

특집

원자력 발전소
원자력 내부구조물

일체형 원자로 내부구조물의 내진해석

김태원*, 김종인, 최순, 박근배
(한국원자력연구소 기계공학연구부)

1. 머리말

원자력의 평화적 이용과 에너지의 안정적 수급을 위해 원자력발전을 추진한 결과 1978년 고리 1호기가 국내 최초의 발전용 원자로로 건설되었다. 발전용 원자로는 핵연료 및 냉각재의 종류에 따라 가압경수로(PWR), 비등경수로(BWR), 가압중수로(PHWR), 기체냉각로(GCR) 등으로 분류할 수 있으며, 우리나라에는 가압경수로와 가압중수로가 건설되어 운영되고 있다. 최근 준공된 울진 5·6호기를 포함하여 국내에서 가동중인 원전은 20기이며 월성에는 4기의 가압중수로가 운전되고 있다. 가압경수로는 냉각재의 순환 경로와 주요기기의 배치 개념을 기준으로 분리형원자로와 일체형 원자로로 세분화할 수 있다. 일반적인 가압경수로는 원자로 압력용기(reactor pressure vessel), 가압기(pressurizer), 냉각재펌프(reactor coolant pump) 등을 분리하여 설치한 후 주요기기를 주배관(primary piping)으로 연결하는 분리형 배치 개념을 사용한다. 일체형원자로는 주요기기를 하나의 압력용기에 모두 설치하는 개념을 적용한다. 그러므로 주기기를 연결하는 배관을 제거하여 계통의 단순화가 가능하며 주배관의 파단 등으로 발생하는 대형 냉각재 상실사고를 근원적으로 배제할 수 있으므로 안전성이 향상된 원자로의 설계가 가능하다.

한국원자력연구소에서는 원자로의 안전성을 향상시킨 진보된 개념의 일체형 원자로를 개발하고 있다. 일체형원자로는 미래의 원자력 환경에 대비하고 해수담수화 등 원자력에너지의 비전력 분야 활용을 대비한다

목적 중소형원자로로 개발되고 있다. 그림 1은 일체형 원자로의 배치 개념과 구조를 표시한 것이며 하나의 압력용기에 주요기기가 설치되어 원자로집합체(reactor vessel assembly)를 구성하는 개념을 표시하고 있다⁽¹⁾.

원자로의 내진 설계는 원자로가 건설되는 지역에서 발생할 수 있는 가상의 설계기준지진(design bases earthquake)을 적용하여 동적 해석을 포함한 구조 해석을 수행하고 기술기준에 따라 원자로 구조물의 건전성을 입증하는 일련의 과정이다. 중요한 내진 해석의 절차와 건전성의 입증 과정은 인허가와 관련된 법규, 규제 지침 및 기술기준⁽²⁻⁶⁾ 등에서 제시하고 있다. 내진 해석은 핵증

