

GOVP1200213737

최종보고서

TR.00NE20.C2002.204

# 원전 주기적 안전성 평가 기술 개발 Development of Periodic Safety Review Technology for NPP

기기 내진성능 평가 및 내환경 사고분석기술 개발

Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of  
Equipment and Safety Analysis for Environmental Qualification

연구기관  
한국전력공사 전력연구원

과 학 기 술 부

# 제 출 문

## 과 학 기 술 부 장 관 귀하

본 보고서를 “ 가동원전 주기적안전성 평가기술 개발”과제 (세부과제 “ 기기 내진성능 평가 및 내환경 사고분석기술 개발”)의 최종보고서로 제출합니다.

2002 . 05 . 30 .

연 구 기 관 명 : 한국전력공사 전력연구원  
연 구 책 임 자 : 이 종 립  
연 구 원 : 서용표 김강식 이경진 장정범  
우상균 유원진 강태경  
송동수 김요한 이동혁 박영찬  
이재용 김태룡 성창경 윤덕주  
김인환 정백순 변충섭 박경흠

# 여 백

# 요 약 문

## I. 제 목

- 과제명 : 기기 내진성능평가 및 내환경 사고분석 기술 개발
- TASK
  - TASK 1 : 내환경 사고분석기술 개발
  - TASK 2 : 기기 내진성능 평가절차 개발
  - TASK 3 : 기기 기초시스템의 내진성능 평가기술 개발

## II. 연구개발의 목적 및 필요성

국내 가동중 원전은 원자력법 시행령 제 42 조 3 항에 의하여 주기적 안전성 평가 ( PSR, Periodic Safety Review ) 를 수행하도록 되어 있으며, 그중 기기검증 ( Equipment Qualification ) 은 PSR 의 11 개 평가항목 중의 하나로 명기되어 있다. 기기검증은 안전에 중요한 원전기기를 선별하고 기기가 설계수명 기간 동안에 지진 등의 자연적인 사건과 배관파단 등의 가상사고를 포함하는 제반 사고환경조건하에서 제 기능을 수행할 수 있음을 입증하는 과정으로, 검증내용에 따라 내환경 검증 ( Environmental Qualification ) 과 내진 및 동적검증 ( Seismic and Dynamic Qualification ) 으로 구분된다.

그러나, 원전기기의 내환경 및 내진검증기술은 원전 선진국에서도 오랜 연구를 통하여 최근에 와서 개발, 활용되고 있는 기술로서, 국내의 경우 최근에 와서 관련 규정들이 설계기준에 반영될 정도로 기술력이 매우 낮고 전문가가 부족한 실정을 고려할 때 국내 가동중 원전에 대한 PSR 의 기기검증은 거의 해외 전문기관에 의존하여야 하는 실정이다. 해외전문기관에 기기검증을 위탁하는 경우, 해외 원전의 기기검증 수행사례를 볼 때 호기당 약 250 만불의 비용이 소요될 것으로 예상된다. 따라서, 국내 가동중 원전이 16 호기이고 건설중인 원전이 4 호기로서 PSR 대상원전이 증가하는 추세에 있고 PSR 이 원자력법에 의무사항으로 명기된 것을 고려할 때 기기검증기술은 시급히 확보되어야 한다.

또한, 내부 및 외부사고에 대한 원전기기의 안전성 확보 측면에서 가장 중요한 항목 중 하나는 설비의 지진하중이 집중되는 기기 기초시스템의 정량적 평가이다. 원전기기의 기초시스템 설계와 관련하여 그 동안 국내 원전은 미국의 설계기준을 준용하였으나, 최근 유럽을 중심으로 수행된 일련의 시험을 통하여 기기 기초시스템의 실질적인 파괴모드가 확인된 후 미국 ACI 는 이를 반영하여 기초시스템의 설계기준 ( ACI 349-02 ) 을 개정하였다. 따라서, 국내 원전에 기설치되거나 설

치중인 많은 기기들의 기초시스템의 성능을 재평가해야 할 필요성이 대두되었고, 특히 국내 실정에 적합한 기초시스템의 설계모델에 대한 개발 필요성이 제기되었다.

### Ⅲ. 연구개발의 내용 및 범위

본 연구에서는 PSR 과 관련하여 최근까지의 국내외 기기검증 기술을 조사하여 이를 바탕으로 기기검증과 관련된 3 개 주요 기술분야를 선정하였으며 2000 년 9 월부터 2002 년 3 월까지 연구를 수행하였다. 분야별 연구내용 및 범위는 다음과 같다.

#### 1. 내환경 사고분석 기술개발

현재 기기검증을 위한 격납건물 압력 및 온도 제한치를 구하기 위한 질량 및 에너지 방출량 해석기술은 격납건물 설계를 위한 보수적인 압력 및 온도 해석 방법론을 그대로 사용하고 있다. 따라서, 기기검증을 위한 질량 및 에너지 방출량 해석에 최적 방법론을 적용하는 것은 압력 및 온도 제한치를 완화할 수 있기 때문에 경제적이며, 원전의 안전성 향상에 크게 기여할 수 있다.

본 연구에서는 이러한 필요성에 의해서 최적 평가 코드를 이용한 웨스팅하우스 ( WH, Westinghouse ) 형 원전기기 검증용 질량 및 에너지 방출량 해석기술을 개발하는 것을 목표로 하였으며 주요 연구내용은 다음과 같다.

##### 가. MSLB M/E 방법 개발 및 분석

- 최적방법 적용을 위한 상세 방법론 정립
- Main Steamline Break Accident Mass/Energy 계산
- 격납건물 외부 질량/에너지 방출계산 방법론 수립 및 적용

##### 나. LOCA M/E 방법 개발 및 분석

- 내환경 기기 검증 분석을 위한 LOCA M/E 방출량 해석 수행
- WH형 원전 해석 방법론 적용성 모델 보완
- 격납건물 P/T 해석을 위한 연계체계 확립

##### 다. 지역별 환경인자 결정 및 시범적용

- 사고분석 수행
- 격납건물 압력/온도 분석모델 개발 및 입력 작성
- 검증분석 수행 및 환경조건 예비평가

## 2. 가동중 원전기기의 내진검증 절차 개발

국내 가동중 원전의 내진검증현황을 분석하고, 이를 토대로 개별 원전의 내진설계 인허가기반에 따라 국내 가동중 원전을 3종의 내진그룹으로 분류하였다. 현재 가동중 원전의 내진검증방안으로 활용이 가능한 각종 평가기법들을 검토하고, 각 내진그룹 별 내진검증 적용방안을 모색하였다. 또한, 각종 평가기법들의 상호 연계성을 평가함으로써 PSR의 일환으로 수행되는 내진검증평가의 경제적 적용방안을 모색하고, 그 절차를 마련하였다. 이외에도 초기에 건설되어 설계 및 기기검증 관련 자료가 부실한 국내 노후 원전에 대한 기기 내진검증의 원활한 수행을 위하여 내진검증 문제해결의 기초 입력자료로 활용될 층응답스펙트럼을 개발하였고, 실제 가동중 원전의 내진검증 실무에서 직접적으로 활용하기 위한 기기 내진검증 D/B를 구축하였다.

본 연구는 국내의 USI A-46 적용대상 원전을 비롯하여 가동중인 원전의 내진검증 현안 문제를 해결하기 위한 선행과제로 수행되었으며, 주요 연구내용은 다음과 같다.

### 가. 기기 내진검증 현황분석 및 절차 개발

- 해외 PSR 수행 사례 분석
- 내진검증요건 파악
- 내진검증 절차 분석
- PSR 내진검증 절차 수립

### 나. 가동중 원전기기의 내진검증과 관련한 Seismic IPEEE(Seismic PSA, SMA), GIP 연계성 평가

- 해외 Seismic IPEEE/GIP 연계 수행사례 분석
- 계전기 및 평가대상기기의 선정절차 검토
- 계전기 및 평가대상기기의 현장답사 연계성 검토
- SFA, CDFM, GIP 연계성 검토
- 예외기기의 내진 적합성평가 사례연구
- Seismic IPEEE/GIP 평가 연계성 도출

### 다. 기존 원전구조물의 지진응답 재평가

- 국내 A-46 적용대상원전의 지반응답스펙트럼 비교 평가
- 최적 내진해석모델 작성
- 인공지진 시간이력 작성
- 층 응답스펙트럼 작성

### 라. 기기 내진검증 자료 DB 구축

- 해외전문기관 데이터베이스 검토

- 데이터 베이스 구조 확정
- 데이터 수집절차 수립
- 데이터 평가절차 수립
- 기기 분류기준 수립
- 기기 내진검증문서 유지관리 절차 수립

### 3. 기기 기초시스템의 내진성능 평가기술 개발

원전의 기기 기초시스템에 대한 내력평가는 기기의 내진안전성 평가항목중 가장 기본적이고 중요한 인자로 PSR 의 기기검증시 필수적인 평가사항이다. 원전 기기 기초시스템의 설계기준인 ACI 349 는 미국과 유럽에서 수행된 많은 연구 및 시험결과에 의해 설계상의 문제점이 제기되었고 ACI 에서도 이를 받아들여 2002 년 ACI 349 의 부록 B 를 개정하기에 이르렀다. 또한, 국내 원자력 규제기관인 KINS 에서도 이와 관련하여 현재 건설중인 울진 5, 6 호기의 기기 기초시스템을 현재 개정된 ACI 349-02 로 재평가하도록 요구한 바 있다.

따라서, 본 연구에서는 기존코드와 개정코드의 차이점을 시험적으로 검증하고 문제점을 분석하였으며, 현재 PSR 의 기기 내진검증을 위한 유일한 대안으로 인식되고 있는 SQUG 의 GIP 방법중 기기 기초시스템의 안전성 평가과정에서 잔류 기기 ( Outlier ) 로의 분류빈도가 높고 별도의 평가기준을 수립하여야 하는 Prying Action 이 발생하는 기기 정착부의 평가기준을 제시하였다. 또한 구조물과 기기의 지진응답을 근본적으로 차단 또는 감소시키는 방안인 지진동 저감시스템에 대한 특성실험을 수행하여 구조물 및 기기의 안전성에 미치는 영향을 연구하였다.

본 연구에서는 PSR 의 기기검증을 위하여 수행하여야 하는 기기 기초시스템의 내진성능평가 기준을 수립하고자 하였으며, 주요 연구내용은 다음과 같다.

#### 가. 기기 기초시스템 내진설계 및 평가기술 현황분석

- ACI 349 와 CEB - CCD 방법 비교분석
- 국내외 기기기초 시스템의 내진성능 평가결과 자료분석

#### 나. CIP ( Cast-in-Place ) 기초시스템 내진성능 기초실험 및 응용실험

- CIP Anchor 기초시스템 검증실험
- Angle 및 Channel형 기초 시스템 Prying Action 응용실험

#### 다. 지진동 저감시스템의 적용 현황 분석

- 국외 원전기기 지진동 저감시스템 적용 현황분석

#### 라. 지진동 저감시스템의 재료특성 평가

- 지진동 저감시스템의 저감성능 평가 실험
- 지진동 저감시스템 진동대 실험

## IV. 연구개발결과

현재 국내에서는 가동중 원전에 대한 내진검증 개념이 정립되어 있지 못할 뿐만 아니라 내진검증요건을 충족하기 위한 기반기술이 취약한 상황으로 PSR 제도의 시행을 통하여 원자력 산업계 일각에서 간헐적으로 수행되던 가동중 원전에 대한 유지, 보수활동이 법체계 안에서 적극적으로 수행될 것으로 기대된다.

본 연구에서는 PSR 의 기기검증을 위한 필수적인 연구분야로 가동원전의 내환경 사고분석 기술개발, 기기 내진성능 평가절차 개발 및 기기 기초시스템 내진성능 평가기술 개발 등 3 개 분야를 중심으로 연구를 수행하였으며 연구결과는 다음과 같다.

### 1. 내환경 사고분석 기술개발

고리 2호기 시범적용 분석결과에 의하면 RETRAN-3D 및 RELAL5/MOD3 전산코드 체계를 사용한 MSLB 및 LOCA 최적기술은 FSAR 분석결과 대비 온도 감소효과를 보여줌으로써 고리 2호기에 적용된 현 기기 환경조건을 만족시킨다. 따라서, 격납건물내의 압력/온도 환경조건 개발을 위한 RETRAN-3D 및 RELAL5/MOD3 전산코드 체계와 격납건물 외부의 격실 환경조건 개발을 위한 RETRAN-3D 전산코드의 최적 질량/에너지 방출 분석기술은 고리 2호기를 포함한 WH형 가동중 원전에 적절히 활용 가능한 것으로 판단된다.

### 2. 가동중 원전 기기의 내진검증 절차 개발

가동 원전별 적용 기술기준 현황을 파악하여 원전을 분류하고, 각 원전군 별 기기 내진검증평가 절차를 수립하였다. 특히 노후원전에 대해서는 USI A-46 요건을 동시에 만족할 수 있는 절차를 제시하였고, 이들 원전이 고유의 내진해석 데이터를 보유하고 있지 않다는 사실에 착안하여 최신 기술기준에 따른 응용답스펙트럼을 재작성하였다. 아울러, 표준원전의 시험검증 데이터를 수집, 분석, 조합하여 시험검증 D/B 를 구축하였다.

### 3. 기기 기초시스템 내진성능 평가기술 개발

ACI 349 코드에 대한 검증 시험결과 단일 앵커에서는 기존 코드와 개정 코드 모두 보수적인 평가를 하는 것으로 관찰되었다. 그러나 기존 코드를 이용할 경우, 다중앵커를 사용한 기초시스템의 내력을 과대 평가하는 경향이 있었다. 또한 기존 코드는 연단거리의 영향을 적절하게 평가하지 못하였다. 반면 개정된 코드는 모든 형태의 앵커시스템에 대해 보수적인 평가를 하였다. 지렛대 효과에 대한 실험 및 해석 결과로부터 기기 기초에서 지렛대 효과가 무시할 수 없을 만큼 큰 것으로 분석 되었다. 하중의 증폭계수를 간략식을 이용하여 평가할 때 실험에 비해 약



10%정도의 보수적인 결과를 주는 것으로 평가되었다. 해외에 사용된 지진동 저감 장치 적용현황을 분석하고 실제 원전 구조물의 기기 기초를 대상으로 특성실험을 수행하였다. 그 결과, 지진동을 충분히 저감시키기 위해서는 격리장치의 설계시에 구조체의 특성을 적절히 고려해야 할 것으로 평가되었다.

## V. 연구개발결과의 활용계획

본 연구에서 개발된 연구결과는 원전의 PSR 에 활용될 예정이며 연구분야별 활용계획은 다음과 같다.

내환경 사고분석 기술개발 분야의 연구결과인 웨스팅하우스형 원전 기기 검증용 사고분석 기술은 고리 2호기 주기적 안전성 평가시에 활용할 수 있다. 이 기술의 활용은 MSLB/LOCA시 질량 및 에너지 방출량을 감소로 인한 격납건물 및 보조건물 내의 기기 검증의 환경 조건을 완화시켜서 기계 및 전기 기기의 검증에 필요한 비용을 많이 절감할 수 있다. 아울러 본 연구에서 구축된 고리 2호기 최적 코드 입력 자료는 고리 2호기 사고 분석에 사용할 수 있으며, 주기적 안전성 평가 사고해석 시에 입력 구축을 위한 비용을 절감하여 경제성 향상에 기여할 수 있을 것으로 기대된다. 동시에 격납건물과 보조건물 MSIV 격실의 분석모델, 입력자료, 압력/온도 환경조건 및 방사선환경 분석기술은 향후 고리 2호기의 관련 분석 업무에 직접적으로 활용 가능할 뿐만 아니라, 고리 1호기의 PSR 수행을 포함하여 예상되는 EQ 재평가 업무와 그밖에 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기 등 WH형 원전의 기기 내환경 검증조건 관련 사고해석 업무에 최대한 활용할 예정이다.

기기의 내진성능 평가절차 개발연구에서는 3 종의 원전군 별 내진검증 평가절차를 통하여 가동중 원전에 대한 장기적인 내진검증계획 수립이 가능하게 되었으며, 이 절차에 따라 국내의 노후 원전을 평가할 경우 별도의 비용없이 경제적으로 USI A-46 문제도 동시에 해결될 것으로 예상된다. 또한 지진응답 재평가 결과로서 도출된 층응답스펙트럼과 시험검증 기기의 D/B 는 국내 노후 원전의 내진 현안을 해결하는 데 직접적으로 활용될 예정이다.

또한, 기기 기초시스템의 내진성능 평가기술 개발연구로 확보된 원전기기 기초시스템의 설계기준인 ACI 349 의 검증시험자료와 Prying Action 이 발생하는 기기 기초의 내진 안전성 평가기준은 원전 PSR 의 기기검증에 직접적으로 활용될 예정이다. 또한 본 연구에서 수행한 지진동 저감시스템에 대한 특성평가 시험자료는 구조물 및 기기에 전달되는 지진응답을 최소화 할 수 있는 기술로 내진성능 평가결과 지진하중에 대해 취약한 것으로 판정된 원전기기를 위해 수행될 내진성능 보장연구의 기초자료로 활용할 계획이다.

# SUMMARY

## I . Title

### ○ Project Name :

Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of Equipment and Safety Analysis for Environmental Qualification.

### ○ TASK

- TASK 1 : Development of Technologies for Safety Analysis for Environmental Qualification.
- TASK 2 : Development of Procedure for Seismic Assessment on Equipment
- TASK 3 : Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of Anchor System of Equipment.

## II. Objective and Necessity

Domestic operating nuclear power plants are imposed regal control under the provision of Article 42 Clause 3 of nuclear power law on PSR (Periodic Safety Review). EQ (Equipment Qualification) is spelled out as one of 11 assessment items for PSR. EQ is a procedure to identify of safe related equipment of NPP (Nuclear Power Plant) and to prove the equipment have capacity enough to operate properly in environmental events like as earthquake and in postulated events like as pipe rupture, which is classified into environmental qualification, and seismic and dynamic qualification according to individual details of qualification.

However, the development and the use of technologies for environmental and seismic qualification of equipment are resulted from long-term research even an advanced nation. Equipment qualification in PSR for operating nuclear power plants in Korea cannot help depending on foreign expert because of low technical power and short of expert. In case of the whole commission to foreign agency, examples of equipment qualification in foreign nuclear power plants say that there is needed an expense about 2.5 million dollar. As operating nuclear power plants are sixteen and constructing plants are four, and plants in subject of PSR in nuclear power law are increasing, technologies for equipment qualification should be established urgently.

