

# 설계기준초과지진에 대한 원전 배관 평가 방법 검토

이대영<sup>†</sup>·박흥배<sup>\*</sup>·김진원<sup>\*\*</sup>·김윤재<sup>\*\*\*</sup>

## Review of Evaluation Method for Nuclear Power Plant Pippings under Beyond Design Basis Earthquake Condition

Dae Young Lee<sup>†</sup>, Heung Bae Park<sup>\*</sup>, Jin Weon Kim<sup>\*\*</sup> and Yun-Jae Kim<sup>\*\*\*</sup>

(Received 31 May 2016, Revised 14 June 2016, Accepted 24 June 2016)

### ABSTRACT

After Japanese Fukushima nuclear power plant accident caused by the beyond design basis earthquake and tsunami, it has turned to be a major challenge for nuclear safety. IAEA, US NRC and EU have provided new safety design standards for beyond design basis event, Domestic regulatory bodies have also enacted guidances for licensees and applicants on additional methods related to beyond design basis events. This paper describes several evaluation methods for applying to nuclear power plants piping for beyond design basis earthquake. As a results, energy method based on the absorbed energy on nuclear power plant, deterministic method following design code and theory, experience method considering past earthquake data and information and probabilistic methods similar to probabilistic risk assessment were reviewed.

**Key Words :** Beyond Design Basis Earthquake(설계기준초과지진), Deterministic Method(결정론적 방법), Probabilistic Method(확률론적 방법), Energy Method(에너지 방법), SQUG(지진검증자그림)

## 1. 서 론

후쿠시마 원전 사고 이후 각국의 원전 안전에 대한 기준은 많은 변화가 이루어졌다. 이에 따라 미국, 일본 및 유럽의 원전 관련 기관들은 새로운 안전기준을 수립하였다. 국제원자력기구(IAEA)는 2011년 후쿠시마 원전 사고 이후 원전 설계와 관련된 새로운 원전 안전기준(IAEA Safety Standards)을 수립하고 이를 2016년 개정하였다.<sup>(1)</sup>

IAEA는 새로운 원전 안전기준에서 사고등급 분류체계를 세분화하여 설계기준초과사고(BDBA: Beyond Design Basis Accident) 및 중대사고(SA: Severe Accident)를 포괄하는 개념의 확대설계조건(DEC: Design Extension

Condition)을 새롭게 도입하였다.

미국 원자력규제위원회(NRC: Nuclear Regulatory Commission)도 사고 이후 설계기준초과사고에 대한 원전 안전성을 강화하기 위하여 전문가 집단을 구성해 단기 조치 방안들을 수립한 바 있다.<sup>(2)</sup>

국내에서도 2016년 원자력관련 법령이 개정되어 확대설계조건에 대한 원전의 관리방안을 수립할 수 있도록 하였다. 본 논문에서는 이러한 설계기준사고에서 고려되지 않았던 확대설계조건 개념이 도입됨에 따라 설계기준초과지진에 대한 배관계통에 적용 가능한 평가 방법들을 검토하여 제시하고자 한다.

## 2. 설계기준초과지진에 대한 동향 및 배관 평가법

### 2.1 설계기준초과지진에 대한 국내의 동향

IAEA는 2016년 새로운 원전 안전기준<sup>(1)</sup>에서 설계조

<sup>†</sup> 회원, 한국전력기술 미래전력기술연구소

phenix@kepco-enc.com

TEL : (054)421-6452 FAX : (054)421-6438

<sup>\*</sup> 한국전력기술 미래전력기술연구소

<sup>\*\*</sup> 조선대학교 원자력공학과

<sup>\*\*\*</sup> 고려대학교 기계공학부

건에서 고려되어야 하는 발전소 상태를 Table 1과 같이 나누었다. 이에 따라 사고조건(accident conditions)은 설계기준사고(DBA: Design Basis Accidents)와 확대설계조건으로 나누고, 확대설계조건은 다시 중대연료손상이 없는 조건(without significant fuel degradation)과 노심용융조건(core melting)으로 구분되었다.

