

< 연구논문 >

원전 구조물의 내진성능 평가 방법론 고찰

안호준*·김유석†·공정식*·최영진*·최세운**·이민석***

Seismic Performance Evaluation Methodology for Nuclear Power Plants

Hojune Ann*, Yousok Kim†, Jung Sik Kong*, Youngjin Choi*, Se Woon Choi** and Min Seok Lee***

(Received 31 October 2018, Revised 10 November 2018, Accepted 14 November 2018)

ABSTRACT

Since 2000, the frequency of earthquakes beyond the 5.0 magnitude quake has been increasing in the Korean peninsula. For instance, the 5.0-magnitude earthquake in Baekryong-do in 2003 has occurred, and recent earthquake with Gyeongju(2016) and Pohang(2017) measured respectively magnitude of 5.2 and 5.8 on the Richter scale. As results, the public concern and anxiety about earthquakes are increasing, and therefore it is necessarily required for social infrastructure to reinforce seismic design and energy production facilities directly related to the national economy and security. This study represents the analysis of seismic performance evaluation methodology such as Seismic Margin Assessment (SMA), Seismic Probabilistic Risk Assessment (SPRA), High Confidence Low Probability Failure (HCLPF) in nuclear power plants in order to develop optimal seismic performance improvement. Current methodologies to evaluate nuclear power plants are also addressed. Through review of the nuclear structure evaluation past and current trend, it contributes to be the basis for the improvement of evaluation techniques on the next generation of nuclear power plants.

Key Words : Seismic Margin Assessment(SMA), Seismic Probabilistic Risk Assessment(SPRA), High Confidence Low Probability Failure(HCLPF), Nuclear power plants

1. 서 론

2003년 규모 5.0의 백령도 해역 지진을 비롯하여 2016년 규모 5.8의 경주 지진과 2017년 규모 5.2의 포항지진까지 2000년대 이후에 규모 5.0이상 지진의 빈도가 증가하고 있다. 과거 한반도의 지질학적 위치 특성 및 지진 기록을 분석에 따르면, 강진이 빈번하게 발생하는 일본이나 미국에 비해 상대적으로 지진에 대한 안전구역으로 인식되어 왔으나 최근에는 일부 학자들의 경우 한반도에도 규모 7.0이상의 지진

발생 가능성을 제시하고 있는 상황이다. 이러한 상황 변동에 따라 지진에 대한 국민적 관심과 불안감이 증가하고 있는 실정이며 국가 경제와 안보에 직접적으로 영향을 미치는 사회간접시설 및 에너지 생산설비에 대한 내진설계 및 내진 보강의 필요성이 급격히 증가하고 있다¹⁾.

이러한 지진에 대해서 국내에서도 원전의 지진 안전성을 확보하기 위해 많은 노력을 기울여 왔다. 1990년대부터 대부분의 가동 원전에 대해 확률론적 지진 위험도 평가(Seismic Probabilistic Risk Assessment, SPRA)를 수행해 왔으며 일부 원전에 대해서는 지진 여유도 평가(Seismic Margin Assessment, SMA)를 수행하였다. 과거의 SPRA 방법론 자체에 대한 연구는 구체적으로 확립되지 않았으며 많은 부분을 오래된 외국의 기술에 의존하고 있는 실정이다. 기존 기술의

† 책임저자, 홍익대학교 건축공학부

E-mail : yskim1220@hongik.ac.kr

TEL : (044)860-2124 FAX : (044)860-2124

* 고려대학교 건축사회환경공학부

** 대구카톨릭대학교 건축공학과

*** 대한전기협회

적용은 일정 수준에 와 있다고 볼 수 있으나 현실적 성능 및 응답에 기반을 둔 지진 리스크 평가 기술은 전무한 실정이다. 또한, 지금까지 수행되어온 SMA 및 SPRA 에서는 설계 자료 등을 이용하여 지진에 대한 안전성을 평가하여 왔으나 관련자료 및 지식의 부족 등으로 인해 불확실성이 크기 때문에 신뢰성 있는 결과를 도출하는데 어려움이 있다. 그러나, 최근 국내 원자력발전소에 대한 중대사고 후속조치 이행계획에 따라 수행되었던 가동 원전과 건설 원전의 SPRA 수행이 법제화되었다. 2014년, 가동 원전의 경우 주기적 안전성평가(Periodic Safety Review, PSR)의 추가 평가 인자로 SPRA 를 수행하도록 관련법이 개정되었으며 2016년 중대사고를 포함하는 사고관리계획서에 리스크 관리능력과 안전목표를 만족시킨 SPRA 를 제출하도록 원자력안전법 시행규칙 하위법령이 개정되었다. 후쿠시마 사고와 같은 중대사고시 관리계획을 제출하도록 한 원자력 안전법 개정 내용에는 사고시 원자력발전소의 종합적인 사고대응 및 리스크 관리능력을 확인하기 위한 도구의 일부로 확률론적 안전성평가 결과와 관련 안전목표가 포함되어 있다. 이러한 안전목표는 기존의 노심손상 빈도(Core Damage Frequency, CDF), 조기 방출 빈도(Large Early Release Frequency, LERF)에 더하여 세슘(Cs-137) 방출에 대한 관리목표가 설정되어 있다. 한국수력원자력은 이러한 리스크 관리목표를 충족하기 위해 후쿠시마 사고 후속조치로 국내에 도입된 이동형 설비들을 포함한 설비 개선 사항에 대한 SPRA 모델 반영을 수행 중에 있으며, SPRA 범위 중 분석방법과 데이터의 기술적 불확실성이 큰 외부사건에 대한 보수적 평가 방법을 개선하기 위한 단기적 방안을 검토 중에 있다⁽¹⁻²⁾.

