 압력보다 낮은 압력에서 시험이 가능하도록 하였다.

계통/분야별 요건 검토에서는 고리 1호기와 울진 3·4호기의 최종 안전성 분석 보고서의 주요 기술 분야 및 계통에 적용된 기술 기준을 비교·검토하였다.

주요 대상은 배관 설계, 기기 검증 분야, 원자로 압력 경계 재료, 인간 공학, 방사선 방호, 사고 해석 등의 관련 기술 분야와 원자로 압력 용기, 격납 건물 계통, 비상 노심 냉각 계통, 계측 제어 계통, 전력 계통, 보조 계통, 방사성 폐기물 관리 계통 등을 포함하고 있다.





〈그림〉 현행 기술 기준 적용 기본 방안

**2. 주요 기술 요건 차이 및 현황**

고리 1호기와 울진 3·4호기의 일반 설계 기준, 규제 지침 및 최종 안전성 분석 보고서의 계통 설계/해석에 적용된 주요 기술 기준 등을 비교·검토한 결과, 많은 부분이 규제 완화되었거나 또는 이미 동일한 기술 기준을 적용하고 있으며 일부는 상세 검토가 필요한 것으로 평가되었다.

주요 차이 항목은 크게 3개의 유형으로 구분된다. 첫째, 울진 3·4호기에 적용된 기술 기준이 고리 1호기에 적용된 기술 기준보다 완화된 경우이다.

둘째, 고리 1호기에 적용되지 않았거나 혹은 적용되었더라도 울진

3·4호기의 기술 기준과는 달랐으나, 현재는 동일한 기술 기준을 반영하고 있는 경우이다.

셋째, 고리 1호기에 적용되지 않은 기술 기준과 일부만 적용되어 현재에도 계속 차이를 보이고 있어 상세 검토가 필요한 경우로 구분된다.

기술 기준이 완화된 사항(첫째 유형) 혹은 현재 동일 기술 기준 반영 사항(둘째 유형)은 안전성 제고 측면에서 관심있는 검토 대상이 아니므로 참고 문헌[3]을 참조하기로 하고, 여기에서는 고리 1호기에 적용되지 않은 사항(셋째 유형)들 중에서 주요한 항목에 대하여 기술하고자 한다.

**가. 기기의 내진 및 환경 검증**

내진 검증과 관련하여 고리 1호기의 경우 전기 기기에 대하여는 GDC-2, IEEE-344-1971을 적용하고 있으며, 기계 기기에 대하여는 GDC-2를 적용하였으나 당시 상세 기준이 없어 내진 검증이 수행되어 있지 않다.

울진 3·4호기는 GDC -2, RG -1.100(Rev.2) 및 IEEE-344-1987을 적용하고 있다. 따라서 IEEE-344-1987 요건이 미적용된 고리 1호기에 대해서는 내진 검증 내용이 재평가되어야 한다.

현재의 내진 검증 기준 및 방법(IEEE-344-1987)을 적용하여 가동중 원전의 기기를 검증하는 것은 장기간의 발전소 정지 기간을 야기하고 방사능 오염 기기의 시험실 이 동시의 문제점 및 시험을 위한 동일 제조 년도 기기 획득의 어려움 때문에 실질적이지 못하다.

따라서 USNRC에서는 지진 경험 자료와 시험 및 해석 결과를 토대로 SQUG(Seismic Qualification Utility Group)에 의해 개발된 기기의 내진 적합성을 입증하는 절차인 GIP(Generic Implementation Procedure)를 허용한 바 있다. 따라서 고리 1호기의 경우도 이러한 절차를 사용하여 문제의 해결을 도모할 수 있을 것이다.

