

지진격리된 원전배관의 지진취약도 분석

Seismic Fragility Analysis of Base Isolated NPP Piping Systems

전법규^{1)*} · 최형석¹⁾ · 함대기²⁾ · 김남식³⁾

Jeon, Bub Gyu^{1)*} · Choi, Hyoung Suk¹⁾ · Hahm, Dae Gi²⁾ · Kim, Nam Sik³⁾

¹⁾지진방재연구센터, ²⁾한국원자력연구원, ³⁾부산대학교 사회환경시스템공학부

¹⁾Seismic Simulation Test Center(SESTEC), ²⁾Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), ³⁾Pusan national University, Department of Civil & Environmental Engineering

/ A B S T R A C T /

Base isolation is considered as a seismic protective system in the design of next generation Nuclear Power Plants (NPPs). If seismic isolation devices are installed in nuclear power plants then the safety under a seismic load of the power plant may be improved. However, with respect to some equipment, seismic risk may increase because displacement may become greater than before the installation of a seismic isolation device. Therefore, it is estimated to be necessary to select equipment in which the seismic risk increases due to an increase in the displacement by the installation of a seismic isolation device, and to perform research on the seismic performance of each piece of equipment. In this study, modified NRC-BNL benchmark models were used for seismic analysis. The numerical models include representations of isolation devices. In order to validate the numerical piping system model and to define the failure mode, a quasi-static loading test was conducted on the piping components before the analysis procedures. The fragility analysis was performed by using the results of the inelastic seismic response analysis. Inelastic seismic response analysis was carried out by using the shell finite element model of a piping system considering internal pressure. The implicit method was used for the direct integration time history analysis. In addition, the collapse load point was used for the failure mode for the fragility analysis.

Key words: Fragility analysis, Piping, Base isolation, Nuclear power plant

1. 서 론

2008년 중국 쓰촨성에서 발생하여 6,9000명의 인명피해를 초래한 쓰촨 대지진과 2010년에 발생하여 22만명의 사상자를 발생시킨 아이티 지진, 그리고 1900년대 현대적 기록을 시작한 이래로 세계에서 가장 강력한 다섯 개의 지진중 하나로 기록되고 있는 2011년 도호쿠 지방 태평양 해역 지진 등의 영향으로 원자력 발전소에 대해 요구하는 내진성능조건이 높아지고 있다.

현재 우리나라의 주력 원자력 발전소인 APR1400의 경우 SSE(Safe Shutdown Earthquake)가 0.3g 이므로 요구되는 내진성능이 이보다 큰 지역으로의 수출이 어려운 실정이다. 그러나 지진격리장치를 적용하면 기존 설계의 큰 변경 없이 원전수출이 가능할 것으로 예상된다. 지진격리장치를

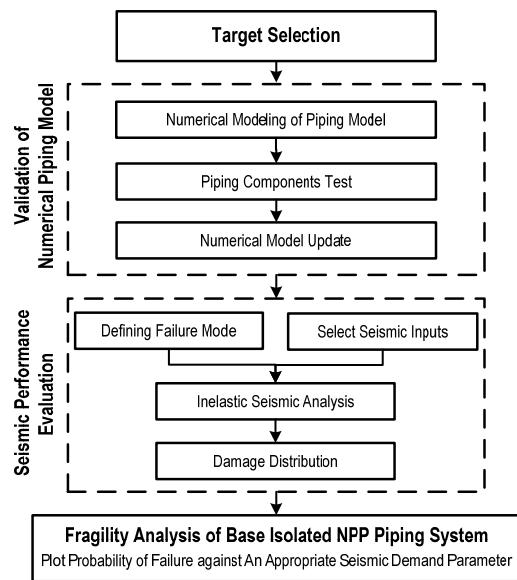
도입함으로 인하여 지진격리된 구조물과 일반구조물을 연결하는 배관시스템은 큰 상대변위가 발생할 것이며 지진리스크가 상승할 우려가 있다. 따라서 이러한 배관시스템에 대하여 지진취약도를 평가해 볼 필요가 있을 것으로 판단하였다. NUREG Draft[1]에서는 원전의 배관시스템 중 터빈건물과 지진격리된 원자로건물을 연결하는 주증기배관과 같이 수평변위에 민감한 배관의 경우, 지진취약도 분석을 이용하여 배관시스템의 신뢰성을 확인할 것을 권고하고 있다. 이를 위해서 지진취약도 곡선을 작성할 때 적절한 변수로써 수평변위를 제안하였다.

국내에서 지진취약도 분석에 대한 연구는 2000년대에 들어와서 이루어진 것으로 보이며 주로 원전구조물이나 기기를 중심으로 다루었다. 최인길 등[2, 3]은 원전을 대상으로 하여 국내 실정에 맞는 취약도 함수의 개발을 위한 연구를 수행하였으며, 김민규 등은 비상디젤발전기와 지진격리장치가 적용된 비상디젤발전기에 대한 지진취약도 분석을 함께 수행하였다[4]. 원전을 구성하는 주요한 기기중 하나인 배관은 지진에 대하여 충분히 안전하다고 판단되어 확률론적 위험도평가 시 Screen Out으로 분류되었다[5].

*Corresponding author: Kim, Nam Sik

E-mail: nskim@pusan.ac.kr

(Received 29 May 2014; Revised 12 November 2014; Accepted 17 November 2014)

**Fig. 1.** The procedure of seismic fragility analysis

그러나 지진격리된구조물과 일반구조물을 연결하는 경우 상대변위가 크게 발생하게 될 것으로 예상된다. 따라서 지진리스크가 기존의 배관에 비하여 상승할 우려가 있다. 그러므로 이러한 원전배관시스템에 대한 지진취약도를 분석하고 평가해 볼 필요가 있을 것으로 판단된다.