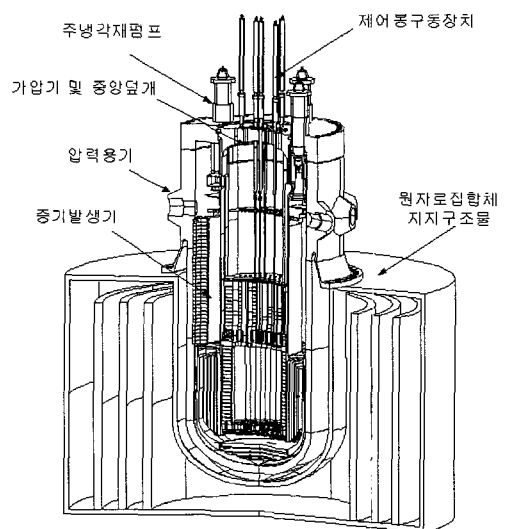


그림 1 일체형 원자로집합체

* E-mail : twkim3@kaeri.re.kr / Tel : (042) 868-8791

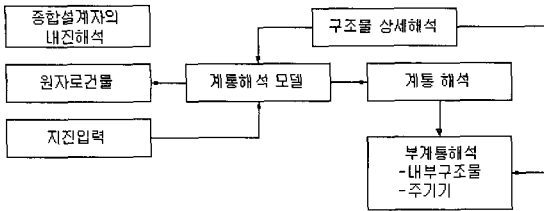


그림 2 내진 해석 역무 및 절차 흐름도

기공급계통(nuclear steam supply system, NSSS)의 설계를 담당하는 계통설계자(system designer)와 건물 및 보조계통의 설계를 담당하는 종합설계자(architecture engineer)의 역무로 나누어 진행되며 입력 지진자료는 종합설계자가 제공한다(그림 2 참조). 내진 해석 방법은 인허가와 관련된 규정과 기술기준을 충족하기 위한 요건을 준수하여야 하므로 원자로의 형태와 관계없이 표준화된 절차를 따른다. 그러나 지진 및 운전 하중의 특성, 배치 개념 및 구조물의 건전성 입증 방법 등으로 인하여 세부적인 절차에서는 차이가 발생한다. 본 기고에서는 일체형 원자로를 위하여 개발된 내진 해석 절차와 방법에 대한 개괄적인 내용을 소개한다.

2. 일체형 원자로의 내진 해석

일체형 원자로의 내진 해석은 핵증기 공급계통을 구성하는 기기의 배치와 지진 입력의 특성을 고려하여 개발되었다. 내진 해석에서 고려하는 응답스펙트럼 주파수범위는 통상 33 Hz까지로 설정하는데, 이는 이 범위 내에서는 지진에 대한 구조물의 응답이 증폭되므로 동적해석을 수행하고 그 외에는 입력 지진의 최대 가속도를 정역학 하중으로 취급하여 정적해석을 수행할 수 있기 때문이다. 내진 해석 절차를 개발하는 과정에서 이러한 지진 하중의 특성이 고려되었다.

내진 해석은 원자로의 전반적인 동특성을 모사하여 지진 하중으로 인한 동적 응답을 정의하는 계통 해석(system analysis)과 계통 해석으로 구한 응답으로부터 내부구조물이나 부계통의 응답을 정의하는 상세 해석 과정으로 구분된다. 계통 해석은 보 요소(beam element), 질량 요소(mass element) 및 강성 요소(stiffness element) 등을 이용하여 구조물의 거시적인 동특성을 모사하여 해석을 수행한다. 상세 해석에서는 솔리드 요소(solid

element)와 셸 요소(shell element) 등을 사용하여 구조물을 충실하게 모사하여 동적 해석을 수행한다.

일반적으로 계통 해석은 보 요소를 이용하여 주요 기기의 동특성을 모사하는 방법을 사용하며 일체형 원자로의 경우에도 구조물의 특성이 유사하므로 동일한 방법을 적용하였다. 보 요소 모델은 해석의 규모와 모델을 구성하는 노력을 최소화할 수 있는 장점은 있으나 구조물의 동적 거동을 충실하게 모사하기 어려운 단점이 있다. 이러한 단점을 최소화하기 위하여 원자로를 구성하는 구조물에 대하여 상세한 동특성 해석을 개별적으로 수행하고 그 결과를 모사할 수 있는 보 요소 모델과 질량 모델을 구성하는 방법을 도입하였다. 계통 모델은 각 구조물의 상세한 동특성을 참조하고 입력 지진의 특성을 고려하여 원자로의 전반적인 동적 거동을 모사할 수 있도록 작성된다. 또한 동특성을 모사하는 과정에서 영향을 미칠 수 있는 여러 인자들이 각 구조물의 상세 해석과 계통 모델을 구성하는 과정에서 고려되었다. 동특성 해석을 수행하는 과정에서 고려된 주요한 인자는 다음과 같다.

(가) 유체-구조물의 연성에 의한 동특성

원자로의 내부구조물은 냉각수와 접촉하게 되며 유체-구조물의 연성에 의하여 동특성의 변화가 발생한다. 기존의 연구 결과로부터 유체의 연성 효과는 등가의 부가 질량(added mass)으로 모사^(6, 10)할 수 있으며 유체 요소를 사용하여 구조물과의 연성 효과를 직접 고려할 수도 있다⁽⁹⁾. 계통해석에서는 원자로의 전체 질량을 보존하기 위하여 부가 질량은 사용하지 않는다. 그러나 내부구조물이나 부계통에 대하여 상세한 내진 해석을 수행할 경우에는 별도의 부가 질량 모델을 사용한다.