개정된 IAEA 원전 안전기준에서는 확대설계조건의 정의를 설계기준사고에서 고려되지 않았던 잠재적인 사고조건에 대하여 최적의 평가 방법론에 부합되게 기기 설계 단계부터 고려되어야 하고, 발전소 외부로 허용 가능한 범위 내에서 방사능 물질의 누출을 억제해야 한다고 명시하고 있다.

**Table 1.** Plant states considered in design according to IAEA Safety Standards SSR-2/1 Rev.1

OPERATIONAL STATES		ACCIDENT CONDITIONS		
Normal Operation	Anticipated operational occurrences	Design basis accidents	Design extension conditions	
			Without significant fuel degradation	With core melting

또한 원전은 확대설계조건에서 공학적인 판단, 결정론적 평가 및 확률론적 평가를 이용하여 원전의 방사능이 소외로 누출되지 않음을 검증해야 한다고 제시하고 있다.

이러한 검증은 설계기준사고에서 고려되지 않았던 사고조건들이 발생하더라도 발전소의 설계가 충분히 그와 같은 사고들을 견딜 수 있음을 보증하는 것을 목적으로 한다.

미국은 설계기준사고에 대한 보완적 체계로서 1980~1990년대에 안전성 증진 개념에 따라 외부 사건에 대한 개별 발전소 평가(IPEE: Individual Plant Evaluation for External Events)를 확률론적 위험도 평가 방법으로 설계기준초과사고와 유사한 시나리오 평가를 수행한 바 있다.

후쿠시마 원전 사고 이후 미국 NRC는 SECY-11-0093을 통해 단기 테스크포스 활동 보고서<sup>(2)</sup>를 발행하였으며, 이에 따라 개별 원전들은 침수 및 지진 등에 대한 재평가를 통하여 확대설계조건에 준하는 검토를 수행한 바 있다.

국내에서는 원전의 설계기준초과사고를 원전사고

관리계획에 포함될 수 있도록 원자력안전법이 개정되었고 개정된 원자력법을 시행하기 위하여 ‘사고관리 관련 원자로시설 등의 기술기준과 규칙’이 2016년 제정되었다.

지금까지 원전에서의 설계기준초과사고에 대한 국내의 대처 동향에 대해 살펴본 바와 같이 발전소의 설계기준초과사고는 이제 설계기준사고와 동일한 수준에서 검토되어야 한다.

본 논문에서는 설계기준초과사고 중 발전소 설계 및 유지 보수에 미치는 파급 효과가 큰 설계기준초과지진에 대하여 배관계통의 평가 방법론을 검토하고자 한다.

### 2.2 에너지 평가법

에너지 평가 방법은 지진하중이 발생할 경우 구조물에 전가되는 에너지를 계산하여 손상여부를 파악하는 방법이다. 구조물의 변형은 지진하중의 피크값보다는 가속도-시간이력 곡선의 면적에 의해서 더 많은 영향을 받는다는 개념의 접근 방법이다. 이 방법의 대표적인 것이 누적절대속도(CAV: Cumulative Absolute Velocity)를 이용한 평가 방법이다.

누적절대속도는 발전소에서 설계기준지진 발생 시 발전소의 피해 정도를 측정하는 파라미터로써 해외에서는 1990년대부터 많은 연구가 진행되었다. 누적절대속도는 식(1)과 같이 지진의 가속도-시간이력 함수  $a(t)$ 의 절대값을 시간으로 적분한 값이다. 가속도-시간이력 함수에서 가속도값이 0.025g 미만인 경우에는 누적절대속도 적분에서 제외한다. Fig. 1은 이렇게 계산된 누적절대속도의 계산 예시이며 그림에서 보는 바와 같이 누적절대속도는 가속도-시간이력 함수 면적의 합계가 된다. Fig. 1의 가속도-시간이력 함수의 누적절대속도값은 0.062g·sec가 된다.