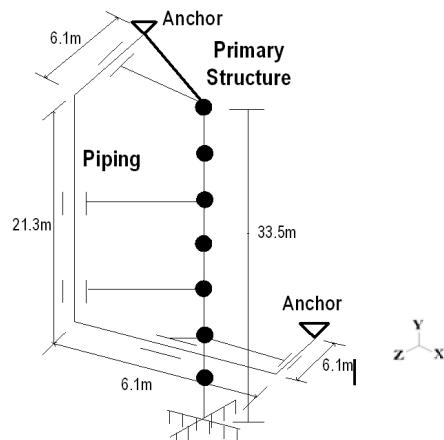
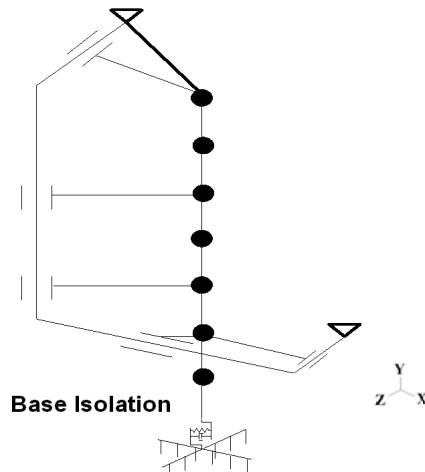
본 연구에서 지진취약도를 분석하기 위해 수행한 절차는 Fig. 1과 같다. 원전의 배관시스템을 대상으로 하여 유한요소해석 모델을 작성하고, 요소시험을 통해 유한요소모델을 개선하였다. 그리고 배관시스템의 파괴모드를 정의하고 비탄성지진응답을 통하여 얻어진 응답을 이용하여 지진취약도 분석을 수행하였다. 이때, 지진취약도의 변수로 지진격리된 구조물에서 배관이 지지되는 가장 아래층과 지반의 최대상대변위를 이용하였다.

2. 유한요소 모델

본 논문에서는 Fig. 2와 같이 실제 원전구조물 및 배관과 유사한 재료특성을 가지고도록 제안된 NRC-BNL benchmark model no.4[6]를 수정하여 비탄성지진응답해석을 수행하였다. 수정된 모델은 Fig. 3과 같다. 해석모델의 수평방향을 각각 X와 Z축으로 정의하였으며 연직방향을 Y축으로 정의하였다. 주구조물의 하부에 적용된 지진격리장치는 Huang 등[7]의 연구를 참고하여 ABAQUS 6.12의 Spring/Dashpot 요소를 이용하여 선형으로 작성하였다. 지진격리장치의 고유진동수는 0.5 Hz이고 감쇠비는 10%이다. 배관시스템은 셀요소로 작성되었으며 주구조물과 지반을 연결한다. 배관시스템의 고유진동수는 4.772 Hz이고 감쇠비는 4%이다. Fig. 4는 독립된 원전구조물과 배관시스템의 유한요소모델이며, Table 1은 수정된 모델의 정보이다. Table 2와 Table 3은 독립된 원전구조물과 배관시스템의 고유진동수를 기록한 것이다.

3. 요소실험과 유한요소모델의 개선

지진하중의 발생 시 배관시스템의 곡관에서 소성변형 및 파괴가 발생한

**Fig. 2.** Benchmark model No.4**Fig. 3.** Modified Benchmark model No.4**Fig. 4.** Uncoupled numerical model

다[8, 9]. 따라서 곡관의 실험체를 제작하고 유한요소모델을 작성하였으며, 하중재하 및 내압가압실험을 수행하였다. 그리고 유한요소모델의 신뢰성을 향상시키기 위해 실험결과를 이용하여 유한요소모델을 개선하였다.

본 논문에서는 Table 4와 같은 ASME B36.10M의 SA53, Grade A, SCH 40[10]의 실험체를 제작하였다. 실험체의 곡관부에서 소성거동이 발

Table 1. Description of Numerical Model

	Fundamental Natural Frequency	Elements	Remarks
Primary Structure	8.92 Hz	Beam and Lumped Mass	Lumped Mass : 17150kN Poisson's Ratio : 0.2 Elastic Modulus : 21GPa
Piping System	4.77 Hz	Shell	Poisson's Ratio : 0.3 Elastic Modulus : 204GPa External Diameter : 323.85mm Thickness : 10.1mm Radius : 457.2mm Damping ratio : 4%(Rayleigh damping)
Isolator	0.50 Hz	Spring/Dashpot	LDR(Low-damped Rubber bearing) + Linear viscous damper

Table 2. Natural frequencies of primary structure

Mode	Frequency [Hz]	Direction
1	0.50311	X
2	0.50311	Z
3	8.9105	Z
4	8.9105	X
5	19.592	Y

Table 3. Natural frequencies of piping system

Mode	Frequency [Hz]	Direction
1	4.772	Z
2	8.726	Z
3	17.050	X
4	17.820	X
5	22.797	Z