In addition to PSR provision, quantitative evaluation of the seismic capacity of equipment anchor system under concentrated seismic load is one of the most important items in order to insure the safety of equipment against internal and external events. The design code for anchor system in domestic nuclear power plants has been followed to American design code. However, ACI (American Concrete Institute) revised the code (ACI 349-02) in considering to failure mode revealed from a series of experiment for anchor system in Europe. Therefore, the necessity of re-evaluation for capacities of as-installed or constructing anchor systems are on the rise.

### **III. Contents and Scope**

Three major tasks for equipment qualification were selected based on survey of domestic and foreign recent technologies for equipment qualification related with PSR, and the research has been performed from Sep. 2000 to March 2002. Contents and scope by tasks are followed.

#### **1. Development of Technologies for Safety Analysis for Environmental Qualification.**

The research in the first and second fiscal year of the first phase of the research was focused on the following research topics :

- A. Development of methodology and analyses for MSLB Mass and Energy
  - Establishment for best methodology and application
  - Calculation of M/E releases following the main steamline Break accident
  - Methodology establishment and application of M/E for containment outside
  
- B. Development of methodology and analysis for LOCA Mass and Energy
  - Performance of LOCA M/E release analyses for equipment qualification
  - Supplement of application model for analysis methodology for WH type NPP
  - Establishment of connection system for P/T analyses of containment

### C. Zone environmental parameter decision and typical application

- Performance of hazard analyses
- Model development and input generation for P/T analyses of containment
- Performance of verification analyses and preliminary estimate of environmental condition

## 2. Development of procedure for seismic qualification of equipment in operating nuclear power plants

The current status of equipment seismic qualification is reviewed in operating nuclear power plants and these plants are classified into three groups depending on their criteria of seismic qualification. All the methodologies applicable to seismic qualification of these operating plants are reviewed and a specific procedure is found out to be applicable to each group. Also, by estimating relationship between these methodologies, a cost-effective procedures for periodic seismic qualification is suggested for each group of plants.

For the older plants which do not have seismic qualification data enough to be evaluated, new floor response spectra are regenerated and seismic qualification database are constructed so that these information will be used for A-46 resolution in the future.

This research is a pre-approach to resolve seismic issues of the operating plants including USI A-46 plants. Below is a list of tasks to have been reviewed in this research;

### A. Development of Procedure of Equipment Seismic Qualification

- Review PSR report from foreign countries
- Review seismic qualification requirement
- Review procedure of seismic qualification
- Development of procedure of periodic seismic qualification

### B. Concurrent Assessment of Seismic Qualification based on both

requirements of Seismic IPE and USI A-46

- Review concurrent seismic assessment report from foreign countries
- Review procedure of selection of relay and equipment
- Review concurrent seismic walkdown for relay and equipment
- Review concurrent application of SFA, CDFM and GIP
- Review examples of verification of seismic adequacy of outlier
- Development of concurrent application of seismic IPEEE and GIP

#### C. Reevaluation of Seismic Response for the USI A-46 Plants

- Comparison of design ground response spectra of A-46 plants
- Construction of seismic analysis model
- Development of artificial time histories
- Generation of floor response spectra

#### D. Construction of Database of Equipment Seismically Qualified by Testing

- Review of seismic qualification database from foreign countries
- Determination of database structure
- Establishment of procedure of data collection
- Establishment of procedure of data estimation
- Establishment of equipment classification criteria
- Establishment of maintenance procedure for seismic qualification document

### 3. Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of Anchor System of Equipment.

The seismic capacity evaluation of anchor system of equipment is the most fundamental and important factor among the items of seismic safety evaluation of equipment, and necessary matter in equipment qualification of PSR. ACI 349 which was design code for anchor system of equipment in nuclear power plants has been challenged to various researches and experiments performed in Europe and U.S.A. At last, ACI admitted the deficiency of it and revised ACI 349 App. B in 2002. Moreover, KINS (Korea Institute of Nuclear Safety) made a requisition for re-evaluation of anchor system of equipment in Ulchin 5&6 according to ACI 349-02.

In this research, the differences of revised code from original code were

qualified experimentally, practical issues were analyzed, and criteria for evaluation of anchor system having Prying Action were proposed. In addition to above, the effect on safety of structure and equipment was studied by characteristic tests for seismic isolation system.

The object of this research is the establishment of seismic capacity evaluation criteria for anchor system for the purpose of equipment qualification in PSR. Below is a list of tasks to have been reviewed in this research;

A. Analysis of present status of seismic design and evaluation technology for anchor system.

- Comparison analysis of ACI 349 and CEB – CCD
- Analysis of evaluation report of domestic and foreign anchor system of

B. Fundamental and application test for seismic capacity of CIP ( Cast-in-Place ) anchor system

- Qualification test for CIP Anchor system
- Prying action test for angle and channel type anchor system

C. Analysis of application status of seismic isolation system

■ Analysis of application status of seismic isolation system for equipment in foreign country

D. Verification of material characteristic of isolation system

- Test of vibration reduction capacity of isolation system
- Shaking table test of isolation system

#### **IV. Results**

In this research, three major tasks for equipment qualification in PSR, – safety analysis for environmental qualification, procedure for seismic qualification of equipment, and seismic capacity evaluation of anchor system of equipment –, were performed as following.

1. Development of Technologies for Safety Analysis for Environmental Qualification.

According to the study results, the best estimate methodology by using the RELAP5/MOD3 and RETRAN-3D for MSLB/LOCA showed considerable reductions in pressure and temperature compared to the FSAR results. The

resulting temperatures were found to be encompassed well within the current environmental qualification envelope profiles. Therefore, the newly developed safety analysis methodology utilizing these computer programs for determination of pressure/temperature environmental conditions inside and outside containment is judged to be applicable for the mass and energy release generation for operating nuclear power plants including Kori Unit 2.

## 2. Development of procedure for seismic qualification of equipment in operating nuclear power plants

Based on review of criteria of seismic qualification of the operating plants, a procedure of periodic seismic qualification is established for each group of the operating plants. Particularly, the periodic procedure is suggested to meet USI A-46 requirement simultaneously for the older plants. Because these older plants do not have seismic qualification data, new floor response spectra are generated according to the current seismic requirement and equipment database qualified by testing is constructed, these data of which comes from Korean standard nuclear power plants.

## 3. Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of Anchor System of Equipment.

The results of qualification tests about ACI 349-97 and 349-02 showed that two codes estimate concrete capacity conservatively in case of single anchor system. However, the original code had the tendency of over-estimation on concrete pull-out capacity in multiple anchor system. Furthermore, the original code could not manage the effect of edge distance. On the contrary, revised code gave conservative results in all cases. The effect of prying action cannot be ignored because prying factors in various anchorage types were considerable values. Prying factor calculated using simple equation gave more conservative values of 10 % than experimental results. The application status of isolation system in foreign nations were analyzed and shaking table tests of isolation system similar with actual structure of plant. The results of tests say that structural characteristic should be considered at the design state in order to obtain sufficient reduction of vibration.

## V. Suggestion of Application

Results developed through this project shall be utilized to PSR of nuclear power plants.

From the present study, the developed technique of LOCA/MSLB M/E release analysis for equipment environmental qualification for Westinghouse nuclear power plant will be applied to periodic safety review of KORI NPP Unit 2. It is also expected to reduce the cost for relaxing the environmental conditions of mechanical and electrical equipment qualification. Moreover, prepared inputs of the best estimate analysis code are effectively used to analyze the postulated accidents for KORI Unit 2. And it is expected to become cost-effective by reducing the efforts to prepare data of the analysis code for PSR. The analysis models, input base deck, environmental conditions for Kori Unit 2 and radiological environmental analysis techniques developed through this study will be used in the future, for similar tasks expected at Kori Unit 2 as well as other operating projects including the periodic safety review for Kori Unit 1 and re-assessment of environmental qualification for existing plants with a Westinghouse type of reactor such as Kori Units 3&4 and YGN Units 1&2.

The results from this research will be used for periodic seismic qualification review of operating nuclear power plants. Below describes the plan in more detail. The three different approaches for each group of operating plants make utilities establish a long term plan for achieving the goal of periodic seismic qualification review. The approach to the older plants is aimed to resolve USI A-46 issues as well as seismic safety issue concurrently without additional cost. The newly generated floor response spectra and the equipment database will be used for implementation of seismic adequacy verification for the older plants in hand.

Qualification test data about ACI 349 which is the design code for anchor system of equipment and evaluation criteria for prying action of anchor system will be directly applied to the equipment qualification in PSR of nuclear power plants. Characteristic test data of isolation system which is the technology to minimize seismic response transferred to structures and equipment will be utilized as elementary data for the reinforcement research of seismic capacity of seismically fragile equipment.



# 여 백

# CONTENTS

<b>Chapter 1 Introduction</b> .....	<b>1</b>
<b>Section 1 Necessity of Research and Development</b> .....	<b>1</b>
<b>Section 2 Contents of Research and Development</b> .....	<b>2</b>
1. Development of Technologies for Safety Analyses for Environmental Qualification .....	2
2. Development of procedure for seismic qualification of equipment in operating nuclear power plants .....	3
3. Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of Anchor System of Equipment .....	4
<b>Chapter 2 Current Status of the Domestic and International Technology</b> .....	<b>6</b>
<b>Section 1 Analyses for Accident of Mass and Energy Releases         Following the Main Steamline Break</b> .....	<b>6</b>
1. Current Status of International Technology .....	6
A) Kewaunee Nuclear Power Plant .....	6
B) Krsko Nuclear Power Plant .....	6
<b>Section 2 Development of Safety Analysis Technique of LOCA M/E         Release for the Environmental Equipment Qualification of         Westinghouse Nuclear Power Plant Type</b> .....	<b>9</b>
1. Current Status of International Technology .....	9
A) Kewaunee Nuclear Power Plant .....	9
B) Current Status of Transient Analyses for the Environmental Equipment Qualification of Krsko Nuclear Power Plant .....	10
2. Current Status of the Domestic Technology .....	10
A) Current Status of Transient Analyses for the Environmental Equipment Qualification Relate to Replacement of Steam Generator of Kori Unit1 .....	10
<b>Section 3 Typical Application of Accident Analyses Methodology         for Equipment Environmental Qualification</b> .....	<b>12</b>

1. Current Status of International Technology .....	12
2. Current Status of the Domestic Technology .....	13
<b>Section 4 Development of procedure for seismic qualification of equipment in operating nuclear power plants .....</b>	<b>14</b>
1. Current Status of International Technology .....	14
2. Current Status of the Domestic Technology .....	15
<b>Section 5 Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of Anchor System of Equipment .....</b>	<b>16</b>
1. Current Status of International Technology .....	16
A) Design Criteria for Anchor System .....	16
B) Seismic Capacity Evaluation of Anchor System of Equipment	16
2. Current Status of the Domestic Technology .....	17
<b>Section 6 Seismic Isolation System for Equipment .....</b>	<b>18</b>
1. Current Status of International Technology .....	18
A) Foreign Application Examples of Isolation System in N.P.P. ....	18
B) Foreign Research Examples of Isolation System in N.P.P. ....	19
<b>Chapter 3 Contents and Results of Performance for the Research and Development .....</b>	<b>22</b>
<b>Section 1 Development of Technologies for Safety Analyses for Environmental Qualification .....</b>	<b>2</b>
1. Methodologies Development and Analyses for MSLB M/E .....	22
A) Regulation Necessary .....	22
B) Methodologies and Major Assumptions .....	24
C) Initial Condition and Reactivity Feedback .....	30
D) Modeling of Division of Primary and Secondary System .....	31
E) Make out Input Deck for Accident Analyses .....	32
F) Comparison and Qualification for Analysis Code (RETAN/LOFTRAN) .....	37
G) Accident Analyses and Results .....	38
2. Methodologies Development and Analyses for LOCA .....	64
A) Environmental Equipment Qualification Accident Analyses Evaluation Technical of Westing-house Nuclear Power Plant .....	64

B) Code Input Construction for LOCA M/E Releases Application Evaluation of Westing House Nuclear Power Plant .....	76
C) Kori Unit 2 Analyses for Typical Application of Nuclear Power Plant .....	93
D) Conclusions .....	103
3. Typical Application of Accident Analyses Methodology for Equipment Environmental Qualification .....	146
A) Technical Bases Review Relate to Environmental Equipment Qualification .....	146
B) Application Qualification for Containment Pressure and Temperature .....	152
C) Application Qualification for Pressure and Temperature Analyses of Auxiliary Building(MSIV Subcompartment) .....	166
D) Application Qualification for Containment radiation Environment Analyses .....	171
E) Summary Review for Typical Application of Accident Analyses ..	184

**Section 2** Development of procedure for seismic qualification of  
equipment in operating nuclear power plants .....**228**

1. Development of Procedure of Equipment Seismic Qualification ..	229
A) Status of Seismic Qualification of Operating Nuclear Power Plant .....	229
B) Current Seismic Qualification Requirement and Procedure .....	234
C) Alternate Requirement of Seismic Qualification and Procedure .....	240
D) Quasi-Requirement of Seismic Qualification and Procedure .....	245
E) Seismic PSR Requirement and Procedure .....	249
2. Concurrent Assessment of Seismic Qualification based on both requirements of Seismic IPE and USI A-46 .....	264
A) Relationship between Equipment to be Reviewed .....	265
B) Relationship between Relay to be Reviewed .....	280
C) Relationship between Procedures for Seismic Walkdown .....	286
D) Relationship between Methodologies for Seismic Evaluation .....	289
E) Procedure of Concurrent Evaluation of PSR Seismic Qualification .....	294
F) Case Study of Seismic Adequacy Resolution of Outlier .....	297
3. Input Ground Motion .....	298
A) General Assumption .....	298
B) Design Acceleration Time History .....	298
C) Review of Regulatory Requirement .....	299

4. Seismic Response Analysis of Wolsong Unit 1 Service Building	300
A) Characteristics of Site and Structures	301
B) Basic Input Data	305
C) Seismic Structural Model	307
D) Results of Seismic Response Analysis	309
5. Seismic Response Analysis of Kori Unit 2 Auxiliary Building Complex	310
A) Characteristics of Site and Structures	310
B) Basic Input Data	312
C) Seismic Structural Model	313
D) Results of Seismic Response Analysis	318
6. Construction of Data Base of Equipment Seismic Qualification	319
A) Basic Approach	320
B) Collection of Data Important to Seismic Qualification	321
C) Construction of Database of Equipment Seismic Qualification	321
<b>Section 3. Development of Technologies for Seismic Capacity Evaluation of Anchor System of Equipment</b>	<b>354</b>
1. Analysis of Current Status of Seismic Design and Assessment Tehcnologies for Anchor System	354
A) Anchor System	355
B) Design Criteria for Anchor System	361
C) Evaluation Test of Seismic Capacity of Anchor System	373
2. Prying Action of Equipment Anchorage	386
A) Introduction	386
B) Prying Action	387
C) Existing Studies	389
D) Elastic Analysis	392
E) Experimental Study	396
F) Nonlinear Numerical Analysis	425
G) Behavior of Anchor System	431
H) Coefficient of Prying Action	432
3. Analysis of Application Status of Seismic Isolation System for Equipment in Foreign Country	435
A) Foreign Application Examples of Isolation System in N.P.P.	435
B) Foreign Research Examples of Isolation System in N.P.P.	437
C) Results	448

4. Verification of Material Characteristic of Isolation System .....	450
A) Test of Vibration Reduction Capacity of Isolation System .....	451
B) Shaking Table Test of Equipment with Isolation System .....	466
<b>Chapter 4 Rate of Goal Achievement and Condition to Other Works for the Research and Development .....</b>	<b>483</b>
<b>Chapter 5 Application of the results .....</b>	<b>484</b>
<b>Chapter 6 Reference .....</b>	<b>485</b>
<b>Supplements</b>	
A. Floor Response Spectra of Wolsong Unit 1 .....	501
B. Floor Response Spectra of Kori Unit 2 .....	523
C. Seismic Qualification Database .....	583
D. Test results of Vibration Reduction Capacity of Isolation System .....	607

# 여 백

# 목 차

제 1 장 서 론 .....	1
제 1 절 연구개발의 목적 및 필요성 .....	1
제 2 절 연구개발의 내용 및 범위 .....	2
1. 내환경 사고분석 기술개발 .....	2
2. 기기 내진성능 평가절차 개발 .....	3
3. 기기 기초시스템의 내진성능 평가기술 개발 .....	4
제 2 장 국내·외 기술개발 현황 .....	6
제 1 절 주증기관 파단 질량 및 에너지 방출사고 분석 .....	6
1. 국외현황 .....	6
가. Kewaunee 원전 .....	6
나. Krsko 원전 .....	6
제 2 절 WH형 원전의 기기 내환경 검증 사고해석 기술개발 .....	9
1. 국외 현황 .....	9
가. Kewaunee 원전 .....	9
나. Krsko 원전의 기기 검증을 위한 사고 분석 현황 .....	10
2. 국내 현황 .....	10
가. 고리 1호기 증기발생기 교체 관련 기기 검증을 위한 사고 분석 현황 .....	10
제 3 절 내환경 기기검증 사고분석 시범적용 .....	12
1. 국외 현황 .....	12
2. 국내 현황 .....	13
제 4 절 기기 내진성능 평가절차 개발 .....	14
1. 국외 현황 .....	14
2. 국내현황 .....	15
제 5 절 기기 기초시스템 내진성능 평가기술 개발 .....	16
1. 국외 현황 .....	16
가. 앵커기초시스템 설계기준 .....	16
나. 기기 기초시스템 내진성능 평가기술 .....	16
2. 국내현황 .....	17
제 6 절 지진동 저감기술 .....	18
1. 국외 현황 .....	18
가. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 사례 .....	18
나. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 연구 사례 .....	19



