

## 원전 격납건물의 중대사고 내압능력 평가

### An Evaluation of Severe Accident Pressure Capacity of Containment Structure in Nuclear Power Plant

장정범, 김종학, 조성제

한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

원자력발전소 내 격납건물의 주요 기능은 방사능피폭으로부터 발전소 종사자와 인근 주민을 보호하기 위한 생물학적 차폐역할, 운전시 및 냉각재 상실사고시 방사성물질의 누설방지 등이다. 따라서, 격납건물은 설계기준인 ASME Code 에 명기된 각종의 설계기준사고에 대해 구조적 건전성을 유지하도록 설계되며, 최근에는 TMI-2 호기의 사고로 인하여 신형원전의 경우 격납건물 설계시 중대사고의 반영이 규제요건으로서 설정되었다.

따라서, 본 연구에서는 중대사고와 관련된 규제요건을 분석하고, 이에 따라 현재 국내에서 개발 중인 원자력발전소 격납건물을 대상으로 국내에서는 처음으로 중대사고조건의 만족여부를 입증하였다.

#### Abstract

The primary function of containment structure is to provide a leaktight barrier around the reactor system to limit any inadvertent release of radioactive or hazardous effluents into the environments. Therefore, the containment structure is designed to have structural integrity specified in ASME Code and lately after TMI-2 accidents, considerations for severe accidents are required on a regulatory basis.

In this study, the regulatory guides of severe accidents were analyzed, the containment of nuclear power plant was evaluated accordingly and was confirmed to maintain a reliable leaktight barrier under severe accident conditions.

#### 1. 서 론

현재 운전중인 기존의 원자력발전소 격납건물은 사고발생시 비상노심냉각계통이 정상적인 작동을 함으로써 노심용융 등 중대사고는 발생하지 않는다는 가정하에 설계기준사고로서 냉각재 상실

사고 ( LOCA ) 를 고려하여 설계하고 있다. 그러나, 1979 년 미국의 TMI 2 원전에서 노심용융 사고가 발생하고 격납건물로 방출된 방사성물질이 격납건물 배수조 배관을 통해 보조건물과 주변 환경으로 방출되는 사고가 발생하자 미국을 비롯한 원자력발전기술 선진국들은 기기의 고장과 운전원의 오판등으로 인한 노심냉각재 상실, 방사성물질의 누설, 격납건물의 파손 등에 대한 신뢰성을 제기하고 중대사고에 대한 안전성 확보에 주력하여 왔다. 특히 미국 원자력규제위원회 (NRC) 는 1987 년 9 월 원자력발전소의 표준화 정책안 발표시 신규원전에 대해서는 표준설계를 장려하는 인허가방침을 제시하였고, 1989 년 신규 표준원전 규제법규인 10 CFR 52 를 제정함으로써 중대사고요건을 신규원전에 적용토록 법제화하였으며 유럽에서도 프랑스와 독일에서 공동으로 개발 중인 차세대 원자력발전소 EPR 이 중대사고를 격납건물 설계에 반영하고 있다. 국내 원자력규제기관인 한국 원자력안전기술원 ( KINS ) 에서도 국내에서 개발 중인 차세대원전과 같은 개량형 경수로의 격납건물 설계시 중대사고를 반영하도록 관련 상세안전요건 및 규제지침 등을 개발하고 있다. 따라서, 국내에서 현재 개발 중인 1,450 MWe 급 차세대 원자력발전소는 격납건물의 성능 기준과 관련하여 설계기본요건으로서 중대사고를 반영하도록 규정하고 있다. 이에 따라, 본 연구에서는 중대사고와 관련된 규제요건을 분석하고, 국내에서 개발 중인 원자력발전소 격납건물을 대상으로 중대사고조건의 만족여부를 입증하고자 한다.