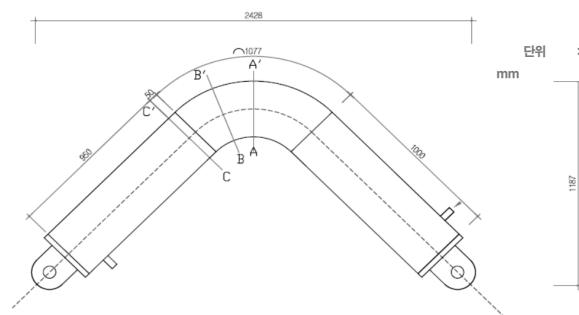
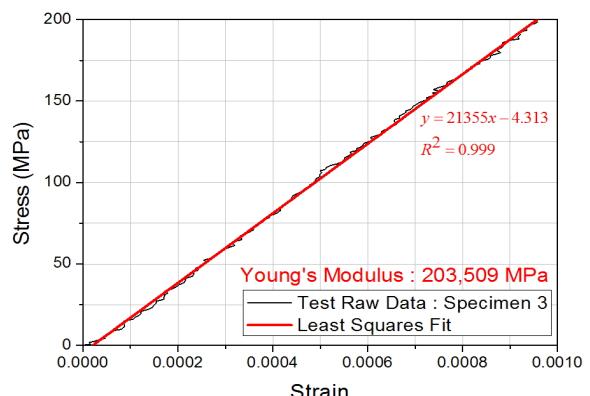
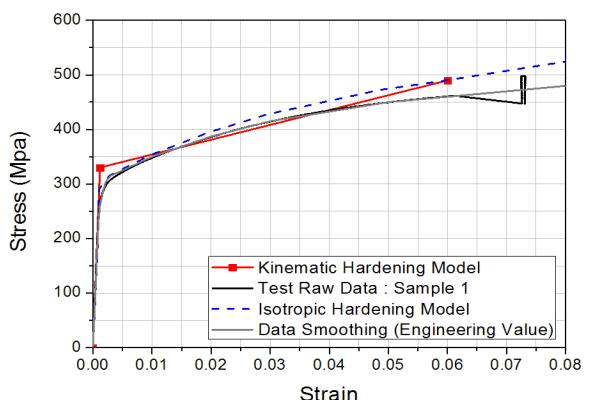
Table 4. Description of elbow specimen

Outer diameter	323.85mm	
Thickness	9.5mm	
Elbow radius	457.2mm	
Length of straight pipe	Part 1	950 mm
Length of straight pipe	Part 2	1000 mm

생할 수 있도록 충분한 길이의 직관을 곡관에 용접으로 부착하였다. Fig. 5는 곡관 실험체의 도면이다.

유한요소모델의 재료물성을 결정하기 위해 재료인장시험을 수행하였다. 재료인장시험의 결과로부터 유추한 탄성계수는 203,509 MPa로서 Fig. 6과 같으며 비선형거동은 Fig. 7과 같다.

셀요소는 배관의 특성인 타원변형(ovalization)과 뒤틀림(warping)을 잘 표현할 수 있는 것으로 알려져 있다[11]. 따라서 실험체의 곡관과 직관부는 Fig. 8과 같이 셀요소를 이용하여 작성되었으며 UTM과 연결되는 지그는 보 요소로 작성하였다.

**Fig. 5.** Elbow specimen drawing**Fig. 6.** Estimation of modulus of elasticity**Fig. 7.** Inelastic behavior

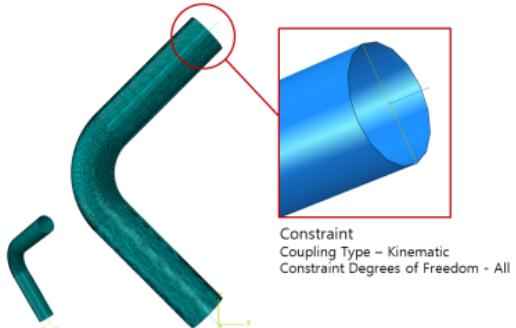


Fig. 8. Numerical model of elbow component

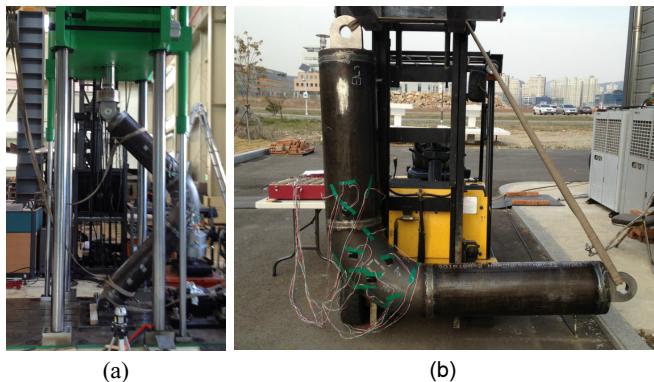


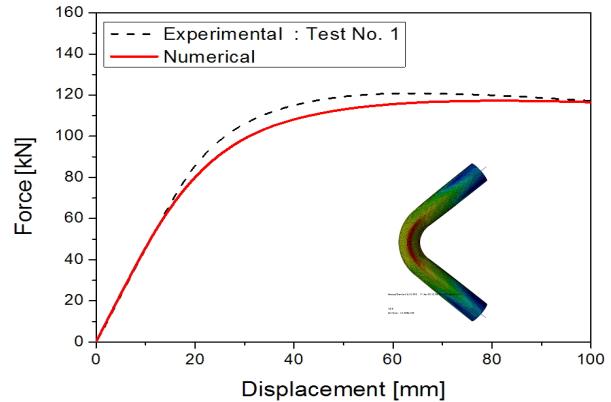
Fig. 9. Pictures of the component tests((a): loading test, (b) : Internal pressure test)

요소실험은 Table 5와 같이 수행하였다. 반복하중 재하실험은 유한요소 모델을 이용한 사전해석을 통해 항복점(yield point)을 유추하였으며, 항복 점의 50%, 100%, 200%, 400%, 800%, UTM 최대 변위 순으로 가려 하였다. 내압은 0에서 7 MPa까지 1 MPa 씩 순차적으로 내압을 가압하였다.