$$CAV = \sum_n S_i \int_{t_i}^{t_{i+1}} |a(t)| dt \quad (1)$$

$$\text{where } S_i = 0 \text{ for } |a(t)| < 0.025g, t_i \leq t \leq t_{i+1}$$

$$S_i = 1 \text{ for } |a(t)| \geq 0.025g, t_i \leq t \leq t_{i+1}$$

IAEA는 누적절대속도를 원전의 자동정지기준으로 사용할 것으로 권고하고 있으며, 일본은 원전 발생 후 조치 수준 결정시 참고 자료로 활용하고 있다. 국내에서도 현재 가속도/스펙트럼인 자동정지기준

을 누적절대속도로 변경을 추진하고 있기 때문에 설계기준초과지진에 대해서도 배관 등에 대한 지진의 피해도 정도를 정량적으로 판단할 수 있는 기준으로 활용 가능하다.

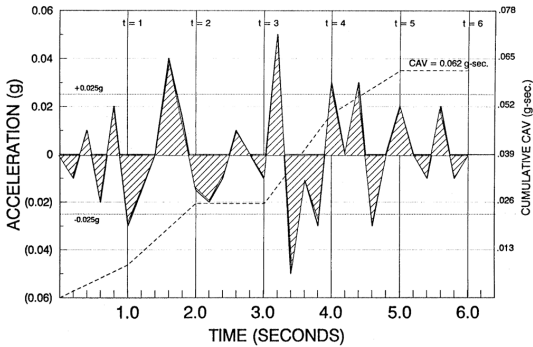


Fig. 1 Illustration of CAV Calculation<sup>(3)</sup>

미국 원전의 경우 NRC 권고<sup>(4)</sup>에 따라 0.16g-sec 누적절대속도를 원전의 운전정지지진으로 고려한 바 있으며, IAEA도 누적절대속도를 원전의 자동정지기 준으로 사용할 것을 권고하였다. 미국 전력연구원 (EPRI)은 관련 연구<sup>(5)</sup>에서 누적절대속도가 0.3g-sec를 초과할 경우 발전소 계통, 구조물 및 기기의 손상을 검토하도록 제안하고 있다.

이러한 지진에 의한 손상을 대표하는 누적절대속도를 국내 원전에 적용하기 위해서는 원전 부지의 지질조건, 지진의 특성 및 구조물의 고유특성 등을 고려해야 하는 것으로 알려져 있다. 국내에서는 이에 대한 연구가 아직까지 활발하지 않지만 누적절대속도에 관한 기존 연구<sup>(6)</sup>에서 국내 원전의 내진설계로 고려된 누적절대속도값은 0.3~0.5g-sec임을 간접적인 방법으로 검증한 바 있다.

누적절대속도를 이용한 방법은 현재까지의 연구에서 발전소의 지진에 의한 손상을 정량적으로 평가하는 방법으로 제안되고 있다. 설계기준초과지진에 대한 원전의 누적절대속도 기준을 결정하는 것은 별도의 연구가 진행되어야 할 것으로 판단된다. 여기서 결정된 누적절대속도값은 지진의 크기에 따라 배관을 비롯한 점검 대상 기기를 선정하는 기준으로 활용될 수 있다. 기존의 연구 결과를 참고하면, 설계기준초과지진의 누적절대속도값은 보수적으로 0.5g-sec를 상회하여 결정될 수 있을 것으로 판단된다.

에너지 방법은 설계기준초과지진에 대한 배관계

전체의 피해 영향을 정량화할 수 있다는 장점이 있는 반면 설계기준초과지진의 기준이 되는 누적절대속도값을 결정하는 데에 많은 비용과 시간이 소요되는 문제가 있다. 따라서 독자적인 연구 추진보다는 해외 동향에 맞추어 이를 적용할 필요가 있다.

## 2.3 경험적 평가법

지진에 대한 경험적 평가 방법은 내진검증자그룹 (SQUG:Seismic Qualification Utility Group) 방법이 대표적이다. SQUG 방법은 지진이 발생한 원전 및 플랜트 기기의 건전성 여부를 현장 점검한 후 발생한 지진의 응답스펙트럼 곡선과 함께 데이터 베이스화하여 기기 건전성 입증에 활용하는 방법이다.