## 2 중대사고

### 2.1 정의

NRC 에 따르면 중대사고란 설계기준사고를 대폭적으로 초과하는 사고로서 격납건물에 설치된 공학적 안전설비계통으로는 적절한 노심냉각 또는 반응도의 제어가 불가능한 상태에서 노심에 중대한 손상이 발생하는 사고를 말한다. 참고로 설계기준사고란 핵 및 배관분야의 계통설계시 고려되는 사고로서 격납건물의 경우 냉각재 상실사고와 주증기관 파단사고 ( MSLB ) 등이 대표적인 설계기준사고이며 차세대원전의 경우 냉각재상실사고가 격납건물의 설계기준사고이다.

### 2.2 규제요건

신형원전의 격납건물 설계시 고려해야 하는 중대사고와 관련된 국내,외 규제요건은 다음과 같다.

#### ○ 10 CFR 50.34(f)<sup>1)</sup>

100 % 핵연료 피복재와 물의 반응으로 생성되는 수소가 방출되는 사고시에 수소가 연소되어 발생된 압력이나 사고후 비활성화 ( 이산화탄소를 비활성화 용재로 가정 ) 에 따라 상승한 압력이 작용할 때, 콘크리트 격납건물은 스틸라이너플레이트의 허용변형률을 규정하는 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 의 요건을 만족하여야 한다. 또한, 하한값으로 사하중과 45 psig 의 압력하중 조합시에도 이 요건이 만족되어야 한다. 표 1 은 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 에 명기된 하중조건별 스틸라이너플레이트의 허용응력 및 변형률을 나타내고 있다.

표 1. ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 의 스틸라이너플레이트 허용응력 및 변형률<sup>2)</sup>

구 분	허용응력 및 변형률	
	축방향력	축방향력과 휨모멘트의 조합
시공조건	$f_{st} = f_{sc} = 2/3f_{py}$	$f_{st} = f_{sc} = 2/3f_{py}$
사용하중조건	$\epsilon_{st} = \epsilon_{sc} = 0.002 \text{ in/in}$	$\epsilon_{st} = \epsilon_{sc} = 0.004 \text{ in/in}$
계수하중조건	$\epsilon_{sc} = 0.005 \text{ in/in}$ $\epsilon_{st} = 0.003 \text{ in/in}$	$\epsilon_{sc} = 0.014 \text{ in/in}$ $\epsilon_{st} = 0.010 \text{ in/in}$

o SECY 93-087

개량형경수로에 대한 격납건물의 성능목표를 결정론적 성능목표와 확률론적 성능목표로 분류하여 다음과 같이 제시하였다. 결정론적 성능목표는 중대사고시 격납건물은 노심손상 후 최소한 24 시간동안 ASME Code 의 계수하중범주를 만족함으로써 격납건물 누설방지를 보장하는 최종 방벽으로서의 안전기능을 수행하여야 하며, 노심손상 24 시간 이후에도 제어불가능한 방사성물질의 방출을 방지하도록 건전성을 유지하여야 한다. 확률론적 성능목표는 중대사고시 격납건물의 건전성을 심각히 위협하는 모든 사고추이에 대하여 조건부 격납건물 손상확률 ( CCFP : Conditional Containment Failure Probability ) 은 0.1 이하를 유지하여야 한다.

o SRP 3.8.1 ( Draft, Rev. 2, '96 )<sup>3)</sup>

격납건물은 사고후 수소비활성화 조절계통 ( 이산화탄소로 가정 ) 의 전면적인 오작동에 의해 발생하는 압력하중에 대해 설계되어야 한다. 중대사고조건에는 지진과 설계기준사고하중이 제외되며, 이 조건하에서 격납건물의 라이너는 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 의 한계값을 유지하여야 한다. 상기의 하중 및 하중조합요건에 의해 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3000 에 추가되는 하중조합과 CC-3720 을 만족하여야 하는 하중조합은 다음과 같다.