**제 3 장 연구개발수행 내용 및 결과 ..... 22**

**제 1 절 내환경 사고분석 기술개발 ..... 22**

1. MSLB M/E 방법 개발 및 분석 ..... 22	22
가. 설계 요구조건 ..... 22	22
나. 방법론 및 주요가정 ..... 24	24
다. 초기조건 및 반응도 궤환 ..... 30	30
라. 일차 및 이차계통 분할 모델링 ..... 31	31
마. 사고분석용 입력 작성 ..... 32	32
바. 해석코드(RETRAN/ LOFTRAN) 결과 비교 및 검증 ..... 37	37
사. 사고해석 및 결과 ..... 38	38
2. LOCA M/E 방법 개발 및 분석 ..... 64	64
가. WH형 원전의 기기 내환경 검증 사고 해석 기술 평가 ..... 64	64
나. WH형 원전 LOCA M/E 방출량 적용성 평가를 위한 코드 입력 구축 ..... 76	76
다. 시범원전 적용을 위한 고리 2호기 분석 ..... 93	93
라. 결 론 ..... 103	103
3. 지역별 환경인자 결정 및 시범적용 ..... 146	146
가. 내환경 기기검증 관련 기술기준 검토 ..... 146	146
나. 격납건물 압력/온도 분석 적용성 검증 ..... 152	152
다. 보조건물(MSIV 격실) 압력/온도 분석 적용성 검증 ..... 166	166
라. 격납건물 방사선환경 분석 적용성 검증 ..... 171	171
마. 사고해석 시범적용 종합검토 ..... 184	184

**제 2 절 기기 내진성능 평가절차 개발 ..... 228**

1. 가동원전 내진검증 현황 및 절차 개발 ..... 229	229
가. 국내 가동원전 내진검증 현황 ..... 229	229
나. 현행 내진검증 요건 및 절차 ..... 234	234
다. 내진검증 대체요건 및 절차 (USI A-46 내진검증 요건 및 절차) ..... 240	240
라. 유사 내진검증 요건 및 절차 (Seismic IPE 내진검증 요건) ..... 245	245
마. 주기적안전성평가 기기 내진검증 요건 및 절차 ..... 249	249
2. 노후원전 기기의 내진검증 연계 평가 ..... 264	264
가. 평가대상 기기 선정 연계성 ..... 265	265
나. 평가대상 계전기 선정 연계성 ..... 280	280
다. 현장점검 연계성 ..... 286	286
라. 내진성능평가 연계성 ..... 289	289
마. 내진검증 연계 수행 절차 ..... 294	294
바. 예외기기의 내진적합성평가 사례연구 ..... 297	297

3. 입력지진운동 .....	298
가. 일반사항 .....	298
나. 설계가속도 시간이력 .....	298
다. 규제 요건 검토 .....	299
4. 월성 1호기 서비스건물 지진응답해석 .....	300
가. 구조물 및 부지 특성 .....	301
나. 기본 자료 .....	305
다. 해석모델 .....	307
라. 지진응답해석결과 .....	309
5. 고리2호기 지진응답해석 .....	310
가. 구조물 및 부지특성 .....	310
나. 기본자료 .....	312
다. 해석모델 .....	313
라. 해석결과 .....	318
6. 기기의 내진검증 자료구조 구축 .....	319
가. 기본 전략 .....	320
나. 내진검증 자료의 수집 .....	321
다. DB 구축 .....	321
<b>제 3 절 기기 기초시스템 내진성능 평가기술 개발 .....</b>	<b>354</b>
1. 기기 기초시스템 내진설계 및 평가기술 현황분석 .....	354
가. 앵커시스템 .....	355
나. 앵커기초시스템의 설계기준 .....	361
다. CIP 앵커기초시스템의 내진성능평가시험 .....	373
2. 기기 정착부의 지렛대 효과 .....	386
가. 개요 .....	386
나. 지렛대현상(Prying action) .....	387
다. 기존 연구 .....	389
라. 탄성해석 .....	392
마. 실험 .....	396
바. 비선형 수치해석 .....	425
사. 앵커시스템의 거동 .....	431
아. 하중증폭계수 .....	432
3. 지진동 저감시스템의 적용현황 분석 .....	435
가. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 사례 .....	435
나. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 연구사례 .....	437
다. 결 론 .....	448

4. 지진동 저감시스템의 재료특성 평가 .....	450
가. 지진동 저감시스템 성능평가 .....	451
나. 지진동 저감시스템을 적용한 원전기기의 저감성능 평가 .....	466
<b>제 4 장 연구개발 목표 달성도 및 대외 기여도 .....</b>	<b>483</b>
<b>제 5 장 연구개발결과의 활용계획 .....</b>	<b>484</b>
<b>제 6 장 참고문헌 .....</b>	<b>485</b>
<b>부 록</b>	
1. 월성 1호기 FRS .....	501
2. 고리 1호기 FRS .....	523
3. 내진검증 데이터베이스 .....	583
4. 지진동 저감장치 실험결과 .....	607

## 표 차례

표 2.1.1 MSLB M/E 방출량 분석결과 (Kewaunee 원전) .....	8
표 2.1.2 파단 크기 스펙트럼 .....	9
표 2.2.1 고리 1호기 FSAR 해석과 증기발생기 교체시 .....	11
표 2.2.2 고리 1호기 FSAR해석 결과와 증기발생기 교체시 해석 결과의 비교 .....	11
표 3.1.1 MSLB M/E 방출 영향요소 .....	40
표 3.1.2 주요계통 모델링 대상 .....	41
표 3.1.3 일차 계통 분할표 .....	41
표 3.1.4 이차 계통 분할표 .....	42
표 3.1.5 안전보호 설비작동 신호 .....	43
표 3.1.6 원자로 트립 주요입력 변수 .....	44
표 3.1.7 파단측 증기발생기 압력변화에 따른 최대 급수유량 .....	44
표 3.1.8 파단측 증기발생기 압력변화에 따른 최대 보조급수유량 .....	45
표 3.1.9 증기관 내 체적 .....	45
표 3.1.10 파단위치에 따른 면적 정의 .....	46
표 3.1.11 액체유입 고려시 면적 .....	46
표 3.1.12 두꺼운 금속에 저장된 에너지 계산 분할표 .....	47
표 3.1.13 초기조건 및 공칭조건 .....	47
표 3.1.14 Reactivity Feedback .....	48
표 3.1.15 RETRAN vs. LOFTRAN Code .....	48
표 3.1.16 정상상태 해석 .....	49
표 3.1.17 파단형태별 사고조건 .....	49
표 3.1.18 원자로 냉각재 펌프 흡입관 파단시 취출기간 중 .....	105
표 3.1.19 최대 안전 주입 유량 원자로 냉각재 펌프 흡입관 파단시 .....	106
표 3.1.20 최대 안전 주입 유량 원자로 냉각재 펌프 흡입관 파단시 Froth 방출량 .....	107
표 3.1.21 정규 잔열 데이터 .....	108
표 3.1.22 재관수후 단계 질량 및 에너지 방출량 요약 .....	109
표 3.1.23 WH의 LOCA M/E 해석 방법론과 SRP 6.2.1.3의 주요 검토 지침 비교(a) .....	110
표 3.1.23 WH의 LOCA M/E 해석 방법론과 SRP 6.2.1.3의주요 검토 지침 비교(b) .....	111
표 3.1.24 사고분석에 사용된 설정치 .....	112
표 3.1.25 유동전환 전 저온관 고압안전주입펌프 유량 .....	112
표 3.1.26 유동전환 이후 하향유로 고압안전주입펌프 유량 .....	113
표 3.1.27 유동전환 이후 저온관 고압안전주입펌프 유량 .....	114
표 3.1.28 하향유로 저압안전주입펌프 유량 .....	114
표 3.1.29 발전소 초기 조건의 불확실성 .....	115
표 3.1.30 유동전환 전 저온관 고압안전주입펌프 최대 유량 .....	115
표 3.1.31 유동전환 이후 하향유로 고압안전주입펌프 최대 유량 .....	116
표 3.1.32 유동전환 이후 저온관 고압안전주입펌프 최대 유량 .....	116

표 3.1.33	하향유로 저압안전주입펌프 최대 유량	117
표 3.1.34	유동전환 전 저온관 고압안전주입펌프 최소 유량	117
표 3.1.35	유동전환 이후 하향유로 고압안전주입펌프 최소 유량	118
표 3.1.36	유동전환 이후 저온관 고압안전주입펌프 최소 유량	118
표 3.1.37	하향유로 저압안전주입펌프 최소 유량	119
표 3.1.38	Fan Cooler 냉각 능력 비교	119
표 3.1.39	고리 2 호기 수동 열 흡수원 데이터	120
표 3.1.40	격납건물 재질에 대한 주요 물성치	121
표 3.1.41	단순화된 수동 열 흡수원	121
표 3.1.42	원자로냉각재계통 초기 조건	122
표 3.1.43	원자로냉각재계통 초기 조건 - 보수적인 평가모델의 정상상태	122
표 3.1.44	저온관 양단파단 사고의 이력	123
표 3.1.45	냉각재흡입관 양단 파단 사고의 이력 (최대 안전주입 유량, Cd=0.6)	123
표 3.1.46	저온관 소형파단사고의 사고 이력	124
표 3.1.47	격납건물 설계자료 (FSAR Table 6.2-1, 41, 42)	187
표 3.1.48	격납건물 냉각계통 설계자료 (FSAR Table 6.2-1/2, TS Table 2.2-2)	188
표 3.1.48	격납건물 냉각계통 설계자료 (계속)	188
표 3.1.49	고리 2호기 FSAR 대비 CONTEMPT-LT/028 코드 검증분석 결과	189
표 3.1.50	LOCA시 격납건물 압력/온도 분석 결과	190
표 3.1.51	MSLB시 격납건물 압력/온도 분석 결과	191
표 3.1.52	주요 지역의 정상운전시 평균 방사선량을	192
표 3.1.53	주요 지역에 대한 정상운전시 총누적흡수선량	192
표 3.1.54	LOCA시 노심 방사능의 격납건물내 방출분율	192
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (1/8)	193
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (2/8)	194
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (3/8)	195
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (4/8)	196
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (5/8)	197
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (6/8)	198
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (7/8)	199
표 3.1.55	고리 2호기 노심 방사능재고량 (8/8)	200
표 3.1.56	주요 방사선량 평가위치, 기여 방사선원 및 ISOSHLD 기하모델	201
표 3.1.57	사고시 격납건물 공기중 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과	202
표 3.1.58	사고시 Sump 액체 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과	202
표 3.1.59	사고시 격납건물 내벽 침적 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과	203
표 3.1.60	사고시 격납건물 천장내벽 침적 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과	203
표 3.1.61	주요 지역에 대한 사고시 1년간 총누적흡수선량	204
표 3.1.62	주요 지역에 대한 총누적흡수선량	205
표 3.2.1	기기 내력과 지진하중의 비교	323
표 3.2.2	평가 대상 기기 및 계전기	324

표 3.2.3	평가 연계성 비교 분석표	325
표 3.2.4	수평성분 안전정지지진(SSE) 설계응답스펙트럼	325
표 3.2.5	인공지진운동의 방향별 최대가속도	326
표 3.2.6	월성 1호기 부지의 암반 특성	326
표 3.2.7	월성 1호기 서비스건물의 구역별 재하 하중	326
표 3.2.8	월성 1호기 서비스건물 구조요소의 재료특성	327
표 3.2.9	월성 1호기 서비스건물 구역 I의 고유진동특성	327
표 3.2.10	월성 1호기 서비스건물 구역 II의 고유진동특성	328
표 3.2.11	월성 1호기 서비스건물 구역 III의 고유진동특성	328
표 3.2.12	고리2호기 기기냉각 및 보조건물 강성특성치	329
표 3.2.13	고리 2호기 드럼저장지역 강성특성치	329
표 3.2.14	고리 1호기 중간건물 강성특성치	329
표 3.2.15	고리 1호기 기사용핵연료지역 강성특성치	330
표 3.2.16	고리 2호기 핵연료취급건물 강성특성치	330
표 3.2.17	고리 2호기 제어건물 강성특성치	330
표 3.2.18	고리 2호기 중량기기 하중	331
표 3.2.19	고리 2호기 기기 냉각 및 보조건물 질량특성치	331
표 3.2.20	고리 2호기 드럼저장지역 질량특성치	331
표 3.2.21	고리 2호기 중간건물 질량특성치	332
표 3.2.22	고리 2호기 기사용 핵연료지역 질량특성치	332
표 3.2.23	고리 2호기 핵연료취급건물 질량특성치	332
표 3.2.24	고리 2호기 제어건물 질량특성치	333
표 3.2.25	고리 2호기 복합보조건물의 고유치 해석결과 비교	333
표 3.2.26	기기 내진검증 자료 분석 대상 발전소	334
표 3.3.1	시험결과의 통계처리를 위한 최소 시험횟수	376
표 3.3.2	앵커기초시험체의 최소 경간 요구조건	377
표 3.3.3	앵커기초시험체의 인장성능시험을 위한 시험변수	378
표 3.3.4	앵커 설치방법에 따른 인장성능 평가결과	385
표 3.3.5	볼트 축강성	390
표 3.3.6	황강성 K2에 따른 하중증폭계수	391
표 3.3.7	볼트 축강성 K1에 따른 하중증폭계수	391
표 3.3.8	탄성해석 기준 앵글	392
표 3.3.9	앵커볼트 직경에 따른 증폭계수	393
표 3.3.10	앵글치수 및 축강성에 따른 하중증폭계수	394
표 3.3.11	황지지 강성에 따른 하중증폭계수	395
표 3.3.12	a, b 값에 따른 하중증폭계수	395
표 3.3.13	앵글 실험체 계획(일반볼트)	398
표 3.3.14	앵글 실험체 계획(확장형 볼트)	399
표 3.3.15	채널 실험체 계획(일반볼트)	400
표 3.3.16	확장 볼트의 공칭 인발 성능	414

표 3.3.17 해석변수 .....	428
표 3.3.18 앵글을 사용한 경우의 하중 증폭계수 .....	433
표 3.3.19 지진동 저감시스템 적용예 .....	437
표 3.3.20 실험에 사용한 지진동 저감장치 특성 .....	447
표 3.3.21 시험용 납-고무베어링 주요 제원 .....	452
표 3.3.22 진동대와 계측센서 기술사양 .....	472

## 그림 차례

그림 2.2.1 Kewaunee 발전소의 LOCA 기기 검증 .....	12
그림 2.6.1 진동대 위에 설치된 원전구조물 축소실험모형 .....	19
그림 2.6.2 진동대 위에 설치된 실험모형 .....	20
그림 2.6.3 제어 패널 상부에서의 응답 .....	20
그림 2.6.4 원전기기 Emergency Transformer 에 지진동 저감시스템을 .....	21
그림 3.1.1 고리 2호기 분할도 .....	50
그림 3.1.2 파단측 증기발생기의 압력변화에 따른 최대 주급수유량 선도 .....	51
그림 3.1.3 파단측 증기발생기의 압력변화에 따른 최대 보조급수유량 선도 .....	51
그림 3.1.4 원자로 Nodal .....	52
그림 3.1.5 일차측 RCS Nodal .....	52
그림 3.1.6 증기발생기 Nodal .....	53
그림 3.1.7 이차측 주증기배관 계통 Nodal .....	53
그림 3.1.8 Nodal of Stored Energy to thick-metal of Primary Side .....	54
그림 3.1.9 Core Power(Fraction of nominal) .....	54
그림 3.1.10 Pressurizer Pressure .....	55
그림 3.1.11 RCS Average Temperature .....	55
그림 3.1.12 SG Total Fluid Mass .....	56
그림 3.1.13 Break Mass Flowrate .....	56
그림 3.1.14 Break Enthalpy .....	57
그림 3.1.15 Break Mass Flowrate(격납건물 외부) .....	57
그림 3.1.16 Integrated Break Mass (격납건물 외부) .....	58
그림 3.1.17 Break Enthalpy (격납건물 외부) .....	58
그림 3.1.18 Integrated Break Enthalpy (격납건물 외부) .....	59
그림 3.1.19 Core Power .....	59
그림 3.1.20 Pressurizer Pressure .....	60
그림 3.1.21 SG Pressure : Faulted Loop .....	60
그림 3.1.22 SG Pressure : Unfaulted Loop .....	61
그림 3.1.23 Break Mass Flowrate .....	61
그림 3.1.24 Break Enthalpy .....	62
그림 3.1.25 Core Power(Fraction of nominal) .....	62
그림 3.1.26 Pressurizer Pressure .....	63
그림 3.1.27 Break Mass Flowrate(격납건물 내부) .....	63
그림 3.1.28 펌프 흡입관 파단에 대한 WREFLOOD 코드의 19 요소에 대한 루프 모델 .....	124
그림 3.1.29 에너지 균형 모델 .....	125
그림 3.1.30 재관수후 루프 저항 모델 .....	126
그림 3.1.31 고리 2호기 냉각재상사고 질량 및 에너지 방출 분석을 위한 RELAP5/MOD5 Nodalization .....	126
그림 3.1.32 가압기, 증기발생기, 격납건물의 압력거동 - 저온관 양단파단 .....	127



그림 3.1.33	파단면을 통해 방출되는 질량 유량	127
그림 3.1.34	안전주입계통의 질량유량 거동	128
그림 3.1.35	하향유로와 노심의 수축 수위	128
그림 3.1.36	가압기 증기발생기 격납건물의 압력거동 - 흡입관 양단파단 (최대 안전주입 유량 Cd=06)	129
그림 3.1.37	파단면을 통해 방출되는 질량 유량	129
그림 3.1.38	안전주입계통의 질량유량 거동	130
그림 3.1.39	하향유로와 노심의 수축 수위	130
그림 3.1.40	저온관 양단 파단시 질량 방출량(a,b)	131
그림 3.1.41	저온관 양단 파단시 에너지 방출량	132
그림 3.1.42	저온관 양단 파단시 적산 방출량	133
그림 3.1.43	냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 질량 방출량	134
그림 3.1.44	냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 에너지 방출량	135
그림 3.1.45	냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 적산 방출량	136
그림 3.1.46	파단 위치별 RELAP5/MOD3.1/K의 적산 에너지 방출량 비교	137
그림 3.1.47	파단 위치별 고리2호기 FSAR의 적산 에너지 방출량 비교	137
그림 3.1.48	가압기, 증기발생기, 격납건물의 압력거동	138
그림 3.1.49	파단면을 통해 방출되는 질량 유량	138
그림 3.1.50	안전주입계통의 질량유량 거동	139
그림 3.1.51	하향유로와 노심의 수축 수위	139
그림 3.1.52	저온관 6인치 파단시 질량 방출량	140
그림 3.1.53	저온관 6인치 파단시 에너지 방출량	140
그림 3.1.54	저온관 6인치 파단시 적산 질량 방출량	141
그림 3.1.55	저온관 6인치 파단시 적산 에너지 방출량	141
그림 3.1.56	격납건물 배압에 따른 적산 질량 방출량 비교	142
그림 3.1.57	격납건물 배압에 따른 적산 에너지	142
그림 3.1.58	격납건물 입력 가정에 따른 격납건물 압력 해석 결과 비교	143
그림 3.1.59	저온관 양단 파단시 격납건물 압력 비교	143
그림 3.1.60	냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 격납건물 압력 비교 (최대 안전 주입 유량 Cd = 06)	144
그림 3.1.61	고리 2호기 EQ 압력 곡선과 비교	144
그림 3.1.62	고리 2호기 EQ 온도 곡선과 비교	145
그림 3.1.63	WCAP-8587 환경검증 조건(압력/온도)	205
그림 3.1.64	GAI 공급 계측기기의 환경검증온도	206
그림 3.1.65	격납건물 압력/온도 분석 결과 - DECLB Max. ECCS Flow	206
그림 3.1.66	격납건물 압력/온도 분석 결과 - DEHLB Max. ECCS Flow	207
그림 3.1.67	격납건물 압력/온도 분석 결과 - DESLB Max. ECCS Flow	207
그림 3.1.68	격납건물 압력/온도 분석 결과 - DESLB CD 0.6 Max. ECCS Flow	208
그림 3.1.69	격납건물 압력/온도 분석 결과 - DESLB Min. ECCS Flow	208
그림 3.1.70	격납건물 압력/온도 분석 결과 - SBLOCA	209
그림 3.1.71	격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DECLB Max. ECCS Flow	209
그림 3.1.72	격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DEHLB Max. ECCS Flow	210