SQUG 방법은 1970년대 전기 기기에 대한 내진검증 절차가 IEEE-344-1975에 따라 수립된 이후 이에 대한 적절성 문제가 미국 NRC로부터 제기되어 이를 해결하기 위한 방법으로 제시된 것이다. 미국 원전 운영자들로 구성된 내진검증자 그룹은 이미 설치된 기기의 내진 검증을 위해 이 방법론을 개발하였고, 미국 NRC는 GL 87-02로 이를 승인함으로써 관련 미해결 안전현안(USI A-46)은 종료되었다.

SQUG 방법은 1971년부터 발생한 주요 지진 기록과 지진 발생지점과 인접한 원전 및 플랜트의 기기 성능 자료, 손상 및 비손상 기기 목록 등을 데이터 베이스화 하여 기 설치된 원전 기기의 내진 검증에 활용한다.

초기에는 모터제어반, 전기 패널 등의 전기 기기를 대상으로 하였으나 모터 및 배관 등의 능동, 수동 기계 기기를 포함하여 현재는 25종의 기기까지 적용 범위가 확대되었다. 특히 배관은 지진해석을 수행하더라도 본 방법론을 적용하여 평가할 수 있도록 대상에 포함하였다.

SQUG 방법에서는 Fig.2와 같이 과거의 지진 데이터에서 획득한 다양한 응답스펙트럼의 평균값을 참조스펙트럼(reference spectrum) 또는 지진허용스펙트럼(seismic capacity spectrum)이라고 한다. 지진허용스펙트럼은 과거 지진들에서 기기의 손상이나 오작동이 발생하지 않은 수준을 나타내며 이 값은 절대적인 허용값의 개념보다는 지진에 대한 기기의 고신뢰도저과손확률의 개념으로 이용된다. 지진허용스펙트럼은 개별 기기의 지진응답스펙트럼과 비교함으로써 기기의 지진 안전성 평가에 이용된다. 최

근에는 신규 및 교체되는 기기에 이 방법이 적용된다. SQUG 방법의 일환으로 수행되는 현장점검은 원자로 안전정지기능과 관련된 계통 및 기기를 대상으로 한다.

SQUG 방법은 일반이행절차(generic implementation guide)를 이용하여 현장에 적용되며, 영국 및 캐나다 원전의 경우 기계 기기의 지진설계에도 일반이행절차를 적용하고 있다.

미국 NRC는 후쿠시마 원전 사고 이후 미국 EPRI의 단기 테스크포스 권고사항(Near Term Task Force (NTTF) Recommendations)으로 제시된 지진 재평가 및 현장점검 절차를 승인하였고, 이에 따라 미국 원전 운영자는 지진 재평가와 지진 현장점검을 수행한 바 있다. 여기서 제시된 현장점검은 SQUG의 현장점검과는 차이가 있다.

단기 테스크포스 권고사항의 현장점검은 원자로 안전정지기능, 격납기능 및 사용 후 연료 건전성 등 후쿠시마 원전 사고 이후 대두된 원전 안전성 관련 계통 및 기기에 초점이 맞추어져 있다. 따라서 설계기준초과지진에 대한 SQUG 현장 점검을 적용하기 위해서는 보완이 필요하다.

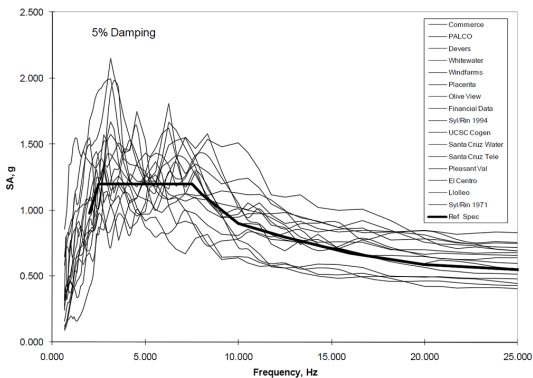


Fig. 2 Average horizontal response spectra for equipment seismic capacity<sup>(7)</sup>

단기 테스크포스 권고사항 중 지진 재평가는 발전소의 지반응답스펙트럼(GMRS:Ground Motion Response Spectrum)을 확률론적 지진 위험도 해석(PSHA: Probabilistic Seismic Hazard Analysis)으로 결정하고 이를 개별 발전소의 안전정지지진 스펙트럼과 비교하는 방법으로 수행된다. 이때 지반응답스펙트럼이 안전정지지진 스펙트럼보다 작으면 만족되고 그렇지 않으면 지진여유도평가 등을 수행하게 된다. 확

률론적 지진 위험도 해석은 지진 설계와 지진 위험도 평가의 불확실성을 고려한 평가 방법이다.

