2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

대질점 방법을 이용한 부지포괄개념의 신형경수로 1400 원자로냉각재계통의 내진해석

Seismic Analysis of APR1400 RCS for Site Envelope Using Big Mass Method

김정용, 전장환, 이대희, 박성호
한국전력기술㈜
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

신형경수로 1400 설계개념 중의 하나는 부지포괄 내진설계이며, 이는 암반지반 위에 건설된 현재까지의 국내 원전과는 달리 건설부지를 토질지반까지 확장한 것이다. 암반지반에서는 지진운동이 병진운동의 형태로 그대로 구조물에 전달되지만 토질지반의 경우 지반과 구조물의 상호작용으로 인하여 구조물 기초에 회전운동이 발생하고 구조물의 응답특성이 달라진다. 본 논문에서는 토질지반에 의한 구조물의 응답특성을 알아보기 위해 병진운동과 회전운동이 동시에 작용하는 신형경수로 1400 원자로냉각재계통에 대해 대질점(Big Mass) 방법을 이용하여 내진해석을 수행하였다. 내진해석 결과 토질지반에 의한 영향은 원자로냉각재계통 주기기 및 주기기 지지구조물 설계에는 크게 영향을 미치지 않으나 고유진동수가 낮은 원자로내부구조물 설계 및 배관과 노즐의 설계에는 영향을 미칠 수 있는 것으로 평가되었다.

Abstract

One of design concepts of APR1400 is the site envelope considering various soil sites as well as rock site. The KSNP's are constructed on the rock site where only the translational excitations are directly transferred to the plant. On the other hand, the rotational motions affect the responses of the structures in the soil cases. In this study, a Big Mass Method is used to consider rotational motions as excitations at the foundation in addition to translational ones to obtain seismic responses of the APR1400 RCS main components.

The seismic analyses for the APR1400 excited simultaneously by translation and rotational motions were performed. The results show that the effect of soil sites is not significant for the design of main components and supports of the RCS, but it may be considerable for the design of reactor vessel internals, piping, and nozzles which have lower natural frequencies.

1. 서 론

원자력발전소는 사고의 중대성을 고려하여 발생 가능한 모든 사고를 가정하여 이에 대한 안전성을 입증하여야 한다. 지진은 이러한 가상사고 중의 하나로 고려되며, 내진해석을 통하여 지진에 대한 원자력발전소의 건전성을 확보할 수 있도록 한다. 지진에 의한 원자력발전소 부지의 지반운동은 원자로건물을 통하여 원자로냉각재계통(Reactor Coolant System, RCS)의 주기기 및 배관에 동적거동을 유발한다. 이 지반운동에 대한 원자로냉각재계통의 내진해석을 통하여 원자로냉각재계통의 기기 및 부품의 내진해석 입력자료와 내진설계하중을 생산한다.

신형경수로 1400(Advanced Power Reactor 1400, APR1400)[1,2]의 원자로냉각재계통은 원자로 1 기, 가압기 1 기와 2 개의 loop 로 구성되어 있으며, 각 loop 는 증기발생기 1 기와 원자로냉각재펌프 2 기 및 이들을 연결하는 원자로냉각재계통의 주배관인 고온관과 저온관으로 구성되어 있다. 그림 1 은 신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통을 나타낸다. 참고로 신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통은 한국표준형원전(Korean Standard Nuclear Power Plant, KSNP)의 원자로냉각재계통과 유사한 배치를 갖고 있다.

신형경수로 1400 의 설계개념 중의 하나는 발전소의 부지포괄 개념이다. 이 개념은 한국표준형원전의 암반지반(Rock Site) 외에 토질지반(Soil Site)도 건설부지로 고려하는 것이다. 기존의 한국표준형원전에서는 발전소의 기초가 직접 암반 위에 얹혀지므로 암반의 지진운동이 병진운동의 형태로서 지진에너지가 발전소의 기초로 직접 전달된다. 그러나 토질지반의 경우 구조물의 동적거동과 지반의 동적거동이 상호 연계되는 지반-구조물 상호작용(Soil-Structure Interaction, SSI)으로 인하여 구조물 기초(Foundation)에 회전운동이 발생하고 구조물의 응답특성이 달라진다. 가속도 시간이력을 사용한 원자로냉각재계통 과도해석의 경우, 회전운동 각가속도 시간이력을 직접 구조물에 적용할 수 없기 때문에 대질점(Big Mass) 방법[3]을 사용하게 되었다.