환경 검증과 관련하여 고리 1호기의 경우 GDC-4를 적용하고 있

으나 상세 기준이 제시되어 있지 않다. 울진 3·4호기는 전기 기기에 대하여 GDC-4, 10CFR50.49, RG-1.89(Rev.1), NUREG-0588(Rev.1) 및 IEEE-323-1974를 적용하고 있으며, 기계 기기에 대하여 GDC-2, RG-1.100(Rev.2) 및 IEEE-344-1987을 적용하고 있다. 따라서 IEEE-323-1974와 IEEE-344-1987요건이 미적용된 고리 1호기의 환경 검증 내용이 재평가되어야 한다.

**나. 정지 냉각 계통 과압 방지 및 원자로 장기 노심 냉각**

울진 3·4호기 정지 냉각 계통의 저온 과압(LTOP) 설계는 현재 GDC-15 및 GL 90-06 요건에 따라 LTOP용 방출 밸브를 설치하고 있다.

고리 1호기의 경우 동일한 요건에 따라 방출 밸브가 설치되어 있으나 LTOP용으로는 용량이 부족한 실정이다. 그러나 원전의 보수 계획에 따라 조만간 밸브를 교체할 예정이며, 밸브 교체 후 LTOP 설계는 문제가 없을 것이다.

원자로 배기 계통은 울진 3·4호기의 경우 10CFR50.44(c)(3)(iii)의 비응축성 가스의 제거 및 10CFR50.46(b)의 장기 노심 냉각 요건에 따라 배기 목적 및 사고 후 일차측 압력 제어 기능이 확보되어 있다.

그러나 고리 1호기의 경우 10



주기적 안전성 평가의 목적은 오래된 원전의 안전성을 최신의 원전 수준으로 증진·유지하기 위하여, 현재의 안전 기준과 관행에 따라 종합적인 평가를 수행하여 원전이 안전한지, 그리고 원전의 안전을 유지하기 위해 적절한 대책이 수립되어 있는지를 결정하는 것으로 정의하고 있다.

CFR50.44(c)(3)(iii)에 따라 설계되어 있으나 원자로 냉각재 가열/냉각시 배기 목적으로 설치되어 있으며 사고 후 자연 순환 기능은 포함되어 있지 않아 이에 대한 검토가 필요하다.

**다. 안전 계통 주기 시험 및 원자로 계통 건전성 감시**

안전 계통 주기 시험 요건과 관련하여 고리 1호기에는 적용 기술 기준이 없으며, 울진 3·4호기의 경우는 RG-1.118에 따라 시스템 응답 시간 측정 시험을 수행하고 있다. 따라서 고리 1호기의 경우 사고 해석을 통해 응답 시간 기준 마련 및 이에 따른 시험이 요구된다.

원자로 계통 건전성 감시 요건과

관련하여 고리 1호기에는 적용 기술 기준이 없으며, 울진 3·4호기의 경우는 RG-1.133에 따라 원자로 내부 구조물 진동 감시 계통, 음향 누설 감시 계통, 금속 파편 감시 계통 및 원자로 냉각재 펌프 진동 감시 계통이 설치되어 있어 고리 1호기의 경우 원자로 계통 건전성 감시 계통의 설치를 위한 타당성 조사가 필요하다.

**라. 격납 용기 수소 제어 및 전용 관통부**

격납 용기의 수소 제어 요건과 관련하여 고리 1호기의 경우 GI-121과 10CFR50.44 요건을 적용하고 있으며, 울진 3·4호기는 이외의 추가 요건으로 10CFR50.34(f)



(2)(iv)를 적용하고 있다.

10CFR50.34(f)(2)(iv)는 TMI 후속 조치의 일환으로 중대 사고 대처 방안으로 설정된 요건으로서 미국에서도 가동 원전에는 적용하지 않고 있으나, 개별 원전 평가(IPE)에서 수소 위험도 취약성 평가 및 사고 관리 계획 수립으로 대체하고 있다.

따라서 이 요건의 적용은 현재 수행중인 고리 1호기 PSA에서 수소 위험도 취약성 평가 및 사고 관리 계획 수립으로 대체가 가능할 것이다.