$$D + P_{s1} + [ P_{s2} \text{ or } P_{s3} ] \tag{1}$$

$$D + 45\text{psig} \tag{2}$$

여기서,

D : 사하중

$P_{s1}$  : 100 % 의 핵연료 피복재와 물의 반응으로 생성되는 수소가 방출되는 사고시의 압력

$P_{s2}$  : 통제되지 않는 수소연소로 인한 압력

$P_{s3}$  : 이산화탄소를 비활성화 용재로 가정하여 사고후 비활성화에 따른 압력

o KINS 의 차세대원자로 상세안전요건( 안 )<sup>4)</sup>

미국 NRC 의 10 CFR 50.34(f) 와 동일한 개념을 적용하여 중대사고를 격납건물 설계에 반영하도록 규정하고 있으며, 구체적인 설계하중 및 하중조합은 SRP 3.8.1 ( Draft, Rev. 2 ) 과 동일하

다.

### 3. 격납건물의 구조해석 및 설계

#### 3.1 설계조건

본 연구대상인 원자력발전소 격납건물의 제원은 그림 1 에서 보는 바와 같이 내부직경이 150 ft, 기초슬래브 상단에서 격납건물 스프링라인까지의 높이는 176.5 ft, 원통형 벽체의 두께는 4 ft, 돔 두께는 3.5 ft 로 되어 있다. 또한, 프리스트레스 텐돈의 배열은 역방향 U 형상의 수직방향 텐돈이 동-서, 남-북방향 2 그룹으로 각각 50 개씩 원환방향 1.8° 간격으로 100 개 배치되어 있으며, 수평방향의 텐돈은 3 개의 부벽에 240° 길이로 원통형 벽체에는 기초슬래브 상단에서 스프링라인까지 1 ft 간격으로 165 개 배치되어 있고, 돔에는 스프링라인 위 45° 까지 1.5° 간격으로 30 개의 텐돈이 배치되어 있다.

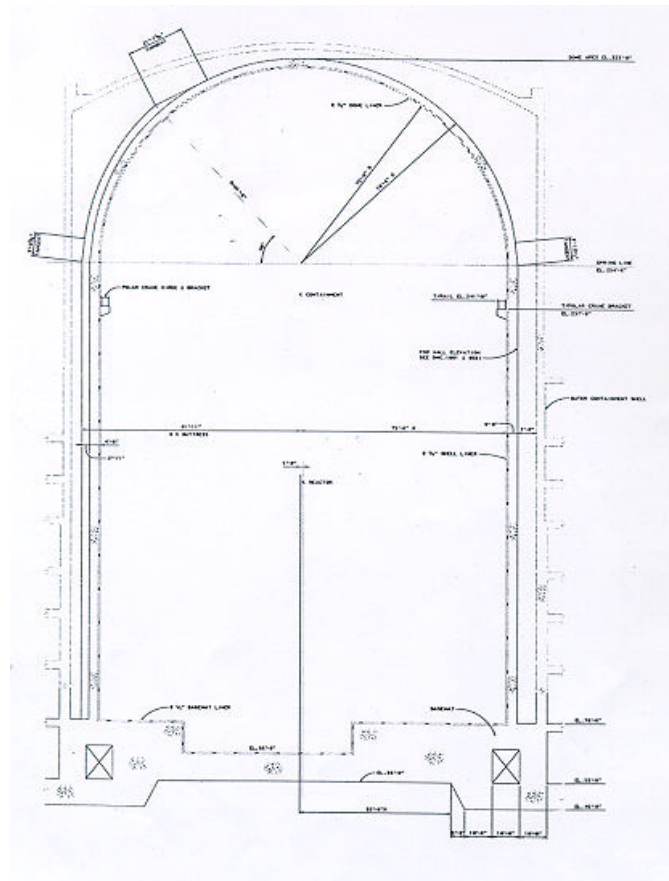


그림 1. 격납건물의 형태

격납건물의 설계에 사용된 콘크리트, 철근, 프리스트레싱 시스템의 재료물성은 격납건물 벽체에 사용되는 콘크리트의 압축강도가 6,000 psi 라는 점을 제외하고는 국내 표준원전과 동일하다.