(나) 핵연료의 동특성

핵연료는 등방성을 가진 단일 재료로 제작하지 않기 때문에 수학적인 모델을 구성하여 동특성을 모사하는 과정에서 이론적인 불확실성이 존재하며, 핵연료를 지지하는 구조물과 경계 조건을 구현한 것도 한계가 있다. 해석의 정확성을 확보하기 위하여 핵연료에 대한 물성치 및 동특성 실험을 사전에 수행하여 목표 진동수(target frequency)를 정의하고 이를 모사하는 계통 모델을 작성한다.

(다) 국부 강성

원자로집합체를 구성하는 내부구조물과 부계통을 설치하기 위하여 다수의 체결 기구와 요소가 사용된다. 이러한 요소들은 구조물의 국부적인 강성에 영향을 미치며 궁극적으로 경계 조건의 변화를 동반하여 동특성의 변화를 유발할 수 있다. 가압기와 압력용기를 연결하는 결쇠(segment gate)는 가압기와 압력용기 상부를 연결하는 기계 요소이다. 보 요소의 단면 물성치를 사용하여 결쇠의 강성을 모사할 경우에는 구조적인 차이로 인하여 구현 과정에서 제한성이 존재한다. 결쇠의 강성을 효과적으로 반영하기 위하여 별도의 정적 해석을 수행하고 그 결과로부터 강성 행렬을 작성하여 결쇠의 강성을 모사한다.

2.1 원자로 구조물의 동특성 해석

계통모델을 구성하기 위하여 원자로를 구성하는 구조물에 대한 상세한 동특성 해석을 먼저 수행하고 이를 모사할 수 있는 보 요소 모델을 작성한다. 상세 해석을 수행한 주요 구조물과 방법은 다음과 같다.

(가) 원자로 압력용기 및 지지구조물

압력용기와 지지구조물의 동특성을 정의하기 위하여 비대칭 모드로 확장할 수 있는 2차원 축대칭 요소⁽⁷⁾를 사용하여 모델을 구성하고 큰 값의 기여도(participation factor)를 가지는 진동수를 관찰한다. 완전한 형태의 3차원 해석을 수행할 경우에는 압력용기의

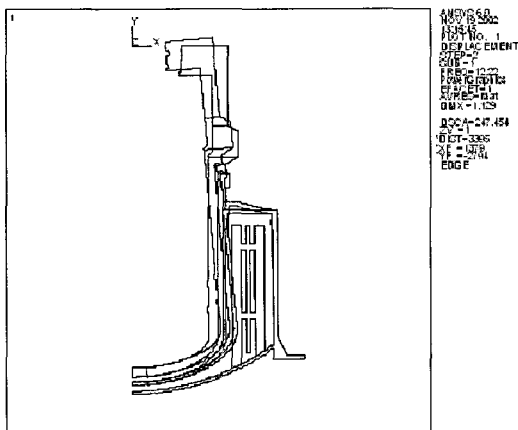
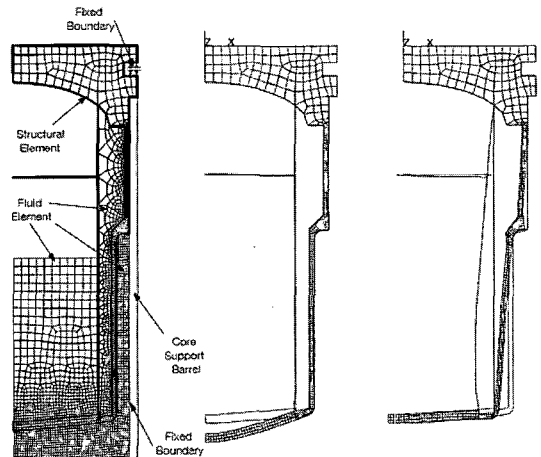


그림 3 압력용기-지지구조물 연성 모델 (수평 모드)

플랜지 부분의 두께가 셸 부분의 두께에 비하여 큰 것을 고려하여 플랜지 부분은 솔리드 요소를 사용하고 나머지는 셸 요소를 적용하여 해석을 수행한다⁽⁸⁾. 원자로 집합체의 지지구조물은 그림 1과 같이 원통형의 구조물로서 압력용기의 하부를 둘러싸는 형상으로 설계된다. 지지구조물의 내부에는 방사선을 방호하기 위한 차폐체를 설치하고 별도의 기기 냉각수가 순환된다. 압력용기와 지지원통 내부의 냉각수는 단순 부가 질량으로 고려한다. 압력용기와 지지구조물을 기초 모델로 사용하기 위하여 압력용기와 지지구조물을 연성한 모델을 사용하여 별도의 동특성 해석을 수행한다. 그림 3은 압력용기와 지지 구조물이 연성된 수평 방향의 모드를 표시한다.