그림 3.1.73	격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DESLB Max. ECCS Flow	210
그림 3.1.74	격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DESLB CD0.6 Max. ECCS Flow	211
그림 3.1.75	격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DESLB Min. ECCS Flow	211
그림 3.1.76	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% DER CSS Failure	212
그림 3.1.77	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 70% DER CSS Failure	212
그림 3.1.78	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 30% DER CSS Failure	213
그림 3.1.79	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 0% DER CSS Failure	213
그림 3.1.80	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% Split Break CSS Failure	214
그림 3.1.81	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 70% Split Break CSS Failure	214
그림 3.1.82	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 30% Split Break CSS Failure	215
그림 3.1.83	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 0% Split Break CSS Failure	215
그림 3.1.84	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% DER MSIV Failure	216
그림 3.1.85	격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% DER SIS Failure	216
그림 3.1.86	WCAP-8587 EQ Pressure vs. LOCA Pressure Results	217
그림 3.1.87	WCAP-8587 EQ Pressure vs. MSLB Pressure Results	217
그림 3.1.88	WCAP-8587 EQ Temperature vs. LOCA Temperature Results	218
그림 3.1.89	WCAP-8587 EQ Temperature vs. MSLB Temperature Results	218
그림 3.1.90	WCAP-8587 대비 완화된 고리 2호기 EQ Pressure Profile	219
그림 3.1.91	WCAP-8587 대비 완화된 고리 2호기 EQ Temperature Profile	219
그림 3.1.92	WCAP-8587 대비 고리 2호기 EQ Profile 비교	220
그림 3.1.93	고리 2호기 MSIV 격실 Node Model	221
그림 3.1.94	최적 방법론에 따른 MSIV 격실 압력 추이	222
그림 3.1.95	최적 방법론에 따른 MSIV 격실 온도 추이	222
그림 3.1.96	표준원전 방법론에 따른 MSIV 격실 압력 추이	223
그림 3.1.97	표준원전 방법론에 따른 MSIV 격실 온도 추이	223
그림 3.1.98	표준원전 및 최적 방법론 압력 추이 비교	224
그림 3.1.99	표준원전 및 최적 방법론 온도 추이 비교	224
그림 3.1.100	LOCA시 격납건물내 주요 방사선원 종류	225
그림 3.1.101	격납건물 살수에 대한 BAFFLE 모델 개략도	226
그림 3.1.102	격납건물 침적에 대한 BAFFLE 모델 개략도	227
그림 3.2.1	영광 3,4호기와 울진 3,4호기 시간이력의 설계응답스펙트럼(EW방향)	335
그림 3.2.2	국내 USI-46 원전의 지반응답스펙트럼	336
그림 3.2.3	설계응답스펙트럼 (안전정지지진(SSE), 수평방향)	337
그림 3.2.4	인공가속도 시간이력	338
그림 3.2.5	시간이력의 설계응답스펙트럼(EW방향)	339
그림 3.2.6	시간이력의 설계응답스펙트럼(NS방향)	339
그림 3.2.7	목표PSD와 계산된 PSD 비교(EW방향)	340
그림 3.2.8	목표PSD와 계산된 PSD 비교(NS방향)	340
그림 3.2.9	월성 1호기 서비스건물의 구역 분할	341
그림 3.2.10	월성 1호기 서비스건물 구역 I의 해석모델	342

그림 3.2.11	월성 1호기 서비스건물 구역 II의 해석모델	342
그림 3.2.12	월성 1호기 서비스건물 구역 III의 해석모델	343
그림 3.2.13	월성 1호기 서비스건물 구역 I의 기본고유모드	343
그림 3.2.14	월성 1호기 서비스건물 구역 II의 기본고유모드	344
그림 3.2.15	월성 1호기 서비스건물 구역 III의 기본고유모드	344
그림 3.2.16	월성 1호기 서비스건물 구역 I 층응답스펙트럼의 비교	345
그림 3.2.17	월성 1호기 서비스건물 구역 II 층응답스펙트럼의 비교	346
그림 3.2.18	월성 1호기 서비스건물 구역 III 층응답스펙트럼의 비교	347
그림 3.2.19	고리 1호기 복합보조건물 배치도	348
그림 3.2.20	고리 1호기 복합보조건물 해석 모델 형상	349
그림 3.2.21	고리2호기 복합보조건물의 주요 진동 모드(모드12,EW방향)	350
그림 3.2.22	고리2호기 복합보조건물의 주요 진동 모드(모드11,NS방향)	350
그림 3.2.23	기기내진검증 데이터베이스 구축 입력 양식	351
그림 3.2.24	기기 시험응답스펙트럼 데이터베이스 입력 양식	352
그림 3.2.25	480V MCC TRS	353
그림 3.3.1	앵커시스템의 종류	355
그림 3.3.2	확장형 앵커시스템	356
그림 3.3.3	언더컷 앵커시스템	357
그림 3.3.4	앵커강재의 절단파괴	358
그림 3.3.5	인장하중에 의한 앵커시스템의 파괴양상	359
그림 3.3.6	전단하중에 의한 앵커시스템의 파괴양상	360
그림 3.3.7	인장하중 작용시 파괴양상	361
그림 3.3.8	전단하중 작용시 파괴양상	364
그림 3.3.9	인장하중 작용시 파괴양상	366
그림 3.3.10	전단하중 작용시 파괴양상	368
그림 3.3.11	전단하중 작용시 투영면적	370
그림 3.3.12	인장하중하에서 단일앵커의 콘크리트 파괴강도	371
그림 3.3.13	전단하중하에서의 단일앵커 콘크리트 파괴강도	371
그림 3.3.14	앵커기초시스템의 시험변수	374
그림 3.3.15	앵커기초시스템의 인장성능평가를 위한 시험체	379
그림 3.3.16	앵커기초 시험체	380
그림 3.3.17	앵커기초시험체의 인장성능시험 전경	381
그림 3.3.18	단일 앵커시스템의 콘크리트 파괴하중	382
그림 3.3.19	다중 앵커시스템의 콘크리트 파괴하중	383
그림 3.3.20	콘크리트 연단거리의 영향에 의한 콘크리트	384
그림 3.3.21	인장하중하에서 앵커기초시험체의 콘크리트 파괴형상	385
그림 3.3.22	지렛대 현상 발생이 의심되는 정착부 형태	388
그림 3.3.23	앵글형 기초 시스템의 개념도	388
그림 3.3.24	탄성해석 모델 (앵글)	389
그림 3.3.25	탄성해석 모델 (채널)	392

그림 3.3.26	실험장치	401
그림 3.3.27	가력 프레임	402
그림 3.3.28	초기체결력을 제외한 경우 볼트강성의 변화에 따른 볼트축력	403
그림 3.3.29	초기체결력을 포함한 경우	403
그림 3.3.30	볼트강성변화에 따른 볼트축력	404
그림 3.3.31	볼트강성변화에 따른 볼트축력	404
그림 3.3.32	볼트강성변화에 따른 볼트축력	405
그림 3.3.33	볼트축력(앵글, 10, 11, 12)	405
그림 3.3.34	볼트강성변화에 따른 볼트축력	406
그림 3.3.35	볼트강성변화에 따른 볼트축력	406
그림 3.3.36	볼트강성변화에 따른 볼트축력	407
그림 3.3.37	볼트강성변화에 따른 볼트축력	407
그림 3.3.38	볼트강성변화에 따른 볼트축력	408
그림 3.3.39	앵글 강성 변화에 따른 볼트축력	409
그림 3.3.40	앵글 강성 변화에 따른 볼트축력	409
그림 3.3.41	앵글 강성 변화에 따른 볼트축력	410
그림 3.3.42	횡강성 변화에 따른 볼트축력	411
그림 3.3.43	횡강성 변화에 따른 볼트축력	411
그림 3.3.44	볼트의 설치위치에 따른 볼트축력	412
그림 3.3.45	실험번호 01	415
그림 3.3.46	실험번호 02	415
그림 3.3.47	실험번호 03	415
그림 3.3.48	실험번호 04	415
그림 3.3.49	실험번호 05	415
그림 3.3.50	실험번호 06	415
그림 3.3.51	실험번호 07	416
그림 3.3.52	실험번호 08	416
그림 3.3.53	실험번호 09	416
그림 3.3.54	실험번호 10	416
그림 3.3.55	실험번호 11	416
그림 3.3.56	실험번호 12	416
그림 3.3.57	실험번호 13	417
그림 3.3.58	실험번호 14	417
그림 3.3.59	실험번호 15	417
그림 3.3.60	실험번호 16	417
그림 3.3.61	실험번호 17	417
그림 3.3.62	실험번호 18	417
그림 3.3.63	실험번호 19	418
그림 3.3.64	실험번호 20	418
그림 3.3.65	실험번호 21	418

그림 3.366 실험번호 22	418
그림 3.367 실험번호 23	418
그림 3.368 실험번호 24	418
그림 3.369 실험번호 25	419
그림 3.370 실험번호 42	419
그림 3.371 실험번호 43	419
그림 3.372 실험번호 44	420
그림 3.373 실험번호 45	420
그림 3.374 실험번호 46	420
그림 3.375 실험번호 48	420
그림 3.376 실험번호 49	420
그림 3.377 실험번호 50	420
그림 3.378 실험번호 51	421
그림 3.379 실험번호 52	421
그림 3.380 실험번호 53	421
그림 3.381 실험번호 54	421
그림 3.382 실험번호 55	421
그림 3.383 실험번호 56	421
그림 3.384 실험번호 26	422
그림 3.385 실험번호 27	422
그림 3.386 실험번호 28	422
그림 3.387 실험번호 29	422
그림 3.388 실험번호 32	423
그림 3.389 실험번호 33	423
그림 3.390 실험번호 34	423
그림 3.391 실험번호 35	423
그림 3.392 실험번호 36	423
그림 3.393 실험번호 37	423
그림 3.394 실험번호 38	424
그림 3.395 실험번호 39	424
그림 3.396 실험번호 40	424
그림 3.397 실험번호 41	424
그림 3.398 Prying action 의 단계별 모델링	425
그림 3.399 기초 시스템 유한요소망	426
그림 3.3.100 앵글의 휨과 표면응력 상태	427
그림 3.3.101 수치해석 결과와 실험 결과의 비교	427
그림 3.3.102 해석번호 1	429
그림 3.3.103 해석번호 2	429
그림 3.3.104 해석번호 3	430
그림 3.3.105 해석번호 4	430

그림 3.3.106 해석번호 5 .....	430
그림 3.3.107 해석번호 6 .....	430
그림 3.3.108 해석번호 7 .....	431
그림 3.3.109 지렛대 현상 개념도 .....	432
그림 3.3.110 터빈구조물 기초에 .....	437
그림 3.3.111 El-Centro N-S 성분 입력지진 .....	438
그림 3.3.112 진동대 위에 설치된 원전구조물 .....	439
그림 3.3.113 Coulomb Friction .....	439
그림 3.3.114 Steel Energy .....	439
그림 3.3.115 축소실험모형의 기초가 고정된 경우 가속도 응답 .....	440
그림 3.3.116 축소실험모형의 기초에 고무베어링(Elastomeric Bearing)을 설치한 경우 가속도 응답 .....	440
그림 3.3.117 증기발생기 축소모형을 .....	442
그림 3.3.118 증기발생기 실험모형과 .....	442
그림 3.3.119 증기발생기 축소모형 측면하부에 .....	443
그림 3.3.120 증기발생기 축소모형을 .....	444
그림 3.3.121 고무 베어링을 증기발생기 하부에 .....	444
그림 3.3.122 컴퓨터 제어실 실험모형 .....	445
그림 3.3.123 제어 캐비닛 최상부에서 가속도 응답 .....	446
그림 3.3.124 원전 비상 변압기(Emergency Transformer)에 .....	447
그림 3.3.125 10tonf 용량 납-고무베어링 도면 및 형상 .....	451
그림 3.3.126 성능시험장치 개념도 및 설치모습 .....	453
그림 3.3.127 수평가진방향의 변위-시가 이력곡선 .....	454
그림 3.3.128 수평 전단시험 수행장면 .....	455
그림 3.3.129 전단변형률 200%에서 .....	456
그림 3.3.130 0.5Hz 이력곡선 ( 10tonf ) .....	456
그림 3.3.131 1.0Hz 이력곡선 ( 10tonf ) .....	457
그림 3.3.132 2.0Hz 이력곡선 ( 10tonf ) .....	457
그림 3.3.133 3.0Hz 이력곡선 ( 10tonf ) .....	458
그림 3.3.134 1.0Hz 이력곡선 ( 5tonf ) .....	458
그림 3.3.135 전단변형률, 가진진동수에 따른 .....	459
그림 3.3.136 전단변형률, 가진진동수에 따른 .....	460
그림 3.3.137 전단변형률, 가진진동수에 따른 .....	460
그림 3.3.138 수직하중에 따른 유효강성() .....	461
그림 3.3.139 수직하중에 따른 등가감쇄비() .....	462
그림 3.3.140 수직하중에 따른 에너지 소산능력() .....	462
그림 3.3.141 하중 반복 싸이클에 따르 유효강성() .....	463
그림 3.3.142 하중 반복 싸이클에 따른 등가감쇄비() .....	464
그림 3.3.143 하중 반복 싸이클에 따른 에너지 소산능력() .....	464
그림 3.3.144 지진 감시시스템 제어 캐비닛 전·후 모습 .....	466
그림 3.3.145 액세스 플로어 제작모습 .....	467

그림 3.3.146 액세스 플로어 1차 모드 변형형상 .....	470
그림 3.3.147 액세스 플로어 2차 모드 변형형상 .....	470
그림 3.3.148 액세스 플로어 3차 모드 변형형상 .....	471
그림 3.3.149 액세스 플로어 4차 모드 변형형상 .....	471
그림 3.3.150 액세스 플로어 5차 모드 변형형상 .....	472
그림 3.3.151 제어 캐비닛 진동대 설치 개념도 .....	473
그림 3.3.152 진동대에 설치된 제어 캐비닛(지진동 저감장치 설치) .....	474
그림 3.3.153 진동대에 설치된 제어 캐비닛(지진동 저감장치 없는 경우) .....	474
그림 3.3.154 가속도 센서 설치 위치 .....	475
그림 3.3.155 광학식 Position 센서 설치 위치 .....	475
그림 3.3.156 지진동 저감장치 설치모습 .....	476
그림 3.3.157 입력 가속도와 재현 가속도 비교 .....	477
그림 3.3.158 지진동 저감장치 유무에 따른 재현가속도 비교 .....	477
그림 3.3.159 캐비닛 최상부의 응답 스펙트럼 비교 .....	478
그림 3.3.160 캐비닛 중앙부의 응답 스펙트럼 비교 .....	479
그림 3.3.161 지진동 저감장치가 없을 경우 .....	479
그림 3.3.162 지진동 저감장치가 있을 경우 .....	480
그림 3.3.163 캐비닛 높이별 응답 변위 비교 .....	481

# 제 1 장 서 론

## 제 1 절 연구개발의 목적 및 필요성

주기적안전성평가(Periodic Safety Review;이하 PSR)는 최근에 국내에 도입된 원자력안전개념으로서 고리1호기에 대한 주기적안전성평가의 시작을 계기로 PSR 기술개발에 대한 관심이 고조되었다. 과학기술의 진보에 따라 과거 적용되었던 기술기준의 문제점들이 확인되었고, 이들 문제점들이 원전의 안전에 미치는 영향에 대한 평가 필요성이 국제원자력기구(International Atomic Energy Agency ; IAEA)를 중심으로 제기되었다. 이러한 시대적 흐름에 발맞춰 최근 정부는 원자력법을 통하여 원전사업자로 하여금 주기적 안전성 평가 제도의 시행을 의무화함으로써 개별 원전의 안전성 제고에 심혈을 기울이고 있다.

주기적안전성평가(PSR)의 11개 안전인자 중 기기검증이란 발전소가 전 수명 기간 동안 정상운전 중 또는 사고 시 심각한 환경조건에 직면하게 되었을 때 기기가 고유기능을 수행 할 수 있을지 여부를 사전에 확인하는 것으로 원자력법 시행령에서는 이 목적을 달성하기 위한 구체적인 6개의 평가항목을 명시하고 있다. 또한, 한국원자력안전기술원이 발행한 ‘주기적안전성평가 상세지침서 (참고문헌)’에 따르면 적절한 내진검증이 이루어지지 못한 노후원전의 경우, 내진검증 재평가를 요구하고 있어 조만간 운전 수명에 도달하는 고리 1호기의 수명 연장에 직접적인 영향을 주고 있으며 규제기관에서도 인허가 요건으로 USI A-46 문제를 단계별로 규제 조치할 계획을 진행하고 있다. 국내에는 고리 1호기와 같이 내진검증 재평가가 필요한 원전이 고리 1호기 이외에도 고리 2호기 및 월성 1호기가 가동중에 있으므로 이에 대한 대책 마련이 시급한 실정이다.

미국 등 원전 선진국에서는 가동 중 원전에 대한 기기검증을 규제요건 소급적용 등을 통해 수행 완료하였으나 국내에서는 가동중 원전의 경우 별도의 소급적용(Backfitting Rule)을 시행하지 않고 신규 발전소의 경우만 기기검증 규정을 적용하여왔다. 그러나, 최근 국내에 주기적안전성평가(PSR) 제도가 도입되어 2001년 7월에는 법제화됨에 따라 가동중 원전에 대하여도 주기적 안전성 평가가 시행되게 되었으며 그 시행을 위한 기반기술의 확보 필요성이 제기되었다.