격납건물 설계에 사용된 하중 및 하중조합은 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3230 을 근거로 하였으며, 이중 격납건물 설계에 큰 영향을 미치는 대표적인 설계하중을 살펴보면 설계기준사고

압력 ( $P_a$ ) 은 60 psig, 중대사고압력 ( $P_s$ ) 은 103.7 psig, 안전정지지진하중 ( $E_s$ ) 은 0.3g 이다. 또한, 연구대상 원전의 설계수명은 표준원전과는 달리 60 년이기 때문에 포스트텐셔닝 시스템의 유효 프리스트레스하중 평가시 60 년에 의한 콘크리트의 크리이프, 건조수축, PC 강재의 릴렉сей션 등 프리스트레스의 시간에 의한 손실량을 고려하여 구조해석에 반영하였다. 그리고, 비압반부지를 포함하는 포괄부지를 설계대상으로서 고려하기 때문에 내진해석기법으로서 지반 - 구조물 상호작용해석을 수행하였다.

### 3.2 구조해석 및 설계

구조해석을 위하여 격납건물은 휨과 축방향 자유도를 가지는 판요소를 사용하여 그림 2 와 같이 3 차원 유한요소모델을 구성하였으며, 기초슬래브 상단인 격납건물의 하부 경계조건은 고정단 조건을 사용하였다. 특히, 포스트텐셔닝 시스템의 프리스트레스하중을 모델링하기 위하여 3 차원 유한요소모델에 트러스요소를 추가하였고, 프리스트레스하중은 온도감소효과로 모델링하였다. 이때 트러스요소는 구조부재로서 고려하지 않고 단지 프리스트레스하중을 벽체에 전달하는 기능을 수행하도록 강성을 매우 작게 모형화하였다.

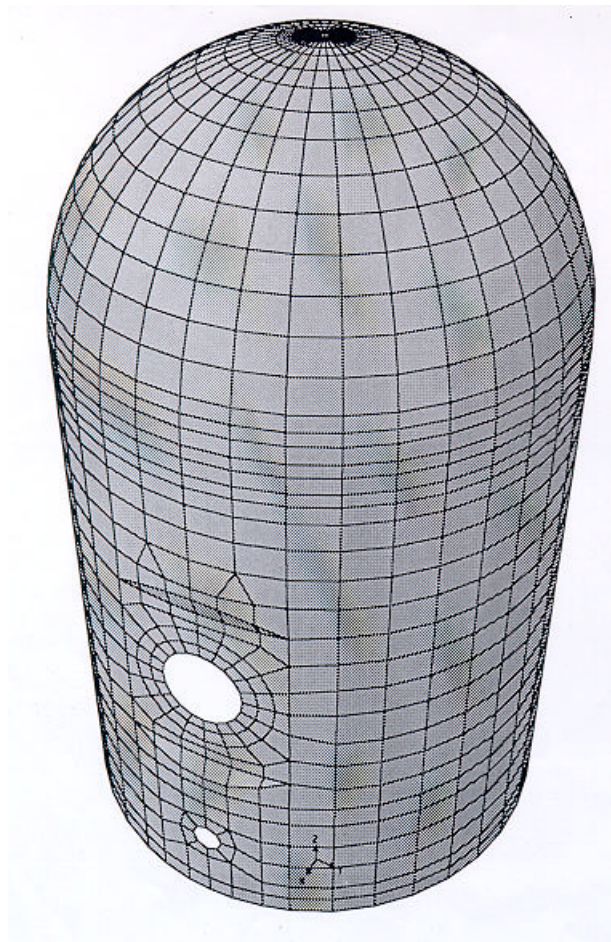


그림 2. 격납건물의 3 차원 유한요소모델

정적 구조해석은 범용구조해석 프로그램인 SAP 2000 을 사용하였고, 내진해석은 지반 - 구조물 상호작용해석을 수행하기 위하여 그림 3 과 같이 집중질량모델을 구성하고 RIMP-SASSI 를 사용하여 내진해석을 수행하였다. 구조해석에 의하여 산정된 부재력을 이용하여 표 3 의 하중조합에 따라 불연속단면과 최대응력이 예상되는 단면 등 대표단면에 대한 설계 부재력을 구한 후 소요철근량을 평가하는 구조설계를 수행하였다. 구조설계결과, 설계기준사고를 의미하는 비정상 조건과 설계기준사고 및 안전정지지진하중이 발생하는 비정상 / 극심한 환경조건이 격납건물의 설계를 지배하는 것으로 분석되었다.

