

# 국내 원전의 지진 안전성 평가

서 정 문 : 한국원자력연구소, 신형원자로개발단

황 규 호 : 한국전력기술주식회사, 종합안전성평가처

## 1. 개요

원자력발전소는 발생 확률은 매우 작지만 큰 피해를 유발할 수 있는 극한상태의 자연조건 및 설계기준 사고에 대해 설계되며, 적절한 안전 여유도가 고려된다. 따라서, 정상 운전 중에 지진이 발생하면 원전 설비는 설계지진 수준보다 높은 수준의 지진에 대해 견딜 수 있는 여유도를 갖게 된다.

우리나라 원자력발전소는 모두 최대 지진가속도 0.2g(g는 중력가속도 단위)에 대해 설계되어 있다. 이 값은 원전 부지에 따라 다소 차이가 있으나 평균 재현주기가 약 3,000-7,000년인 지진에서 발생할 수 있는 최대 지진가속도로 평가되고 있다. 설계와는 별도로 매 10년마다 수행되는 가동원전에 대한 지진 안전성 평가는 확률론적 안전성 평가(PSA: Probabilistic Safety Assessment)의 일환으로 수행된다. 현재 대부분의 국내 가동원전에 대한 1차 PSA가 완료되었다. PSA는 발전소 운영허가 요건의 하나로써 1990년 영광 3, 4호기부터 시작되었다.

원자력발전소의 지진 안전성 평가는 정상운전 중에 발전소가 견딜 수 있는 지진 수준을 현실적으로 평가하고, 지진 시 취약한 요소 및 지진에 의해 유발되는 사고 순서를 규명하는 것이 일차적인 목적이다. 이를 위해 원전 부지별로 지진재해도를 평가하고 구조물, 기기, 계통의 지진 취약도를 평가하게 된다. 다음에는 지진취약도분석 결과를 이용하여 사고추이분

석 및 위험도분석을 수행한다. 사고추이분석 및 위험도분석 과정은 PSA 과정과 동일하다.

여기서는 국내 원전의 지진 안전성 평가 과정 중 1, 2 단계인 지진재해도 및 지진취약도 분석 방법을 중심으로 간략히 소개하였다.

## 2. 원전부지 지진재해도

원전에 대한 지진 안전성 평가를 수행하기 위해서는 우선적으로 해당 부지에 대한 지진재해도가 평가되어야 한다. 지진재해도는 지진가속도 수준별 년 초과확률을 나타낸다. 그림 1은 올진 5, 6호기의 지진재해도를 대표적으로 나타낸다. 지진재해도를 평가하기 위해서는 지진학자, 지구물리학자, 지질학자 등 전문가가 패널을 구성하여 평가한다. 평가 대상은 지진원(seismic source), 감쇄식(최대 지반가속도 감쇄식 및 스펙트럼 가속도) 및 지진 지체구조구이다.

2002년 수행된 올진 5,6호기에 대한 지진재해도 분석부터 1990년대 이후의 지진학적 연구결과 및 기술현황이 재해도분석에 어느 정도 반영되었다. 즉, 지진재해도분석 방법론은 기존의 방법과 대부분 동일하나 1) 우리나라의 지진학적 특성 및 우리나라와 유사한 지진학적 특성을 갖는 것으로 알려진 미국 동부 지역에 대한 미국의 연구 결과가 반영되었고, 2) 전문