격납 용기 전용 관통부 요건과 관련하여 고리 1호기의 경우 관련 요건이 없으며, 울진 3·4호기의 경우 10CFR50.34(f)(3)(iv)에 따라 직경 2.17ft의 예비 관통부를 전용 관통부로 지정하고 필요 공간을 확보하고 있다.

따라서 고리 1호기의 격납 용기에 확보 가능한 관통부가 없을 경우 적용이 어려울 것으로 예상되며, 적용 타당성 검토가 필요하다.

**마. 화재 방호**

화재 방호와 관련하여 최근에 설치한 고리 1호기의 격납 용기 내 화재 방호 설비는 NFPA, BTP CMEB 9.5-1 및 국내 소방법을 적용하고 있다.

울진 3·4호기는 GDC-3, 10CFR50.48, 10CFR50 App.R, BTP CMEB 9.5-1, NFPA 및 국

내 소방법을 적용하고 있다.

고리 1호기의 경우 1단계 화재 위험도 분석을 수행 완료하였으며 안전 정지 능력 확보와 관련된 2단계 화재 위험도 분석은 수행중에 있다.

또한 BTP CMEB 9.5-1과 비교하여 만족 여부를 평가하였으며, 발전소 전반적인 취약점과 화재 구역 경계의 건전성, 화재 감지기, 화재 진압 계통, 공기 조화 계통, 비상 조명 및 통신 설비, 운영 관리, 규제 요건 면제 사항에 대한 설계 개선이 추진되고 있다.

따라서 발전소 전반적인 취약점 분석과 여러 분야에서 설계 개선이 추진되고 있어 고리 1호기에 화재 방호 요건의 적용이 가능할 것으로 보인다.

**바. 원자로 정지 불능 예상 과도 상태**

원자로 정지 불능 예상 과도 상태(ATWS) 완화 계측 설비 요건과 관련하여 울진 3·4호기의 경우 10CFR50.62에 따라 자동 병렬 트립 장치 설치 및 ATWS 완화 계측 설비가 설치되어 있다.

또한 NUREG-0640 및 10CFR50.62에 따라 원자로 정지 및 보조 급수 계통 기동의 다양성, 독립성·신뢰성 확보로 ATWS 발생 확률을 감소시켜 상세한 해석 수행이 불필요하다.

고리 1호기의 경우 운영 허가 이후 신설된 요건인 10CFR50.62의

조치 사항 일환으로 자동 병렬 트립 장치가 이미 설치 완료되어 있다. 또한 추가 해석 혹은 다양성 보호 계통 입증을 위하여 ATWS의 완화 설비(AMSAC)를 설치할 계획으로 있기 때문에 신규 요건의 적용에는 문제가 없다.

**사. 발전소 내 전원 상실 사고**

발전소 내 전원 상실 사고(SBO)에 대하여 고리 1호기는 관련 요건이 없으며, 울진 3·4호기는 10CFR50.63 및 RG-1.155 요건에 따라 대체 교류 전원(AAC)을 설치하였다.

따라서 고리 1호기가 소내 전원 상실 사고 요건을 만족하기 위해서는 AAC를 설치하거나 혹은 소내 전원 상실 사고에 대비하여 일정 기간의 대처 능력이 있음을 입증할 수 있는 해석이 필요하다. 그러나 이미 고리 1호기에 AAC를 설치할 예정으로 있어 소내 전원 상실 사고 요건은 만족할 수 있을 것이다.

**3. 적용성 평가 결과 분석**

고리 1호기와 울진 3·4호기의 일반 설계 기준, 규제 지침 및 최종 안전성 분석 보고서의 설계/해석에 적용된 주요 기술 기준을 비교·검토한 결과, 울진 3·4호기에 적용된 기술 기준들은 고리 1호기에 적용된 기술 기준과 동일하거나 일부 중요한 항목은 오히려 기술 기준이 완화되어 있다. 또한 차이 항목도

다수 있지만 이미 적용되어 반영되었거나 반영 예정인 항목도 상당수 있었다.