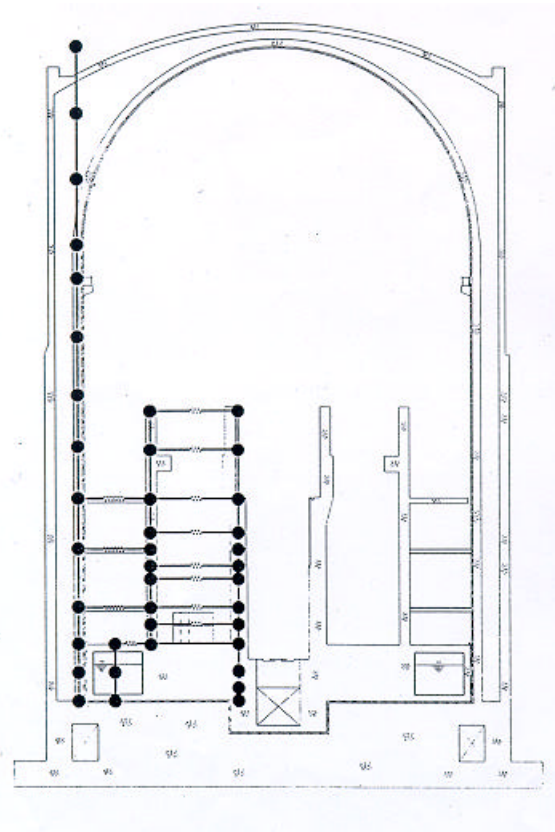


그림 3. 격납건물의 지반 - 구조물 상호작용해석모델

#### 4. 격납건물의 중대사고 내압능력 평가

격납건물 설계시 중대사고조건을 반영하는 방법은 10 CFR 50.34(f) 등 관련 규제요건에 의하면 중대사고시 발생하는 압력하중에 대해 격납건물 내부에 설치한 스틸라이너플레이트의 변형률이 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 의 요건을 만족하는지 구조평가를 수행하는 것이다. 이에 따라, 본 연구에서도 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3230 의 하중조합으로 격납건물의 구조설계를 수행하고, 설계된 격납건물에 중대사고조건을 적용하여 비선형해석을 수행함으로써 격납건물의 스틸라이너플레이트가 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 의 허용변형률에 도달할 때의 내부압력을 평가하여 노심용융 등 중대사고 시나리오에 의하여 핵분야에서 평가된 중대사고 발생 압력과 비교함으로써 중대사고요건의 만족여부를 입증하였다.

#### 4.1 수치해석

연구대상 격납건물의 중대사고 내압능력을 평가하기 위해 범용구조해석프로그램인 ABAQUS 를 이용하여 격납건물을 그림 4 와 같이 2 차원 축대칭모델로 모형화하였다. 그림 4 의 2 차원 축대칭 유한요소모델은 2064 요소와 1773 결점으로 구성되어 있으며, 2 차원 축대칭모델에 사용 된 격납건물 주요 구성부재의 항복기준 및 모형요소는 표 2 와 같다.<sup>5,6)</sup>