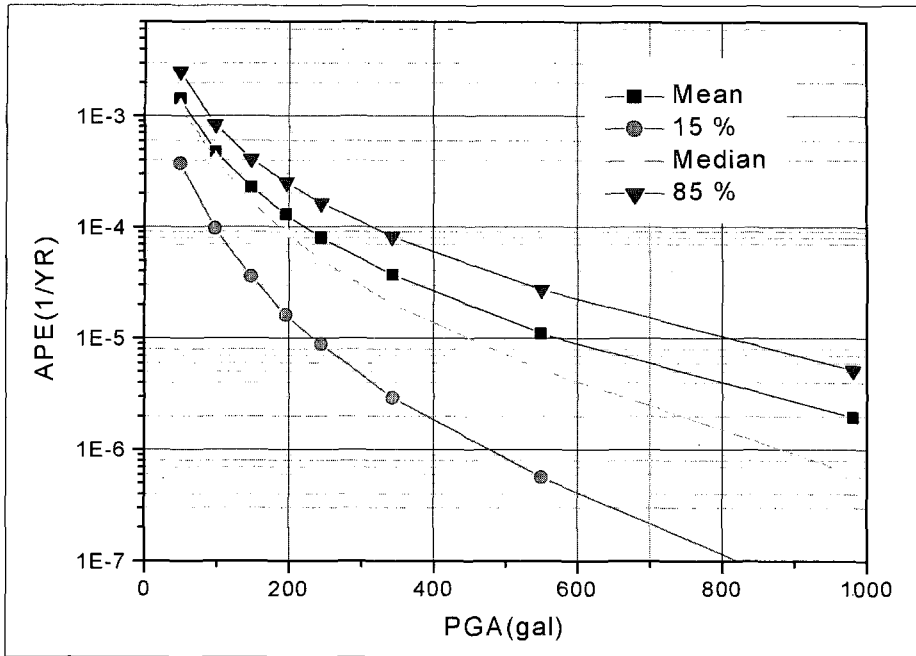


그림 1. 국내 원전 부지의 지진재해도 예

가 평가 시 다수의 전문가로 구성된 팀을 다수 구성하여 팀별 평가를 수행함으로써 개별 평가에 따른 불확실성을 감소시켰다는 점이다.

평가결과 특기할 사항으로서 지진 지체구조구는 평가팀별로 매우 다양하였으나, 최대지진 등 지진활동 파라미터는 이전의 결과와 유사하였다. 지반가속도 감쇄식은 대부분이 우리나라에서 발생한 지진자료에 대한 분석결과와 미국 동부지역의 감쇄식을 조합하여 만들어졌거나 또는 미국 동부지역의 감쇄식만을 제시하고 있다. 북중국, 미국 서부지역 및 일본에서의 감쇄식은 제시되지 않았는데 이것은 1990년대 수행된 결과와는 매우 큰 차이점이다.

우리나라 원전의 설계 및 지진 안전성 평가에 적용된 지반가속도응답스펙트럼을 대표적으로 그림 2에 비교하였다. 그림에서 저진동수 대역에서는 설계지반응답스펙트럼이 우리나라 지진특성을 고려한 스펙트럼보다 매우 큰 응답을 보이나 고진동수 대역에서는 반대의 경향을 보이는 점이 특기할 사항이다.

### 3. 원전의 내진설계

한국형 표준원전을 비롯한 대부분의 국내 원자력 발전소의 구조물과 기기의 내진설계는 미국 원자력규제위원회(USNRC)의 인허가조건에 따른 방법과 기준을 준용한다. 구조물과 기기는 내진설계 요건 상 아래와 같이 두개의 범주로 나뉜다.

- 내진범주 I등급

안전정지지진 발생 시에도 기초 및 지지구조물을 포함한 구조물, 계통 및 설비들은 그 기능을 유지하여야 한다. 내진범주 I등급 구조물은 격납건물, 보조 건물, 기기냉각수 건물, 냉각수 취수구조물, 복수 저장탱크 등이며, 1등급 계통으로 대표적인 것은 핵증기공급계통이다.

