

<초청리뷰 논문>

설계초과 지진에 대한 원전 지진안전성 평가기술 고찰 및 제언

최인길[†]

Review and Proposal for Seismic Safety Assessment of Nuclear Power Plants against Beyond Design Basis Earthquake

In-Kil Choi[†]

(Received 12 June 2017, Revised 22 June 2017, Accepted 23 June 2017)

ABSTRACT

After Kyeongju earthquake occurred in September 12, 2016, the seismic safety of nuclear power plants became important issue in our country. The seismic safety of nuclear power plant against beyond design basis earthquake became very important to secure the public safety. In this paper, the current status of the seismic safety assessment methodology is reviewed and some aspects for the reliability improvement of the seismic safety assessment results are proposed. Seismic margin analysis and probabilistic seismic safety assessment have been used for the seismic safety evaluation of a nuclear power plant. The basic procedure and the related issues and proposals for the probabilistic seismic safety assessment are investigated.

Key Words : English Key Word: Seismic safety (지진안전성), Beyond design basis earthquake (설계초과지진), Earthquake hazard (지진재해도), Seismic fragility (지진취약도), Seismic design (내진설계)

기호설명

a = Ground acceleration
 A_m = Median Acceleration Capacity
 A_{SSE} = Safe shutdown earthquake level
 β_R = Logarithmic standard deviation for randomness
 β_U = Logarithmic standard deviation for uncertainty
 F = Factor of Safety

1. 서론

2016년 9월 12일 경주 인근에서 국내에서 지진관측이 이루어진 이래 가장 큰 규모인 규모 5.8의 지진

이 발생하였다. 이로 인해 경주지역의 민가를 비롯해서 시설물에 많은 피해가 발생하였으며 진앙지 근처의 월성 원전 4기가 수동정지하게 되었다. 이에 따라 경주지역에 위치한 원전 뿐 아니라 국내 원전의 지진안전성에 대한 우려가 크게 고조되었으며 지진안전성 확보 요구가 증대되고 있다.

본 논문에서는 설계초과 지진에 대한 원전의 지진안전성을 평가하기 위한 내진여유도 평가법과 확률론적 지진안전성 평가법의 현황에 대해 기술하고 앞으로의 개선방향에 대한 제언을 기술하고자 한다.

2. 원전의 내진설계와 지진안전성

2.1 원전의 내진설계

우리나라의 내진설계는 고리 원자력발전소의 내진설계가 그 시초라고 할 수 있다. 당시 건축물이나 사회 간접자본 시설 등에 대한 내진설계는 그 기준

[†] 책임저자, 한국원자력연구원
cik@kaeri.re.kr

TEL: (042)868-2056 FAX: (042)868-8256

조차 없었으며 내진설계에 대한 인식이 매우 희박하던 시절에 원전을 건설하면서 내진설계라는 개념이 도입된 것이다.

우리나라 원전의 내진설계에 사용된 설계지진은 결정론적 지진재해도 평가방법에 의해 결정되었다. 결정론적 지진재해도 평가에 따라 기존 대부분의 원전은 0.2g의 안전정지지진 (SSE : Safe Shutdown Earthquake)에 대하여 설계하였으며 APR 1400 원전은 0.3g의 설계지진을 사용하여 설계하였다.

국내 원전의 설계에 사용된 설계지진은 미국 NRC (Nuclear Regulatory Commission)에서 제시된 표준응답 스펙트럼⁽¹⁾을 이용하였다. 이 표준응답 스펙트럼은 미국 서부지역에서 발생한 지진을 기반으로 작성된 스펙트럼으로 지진기록이 전무한 지역이나 부지에서의 지진동에 대한 평가가 이루어지지 않은 경우 활용하기 적절하나 원전이 건설될 부지에서의 지진 특성이나 지반특성을 정확히 반영할 수 없는 단점을 가지고 있다. 이러한 문제를 해결하기 위해 확률론적 지진재해도 평가 (PSHA : Probabilistic Seismic Hazard Analysis)에 기반을 둔 확률론적 방법에 의한 설계지진 결정방법을 개발한 바 있으며⁽²⁾ 현재 미국에서는 성능기반 내진설계법을 개발하고⁽³⁻⁹⁾ 이에 따른 부지고유의 설계응답 스펙트럼⁽¹⁰⁾을 사용하고 있다.

이와 같이 최근에는 원전의 내진설계에 원전이 건설되는 부지에서의 지진특성이나 부지특성이 반영된 부지고유의 GMRS (Ground Motion Response Spectrum)를 이용하여 설계하는 것이 일반화 되고 있으며 국내에서도 이와 관련된 연구가 진행되고 있다. 실질적인 원전의 지진안전성을 확보하기 위해서는 부지 고유의 설계지진을 사용하는 것이 바람직하다.

원전의 내진설계에 사용되는 설계기준이나 지침 등에는 많은 보수성이 내포되어 있다. 즉, 설계에 사용되는 재료의 강도나 하중조합 등에는 실제의 강도나 작용하중에 비해 매우 보수적인 값을 적용하여 설계하고 있다. 또한 우리나라의 원전은 설계지진하에서 기본적으로 탄성거동을 하도록 규정하고 있어 매우 보수적인 설계가 이루어지고 있다. 따라서 실제 원전의 내진성능은 대체적으로 설계지진에 비해 큰 내진성능을 가지고 있는 것으로 판단할 수 있다. 그러나 최근 들어 설계지진을 초과하는 지진이 세계적으로 다수 발생하고 있어 설계지진을 초과하는 지진에 대한 원전의 안전성을 충분히 확보할 것을 요구하고 있는 실정이다.

2.2 원전의 지진안전성

원전의 지진안전성 평가는 원전이 내진설계가 되어 있음에도 불구하고 원전부지의 지진환경 변화나 필요성 등에 따라 지속적으로 수행되어 왔다. 지진 안전성을 평가하는 방법으로는 내진여유도평가 (SMA: Seismic Margin Assessment)나 확률론적 지진 안전성 평가 (SPSA: Probabilistic Seismic Safety Assessment) 방법이 활용되고 있으며 이들 방법은 미국의 EPRI (Electric Power Research Institute)나 NRC(Nuclear Regulatory Commission)를 중심으로 다양한 관련 기술이 개발되어 왔다.

최초의 원전의 지진안전성 재평가는 1979년에 수행된 미국의 Diablo Canyon 원전에 대한 확률론적 지진안전성 평가라고 할 수 있다. 이는 개별 원전의 지진환경 변화에 따른 재평가 사례이며 1980년 미국 NRC에서 USI A-46^(11,12) 문제 해결을 요청함에 따라 가동중인 원전중 1970년대 초반에 건설된 전 원전에 대한 내진성능 재평가가 수행되었다. 이는 과거에 건설된 원전 내부의 주요 안전관련 기기들의 내진성능에 대한 검증이 USI A-46 문제가 제기된 당시의 기준⁽¹³⁾에 충분히 부합되지 않는다고 판단하여 가동중인 전 원전의 주요 기기들에 대한 내진성능을 확인하기 위해 수행하였다. 가동중인 원전의 기기는 현실적으로 운영중에 진동대 실험 등을 통해 내진성능을 확인하기 어려움에 따라 지진경험자료나 당시까지 축적된 내진검증 자료를 활용하여 기기의 내진성능을 확인할 수 있는 방법을 개발⁽¹⁴⁾하고 이를 적용하여 재평가를 수행하였다. 국내에서도 USI A-46의 대상인 노후 원전에 대한 내진성능 재평가를 수행한 바 있다.

이후 1991년 미국 NRC에서는 IPEEE (Individual Plant Examination of External Events) 프로그램⁽¹⁵⁾을 수립하고 전 원전에 대해 지진에 의한 중대사고 발생가능성에 대해 평가를 수행하도록 요구하였다. 이 프로그램에서는 외부사건으로 지진 뿐 아니라 내부 화재, 강풍, 외부홍수 등이 포함되어 있다.⁽¹⁶⁾

최근 들어서는 3.11 동일본 대지진에 의해 후쿠시마 원전에 큰 피해가 발생한 이후 세계적으로 원전의 지진안전성을 확보하기 위한 다양한 노력이 경주되고 있다. 유럽의 각국에서는 스트레스 테스트를 통해 지진을 비롯한 각종 자연재해에 대한 원전의 취약점을 도출하고 보수/보강 등을 통해 원전의 안전성을 향상시키기 위해 노력하였다⁽¹⁷⁾.