(나) 가압기

가압기에서는 상대적으로 두꺼운 중앙덮개와 두 부분의 공동(cavity)을 형성하는 원통형 구조물이 냉각수와 접하고 있으며 가압기 중앙에 구성되는 공동에는 자유 표면이 존재한다. 2차원 축대칭 요소를 사용하여 유체-구조물 연성 모델을 작성하고 동특성 해석을 수행하며 계통 모델은 2개의 질량점을 사용하여 구성한다. 가압기 중앙 공동 내부의 유체는 정상 운전 상태에서 전체 높이의 약 50%이다. 그림 4는 가압기의 상세 모델과 진동 모드 예를 표시한다.



(가) 상세 모델

(나) 수직 모드

(다) 수평 모드

그림 4 가압기의 동특성 모델 및 진동수

(다) 원자로 내부구조물

원자로 내부구조물은 노심지지원통, 상부안내구조물, 측면차폐체집합체 및 펌프덕트집합체로 구분되며 압력용기 내부에 설치된다. 노심지지원통과 상부안내구조물의 동특성을 정의하기 위하여 유체의 연성을 고려한 2차원 축대칭 요소 모델을 작성하였다(그림 5 참조). 핵연료를 지지하기 위하여 사용되는 다공판

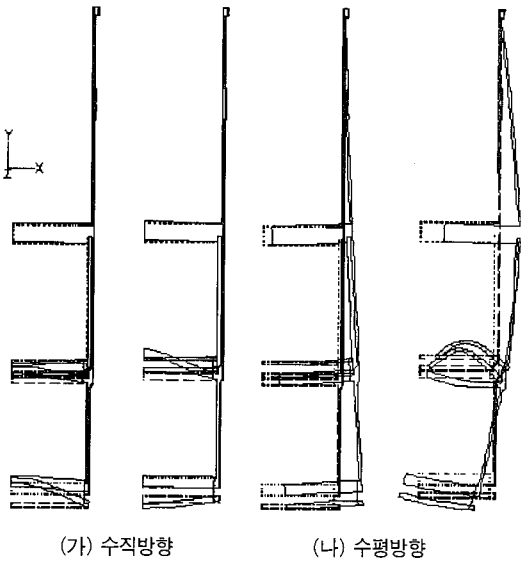
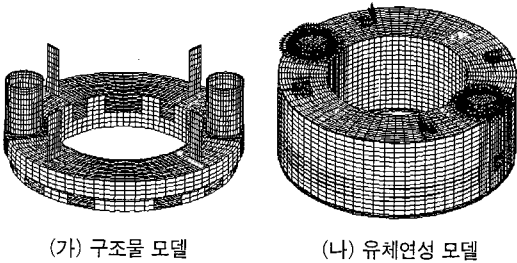


그림 5 노심지지원통의 동특성



(다) 진동 모드의 예시
(좌: 27.0 Hz (수중), 우: 55.5 Hz (공기중))

그림 6 펌프덕트의 동특성 모델 및 진동수

(perforated plate)의 물성치 즉 유효 푸아송비(effective Poisson's ratio)와 유효 탄성계수(effective modulus of elasticity)는 ASME⁽⁸⁾의 규정을 적용하여 근사화시켜 사용한다.

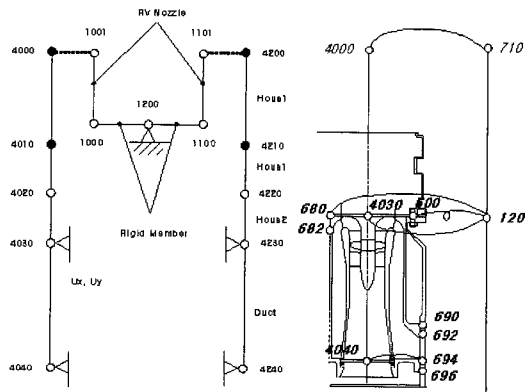
펌프덕트집합체의 경우에는 셀 요소와 3차원 유체 요소를 사용하여 동특성 해석을 수행한다(그림 6 참조). 측면 차폐체집합체는 2차원 축대칭 요소를 사용하여 유체-구조물 연성 모델을 구성한다.