- 내진범주 II등급

안전정지지진 발생 시 그 기능을 계속 유지할 필요

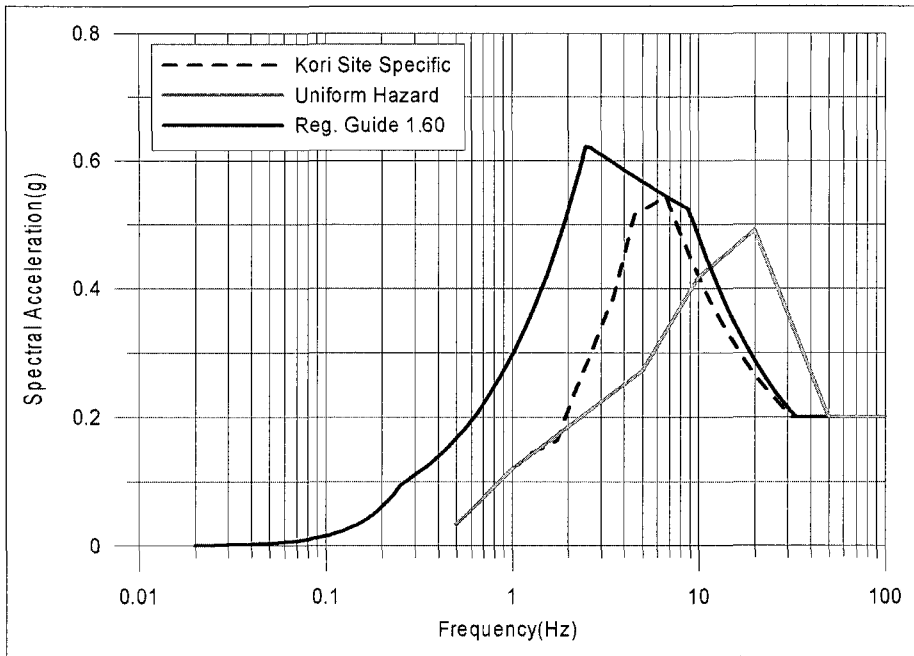


그림 2. 국내 원전 지반응답스펙트럼 비교

는 없으나 이들의 파손이 내진범주 I등급구조물 및 기기의 기능을 허용할 수 없는 상태로 감소시킬 수 있다고 판단되는 설비들은 내진범주 II등급으로 분류한다. 대표적인 구조물로는 터빈건물이다.

우리나라 원전의 모든 내진범주I등급 설비의 경우, 최대지진가속도 0.2g에 대해 내진설계 되어 있다.

#### 4. 원전 설비의 지진취약도분석

구조물 또는 기기의 지진취약도는 주어진 최대지반 가속도 값에 대한 조건부 파손확률로 정의된다. 지진취약도를 평가하는 방법은 Ravindra & Kennedy(1983) 등에 의해 일반화되었으며, 20여기 이상의 원자력발전소에 대한 적용을 통하여 발전되었다.

지진취약도 계산의 목적은 선정된 대상 설비의 지반가속도 내력을 계산하는 것이다. 내력은 설비의 지

진응답이 저항력을 초과하여 파손될 때의 최대지반가속도 값으로 정의된다. 대상 설비의 지반가속도 내력은 다음과 같은 여러 가지 정보 즉, 발전소 기본설계, 설계-해석 단계에서 계산된 응답, 시공된 대상 설비의 크기, 재료특성 등을 근거로 계산된다. 지반가속도 내력은 확률분포로 표현할 수 있는 확률변수이다. 그러나, 이 확률분포의 변수를 계산하는 것이나 분포 형태 및 대상 설비의 파손모델을 구축하는 데에는 불확실성이 내재되어 있다. 임의로 가정한 파손 모델, 확률변수들의 집합, 확률분포 형태에 대해 지반가속도 함수인 조건부 파손확률로 표현되는 취약도 곡선을 구할 수 있다.

발전소의 구조물과 기기의 지진취약도계산은 다음과 같이 수행한다.

- 발전소의 설계자료 검토
- 발전소 답사
- 메디안 내력과 분산도 계산

발전소 설계 자료에 대한 검토를 통해 내진설계 기본사항, 발전소 전체 설계 및 구조물과 기기의 내진 검증 절차서 등을 파악한다. 발전소 답사는 이미 건설된 구조물, 계통 및 기기의 시공 상태 평가, 기기취약도 계산에 필요한 발전소 고유의 자료 취득, 설비의 기능이 파손 될 수 있는 계통 상호작용의 확인 등에 초점을 맞추어 수행한다.

지진취약도 평가시, 구조물과 기기의 취약도 계산에 직접적으로 이용 가능한 상세 자료가 부족한 것은 일반적인 현상이다. 이는 해석에 의해 검증된 구조물이나 기기뿐만 아니라 시험에 의해 검증된 설비 모두에 대해, 통상적인 설계 기준 및 표준이 지진내력의 극한 값을 필요로 하지 않기 때문이다. 따라서, 대부분의 조건부 파손확률, 분산도 및 메디안 안전계수들은 기존의 해석, 공인된 공학적 판단 및 가정에 기초를 둔다.

**취약도 모델**

특정한 파손모드에 상응하는 요소에 대한 완전한 취약도 곡선군은 메디안 지반가속도내력  $A_m$ 의 최적 추정치와 두 확률변수로 나타낼 수 있다. 지반가속도내력  $A$ 는 다음과 같이 정의된다.

$$A = A_m \times \varepsilon_R \times \varepsilon_U \tag{1-1}$$

여기서,  $\varepsilon_R$ 과  $\varepsilon_U$ 는 메디안이 1인 확률변수이고, 각각 메디안에 내재하는 무작위성 및 불확실성을 나타내며, 그 표준편차가 각각  $\beta_R$  및  $\beta_U$ 인 로그정규분포로 가정한다.