미국에서는 후쿠시마 사고이후 NTF (Near Term Task Force)를 구성하고 NRC의 자연재해에 대한 원전의 안전성 확보 규제기준 등에 대한 검토를 의뢰하였으며 그 결과 NTF에서는 자연재해에 대한 원전의 안전성을 확보하기 위한 규제기준의 명확화 및 강화 등을 위한 다양한 의견을 제시하였다. NTF Recommendation 2.1과 2.3에 따라⁽¹⁸⁾ 미국 내 전 원전 부지에 대한 PSHA(Probabilistic Seismic Hazard Analysis)를 통해 지진재해도를 재평가하고 그 결과를 활용하여 부지고유의 GMRS를 산정하여 기존의 설계스펙트럼과 비교하여 초과여부에 따라 원전의 지진안전성을 재평가하도록 요구하였다. 이를 위해 내진성능 평가를 위한 답사에 필요한 기술적인 요건⁽¹⁹⁾과 지진안전성 평가 수행방안에 대한 가이드⁽²⁰⁾를 개발하였다. 전 원전 부지에 대한 PSHA 수행 결과에 대한 검토가 2017년 초인 현재까지 대부분 검토완료하였으며 서부지역의 1개 부지에 대해서만 검토가 진행중에 있다.⁽²¹⁾

3. 원전의 지진안전성 평가방법

원전의 지진안전성 평가방법에는 크게 SMA와 SPSA의 두가지 방법이 사용되고 있다. SMA는 기본적으로 설계초과지진에 대한 내진성능을 평가하기 위한 방법이며 SPSA는 설계초과지진에 대한 내진성능 뿐 아니라 설계초과 지진으로 인해 발생하는 지진리스크를 체계적이고 정량적으로 산정할 수 있는 방법이다. 아래 Table 1에서 두 방법의 대표적인 차이점을 보여주고 있다.

아래 표에서 보는바와 같이 SMA에서는 일정수준의 지진에 대한 내진성능 평가를 통해 발전소 수준에서의 HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure) 성능을 확인할 수 있으며 아울러 내진성능이 취약한 기기 등을 확인할 수 있다. 반면 SPSA에서는 사고시나리오를 활용하여 지진으로 인해 발전소에 미치는 리스크를 정량적으로 산출하며 그 대표적인 값으로 지진으로 인한 CDF (Core Damage Frequency)를 평가할 수 있는 체계적인 방법이다. SPSA에서는 CDF 산정을 위해 SMA에서와는 달리 부지에서의 지진재해도곡선이 필요하며 지진재해도곡선과 발전소 수준에서의 취약도를 결합하여 지진 리스크를 산정하게 된다. 따라서 지진재해도가 최종적인 결과에 미치는 영향이 매우 크다고 하겠다.

Table 1. Comparison of SPSA and SMA

Area	SPSA	SMA
Purpose	Estimate seismic risk	Estimate seismic capacity beyond SSE
Seismic Hazard	- Important part of PSA - Has a major effect on results	Excluded
Output	Seismic risk, CDF and LERF	Plant HCLPF capacity
Earthquake Input	Seismic hazard curve	Review level earthquake

본 장에서는 원전의 지진안전성 평가에 활용되는 SMA 및 SPSA 방법에 대해 간략하게 살펴보기로 한다.

3.1 내진여유도 평가 (SMA)

앞서 기술한 바와 같이 원전은 설계지진 발생 시 발전소를 안전하게 정지할 수 있도록 충분한 보수성을 가지고 설계한다. 그러나 설계지진을 초과하는 지진에 대해 원전의 지진안전성을 확보할 필요가 있으며 이를 위해 설계지진을 초과하는 일정수준의 지진, 즉 SME (Seismic Margin Earthquake) 또는 RLE (Review Level Earthquake)에 대해 취약한 기기를 확인하는 직접적이고 간단한 방법이 SMA라고 할 수 있다.

SMA 평가 방법론으로는 1980년대 중반에 US NRC가 개발한 방법^(22,23)과 EPRI에서 개발한 방법⁽²⁴⁾이 있다. 두 방법 중에서 EPRI 방법이 NRC의 방법에 비해 좀 더 간편한 방법이며 좀 더 결정론적인 방법으로서 원전의 운영자가 보다 쉽게 내진여유도 평가를 수행할 수 있는 방법으로 제안한 것이다. NRC에서 개발된 방법은 기본적으로 SPSA와 마찬가지로 사고시나리오를 기반으로 내진여유도를 평가하게 되며 이에 따라 최근에 미국의 후쿠시마 후속대책으로 수행되고 있는 재평가 방법의 하나인 PSA-Based SMA로 발전하게 된다.⁽²⁵⁾

SMA 평가의 수행은 주로 계통기술자 (System Engineer)와 내진기술자 (Seismic Engineer)의 협력을 통해 수행되며 SMA 평가의 주요 수행항목은 다음과 같다.

- SME (또는 RLE) 결정
- 평가팀의 구성
- 내진성능 확인을 위한 현장답사
- 내진여유도 평가
- 보고서작성

NRC 방법에서는 SPSA에서와 마찬가지로 사고시나리오에 기반하여 평가대상 기기가 선정되며 EPRI 방법에서는 두 개 이상의 성공경로를 설정하고 이들 성공경로상의 기기가 평가대상이 된다. 즉, 각각의 성공경로는 설계지진을 초과하는 큰 지진이 발생한 후 원전을 72시간 동안 안전하게 유지하는 경로를 선정하게 되며 각각의 성공경로를 달성하기 위해 필요한 구조물 및 기기를 선정하게 되며 이들 구조물 및 기기가 평가대상이 된다. EPRI의 SMA 방법은 현재 국내에서 뿐 아니라 미국에서도 거의 사용하지 않는 방법이 되었다.

PSA-Based SMA 방법은 기본적으로 SPSA와 절차 및 방법이 동일하나 재해도곡선을 이용하여 지진리스크를 CDF 등으로 정량화 하지 않고 발전소의 내진성능을 플랜트 수준에서의 HCLPF로 평가하게 된다. 따라서 지진재해도 곡선이 산정되면 손쉽게 지진리스크를 CDF로 정량화 할 수 있다.

3.2 확률론적 지진안전성 평가 (SPSA)

원전의 안전성을 확보하고 정량화하기 위한 방법의 하나로 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment) 방법을 이용하여 신규로 건설되는 원전 및 가동중인 원전에 대하여 안전성을 평가하고 있으

며 이를 통하여 체계적이고 신뢰성 있는 안전성의 확보 및 유지, 보수, 보강에 적극적으로 활용하고 있다. 또한 최근 들어 PSA의 결과를 활용한 위험도기반 규제기술(Risk Informed Regulation)⁽²⁶⁾ 및 성능기반 설계 기술(Performance Based Design) 등에 대한 연구가 활발히 진행 중이다.

SPSA는 지진, 화재, 홍수 태풍 등의 안전성을 평가하는 외부사건 PSA의 한 분야로서 수행되고 있다. 공식적으로 수행된 최초의 SPSA는 1975년도에 발간된 WASH-1400⁽²⁷⁾ 이라고 할 수 있다. 이 보고서에서는 지진으로 인한 연간 CDF를 5×10^{-7} 으로 평가하였으며 지진을 노심손상에 미치는 주요인자가 아니라는 결론을 내렸다. 그 후 미국 Diablo Canyon 원전을 포함한 여러 원전에 대한 SPSA를 수행하였으며 그 결과 지진에 의한 노심손상 빈도가 크게 나타남에 따라 지진에 의한 리스크가 무시할 수 없다는 것을 확인하고 SPSA의 중요성을 인식하게 되었다.