## 제 2 절 연구개발의 내용 및 범위

본 연구에서는 주기적안전성평가(PSR)에서 요구하는 기기검증 취지에 맞춰 연구분야를 선정하였으며 내용 및 범위는 다음과 같다.

### 1. 내환경 사고분석 기술개발

현재 기기검증을 위한 설계기준사고 질량 및 에너지 방출량 분석은 NUREG-0588에 의거하여 수행하고 있다. NUREG-0588에 의하면, 기기 검증을 위한 설계기준사고의 질량 및 에너지 방출량 분석은 격납건물 안전성 분석을 위한 압력과 온도 해석방법론을 사용할 수 있도록 명시하고 있다.

기기 검증을 위한 설계 기준사고는 크게 냉각재 상실사고와 주증기관 파단사고로 나눌 수 있다. 고리 2호기 최종안전성 분석 보고서의 격납건물의 온도와 압력 결과에 의하면 냉각재 상실사고가 주증기관 상실사고에 비해서 압력과 온도가 높게 나타났다. 본 연구에서는 최근까지의 국내외 기기 내환경 검증 사고 분석 경험을 조사하여 이를 바탕으로 최신 안전 해석 기법의 적용성을 검토하였다. 본 연구는 웨스팅하우스 원전에의 적용이 주목적이므로 웨스팅하우스 원전에 대한 경험자료를 중점 조사하였다. 현재 국외의 웨스팅하우스 원전에서 최근에 수행된 기기 검증 사고 분석 사례는 다음과 같다. 고리 1호기의 참조 원전인 Kewaunee 원전은 최근 증기발생기 교체와 관련해서 기기 검증을 수행하기 위한 질량 및 에너지 방출량 해석을 수행하여 미국원자력규제위원회(Nuclear Regulatory Committee: NRC)에 제출한 바 있다. 고리 2호기의 참조 원전인 슬로베니아의 Krsko 원전은 출력 증가와 관련해서 웨스팅하우스사를 통해서 1999년도에 기기 검증을 완료하여 보완 중에 있다. 이러한 자료를 통해서 질량 및 에너지 방출 해석 기술과 관련된 최적 해석방법론의 적용 현황을 파악하였다.

또한 고리 2호기 원전을 대상으로 원자로 주증기관 파단 및 냉각재 상실사고로 인한 질량과 에너지 방출 해석에 최적 평가 전산코드의 적용을 위한 코드 입력자료를 확립하였다. 코드 주요입력으로 주증기관 파단의 경우 일차측 냉각재 계통 뿐 만 아니라 이차측 주증기계통까지 입력 하였으며, 원자로 냉각재 상실사고의 경우 원자로 냉각재 계통 해석 입력자료와 격납건물 압력 및 온도분석을 위해 격납건물 해석 입력자료로 나누었다. 확보된 입력자료는 1차년도에는 기기 검증용 주증기관 파단 및 냉각재 상실사고 해석을 위한 예비해석을 수행하였으며, 2차년도에서는 파단위치 및 파단면적 별로 대형 및 소형 냉각재 상실사고 질량 및 에너지 방출량 해석을 수행하였고, 방출자료를 이용하여 격납건물의 압력 및 온도

해석을 위한 연계체계를 확립하였다. 기기 내환경 검증 사고분석의 시범적용은 기기 내환경 검증 관련 기술기준에 준하여 격납건물 압력/온도 분석 적용성 및 보조건물 격실의 압력/온도 분석 적용성을 검증하였다. 이를 바탕으로 격납건물 방사선환경 분석 시범적용 및 사고시 지역별 환경분석 등 시범적용의 종합적인 검토 분석이 이루어졌으며 상기 목표를 달성하기 위하여 선정된 연구내용은 다음과 같다.

- 내환경 기기검증 관련 기술기준 검토
- 격납건물 압력/온도 분석 적용성 검증
- 보조건물 격실의 압력/온도 분석 적용성 검증
- 격납건물내 방사선환경 분석 시범적용
- 사고해석 시범적용 종합 검토

## 2. 기기 내진성능 평가절차 개발

내진검증분야는 1971년에 발생한 미국 샌페르난도(San Fernando) 지진을 계기로 괄목할 만한 기술적 진보가 있었으며, 당시 수행된 연구를 통하여, 기존의 내진검증 절차에 심각한 오류가 있음이 밝혀졌다. 이에 따라 1975년을 기점으로 기존의 내진검증 기술기준이 대폭적으로 수정되었다. 유럽의 원전 선진국들은 이러한 노후원전의 현안들을 주기적안전성평가(PSR) 제도를 통하여 해결하고 있다.

미국의 경우, 유럽 각국에서 수행하고 있는 주기적안전성평가 제도는 채택하지 않았으나, 내진검증 요건이 확립된 1975년도 이전에 설계 및 건설된 원전에 대해, 1981년도에 미국 원자력규제위원회가 가동 원전의 내진검증과 관련하여 A 등급에 해당하는 46번째 미해결안전항목(USI A-46)을 제기하였고 사업자에게 이 문제의 해결을 공식적으로 요구(Generic Letter 87-02) 하였다. 미국에서 가동중인 원전가운데 이 미해결안전항목들의 해결이 요구되는 원전이 약 70여기가 있으며, 이들 원전을 'A-46 원전'이라 통칭하였다. 국내의 경우, 고리 1호기, 고리 2호기 및 월성 1호기 원전이 이에 해당되며, 수명 연장을 포함한 재인허가 과정에서 필수적으로 해결되어야 할 과제로 인식되고 있다.

현행 원전 설비의 내진검증 기술기준은 IEEE 344로서, 이 기준에 따라 내진범주 I등급 기기의 내진검증이 수행되고 있다. 그러나, 가동원전에 대해서 IEEE 344의 내진검증 절차에 따라 내진검증을 재시행하는 방안에 대해서는, 방사능 오염문제 등 현실적으로 많은 어려움이 있다. 따라서, USI A-46의 해결을 위하여 1992년, 미국 원전사업자 모임인 SQUG(Seismic Qualification Utility Group)에서는 기존의 내진검증 절차와는 전혀 다른 새로운 내진적합성평가법(GIP, Generic Implementation Procedure)을 개발하였다. 현재, 내진적합성평가법은 가동원전에 대한 내진검증의 유일한 대안으로 인식되고 있으며, NRC는 A-46 발전소에 대해서 내진적합성평가법의 적용을 허용하고 있다. 뿐만 아니라, 유럽 각

국은 주기적안전성평가 제도의 기기 내진검증 시행 방법으로서 이 기법을 채용하고 있다. 현재, 국내에서 가동중인 원자력발전소 가운데서는 월성 1호기와 고리 1호기 및 2호기의 3개 발전소가 USI A-46의 대상에 해당된다.

이 연구는, 국내의 USI A-46 적용대상 원전을 비롯하여 가동중인 원전의 내진검증 현안 문제를 해결하기 위한 선행 과제로 수행되었으며, 주요 연구 내용은 다음과 같이 다섯 가지로 선정 수행하였다.

- 기기 내진검증 현황분석 및 절차개발
- 가동중 원전기기의 내진검증과 관련한 Seismic IPEEE(Seismic PSA, SMA), GIP 연계성 평가
- 기존 원전구조물의 지진응답 재평가
- 기기 내진검증 자료 DB 구축

### 3. 기기 기초시스템의 내진성능 평가기술 개발

지진하중 발생시 기기의 파괴모드를 결정하는 기기 저부 정착시스템인 앵커기초와 관련하여 현재 국내 원전기기의 앵커기초시스템 설계기준인 ACI 349 Code 는 많은 연구 및 시험결과에 의해 설계상의 문제점이 제기되고 있어 ACI 349 Code 를 근거로 시설계 및 시공되어진 앵커기초시스템에 대한 안전성 평가가 필요한 실정이다. 또한 미국 원자력규제위원회 ( US NRC ) 에서도 이 문제와 관련하여 기존의 ACI 349 Code 에 의한 앵커기초시스템의 설계결과를 인정하지 않고 시험결과에 일치하는 설계를 수행하도록 요구하고 있다. 따라서, ACI 349 Code 의 개정판에 반영되고 있는 유럽의 앵커기초시스템 설계기준인 CEB Code 의 CCD 방법과 기존의 ACI 349 Code 를 비교분석 함으로써 두 설계기준의 차이점과 ACI 349 Code 의 문제점 분석이 필요하였다.

또한, 국내에서 주기적안전성평가(PSR)의 기기검증을 위한 기본 수행방안으로서 해외에서 수행된바 있는 SQUG의 GIP가 현실적인 대안으로 제시되고 있다. GIP는 14가지의 평가기준에 따라 종합 평가하도록 하고 있으나 SQUG GIP에 제시되어있지 않은 경우 또는 Prying Action이 발생하는 기기 정착부의 경우 잔류기기(Outlier)로 분류하여 별도의 평가기준을 정립하여 평가하도록 권고하고 있다. 따라서 기기검증에 필요한 Angle형, Channel형 기기 정착부의 내진성능 평가기준 수립을 위한 실험적연구의 필요성이 제기되었다. 또한 구조물 및 기기에 가해지는 지진력의 전달을 근본적으로 저감하는 방법으로 알려진 지진동 저감시스템의 특성을 분석하여 내진성능평가 이후에 지진동 저감방법의 적용방안을 모색하기 위한 기초자료를 확보하고자 하였다. 상기 목표를 달성하기 위하여 수행

된 주요 연구내용은 다음과 같다.

- 기기 기초시스템 내진설계 및 평가기술 현황분석
- CIP(Cast-in-Place)기초 시스템 내진성능 기초실험 및 응용실험
- 지진동 저감시스템의 적용 현황 분석
- 지진동 저감시스템의 재료특성 평가

## 제 2 장 국내·외 기술개발 현황

### 제 1 절 주증기관 파단 질량 및 에너지 방출사고 분석

#### 1. 국외현황

##### 가. Kewaunee 원전

미국 WPSC사의 Kewaunee 발전소에서는 EQ 수행용 격납건물의 최고온도 측면에서 기존의 MSLB M/E 방법론을 개선하여 기존 결과보다 현저히 좋아진 결과를 얻었다. 이 발전소에서는 격납건물의 온도를 낮추기 위해서 M/E 데이터 생산시 액체유입(Entrainment) 효과를 고려하였으며, 사용된 코드는 RETRAN 코드이다. M/E 데이터는 이 코드에 의해서 계산된 액체유입 데이터를 사용하여 DYNODE 전산코드에 의해 계산하였다. 생산된 M/E 데이터를 사용하여 격납건물 압력과 온도 분석을 CONTEMPT 전산코드로 하였다.

MSLB M/E 분석 방법은 M/E 방출량을 결정짓는 4가지 요소들로 초기 증기 발생기 수위, 일차측으로부터 이차측으로의 열전달, 보호 계통의 작동 및 이차측 유체의 방출 상태 등이 있으며, 이것들에 대한 주요 영향요소들을 분석하였다.

표 2.1.1은 개선된 방법론을 사용하여 MSLB M/E 방출량을 분석한 것으로 가장 Limiting case에 대해 격납건물 압력 및 온도를 분석결과이다. 계산된 격납건물 첨두(Peak) 압력은 격납건물 설계 압력제한치인 60.7psia 보다 낮았으며, 계산된 온도분포는 격납용기 설계온도인 268°F를 초과하긴 하였지만 격납건물 구조의 물 한계를 넘지는 않았다. 짧은 시간동안의 온도 스파크(Spark)와 격납용기 벽으로의 열전달되는 방법에 있어 격납용기 벽면 온도가 설계온도를 초과하는 것은 제외되었다. 따라서 첨두 온도는 EQ 에 영향을 주지 않는 것으로 평가되었다.

##### 나. Krsko 원전

슬로베니아의 Krsko 원전은 MSLB M/E를 계산하기 위하여 RELAP5/MOD2 전산코드를 사용하였다. 그리고 격납건물의 압력과 온도 분석은 GOTHIC 전산코드를 사용하였다. 해석결과의 타당성 검증을 위하여 CONTEMPT-LT 코드에 의해서 계산된 USAR(Updated Safety Analysis Report)와 결과를 비교 분석하였다.

MSLB M/E 방출 분석 방법은 파손된 증기관에 대해 주증기관 격리밸브

(MSIV)의 상류흐름 배관파단으로 가정하였고, 최대 질량과 에너지 방출 분석을 위해 파손된 증기발생기로 주급수와 보조급수를 최대로 허용하였다. 또한 소형 배관크기 파열사고동안에 발생 가능한 파열증기를 고려하기 위해 파단 크기 스펙트럼 분석을 수행하였다. 원자로 격납건물 팬 쿨러(RCFC)가 사용되었으며, 살수(Spray)는 격납건물 고 압력(High Pressure) 신호에서 작동된다고 가정하였다.

표 2.1.2에 나타난 양단파단(Double-ended Rupture)으로 인한 M/E 방출 유량은 증기발생기 최상부에 있는 유량제한기에 의해 제한된다. 그 밖의 모든 경우들에 대해 방출유량은 파단면적에 의해 제한된다. MSIV는 파손된 증기발생기로부터 유량을 종결시킬 수 없지만, 건전한 증기발생기는 사고 시작 후 수 초 내에 격리된다. 초기에 빠르게 많은 양의 증기가 방출된 후 파단부위의 유량은 보조급수 유량 값에 의해 안정화된다.

격납건물 해석용 패키지인 버전 3.4e인 GOTHIC 전산코드는 MSLB 사고에 따른 격납건물에서의 압력과 온도를 계산하기 위해 사용되었다.

Krsko 원전에서는 가상적인 주증기관 파단사고 후 열수력 환경변수(압력/온도)들에 대해 분석하였는데, 보다 작은 파단크기의 사고동안에 발생 가능한 파열증기를 고려하기 위해 파단크기 스펙트럼 분석을 수행하였다. GOTHIC 계산은 양단파단에 대해 사고 시작 초기에 건 증기의 매우 높은 유량에 의해 최대 격납건물 압력을 유발시켰다. 격납건물에서 최대 침투온도는 파손된 증기발생기로부터 파열증기 유량에 의한 것으로 80% 파단크기에서 관찰되었다. 이 분석과 LOCA와 급수관 파단사고(FLB) 결과들로부터 격납건물 환경변수의 Envelop Curve가 만들어졌으며, Krsko 원전 EQ 프로그램에 적용하여 사용하고 있다.

## 2. 국내 현황

격납건물 관점(Containment Response)에서 이차측 MSLB M/E 방출에 대한 해석은 앞서 살펴본 바와 같이 국외에서는 많은 연구가 수행되었으며, 실제로 해석결과들을 발전소에 적용한 사례들이 많이 있다. 국내에서도 개별 과제인 고리1호기 BAT 농도 조정과 관련하여 LOFTRAN 코드를 사용하여 MSLB M/E 사고 분석을 수행하였다. 국외와 비교하면 국내의 사고해석 수행 경험은 아직 많지 않으며, 특히 격납건물 관점에서 최적해석코드인 RETRAN-3D를 사용하여 MSLB M/E분석을 수행한 경험은 본 연구가 처음이다.

기기검증과 관련하여 한전에서는 고리 3, 4호기 이후 건설된 WH형 원전에 대

해 기기검증을 수행한 바 있으며, 영광 3, 4호기 이후 건설된 ABB-CE형 및 한국 표준형 원전에 있어서는 기기검증 수행에 있어 국내 유관 기관을 참여시킴으로 기기검증에 필요한 기술을 배양하고 있다. '92년 한전은 국내 가동중 원전 내환경 검증 현황을 조사하는 연구를 수행하였으며, '00년 2월부터는 원전 기기 검증 최적화 연구를 기초전력공학공동(연)과 수행 중이다. 한기(주)에서는 정부주도 중장기과제의 일환으로 원자력 기기 성능검증 체제구축 사업을 수행하고 있으며, 한국기계(연)에서는 국내 원자력 산업에 적합한 원자력 성능검증 체제 구축을 위한 연구를 수행중이다. 또한 한기(주)에서는 ABB-CE형 및 한국 표준형원전 건설 시 한전과 함께 기기검증에 참여하여 일부 분석을 직접 수행한 바 있다.

표 2.1.1 MSLB M/E 방출량 분석결과 (Kewaunee 원전)

MSLB Cases	격납건물 침투 압력 (psia)		격납건물 침투 온도 (°F)	비 고
	계산치	설계 제한치	계산치	
파단면적 : 1.4 ft <sup>2</sup> 단일고장: - FW 조절밸브 닫힘실패 - 외부전원 이용가능 Entrainment 모델 출력 : 102%	60.5	60.7	267.6	기존 분석 값 Peak Pr. : 60.3 psia  Peak Temp : 338.7 °F
파단면적 : 1.1 ft <sup>2</sup> , 단일고장: - 격납건물 Safeguard상실 - 외부전원 이용가능 Entrainment 모델 출력 : 0%	56.7	60.7	274.7	

표 2.1.2 파단 크기 스펙트럼

Case #	파단	면적(m <sup>2</sup> )
1	양단파단	2*0.336 (유량제한기 제한면적 - 0.1301m <sup>2</sup> )
2	100% 유량제한기 면적	0.1301
3	80% 유량제한기 면적	0.10408
4	70% 유량제한기 면적	0.09107
5	60% 유량제한기 면적	0.07806
6	50% 유량제한기 면적	0.06505
7	35% 유량제한기 면적	0.04554

## 제 2 절 WH형 원전의 기기 내환경 검증 사고해석 기술개발

### 1. 국외 현황

#### 가. Kewaunee 원전

미국 Kewaunee 원전에서는 최근 증기발생기 교체와 관련하여 기기 검증을 위한 LOCA 질량 및 에너지 방출량 해석을 수행하였다[6.2-12]. 수행된 LOCA M/E 해석은 웨스팅하우스 1979 모델[6.2-13]을 사용하여 수행되었다. 주증기관 파단사고에는 RETRAN 코드를 사용하였다. 격납건물 해석에는 Westinghouse 격납건물 설계 코드인 COCO[6.2-14]를 사용하였다. LOCA M/E 해석에 사용된 주요 가정 및 초기 조건은 다음과 같다:

- ① Maximum expected operating temperature of the RCS (100% full-power)
- ② Allowance for RCS temperature uncertainty (+4.0 °F)
- ③ Margin in RCS volume of 3% (which consists of 1.6% allowance for thermal expansion and 1.4% allowance for uncertainty)
- ④ Core rated power of 1650 MWt
- ⑤ Allowance for calorimetric error (+2% of power, 1683 MWt)
- ⑥ Conservative heat transfer coefficient (i.e., steam generator primary /secondary heat transfer, and RCS metal heat transfer)
- ⑦ Allowance in core stored energy for effect of fuel densification



- ⑧ A margin in core stored energy (+15% to account for manufacturing tolerances)
- ⑨ An allowance for RCS initial pressure uncertainty (+30 psi)
- ⑩ A maximum containment backpressure equal to design pressure (46.0 psig)
- ⑪ Steam generator tube plugging leveling (0% uniform)
  - Maximizes reactor coolant volume and fluid release
  - Maximizes heat transfer area across the steam generator tubes
  - Reduces coolant loop resistance, which reduces the  $\Delta P$  upstream of the break for the pump suction breaks and increase break flow

기타 자세한 해석 내용은 제 3 장, 제 2 절에 기술되어 있다. 그림 2.2.1은 Kewaunee 발전소의 LOCA 기기 검증 이력 곡선(EQ curve)[6.2-15]이다. 최근에 계산한 LOCA의 온도 결과가  $10^5$ 초 이후에는 기존의 EQ curve를 벗어나는 영역이 존재하여 LOCA 온도 결과에 의거하여 새로운 EQ curve를 만들었다. 이 새로운 EQ curve가 기기 검증에 사용되었다.

#### 나. Krsko 원전의 기기 검증을 위한 사고 분석 현황

슬로베니아의 Krsko 원전은 미국 Westinghouse사가 공급한 원자로를 가지고 있으며, 고리 2호기와 동형인 것으로 알려져 있다. 최근에 Krsko 원전은 증기발생기 교체와 출력 격상과 관련하여 기기 검증 관련 사고 분석을 수행한 바 있다 [6.2-16]. 이 원전에서는 NUREG-0588 Category II, IEEE 323-1971요건에 따라서 기기 검증을 수행하였으며, Krsko 원전에 대한 EQ 관련 규제법의 적용 범위는 고리 2호기에 적용 가능할 것으로 판단된다. 한편 Krsko 원전 기기 검증관련 냉각재 상실사고 분석은 Westinghouse사의 LOCA M/E 방출 해석방법론에 의거하여 수행하였으며, 증기관 파단사고 해석은 RELAP5/MOD2와 같은 최적 코드를 사용하였다. 격납건물 해석에는 GOTHIC과 같은 최적 분석 코드를 사용하였다.

## 2. 국내 현황

### 가. 고리 1호기 증기발생기 교체 관련 기기 검증을 위한 사고 분석 현황

최근에 고리 1호기에서 증기발생기 교체와 관련하여 기기 검증을 위한

LOCA 질량 및 에너지 방출 해석을 수행하였다[6.2-17]. 수행된 LOCA M/E 분석 방법은 고리 1호기 FSAR (1975 model)의 해석 방법과는 달리 Westinghouse March 1979 model을 사용하였다. 이 두 방법의 차이는 표 2.2.1에 요약되어 있다. LOCA M/E에 영향을 줄 수 있는 차이점은 초기 원자로 출력에 대한 가정과 잔열에 대한 모델이다. 표 2.2.2는 고리 1호기 FSAR해석 결과와 증기발생기 교체시의 해석 결과를 비교한 것이다. 이 모델의 차이로 인해서 격납건물 압력 및 온도 해석 결과가 6%정도 감소하는 것으로 나타났다.

표 2.2.1 고리 1호기 FSAR 해석과 증기발생기 교체시 해석의 주요 가정의 차이점

	고리 1 호기 FSAR	고리 1호기 SG 교체
원자로 출력 (MWt)	1806.0	1757.97
최대 운전 온도 (°F)	606.9	613.7
운전 온도 불확실도(°F)	4	6.8
잔열 모델	ANS 1971	ANS 1979
사용된 코드	SATAN V, WREFLOOD, FROTH	SATAN VI, WREFLOOD, FROTH

표 2.2.2 고리 1호기 FSAR해석 결과와 증기발생기 교체시 해석 결과의 비교

	고리 1 호기 FSAR	고리 1호기 SG 교체
냉각재 펌프 흡입관 파단시 침투 압력 (psig)	37.6	34.0
냉각재 펌프 흡입관 파단시 침투 온도 (°F)	259.0	252.2
고온관 파단시 침투 압력 (psig)	37.7	35.4
고온관 파단시 침투 온도(°F)	260.0	257.7

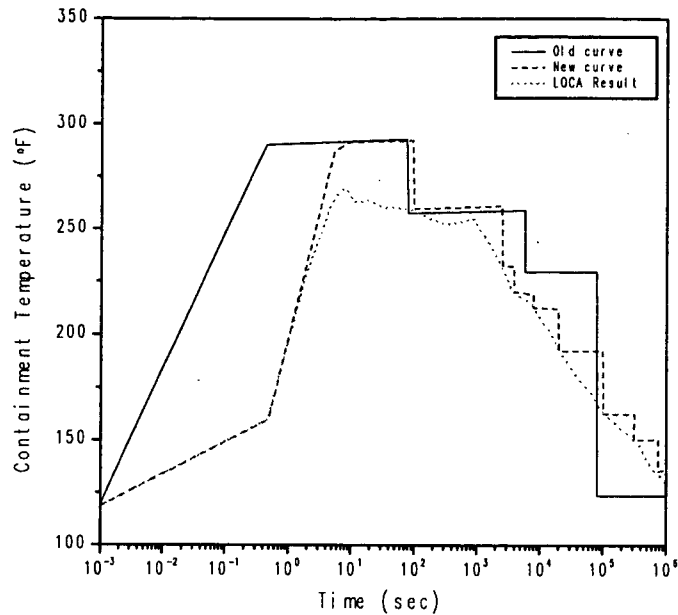


그림 2.2.1 Kewaunee 발전소의 LOCA 기기 검증 이력 곡선(EQ curve)

### 제 3 절 내환경 기기검증 사고분석 시범적용

#### 1. 국외 현황

미국을 비롯한 선진 원전국은 TMI 이후 기기 내환경 검증 요건을 단계적으로 강화하였으며, 산업계는 강화된 규제요건에 따라 Backfitting 방식으로 가동중 원전에 대한 기기검증 재평가 작업을 수행하였고, 이 과정에서 가동중 원전에 대한 기기검증 기술 개발을 완료하였다. 즉, 미국내 가동원전중 1970년대 말까지 건설된 초기 원전은 기기 환경검증에 대한 관련 법규가 정립되지 않았기 때문에 당시 미국내 가용한 산업기술기준과 기기 제작자의 자체 기술기준에 따라 적절히 환경검증을 수행하였으나, 환경검증은 대부분 격납건물내 안전성관련 기기에 대하여 냉각재상실사고(Loss of Coolant Accident ; LOCA)에 국한하여 수행하였고, 그 밖의 주증기배관파단사고(Main Steam Line Break ; MSLB) 및 격납건물 외부의 고에너지배관파단사고(High Energy Line Break ; HELB)는 고려하지 않았다. TMI 사고 이후 미국 NRC는 기기 환경검증 요건을 강화하였으며, 1979년 11

월 및 12월에 각각 IE Bulletin 79-01B(DOR Guidelines)와 NUREG-0588을 발행하여 법규제정 이전까지 기기 내환경 검증의 잠정적인 규제요건으로 준용토록 요구하였다. 또한, 1983년 2월 NRC는 현재까지 기기 내환경 검증의 모범으로 준수되는 10CFR50.49를 제정하였는데, 동 법규는 모든 미국내 가동중 원전 및 건설중인 원전에 대해 RG 1.89, NUREG-0588 및 IEEE 323에 따라 1985년 5월까지 환경검증을 완료토록 규정하여 기기 환경검증의 규제체계를 확립하는 한편, 가동중 원전의 환경검증을 강화된 요건에 따라 이행토록 하였다.

이에 따라, 미국내 가동중 원전은 1980년대에 대대적인 기기 환경검증 재평가를 위해 기존의 LOCA 뿐만 아니라 격납건물내 MSLLB 및 격납건물 외부의 HELB에 대해서도 추가적으로 환경검증을 수행하게 되었다. 대표적인 예로서 고리 1호기의 참조원전인 Kewaunee의 경우 최초 DOR Guidelines에 따라 기기 환경검증 보완을 시작하였고, 그후 10CFR50.49에서 추가된 항목을 포함하여 1981년부터 1985년까지 환경검증 재평가 및 보완을 종료하였다.

## 2. 국내 현황

고리 1,2호기를 비롯한 WH형 가동중 원전에 대한 기기 내환경 검증은 국내 기술경험이 없는 상태이며, 다만 CE형 표준원전인 영광 3,4호기 이후 설계단계에서의 기기검증 업무가 수행되어 온 실정이다. 특히, 제 1장에서 언급한 바와 같이 고리 1,2호기는 환경검증 관련 기술기준이 확립되지 않은 상태에서 건설되었기 때문에 환경검증을 위한 사고해석이 충분히 수행되지 않았고, 따라서 부분적인 사고해석 결과에 근거하여 결정된 기기 환경검증 조건 역시 표준원전에 비해 미흡하므로 가동중 원전에 대한 사고해석시 중요하게 고려되어야 할 사항은 표준원전에 적용되는 관련 기술기준을 만족시키되 표준원전에 사용된 보수적인 분석방법론 보다는 최적화된 분석기법을 적용함으로써 기기검증 환경조건을 최대한 완화시키는 것이다. 이러한 관점에서 볼 때 국내의 내환경검증용 사고해석 기술은 표준원전에 대해서는 문제없다고 할 수 있으나, 가동중 원전의 기기검증 특수성을 감안하면 고리 1,2호기와 같은 WH형 원전에 대해서는 기기 내환경 검증 사고해석 기술이 충분히 확보되어 있다고 할 수 없다.

## 제 4 절 기기 내진성능 평가절차 개발

### 1. 국외 현황

1950년대 후반부터 최초 가동이 시작된 원전들이 노후화되고, 원자력 안전에 대한 새로운 지식들이 축적되면서 주기적안전성평가(Periodic Safety Review)의 필요성이 제기되었다. 주기적안전성평가 제도는 1970년대 후반 유럽 국가들이 본격적으로 도입하기 시작하여, 현재는 영국을 비롯한 스웨덴, 프랑스, 일본, 독일, 미국 등 대부분의 원자력 선진국들이 이 제도를 채택하고 있거나 이에 상응하는 제도를 시행하고 있다. 유럽 각국의 주기적 내진검증평가를 위한 기본 방법론은 미국이 개발한 내진적합성평가 혹은 내진여유도평가 기법을 자국의 실정에 맞도록 적용하고 있다.

일본은 1995년 고베 지진을 계기로 전원전 설비에 대한 전체 원전에 대한 대규모 내진 검증 프로그램을 실시하여 내진 검증과 관련된 항목을 재평가한 것으로 알려져 있다.

미국의 경우, 일정한 주기의 PSR 제도는 채택하지 않았으나, 미국 NRC는 일부 원전에 대해서 1977년 Systematic Evaluation Program을 시행하였고, 1984년에는 Integrated Safety Assessment Program (ISAP)으로 제도를 변경하여 40여기 원전에 대해서 안전성을 재평가하였다. 또한 미국 NRC는 1981년, 가동원전의 내진검증과 관련하여 A 등급에 해당하는 46번째 미해결안전항목을 제기하였다 (USI A-46). 이들 미해결안전항목의 해결이 요구되는 원전은 1975년 내진검증요건이 확립되기 전에 설계 및 건설된 발전소들로서 미국에는 약 70여기가 가동 중에 있으며 이들 원전을 통칭하여 'A-46 발전소'라고 일컬었다. 'A-46 발전소'들은 최소한도의 내진설계요건에서부터 IEEE 344-71에 이르는 매우 다양한 내진검증요건이 적용되고 있다. IEEE 344는 내진범주 I등급 기기의 내진검증을 위한 표준으로서 1971년 샌페르난도 지진 이후, 지진현상에 대한 연구 및 이해가 증진됨에 따라 1975년도판에서 획기적인 수정이 가해졌고 이후 일부 규정의 변경을 거쳐 오늘에 이르렀다. 그러나 가동원전 기기에 대해서 IEEE 344-75의 내진검증 절차에 따라 내진검증을 재시행하는 데에는 방사능 오염문제 등 현실적으로 많은 어려움이 있어, 이에 USI A-46의 해결을 위하여 미국 원전사업자 모임인 SQUG에서는 1992년, 기존의 내진검증절차와는 전혀 다른 방법의 내진적합성평가법 (Generic Implementation Procedure ; GIP)을 개발하였다. 현재 GIP 방법에 따른 내진적합성평가법은 가동원전에 대한 내진검증의 현실적인 대안으로 인식되고 있으며, NRC는 A-46 발전소에 한해서 GIP의 적용을 허용하고 있다. GIP가 가동원

전의 인허가와 관련된 사항인 반면, IPEEE (Individual Plant Examination of External Events)는 실질적인 안전 문제를 다룬다. IPEEE에서 다루는 외부사건 항목 중, 화재 및 침수가 계통상의 안전문제인 데 반하여 지진은 자연재해로서 그 불확실성이 어떤 외부사건보다도 크다. 지진사건은 최대지반가속도를 비롯한 지진 동 파라미터에 내재한 불확실성이 매우 크기 때문에, 설계값을 초과하는 지진재해에 대해서 원전의 안전을 입증하는 것은 안전성평가의 필수과제로 인식되었다. 현재 미국은 대부분의 원전에 대해서 GIP와 Seismic IPEEE의 수행을 완료한 것으로 알려져 있다.

## 2. 국내현황

내진적합성평가 기법은 아직까지 국내에 도입된 바 없으며 다만, 전력연구원이 미국 내진검증사업자 협의회 회원으로 등록되어 내진적합성평가 수행을 위한 평가자 자격요건을 구비하고 있다. 국내 USI A-46 원전의 내진현안을 해결하기 위한 구체적인 사업이 수행되면, 내진적합성평가 기법의 본격적인 도입이 예상된다.

한편 파손내력평가법이나 지진취약도분석법은 과거 10여년 간 해외 우수 업체와의 기술 교류를 통하여 어느 정도 수준에 도달하였으나 구체적인 평가에 필요한 각종 실험 및 연구가 국내에서는 거의 이루어지지 않아 그 기술기반이 매우 취약하다.

## 제 5 절 기기 기초시스템 내진성능 평가기술 개발

### 1. 국외 현황

#### 가. 앵커기초시스템 설계기준

유럽이나 미국에서는 80년대부터 매입앵커 거동에 대한 연구가 활발하게 진행되어 왔으며 90년대 중반 이후 앵커시스템 설계코드인 기존의 ACI Code와 유럽의 CEB Code의 간섭문제를 해결하기 위한 국제적인 연구가 활발하게 이루어지고 있다. 앵커의 파괴양상중 앵커의 하중 저항능력을 결정하는 지배적인 파괴양상은 모재인 콘크리트의 파열파괴이며 현재 기존의 ACI 코드와 CEB 코드의 근본적인 차이는 콘크리트 파열파괴 강도(Breakout Capacity)를 계산하는 새로운 방법을 제시하는 것을 주요 내용으로 하고 있다. 콘크리트 파열파괴에 대한 모델은 전통적으로 45도 원추형 파괴(45 Degree Breakout Cone) 모델이 사용되어 왔으며 2000년 말까지 ACI 349코드에 채택되어 왔다. 그러나 최근에 콘크리트의 파열파괴강도를 예측하는 방법으로 제안된 Kappa-Method에서 파생된 CCD(Concrete Capacity Design)방법은 기존의 45 Degree Breakout Cone 모델보다 적은 오차와 설계측면에서 약간의 보수성을 갖으며 보다 정확한 앵커 저항능력의 예측이 가능하다고 주장하였다.

이에 따라 원전의 앵커시스템 설계코드인 ACI 349 Code가 2001년 초 CCD방법은 근간으로하여 개정됨에 따라 두 설계방법의 근본적인 이해가 필요한 상황이다. 두 설계방법의 주요 차이점은 첫째, 앵커의 지압연단으로부터 콘크리트 표면까지의 파괴경사각을 CCD 방법은 35° 기존ACI 349 Code 는 45°를 채택하고 있고, 둘째 ACI 349 Code 는 콘크리트 강도가 앵커 매입깊이의 제곱에 비례한다고 가정하고 있으나 CCD 방법은 앵커 매입깊이의 1.5 제곱에 비례한다고 규정하고 있으며, 셋째 ACI 349 code 가 파괴형상을 원추형으로 이상화 한데 반해서 CCD 방법은 사각형의 피라미드 형태를 채택하고 있다는 점이다. 따라서, 위의 세가지 주요 차이점으로 인하여 두 설계방법이 동일한 앵커기초시스템의 설계 및 내력평가에 있어 서로 다른 결과를 보여주는 것으로 분석되었다.

#### 나. 기기 기초시스템 내진성능 평가기술

기기 기초시스템의 성능평가 분야는 주기적안전성평가(PSR)의 기기검증을 위한 기본적인 평가내용으로 현재 SQUG의 GIP방법이 가동원전에 대한 내진검증을 위한 현실적인 대안으로 인식되고 있으며 NRC는 A-46 발전소에 대하여 GIP 방

법의 적용을 허용하고 있다. SQUG의 GIP방법은 기본적으로 설계도면 및 설계 자료를 요구하고 있으며 도면 및 구조계산서가 없는 경우 기기 기초시스템의 평가를 위해서는 노출부의 외관검사, 치수 및 재질 조사에 의해 수행되며 SQUG의 GIP방법에서 기기 정착부의 내진성능 평가는 기계 및 전기기기의 내진적합성을 입증하기 위해 만족시켜야 할 검증지침에 기기의 정착부가 적합한지를 확인하는 것으로 1.기기특성(질량 산정, 무게중심 위치, 고유진동수, 감쇠값, 기기저부의 회전 전도 모멘트 중심) 2.정착부 형태 3.정착부의 크기와 위치 4.설치 적합성 5. 문힘길이 6.Threaded anchors의 gap 7.정착부 간 간격 8.단부거리 9.콘크리트 강도 및 상태 10.콘크리트 균열 위치 및 크기 11.캐비닛의 Essential 계전기 12.기기저부의 강성 및 Prying Action 13.기기저부 강도 및 구조적 하중 경로 14.문힘 철물 및 Pads 등 14개 항목 평가기준에 따라 종합 평가하도록 되어있다. SQUG GIP에서 제시되어있지 않은 평가항목 및 Prying Action이 예상되는 경우 잔류기기(Outlier)로 분류되하여 별도의 평가기준을 수립 시행하여야 할것으로 권고하고 있다.