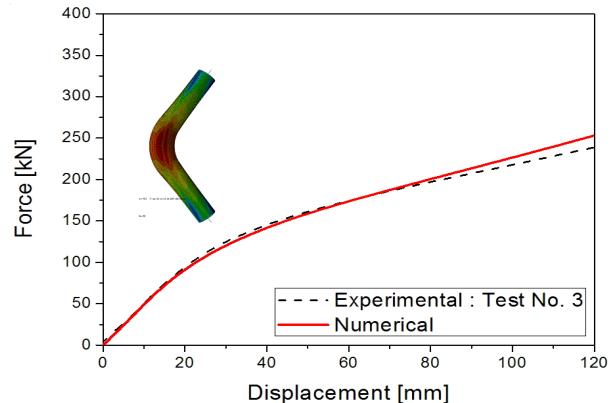
내압은 식(1)을 이용하여 유추하였다. APR 1400 주증기배관의 설계온도는 299°C(12)이고 식 (1)의 σ_{design} 는 탄소강(carbon steel), 용접배관(welded pipe), SA-53배관에 대해서 설계온도가 316°C 이하 일 경우 16 ksi로 동일하다[13]. 그러므로 식 (1)을 이용하여 계산된 대상배관의 내압은 6.31 MPa이다. 식(1)에서 I_P 는 설계내압이고 t , d , σ_{design} 는 각각 관의 두께, 내경, 설계응력이다.

$$t = \frac{I_P d}{\sigma_{design} - 0.5 I_P} \quad (1)$$

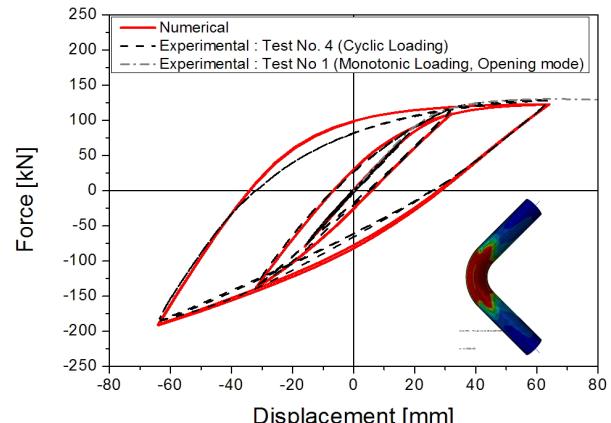
Fig. 9는 곡관의 하중재하실험사진과 내압가압실험 사진이고 Fig. 10은 유한요소해석결과와 개선된 유한요소모델의 해석결과를 비교한 것이다. 단조하중 재하와 반복하중 재하에서 모두 탄성거동과 비탄성거동이 비교적 잘 일치하는 것을 확인하였다. 그리고 내압가압실험 역시 상당히 만족스러운 결과가 나타나는 것을 알 수 있다.



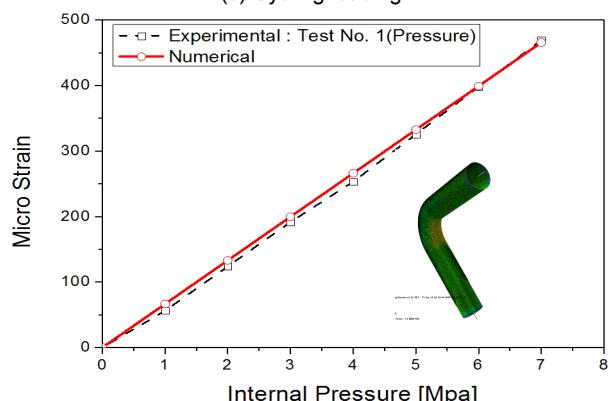
(a) Monotonic loading : Closing mode



(b) Monotonic loading : Opening mode



(c) Cycling loading

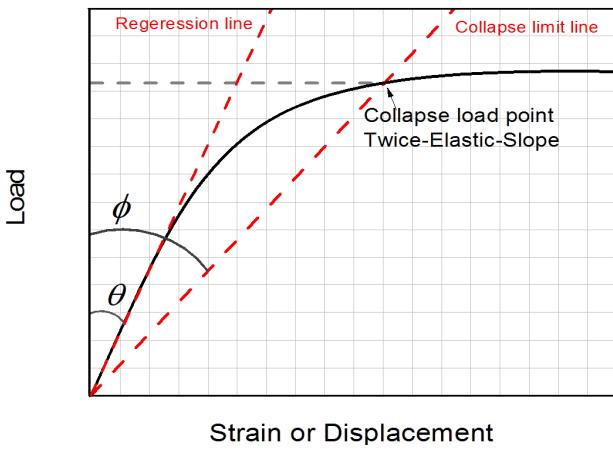


(d) Internal pressure

Fig. 10. Comparing with numerical analysis results with component test results

Table 5. Cases of the elbow component tests

Test No.	Type	Pressure	Load / Mode	Note
1	Elbow	Yes	Pressure Load	0MPa to 7Mpa
		No	Monotonic / Closing mode	150mm
2	Elbow	No	Monotonic / Closing mode	150mm
3	Elbow	No	Monotonic / Opening mode	150mm
4	Elbow	No	Cyclic	8mm to 128mm
5	Elbow	No	Cyclic	8mm to 128mm
6	Elbow	No	Cyclic	8mm to 250mm