SPSA의 수행방법으로서 Cornell 등⁽²⁸⁾에 의해 처음으로 부지의 재해도곡선과 취약도곡선을 이용하여 지진안전성 평가를 수행하는 방법이 제안되었다. 이 방법에서는 원전의 성능을 정의하기 위해 대수정규 취약도 모델을 사용하였으며 지금까지 대수정규 모델이 원전의 SPRA에 사용되고 있다. 1970년대 후반

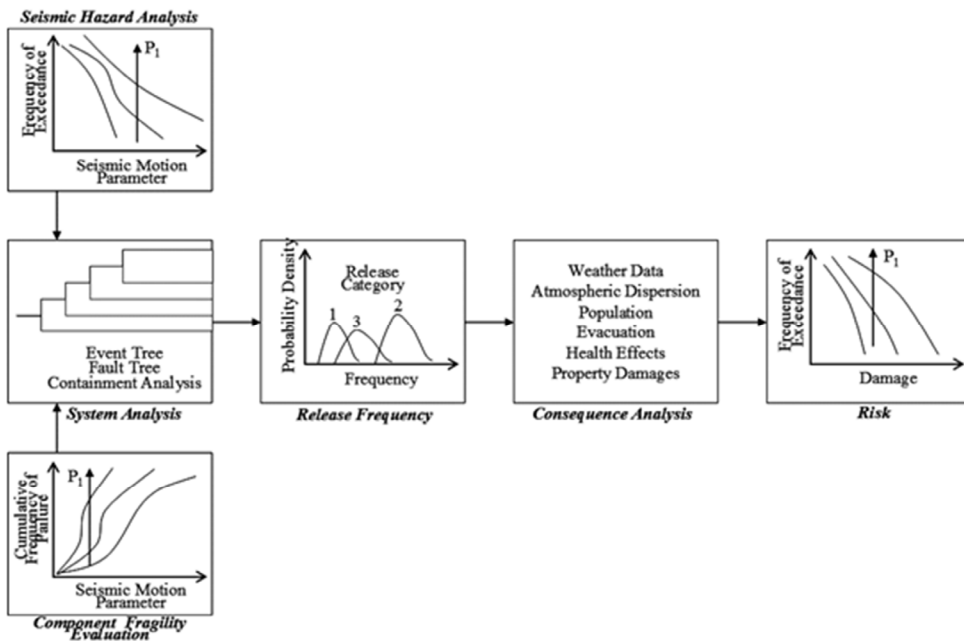


Fig. 1 Overview and procedure of seismic probabilistic safety assessment methodology⁽³¹⁾

Oyster Creek 원전 1호기에 대한 SPSA를 수행하면서 응답 및 성능 변수에서의 랜덤성 및 불확실성을 나타낼 수 있는 상세한 모델이 사용되었으나 이 방법 및 결과가 공식적으로 발표되지는 않았다. 그러나 1980년 Zion 원전에 대한 SPSA 수행이 완료된 후 Oyster Creek 원전에 사용되었던 방식과 같은 Zion 방법에 대한 기술보고서가 발간되었다. 그 무렵 LLNL(Lawrence Livermore National Laboratory)에서는 NRC의 후원으로 SSMRP(Seismic Safety Margin Research Program)를 수행하였다⁽²⁹⁾. SPSA 수행을 위한 SSMRP 방법은 많은 비선형 해석에 기반하여 평가하는 비교적 정확한 방법이나 일종의 Monte Carlo 모사인 Latin Hypercube 방법을 이용하여 응답해석을 수행하는 등 수행방법이 매우 어렵고 복잡하여 오늘날에 와서는 거의 사용되지 않고 있다.

원전의 SPSA를 수행하기 위한 절차 및 기준은 미국과 일본을 중심으로 개발되어 왔다.⁽³⁰⁻³²⁾ 그러나 국내에서는 이에 대한 기준이 미비된 실정이며 미국의 기준을 준용하고 있는 실정에 있어 국내 실정에 반영된 절차 및 기준의 개발이 필요하다.

아래 Fig. 1은 SPSA의 수행 절차와 주요 수행항목을 그림으로 보여주고 있다.⁽³³⁾ SPSA의 수행에 필요한 수행 수행항목을 보면 다음과 같다.

- 발전소 정보수집, 분석 및 사고시나리오의 개괄적 분석
- 확률론적 지진재해도 분석
- 구조물 및 기기의 취약도평가
- 사고추이분석 및 리스크 정량화

3.2.1 발전소 정보수집, 분석 및 사고 시나리오의 개괄적 분석

발전소 정보의 수집, 분석과 사고시나리오의 개괄적 분석에서는 먼저 발전소 관련 정보를 수집, 분석한 다음 이들 정보에 기초하여 발전소 답사를 수행한다. 또한 이들 발전소 관련정보나 발전소 답사 정보를 이용하여 사고 시나리오를 개괄적으로 분석, 설정한다. 그리고 이들 개괄적 사고 시나리오의 분석, 설정 결과에 기초하여 사고 시나리오를 명확화하고 노심손상 사고에 관련된 기인사상을 분석한다. 또한 명확화 한 사고 시나리오나 기인사상에 기초하여 사고추이 분석이나 취약도 평가에 관련된 구조물 및 기기를 분류하고 이들의 리스트인 SEL (Seismic Equipment List)를 작성한다. 발전소 관련정보나 발

전소 답사정보는 지진재해도 분석과 구조물 및 기기의 취약도평가를 위한 유용한 정보가 된다. 또한 명확화 한 사고시나리오, 기인사상의 분석결과, 구조물 및 기기의 취약도는 사고추이분석과 리스크 정량화를 위한 유용한 정보가 된다.

3.2.2 확률론적 지진재해도 분석

확률론적 지진재해도 분석이라 함은 다양한 크기의 지진이 임의 부지에 발생할 수 있는 확률을 평가하고 지진재해도곡선을 산출하는 것으로 이들 지진으로부터 발생 가능한 지진의 스펙트럼 형상을 결정하는 것이 포함된다. 확률론적 지진재해도 분석은 그 특성상 결과를 확률론적으로 나타내기 때문에 확률론적 지진재해도 분석(Probabilistic Seismic Hazard Analysis; PSHA)이라고 부른다.

원전 부지에서의 확률론적 지진재해도 재해도 곡선으로 나타낸다. 지진재해도 곡선은 초과확률 대 침투지반가속도의 관계를 그린 것이다. 지진재해도 분석에서는 역사지진 자료, 계기지진자료 뿐 아니라 활성 단층 및 기타 지진원 자료 등을 이용하여 발생 가능한 지진의 규모 등을 추정하고, 거리 및 지반특성에 따른 지진파의 전달특성을 평가하여 최종적으로 임의부지에서의 지진재해도를 평가하게 된다.

세계적으로 볼 때 대부분의 지역이 대규모 지진이 발생한 경험을 가지고 있지 않다. 이러한 지역에서 지진재해도 곡선의 작성을 위해 실제 강진기록을 사용한다는 것은 불가능하며 이러한 지역에서는 보유하고 있는 역사지진이나 중소규모의 지진 자료 등을 이용하여 재해도곡선을 작성하게 된다. 그러나 이러한 자료들을 이용하여 지진재해도 곡선을 작성하는 것은 매우 어렵고 그 결과에 대한 불확실성이 커지게 된다.

지진재해도 분석 절차는 Fig. 2에서 보는 바와 같이 4단계로 수행한다. 즉,

- 지진원 확인
- 부지 주변에서의 지진기록 평가
- 지반운동감쇄식 평가
- 지진재해도곡선의 작성

확률론적 지진재해도 분석으로부터 산정된 지진재해도곡선의 예를 Fig. 3에서 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 재해도분석에서 사용한 지반운동 파라메타인 최대지반가속도에 대한 년초과확률을 보여주고 있다. 성능기반 내진설계⁽¹⁰⁾에서 사용되는

최대지반가속도의 크기는 지진재해도곡선으로부터 10,000년 빈도의 값을 사용하며 100,000년 빈도의 값 역시 설계지진 응답스펙트럼을 산정하는데 활용된다. 국내에서 수행되고 있는 가동원전의 스트레스트 테스트⁽³⁴⁾에서도 10,000년 빈도의 지진에 대한 최대지반가속도를 평가하고 이에 대한 지진안전성을 검토하였다.