## 2. 국내현황

국내에서 매입앵커시스템에 설계식에 대한 고찰 및 내력평가 실험에 관한 연구는 학계를 중심으로 수행되고 있으나 ACI Code 또는 CEB Code의 성능검증 차원의 초보적인 연구가 진행되어 왔다. 일부 대학 및 기기공급자에 의해 작은 규모의 Post Installed Anchor(Expantion Anchor) 및 Chemical Anchor의 동적 성능 실험이 수행되었으며 최근에는 앵커시스템의 활동도 및 안전성에 관한 관심이 고조되면서 내력평가 및 파괴거동을 파악하고 실제구조물에도 적용하여 보려는 응용실험이 시도되고 있다.

기 시공된 기기 기초시스템의 내진적합성 평가와 관련하여서는 국내에 도입된바 없으며 구체적인 평가기술 개발에 필요한 실험 및 연구가 국내에서는 거의 이루어지지 않아 기술기반이 매우 취약하다.



## 제 6 절 지진동 저감기술

### 1. 국외 현황

가. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 사례

#### (1) 남아프리카 공화국

원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 최초의 사례는 남아프리카 공화국의 Koeberg 원자력발전소임. Koeberg 원자력발전소는 2기의 900 MW 용량의 발전소로서, 프랑스의 프라마툼 ( Framatome ) 에서 설계를 수행했고, 내진 안전성을 확보하기 위해서 지진동 저감시스템을 설계에 반영하였다. Koeberg 원전이 위치한 부지는 두 개의 단층대 사이에 위치해 있어서 리히터(Richter) 규모 7, 재현주기 1,000,000 년의 지진에 견디도록 설계되었다.

#### (2) 영국

영국에서는 Heysham B and Torness A 가스 냉각로(Advanced Gas Cooled Reactors)에 지진동 저감시스템을 적용하였음. 가스냉각로는 격납 건물내부에 규모가 큰 프리스트레스 콘크리트 원자로가 설치되고, 원자로는 운전중 가열, 냉각이 반복되면서 프리스트레스와 수평방향 거동을 일으키게 됨. 이와 같은 가스냉각로의 거동을 해결하기위해 고무 베어링을 채택하여 설치하였다.

#### (3) 프랑스

프랑스는 Cruas에 있는 4기의 900 MW 용량 원자력발전소에 지진동 저감시스템을 적용하였음. 프랑스의 설계기준 안전정지지진(Design Basis Safe Shutdown Earthquake)은 US NRC Reg. Guide 1.60과 같이 진동수 33Hz 에서 설계기준 가속도 0.20g 이다. 프랑스에서 면진장치를 채택한 이유는 안전정지지진 부지운동(Seismic Motion)이 0.3g 로 규정되어 있는 프랑스 내 부지나 외국 부지에 원자력발전소를 설계하기 위해서 지진동 저감시스템을 적용하여 응답스펙트럼을 0.2g 이하로 감소시키기 위해서이다.

나. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 연구 사례

(1) 미국 EPRI(Electric Power Research Institute)

본 연구는 University of California at Berkeley의 J.M. Kelly가 수행한 것으로, 지진시 기존 원자력발전소의 1차계통을 거쳐서 전달되는 지진응답은 2차계통과 기기(예 : 펌프, 밸브, 제어 장비, 파이프 시스템 등)에 매우 큰 가속도 응답을 일으킬 수 있다고 보고되고 있음. 이와 같은 2차 계통의 지진응답을 감소시키기 위해 지진동 저감시스템을 사용하여 실험연구를 수행하였다. 지진동 저감시스템을 설치한 원자력발전소의 기기와 파이프 시스템 설계는 기존 원전에 비해 훨씬 단순하게 된다. 기기-구조물 상호작용(Equipment-Structure Interaction)과 비탄성 거동을 고려하지 않아도 되고, 기기 지지점에서 응답 스펙트럼 해석이 불필요하다.

연구내용은 다음과 같이 3가지 형태의 면진장치를 5층으로 된 실규모의 1/3 기기축소모형에 장착하여 진동대 위에 설치하고 지진응답을 평가하였다.

- ① Elastomeric Bearing 만으로 면진을 한 실험모형
- ② Steel Energy-Absorbing Device 와 Elastomeric Bearing으로 조합하여 면진을 한 실험모형
- ③ Coulomb Friction-Damping System 과 Elastomeric Bearing으로 조합하여 면진을 한 실험모형 시험에 사용한 지진기록은 서로 다른 4개의 지진 가속도 기록을 입력 지반 운동으로 사용 하였음.

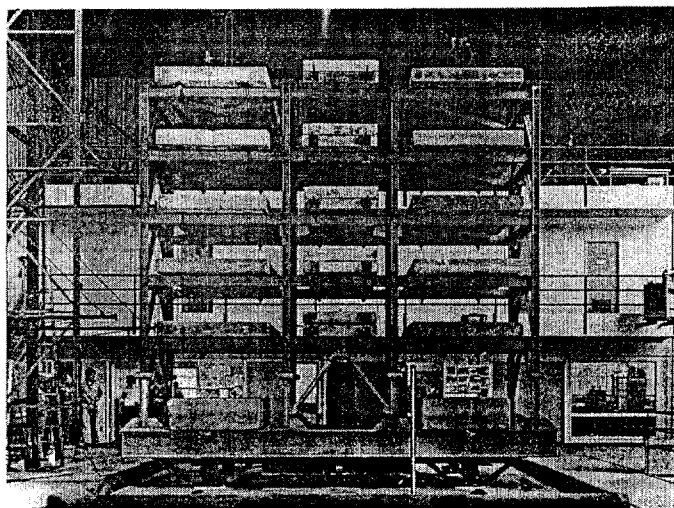


그림 2.6.1 진동대 위에 설치된 원전구조물 축소실험모형

(2) 미국 NCEER(National Center for Earthquake Engineering Research)

본 연구는 State University of New York at Buffalo, NCEER의 V. Lambrou 와 M.C. Constantinou가 수행한 것으로, 면진장치를 이용하여 컴퓨터 주제어실의 지진동 저감시스템을 개발하기 위하여 실험연구를 수행하였다.

컴퓨터 주제어실의 바닥은 액세스 플로어(Access Floor)로서 전반적으로 두께가 얇게 건설되었고, 구형 슬라이딩 베어링(Spherically Shaped Sliding Bearing)과 마찰 베어링, 액체 점성 댐퍼(Fluid Viscous Damper)가 설치되었다.

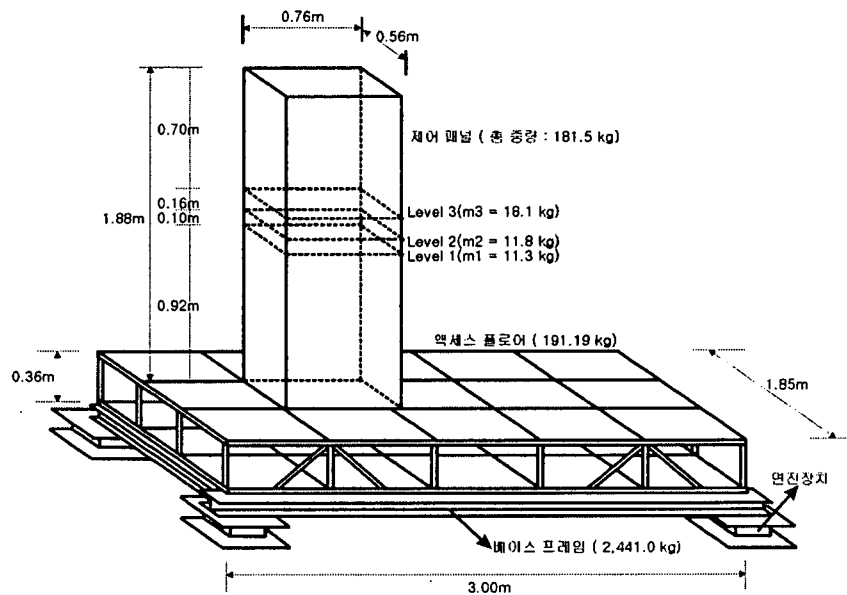


그림 2.6.2 진동대 위에 설치된 실험모형

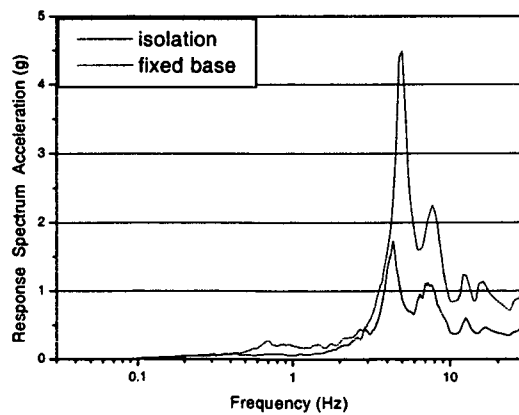


그림 2.6.3 제어 패널 상부에서의 층응답 스펙트럼

(3) 일본 JAERI(Japan Atomic Energy Research Institute)

본 연구는 일본 원자력연구소(JAERI)의 K. Ebisawa, K. Ando, K. Shibata가 공동수행 한 것으로 원전기기의 지진동 저감시스템 기술기준을 작성하기 위해 수행되었다.

본 연구는 두단계로 수행되었는데, I 단계는 원전기기의 지진동 저감시스템 영향을 평가하는 컴퓨터 프로그램과 방법론 개발에 관한 연구이고, II 단계는 원전기기에 지진동 저감시스템을 적용하여 진동대 실험을 수행하여 적용성을 평가한 연구이다.

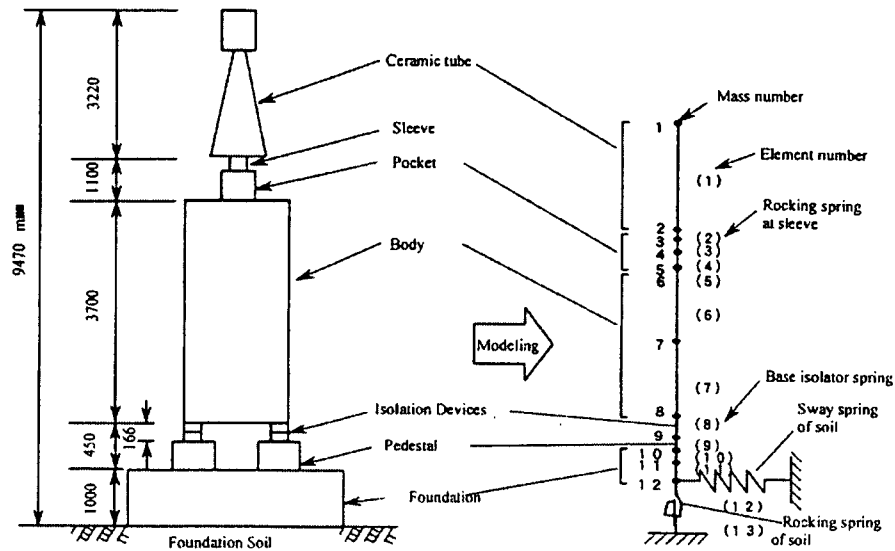


그림 2.6.4 원전기기 Emergency Transformer 에 지진동 저감시스템을 설치한 실험모형과 해석모델

## 제 3 장 연구개발수행 내용 및 결과

### 제 1 절 내환경 사고분석 기술개발

#### 1. MSLB M/E 방법 개발 및 분석

##### 가. 설계 요구조건

주증기관 파단사고 시 질량/에너지 방출량 결과에 직접 적용되는 설계 제한치는 없으며, 최종적으로 계산된 격납건물 압력 및 온도가 격납건물 설계값 범위 내에 있어야 한다. 경수로형 원전 안전심사지침 제 6.2.1장에 제시된 격납용기 온도/압력 해석을 위한 증기발생기 파단사고 해석을 위한 요구조건은 아래와 같으며, 규제요건을 만족하기 위해 격납건물의 기능 수행과 설계에 적용하는 구체적인 기준 10가지 중 다섯째 항목 (안전심사지침 제 6.2.1.1절)을 살펴보면 아래와 같다.

‘5. 격납건물의 열제거 성능과 설계여유에 관련된 일반설계기준 38과 50의 요건을 만족시키기 위해서, 가상적인 2차계통 배관파열에 대한 격납건물의 응답 분석은 격납건물 열제거계통 (예: 펌프나 밸브고장) 이나 2차계통 격리설비 (예: 팬, 펌프나 밸브고장, 주증기관 격리밸브 고장 또는 급수관 격리밸브 고장)에서 발생하는 가장 심각한 단일 능동 고장에 근거해야 한다. 또한 그 분석은 배관파열 크기와 원자로 출력준위의 스펙트럼에 대한 것이어야 한다. 선정된 사고조건은 분석 목적별로 격납건물 압력과 온도가 가장 높게 계산되도록 하는 것이어야 한다. 주증기관 파열사고에 대한 격납건물 환경의 응답계산을 위한 타당한 방법은 NUREG-0588에 기술되어 있다.’

다음은 허용기준과 관련된 요건들을 만족시키는데 필요한 구체적 기준들을 제시 하였다.(안전심사지침 제 6.2.1.4절 가상 2차계통 배관파열에 대한 질량 및 에너지 방출분석)

##### (1) 고려해야 할 에너지원

증기발생기 본체, 급수관 및 증기관 등과 영향을 받는 증기발생기의 급속에 저장된 에너지, 영향을 받는 증기발생기 안에 들어 있는 물의 저장 에너지, 급수관의 격리밸브가 닫히기 전에 영향받는 증기발생기로 이동한 급수의 저장 에너지, 증기발생기 교차관 (Crossover)의 격리밸브가 닫히기 전에 건전한(Intact) 증기발생기에서 들어온 증기에 저장된 에너지, 취출기간 중 일차 냉각재로부터 영향 받은(Faulted) 증기발생기 내부의 물에 전달된 에너지 등.

(2) 스펙트럼 분석 수행

파열 크기와 고온대기 상태에서 102 % 출력까지의 다양한 발전소 상태에 대한 스펙트럼 분석을 수행해야 한다.

(3) 질량 방출율

포화상태에 대한 Moody 모델이나 혹은 동등한 정도로 보수적인 모델을 사용

(4) 증기발생기 열전달

영향을 받는 증기발생기내 물로의 열전달 계산은 핵비등 열전달에 근거해야 한다.

(5) 방출 질량

질량 방출 계산시에는 영향을 받는 증기발생기와 급수관 내의 물, 급수관 격리밸브가 닫히기 전에 영향을 받는 증기발생기에 이동한 급수, 영향을 받는 증기발생기 내 증기, 그리고 증기발생기의 교차관의 격리밸브들이 닫히기 전에 2차 계통이 감압됨으로써 영향을 받지 않은 증기발생기(들)에서 들어온 증기를 고려해야 한다.

(6) 액체 유입(Entrainment)

- 증기관 파열시 액체 유입을 고려한 경우

실험결과를 통해 액체 유입 모델의 예측 결과를 입증해야 한다. 파열부의 상류에 위치한 증기분리기가 유입된 액체에 미치는 영향을 고려해야 한다. 최대 방출 경우가 선정될 수 있도록 하기 위해서, 양단 파열로부터 유입이 일어나지 않는다고 계산된 파열면적까지 면적을 줄여 가면서 다양한 증기관 파열 분석을 수행해야 한다.

- 액체유입을 고려하지 않은 경우

양단파열로부터 최대방출률을 고려했음을 입증할 수 있을 때까지 파열 면적을 줄여 가면서 다양한 증기관 파열 분석을 수행해야 한다.

(7) 단일능동고장

증기관 및 급수관 격리설비나 급수펌프의 단일능동고장을 가정해야 한다. 안전등급 증기관 및 급수관 격리밸브의 고장을 가정한 경우 비안전등급 기기의 운전을 안전등급 기기의 보조수단으로 사용할 수 있다.

#### (8) 급수 유량

영향을 받은 증기발생기(SG of Faulted Loop)로의 급수 유량은, 다른 증기발생기로부터의 역류 유량, 급수의 급격한 비등 (Flashing)과 증기발생기의 감압에 따른 급수펌프의 유량 증가 등을 고려하여 계산해야 한다. 급수 유량을 계산하는데 허용된 방법은 모든 급수가 격리 전 펌프 소진율(Runout rate)로 영향을 받는 증기발생기에 들어간다고 가정하는 것이다. 격리후에는, 격리되지 않은 급수 질량을 영향을 받는 증기발생기에 더해야 한다. RELAP 코드는 급수 유량을 계산하는데 사용할 수 있다.

#### (9) 운전원조치 시간

검토주관부서는 보조급수 유동을 종료시키는 운전원 조치에 관해 검토한다.

#### (10) 전산코드

증기관 파열에서 질량 및 에너지 방출을 계산하는데 허용된 전산코드는 SGN-III와 TRAP-2이다. 그 밖의 방법들도 이러한 계산에 보수적인 것으로 검토주관부서가 판단하면 허용될 수 있다.

### 나. 방법론 및 주요가정

#### (1) 영향요소

주증기관 파단부위로 방출되는 증기량은 여러 가지 영향요소들에 의해서 결정된다. 본 연구에서 접근하는 관점은 노심반응(Core response)에 의한 것이 아니라, 격납건물(Containment Response)관점에 대하여 연구를 수행하였다. 따라서 격납건물로 방출되는 증기는 초기 증기발생기 질량, 급수유량(주급수, 보조급수), 파단면적, 단일고장, 증기관의 체적과 일차 계통의 두꺼운 금속(Thick Metal)에 저장된 열에너지(Thermal Energy), 노심 출력준위, 반응도등이 주요 고려 대상이 된다[3.1.1]. 표 3.1.1에서 자세하게 나타내었다.

#### (2) 주요계통 모델링 대상

주요 모델링 대상 부분은 이차측의 증기발생기, 주증기관 계통, 급수계통이다. 그리고 두꺼운 금속에 저장된 에너지를 계산하기 위해서 1차측의 원자로 용기, 고온관(Hotleg), 저온관(Coldleg), 펌프 흡입관(Pump suction leg), 냉각재 펌프(RCP), 증기발생기 전열관(Tube)이 주요 대상이 된다. 표 3.1.2에서는 주요 모델링 대상들을 나타내었다.