본 논문의 목적은 이러한 토질지반의 발전소 내진해석 시 회전운동을 구조물에 고려할 수 있는 대질점(Big Mass) 방법을 이용한 원자로냉각재계통 내진해석 방법을 소개하고, 이 방법을 이용해 신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통 내진해석을 수행함으로써 토질지반의 추가로 인한 원자로냉각재계통 주기기의 지진응답 특성변화를 고찰하기 위한 것이다. 이를 위하여 1 개 암반지반과 8 개 토질지반에 대하여 ANSYS[4]를 이용해 신형경수로 1400 의 내진해석을 수행하였다.

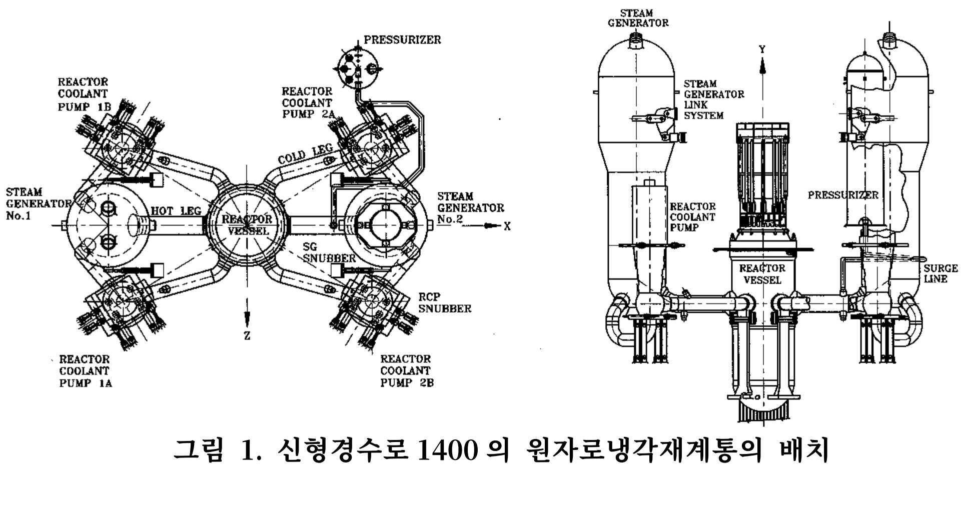

그림 1. 신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통의 배치

2. 대질점 방법 (Big Mass Method)

암반지반 위에 건설된 기존의 한국표준형원전의 경우 내진해석은 병진운동 가속도 시간이력만을 사용하여 수행되었다. 그러나 암반지반이 아닌 다양한 부지에 원전 건설이 검토됨에 따라, 지반과 구조물의 상호작용으로 인한 회전운동을 고려할 수 있는 내진해석이 요구된다.

병진운동과 회전운동을 고려한 내진해석을 위하여 병진운동 가속도 및 회전운동 각가속도 시간이력을 사용하는데 유용한 대질점(Big Mass) 방법을 사용한다.

대질점 방법은 과도해석 시 가속도 시간이력을 구조물에 적용하기 위한 방법으로, 가상의 매우 큰 질량과 관성모멘트를 구조물의 특정 자유도(Degree of Freedom)에 추가하고 이 자유도에 가속도 시간이력을 적용시키는 방법이다. 이때 내진해석을 위한 입력하중은 병진운동 가속도 시간이력과 회전운동 각가속도 시간이력을 아래의 식을 이용하여 힘(F(t))과 모멘트(M(t)) 시간이력으로 변환한 후 대질점에 적용한다.

$F(t) = m \times a(t)$

$M(t) = I \times \alpha(t)$

여기서, m : 대질점의 질량
I : 대질점의 관성모멘트
a(t) : 건물구조물 기초의 병진운동 가속도 시간이력(그림 3 참조)
α(t) : 건물구조물 기초의 회전운동 각가속도 시간이력(그림 3 참조)

대질점의 추가로 인하여 추가되는 모드는 해석 대상구조물의 고유진동수와 충분히 격리되도록 대질점의 질량과 관성모멘트를 취한다. 본 논문에서는 원자로냉각재계통의 최저 고유진동수보다 10^{-3} 배 이하가 되도록 취하였고, 이때 다른 고유진동수들의 변화는 무시할 정도로 작았다.

신형경수로 1400 에서 처음 사용되는 대질점 방법을 이용한 원자로계통 내진해석의 타당성을 확인해 보기 위하여 병진운동만을 고려한 GT-STRUDL[5]로 해석이 이루어진 한국표준형원전을 택하여 지진해석모델을 ANSYS 해석모델로 변환한 후, 동일한 가속도 시간이력으로 가진시켜 나온 결과를 비교하였다. 두 개의 코드 모두 과도해석 방법으로 모드중첩법[4]을 사용하고 감쇠값은 원자로냉각재계통 내진해석 모델이 다양한 임계감쇠비(Critical Damping Ratio)를 포함하고 있기 때문에 복합모드감쇠값(Composite Modal Damping Value)을 ANSYS 에서 구하여 사용하였다. 복합모드감쇠값을 구하기 위한 재질별 임계감쇠비는 US NRC RG 1.61[6]의 안전정지지진(Safe Shutdown Earthquake, SSE)에 대한 감쇠비를 사용하였다.

해석결과의 비교대상은 구조물의 동적거동을 파악할 수 있는 고유진동수와 기기설계 및 해석에 사용되는 기기와 지지구조물의 하중, 지진최대변위 그리고 기기의 응답스펙트럼이었다.

표 1 은 2 개 코드로 모달해석을 한 결과로서 주요기기의 고유진동수는 일치하는 결과를 보였다. 표 2 에 제시된 원자로용기 지지구조물의 하중과 모멘트에서는 최대 1% 이내, 표 3 의 원자로 용기의 지진최대변위는 최대 2% 이내, 그리고 그림 2 에 제시된 원자로용기의 응답스펙트럼의 경우 최대 5% 이내의 오차를 보임으로써 대질점 방법을 이용한 원자로냉각재계통 내진해석은 충분한 신뢰성을 갖는 것으로 판단되었다.

표 1. ANSYS 와 GT-STRUDL 의 주요기기 고유진동수 비교

기기	고유진동수 (Hz)			
	방향	ANSYS	GT-STRUDL	비교(%)※
원자로용기	X	10.72	10.72	0.0
	Y	20.21	20.21	0.0
	Z	11.55	11.55	0.0
증기발생기	X	14.64	14.64	0.0
	Y	25.44	25.44	0.0
	Z	19.21	19.21	0.0
원자로냉각재펌프	X	12.81	12.81	0.0
	Y	18.72	18.72	0.0
	Z	12.86	12.86	0.0

※(ANSYS값 – GTSTRUDL값) / GTSTRUDL값 × 100

표 2. ANSYS 와 GT-STRUDL의 원자로용기 지지구조물 하중 비교

Unit; F (Force) : kips, M (Moment) : ft-kips

하중위치		하중		
		ANSYS	GT-STRUDL	비교(%)※
상부 수평지지점		658	656	100.3%
지지구조물 하부 지지점	수평력 (원자로 중심방향)	312	311	100.3%
	수직력	69	69	100.0%
	수평력 (원자로 중심방향과 직각방향)	4	4	100.0%
	굽힘 모멘트 (원자로 중심방향)	155	155	100.0%
	비틀림 모멘트	44	44	100.0%
	굽힘 모멘트 (원자로 중심 방향과 직각방향)	113	112	100.9%

※ANSYS 값 / GTSTRUDL 값 × 100

표 3. ANSYS 와 GT-STRUDL의 원자로용기 지진최대변위 비교

Unit; 변위: inch, 회전변위: $\times 10^{-3}$ rad

변위위치		변위			회전변위		
		X	Y	Z	X	Y	Z
노내계측기노즐	ANSYS	0.0044	0.0054	0.0106	0.0657	0	0.0839
	GT-STRUDL	0.0044	0.0054	0.0106	0.0658	0	0.0833
	비교(%)※	100.0%	100.0%	100.0%	99.8%	100.0%	100.7%
누설감지관	ANSYS	0.0372	0.0060	0.0365	0.0798	0	0.0989
	GT-STRUDL	0.0372	0.0060	0.0367	0.0803	0	0.0985
	비교(%)	100.0%	100.0%	99.5%	99.4%	100.0%	100.4%
기둥지지구조물 이음부 상부	ANSYS	0.0153	0.0074	0.0213	0.1430	0.1064	0.2193
	GT-STRUDL	0.0153	0.0073	0.0213	0.1427	0.1058	0.2185
	비교(%)	100.0%	101.4%	100.0%	100.2%	100.6%	100.4%

※ANSYS 값 / GTSTRUDL 값 × 100

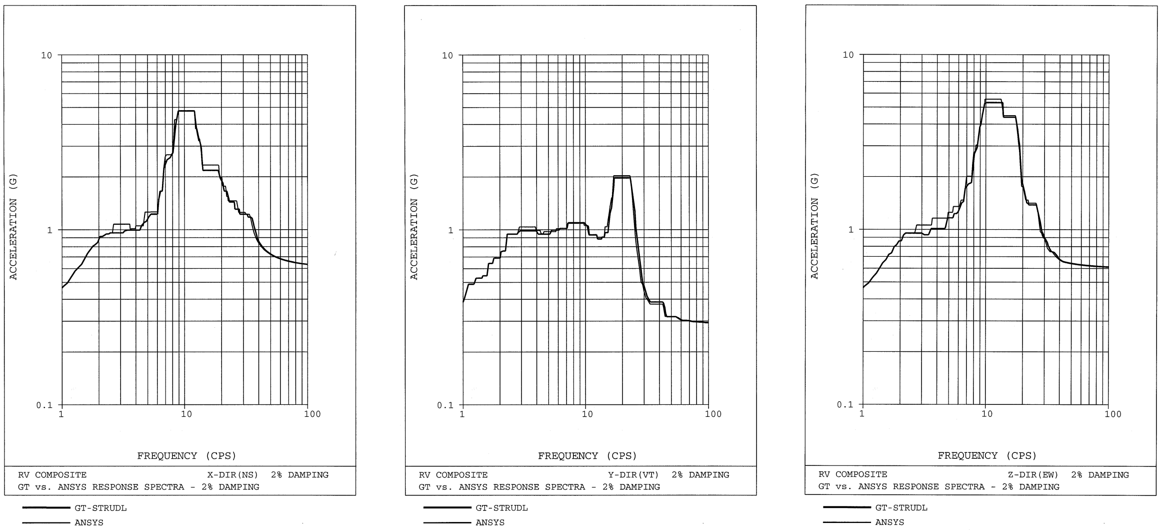

그림 2. ANSYS 와 GT-STRUDL 의 원자로용기 응답스펙트럼 비교 – (2% Damping)

3. 신형경수로 1400 원자로냉각재계통의 내진해석

3.1 신형경수로 1400 원자로냉각재계통 내진해석 모델

신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통 내진해석을 위한 원자로냉각재계통과 건물구조물의 내진해석 모델은 3 차원 집중질량 보 요소[4]로 작성되었으며, 해석모델은 그림 3 과 같다. 원자로냉각재계통은 원자로의 운전과정에 열에 의한 팽창 및 수축을 한다. 주기기의 지지구조물 및 주기기 내부구조물은 이러한 열에 의한 팽창 및 수축을 구속하지 않지만, 동적거동을 구속하기 위하여 스너버(Snubber)와 키(Key)가 설치되었다. 스너버는 잠김속도(Lockup Velocity)에 제한을 두어 지진발생 시 주어진 구속력을 발휘하도록 설계되어 있어, 내진해석을 위한 모델에는 선형 스프링요소로 모델링되었다.

3.2 지진입력하중 및 부지조건

신형경수로 1400 의 내진해석을 위한 입력지진은 미국 원자력규제위원회 규제지침 1.60(US Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide 1.60)[7]의 설계응답스펙트럼을 변형한 응답스펙트럼을 설계지반응답스펙트럼(Design Ground Response Spectrum, DGRS)으로 취하였다. 신형경수로 1400 의 설계지반응답스펙트럼은 수직방향과 수평방향 모두 영주기가속도(Zero Period Acceleration) 차단진동수(Cutoff Frequency)를 RG 1.60 의 33Hz 에서 40Hz 까지 확장한 것이다. 이로 인하여 9 ~ 40 Hz 진동수 범위가 강화된 스펙트럼이다. 또한 신형경수로 1400 의 설계지반 가속도는 0.3 g 이며, 이에 대한 설계지반 가속도응답스펙트럼을 RG 1.60 의 응답스펙트럼과 비교하여 그림 4 에 나타내었다.

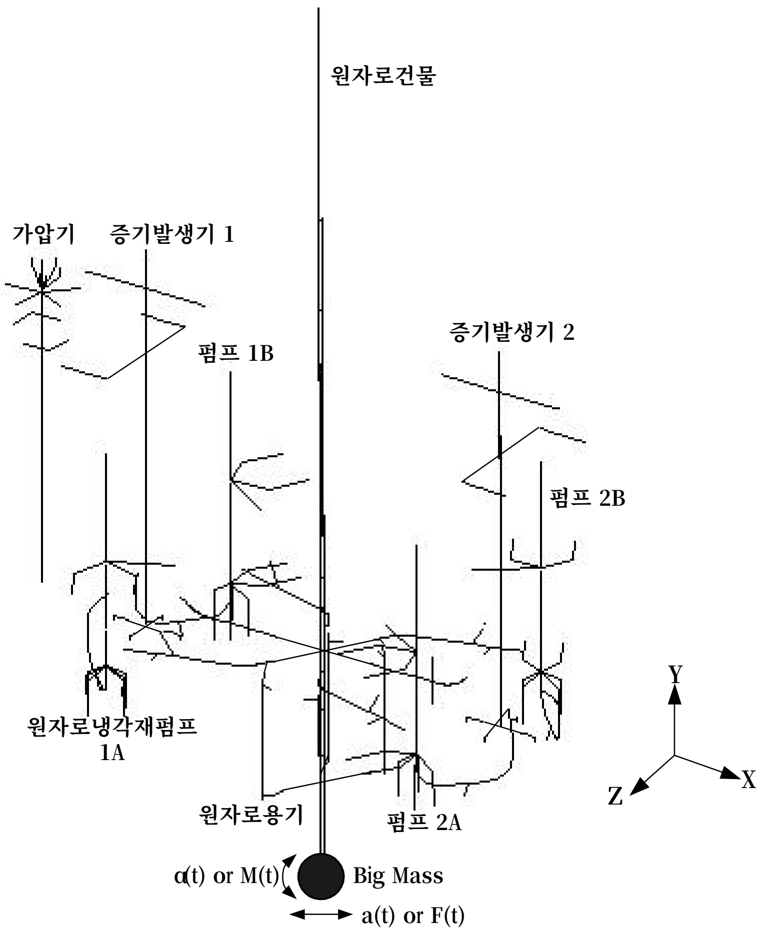

그림 3. 신형경수로 1400 원자로냉각재계통 내진해석 모델과 개념도

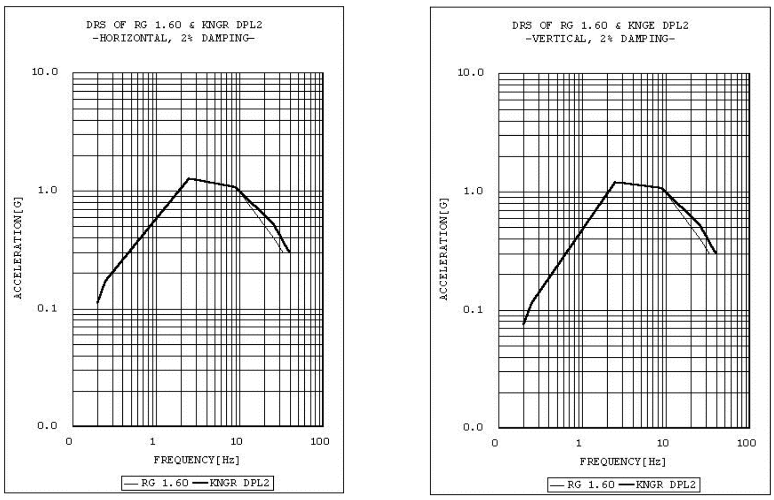

그림 4. 설계지반 가속도응답스펙트럼 비교

신형경수로 1400 의 부지는 1 개 암반지반과 8 개 토질지반을 고려한다. 이 8 개 토질지반은 건물구조물 기초와 지중암반(Rock Outcrop) 사이의 거리와 지반의 전단파 속도(Shear Wave

Velocity) 등을 고려하여 분류한 것이다. 암반지반을 제외한 8 개 토질지반의 경우 그림 4 의 설계 지반 응답스펙트럼으로부터 만들어진 인공 가속도 시간이력을 지중암반에 적용시키고, 지반-구조물 상호작용 효과를 고려한 종합설계자의 내진해석 결과 중 건물구조물 기초에서의 가속도 시간이력이 실제 원자로냉각재계통 내진해석의 입력운동이다. 이 입력운동의 응답스펙트럼을 그림 5 에 나타내었다.

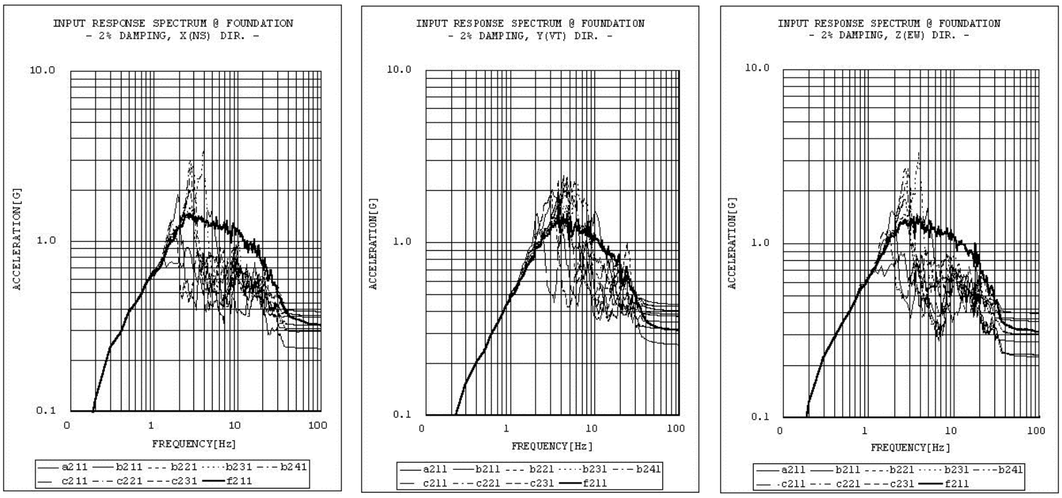

그림 5. 건물구조물 기초에서의 응답스펙트럼

3.3 내진해석

신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통의 내진해석은 시간이력해석을 통하여 ANSYS 로 수행하였으며, 해석방법은 모드중첩법을 사용하였으며, 해석절차 및 방법은 2 장의 대질점 방법에 기술된 내용과 같다.

지진입력운동으로 9 개 지반에 대한 각각 3 방향 (수직 1 방향과 수평 2 방향)의 가속도 시간이력을 그림 3 의 대질점에 동시에 가진하여 해석을 수행하였다. 이 중 8 개 토질지반에 대한 가속도 시간이력에 포함된 회전운동 각가속도 시간이력은 모멘트 시간이력의 형태로 변환한 후 가진시켰다.

3.4 해석결과 및 검토

내진해석 결과로 얻은 암반지반과 토질지반에서의 원자로용기의 응답스펙트럼인 그림 6 과 7 을 입력운동의 응답스펙트럼 그림 5 와 비교해 볼 때, 수평(X, Z)방향은 6 Hz 이하의 진동수 범위에서는 토질지반이 암반지반보다 주요하게 영향을 미치며, 수직(Y)방향은 12 Hz 이하의 진동수 범위에서 토질지반이 주요한 영향을 미치고 있다. 이 결과는 그림 5 에 나타낸 건물구조물의 입력운동의 응답스펙트럼과 비교해 볼 때 타당한 결과로 평가된다. 즉, 건물구조물 기초의 입력운동의 스펙트럼을 살펴보면, 수평방향은 6 Hz 이하의 진동수 범위에서 증폭이 크며, 수직방향은 12 Hz 이하의 진동수 범위에서 응답을 크게 할 수 있는 스펙트럼이다. 이는 원자로냉각재계통 주기기의 모든 응답스펙트럼에서 공통적으로 나타나는 현상이다.

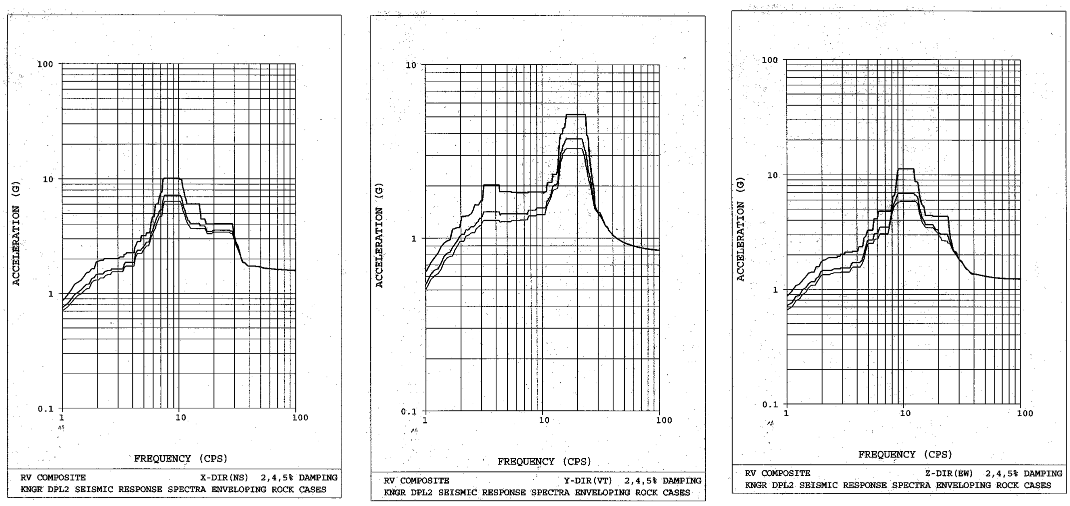

그림 6. 암반지반의 응답스펙트럼-RV Composite(2, 4 & 5% Damping)

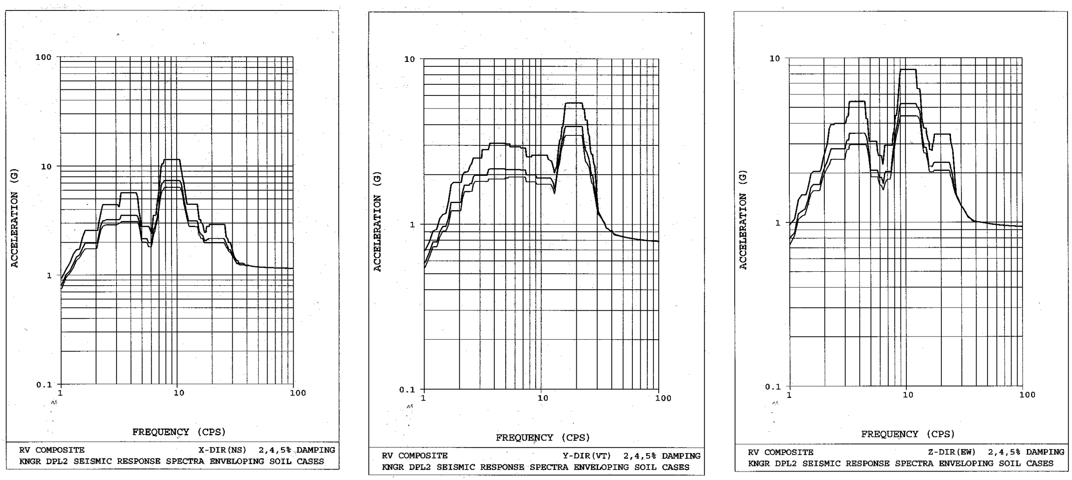

그림 7. 토질지반의 포괄응답스펙트럼-RV Composite(2, 4 & 5% Damping)

표 4 는 신형경수로 1400 의 암반지반과 토질지반의 포괄 결과 중 원자로냉각재계통 지지구조물의 하중을 한국표준형원전을 기준으로 작성한 표이다. 원자로냉각재계통 지지구조물의 경우 거의 모든 지지구조물에서 암반지반이 지배적임을 볼 수 있다. 이는 신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통의 고유진동수가 수평방향은 10~20 Hz, 수직방향은 20 Hz 이상에 분포하고 있어, 암반지반의 입력운동이 우세한 진동수 범위에 분포하고 있기 때문인 것으로 평가된다.

토질지반에 대한 지반-구조물 상호작용 효과는 6 Hz 이상의 진동수보다 6 Hz 이하의 진동수 범위에서 상대적으로 강화된 입력운동의 변화를 초래하고, 이는 건물구조물 및 원자로냉각재계통 응답스펙트럼의 6 Hz 이하 진동수 범위의 스펙트럼 값을 증대시킨다. 그러므로 고유진동수가 6 Hz 이하인 핵연료집합체를 포함하는 원자로 내부구조물의 설계에 영향을 미칠 것으로 판단되며, 또한 기기에 연결되는 배관계의 진동수가 6 Hz 이하의 성분을 가질 경우 배관계의 하중이 역으로 기기에 미치는 영향을 증대시키기 때문에 기기의 노즐설계에도 영향을 줄 수 있다. 그러나 하중의 경우 설계가속도가 0.2g 인 한국표준형원전의 설계하중과 비교해볼 때 신형경수로 1400 의 지지구조물 설계하중은 암반지반의 경우가 토질지반의 경우보다 조금 크거나 비슷하므로, 지지구조물의 설

계하중에는 설계가속도 값의 변화가 주요하게 영향을 미칠 것으로 판단된다.

표 4. 원자로냉각재계통 지지구조물 하중비교

지지점 위치 및 명칭			하중비교		
			토질지반(포괄)	암반지반	한국 표준형원전
원자로	상부 수평지지점	수평력	1.36	1.58	1
	지지구조물 하부 지지점	수평력 (원자로 중심방향)	1.60	1.80	1
		수직력	1.71	2.17	1
		수평력 (원자로 중심방향과 직각방향)	2.04	2.16	1
		굽힘 모멘트 (원자로 중심방향)	1.12	1.04	1
		비틀림 모멘트	1.55	1.65	1
		굽힘 모멘트 (원자로 중심방향과 직각방향)	1.59	1.69	1
증기발생기	미끄럼판 지지점	수직하중(원자로 쪽)	2.33	2.73	1
		수직하중(미끄럼판 양쪽)	2.67	3.35	1
		수직하중(원자로 반대쪽)	5.73	7.21	1
	하부 키(각각)	수평력 (원자로 중심방향과 직각방향)	1.64	1.71	1
	스너버(2 개 합)	수평력 (원자로 중심방향)	0.98	1.06	1
	상부 키(각각)	수평력 (원자로 중심방향과 직각방향)	1.63	1.96	1
원자로냉각재 펌프	수직지지점(각각)	수직력	1.88	1.95	1
	하부 수평지지점(각각)	지지물 축방향 수평력	1.60	1.88	1
	상부 수평지지점(각각)	지지물 축방향 수평력	0.61	0.70	1
	스너버(2 개 합)	지지물 축방향 수평력	0.96	1.19	1

4. 결 론

이상의 대질점 방법을 이용한 신형경수로 1400 의 원자로냉각재계통의 내진해석 모델작성과 해석, 해석결과의 검토를 통하여 다음과 같은 결과를 얻을 수 있었다.

(1) 지진운동에 병진운동 외에 회전운동이 포함된 내진해석의 경우 ANSYS 코드를 이용하여 건물 구조물 기초에 가상의 대질점을 추가하고, 이에 입력 가속도 시간이력을 힘과 모멘트로 변환시켜 적용하면 병진운동과 회전운동을 동시에 적용한 해석이 가능하였다.

(2) 대질점 방법을 이용한 KSNP 모델의 내진해석 결과 기존의 GT-STRUDL 로 내진해석을 수행한 후 얻은 결과와 최대 5%이내의 오차를 보임으로써 대질점 방법을 이용한 원자로냉각재계통의 내진해석은 타당성이 있는 것으로 판단되었다.

(3) 신형경수로 1400 의 토질지반에 대하여 지반-구조물 상호작용 효과를 고려한 내진해석의 결

과는 수평방향은 6 Hz 이하, 수직방향은 12 Hz 이하의 진동수 범위의 응답이 암반지반보다 증대되었다.

(4) 토질지반에 의한 지반-구조물 상호작용효과는 주기기 및 주기기 지지구조물의 설계하중에 영향을 크게 미치지 못하나, 고유진동수가 저진동수 구간에 있는 핵연료집합체를 포함한 원자로내부구조물과 배관, 기기의 노즐 설계에는 암반지반보다 큰 영향을 미칠 수 있다.

참고문헌

1. 오혁성, 김인식, 김동수, “신형경수로 1400 핵증기공급계통 주요 설계특성,” 대한기계학회 춘계 학술강연회 논문집, 2001.
2. J. S. Park, I. Y. Kim, S. H. Park, H. G. Song, T. S. Choi, Y. S. Park, “NSSS Mechanical Design Features of the APR1400,” Proceedings of the KAIF/KNS Annual Conference, 2002.
3. NASTRAN User’ s Manual, MSC.Software, 1996
4. ANSYS User's Manual, SAS IP, Inc., 1996.
5. GT-STRUDL User’ s Manual, Georgia Institute of Technology, 1992.
6. USNRC Regulatory Guide 1.61, Rev. 00, Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants, 1973.
7. USNRC Regulatory Guide 1.60, Rev. 01, Design Response Spectrum for Seismic Design of Nuclear Power Plants, 1973.

본 논문에 기술된 내용은 한국수력원자력㈜와 한국전력기술㈜간의 차세대원자로 기술개발 용역 계약에 따라 한국수력원자력㈜의 지원에 의해 수행된 것임.