각 가속도 값에서 취약도는 상대 확률밀도함수로 나타낼 수 있다. 취약도  $f'$ 를 초과 하지 않는 상대확률  $Q$ (신뢰도)와 취약도  $f'$ 의 관계는 다음과 같다.

$$f' = \Phi\left(\frac{\ln\left(\frac{a}{A_m}\right) + \beta_U \times \Phi^{-1}(Q)}{\beta_R}\right) \tag{1-2}$$

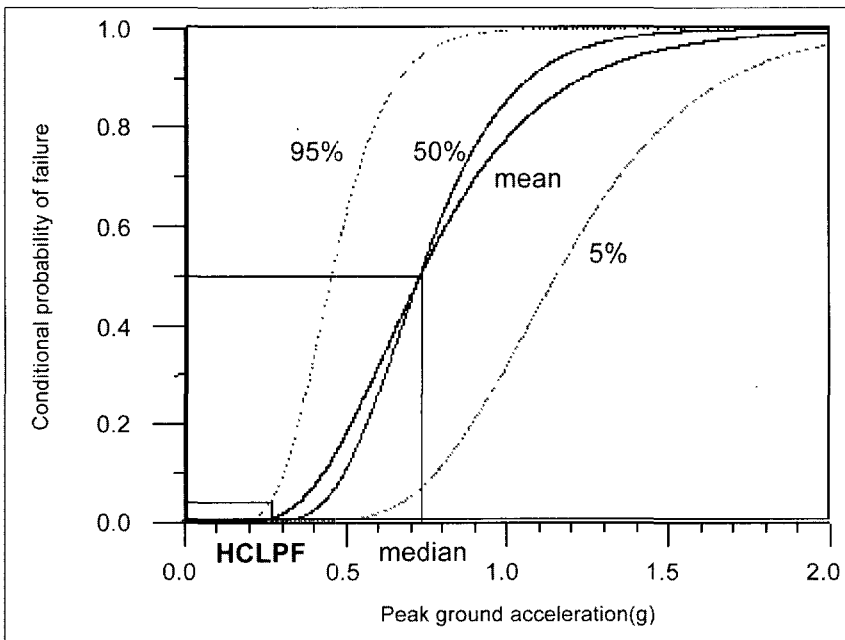


그림 3. 지진취약도 곡선 예

여기서,

$Q = P[f' < f/a]$  : 최대지반가속도  $f$ 에 대해 조  
건부 파손확률 값  $f'$ 가 보다  
적은 상대확률(신뢰도)

$\Phi^{-1}(\cdot)$  : 표준가우시안 누적분포함수의 역함수

메디안 지반가속도 내력  $A_m$ 과 그 분산도  $\beta_R, \beta_U$ 는  
다음에서 기술하는 내력 예측, 응답해석, 기기검증  
등에 내재된 안전여유치를 고려함으로써 계산된다.

전형적인 지진취약도 곡선 예는 그림 3과 같다. 내  
진여유도의 척도로서 일반적으로 사용되는 것이  
HCLPF(high confidence low probability of  
failure) 값으로서 95% 신뢰도 곡선에서 파괴확률이  
5%일 때의 가속도 값으로 정의된다. 즉, HCLPF 수  
준의 가속도 수준까지는 파괴가 발생하지 않는다고  
간주할 수 있다.

### 파손모드

취약도 곡선을 만드는 첫째 단계는 발전소의 임계  
요소 각각에 대해서 파손모드를 정의하는 것이다. 신  
뢰할 수 있는 파손모드 선정은 거의 해석담당자의 경  
험과 판단에 좌우된다. 그밖에 발전소설계기준 검토,  
허용응력한계에 따라 계산된 응력수준, 시험검증결  
과, 타 발전소에서 수행했던 지진취약도분석 보고서  
그리고 이미 알려진 파손모드(과거 지진이나 공인된  
취약도 보고서 및 시험 등) 등을 검토함으로써 파손  
모드를 결정할 수 있다.

구조물은 설계된 기능을 수행하지 못할 때를 기능  
적으로 파손된 것으로 간주한다. 일반적으로, 지진으  
로 인해 구조물에 정착되어있는 안전관련 기기의 작  
동성이 잠재적으로 방해받을 만큼 혹은 기기의 정착  
부위가 파손될 만큼 충분한 변형이 일어났을 때 그 구  
조물은 기능적으로 파손되었다고 본다. 또한, 기기들  
이 동일한 구조물에 설치되어 있다면 구조물의 파손  
은 수많은 안전계통 파손의 원인이 된다고 가정한다.