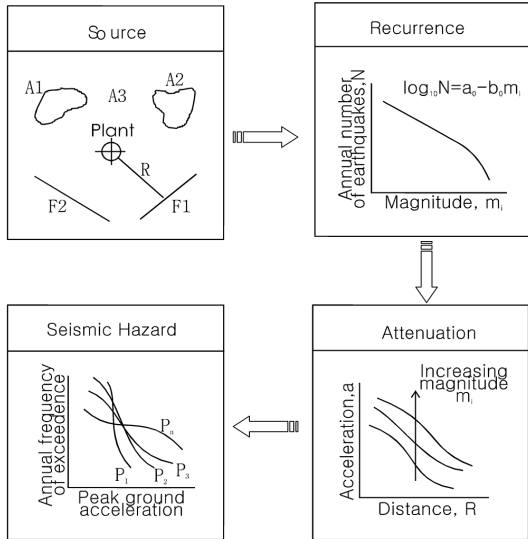


Fig. 2 Probabilistic seismic hazard analysis procedure⁽³¹⁾

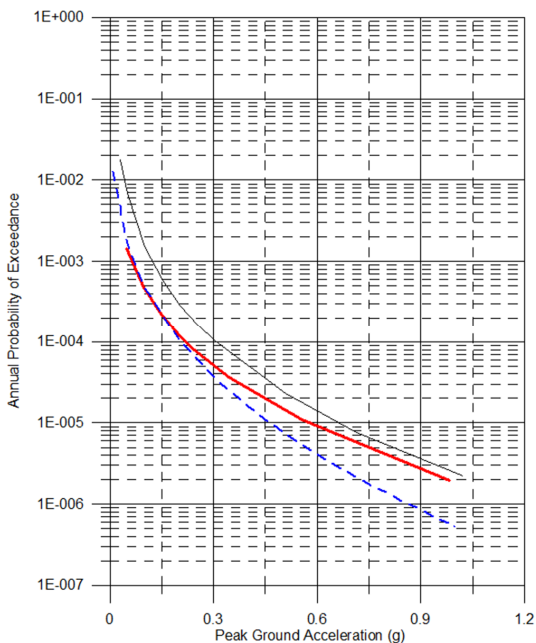


Fig. 3 Example seismic hazard curves

확률론적 지진재해도 분석에서는 지반운동 파라메타로서 최대지반가속도 (PGA : Peak Ground Acceleration), 최대지반속도 (PGV : Peak Ground Velocity), 스펙트럼 가속도 (SA : Spectral Acceleration) 등을 선정하여 그 목적에 따라 사용하고 있다. 설계가속도의 수준을 결정하기 위해서는 최대지반가속도를 사용하여야 하며 설계응답 스펙트럼 형상을 결정하거나 SPSA에서 일반적으로 사용되는 등재해도 스펙트럼 (UHS : Uniform Hazard Spectrum)을 도출하기 위해서는 SA가 지반운동 파라메타로 사용되어야 한다. 또한 SPSA에서는 최종적인 리스크 정량화를 위해 확률론적 지진재해도 분석과 지진취약도 평가에 동일한 지반운동 파라메타가 사용되어야 한다.

SPSA를 위한 확률론적 지진재해도 분석에서는 지진재해도 곡선의 작성 이외에 앞서 기술한 바와 같이 재해도 평가 결과를 활용하여 취약도 평가에 필요한 응답스펙트럼을 작성한다. 이는 원전의 내진설계에 사용된 응답스펙트럼이 부지에서의 지진특성이나 지반특성이 적절히 반영되지 않은 표준응답 스펙트럼 등을 사용하였을 경우 실질적인 지진안전성 평가를 위해서는 반드시 필요하다.

일반적으로 SPSA에서는 지반운동 파라메타에 고정된 평활화한 응답스펙트럼을 이용하여 두 수평방향의 입력지진을 선정한다. 예를 들면 과거 SPSA에서는 NUREG/ CR-0098⁽³⁵⁾ 매디안 응답스펙트럼과 같은 부지와 무관한 표준응답스펙트럼을 사용하여 왔다. 그러나 부지에 대한 지진정보가 충분할 경우에는 부지 고유의 응답스펙트럼을 사용하거나 UHS를 사용하는 것이 바람직하다. UHS의 작성방법은 다음의 Fig. 4와 같이 먼저 스펙트럴 가속도에 대한 지진재해도 분석을 통하여 재해도 곡선을 산출하고 임의 년초과확률에 대한 스펙트럴 가속도 값을 이용하여 작성한다. 이렇게 작성된 UHS는 각 진동수별 스펙트럼 가속도의 년초과확률이 동일한 스펙트럼 형상이 되는 것이다.

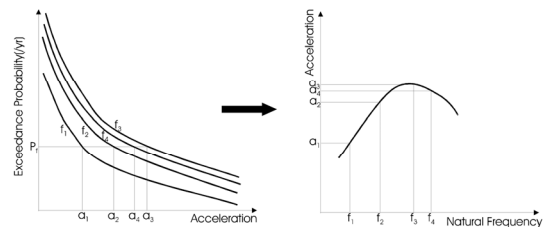


Fig. 4. Development of uniform hazard spectrum from spectral hazard curves

3.2.3 구조물 및 기기의 지진취약도 평가

지진취약도 평가는 SPRA에서 개별 구조물 및 기기에 대한 내진성능을 평가하는 중요한 업무이다. 노심손상과 같은 중대사고는 심각한 지진에 의해 발생되며 취약도 데이터는 설계초과 지진이 발생하였을 때 이러한 심각한 사고의 발생을 방지하기 위해 내진성능이 어느 정도인지를 평가할 수 있는 방법이다. 취약도 평가가 과대 또는 과소평가 될 경우 사고 해석의 결과는 왜곡되고 궁극적으로는 규제자나 일반대중에게 그릇된 정보를 제공하게 된다.

지진취약도 평가에서는 구조물 및 기기의 개별적인 내진성능을 평가하고 이를 이용하여 취약도 곡선을 작성하는 일이다. 취약도 평가는 확률론적 특성을 가지고 있으며 지진의 크기에 따른 파괴확률을 나타내는 지진취약도 곡선으로 나타내게 된다.

지진취약도 곡선은 개별 구조물 및 기기에 대한 지반운동 파라메타의 크기에 따른 조건부 파괴확률로 정의한다. 현재까지 우리나라에서 수행한 대부분의 SPSA에서는 지반운동 파라메타로서 첨두지반가속도 (Peak Ground Acceleration, PGA)를 사용하여 왔다. 그러나 외국의 경우에는 지반운동 파라메타로 스펙트럴 가속도나 속도 등이 사용되기도 한다.

구조물 및 기기의 지진취약도 평가를 수행하는 대표적인 방법으로 미국 EPRI에서 개발되었으며 우리나라의 SPSA에서 일반적으로 사용되고 있는 안전계

수법⁽³⁶⁻⁴⁰⁾이 있으며 안전계수법을 보다 확장한 JAERI 방법⁽⁴¹⁾과 보다 정확한 결과를 산출할 수 있으나 매우 복잡한 SSMRP 방법⁽²⁹⁾이 있다. 그 외에 EPRI에서 개발한 방법으로 실무 엔지니어가 취약도 평가를 보다 손쉽게 수행할 수 있도록 개발된 보다 결정론적인 방법에 가까운 CDFM (Conservative Deterministic Margin Method) 방법⁽²⁴⁾이 있다. Table 2에 취약도 평가 방법의 장단점을 비교하여 보여주고 있다.

지진취약도 평가에서는 많은 수의 구조물이나 기기에 대하여 취약도 계산을 수행하여야하기 때문에 보다 효과적이고 신뢰성 있는 결과를 줄 수 있는 방법의 선택이 필요하다. 이러한 관점에서 지금까지 안전계수법이 가장 널리 사용되어 왔다. 본 장에서는 취약도 산정 방법 중 EPRI에서 개발된 안전계수법을 중심으로 취약도 산정 방법에 대해 간략히 소개하기로 한다⁽³⁶⁻⁴⁰⁾. 구조물 및 기기의 지진 취약도 산정은 다음과 같은 자료들을 이용하여 수행한다.

- 실제 지진경험 자료
- 취약도 또는 성능검증 실험 자료
- 상세 해석 모델
- 간략한 해석 모델
- 설계자료 및 공학적 판단

구조물 및 기기의 지진취약도 평가는 먼저 파괴모드를 정의하고 이에 대한 취약도를 평가하는 두 단계로 구분할 수 있다. 안전계수법에서는 구조물의

Table 2. Comparison of seismic fragility analysis methodology

		안전계수법		SSMRP
		EPRI	JAERI	
응답	대상부위	지표면(PGA)	설치장소	
	입력지진동	설계기준지진동		수십개의 모의지진동
	진동모델	선형진동모델(보수적)		비선형모델(현실적)
	해석	선형해석		비선형해석
	응답의 보수성 고려	응답계수로 고려		입력지진동, 진동모델, 해석방법을 복합적으로 이용
	응답의 비선형성 고려	내력에서 비탄성 에너지흡수계수	응답의 비선형성을 고려한 계수	비선형해석을 전제(불필요)
내력	비탄성 에너지 흡수계수의 유무	유	무	
손상확률	정도	저	중	고
	평가 난이도	간편		매우복잡
기타	사고수목과의 관계	직접입력 불가	직접입력 가	