아직도 차이를 보이고 있는 항목들에 대하여는 상세 평가를 통하여 상당수 해결될 수 있을 것이며, 상세 평가 후 문제점이 있는 것은 적절한 개선 조치가 이루어져야 할 것이다.

이상의 비교를 통하여 적용 기술 기준의 차이가 있는 주요 항목들을 정리하면 다음과 같다.

- 기기의 내진 및 환경 검증
- 원자로 정지 냉각 계통의 과압 방지
- 원자로 장기 노심 냉각
- 안전 계통 주기 시험 및 원자로 계통 건전성 감시
- 격납 용기 수소 제어 및 전용 관통부
- 화재 방호
- 원자로 정지 불능 예상 과도 상태
- 발전소 내 전원 상실 사고

이러한 현안들은 주기적 안전성 평가를 이미 시행하고 있는 외국에서 오래된 원전의 안전성 평가를 통하여 도출한 현안들과 유사한 면을 보이고 있다. 이는 오래된 원전의 안전성을 증진시키는 데 목적을 두고 있는 주기적 안전성 평가의 기본 목적에 부합함을 보여주고 있다. 또한 외국의 운용 경험과 비교하더라도 합리적으로 설정되어 있다는 것

을 보여주고 있다.

**맺는 말**

원전의 가동 기수 및 가동 연수 증가에 따른 안전성 확보가 절실히 요구되는 시점에 본 제도의 도입은 원자력 안전의 새로운 기틀을 형성하는 중요한 전환점을 제공하고 있다.

또한 원자력 안전 규제 기관인 과학기술부의 주도적인 역할과 원전 운영을 담당하는 한국수력원자력(주)의 적극적인 추진은 원전의 안전성 제고를 위한 강력한 의지의 표명이며, 원전 안전에 대한 국민의 신뢰 확보에도 기여하는 바가 지대할 것이다.

이러한 제도의 추진은 실질적인 내용에 있어 일관성이 유지되어야 하며, 제도의 본래 목적에 충실하게 이행되어야 한다.

즉 가동 원전의 안전성을 최신의 원전 수준으로 증진하기 위한 주기적 안전성 평가의 목적에 충실할 수 있도록 추진되어야 한다는 것이다.

여기에는 어떠한 잣대를 가지고 평가를 수행하느냐가 중요한 요소이며, 이러한 잣대는 국제 규범에 부응할 수 있도록 합리적으로 설정되고 객관적으로 인정될 수 있어야 한다.

주기적 안전성 평가의 추진이 형식에만 치우치고 실제 목적에 부합

하게 추진되지 않는다면 오히려 원자력에 대한 국민의 신뢰를 잃게 되는 우를 범하게 될 것이다.

더욱이 가동 원전의 안전성에 대한 신뢰의 상실은, 가동 원전의 계속운전 여부를 포함하여 제반 원자력 사업의 추진에도 상당한 영향을 미치게 될 것이다.

그러나 본래의 취지에 부합하게 건실하게 추진된다면 가동 원전의 안전성에 대한 확신을 제공하고 안전에 대한 신뢰를 제고할 수 있는 보다 확실한 기회 요인으로 자리 매김할 수 있을 것이다.

따라서 가동 원전의 안전에 대한 국민의 우려와 관심을 겸허히 수용하면서 누구나 신뢰할 수 있는 안전에 대한 확신을 제공하는 데 관련 기관은 다함께 노력하여야 할 것이다.

**〈참고 문헌〉**

[1] 김효정, “주기적 안전성 평가 제도의 도입과 그 의의”, 원자력산업, 2000. 2.  
 [2] 김효정의, “가동 원전 안전성 재평가 제도화 방안”, KINS/AR-667, 한국원자력안전기술원, 1999. 3.  
 [3] 김효정의, “가동 원전 주기적 안전성 평가 제도화 방향”, KINS/GR-210, 한국원자력안전기술원, 2000. 12.