핵연료는 동특성과 재료에 대한 실험 자료를 기준으로 동특성 해석을 수행하여 목표 진동수를 정의하고 계통 모델에서 보 요소를 사용하여 진동수를 모사한다.

(라) 증기발생기, 주냉각재 펌프 및 제어봉 구동장치 증기발생기, 주냉각재 펌프 및 제어봉 구동장치는 압력용기 내부와 상부에 설치되는 3종의 주기기이다. 주기기의 제원과 거동 특성을 고려하여 보 요소를 사용하여 동특성 해석을 수행하며 계통 해석 모델은 상세 해석 모델을 단순화하여 구현한다. 그림 7은 주냉각재 펌프의 계통 모델과 주변 구조물의 연성 관계를 표시한다.

2.2 계통 해석 모델의 내진 해석

2.1절에서 언급한 바와 같이 각 구조물의 상세한 동특성 해석을 수행한 결과를 기준으로 계통 해석 모델을 구성한다. 보 요소는 구조물의 전체적인 거동을 모사할 수 있으나 목표 진동수를 직접 모사 할 수는 없다. 따라서 상세한 동특성 해석을 통하여 정의된 목표 진동수를



(가) 계통 모델 (나) 압력용기와와의 연성

그림 7 주냉각 펌프 계통 모델 및 연성 조건

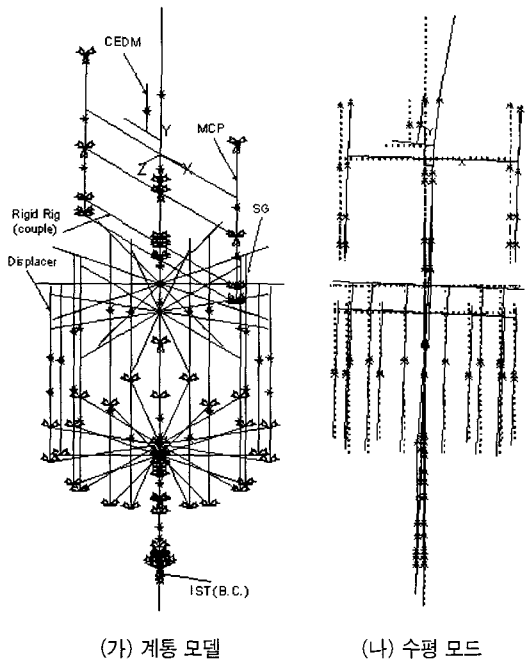


그림 8 원자로집합체 계통 모델 및 진동 모드 예

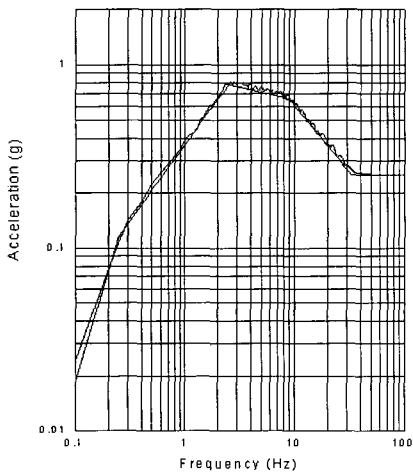
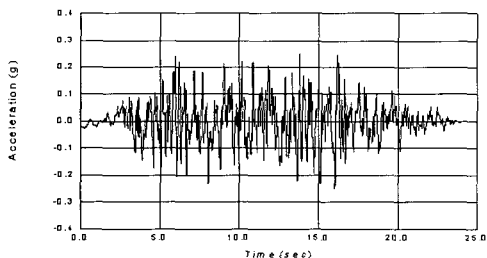


그림 9 입력지진의 시간 이력 함수 및 응답스펙트럼

모사하기 위하여 별도의 질량 모델을 개발하거나 보 소의 강성을 수정하여 모델을 구성한다. 질량 모델은 질량 요소 및 분산 질량 모델을 조합하여 구성한다. 유체-구조물의 연성으로 발생하는 구조물 질량의 증가 현상은 구조물의 강성을 수정하여 구현하고 계통 모델에서는 전체 질량의 증가를 허용하지 않는다.