단기 테스크포스 권고사항의 지진 재평가에 사용되는 지반응답스펙트럼은 2008년부터 2011년까지 개발된 미국 중동부 지진소스모델(CEUS:Central Eastern Unites States)을 사용하기 때문에 국내에 이를 바로 적용하기 위해서는 별도의 연구가 필요하지만, 현장점검의 경우 국내 원전에 배관계를 포함하여 적용이 가능할 것으로 판단된다.

경험적 방법은 높은 신뢰성을 인정받고 있는 방법으로 현장 적용이 용이하다는 장점이 있는 반면 SQUG 방법을 적용하기 위해서는 원전 운영자만이 사용자 그룹에 가입이 허용되므로 접근이 제한되는 어려운 점이 있다.

### 2.4 결정론적 평가법

설계기준초과지진에 대한 결정론적 평가 방법은 지진해석을 통한 기기 검증 방법이다. 배관계의 경우 상용 유한요소해석 프로그램이나 배관응력해석 프로그램을 이용하여 배관응력해석을 수행하는 것이 해당된다. 기존 배관 설계 코드는 안전정지지진을 기준으로 허용응력이 제시되어 있고 재료의 탄성범위를 기준으로 하고 있다. 그러나 설계기준초과지진과 같이 고강도 지진에 대해서는 배관 재료의 항복강도를 초과하는 응력과 변형률을 고려해야 하므로 항복강도 이후의 변형경화와 응력 재분배의 소성특성을 고려해야 한다. 그러나 배관계 전체를 소성 해석하는 것은 비용과 시간 측면에서 현장 적용에 어려움이 있다.

이러한 문제점을 보완하여 ASME 코드에서 제시하고 있는 탄성응력을 기반으로 한 선형 탄성해석 방법(linear elastic analysis)과 한계해석(limit analysis) 방법 그리고 미국 원전에서 변형률을 기반으로 평가한 방법에 대해 살펴보기로 한다.

ASME Section III Appendix F<sup>(8)</sup>는 다양한 소성해석 방법을 제시하고 있다. 이들 방법 중에서 Fig. 3과 같이 재료의 응력-변형률 곡선에서 탄성 구간의 직선을 연장한 유사 응력(pseudo stress)을 사용하여 해석하는 선형 탄성해석 방법이 있다.

이 방법을 적용하기 위해서는 탄소강의 경우 1차 막응력( $P_m$ )이 인장강도( $S_u$ )의 70%를 넘지 않아야 하고, 1차 막응력과 굽힘응력( $P_L + P_b$ )이 인장강도의

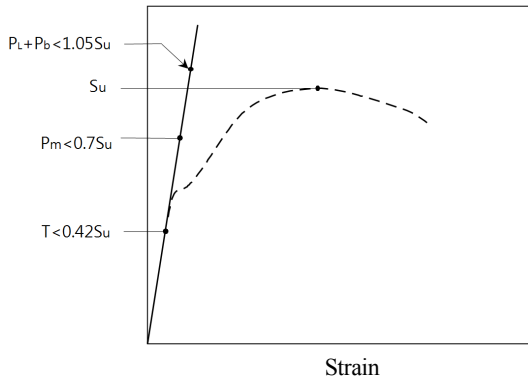


Fig. 3 Linear elastic analysis

105%를 넘지 않아야 하며, 전단하중만 작용하는 배관 단면의 평균 전단응력이 인장강도의 42%를 넘지 않을 경우 적용이 가능하다.