배관의 경우에는 지지계통의 파손이나 압력경계의  
소성붕괴를 지배적인 파손모드로 간주한다. 기기의  
파손모드로는 구조적인 파손모드(휨, 지지구조물의  
좌굴, 정착볼트의 뽑힘 등), 기능적인 파손모드(밸브  
의 작동불능, 과도한 처짐 등) 및 계전기의 정지나 접  
촉 불안정 등이 포함될 수 있다.

또한 잠재적인 지반 파손모드(액상화 현상, 기단파  
괴, 기초슬래브의 들림, 사면 파괴 등)도 반드시 고려  
해야 한다. 매설된 기기(배관, 탱크 등)의 토압으로  
인한 파손은 중요한 파손모드이다. 그리고 지진으로  
인한 구조물과 기기의 파손이 또 다른 구조물과 기기  
에 미칠 영향도 고려해야 한다. 예를 들면 지진으로  
인한 댐의 파손은 범람이나 냉각수원의 상실 원인이  
되며 이들을 반드시 조사하여야 한다.

### 구조물 취약도계수 계산

취약도계수 계산은 안전계수로 불리는 매개확률변  
수의 향으로 다룬다. 원전 설계 시 고려되는 가장 높  
은 안전정지지진 수준(SSE: safe shutdown  
earthquake) ASSE과 지반가속도 내력간의 안전계  
수, F는 다음과 같다.

$$A = F \cdot ASSE$$

여기서 F는 다음과 같이 정의된다.

$$F = \frac{\text{실제 내력}}{\text{SSE에 의한 설계응답}} \times \frac{\text{SSE에 의한 설계응답}}{\text{SSE에 의한 실제응답}} \quad (1-3)$$

$$F = F_C \times F_{RS}$$

여기서,  $F_C$  = 내력계수,  $F_{RS}$  = 구조응답계수

메디안 안전계수  $F_m$ 을 메디안 지반가속도 내력  
 $A_m$ 으로 다음과 같이 나타낼 수 있다:

$$F_m = \frac{A_m}{A_{SSE}} \quad (1-4)$$

고유한 무작위성과 불확실성을 나타내는 F의 로그 표준편차는 지반가속도 내력 A의 로그표준편차와 동일하다.

구조물의 경우 안전계수는 세 개의 확률변수의 곱으로 모델화 된다:

$$F = F_S \cdot F_\phi \cdot F_{RS} \quad (1-5)$$

강도계수,  $F_S$ 는  $A_{SSE}$ 에 대해 계산된 강도에 대한 극한강도(또는 기능파손 시의 강도)의 비이다.  $F_S$  값을 계산하는데 있어서, 구조물에 작용하는 전체하중에서 지진 이외의 하중을 강도에서 뺀다. 즉,

$$F_S = \frac{S - P_N}{P_T - P_N} \quad (1-6)$$

여기서 S는 특정한 파손모드에 대한 구조요소의 강도이고,  $P_N$ 은 정상운전하중(사하중, 운전시의 온도하중 등)이며,  $P_T$ 는 구조물에 작용하는 전체하중이다 ( $A_{SSE}$ 시의 지진하중과 정상운전하중의 합).

비탄성에너지흡수계수  $F_\mu$ 는 많은 구조물과 기기들이 항복점을 넘어서도 기능을 상실하지 않고 실제로 많은 양의 에너지를 흡수할 수 있다는 사실을 고려한 것이다. 비탄성에너지 소산에 따른 감소효과 (deamplification effect)를 결정하기 위한 방법으로 수정된 연성 응답 스펙트럼을 사용하는 방법이 제안되었다(Newmark, 1977, Riddell & Newmark, 1979).