일본에서는 2011년 발생한 동일본 대지진에 의해 후쿠시마 원전이 큰 피해를 입은 가운데 IAEA(International Atomic Energy Agency)에서 원전의 지진 및 기타 외부 사건에 대한 안전성을 확보할 목적으로 ISSC(International Seismic Safety Center)를 설립하고 다양한 EBP(Extra Budgetary Project)를 통하여 원전의 안전성 향상을 도모하고 있다. 일본에서는 2007년 원전의 내진설계기준을 개정하고 그 일환으로 전 원전에 대한 내진 안전성 재평가를 수행 중에 있으며 개정내용 중 설계 지진 이상의 지진에 대한 잔류 리스크(residual risk)를 산정하도록 명시함에 따라 이를 평가하는 가장 유력한 방법의 하나로 SPRA

기법이 대두되고 있으며 이를 적용하기 위한 연구를 수행 중에 있다. 최근 발생한 후쿠시마 원전 사고는 잔류 리스크 평가와 같이 설계 지진 이상의 지진에 대해서도 원전의 안전성을 확보하는 것이 중요하다 는 사실을 나타내고 있다⁽²⁻⁴⁾.

미국에서는 과거 지진 SPRA 및 SMA에 관한 연구가 활발히 수행되어 왔으며 외부 사건 SPRA에 대한 기준을 2003년 제정한 후 2007년 새로운 개정안을 발표하고 SPRA 시범적용을 수행하고 있으며 추후 전 원전에 확대할 계획이다. 미국의 많은 원전이 SMA를 수행한 바 있으나 SMA 결과로는 위험도 정보 활용 기술의 적용이 불가능함에 따라 SPRA를 확대 수행할 예정이며 EPRI(Electric Power Research Institute)에서는 지진 리스크 평가 코드 개발을 계획하고 있다⁽²⁻⁵⁾.

본 논문에서는 원자력 발전소의 최적 내진성능 향상 기술 개발을 수립하기 위해서, 기존의 원전 구조물의 안전성 평가 방법론을 분석하고, 국의 기술 수준과 국내 기술 수준의 현황을 검토하였다. 특히, 원전에서 사용되는 SMA 방법론의 장단점과 SPRA 방법론을 비교 분석하여 제시하고, SPRA 방법론의 상세 기술과 현재 사용되고 있는 기법들에 대해서 기술하였다. 이를 통해서 향후 원전구조물의 내진성능 평가기법의 개선 및 최적 내진성능 상향 기법을 적용함에 있어서 기초자료로 활용하고자 한다.

2. 원자력 구조물 내진성능 평가 방법론 분석

기존 원전 안전성 평가는 플랜트 내부의 사고인 내부적 요인이 주 대상이었으나, 지진, 태풍, 해일 등의 자연 재해와 같이 외부적 요인에 의한 사고로부터 원전의 안전성에 대한 관심이 증대되고 있다. 그 중 지진은 예측 불가능하다는 발생특성을 가지고 있을 뿐만 아니라 그에 따른 위험도가 크기 때문에 원전의 지진위험도 평가 및 내진성능 평가 기술 개발에 많은 연구가 필요하다.

현재 원전의 지진 안전성을 평가하기 위해 확률론적 지진위험도 평가(SPRA)와 지진여유도 평가(SMA)가 사용되고 있다. 두 방법론의 가장 큰 차이점은 SPRA는 구조물 및 기기의 내진성능을 평가하는데 취약도 곡선 등 확률론적인 방법을 사용하는 반면, SMA는 결정론적 방법을 사용하고 있는데 있다⁽⁶⁾.

Table 1 SPRA and SMA Methodologies

	SPRA	SMA
Purpose	Estimate seismic risk	Estimate seismic capacity beyond SSE
Seismic Hazard	Important part of PRA	Excluded
Seismic Hazard Uncertainty	Has a major effect on results	Excluded from consideration
Output	Gives seismic risk, frequency of core melt Identifies lowest capacity element	Plant seismic capacity in terms of HCLPF Identifies lowest HCLPF element
Earthquake Input	Needs seismic hazard curves	Needs earthquake review level

따라서 본 절에서는 주요 설비의 지진위험도 평가 및 내진성능 평가 방법론을 분석하고자 한다. Table 1에 SPRA와 SMA의 방법론에 대해서 간략하게 비교 분석하여 나타내었다.

2.1 내진여유도 평가 (SMA) 방법론 분석

원자력 플랜트 구조물과 안전관련 시스템은 안전정지지진(Safe Shutdown Earthquake, SSE)과 운전기준지진(Operating Basis Earthquake, OBE)에 대해서 보수적으로 설계된다. 그러나 지구과학의 발달과 최근 발생한 Fukushima-Daiichi(2011), Kashiwazaki-Kariwa(2007) 등과 같이 설계하중을 초과하는 지진 경험으로 인해 기존 건설된 원자력 구조물 및 장비에 대해 설계초과지진에 대한 내진안전성능 평가 및 확보에 대한 필요성이 증가되었다⁷⁾.