ASME Section III NB-3213.27(2015)에서는 소성 해석 방법으로 한계해석을 제시하고 있다. 한계해석은 배관 재료를 보수적으로 탄성-완전 소성으로 가정하여 해석한다. 배관 단면 전체가 완전 소성 상태에 도달했을 때를 붕괴하중으로 고려하며 이를 적용하기 위해서는 배관계의 정적 또는 동가 정적하중이 붕괴하중의 90% 이하가 되어야 한다.

응력-변형률 상관관계법(stress-strain correlation method)은 미국 San Onofre 원전 1호기의 지진 재평가<sup>(9)</sup>에 적용된 방법이다. 지진하중이 고려된 1차 응력은 식(2)와 같이 결정되고 여기서 결정된 응력은 식(3)에 따라 재료 상수  $q$ ,  $n$ 과 함께 변형률로 변환된다. 변환된 변형률은 탄소강 배관의 경우 1% 이하, 스테인리스강 배관은 2% 이하로 만족되어야 한다. 이 식을 적용하기 위해서는 배관 외경과 두께의 비,  $D_o/t$ 가 50 이하이고, 지진하중과 관련된 응력,  $M_B/Z$ 가 전체 응력,  $\sigma_e$ 의 50% 이상이어야 한다.

지진하중과 관련된 응력이 다른 이론 식들의 허용 응력보다 높기 때문에 설계기준초과지진과 같이 높은 지진하중에 대한 만족 여부를 확인하는데 이용할 수 있다.

$$\sigma_e = \frac{P_{\max} D_o}{4t_n} + 0.75i \frac{M_A + M_B}{Z} \quad (2)$$

$$\epsilon = \frac{q}{n} \frac{\sigma_e}{E} \quad (3)$$

응력-변형률 상관관계법은 지진 재평가를 위해서 미국 NRC에 제출되어 승인되었다는 점에서 변형률을 기반으로 한 설계기준초과지진 평가에 적용이 가능할 것으로 판단된다.

결정론적 방법은 코드에서 허용하는 방법을 기준으로 할 경우 인허가 등에 용이한 장점이 있는 반면 코드의 허용범위를 넘어서는 높은 강도의 설계기준초과지진에 적용하기 위해서는 별도의 연구가 필요하다.

## 2.5 확률론적 평가법

확률론적 평가 방법은 지진 입력값의 불확실성을 고려하여 평가하는 방법으로 취약도 곡선(fragility curve)을 이용한 평가 방법과 고신뢰도저과손확률(HCLPF: High Confidence and Low Probability of Failure)을 이용한 평가 방법이 대표적이다.

취약도 곡선을 이용한 평가 방법은 확률론적 지진위험도평가(SPRA: Seismic Probabilistic Risk Assessment)에 이용되는 방법으로 설계기준초과지진에 대하여 평가가 필요한 발전소의 계통, 구조물 및 기기 모두를 평가하고 발전소 전체에 대한 취약도 곡선을 도출하여 평가하는 방법이다. Fig. 4는 취약도 곡선의 예로서 중간값(median)과 5%, 95% 신뢰도 곡선을 나타낸 것이다. 취약도 곡선은 평가 대상 기기 및 구조물의 지진 가속도에 대한 허용 가능한 가속도 중간값( $A_m$ )과 지반운동의 다양성을 고려한 대수 표준편차( $\beta_R$ ), 지진 취약도 분석의 불확실성에 따른 대수 표준편차( $\beta_U$ )를 고려하여 결정된다.

계통, 구조물 및 기기에 대한 지진 취약도는 주어진 지진가속도에서 파손될 조건부 확률을 나타내며 일반적으로 입력되는 지진가속도는 첨두지반가속도(PGA: Peak Ground Acceleration)로 나타낸다.

고신뢰도저과손확률을 이용한 평가 방법은 선정된 모든 계통, 구조물 및 기기에 대한 취약도 곡선을 이용하지 않고 계산된 HCLPF와 개별 발전소에서 고려되는 설계기준초과지진 크기와 비교하는 방법을 이용한다.