계통 해석 모델은 압력용기와 지지구조물을 기초로 하여 상세 해석으로부터 작성한 각 구조물의 계통 모델을 순차적으로 연성하여 전체 모델을 구성한다. 압력용기는 4개의 질량점을 사용하며 전체의 무게 중심을 유지하는 위치에 질량을 분산시켜 모델을 구성한다. 내부 구조물의 경우에는 분산 질량 모델과 질량 요소를 함께 사용한다. 그림 8은 주요기기를 모두 연성한 원자로집합체의 계통 해석 모델을 표시한다.

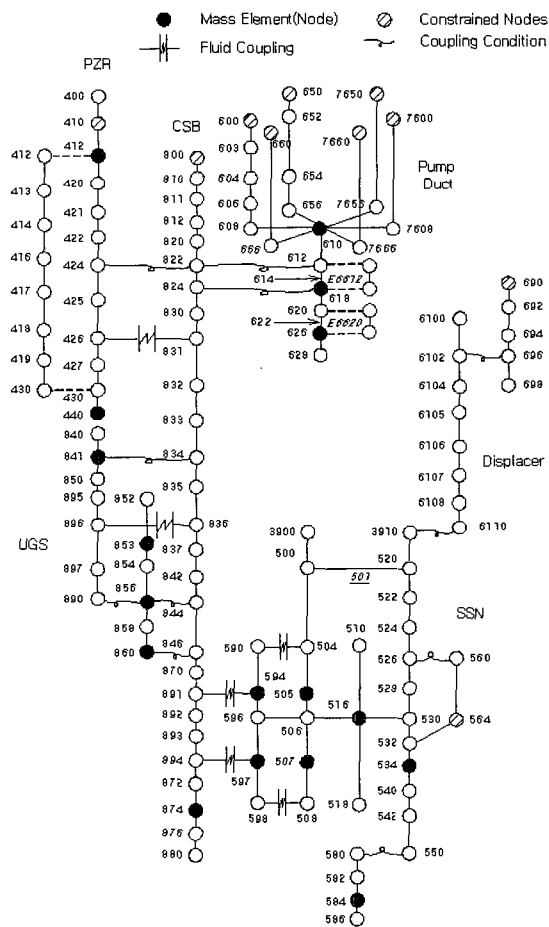


그림 10 상세 해석을 위한 내부구조물 모델

특성: 원자력 발전소 원자력 내부구조물

내진 해석은 상용프로그램인 ANSYS[®]를 사용하며 입력 지진은 시간-가속도 이력을 사용한다. 가속도 이력은 25초이며 모드 중첩법 (method of mode superposition)을 사용하여 해석을 수행한다. 계통 해석에 사용한 시간이력 함수와 응답 스펙트럼의 형태는 그림 9와 같다.

2.3 원자로 내부구조물 및 부계통의 내진 해석

원자로 내부구조물은 압력경계를 형성하지 않으므로 지진 하중은 원자로 내부구조물의 강도 설계에 중요한 인자이다. 그러므로 정확한 하중을 평가하기 위하여 추가적인 동적 해석을 수행하며 다른 주요기기에 대해서도 동일한 해석을 수행한다. 동적 해석은 계통해석으로 구한 시간 이력을 압력용기와와의 연계 위치에서 적용하거나 보수적으로 작성된 응답스펙트럼을 사용하여 수행하며, 건전성 평가 방법에 따라 등가의 정적 하중을 사용할 수 있다.

원자로 내부구조물은 압력용기나 주기와 달리 셀, 평판 및 보 형태의 구조물이 복합적으로 구성되어 있다. 계통 모델의 구성 과정에서는 원자로집합체의 전체적인 거동을 고려하여 구조물의 셀 모드와 같이 참여 계수가 작은 국부적인 진동 모드는 모델링 과정에서 배제한다. 각 구조물의 상세한 동적 해석을 수행할 경우