설계나 응답계산에서 고려된 각종 변수를 크게 성능계수와 응답계수로 구분하고 이와 관련된 각종 변수에 대해 중앙값 성능이나 응답과의 비로 나타나는 안전계수(Factor of Safety)라고 불리는 일련의 랜덤 변수로 분리하고 이를 이용하여 취약도를 평가하게 된다. 산정된 안전계수와 설계 시의 SSE 수준 A_{SSE} 로부터 개별 구조물이나 기기의 중앙값 내진성능 A_m 은 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$A_m(\text{Median seismic capacity}) = F \cdot A_{SSE} \quad (1)$$

구조물의 취약도 평가에 필요한 안전계수 F 는 다음과 같이 성능 및 응답관련 랜덤변수로 나누어 다음의 식으로 나타낼 수 있다. 낼 수 있다.

$$F = F_S F_\mu F_{RS} \quad (2)$$

여기서 강도계수 F_S 는 극한강도와 A_{SSE} 작용에 따라 산정된 응력과의 비를 나타낸다. 또한 F_μ 는 구조물의 항복 후 비선형 거동에 의해 구조물의 응답을 감소시키는 효과를 고려하기 위한 비탄성에너지 흡수계수를 나타낸다. 구조물의 응답계수인 F_{RS} 는 구조물의 응답에 영향을 미치는 각종 랜덤변수들에 대한 계수의 곱으로 나타낼 수 있으며 이를 식으로 표현하면 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$F_{RS} = F_{SA} F_\delta F_M F_{MC} F_{EC} F_{HD} F_{SS} \quad (3)$$

여기서 F_{SA} : 스펙트럼 형상 계수

F_δ : 감쇠계수

F_M : 모델링계수

F_{MC} : 모드응답 조합 계수

F_{EC} : 지진성분 조합계수

F_{HD} : 수평지진 방향 계수

F_{SS} : 지반-구조물 상호작용 계수

이 외에 구조물의 응답에 관련된 보수성은 설계 시에 여러 가지 단계에서 포함될 수 있다. 따라서 설계 단계에서 포함될 수 있는 모든 여유도를 상기의 식에 추가하여 산정할 수 있다.

각각의 성능 및 응답관련 랜덤변수들의 불확실성 및 랜덤성에 대한 대수표준편차를 SRSS (Square Root Sum of Squares)하여 불확실성 및 랜덤성에 대

한 대수표준편차를 다음과 같이 구한다.

$$\beta_R = \left[\sum (\beta_{R_i})^2 \right]^{1/2} \quad (4)$$

$$\beta_U = \left[\sum (\beta_{U_i})^2 \right]^{1/2} \quad (5)$$

취약도곡선은 신뢰도 P_{conf} 마다 중앙값 내진성능 및 대수표준편차를 이용하여 다음의 식으로 평가하며 일반적으로 95%, 50%, 5% 및 평균취약도곡선으로 구성되는 일련의 취약도곡선으로 나타낸다.

$$f(a) = \Phi \left[\frac{\ln(a/A_m) + X\beta_U}{\beta_R} \right] \quad (6)$$

여기서 $X = \Phi^{-1}(P_{conf})$

$\Phi(\cdot)$: 표준정규확률분포함수

또한 평균취약도곡선은 취약도가속도의 중앙값 및 대수표준편차를 이용하여 다음의 식으로 평가한다.

$$f_C(a) = \Phi \left[\frac{\ln(a/A_m)}{\sqrt{\beta_R^2 + \beta_U^2}} \right] \quad (7)$$

지상에 설치된 기기의 경우 구조물과 동일한 방법으로 취약도 곡선을 산정하며 구조물 내부에 설치된 기기의 취약도는 대상 기기의 내진검증 방법에 따라 취약도를 산정하며 그 방법은 구조물의 경우와 유사하나 구조물의 응답 계수 중 일부가 기기의 응답 평가에 사용된다는 점이 다르다. 구조물 및 기기의 취약도 평가에 사용되는 안전계수의 종류는 Table 3과 같다.⁽³⁸⁾

식 (6)으로부터 작성한 일련의 취약도곡선의 예를 Fig. 5에서 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 지진취약도곡선은 5%, 50%, 95% 및 평균신뢰도에 대해 작성하며 지진리스크의 정량화에는 평균취약도곡선이 사용되고 나머지는 민감도 분석 등에 사용되며 구조물 및 기기의 내진성능을 나타내는 지표로 활용되고 있는 HCLPF를 산정하는 데 활용된다. HCLPF는 95% 신뢰도곡선에서 5%의 손상확률로 정의할 수 있으며 다음의 식으로부터 구할 수 있다.

$$HCLPF = A_m \exp\{-1.65(\beta_R + \beta_U)\} \quad (8)$$

Table 3. Basic fragility analysis variables for structures and equipments

Structure	Capacity	Strength (Yield or Ultimate) Inelastic Energy Absorption
	Response	Ground Response Spectra Foundation-Structure Interaction (Including Soil-Structure Interaction, Deconvolution & Incoherence) Damping Frequency Mode Shape Torsional Coupling Mode Combination Time History Simulation Earthquake Component Combination
Equipment (Qualified by Analysis)	Equipment Capacity	Strength (Yield or Ultimate) or Test Capacity Inelastic Energy Absorption
	Building Structure Response	(See above)
	Equipment Response	Qualification Method Damping Frequency Mode Shape Mode Combination Earthquake Component Combination
Equipment (Qualified by Testing)	Test Capacity	
	Building Structure Response	(See above)
	Equipment Factors	Response Clipping Capacity Increase and Demand Reduction Cabinet Amplification Multi-Axis to Single-Axis Conservatism Broad Frequency Input Spectrum Device Capacity

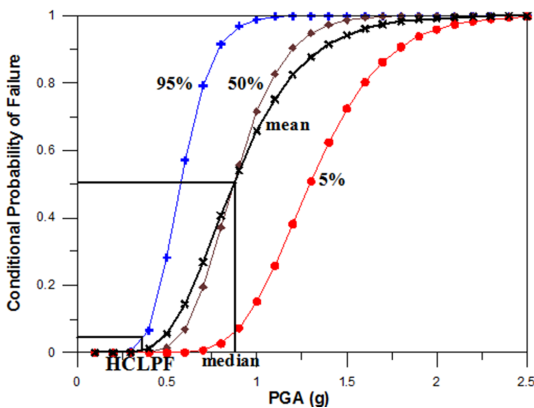


Fig. 5. Example fragility curves and HCLPF value

HCLPF는 구조물 및 기기의 내진성능을 대표하는 지표로서 사용되고 있으며 최근 국내 원전 중 0.2g로 내진설계가 되어 있는 원전의 내진성능을 0.3g 이상으로 확보하겠다는 의미가 발전소 수준에서의 HCLPF를 0.3g 이상으로 확보하겠다는 의미이다.

또한 HCLPF는 신규 원전의 지진안전성 확보를 위한 지표로 사용되고 있으며 그 예로 미국 NRC에서는 신규원전의 경우 발전소 수준에서의 HCLPF가 설계지진 SSE의 1.67배 이상이 되도록 요구하고 있다.⁽⁴²⁾

3.2.4 사고추이 분석 및 지진리스크의 정량화

사고추이분석 및 지진리스크의 정량화는 설계지진을 초과하는 대규모 지진이 발생하였을 때 지진으로 인해 구조물 및 기기에 손상이 발생하여 원전에 막대한 손상을 발생시킬 수 있는, 즉 노심손상이 발생할 수 있는 시나리오를 분석하고 각각의 시나리오에 대한 지진리스크를 사건수목 (ET : Event Tree)과 고장수목 (FT : Fault Tree)을 활용하여 정량적으로 산출하는 절차를 의미한다. 이 과정은 다음의 5개 항목들이 포함되어 있다.

- 기인사상의 설정
- 사고추이의 모델링

- 계통 모델링
- 사고추이 정량화
- 격납용기 기능상실 시나리오 분석

사고추이 분석에서는 먼저 앞에서 수집, 분석한 사고추이 분석 관련 정보와 명확화 한 사고시나리오 및 기인사상의 분석결과, 구조물 및 기기 리스트를 이용하여 노심손상 사고 유발 기인사상을 설정한다. 그 다음 기인사상 마다에 노심손상 방지에 필요한 안전기능 확보용 구조물 및 기기의 성공기준을 고려하여 사고추이 모델링을 통하여 사건수목을 작성한다. 또한 사건수목 내의 완화계통을 대상으로 하여 계통모델링을 수행하고 고장수목을 작성한다. 그리고 이들 사건수목 및 사고수목, 구조물 및 기기의 취약도 평가결과, 지진재해도 분석 결과를 이용하여 사고추이를 정량적으로 평가하고 노심손상빈도/확률을 구한다.