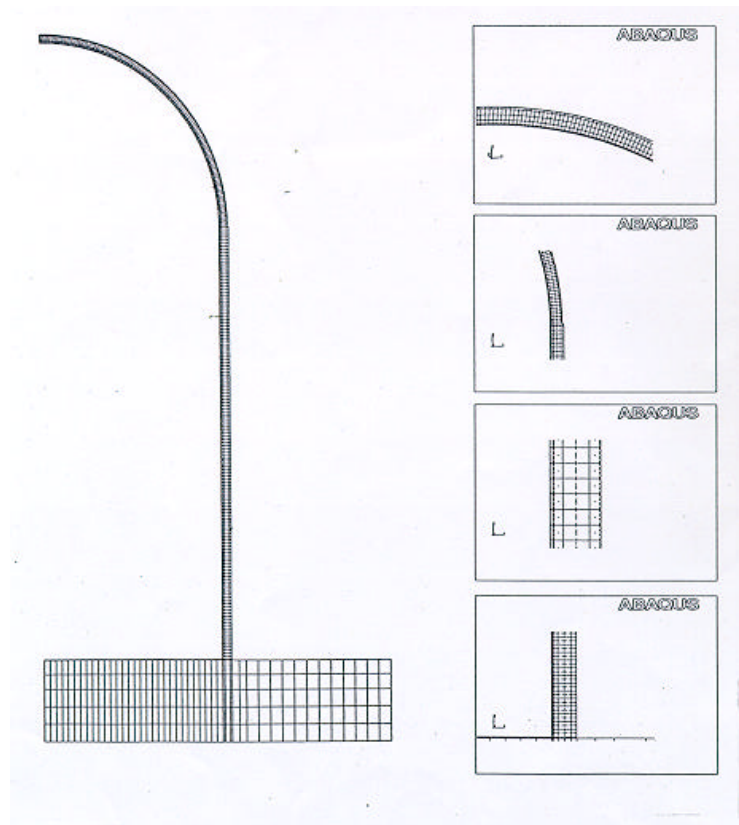


그림 4. 격납건물의 2 차원 축대칭 유한요소모델

표 2. 격납건물 주요 구성부재의 항복기준 및 모형요소

구성부재	항복기준	모형요소
콘크리트	Drucker - Prager Criteria	4 결점 축대칭 교체요소
철근	Von - Mises Criteria	Rebar Subelement
포스트텐셔닝시스템	Von - Mises Criteria	Rebar Subelement
스틸라이너플레이트	Von - Mises Criteria	2 결점 축대칭 쉘요소

본 수치해석은 격납건물의 중대사고 내압능력을 평가하기 위한 것으로 관련 규제요건인 10 CFR 50.34(f) 와 KINS 의 상세안전요건(안) 에서 제시한 하중조합을 사용하여 비선형 구조해석을 수행하였다. 구조해석에 사용된 하중조합은 식 ( 3 ) 과 같으며, 이 중 P 를 1.0 psig 부터 적

용하여 스틸라이너플레이트가 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 에서 규정한 허용변형률에 도달할때까지의 압력을 평가하였다. 그리고 식 ( 3 ) 의 격납건물 사하중 및 포스트텐셔닝시스템의 유효 프리스트레스하중은 3 장의 격납건물 설계시 반영된 하중을 적용하였다.

$$1.0D + 1.0F + 1.0P \tag{3}$$

여기서,

D : 격납건물의 자중 및 기기하중

F : 응력손실을 고려한 포스트텐셔닝시스템의 유효 프리스트레스하중

P : 내부 압력하중

#### 4.2 해석결과

격납건물의 중대사고능력을 평가하기 위하여 그림 4 의 2 차원 축대칭 유한요소모델에 내부 압력하중을 1.0 psig 부터 점진적으로 상승시키며 구조해석을 수행한 결과, 그림 5 에 도시한 것처럼 119.82 psig 를 작용시켰을 때 격납건물의 벽체 / 기초슬래브 접합부에서 수직방향으로 가장 먼저 ASME Code Sec. III, Div. 2 CC-3720 에서 규정한 스틸라이너플레이트의 허용 압축변형률 0.014 in/in 가 발생하였다. 이 내부 압력하중에서 격납건물의 콘크리트 벽체 및 돔은 대부분 관통균열이 발생하였으나, 포스트텐션닝시스템과 철근은 탄성상태를 보였다. 그림 6 은 격납건물 벽체 / 기초슬래브 접합부에서 라이너의 수평방향 변형률을 도시하고 있으며, 그림 7 과 8 은 내부 압력하중에 대한 철근 및 포스트텐돈의 변형률을 도시하고 있다.