**Fig. 11.** Collapse load point

4. 파괴모드

일반적으로 지진하중과 같은 반복 동하중에 의한 배관요소의 파손은 피로파괴이다[9, 14]. 그러나 지진격리장치가 일부 적용된 배관의 경우 적은 횟수의 반복으로도 큰 상대변위가 발생하여 파괴에 도달할 가능성이 있다. 따라서 지진하중에 의한 지진격리된 원전배관의 파손모드는 단조하중에 의한 파괴 혹은 피로파괴로 단정 할 수 없을 것으로 판단된다. 파괴기준을 정확히 정의하기 위해서는 많은 실험과 해석을 통한 접근이 필요할 것으로 예상된다. 따라서 본 논문에서는 우선 설계기준으로 제시된 배관의 한계상태를 포괄하며 재료의 영구변形이 일어나는 시점으로 정의될 수 있는 붕괴하중점(collapse load point)[13]을 파괴모드로 설정하였다.

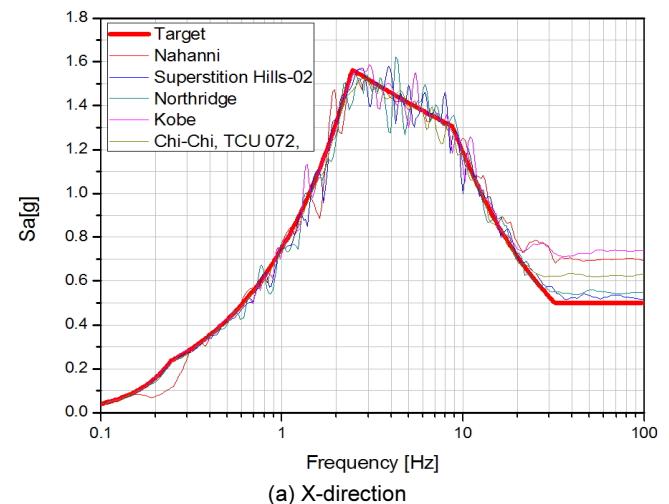
붕괴하중점은 배관시스템의 지진취약도를 분석할 때 배관요소의 한계상태로서 사용된 적이 있다[15]. 붕괴하중점은 Fig. 11과 같다. 여기서 ϕ 는 식 (2)와 같이 θ 의 두배가 되는 각이다.

$$\phi = \tan^{-1}(2\tan\theta) \quad (2)$$

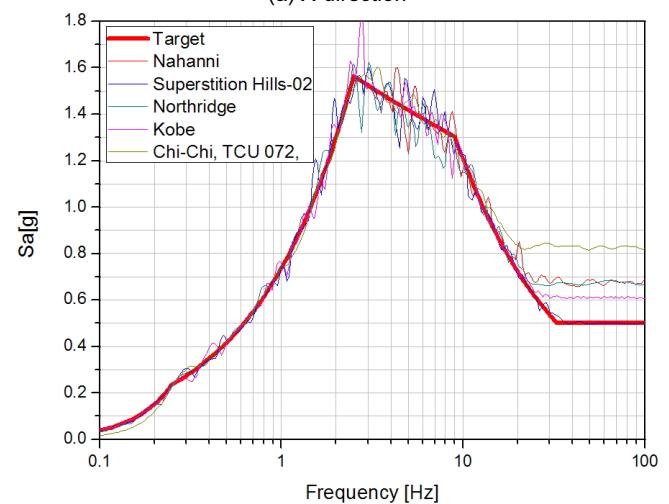
개선된 유한요소모델을 이용하여 예측한 붕괴하중점은 closing mode 와 opening mode에서 각각 0.0040 strain과 0.0060strain^o 예측되었다. 이 중 보다 엄격한 closing mode의 0.0040 strain을 곡관의 파괴모드로 선택하였다.

Table 6. Input ground motions

Earthquake	Station	Inter/Intra	Mw	Distance [km]
Nahanni	S3	Intra	6.76	5.32
Superstition Hills-02	ICC	Inter	6.54	18.2
Northridge	PKC	Inter	6.69	7.26
Kobe	KJMA	Inter	6.90	0.96
Chi-Chi, Taiwan	TCU072	Inter	7.62	7.03



(a) X-direction



(b) Z-direction

Fig. 12. Target spectrum and response spectrum

5. 입력지진동

ASCE 43-05[16]에서는 비선형 지진응답해석을 고려할 경우 실제로 기록된 지진파 혹은 기록된 지진파를 목표스펙트럼에 맞게 수정하여 사용할 것을 권장하고 있다. 그리고 ASCE 4-98[17]에서는 3개 이상의 지진동을 해석에 사용하도록 권고하고 있다. 따라서 본 논문에서는 Table 6과 같은 5개의 스펙트럼 적합 입력지반운동을 이용하여 비탄성지진응답해석을 수행하였다[18]. 이 5개의 인공지진파는 다양한 조건이 포함되도록 하여 선택된 기록지진을 대상으로, PGA가 0.5g인 Reg. Guide 1.60[19]의 수평 방향 5% 감쇠 스펙트럼에 맞도록 Hancock 등에 의해 개발된 프로그램인 RspMatch[20]를 이용하여 작성되었다. Fig. 12는 각각의 축방향에 대한 목표스펙트럼과 응답스펙트럼이다.

6. 지진격리된 원전배관의 지진취약도 분석

지진격리된 원전배관의 지진취약도를 계산하기 위한 절차는 Fig. 13과 같다. 지진격리된 구조물에 대한 지진응답해석을 수행한 후 배관이 지지되는 층의 응답을 하중으로 입력하여 배관에 대한 비선형지진응답해석을 수행한다. 이때 ABAQUS 6.12의 STEP기능을 이용하여 내압을 유지한 상태에서 직접적분법인 implicit method 비선형지진응답해석을 수행하였다. 그리고 지진격리된 구조물에서 배관이 지지되는 가장 아래층과 지반의 최

대상대변위를 변수로 하여 지진취약도를 계산하고 지진취약도 곡선을 작성하였다.

Fig. 14는 수평의 각 방향에 대한 비탄성지진응답해석의 결과를 나타낸 것이다. 입력지진동의 규모가 0.2 g일 때 모든 방향에 대하여 본 연구에서 정의한 파괴모드인 0.0040 strain 이상의 응답이 나타나는 것을 확인할 수 있다.

지진취약도곡선은 식(3)과 식(4)를 이용하여 계산하였다. 여기서, C_m 은 내력의 중앙값이고 $R_m(a)$ 는 임의의 지진 a 에 대한 구조물응답의 중앙 값이며 $\Phi(\cdot)$ 표준정규분포함수의 누적확률분포이고 β 복합확률변수로서 대수표준편차이다.

$$P_f(a) = 1 - \Phi \left[\frac{\ln C_m - \ln R_m(a)}{\beta} \right] \quad (3)$$

$$\beta = \sqrt{\beta_C^2 + \beta_R^2} \quad (4)$$

Table 7은 식(4)의 β_C 와 β_R 을 표시하였다. β_C 는 불확실성의 계수이고 β_R 은 무작위성의 계수로서 각각 요소실험과 지진응답해석을 통하여 유추하였다. 불확실성의 대수표준편차 β_C 는 내력(capacity)의 불확실성을 의미하는 것으로, 앞서 수행하였던 배관요소의 하중재하실험의 결과로부터 유추하였다.

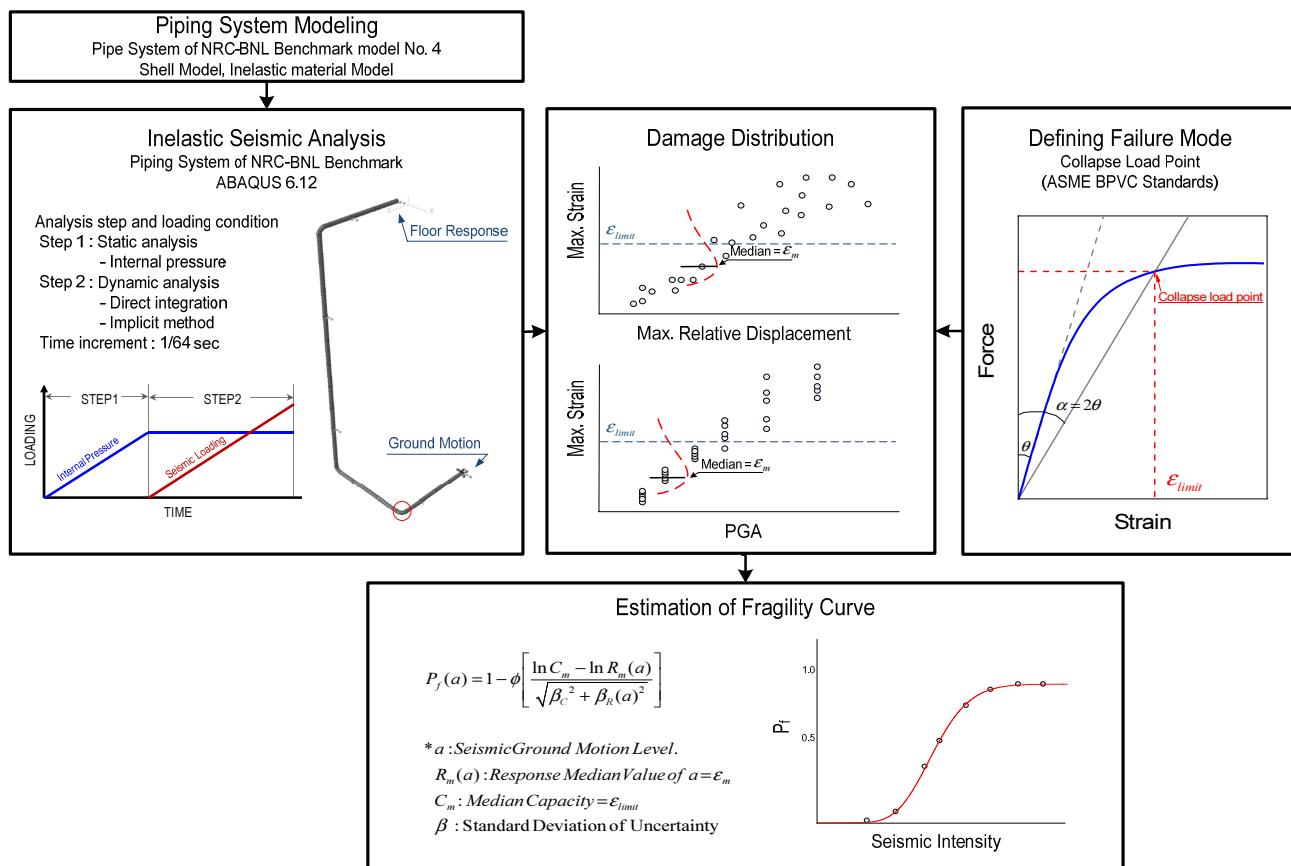


Fig. 13. The procedure for calculating seismic fragility

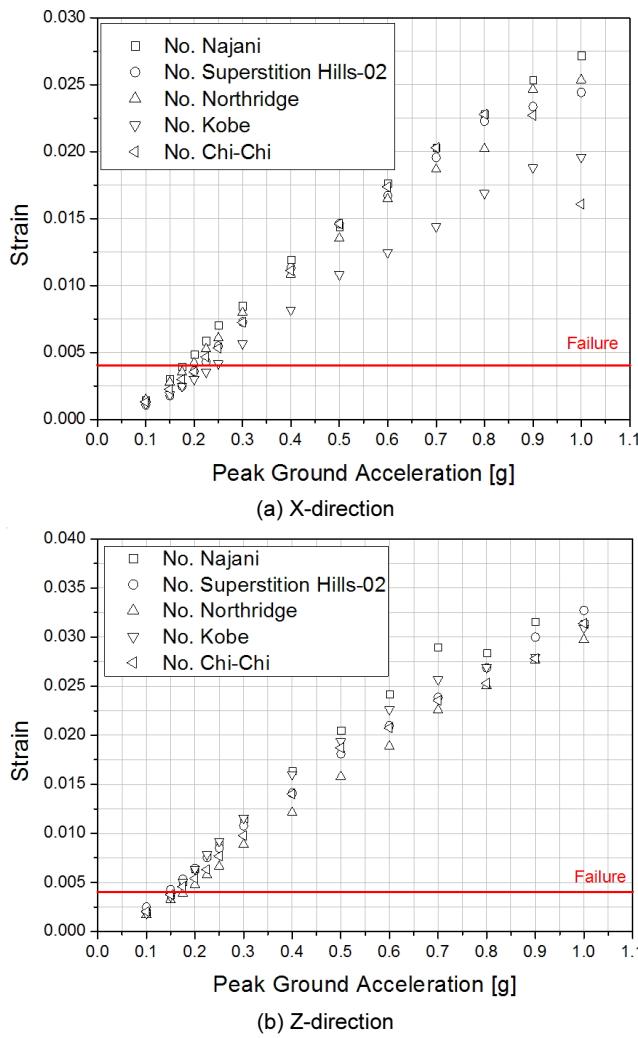


Fig. 14. Results of seismic analysis

Table 7. Standard deviation of uncertainty

	Log-normal Standard Deviation
Log-normal Standard Deviation of Capacity, β_c	0.05
Log-normal Standard Deviation of Resistance, β_R	0.13
Standard Deviation of Uncertainty, β	0.14

β_c 는 요소실험으로부터 파괴모드에 대한 대수표준편차를 구하여 이용할 수 있을 것으로 판단하였다. 배관요소의 파괴모드로 정의한 봉괴하중점을 구하기 위해 수행된 곡관 시험체의 closing mode에 대한 단조하중재하 실험은 2건으로서, 이로부터 구해진 대수표준편자는 통계학적인 의미를 부여하기 어렵다. 하지만 임의의 값으로 대신하는 것에 비하여 신뢰도가 높을 것으로 판단하고, 실험으로부터 파괴모드에 대한 대수표준편차를 구하였다. 그 결과 Table 7에서와 같이 β_c 의 0.05로, 불확실성이 크지 않은 것으로 판단되었다.

β_R 은 각 PGA규모에 따른 비선형지진응답해석으로부터 얻어진 응답들의 대수표준편자들을 구하고 그들의 중앙값을 계산한 뒤, 두 방향 중앙값

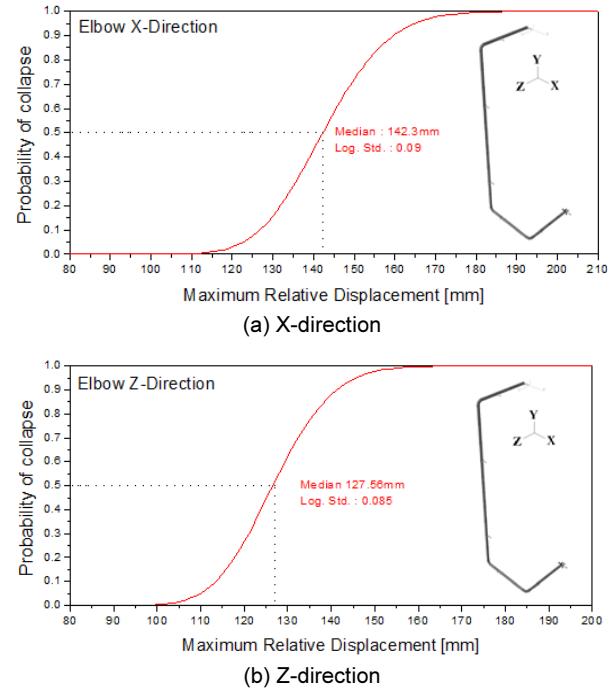


Fig. 15. Seismic fragility curve by maximum relative displacement between ground and isolated floor

의 평균을 PGA와 최대상대변위의 지진취약도에 대한 β_R 로서 사용하고자 하였다. 이렇게 구해진 β_R 은 0.13이다.

Fig. 15는 지진격리된 구조물에서 배관이 지지되는 가장 아래층과 지반의 최대상대변위를 변수 하여 수평 각 방향에 대한 지진취약도 곡선을 나타낸 것이다.

Fig. 15에서 배관시스템의 파괴모드를 초과하는 입력지진동의 규모는 약 0.2g로 APR1400의 SSE인 0.3g보다 낮게 나타났다. 최대상대변위를 변수 하여 지진취약도를 계산하였을 경우, 지진취약도 곡선의 중앙값이 X와 Z방향에 대하여 각각 142.3 mm와 127.6 mm로 큰 차이가 얻어졌다.

7. 결론

본 논문에서는 배관시스템에서 곡관을 지진에 대한 취약요소로 정의하였으며, 요소실험을 통하여 해석모델을 개선하였다. 지진하중 발생 시 배관의 파괴모드는 보수적인 의미에서 설계기준을 초과하여 영구변형이 발생하여 배관요소를 교체해야 하는 경우로 정의하였다. 따라서 봉괴하중점을 파괴모드로 적용하였다.

배관시스템의 파괴모드를 초과하는 입력지진동의 규모는 약 0.2g로 APR1400의 SSE인 0.3g보다 낮게 나타났다. 하지만 최대상대변위를 변수로 하여 지진취약도를 계산하였을 경우, 지진취약도 곡선의 중앙값이 X와 Z방향에 대하여 각각 142.3 mm와 127.6 mm로 상당히 큰 차이가 얻어졌다. 그러므로 지진격리된 원전배관과 같이 변위에 민감한 시스템의 지진취약도를 평가함에 있어서, 지진격리된 구조물에서 배관이 지지되는 가장 아래층과 지반의 최대상대변위를 변수로 하여 지진취약도를 표현하는 방법이 유용할 수 있을 것으로 판단된다.

/ 감사의 글 /

본 연구는 2013년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(No.2011T100200080)

/ REFERENCES /

1. U.S Nuclear Regulatory Commission. Technical Considerations for Seismic Isolation of Nuclear Facilities(Draft);c2012.
2. Choi IK, Seo JM. Inelastic Energy Absorption Factor for the Seismic Probabilistic Risk Assessment of NPP Containment Structure. Journal of the Earthquake Engineering Society of Korea. 2001;5(5): 47–56.
3. Choi IK, Seo JM, Chun, YS, Lee, JR. Evaluation of Response Spectrum Shape Effect on Seismic Fragility of NPP Component. Journal of the Earthquake Engineering Society of Korea. 2003;7(4): 23–30.
4. Kim MK, Yasuki O, Chun YS, Choi IK. Analysis of Seismic Fragility Improvement Effect of an Isolated Rotational Equipment. Journal of the Earthquake Engineering Society of Korea. 2007;11(6):69–78.
5. KHNP. Probabilistic Safety Assessment of Uljin No. 5 and No. 6;2002.
6. Xu, J, DeGrassi, G, Chokshi, N. A NRC-BNL benchmark evaluation of seismic analysis methods for non-classically damped coupled systems. Nuclear Engineering and Design. 2004;228:345–366.
7. Huang YN, Andrew S, Whittaker A, Nicolas L. Seismic Performance Assessment of Base-isolated Safety-related Nuclear Structures, Earthquake Engineering and Structural Dynamics. 2010;39:1421–1442.
8. Touboul F, Sollogoub P, Blay N. Seismic behaviour of piping systems with and without detect : experimental and numerical evaluations. Nuclear Engineering and Design. 1999;192:243–260.
9. Zhang T, Brust FW, Shim DJ, Wikowski G, Nie J, Hofmayer C. Analysis of JNES Seismic Tests on Degraded Piping. NUREG/CR-7015; c2010.
10. American Society of Mechanical Engineers. Welded and Seamless Wrought Steel Pipe, ASME B36.10M–2004;c2004.
11. Gye MS. A Research of Elbow Wall Thickness Effect in Nuclear Power Plant Piping System. Ph.d thesis. Pusan National University:c2013.
12. KEPCO Engineering & Construction Company, Inc. SKN 3 & 4 Safety Related–Plant Manual–Main Stem System (MS), 9–521–M442–001; c2011.
13. American Society of Mechanical Engineers. ASME Boiler & Pressure Vessel Code;c2007.
14. Electric Power Research Institute, Piping and Fitting Dynamic Reliability Program, EPRI TR-102792-V1 through V5;c1994.
15. Ju BS, Jung WY. Framework for Fragility Evaluation of Piping System. The 22nd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-22);c2013.
16. American Society of Civil Engineers. Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities. ASCE 43–05;c2005.
17. American Society of Civil Engineers. Seismic Analysis of Safety–Related Nuclear Structures and Commentary. ASCE 4–98;c2000.
18. Kim JH, Kim MK, Choi IK. Response of Base Isolation System Subjected to Spectrum Matched Input Ground Motions. Journal of the Earthquake Engineering Society of Korea. 2013;17(2):89–95.
19. U.S Nuclear Regulatory Commission. Regulatory Guide. 1.60, Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants;c1973.
20. Hancock J, Watson-Lamprey J, Abrahamson NA, Bommer JJ, Markatis A, McCoy E, Mendis R. An improved method of matching response spectra of recorded earthquake ground motion using wavelets. Journal of Earthquake Engineering. 2006;10(S1): 67–89.