결정론적 평가 방법으로는 CDFM(Conservative Deterministic Failure Margin, CDFM)을 이용한 내진여유도 평가가 있다. SPRA는 사건수 목 상의 모든 부품을 대상으로 취약도 분석을 한다. 그러나 SMA는 사고 발생 후 Hot 또는 Cold shutdown 상태에서 72시간을 유지할 수 있도록 하는데 필요한 부품들을 대상으로 하며 이 일련의 부품들을 성공경로(success path)라고 한다. 따라서 SMA는 성공경로에 포함된 기기 및 부품만을 평가 대상으로 하여 SPRA와 비교하여 경제적이라 할 수 있다. SMA는 평가지진 선정, CDFM 분석, 정량화 분석 등을 통하여 최종적으로 고신뢰도 저파손확률(High Confidence Low Probability Failure, HCLPF) 내진성능을 도출한다⁸⁻⁹⁾.

안전정지지진(SSE)이 0.12g-0.25g 정도의 지진구역에 위치한 플랜트에 대한 확률론적 지진안전성 평가 결과는 지진 위험이 SSE 수준보다 2~5배 큰 지진에 의해 발생됨을 보여주었다. 이것은 SSE 수준보다 상당히 큰 여유가 있음을 의미한다. 그러나 SPRA는

지진재해도 분석과 취약도 분석 과정에서 큰 불확실성을 가지고 있기 때문에, 보다 더 직접적이고 단순하며, 논쟁의 여지가 적은 방법이 필요하게 되었다. 이러한 배경에서 SMA가 개발되었다. SMA의 목적은 플랜트를 새롭게 설계하는 것이 아니라, 설계초과지진(Seismic Margin Earthquake, SME)이 작용하는 기존 구조물 및 장비 등의 적절한 내진 여유도를 파악하고 플랜트 전체의 내진여유도를 감소시키는 내진성능이 취약한 부분을 찾는 것에 있다⁸⁻⁹⁾.

SMA에는 EPRI(Electric Power Research Institute)가 제시한 방법과 NRC(US Nuclear Regulatory Commission)가 제시한 방법이 있다. NRC에 의한 방법은 내진여유도 평가를 요구하는 요소를 찾는데 사고수목과 고장수목을 이용하는 반면, EPRI에 의한 방법에서는 그 과정이 조금 더 단순화된다⁸⁻¹⁰⁾. 자세한 고장수목과 사고수목을 작성하는 대신에 시스템 엔지니어가 Hot 또는 Cold Shutdown 상태에서 최소 72시간을 안전하게 운영, 유지하는데 필요한 부품들을 판별한다. 이러한 일련의 부품들을 성공경로(success path)라고 한다. 성공경로는 다수 존재하지만, 내진여유도를 구하는데 용이한 성공경로를 선별하고 이 경로를 구성하는 구성요소만 SMA 과정에서 검토된다. 성공경로의 선별은 플랜트 운영자, 시스템 엔지니어, 내진 엔지니어 등 다양한 전문가들과 함께 논의하여 결정이 필요하다⁹⁾.

SMA의 개략적인 수행절차는 다음과 같다.

- Seismic Margin Earthquake(SME) 또는 Review Level Earthquake(RLE) 결정
- 평가팀의 구성
- 현장조사 준비
- 성공경로 선정을 위한 현장조사
- 내진성능 평가를 위한 현장조사
- 후속 현장조사 (필요시)

- 여유도 평가
- 보고서 작성

CDFM 방법은 내진성능을 결정론적으로 평가하는 방법으로 1% 초과확률(Non-Exceedance Probability, NEP)에 대한 내진성능을 도출하는 방법이다. 이 방법에 대한 일반적인 기준을 다음에 간단히 정리하였다.

- 주어진 SME에 대해 구조물 및 개별 기기에 설치된 부품에 대한 탄성 해석을 통해 얻은 응답(SME 요건)은 84% NEP에서 정의되어야 한다.
- 대부분의 부품에 대한 강도는 98% 초과확률로 정의하여 SME 요건이 CDFM 요구 강도를 약간 초과하더라도 보수적으로 설정된 비탄성에너지 흡수성능 (inelastic energy absorption capability) 때문에 파괴 확률은 매우 낮다. 그러나 취성이 매우 큰 파괴모드에 대한 CDFM 요구 강도에 대해서는 비탄성에너지 흡수성 능이 존재하지 않으므로 성능을 보수적으로 평가할 수 없으며, 강도 정의에 포함된 보수성을 99% 초과확률로 증가시킨다.
- 1보다 큰 요구/성능 비(Demand/Capacity ratio)와 관련된 비탄성 뒤틀림은 허용한다. 비탄성 비틀림의 허용 수준은 약 5% 파괴확률 수준에서 규정하며 비탄성 에너지 흡수 계수, 는 비탄성 비틀림의 허용수준에 대해 약 84% NEP에서 약간 보수적으로 평가한다.
- 최종적으로 다음과 같게 된다.

$$\text{Seismic Demand/Strength} \leq F_u \quad (1)$$

각 단계에는 랜덤성과 불확실성을 보상하기 위한 충분한 보수성이 포함되어 있으며, 각 단계에 포함된 보수성으로 인해 식 (2-1)을 만족하는 경우, 그 결과는 HCLPF가 된다. CDFM 평가를 이용하여 HCLPF 내진성능을 계산하기 위해서는 지진응답(seismic demand), 구조 내력(structural capacity)에 대한 평가 수행이 필요하다⁹⁾.

2.2 확률론적 지진위험도 평가(SPRA) 방법론

원전 시설의 사고와 자연재해의 발생이 많아짐에 따라 안전성에 대한 관심이 커지고 있으며, 이에 따른 다양한 연구들이 진행되고 있다. 지진, 태풍, 홍수 등에 대 비해 구조물 및 내부 기기의 안전성 평가 기술에 대한 연구가 지속적으로 수행되고 있으며, 지진 시

원전 구조물 및 기기의 구조적, 기능적 건전성을 확보하기 위한 성능평가 기술의 개발이 이루어지고 있다. 원전 구조물 및 각종 설비의 설계자료와 사용재료는 본질적으로 불확실성을 내포하고 있으며, 특히 지진하중은 그 고유의 무작위성으로 인해 구조적 응답에 확률론적인 변동성을 가지게 된다¹²⁾.

안전성 확보가 최우선 과제인 원자력발전소 분야에서는 이미 오래 전부터 원전의 확률론적 지진위험도 평가를 수행하고 있다. 원전의 SPRA 시행 초기단계에는 발전소의 안전에 직접적인 위험이 되는 요인으로 내부사건(internal event)을 주목하였다¹³⁾. 그러나, 1980년 이후부터는 각종 연구 자료와 경험 자료가 축적되면서 지진을 포함한 자연재해 또는 인공 재해와 같은 외부사건(external event)에 대한 안전을 훨씬 더 중요하다고 인식하게 되었다.

최근에는 대부분 원전의 안전성 확보 및 정량화를 위한 방법 중의 하나인 확률론적 안전성 평가 방법을 이용해 원전의 안전성을 평가하고 있으며 이를 통해, 신뢰성 있는 안전성 확보 및 유지관리, 보수, 보강에 활용하고 있다. 미국에서는 1970년대부터 여러 원전에 대한 SPRA를 수행하였으며 그 결과에 대한 NRC의 검토가 이루어졌다. 1980년대 이후 기초 방법론이 체계화되기 시작하였고, Zion 방법이라는 간편한 취약도 분석 기법이 제시되었으며, 이후 SSMRP(Seismic Safety Margins Research Program), RAS(Recirculation Actuation Signal)등의 다양한 방법들이 개발되고 활용되었다. 1991년 NRC는 Generic Letter No. 88-20¹⁴⁾에서 가동 중인 모든 원전에 대해 내진검증수행을 요구하였으며, 기기의 재해도 곡선과 취약도 곡선을 이용하여 SPRA를 수행하는 방법이 제안되었다. 또한, 성능을 정의하기 위해 대수정규를 활용한 취약도 모델을 사용하게 되었으며, 지금까지 대수정규모델이 원전의 SPRA에서 활용되고 있다.

확률론적 지진위험도 평가는 지진하중 하에서 플랜트의 모든 요소별 파손확률을 반영하여 위험도를 평가한다. SPRA는 원전의 안전성을 지진으로 인한 노심 용융 및 방사성 물질의 유출 확률인 노심손상확률(Core Damage Frequency, CDF)을 분석하는 과정이다. 구조물이 임의의 부지에 건설되는 경우, 그 구조물이 특정 기간 동안 지진에 의한 노심손상확률, 즉 지진위험도(seismic risk)는 지진에 대한 구조물 취약성(fragility)과 그러한 크기의 지진이 발생할 확률분포를 이용하여 평가한다¹⁵⁾.

SPRA의 절차는 크게 다음과 같은 3단계로 구성된다. 원전 부지의 지진 발생빈도를 최대지반가속도(Peak Ground Acceleration, PGA)의 함수로 나타낸 지진재해도(seismic hazard)를 분석하는 단계와 플랜트 내부의 기기 및 구조물의 지진취약도(seismic fragility)를 분석하는 단계, 마지막으로 지진재해도 및 지진취약도 분석 결과를 기반으로 노심손상확률을 계산하는 지진 사고추이분석 단계이다. Fig. 1은 SPRA 절차를 간략히 나타낸 것이다.

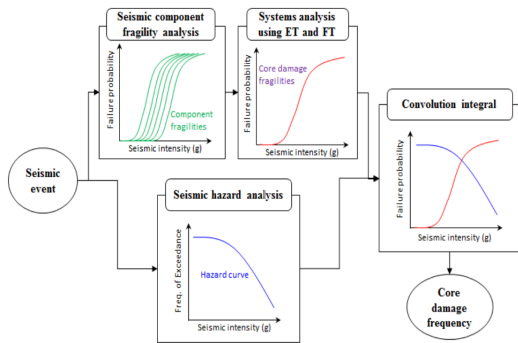


Fig. 1 SPRA Procedure⁽¹¹⁾

국내의 경우 지금까지 지진사건에 대한 위험도 평가방법으로 SPRA를 사용해 왔으며 취약도 분석에서는 Zion 방법을 주로 사용하여 왔다. 하지만, 관련 기준이나 지침의 개발이 이루어지지 않고 미국의 기준이나 지침을 차용하고 있는 상황이다. 이에 본 절에서 SPRA 방법론의 상세 분석을 수행하고 구조물 지진취약도 평가를 합리적으로 수행할 수 있도록 절차 및 기술적인 내용에 대해 상세히 기술하였다.

2.2.1 취약도 분석방법

하중과 구조물의 불확실성으로 인해 최근 확률론적 해석기술이 발전하고 있으며 이러한 불확실성을 정량적으로 반영하는 방법이 개발되어 적용되고 있다. 특히 심각한 재해를 야기할 수 있는 지진이나 태풍과 같은 하중은 상시하중과는 달리 확률론적 방법을 적용하여 적절한 결과를 도출하기 위한 노력이 계속되고 있으며 하중 혹은 지표에 대해서 시설물의 피해 정도를 확률적으로 정량화 할 수 있는 취약도 해석 방법이 매우 유용한 방법으로 사용되고 있다.

지진 취약도는 통상 지반 운동의 크기 지수 즉, 최대지반가속도, 최대지반속도, 평균재현주기 등에 따

른 손상 발생 확률을 표현한 것으로, 지진 발생의 불확실성을 충분히 고려할 수 있도록 많은 수의 지진 자료를 이용하여 지진해석을 수행한다. 주로 최대지반가속도를 중심으로 많은 연구가 이루어 졌으나, Karim에 의하여 최대지반가속도와 최대지반속도에 대한 지진취약도 분석 및 비교 연구가 수행되었으며, 평균재현주기를 지반 운동 크기 지수로 하는 지진취약도 분석이 제안된 바 있다. 또한 교량의 경우, 교각의 회전연성도, 교량받침의 변위, Park and Ang의 손상 모형 등의 다양한 손상지수를 통하여 지진취약도 분석을 하고 있다⁽⁸⁻⁹⁾.

구조물의 지진위험도는 확률론적으로 평가할 수 있는데, 이를 위해서 임의의 지역에 지진이 발생할 확률과 그러한 지진이 발생하였을 때 구조물에 손상이 발생할 확률, 즉 지진 취약도를 이용할 수 있다. 이러한 지진 취약도는 1980년대 초 원자력발전소의 확률론적 지진 안전성 평가(PSA)를 위해 개발된 것으로, 최근에는 미국, 일본 등의 강진 발생 지역을 중심으로 일반 토목 구조물에도 점차 적용되고 있는 추세이며, 국내에서도 그 분석 사례가 증가 추세에 있다⁽²⁻⁵⁾.

최근 30여 년간 많은 양의 지진취약도 함수가 개발되었다. 이들은 그 개발 목적에 따라서 특정구조물에 대한 복잡하지만 정확한 취약도함수와, 전형적인 구조물에 대한 정밀하지는 않지만 계산속도가 빠르고 이해하기 쉬운 취약도함수의 두 가지 방향으로 개발되었다. 전자는 주로 복잡한 구조해석이론을 이용하여 특정 구조물의 지진취약도함수를 개발하고 이를 응용하여 구조물을 이해하는데 사용되고, 후자는 광역에 걸쳐 퍼져있는 비슷한 구조물의 지진에 의한 피해 정도를 예측하는데 활용되고 있다⁽⁸⁻¹¹⁾. 본 장에서는 이러한 지진 취약도 분석 방법에 대해 상세하게 살펴보고 추후 확률론적 지진 안전성 평가에의 활용하고자 한다. 이러한 지진 취약도 분석 방법에는 다양한 방법이 제시되고 있으며, 원자력 발전소에서 많이 활용되는 실용화된 방법을 살펴보면 아래와 같다.

2.2.1.1 Zion 방법

Zion 방법은 미국의 Zion 원전 및 Indian Point 원전 PRA 등 많은 원전에 적용된 방법이다. 이 방법은 취약도 입력변수를 안전계수(safety factor) 혹은 비례계수(scale factor)의 형태로 표현하므로 응답계수법(response factor method)이라고도 불린다. 미국과 일

본을 비롯한 대부분의 원전 보유국가에서 지진 취약도 분석의 표준 기법으로 활용되고 있다⁹⁾. Zion 방법에서는 부품의 취약도를 주어진 침투 지반가속도에 대한 조건부 파괴 확률로 정의하고 있다. 이 방법의 주요 특징을 살펴보면 다음과 같다.

- 부품의 취약도는 성능, 연성도 및 구조응답을 나타내는 여러 계수들의 곱으로 가정한다.
- 각각의 계수는 대수정규분포로 가정한다. 안전율로 나타내는 메디안 값과 랜덤성 및 불확실성에 대한 두 대수표준편차는 주로 주관적 판단에 의해 결정한다.
- 부품 취약도 자체는 대수정규분포를 갖는다. 메디안 값은 계수들의 메디안 값의 곱으로 구하며, 대수표준편차는 계수들에 대한 값들의 SRSS(Square Root Sum of Squares)로 한다.

과정을 살펴보면, 대상 설비의 실제 지진응답의 평가는 먼저 설계 기준지진운동에 대한 설계 응답값을 구하는 것으로 시작한다. 그 다음 설계응답의 보수성의 합을 계수의 형태로 나타낸 응답계수(response factor)을 구한다. 설계응답을 안전계수로 나눈 응답가 지반운동가속도와 비례관계가 있다고 가정하면, 실제지진응답의 PDF(Probability Density Function)를 다음과 같은 식으로 나타낼 수 있다.

$$f_R(\alpha, x) = \left(\frac{1}{\sqrt{2\pi}\zeta_R}\right) \cdot \exp\left\{-\frac{\left[\ln x - \left(\ln - \frac{q_D a}{F_R a_D}\right)\right]^2}{(2\zeta_R)^2}\right\} \quad (2)$$

여기서,

- a_D : 설계지반운동의 최대가속도
- q_D : 설계지반운동에 대한 지진응답값(설계값)
- F_R : 설계응답의 보수성을 고려하는 안전계수
- \bar{F}_R : 안전계수 F_R 의 중앙값
- ζ_R : 안전계수 F_R 의 대수표준편차

Zion 기법에서는 파괴확률평가의 간편성을 손상시키지 않는다는 관점에서 응답을 선형영역에서 평가하고 응답의 비선형 효과에 대해서는 내진성능을 $f_c(x)$ 만큼 증가시켜준다.

$$f_c(X) = \left(\frac{1}{\sqrt{2\pi}\zeta_c}\right) \cdot \exp\left\{-\frac{(\ln X - \ln \bar{F}_c)^2}{(2\zeta_c)^2}\right\} \quad (3)$$

여기서,

- $f_c(X)$: 비선형 내진성능의 PDF
- \bar{F}_c : $f_c(X)$ 의 중앙값
- ζ_c : $f_c(X)$ 의 대수표준편차

구조요소의 내진성능 증가는 비탄성 에너지 흡수계수(inelastic energy absorption capacity) F_μ 를 이용하여 나타낸다. F_μ 에 의해 증가된 성능은 다음과 같다.

$$f_{c_\mu}(X) = \left(\frac{1}{\sqrt{2\pi}\zeta_{c_\mu}}\right) \cdot \exp\left\{-\frac{(\ln X - \ln \bar{F}_{c_\mu})^2}{(2\zeta_{c_\mu})^2}\right\} \quad (4)$$

여기서,

- f_{c_μ} : 비탄성 에너지 흡수계수에 의해 증가된 내진 성능의 PDF
- \bar{F}_{c_μ} : 비탄성에너지흡수계수의 중앙값
- ζ_{c_μ} : 비탄성에너지흡수계수의 대수표준편차

현재 우리나라에서 원자력발전소를 대상으로 수행한 거의 대부분의 취약도 평가는 취약도 데이터를 산정하는데 상대적으로 가장 경제적이고 일반화되어 있는 Zion방법을 사용하고 있다⁸⁻⁹⁾.

2.2.1.2 SSMRP 방법

SSMRP(Seismic Safety Margins Research Program) 방법은 미국 NRC(Nuclear Regulatory Commission)의 지원하에 LLNL (Lawrence Livermore National Laboratory)에서 개발된 방법이다. 이 방법에서는 부품의 취약도를 주어진 국부응답(모멘트, 응력, 층가속도 등)에 대한 조건부 파괴확률로 정의하고 비선형 응답을 직접 평가하고 있다⁹⁾. 이 방법의 주요 특징은 다음과 같다.

- 지진재해도 곡선을 나타내는 변수인 주어진 침투지반 가속도에 상응하는 일련의 지진 시간이력을 생성하여 사용한다.
- 시스템의 랜덤성 및 불확실성은 6개의 파라미터로 나타내고, 샘플 생성에는 Latin hypercube 기법을 사용하며 샘플을 이용해 구조계통 및 2차계통의 응답을 선형시간이력을 통해 구한다. 구해진 응답을 대수정규분포로 fitting 한다.
- 부품의 성능 및 이와 관련된 랜덤성 및 불확실성

은 주관적인 판단, 대수정규 분포 및 한정된 실험 자료를 이용하여 평가한다.

- 부품의 취약도 곡선은 응답 및 성능의 대수정규 분포를 기준으로 산정한다.

구조물 혹은 기기의 실제응답은 입력지진동을 6개 수준으로 나누어 각 수준별로 약 30 개의 인공지진파를 작성하여, 이들 입력운동과 동적모델에 대한 비선형해석으로 구한다. 그리고, 실제응답의 PDF는 다음의 식으로 계산한다.

$$f_{R,LCA}(\alpha, x) = \left(\frac{1}{\sqrt{2\pi}\zeta_R(a)X}\right) \cdot \exp\left\{-\frac{[\ln X - \ln \check{R}(a)]^2}{(2\zeta_R(a)^2)}\right\} \quad (5)$$

여기서,

$f_{R,LCA}(\alpha, x)$: 구조물 혹은 기기의 실제응답의 PDF
 $\check{R}(a)$: 임의의 최대지진가속도 a 의 함수로 표현되는 비선형응답의 중앙값

$\zeta_R(a)$: 임의의 최대지진가속도 a 의 함수로 표현되는 비선형응답의 대수표준편차

2.2.1.3 JAERI 방법

일본 원자력 연구소(Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI)에서는 1985년부터 PSA기법 개발의 일환으로 외부사건이 강진지역인 일본에 특히 중요한 점을 감안하여 지진에 대한 안전성을 평가할 수 있는 방법을 확립하고자 하였다. 이 연구의 주요 항목은 다음의 5개로 구분할 수 있다

- 대상 부지에서의 지진발생빈도 평가 (지진재해도 평가)
- 구조물 및 기기의 현실적 응답 평가
- 구조물 및 기기의 손상확률 평가
- 계통의 기능상실과 사고 추이의 발생확률 평가
- 사고 추이와 노심손상 발생빈도 평가

주요 내용은 다음과 같이 요약되며, 이는 Zion 기법의 장점이 손상되지 않는 범위에서 개량한 방법이다.

일본의 내진설계방법에 기초한 응답계수의 정량적 평가 구조물 및 기기의 내진 설계법은 이들의 설치상황이 서로 달라 설계 역시 다르게 수행된다. 따라서 대상 설비를 일본의 내진설계법에 기초하여 분류하고, 각 그룹의 응답계수를 평가하고, 응답계수의 정도 향상을 도모하였다⁽¹⁶⁾.