노심손상빈도 CDF는 지진재해도로부터 구한 년 초과확률 $h(a)$ 와 지진동 강도 a 에 대한 사고추이의 조건부 노심손상확률 $Q(a)$ 로부터 다음의 식으로 각각의 사고추이에 대해 구할 수 있다.

$$CDF = \int_{a_{\min}}^{a_{\max}} h(a) \cdot Q(a) da \quad (9)$$

4. 원전의 지진안전성 확보를 위한 이슈와 과제

원전의 지진안전성평가에 요구되는 지진재해도곡선, 취약도 평가용 입력 응답스펙트럼, 구조물 및 기기의 한계상태 등에 대한 신뢰성 있는 데이터가 원전의 지진안전성 평가 결과에 대한 신뢰성을 좌우한다. 3.11 동일본 대지진 및 9.12 경주지진 이후 국내외 적으로 원전의 지진안전성을 확보하기 위한 노력을 기울여 왔으며 대부분 이들 지진안전성 확보를 위한 다양한 조치는 지진재해도 평가결과 및 취약도 평가 결과 등에 그 바탕을 두고 있다. 따라서 이러한 결과가 부정확할 경우 이들 조치들을 오도할 수 있는 가능성이 매우 크므로 보다 신뢰성 있는 평가가 요구된다. 본 장에서는 지진안전성 평가와 관련된 문제점 및 개선방안 등에 대해 고찰하고자 한다.

4.1 지진재해도

국내에서는 지난 2016년 발생한 경주 지진 이전에는 중규모 이상의 지진이 관측된 예는 없었다. 우리나라 원전부지에 대한 확률론적 지진재해도 분석은

국내 원전의 SPSA를 위해 수행되어 왔으며 최근에는 월성 1호기의 계속운전을 위해 월성원전 부지에 대해 재평가를 수행한 바 있으며⁽³⁴⁾ 최근 경주지진을 고려하여 월성원전 부지에 대해 확률론적 지진재해도를 다시금 평가하고 있는 실정이다.

지금까지의 국내의 확률론적 지진재해도 분석은 강진기록이 전무함에 따라 역사지진기록에 많은 부분 의존하여 왔으며 이로 인해 지진재해도에서의 불확실성이 매우 큰 것으로 인식되어 왔다. 이에 따라 지진재해도의 불확실성을 저감하기 위한 다양한 노력이 경주되어 왔다.⁽⁴³⁻⁴⁵⁾

미국을 비롯한 일본, 유럽 등지에서도 지진재해도 평가의 불확실성을 저감하기 위한 다양한 연구가 수행되고 있다. 특히 미국에서는 지진전문가들의 활용방안과 재해도 평가에서의 불확실성을 저감하기 위한 방안으로 SSHAC (Senior Seismic Hazard Analysis Committee)가 제시한 방안을 적극 활용하고 있다.⁽⁴⁶⁾ 여기에서는 확률론적 지진재해도 분석의 신뢰도를 위해 SSHAC Level을 1~4 단계로 구분하여 제시하고 있으며 강진구역에서는 최소 SSHAC Level 3~4를 적용하도록 권고하고 있다.⁽³¹⁾ 한편 일본에서는 원전부지에 대한 설계지진 평가에서 기본적으로 결정론적인 방법을 사용하고 있으며 SPSA를 위한 재해도 평가에서 확률론적 방법을 적용하고 있다. 최근 일본에서는 확률론적 재해도 평가의 불확실성을 저감하기 위한 방안으로 SSHAC Level 3를 적용하기 위한 연구와 더불어 시범적용을 시도하고 있다.⁽⁴⁷⁾

또한 미국에서는 지진이 진앙에서 부지로 전파되는 과정에서 발생하는 지반운동의 감쇄특성을 예측할 수 있는 GMPE (Ground Motion Prediction Equation) 개발을 위한 연구를 미국 서부 및 동부지역으로 나누어 10년 이상을 지속적으로 수행하여 왔다.^(48,49) GMPE는 부지에서의 최대지반가속도를 예측하거나 UHS 등을 작성하는데 필수적인 사항으로 보다 정확한 GMPE를 개발하는데 많은 노력을 기울이고 있다.

국내에서 지진재해도에 대한 연구는 강진자료가 부족하다는 인식하에 매우 미미하게 진행되어 왔다. 그러나 경주지진 이후 경주지진 유발 단층의 확인 및 조사, 경주지진 관측자료에 의한 국내의 지진동 특성 분석, 지반운동 감쇄식의 개발 등 다양한 연구가 계획되고 진행됨에 따라 추후 신뢰성 있는 확률론적 지진재해도 결과의 산출이 기대되며 이에 따라

재해도 결과의 활용이 더욱 활발히 이루어 질 것으로 판단된다.

4.2 지진취약도

4.2.1 지진취약도 평가를 위한 응답스펙트럼

지진재해도 평가를 통해 지진취약도 평가에 필요한 UHS를 산정할 수 있다. 우리나라의 경우 지진재해도의 불확실성이 매우 크다는 인식에서 지진재해도 곡선은 SPSA에 사용하여 왔으나 취약도 평가에 필요한 UHS는 산정하지 않았으며 이에 따라 과거에 작성된 부지고유 메디안 스펙트럼이나 부지와 무관한 표준응답 스펙트럼 등을 사용하여 지진취약도를 평가하여 왔다. 그러나 국내 원전부지에 대한 확률론적 지진재해도 평가에 근거한 UHS를 산정한 결과⁽⁵⁰⁾ 국내 원전의 내진설계에 사용한 표준응답 스펙트럼과 진동수 성분에서 매우 큰 차이를 보여주고 있다. Fig. 6에 국내에서 사용되고 있는 다양한 지반가속도 응답스펙트럼의 형상을 비교하여 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 지반운동을 동일한 PGA에 대해 정의한다 하더라도 진동수 성분에서 매우 큰 차이를 나타낼 수 있으며 이로 인해 구조물이나 기기의 지진응답에 매우 큰 영향을 미치게 된다.

국내 원전부지에 대한 UHS 평가 결과에서는 국내 원전의 설계 시 사용한 표준응답 스펙트럼에 비해 고진동수 성분에서 매우 큰 증폭특성을 보여주었으며 이러한 고진동수 성분이 우세한 지진동 특성은 경주지진의 관측자료에서 보여준 지진동 특성의 특성과 매우 유사한 것으로 나타났다.⁽⁵¹⁾ 이러한 특징은 미국 중동부 지역에서도 유사하게 나타났으며 고진동수 지진동에 의한 영향을 해결하기 위한 연구가 미국에서는 다양하게 진행되었다.^(52,53)

지진동의 성분에 따라 구조물이나 기기의 지진응답에 큰 차이가 발생함에 따라 지진취약도에서도 많은 차이를 가져오게 된다.⁽⁵⁴⁾ 따라서 합리적인 지반응답 스펙트럼을 지진취약도 평가에 사용하는 것은 지진안전성 평가의 신뢰성을 확보하는데 매우 중요한 사항이라고 할 수 있다. 최근 들어 국내에서도 경주지진 이후 경주지진에서 관측된 지진동의 분석을 통해 고진동수 성분이 우세한 지진동의 특성에 대한 지진안전성 확보를 위한 다양한 연구를 준비하고 있는 실정이다. 원전의 지진안전성 평가의 신뢰를 높이기 위해서는 이와 같이 지진동의 특성이나 부지에서의 지반응답을 합리적으로 고려하여 평가하는 것이 바람직하다.