구조물응답계수( $F_{RS}$ )는 설계 시 구조물 응답이 구조물의 특정한 결정론적 응답계수를 사용하여 계산되었다는 것을 고려하는 계수이다. 이들 파라메타들은 변동 폭이 크므로 실제 응답은 주어진 최대지반가속도에 대해서 계산된 설계응답과 실질적으로 다를 수도 있다. 구조물응답계수는 응답의 분산도에 영향을

주는 계수들의 곱으로 다음과 같이 모델링 된다.

$$F_{RS} = F_{SA} \cdot F_\phi \cdot F_\delta \cdot F_M \cdot F_{MC} \cdot F_{EC} \cdot F_{SD} \cdot F_{SSI} \quad (1-7)$$

$F_{SA}$  = 스펙트럼형태계수로서 설계 지반응답스펙트럼과 매디안 지반응답스펙트럼의 차이를 고려

$F_\phi$  = 평균값에 대한 두 방향 지진응답스펙트럼에 내재하는 분산도를 표현하는 방향계수

$F_\delta$  = 실제 감쇠와 설계 감쇠의 차이로 인하여 응답에 내재하는 분산도를 표현하는 감쇠계수

$F_M$  = 모델링시의 여러 가정사항들로 인하여 응답에 내재하는 불확실성을 고려하는 모델링 계수

$F_{MC}$  = 모드조합방법에 따라 응답에 내재하는 분산도를 나타내는 모드조합계수

$F_{EC}$  = 지진성분을 조합하는 방법에 따라 응답에 내재하는 분산도를 고려하는 지진분력조합 계수

$F_{SD}$  = 입력지진의 깊이에 따른 응답의 감소를 반영하는 계수

$F_{SSI}$  = 지반-구조물 상호작용의 효과를 고려해주는 계수

F의 매디안과 로그표준편차는 다음과 같다.

$$F_m = F_{Sm} \cdot F_{\mu m} \cdot F_{SA m} \cdot F_{\phi m} \cdot F_{\delta m} \cdot F_{M m} \cdot F_{MC m} \cdot F_{EC m} \cdot F_{SD m} \cdot F_{SSI m} \quad (1-8)$$

$$\beta_F = (\beta_S^2 + \beta_\mu^2 + \beta_{SA}^2 + \dots + \beta_{SSI}^2)^{1/2} \quad (1-9)$$

여기서, 로그표준편차  $\beta_F$ 는 각각 무작위성 및 불확실성 로그표준편차인  $\beta_R$ 과  $\beta_U$ 로 분리하여 계산한다. 이 구별은 다소 공학적인 판단력이 요구되긴 하지만 보통 일반지침서를 근거로 한다. 매디안  $F_m$ 과 로그

표준편차  $\beta_R$ 과  $\beta_U$ 는 안전계수의 응답과 내력에 영향을 미치는 각각의 계수에 대해서 모두 계산된다.

### 기기 취약도계수 계산

기기에 대한 지진취약도 계산방법은 구조물에 대한 방법과 동일하다. 다만, 안전계수  $F$ 는 기기내력계수  $F_C$ , 구조물응답계수  $F_{RS}$ , 기기응답계수  $F_{RE}$ 의 곱으로 구한다. 즉,

$$F = F_C \cdot F_{RE} \cdot F_{RS} \quad (1-10)$$

기기의 내력계수  $F_C$ 는 내진설계 가속도 수준에 대해 기기가 계속하여 그 기능을 수행할 수 있을 때까지의 가속도 수준과의 비를 말한다. 기기의 내력계수는  $F_S$ 와  $F_\mu$ 의 곱으로 계산된다. 기기의 강도  $S$ 는 파손모드의 함수이며, 강도계수  $F_S$ 는 식(1-6)으로 계산된다.

기기의 파손은 크게 세 가지 범주-탄성 기능 파손, 취성 파손, 연성 파손-로 구분할 수 있다. 탄성 기능 파손 모드란 기기의 재료가 항복점에 이르기 전에 고유의 기능을 상실할 수 있는 파손 모드를 말한다. 예를 들면 탱크 벽체나 기기 지지구조물의 탄성좌굴, 공기조화 날개(Fan)의 과도변형, 펌프 축의 휨 등이다. 이때 이 모드의 기능상실을 일으킬 만큼 변형을 주는 하중을 그 기기의 강도로 간주한다.

취성 파손모드란 비탄성에너지흡수력이 아주 적거나 전혀 없는 파손모드를 말한다. 예를 들면 정차볼트의 파손, 기기 지지구조물의 용접부위 파손, 전단핀의 파손 등인데, 이때 재료의 극한강도를 그 기기의 강도로 간주한다. 이들 파손모드들은 약간의 비탄성에너지를 흡수할 수 있는 능력을 가지고는 있지만, 소성영역이 아주 작고 정차볼트나 지지구조물 용접부의 계통연성(System Ductility)이 아주 작기 때문에 무시할 수 있다.