- 응답계수의 함수와 응답계수는 각종 요인에 기

인한 응답의 보수성을 일정한 값으로 나타내는 것으로, 이들 요인을 규정하는 특성인자의 함수로서 응답계수를 표현하여 정밀도의 향상을 도모하였다. 각종 요인 가운데 고려 대상 요인으로 불확실성이 매우 큰 “설계용 기준지진동의 작성에 관련된 요인”을 설정하고, 그것을 규모와 진양거리의 함수로 표현하였다⁽¹²⁾.

- 답계수에 의한 비선형응답을 고려한 구조물의 파괴확률평가에 있어서, 평가의 간편성을 손사시키지 않는 범위에서 응답의 비선형성을 직접 응답의 항목으로 취급하는 방법을 제안하였다.
- 실제지진응답의 특성 표현 실제지진응답의 PDF인 $f_R(a, x)$ 는 지표면에서의 PGA가 아닌 구조물이나 기기가 설치되어 있는 위치에서의 국부응답가속도의 함수 $f_{R,LCA}(a, x)$ 로 나타낸다.

$$f_{R,LCA}(\alpha, x) = \left(\frac{1}{\sqrt{2\pi}\zeta_R(a)X}\right) \cdot \exp\left\{-\frac{\left[\ln X - \ln\left(\frac{q_D a}{\check{F}_R a_D}\right)\right]^2}{(2\zeta_R^2)}\right\} \quad (6)$$

여기서,

a_D : 설계지반운동가속도

q_D : 설계지반운동에 대한 대상 설비의 지진응답

\check{F}_R : 실제지진응답의 중앙값

ζ_R : 실제지진응답의 대수표준편차

$$F_R = \frac{q_{D,LCA}}{f_{R,LCA}(a_D, x)} \quad (7)$$

응답계수 F_R 은 설계기준운동(최대가속도 a_D)에 대하여 기기가 설치되어 있는 장소에서의 설계응답과 그 장소에서의 실제응답의 비(ratio)로 다음과 같이 정의한다.

여기서,

$q_{D,LCA}$: 국부 위치에서 대상 설비의 설계응답

$f_{R,LCA}(a_D, x)$: 국부 위치에서 대상 설비의 실제응답

2.2.1.4 취약도 적용 비교분석

정확한 지진취약도 분석을 위하여 많은 연구가 수행이 되었으며 여러 가지 방법들이 제안되어 왔다. 이 방법들 중 대표적인 방법에는 Zion 방법과 SSMRP

Table 2 Seismic Fragility Analysis

		Zion Method	JAERI	SSMRP
Response	Location	Ground Level(PGA)	Actual location	Actual location
	Input Motion	Design ground motion	Design ground motion	Artificial Time histories
	Structural Model	Linear model	Linear model	Nonlinear Model (Actual model)
	Seismic Model	Linear analysis	Linear analysis	Nonlinear analysis
	Seismic analysis method	By response factor	By response factor	By detailed analysis
	Evaluation of conservation in seismic response	Not considering	Nonlinear response factor	not required
Capacity	Strength	Strength factor	Strength factor	Strength factor
	Inelastic capacity	Inelastic energy Absorption factor	N/A	N/A
Calculation of Probability	Accuracy level	Low	Medium	High
	Sophistication	Easy	Easy	Hard
Others	Relationship to Fault Tree	Impossible to input directly	Possible to Input directly	Possible to Input directly

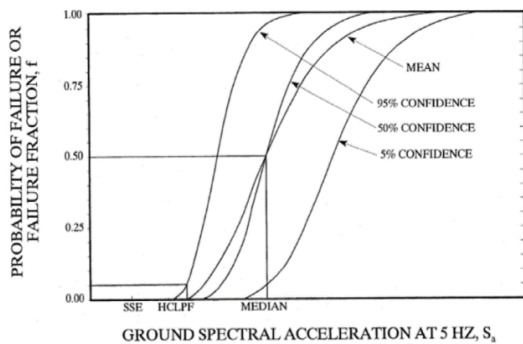


Fig. 2 Example of Seismic Fragility Curves⁽⁹⁾

방법, JAERI 방법이 있다. Zion 방법을 적용한 EPRI 방법은 대상 시설물의 실제응답을 간편하게 구할 수 있으나, SSMRP 방법에 비해 정밀도가 떨어진다. 또한 파괴확률을 지표면에서 정의된 지반운동특성인자로 표현하고 있어서 SPRA의 시스템 해석에 직접 입력할 수 없는 등의 문제가 있다. 반면에, SSMRP 방법에서는 시설물의 실제 응답을 정확하게 구할 수 있고, 파괴확률을 국부응답의 함수로 표현하므로 시스템 해석을 직접 입력할 수 있는 장점이 있으나, 많은 계산시간이 소요되며, 응답평가에 전문적인 판단을 요하는 등의 문제점이었다. 일본 원자력연구소방법은 시설물의 파괴확률을 국부응답가속도의 함수로 나타내므로 시스템해석에 파괴확률을 직접 입력할 수 있으며, SSMRP 방법을 이용하여 국부응답가속도의 함수로서 구해진 구조물의 성능 값을 이용할 수

있는 장점이 있다⁽⁷⁻⁸⁾.