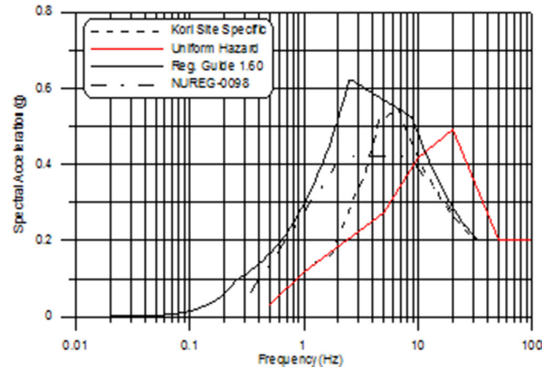


Fig. 6 Various ground response spectra for the design and safety evaluation of nuclear power plants

4.2.2 취약도 자료의 확보

구조물이나 기기의 지진취약도에서는 한계상태를 정확히 파악하는 것이 손상확률을 평가하는데 있어 매우 중요하다. 그러나 구조물이나 기기의 주요 손상모드에 대한 한계상태를 정확히 파악하는 것은 용이하지 않다. 국내에서는 지진취약도 분석 시 미국이나 일본 등에서 수행한 실험 자료를 활용하여 취약도를 평가하거나 내진검증 자료에 의존하고 있다. 국내 원전 기기에 대한 취약도실험을 수행한 결과 내진검증 수준 이상의 지진에서도 기기의 손상이나 오작동 등이 발생하지 않았으며 큰 여유를 가지고 있음을 확인할 수 있었다.⁽⁵⁵⁾

설계지진 이상의 큰 지진에서도 기기의 지진안전성을 확보할 수 있음을 보여주기 위한 실험⁽⁵⁶⁾이 일본 원자력안전기반기구를 중심으로 PWR과 BWR 원전의 탱크, 크레인, 밸브 팬 등 주요 기기들에 대해 수행되었다. 일본에서 수행한 실험결과를 미국 원전의 SPSA에 활용하기 위한 연구를 미국 NRC를 주관으로 수행한 바 있다.⁽⁵⁷⁾

이와같이 지진취약도 평가를 위한 구조물 및 기기의 한계상태 확인을 위한 다양한 노력이 경주되고 있으며 이를 통하여 지진취약도 평가의 신뢰성을 확보할 수 있다.

4.2.3 지진응답의 상세평가

지진취약도 평가를 위한 구조물의 응답은 주로 설계응답을 사용하여 평가하고 있다. 그러나 오래된 원자력발전소의 경우 설계 당시 컴퓨터나 사용된 구조해석 프로그램 등이 지금보다 매우 열악한 상황이었으므로 매우 단순한 집중질량 모델 등을 사용하였을

가능성이 크다. 이에 따라 구조물의 거동을 적절히 나타내지 못하는 경우가 발생하므로 설계 응답 평가에서 사용된 모델에 대한 상세한 검토가 필요하며 필요에 따라서는 새로운 모델의 작성을 통한 재해석이 요구된다. 최근에는 미국이나 일본 등을 중심으로 주요 구조물이나 기기의 취약도 평가 시 3차원 유한요소모델의 사용이나 비선형 지진해석 등을 통해 취약도 평가의 신뢰성을 높이기 위한 노력을 기울이고 있다.⁽⁵⁸⁾

또한 지진 PSA를 위한 입력지진이 기존의 설계지진과 그 진동수 성분에서 큰 차이를 보여준다면 기존 설계응답에서 산출된 층응답스펙트럼을 사용할 경우 스케일링하여 기기의 취약도를 평가하는 것은 바람직하지 않으며 새로운 해석을 수행하여 층응답을 산출하는 것이 바람직하다.^(20,24)

이와 같이 해석모델이나 방법 등이 개선되고 효율적인 계산이 가능해짐에 따라 필요에 따라서는 보다 구조물의 거동을 상세하고 정확하게 평가할 수 있는 방법을 사용하는 것이 바람직하다.

4.3 지진리스크의 정량화

지진에 의한 원전의 안전성을 평가함에 있어 정량적 결과를 보여주는 것이 CDF와 같은 리스크를 산출하는 것이다. 이를 위해서는 발전소에 영향을 미칠 수 있는 사고 시나리오를 상세하게 분석하고 도출하여야 한다. 또한 지진의 크기에 따른 영향, 각종 입력자료의 불확실성에 의한 영향 등을 평가함으로써 정량화 결과를 효과적으로 활용할 수 있도록 하여야 하겠다.

이러한 리스크의 정량화 결과 및 기기별 리스크 기여도 등의 자료는 지진 시 발전소의 장단기 대응이나 평상시 유지관리 관점에서 우선순위를 정하는 등 발전소의 지진안전성 확보를 위한 여러 가지 활동에 매우 유용하게 활용할 수 있다.

5. 요약 및 결론

동일본 대지진으로 인한 후쿠시마 사고와 최근 발생한 경주지진으로 인해 국내 원전의 지진안전성에 대한 우려가 매우 크게 증폭되고 있는 실정이다. 특히 설계기준을 초과하는 지진에 대해서도 원전의 지진안전성을 확보하기 위한 요구가 증가하고 있으며 이를 위한 많은 노력을 기울이고 있는 실정이다.

세계적으로 설계지진을 초과하는 지진이 다수 발생하였음에도 불구하고 지진으로 인해 원전의 안전성에 영향을 미친 경우는 거의 없었으며 오히려 설계초과지진에 대해 안전관련 구조물 및 기기는 충분한 안전성을 확보하고 있음을 보여주었다. 그러나 설계초과지진이 발생할 가능성은 상시 존재하며 이에 대해 보다 효율적이고 신뢰성 있게 대비하는 것이 반드시 필요하다.

본 논문에서는 설계초과 지진에 대한 원전의 지진안전성을 확보하기 위해 사용되고 있는 지진안전성 평가법에 대해 간략히 기술하고 이를 위해 필요한 다양한 기술적 자료나 기준 등을 제시함으로써 추후 관련분야의 업무를 수행하고자 하는 기술자 또는 관련분야의 연구를 수행하고자 하는 연구자에 많은 정보를 제공하고자 하였다. 또한 보다 효과적이고 신뢰성 있는 지진 PSA의 수행을 위해 앞으로 개선하고 개발하여야 할 분야들을 제시함으로써 앞으로의 발전방향을 제시하고 한다.

후 기

이 논문은 2017년도 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력기술개발사업, No. 2017M2A8A4014828)

참고문헌

- (1) USNRC, 1997, "Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants," *Reg. Guide 1.60*.
- (2) USNRC, 1997, "Identification and Characterization of Seismic Sources and Determination of Safe Shutdown Earthquake Ground Motion," *Reg. Guide 1.165*.
- (3) Mc Guire, R. K., Silva, W. J. and Costantino, C. J., 2001, "Technical Basis for Revision of Regulatory Guidance on Design Ground Motions: Hazard- and Risk-Consistent Ground Motion Spectra Guidelines," *NUREG/CR-6728*.
- (4) Robert P. Kennedy, 1999, "Risk Based Seismic Design Criteria," *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 192, pp. 117~135.
- (5) Mc Guire, R. K., Silva, W. J. and Kenneally, R., 1999, "Hazard- and Risk-Consistent Spectra," *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 192, pp. 137~145.
- (6) Mc Guire, R. K., Silva, W. J. and Kenneally, R.,