에는 계통 모델에 비하여 구조물의 모든 동특성을 모사할 수 있는 모델을 사용한다. 계통 해석 모델을 보완하여 상세한 질량 모델을 도입하고 연성 조건이나 경계 조건을 충실히 모사할 수 있는 요소를 사용하여 모델을 구성한다. 또한 건전성의 평가 과정을 단순화하고 모델의 충실도를 극대화하기 위하여 셀 요소, 솔리드 요소 등을 사용하여 모델을 구성할 수 있다. 그림 10은 계통 해석에서 사용한 보 요소 모델을 세분화하고 유체 연성 (fluid coupling) 요소를 사용하여 작성한 내부구조물 모델을 표시한 것이다. 그림 11은 셀 요소와 솔리드 요소를 사용하여 노심지지원통, 가압기 및 펌프덕트가 연성된 해석 모델을 표시한 것이며 유체의 연성 효과는 단순 부가 질량으로 모사한 경우이다.

3. 맺음말

원자력 구조물의 내진 해석의 목표는 설계 기준 지진에 대한 구조물의 건전성을 입증하는 것이며 모든 과정은 관련된 법령과 기술기준을 준수하여 수행한다. 보수적이고 전통적인 해석 방법을 적용하는 것은 원전 설계의 안전성과 신뢰성 확보에 중요한 요건이 된다.

일체형원자로로는 국내에서는 최초로 개발되는 형태의 원자로로서 입증된 연구 결과와 해석 절차를 기본으로 하여 일체형원자로에 최적화된 절차를 개발 사용하고 있다.

내진 해석의 방법은 원자로의 형식과 설계, 주기기, 운전 하중의 특성, 건전성 평가 절차 및 사용 프로그램의 특성에 의하여 다양한 절차의 개발이 가능하다. 한국원자력연구소에서는 상용로 설계와 연구로의 개발 경험을 기반으로 일체형원자로의 고유한 특성을 반영한 구조 해석 및 내진 해석 절차를 개발하였으며 지속적인 최적화된 노력을 경주하고 있다.

최근에는 유한요소법과 전산기의 발달과 함께 대규모의 자유도를 가진 내진 해석을 수행할 수 있는 환경이 구축되고 있으며 다양한 형식의 해석 방법이 시도되고 있다. 계통 해석과 상세 해석을 분리하지 않고 3차원 요소와 간극 요소 등을 사용하여 여러 단계의 해석을 통합하여 수행하거나, 유체 요소를 사용하여 유체-구조물의 연성을 직접 모사하는 방법 등이 예이다. 

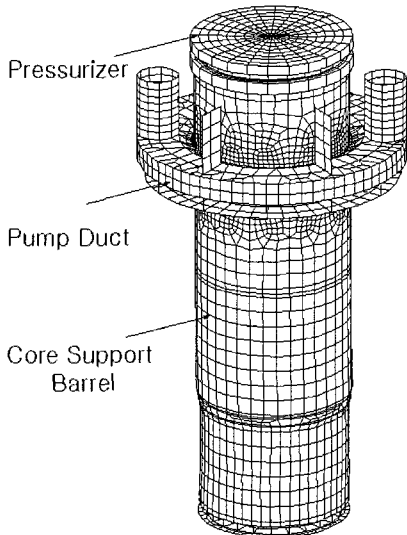


그림 11 3차원 원자로 내부구조물의 예

특정 : 원자력 발전소 원자력 내부구조물

참고문헌

- (1) Seo, J. K., et al, 1997, Advanced Integral Reactor for Nuclear Desalination, Proc. Of the Symposium on Desalination of Seawater with Nuclear Energy, IAEA-SM-347/40.
- (2) US NRC, SRP 3.7.1, Rev. 2, Seismic Design Parameters.
- (3) US NRC, SRP 3.7.2, Rev. 2, Seismic System Analysis.
- (4) US NRC, SRP 3.7.3, Rev. 2, Seismic Subsystem Analysis.
- (5) Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. NB Appendix N, Dynamic Analysis Methods, ASME, 1998.
- (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, ANSYS User' s Manual Ver. 8.0, 2004.
- (8) Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. NB Appendix E, Stresses in Perforated Flat Plates, 1998.
- (9) Kim, T.W., et al, A Study on the Dynamic Characteristics of the Integral Reactor SMART, 3rd International Workshop on the Integrity of Nuclear Components, 2000.
- (10) Kim, T.W., et al, Estimation of Beam Mode Frequencies of Co-axial Cylinders Immersed in Fluid by Equivalent Mass Approach, Journal of the Korean Nuclear Society, 2002.