취약도 분석 방법 자체는 이미 어느 정도 안정화단계에 들어왔다고는 하나 많은 기기나 구조물에 대해 불확실성이 여전히 존재하고 있다. 특히 접근방법상의 차이나 기본자료, 해석차이 등에 의한 불확실성이 잔존하게 된다. 일반적인 지진취약도 곡선은 Fig. 2와 같이 표현되며, 각 방법의 주요 특징은 아래 Table 2와 같다.

3. 결 론

최근 국내에서도 중강진 지진의 발생빈도가 높아지는 추세이며, 이에 따라 원전과 같은 중요 에너지 발전시설에 관한 안전성에 대해 관심이 커지고 있다. 기존의 원전 안전성 평가는 플랜트 내부의 사고인 내부적인 요인이 주요 관심요소였으나, 지진, 태풍, 쓰나미 등의 자연재해와 같이 발전소 외부적인 요소에 의한 사고로부터 원전의 안정성문제가 대두되고 있다. 그 중 지진은 예측 불가능하다는 특성을 가지고 있으며 그에 따른 위험도가 크기 때문에 원자력 구조물의 내진 성능평가 기술 개발에 많은 연구가 필요하다.

본 논문에서는 현재 원전의 내진성능평가에 사용되고 있는 확률론적 지진위험도 평가와 지진여유도 평가 방법을 분석하였다. 또한, 국내의 원전 내진성능평가 현황들에 대해서 조사하였으며, 각 방법론들에 대한 비교 분석과 현재 사용되고 있는 평가 기법

들에 대해 분석하였다.

본 연구에서의 분석은 추후 원전 구조물의 내진성능향상 기술개발에 활용하고자 하는 목적을 가지고 있다. 우리나라의 상황에 맞게 기존에 제시된 방법들을 수정 보완하여 사용한다면 신뢰성 높은 원전 내진성능평가를 수행하는 데에 기초적인 자료로 활용 가능할 것이라 판단된다.

후 기

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (No.20171510102050)

참고문헌

- (1) Park, J. Y., 2017, "Comparison of seismic design and performance evaluation methodology for safety enhancement," National Assembly Budget Office, Seoul, Korea, NONB1201720899.
- (2) Lee. E. C., 2017, "Improvements of PSA Methods for External Events to Domestic Nuclear Power Plants," Proceeding of the KIEE Fall Conference 2010*J. Elect. Eng. Tech.*, Hoengseong, South Korea, Oct 18-19, pp. 118-119.
- (3) Jeon, J. H., Son, J. Y., Ku, B. H. and Cha J. M., 2010, "Present Condition and Development of Domestic and Oversea Nuclear Power Generation Technology," Proceeding of the KIEE Summer Conference 2010, *J. Elect. Eng. Tech.*, Busan, South Korea, Jul. 14-16, pp. 2205-2206.
- (4) Bang, M. S., 2009, "Korea Nuclear Industry Status and Export Competitiveness Improvements." Gri. Review, Vol. 11, No. 3, pp. 155-174.
- (5) Choi, I. K., Seo, J. M. and Choun, Y. S. 2002. "Technical guide for seismic fragility analysis of NPP structures and equipment," Korea Atomic Energy Research Institute, (No. KAERI/TR-2071/2002.
- (6) Park S. G., 2018, "A Study on the Improvement Plan of the International Cooperation in Nuclear Safety in East Asia through Fukushima Nuclear Power Plant Accident: Focusing on Korea," *China and Japan. Japanese Cultural Studies*, Vol.66, pp. 77-97.
- (7) Kim, H. J., Hyun, Y. J., Kim, Y. J. and Hwang, S. I., 2011, "A study on effective management scheme for soil and groundwater contaminated by radioactive materials due to nuclear accidents." *J. Soil Groundwater Environ.*, Vol. 16, No. 6, pp. 113-121.
- (8) Saji, G., 2014, "Safety goals for seismic and tsunami risks: Lessons learned from the Fukushima Daiichi disaster," *Nucl. Eng. Des.*, Vol. 280, pp. 449-463.
- (9) EPRI, 1994, "Methodology for Developing Seismic Fragilities," Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, *TR-105359*.
- (10) EPRI, 1994, "A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1)." Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, *NP-6041-SL*.
- (11) Park, C. K., Kim, T. W. and Hwang, M. J. 1994, "Comparative analysis of seismic risk assessment methodology," Korea Atomic Energy Research Institute, *KAERI/TR-451/94*.
- (12) Yang, J. E., Kang, D. I. and Kang, H. G., 2010, "Development of Integrated Assessment Technology of Risk and Performance," Korea Atomic Energy Research Institute, *KAERI/RR-3144/2009*.
- (13) USNRC, 2012, "Independent Regulator of Nuclear Safety (Rev.9)," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *NUREG/BR-0164*.
- (14) Generic Letter No.88-20, Sup.4, 1991, "Individual Plant Examination of External Events(IPEEE) for Severe-Accident Vulnerabilities," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
- (15) Oh, J. H. and Kwag, S. Y., 2018, "A Study on Seismic Probabilistic Safety Assessment for a Research Reactor," *Comput. Struct. Eng. Inst. Korea*, Vol. 31, No.1, pp. 31-38.
- (16) Pellissetti, M. and Dirksen, G. 2012, "PSA-based seismic margin assessment of a NPP with advanced passive safety features," *Proceedings of the fifteenth World Conference on Earthquake Engineering*, Lisbon, Portugal, Sep 24-28, pp. 18208-18217.