- 2001, "New Seismic Design Spectra for Nuclear Power Plants," *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 203, pp. 249~257.
- (7) ASCE, 2005, "Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities," *ASCE/SEI 43-05*.
- (8) Braverman, J. I., Xu, J., Ellingwood, B. R., Costantino, C. J., Morante, R.J. and Hofmayer, C. H., 2007, "Evaluation of the Seismic Design Criteria in ASCE/SEI Standard 43-05 for Application to Nuclear Power Plants," *NUREG/CR-6926*.
- (9) Kennedy, R. P., 2011, "Performance-goal Based (Risk Informed) Approach for Establishing the SSE Site Specific Response Spectrum for Future Nuclear Power Plants," *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 241, pp. 648~656.
- (10) US NRC, 2007, "A Performance-Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion," *Reg. Guide 1.165*.
- (11) Chang T. Y. and Anderson, N. R., 1987, "Regulatory Analysis for Resolution of Unresolved Safety Issue A-46, Seismic Qualification of Equipment in Operating Plants," *NUREG-1211*.
- (12) Chang T.Y., 1987, "Seismic Qualification of Equipment in Operating Nuclear Power Plants," *NUREG-1030*.
- (13) IEEE, 1975, "IEEE Recommended Practice for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations," *IEEE Std. 344-1975*.
- (14) SQUG, 1988, Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment, Seismic Qualification Utility Group.
- (15) USNRC, "Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities -10 CFR 50.54(f)," *Generic Letter 88-20*.
- (16) Hardy, G. S. and Tong, W. H., "IPEEE Seismic Insights," *EPRI TR-112932*.
- (17) European Commission, 2012, Technical Summary on the Implementation of Comprehensive Risk and Safety Assessments of Nuclear Power Plants in the European Union.
- (18) USNRC, 2012, "Proposed Orders and Requests for Information in Response to Lesson Learned from Japan's March 11, 2011, Great Tohoku Earthquake and Tsunami," *SECY-12-0025*.
- (19) Starck, R. and Schlaseman, C., 2012, "Seismic Walkdown Guidance for Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.3: Seismic," *EPRI 1025286*.
- (20) Hardy, G., Merz, K., Kennedy, R., Bhargava, D., Keithline, K., McGuire, R., Silva, W. and Darragh, R., 2012, "Seismic Evaluation Guidance : Screening, Prioritization and Implementation Detail (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1 : Seismic," *EPRI 1025287*.
- (21) Jose Pires, 2017, Current and Potential Seismic Research Activities at the US NRC, *OECD/NEA WGLAGE Meeting 2017*, Paris.
- (22) Budnitz, R. J., Amico, P. J., Cornell, C. A., Hall, W. J., Kennedy, R. P., Reed, J. W. and Shinozuka, M., 1985, "An Approach to the Quantification of Seismic Margins in Nuclear Power Plants," *NUREG/CR-4334*.
- (23) Prassinis, P.G., Ravindra, M. K. and Savy, J. B., 1986, "Recommendations to the Nuclear Regulatory Commission on Trial Guidelines for Seismic Margin Reviews of Nuclear Power Plants," *NUREG/CR-4482*.
- (24) Reed, J. W., Kennedy, R. P., Buttemer, D. R., Idriss, I. M., Moore, D. P., Barr, T., Wooten, K. D. and Smith, J. E., 1991, "A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1)," *EPRI NP-6041-SL*.
- (25) USNRC, 2012, "Enhancements to the NRC Method for Seismic Margins Assessments for Response to the March 2012 Request for Information," *JLD-ISG-2012-04*.
- (26) USNRC, 2011, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis," *Reg. Guide 1.174*.
- (27) USNRC, 1975, Reactor Safety Study, WASH-1400, *NUREG-73/041*.
- (28) Cornell, C. A. and Newmark, N. M., 1978, "On the Seismic Reliability of Nuclear Power Plants," *Proc. of Conference on Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety*, Vol. 3.
- (29) Smith, P. D., Dong, R. G., Bernreuter, D. L., Bohn, M. P., Chuang, T. Y., Cummings, G. E., Johnson, J. J., Mensing, R. W. and Wells, J. E., "1981, Seismic Safety Margin Research Program, Phase I Final Report," *NUREG/CR-2015*.
- (30) ANS, 2007, "External Events PRA Methodology - an American National Standard, External Events PRA Methodology - an American National Standard," *ANSI/ANS-58.21*.
- (31) ASME, 2009, "Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for

- Nuclear Power Plant Application,” *ASME/ANS RA-Sa-2009*.
- (32) AESJ, 2015, “Implementation Criteria for Probabilistic Risk Assessment Which Was Caused by Earthquake to the Nuclear Power Plant,” *ASEJ-SC-P006*.
- (33) Wakefield, W., Ravindra, M., Merz, K. and Hardy, G., 2003, “Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide,” *EPRI 1002989*.
- (34) KHNP, 2013, Stress Test Report for Wolsung Nuclear Power Plant Unit 1 : Final Report.
- (35) Newmark, N. M. and Hall, W. J., 1978, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants,” *NUREG/CR-0098*.
- (36) Kennedy, R. P., Cornell, C. A., Campbell, R. D., Kaplan, S. and Perla, H. F., 1980, “Probabilistic Seismic Safety Study of an Existing Nuclear Power Plant,” *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 59, pp.315-338.
- (37) Kennedy, R.P. and Rvindra, M. K., 1984, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies,” *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 79, pp.47-68.
- (38) mReed, J. W. and Kennedy, R. P., 1994, “Methodology for Developing Seismic Fragilities,” *EPRI TR-103959*.
- (39) Campell, R., Hardy, G. and Merz, K., 2002, “Seismic Fragility Application Guide,” *EPRI 1002988*.
- (40) Kennedy, R., G. Hardy, and K. Merz, 2009, “Seismic Fragility Application Guide Update,” *EPRI 1019200*.
- (41) K. Ebisawa, K., 1996, “Methodology for Estimating Realistic Response of Buildings and Components under Earthquake Motion and Its Application,” *JAERI-Research 96-059*.
- (42) USNRC, 2010, “Intrim Staff Guidance on Implementation of a Probabilistic Risk-Based Seismic Margin Analysis for New Reactor,” *DC/COL-ISG-020*.
- (43) Choi, I. K. and Seo, J. M., 2002, “Estimation of Historical Earthquake Intensities and Intensity-PGA Relationship for Wooden House Damage,” *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 212, pp.165-182.
- (44) Seo, J. M., Noh, M. H., Chang, C. J. and Yun, K. H., 2009, “Status of the PSHA in Korea for Nuclear Power Plant Sites,” *Nucl. Eng. & Tech.*, Vol 41, No. 10, pp.1255-1262.
- (45) Seo, J. M., Choi, I. K. and Rhee, H. M., 2010, “A Study of the Historical Earthquake Catalog abd Gutenberg-Richter Parameter Values of the Korean Peninsula,” *Nucl. Eng. & Tech.*, Vol. 42, No. 1, pp.55-64.
- (46) Budnitz, R. J., Apostolakis, G., Boore, D. M., Cluff, L. S., Coopersmith, K. J., Cornell, C. A. and Morris, P. A., 1997, “Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis : Guidance on Uncertainty and Use of Experts,” *NUREG/CR-6372*.
- (47) Toshiaki Sakai, 2016, “Survey Report on Enhancement of Probabilistic Seismic Hazard Assessment – Application of SSHAC Guidance,” *Report No. O15008*, Nuclear Risk Research Center, Japan.
- (48) Norman A. Abrahamson, Silva, W. J. and Ronnie Kamai, 2013, “Update of the AS08 Ground-Motion Prediction Equations Based on the NGA-West2 Data Set,” *PEER Report No. 2013/04*, Pacific Earthquake Engineering Research Center.
- (49) Christine A. Goulet, Yousef Bozorgnia, Nicolas Kuehn, Linda Al Atik, Robert R. Youngs, Robert W. Graves, and Gail M Atkins, 2017, “NGA-East Ground-Motion Models for the U. S. Geological Survey National Seismic Hazard Maps,” *PEER Report Np. 2017/03*, Pacific Earthquake Engineering Research Center.
- (50) Choi, I. K., Masato Nakajima, Choun, Y. S. and Yasuki Ohtori, 2009, “Development of the Site-Specific Uniform Hazard Spectra for Korean Nuclear Power Plant Sites,” *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 239, pp.790-799.
- (51) Choi, I. K., Kim, J. H., Park, J. H., Kim, M. K. and Jeon, J. H., 2017, “Seismic Fragility Reevaluation of SSCs in NPP with Site-specific Response Spectrum,” *Trans. of KNS Spring Meeting*, Jeju, Korea.
- (52) Merz, K., 2012, High Frequency Program: Phase 1 Seismic Test Summary, *EPRI 3002000706*.
- (53) Merz, K., Hardy, G., Grant, F., Keldrauk, E., McGuire, R., True, D. and Zee, K., 2015, “High Frequency Program: Application Guidance for Functional Confirmation and Fragility Evaluation,” *EPRI 3002004369*.
- (54) Choi, I. K., Seo, J. M., Choun, Y. S. and Lee, J. L., 2003, “Evaluation of Response Spectrum Shape Effect on Seismic Fragility of NPP Component,” *J. of Earthquake Eng. Soc. of Korea*, Vol. 7, No. 4, pp.23-30.
- (55) Kim, M. K., Choi, I. K. and Seo, J. M., 2012, “A Shaking Table Test for an Evaluation of Seismic Behavior of 480 V MCC,” *Nucl. Eng. & Design*, Vol. 243, pp.341-355.
- (56) JNES, 2005, “Selection of Equipment for Fragility Test (PWR),” *JNES/SAE05-036*. (in Japanese).

- (57) Kennedy, R., Nie, J. and Hofmayer, C., 2011, "Evaluation of JNES Equipment Fragility Tests for Use in Seismic Probabilistic Risk Assessments for U.S. Nuclear Power Plants," *NUREG/CR-7040*.
- (58) Akira Yamaguchi, 2014, "Revision of the AESJ Standard for Seismic Probabilistic Risk Assessment," *Meeting on Information Exchange on Selected Topics in Seismic Safety*, Tokyo, Japan.