계통, 구조물 및 기기의 HCLPF 용량은 95%의 신뢰도와 5%의 과손확률로 정의되며 식(4)와 같이 계산된다.

$$HCLPF = A_m \times \exp(-1.656(\beta_R + \beta_U)) \quad (4)$$

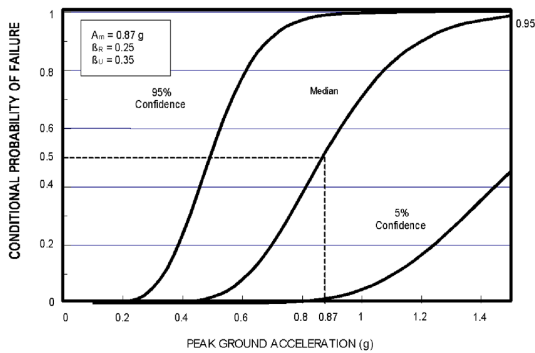


Fig. 4 Family of fragility curves<sup>(10)</sup>

식 (4)와 같이 계산된 배관계의 HCLPF가 개별 발전소에서 고려되는 설계기준초과지진의 침두지반가속도보다 높을 경우 95%의 신뢰도와 5%의 파손확률로 배관계는 안전하고 평가할 수 있다.

확률론적 방법은 배관계에 대한 기존의 확률론적 안전성 분석 방법론을 활용할 수 있다는 장점이 있으나 설계기준초과지진에 대한 입력 변수의 값을 정립하는 등의 연구가 필요하다.

### 3. 결 론

지금까지 설계기준초과지진에 대한 배관계통 평가 방법론을 검토한 결과, 에너지 방법은 발전소 수준의 손상을 대표하는 인자로써 운전정지지진 결정 등 다방면에 사용되었기 때문에 심도 있는 연구가 선행될 경우 설계기준초과지진에 대한 발전소 수준의 손상 평가 기준으로써 적합할 것으로 판단된다. 경험적 방법은 현장점검을 중심으로 적용이 가능하며 현장점검에 따른 후속 조치 방법등이 보완되어야만 구체적으로 현장에 적용이 가능할 것으로 판단된다. 결정론적 방법은 기존 배관계통의 설계방법론과 유사하므로 인허가에 적합한 방법으로 활용될 수 있다. 마지막으로 확률론적 방법은 변수 분석을 통하여 기존 확률론적 안전성 분석과 연계할 경우 설계기준초과지진에 적용이 가능할 것으로 판단된다. 2016년 국내 설계기준초과지진 관련 법령의 공포로

연관 분야의 더욱 많은 연구가 활발히 진행될 것으로 보이며 설계기준초과지진과 관련한 본 연구를 통하여 향후 구체적인 배관 평가 방법론 등을 도출할 예정이다.

### 후 기

본 연구는 2014년 에너지기술평가원 에너지기술개발사업 과제(20141520100860)의 연구비 지원의 일환으로 수행된 연구이며, 이에 감사드립니다.

### 참고문헌

- (1) IAEA, 2016, "IAEA Safety Standard for protecting peoples and the environment, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements," No. SSR-2/1 Rev.1.
- (2) USNRC, 2011, Near-Term Report and Recommendations for Agency Actions Following the Events in Japan.
- (3) EPRI, 1991, "Standardization of the Cumulative Absolute Velocity," TR-100082
- (4) USNRC, 1997, "Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Postearthquake Actions," Regulatory Guide 1.166.
- (5) EPRI, 1986, Guidelines for Nuclear Plant Responses to an Earthquake, NP-6695.
- (6) KEPRI, 2001, An Experimental Study on Seismic Damage Indicator Considering Cumulative Absolute Velocity Concept.
- (7) EPRI, 2011, EPRI-SQUG Damage-Indicating Parameter Information, 1022682
- (8) ASME, 2015, "Rules for the Evaluation of Service Loading with Level D Service Limits," ASME B&PV Sec. III, App. F.
- (9) USNRC, 1986, Safety Evaluation Report by the Office of Nuclear Reactor Regulation Relating to the Long-Term Service Seismic Reevaluation Program.
- (10) EPRI, 2013, Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide.