

중소형 일체형원자로 SMART 내진해석

Small and Medium Integral Reactor, SMART-Seismic Analysis



김 태 완*



최 순*



박 근 배*

* 한국원자력연구원 중소형원자로기술개발부 책임연구원

1. 머리말

원자력의 평화적 이용과 안정적인 에너지 공급을 목표로 원자력 발전을 추진하여 1978년 고리 1호기가 국내 최초의 상업운전을 시작한 이후 현재 국내에서 가동 중인 원전은 20기이며 6기가 건설되고 있다. 발전용 원자로는 핵연료 및 냉각재의 종류에 따라 가압경수로, 비등경수로, 가압중수로, 가스냉각로 등으로 분류할 수 있는데, 우리나라에는 가압경수로(16기)와 가압중수로(4기)가 건설, 운영되고 있다. 가압경수로는 냉각재의 순환 경로와 주요기기의 배치 개념을 기준으로 분리형원자로와 일체형원자로로 세분화할 수 있다. 일반적인 가압경수로는 원자로 압력용기, 가압기, 증기발생기 및 원자로 냉각재펌프 등을 분리하여 배치한 후 주요기기를 배관으로 연결하는 배치 개념을 사용한다. 일체형원자로는 핵연료, 증기발생기, 가압기 및 냉각재펌프 등의 주요기기를 하나의 압력용기에 내장한 원자로이다.

한국원자력연구원은 원자력 에너지 활용의 다변화를 위하여 전력생산과 함께 해수담수화 에너지를 공급할 수 있는 안전성이 향상된 다목적 중소형 일체형원자로 SMART의 개발을 추진하고 있다. 그림 1은 SMART 원자로집합체의 배치 개념과 구조를 표시한 것이다. 이 글에서는 일체형원자로 SMART의 주요 해석업무의 하나인 내진해석 사례를 소개하고자 한다.

지진은 원전 시설의 안전성에 중대한 영향을 미치는 자연 현상이며, 원전 시설물의 안전성을 확보하기 위한 내진설계 지침이 법규와 기술기준으로 제정되어 있다.^{1~4)} 내진설계는 원자로가 건설되는 지역에서 정의한 설계기준지진을 적용하여 동적해석을 포함한 구조해석을 수행하고 기술기준에 따라 원자로구조물의 건전성을 입증하는 일련의 절차이다. 내진해석의 절차와 건전성의 입증 과정은 인허가와 관련된 법규, 규제 지침 및 기술기준으로 제시되어 있다.

내진해석은 그림 1과 같이 핵증기공급시스템의 설계를 담당하는 계통설계자와 건물 및 보조계통의 설계를 담당하는 종합설계자의 역무로 나누어 진행된다. 계통설계자가 원자로의 동특성을 모사한 계통모델을 제공하면 종합설계자는 건물과 원자로 계통을 연성하여 내진해석을 수행한 후 원자로의 내진해석을 위한 입력 자료를 다시 계통설계자에게 제공한다. 내진해석 방법은 인허가 규정과 기술기

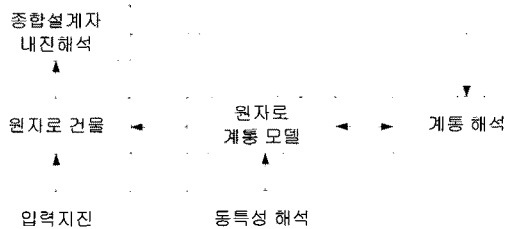


그림 1 내진해석 역무 및 절차

준 요건을 준수하므로 원자로의 형태와 관계없이 표준화된 절차를 따르지만, 원자로의 배치 개념 및 구조물의 건전성 입증 방법 등에 따라 세부 절차에서는 차이가 발생한다. 이 글에서는 일체형원자로의 내진해석 절차와 방법에 대한 개괄적인 내용을 소개하고자 한다.

2. SMART 원자로의 내진 해석

2.1 해석 모델의 작성

내진해석은 원자로의 전체적인 동특성을 모사하여 지진하중으로 인한 동적응답을 정의하는 계통 해석과, 계통해석으로 구한 응답으로부터 내부구조물이나 부계통(sub-system)의 응답을 정의하는 상세해석 과정으로 구분된다. 원자로 계통의 내진해석은 선형탄성해석을 수행하여 보수적인 설계 여유를 확보하며, 부계통이나 개별 기기의 경계조건을 고려하여 비선형 해석을 수행할 수 있다. 계통해석은 보 요소, 질량 요소 및 강성 요소 등을 이용하여 구조물의 거시적인 동특성을 모사한다.

보 요소 모델은 해석의 규모와 모델을 구성하는 노력을 최소화할 수 있으나 구조물의 동적 거동을 충실하게 모사하기에는 한계가 있다. 이러한 단점을 최소화하기 위하여 각각의 구조물에 대한 상세 동특성 해석을 먼저 수행하고 그 결과를 모사할 수 있는 보 요소 모델과 질량 모델을 개발한다. 그러므로 계통해석 모델은 각 구조물의 상세한 동특성을 참조하고 입력 지진의 특성을 고려하여 원자로의 전반적인 동적 거동을 모사할 수 있도록 작성되며, 동특성에 영향을 미칠 수 있는 여러 인자들이 상세해석과 계통해석 모델 작성 과정에서 고려된다.

원자로내부구조물은 냉각재와 접촉하게 되며 유체-구조물의 연성에 의하여 동특성의 변화가 발생한다. 유체의 연성효과는 등가의 부가질량으로 모사하거나 유체 요소를 사용하여 구조물과의 연성효과를 직접 고려할 수 있다.^{5,6)} 내부구조물이나 부계통에 대한 개별적인 내진해석을 수행할 경우에는 부가질량 모델을 사용한다.

핵연료는 등방성을 갖는 단일 재료로 제작되지 않기 때문에 전체적인 동특성을 모사하는 과정에서 이론적인 불확실성이 존재하며, 핵연료의 지지 개념과 경계조건을 모사에도 제한성이 있다. 해석의 정확성을 확보하기 위하여 핵연료집합체의 물성치와 동특성 실험을 수행하여 계통해석 모델에서 모사할 진동수를 정의한다.

원자로집합체를 구성하는 내부구조물과 부계통을 설치하기 위하여 다수의 체결 요소가 사용된다. 이러한 요소들

은 구조물의 국부적인 강성에 영향을 미치므로 경계조건의 변화를 수반한다. 계통의 동특성에 미치는 영향을 고려하기 위하여 보 요소 혹은 강성 요소를 사용하여 계통해석 모델에 국부 강성을 반영한다.

구조물의 동특성 해석을 위하여 3차원 요소나 셸 요소를 사용할 수 있으며, 비대칭 모드로 확장이 가능한 2차원 축대칭 요소를 적용하면 대칭성을 가진 구조물의 동특성을 효과적으로 모사할 수 있다. 그림 3은 비대칭 모드로 확장할 수 있는 2차원 축대칭 요소⁷⁾를 사용하여 압력용기와 지지구조물의 동특성 해석을 수행한 결과이다. 지진하중이 40Hz 이하의 진동 모드를 가진하는 특성을 고려하여 계통모델에서 모사할 동특성을 정의한다. 압력용기 내부의 냉각재는 단순 부가질량으로 고려한다.

가압기는 덮개와 함께 원자로용기 상부에 공동을 형성하는 원통형 구조물로서 냉각재와 접하고 있으며 그림 2

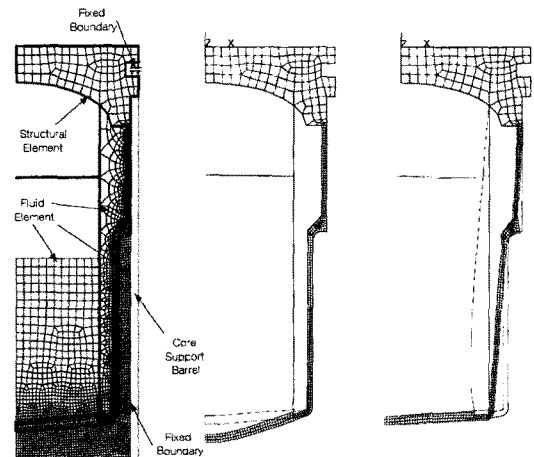


그림 2 가압기의 동특성 모델 및 진동 모드

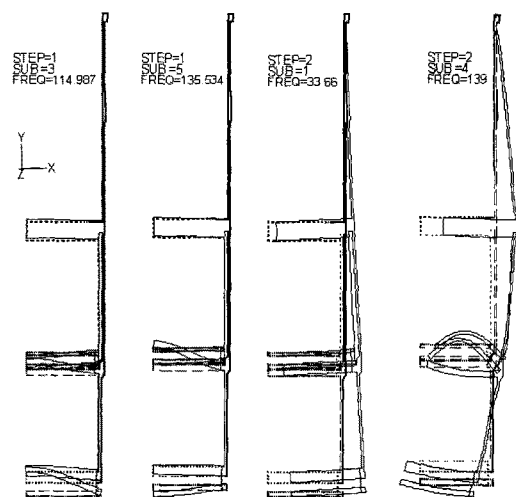
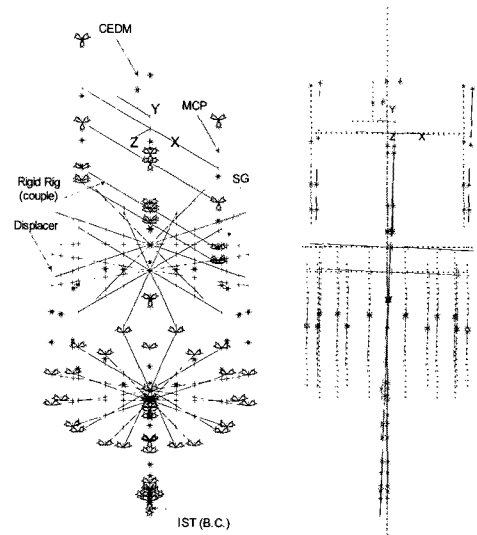
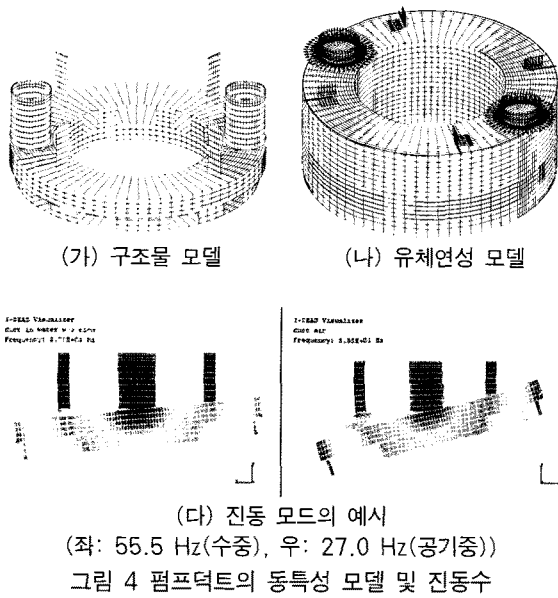


그림 3 노심지원원통의 동특성



에 표시한 것과 같이 전체 높이의 60% 수준의 자유표면이 존재한다. 2차원 축대칭 요소를 사용하여 유체 구조물 연성 모델을 작성하고 동특성 해석을 수행한다. 주요 모드의 진동수와 기여도를 참조하여 가압기의 대표적인 동특성을 모사한다.

원자로내부구조물은 노심지지원통, 상부안내구조물 구성되며 압력용기 내부에 설치된다. 노심지지원통과 상부 안내구조물의 동특성을 정의하기 위하여 그림 3과 같이 구조물-유체를 연성한 2차원 축대칭 모델을 작성하여 동특성을 정의한다. 노심지지구조물은 핵연료와 관련된 구조물을 지지하기 위하여 환형의 다공판이 사용된다. 다공판의 물성치는 기술기준^{8,9)}에서 제시하는 등가의 물성치를 적용하거나 상세한 3차원 모델을 사용하여 등가의 물성치를 정의할 수 있다.

2차원 축대칭 요소를 적용할 수 없는 구조와 경계조건으로 구성된 구조물은 3차원 요소를 사용하여 동특성 해석을 수행한다. 그림 4와 같이 덕트집합체는 쉘 요소와 3차원 유체 요소를 사용하여 동특성 모델을 작성하고 냉각재 환경과 공기중 환경에서의 동특성 해석을 수행하여 계통해석을 위한 동특성을 정의한다. 유체의 부가질량 효과로 인하여 구조물의 진동수가 낮아지는 현상이 관찰된다.

핵연료는 동특성과 실험 자료를 참조하여 목표 진동수를 정의하고 계통해석 모델에서 보 요소를 사용하여 목표 진동수를 모사한다.

증기발생기, 원자로 냉각재펌프 및 제어봉구동장치는 압력용기에 설치되는 주요기기로써 원자로집합체의 전체적인 동특성에 영향을 미친다. 각각의 기기는 하나의 부계통으로서 계통해석을 수행한 후 건전성을 입증하기 위한

해석이 기기별로 필요하며, 이를 고려하여 상세 모델을 개발한다. 기기의 설계 특성이 원자로집합체와 연성할 필요가 없는 경우에는 단순 부가질량으로 고려하여 계통해석 모델에 반영할 수 있다.

구조물 및 기기별로 상세 모델을 참조하여 작성된 계통해석 모델은 보 요소, 질량 요소 및 강성 행렬로 구성되며, 압력용기를 기초로 구조물 사이의 경계조건을 부가하여 원자로집합체의 내진해석을 수행하기 위한 계통해석 모델로 완성된다. 그림 7은 냉각재펌프의 계통해석 모델과 주변 구조물의 연성 관계를 표시한 것이며, 그림 5는 완성된 원자로집합체의 계통해석 모델 및 대표적인 진동 모드를 표시한 것이다.

2.2 원자로집합체의 내진해석

2.1절에서 개발된 원자로집합체 모델 정보는 종합설계자에게 제공되어 건물 모델과 연성된 후 원자로 건물의 내진해석에 사용된다. 종합설계자는 건물 정보, 내진해석 결과 및 입력 지진 하중을 계통설계자에 다시 제공한다. 그림 6은 대표적인 입력 지진 하중의 시간이력함수와 응답스펙트럼의 형태를 표시한 것이다. 원자로집합체의 내진해석은 종합설계자가 제공한 결과와 2.1절에서 작성한 계통해석 모델을 사용하여 수행되며, 주요기기와 원자로집합체 주변기기의 설계하중을 정의하고 건전성을 평가한다.

내진해석은 상용 프로그램인 ANSYS⁷⁾를 사용하며 입력 지진은 원자로집합체와 건물이 연성되는 지지점 위치에서 종합설계자가 제공한 내진해석 응답을 사용한다. 내

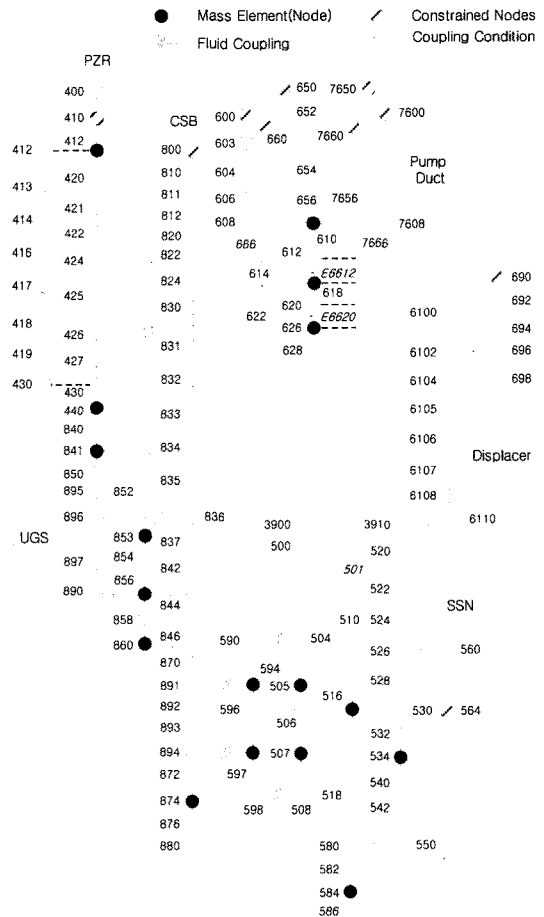
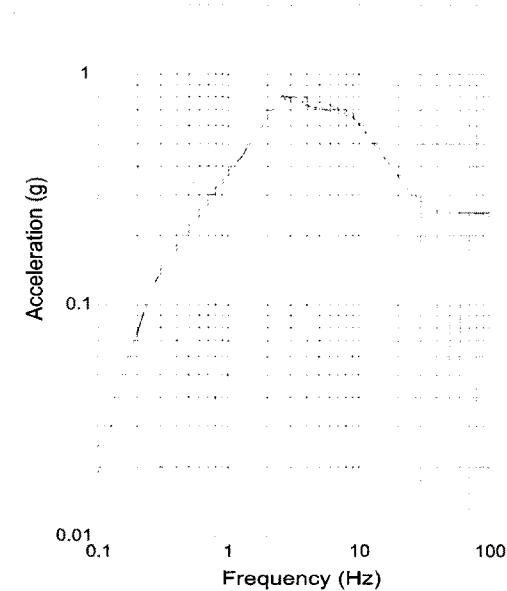
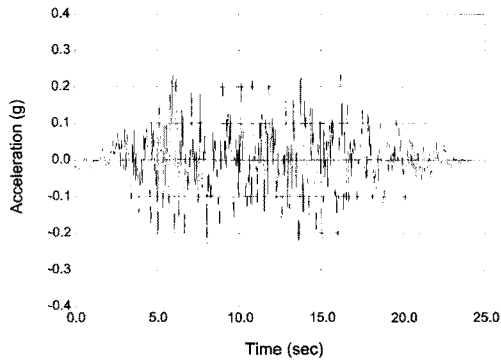


그림 7 부계통 해석을 위한 내부구조물 모델

그림 6 입력지진의 시간 이력 함수 및 응답스펙트럼

진해석의 목적은 지진 하중에 대한 원자로의 건전성을 입증하는 것이므로 원자로집합체의 내진해석을 통하여 구조물과 부계통의 건전성을 평가하기 위한 설계 하중, 가속도-변위 시간 이력 및 응답스펙트럼 등이 생산된다.

2.3 내부구조물 및 부계통의 내진해석

구조물과 부계통의 내진해석은 계통 해석 모델을 구성하기 위하여 작성한 상세 모델을 사용하여 수행 할 수 있으며, 다수의 구조물이나 부계통이 연결되어 있는 경우에는 별도의 해석 모델을 재구성하여 동적해석을 수행한다.

그림 7은 보 요소를 사용하여 작성된 내부구조물의 내진해석 모델을 표시한 것이다. 이 모델은 압력용기와 연결되는 위치에서 계통해석의 결과를 입력 하중으로 사용하여 체결기구의 설계하중과 핵연료 설계를 위한 가속도-변위 시간이력 및 응답스펙트럼 등을 작성하기 위한 모델이다. 이 모델은 내부구조물의 비선형성에 대한 평가가 필요할 경우에 부분적인 수정을 통하여 비선형 해석을 수행할

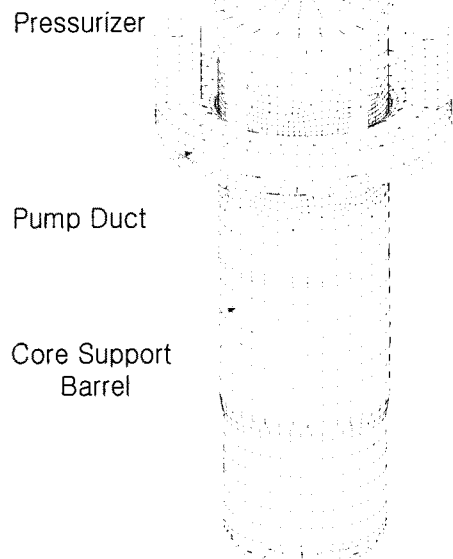


그림 8 3차원 원자로내부구조물의 예

수 있는 기초 모델로 사용된다. 그림 8은 3차원 요소를 사용하여 내부구조물을 구성한 모델로서 응답스펙트럼을 사용하여 특정 부위에 발생하는 응력의 크기를 직접 평가하

기 위하여 개발된 모델이다. 이 모델은 건전성 평가 절차를 단순화하기 위하여 개발되었다.

부계통 및 구조물의 내진해석은 수행 단계와 목적, 사용 프로그램 및 원자로의 특성을 고려하여 다양한 해석 모델과 방법을 선택하여 수행할 수 있다. 그러나 해석 결과의 일관성과 안정성을 고려하여 특정한 원자로 계통에 최적화된 절차를 개발하는 것이 바람직하다.

3. 맺음말

원자력 구조물의 내진해석의 목표는 설계기준지진에 대한 구조물의 건전성을 입증하는 것이며 모든 과정은 관련 법령과 기술기준에 따라서 수행되어야 한다. 검증된 해석 방법과 제반 규정을 완벽히 준수하는 것은 원전의 안전성과 신뢰성을 확보하기 위한 필수 요건이다.

내진해석은 원자로의 형식과 설계, 운전하중의 특성, 건전성 평가 절차 및 사용 프로그램의 특성에 따라 다양한 방법을 적용할 수 있으며 고유한 절차 개발이 가능하다. 한국원자력연구원에서는 상용 원전 설계와 연구로 개발 경험을 바탕으로 일체형원자로 SMART의 설계특성을 반영한 내진해석 절차를 개발하였으며, 지속적인 최적화 노력을 경주하고 있다. 최근 전산기와 유한요소 프로그램의 발달과 함께 다양한 내진해석 기법이 제안되고 있으므로

이의 적용 가능성도 지속적으로 평가할 예정이다.

참 고 문 헌

1. 과학기술부고시 제 2000-08호, 원자로시설의 위치, 구조 및 설비에 관한 기술기준, 2000
2. 과학기술부고시 제 2005-04, 전력산업기술기준의 원자로 시설 기술기준 적용에 관한 지침, 2005
3. 한국원자력안전기술원, 경수로 원전 안전심사지침, 1999
4. Standard Review Plan, Chapter 3, Design of Structures, Components, Equipments and Systems, US NRC
5. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. III, Subsec. NB Appendix N, Dynamic Analysis Methods, ASME, 2004
6. ASCE Standard, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures and Commentary on Standard for Seismic Analysis of Safety Related Nuclear Structures, 1986
7. ANSYS User's Manual Ver. 8.0, 2004.
8. 전력산업기술기준(KEPIC), 대한전기협회, 2001
9. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. III, Subsec. NB Appendix E, Stresses in Perforated Flat Plates, 2004 