연성 파손모드란 비탄성변형을 통하여 입력에너지

의 상당량을 흡수할 수 있는 모드를 말한다. 예를 들면 배관의 압력경계의 파손, 케이블 트레이나 덕트의 구조적인 파손 등인데, 이때 인장하중에 대한 재료의 항복강도를 그 기기의 강도로 간주한다. 휨 하중인 경우의 강도는 제한된 하중이나 소성힌지를 유발하는 하중으로 정의된다.

기기의 비탄성에너지흡수계수  $F_\mu$ 는 연성비  $\mu$ 의 함수이다.  $F_\mu$ 의 메디안 값은 취성 파손모드나 기능 파손모드일 때는 1.0이며, 연성 파손모드일 때는 기기의 진동수가 설계 응답스펙트럼의 어느 구간에 놓이느냐에 따라 달라진다. 즉 기기의 진동수가 가속도 증폭구간에 놓여있을 경우와 강제 진동수 구간에 놓일 경우로 구분하여 계산한다.

여러 기기에 대한 연성비의 메디안과 로그표준편차는 Newmark(1977)의 연구결과를 이용하여 계산할 수 있다. 이 연구결과는 설계에 사용하는 연성비의 범위를 명시하고 있다.

기기응답계수  $F_{RE}$ 는 실제 기기의 응답에 대한 설계 시 계산된 기기응답의 비를 말한다. 이 두 응답은 모두 설계 층응답스펙트럼에 대하여 계산된다.  $F_{RE}$ 는 기기응답 계산에 내재하는 안전계수이다. 이 계수는 기기의 응답 특성에 좌우되며, 식(1-7)에서 열거한 계수들에 의해 영향을 받는다.

구조물응답계수  $F_{RS}$ 는 기기 지지구조물의 위치에서의 구조물 응답 특성을 근거로 한다. 기기 설계를 위한 층응답스펙트럼을 작성하는데 사용된 변수들만이 기기의 취약도에 관심있는 변수들이다.

### 원전구조물의 지진취약도 분석결과

위에서 기술한 지진취약도 방법을 국내 원전에 적용하여 구한 대표적인 구조물의 취약도분석 결과로 표 1에 보였다. 표에서 우리나라 원전 구조물의 HCLPF 즉, 내진여유도는 설계지진의 약 3배 이상임을 알 수 있다.

표 1. 국내 원전 구조물의 내진여유도 예

구 조 물	파손모드	$A_m(g)$	$\beta_R$	$\beta_U$	HCLPF(g)
격납건물 외벽	외벽 전단파손	3.80	-	-	S/O
격납건물 내부구조물	2차 차폐벽 전단파손	2.00	-	-	S/O
냉각해수 취수구조물	벽체 전단파손	> 2.00	-	-	S/O
비상디젤발전기 건물	벽체 전단파손	> 2.20	-	-	S/O
핵연료 건물	벽체 전단파손	> 3.00	-	-	S/O
보조건물(PAB, SAB)	벽체(3WAF) 전단파손	2.00	-	-	0.62

\* S/O : screen out

## 5. 결론

본 논문에서는 원자력발전소의 구조물과 기기에 대한 지진취약도를 구하기 위해 사용된 방법론을 소

개하였다. 국내 원전 구조물에 대한 적용 결과 내진 여유도는 설계지진의 약 3배 이상으로서 매우 큰 안전율을 갖는다.

## 참고문헌

1. 울진 5,6호기 확률론적 안전성 평가(II단계 연구) 최종보고서, 한국수력원자력(주), 2002, 6.
2. 영광 5,6호기 확률론적 안전성 평가-외부사건분석 보고서, 전력연구원, 2000, 11
3. Kennedy, R. P., and M. K. Ravindra, 1984. "Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies." Nuclear Engineering and Design 79, No. 1, pp. 47-68.
4. Newmark, N. M., "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implications on Design of Critical Equipment," SMiRT Paper K 4/1, SMiRT Conference, San Francisco, California 1977.
5. Ravindra, M. K., and R. P. Kennedy, 1983. "Lessons Learned from Seismic PRA Studies." Paper M6/4. In Proceedings of the Seventh Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Chicago, Illinois, August.
6. Riddell, R. and N. M. Newmark, 1979, "Statistical Analysis of the Response of Nonlinear Systems Subjected to Earthquakes", UILU 79-2016, Department of Civil Engineering, University of Illinois, August.