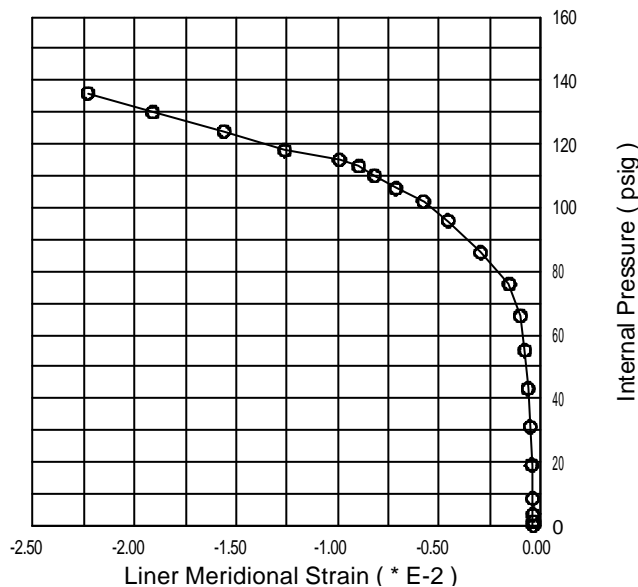


그림 5. 내압하중에 대한 라이너의 수직방향 변형률



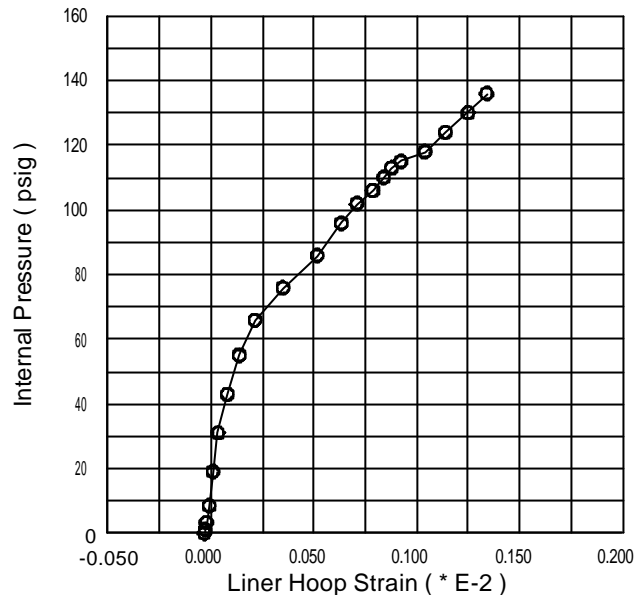


그림 6. 내압하중에 대한 라이너의 원환방향 변형률

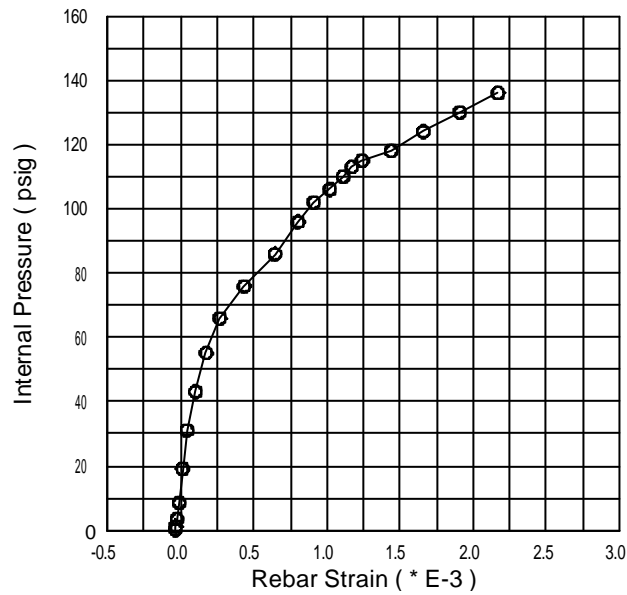


그림 7. 내압하중에 대한 철근의 변형률

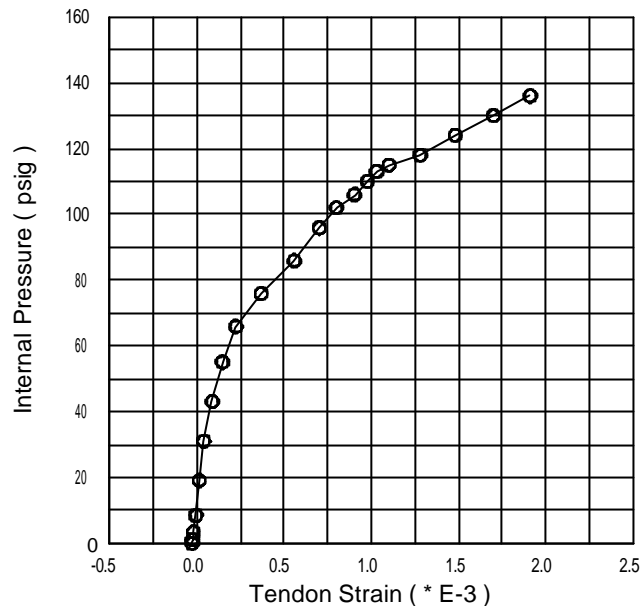


그림 8. 내압하중에 대한 포스트텐돈의 변형률

따라서, 본 연구대상 격납건물의 경우, 중대사고 관련 규제요건에 따라 격납건물의 비선형 구조 해석을 수행함으로써 평가된 최소압력은 119.82 psig 이고 노심용융 등 중대사고 시나리오에 의하여 핵분야에서 평가한 중대사고 발생압력은 103.7 psig 이기 때문에 중대사고시에도 격납건물은 구조건전성을 유지하는 것으로 분석되었다.

## 5. 결 론

원자력발전소의 격납건물은 설계기준사고 및 중대사고발생시 방사능물질의 외부누출을 방지하는 최후의 방호벽으로서 안전성 확보가 가장 중요하며, 최근에는 기존원전과 달리 신형원전의 격납건물 설계에 중대사고조건을 반영하도록 되어 있다.

따라서, 본 연구에서는 10 CFR 50.34(f) 등 중대사고 관련 규제요건을 종합, 분석하여 격납건물 설계시 중대사고조건을 반영하는 방법을 제시하였고, 제시한 방법을 근거로 하여 개발중인 원자력발전소의 격납건물을 대상으로 국내에서는 처음으로 중대사고 규제요건에 대한 격납건물의 구조건전성 만족여부를 입증하였다.

## 참고문헌

1. National Archives and Records Administration ( 1996 ), *10 CFR Part 50*.
2. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 2 ( 1995 ), *Code for Concrete Reactor Vessels and Containments*.
3. USNRC ( 1996 ), *NUREG-0800, 3.8.1 Concrete Containment, Draft Rev. 2*.
4. 한국전력공사 ( 1999 ), *차세대원자로 기술개발 (II) - 안전규제 기술개발, 차세대원자로 계통 상세안전요건 개발 ( Vol. 10.5 )*.
5. Hibbit, H.D. and et al ( 1998 ), *ABAQUS User's Manual*, HKS, Inc.

6. Chen, W.F. and Saleeb, A.F. ( 1994 ), *Constitutive Equations for Engineering Materials*, Elsevier.
7. 장정범, 김종학, 조성제 ( 1998 ), " 중대사고를 고려한 격납건물의 거동해석 ", *대한토목학회 학술발표회*, pp. 591 - 594.
8. Klammerus, E.W., Bohn, M.P., Wesley, D.A. and Krishnaswamy, C.N. (1996), " Containment Performance of Prototypical Reactors Containments Subjected to Severe Accident Conditions ", *NUREG/CR-6433 ( SAND96-2445 )*.