### (3) 일차 및 이차 계통 분할

#### (가) 1차 계통 분할

RETRAN용 Base Deck를 만들기 위해서 1차측 계통을 각 노드별로 분할하였다[3.1.3]. 먼저 원자로 용기는 7개의 하부영역(Subregion)으로 나누었다. 분할의 기준은 열수력 관점 기준에 의해 분할하였다. 이에 해당하는 하부영역으로 하향유로(Downcomer), Lower/Upper Plenum, Core(Bottom, Middle, Top), 노심 우회(core bypass)가 있다. 그 밖의 RCS 계통의 노드로는 고온관, 저온관, 펌프 흡입관, 증기발생기(튜브 Inlet/Outlet, 전열관) 등이 있다. 표 3.1.3에서 자세하게 다루었다.

#### (나) 이차 계통 분할

1차측 증기발생기내의 세관(Tube)을 통한 열교환에 의해 발생된 증기는 주증기관을 통해 터빈으로 빠져나가게 되며, 증기발생기에서 터빈조절밸브 전단까지를 각 노드별로 분할하였다. 먼저 증기발생기는 16(2 Loop×8)개의 볼륨으로 나누었다. 주증기관은 두개의 노드로 구성하였으며, Common header는 하나의 노드로 분할하였다. 그리고 터빈, 응축기, 격납건물 내(또는 대기)를 각각 하나의 노드로 나누었다. 표 3.1.4에서 자세하게 다루었다.

#### (다) 발전소 분할도

그림 3.1.1은 RETRAN 코드를 이용한 주증기관 파단 질량 및 에너지 방출 분석 수행을 위한 고리 2호기의 1차와 2차측 계통 분할도이다.

#### (라) 공학적 안전보호 설비 계통

발전소에서 일어나는 공학적 안전보호 설비 계통에서 일어나는 보호신호들을 모델링하기 위해서 표 3.1.5에 트립신호의 종류들을 분류하였다. 이들 신호는 고리 2호기 FSAR에 나타난 신호를 나타내었다.

원자로 트립은 냉각재 저 유량, 가압기 고 압력, 가압기 저 압력, 안전주입신호, 터빈 트립에 의해서 발생한다. 주증기관 격리는 안전주입과 고-고 증기유량, 증기관 저 압력에 의해서 발생한다. 터빈트립은 증기발생기 고 수위에서 일어난다. 안전주입은 가압기 저 압력에 의해서 발생한다. 그리고 증기관 안전밸브가 개방되는 압력 설정치들에 대해 나타내었다.

표 3.1.6은 원자로 트립(Reactor Trip)과 공학적 안전보호설비 작동을 시키는 조건 변수와 무시 가능한 변수들을 나타내었다. 안전보호 설비 계통을 동작시키는



조건 변수들로는 가압기 저 압력 SI, 증기관 저 압력, 증기관 격리 응답시간, SI에 따른 급수 격리 응답시간, 원자로 트립에 따른 터빈 트립 지연, 저-저 증기발생기 수위에 따른 보조 급수 작동 응답시간, 보조 급수 유량 공급 중단 시 증기발생기 수위(건전한 루프)등이 있다[3.1.2].

#### (마) 주급수 및 보조급수 유량

증기발생기로 공급되는 보조급수 유량은 질량 및 에너지 방출량에 큰 영향을 미친다. 일반적으로 질량 및 에너지 방출 관점에서 보조급수 유량은 파손된 (Faulted) 루프로 최대의 양이 공급되는 것이 보수적이다. 이것은 파단 부위로부터 방출될 수 있는 양이 최대가 되어 결국 격납건물 내부의 압력과 온도를 침투 (Peak)상태로 만들 수 있기 때문이다. 따라서 보조급수 유량을 모델링 하기 위해서는 증기발생기에 대한 압력의 함수로 시간추이에 따른 급수유량을 결정하여야 한다.

증기발생기로 공급되는 주급수 유량은 대형 양단파단(Double-Ended Ruptures)에 대해 급수 유량 변화를 결정하기 위해 필요하다. 주 급수 유량은 증기발생기 압력에 대한 함수로 파손된 루프로 최대 주 급수 유량이 공급되고, 건전한 루프로는 최소 주 급수 유량이 공급되는 것으로 한다. 이 주급수 유량은 각 출력준위(102, 70, 30, 0%)에 대해서 다른 값이 초기값으로 사용된다. 본 연구에서는 증기발생기로 공급되는 주급수 유량을 증기발생기 압력에 대한 함수를 계산하여 공급하는 것을 가정하였다. 따라서 파손된 루프의 증기 발생기는 건전한 루프보다 상대적으로 증기발생기 압력이 낮아 많은 양의 주급수가 공급된다.

#### 1) 주급수 유량(Main Feedwater Flow)

격납건물 압력/온도를 최적화하기 위하여 발전소 정상운전중 주증기 배관 파단사고시 파단측 증기발생기 압력변화에 따른 파단측 증기발생기로의 최대 급수 유량을 분석하였다. 파단측 증기발생기의 압력에 따라 총 9개의 Case를 선정하였다(표 3.1.7).

증기발생기의 수위, 급수유량 및 주증기 유량에 의하여 자동제어 되는 비안전성 급수제어 밸브의 경우 안전분석에서 Credit을 줄 수 없으므로 설계 보수성을 위하여 건전한 증기발생기의 급수제어 밸브는 닫혀 있고, 파단측 증기발생기의 급수제어밸브는 완전개방상태로 유지 시키므로써 주증기 배관 파단사고시 파단측 증기발생기로 급수유량이 모두 유입되는 것으로 분석하였다.

고리 2호기 급수계통 FSAR[3.1.4] 및 Heat Balance로부터 각종 설계조건을 구한 후, 배관 및 밸브류의 압력손실은 배관 Isometric Drawing과 P&ID를 입력자료로 하여 Crane Technical Paper No. 410등의 참고자료를 이용하여 계산하였고

중압 및 고압 급수가열기의 압력손실과 증기발생기에서의 압력손실은 고리 2호기의 관련자료를 참조하였다. 정수두 계산에서는 증기발생기 Downcomer 노즐 고도와 탈기기 저장탱크의 최대 고도를 사용함으로써 보수적으로 계산하였다. 위에서 구한 압력손실 및 정수두를 모두 합산하여 각 증기발생기 압력조건별로 계통저항곡선을 구하였다. 펌프의 총합특성곡선은 승압급수펌프와 주급수펌프의 단독특성곡선을 이용하여 각 펌프 3대 연합운전조건으로 합성하였다. 주증기관 파단사고시 각 Case별 파단측 증기발생기로의 최대급수량은 펌프 총합특성곡선과 증기발생기 압력조건별 계통저항곡선과 만나는 지점을 그래프로부터 읽어 산정하였다(그림 3.1.2).

## 2) 보조급수 유량(Auxiliary Feedwater Flow)

증기발생기로 공급되는 보조급수유량은 증기발생기 압력에 대한 함수로 파손된 증기발생기로 최대 유량이 공급되고, 건전한 루프의 증기발생기 최소 유량이 공급된다.

격납건물 압력/온도를 최적화하기 위하여 주증기배관 파단사고시 파단측 증기발생기로 보조급수유량이 유입될 경우 파단측 증기발생기 압력변화에 따른 최대 보조급수유량을 분석하였다. 파단측 증기발생기의 압력변화에 따라 총 9개의 Case를 선정하였다(표 3.1.8).

고리 2호기 FSAR 10.4.9 "Auxiliary Feedwater System"으로부터 보조급수계통 설계조건을 구한 후, 배관 및 밸브류의 압력손실은 배관 Isometric Drawing과 P&ID를 입력자료로 하여 Crane Technical Paper No. 410등의 참고자료를 이용하여 계산하였다. 증기발생기에서의 압력손실은 증기발생기의 2차측 압력손실자료를 참조하였다. 정수두 계산에서는 증기발생기 Downcomer 노즐의 고도와 복수저장탱크의 최대수위를 사용함으로써 보수적으로 계산하였다. 위에서 구한 압력손실 및 정수두를 모두 합산하여 각증기발생기 압력조건별로 계통저항곡선을 구하였다.

고리 2호기 FSAR 10.4.9 "Auxiliary Feedwater System"에 의하면 보조급수계통내 재순환 유량제어를 제외한 계측제어계통이 안전성으로 설계되어 보조급수유량을 자동으로 제어하는 것으로 기술되어 있으므로 안전분석상에 보조급수유량 제어계통은 Credit을 줄 수 있다. 따라서, 격납건물 온도/압력 분석시 가장 제한적인 단일고장을 보조급수계통이외의 타 안전계통에 적용할 경우 고리 2호기 FSAR 10.4.9 "Auxiliary Feedwater System" 상에 기술된 보조급수계통 정상운전조건에서의 최대유량인 370 gpm(펌프 과유량보호장치의 설정치)을 적용할 수 있다.

격납건물 압력/온도 분석시 가장 제한적인 단일고장을 보조급수계통에 적용할 경우는 격납건물 압력/온도 관점에서 가장 제한적인 단일고장이 보조급수유량제어계통의 단일고장으로서 이 경우 고리 2호기 FSAR 10.4.9 "Auxiliary Feedwater System"에 의하면 보조급수유량이 정상유량인 345 gpm을 초과하여 370 gpm에 도달될 경우 펌프를 Runout으로부터 보호하기 위하여 유량조절기의 Span이 조절되고, 그리고 다시 유량이 증가하여 10초 동안 400 gpm에 도달되면 별도의 유량지시시스템이 동작하여 전동기구동펌프가 Trip되고 터빈구동펌프 후단의 격리밸브가 자동으로 닫히는 것으로 기술되어 있다. 따라서, 보조급수유량제어계통에 단일고장을 적용할 경우 별도의 유량지시시스템에 의하여 보조급수유량은 400 gpm을 초과하지 않도록 설계되어 있다. 그러나, 본 분석에서는 유량제어계통 및 펌프 과유량 보호조정장치의 고장으로 인하여 보조급수제어밸브가 보조급수유량 최대 설정치인 400 gpm에 개방된 조건에서 유량지시시스템에 의하여 전동기구동펌프가 Trip되지 않는 다중고장을 가정하여 사고 발생 후 운전원 조치기간동안 전동기구동펌프에 의하여 파단측 증기발생기로 공급되는 최대 보조급수유량을 산정하였다(그림 3.1.3).

주증기배관 파단사고시 파단측 증기발생기로의 최대 보조급수유량은 전동기구동펌프 1대의 펌프특성곡선과 증기발생기 압력조건별 계통저항곡선과 만나는 지점을 그래프로부터 읽어 산정하였다.

#### (바) 증기관내 증기 체적

표 3.1.9에서 보듯이 주증기관에서 대형 양단파단이 일어나면, 증기관 격리밸브(MSIV)가 닫히기 전까지 파단 위치에서 터빈 조절밸브 사이(Turbine stop valve)의 증기가 증기관의 높은 압력에 의해서 역방향(Reversed flow)으로 증기관의 압력이 대기상태와 평형상태가 될 때까지 방출되게 된다. 따라서 증기관 계통의 체적을 고려 할 때 파손된 루프의 한 개 MSIV 고장(Failure)을 고려할 때의 체적과 비고장(Non-Failure)일 때의 체적을 각각에 대해서 고려하였다.

#### (사) 증기관 파단

증기관 파단을 평가 할 때는 2가지 형태의 배관 파단을 고려 할 수 있다. 먼저 Split 파단은 파이프가 두 개로 완전히 분리된 것이 아니라, 증기관이 찢겨지거나 구멍이 나는 것을 말한다. Split 파단으로 인한 영향은 증기관의 격리가 될 때까지 모든 증기발생기에서 만들어지는 증기는 증기관에 균등하게 나누어진다고 가정된다.

또 다른 파단 형태는 양단 파단 인데, 이것은 증기관이 완전히 두 개로 분리

되는 것을 의미한다. 증기의 순방향 유동(Forward flow)은 증기발생기 유량 제한 장치에서 주증기관 상의 파단부위 방향 흐르는 것이고, 역방향 유동(Reverse flow)은 MSIV에서 증기관 파단부위 방향으로 흐르는 증기의 흐름이다(표 3.1.10).

증기관 파단을 평가하는데 있어서 파단 면적은 중요하다. 파단 면적은 증기의 압력 붕괴와 파단으로 인한 취출물에 포함된 액체유입(entrainment water)과 안전 보호 설정치가 도달하는 시간에 중요한 영향을 미칠 뿐만 아니라 격납건물 내에 방출되는 양을 결정하기 때문이다. 따라서, 파단이 유량 제한장치 하류(downstream)에서 일어났다면, 순방향의 유량면적은 유량 제한장치의 면적이 되고, 역방향의 유량 면적은 주증기관의 면적이 된다. 표 3.1.11은 파손된 증기관에서 증기가 방출될 때 액체유입이 있는 소형 파단과 액체유입이 일으키지 않는 소형 파단 크기를 출력준위와 대비하여 나타내었다.

#### (아) 단일고장

안전주입(Safety Injection) 유량은 SI의 모든 트레인(Train)과 모든 안전주입 펌프의 작동에 의해서 이루어진다. 하지만 소외전원상실을 가정하면(디젤 발전기 고장 포함), 안전주입 펌프 가운데 한 개의 트레인 고장을 고려할 수 있다. 하지만 이것은 증기관 파단/노심 반응 사고(Core response accident)에서의 주요 고려 대상이며, 일반적으로 격납건물 관점에서 증기관 파단으로 인한 질량/에너지 방출에는 별로 크게 영향을 미치지 않는다. 따라서 본 연구에서는 SI를 주입하는 모든 라인에서 원자로 냉각재 압력에 대한 최소 안전 주입유량(lbm/sec)만을 고려하였다.

MSIV의 고장은 건전한 증기발생기에서 만들어진 증기가 MSIV 비격리로 인하여 파손된 루프를 통해 질량 및 에너지가 증기관으로부터 방출되게 된다. 이 양은 건전한 루프의 증기발생기 재고량이 다 고갈될 때까지 방출되는 것으로 가정한다. 주급수 격리밸브의 고장은 급수격리신호가 발생 후에도 계속적으로 급수가 공급되므로 이 고장도 고려를 해 주어야 한다. 보조급수 소진 보호계통의 고장은 파손된 루프의 증기발생기로 보조급수 유량을 증가시킨다. 이렇게 공급된 보조급수는 증기발생기의 재고량이 되어 결국 파손된 루프를 통해 방출되게 된다. 따라서 보조급수를 증가시키는 방법으로 보조급수 소진 보호계통의 고장을 모델링에 포함하였다. 주급수 격리밸브의 고장도 증기발생기의 재고량을 증가시키므로 단일 고장 항목에 포함하여 질량 및 에너지 생산에 고려하였다.

#### (자) 두꺼운 금속에 저장된 에너지

보수성을 위하여 보다 많은 양의 질량 및 에너지를 격납건물 내부로 방출시

키기 위해서는 1차측 냉각재와 열전달이 이루어지는 두꺼운 금속에 저장된 열 에너지를 고려해 주어야 한다. 증기관 파단으로 인해 증기가 파단 부위 증기관에서 격납건물 내부로 급속히 빠져나갈 때 냉각재는 증기발생기에서 많은 열전달로 인하여 원자로 냉각재 계통(RCS)의 냉각재는 냉각되게 된다. 이때 RCS 계통의 금속 질량에 저장된 에너지는 상대적으로 온도가 낮은 냉각재로 열전달이 이루어지게 된다. 이때 금속의 질량(Metal mass)은 금속 내 저장된 에너지의 전체 양을 결정한다. 그리고 표면적(Surface area)은 에너지 전달이 일어나는 곳에서 전달률을 결정하는데 중요한 인자(Factor)가 된다.

따라서, 원자로(Reactor vessel), 냉각재 고/저온관(Hot/Cold Leg), 냉각재 펌프(RCP), 펌프 흡입관(Pump suction leg), 증기발생기 모세관에 대해 금속에 저장된 에너지를 계산하였다. RCS thick-metal에 저장된 열에너지를 계산하기 위해 각각의 RCS계통의 thick-metal에 전도체(conductor)를 설치해 사고후 RCS의 유체가 thick-metal보다 온도가 낮을 때 열이 RCS 유체방향으로 전달될 수 있도록 설계하였다. 표 3.1.12에서 나타내었다.

#### 다. 초기조건 및 반응도 제한

##### (1) 초기조건(Initial Conditions)

노심출력은 공칭 NSSS 출력에 최대 펌프열을 빼서(minus) 사용한다. 그리고 RCS의 평균온도는 분석된 RCS 평균온도( $T_{avg}$ )중 가장 높은  $T_{avg}$ 값 사용한다.

급수온도 및 엔탈피는 공칭 급수 엔탈피를 사용하는데, 급수온도는 비교하여 가장 높은 온도값을 사용하는 것이 SLB M/E 방출 계산시에 더 보수적이기 때문이다. 그리고 증기발생기 유량 질량(Fluid mass)은 파손된 루프와 건전한 루프의 값을 다르게 사용한다. 파손된 루프는 증기발생기 초기 출력준위에 적당한 증기발생기 불확실도 준위(최소 15%NRS(Narrow range Span) 이상)를 더한 값이 되고, 건전한 루프에 대해서는 증기발생기 초기 출력준위에서 증기발생기 불확실도 준위를 뺀 값이 된다. 표 3.1.13에서 자세히 다루었다.

##### (2) 제어계통

발전소 제어 계통들은 SLB 사고 동안에 동작하지 않는 것으로 가정한다. 즉, PORVs 그리고 가압기의 가열기와 분무에 의한 1차측 압력 제어는 작동하지 않는 것으로 가정한다.

##### (3) 반응도 제한

과도상태 동안 질량 및 에너지 방출은 원자로 정지후에 대부분이 일어나므로, SLB으로 인한 고착제어봉에 대한 변수들을 가정하였다. 반응도 궤환은 표 3.1.14에서 열거된 조건들의 값을 사용하였다[3.1.5, 6].

## 라. 일차 및 이차계통 분할 모델링

### (1) 원자로 계통

노심에서 일어나는 열수력학적 거동을 모사하기 위해 그림 3.1.4와 같이 볼륨을 나누었다. 볼륨은 크게 7개로 나누었으며, 볼륨의 구성은 원자로 Down Comer, Lower Plenum, Bottom Core, Middle Core, Top Core, Core Bypass, Upper Plenum이다. 그림 3.1.4에서 보듯이 정션 260과 360으로 들어온 유량이 볼륨 110으로 들어와 일부는 볼륨 150으로 bypass가되고, 볼륨140, 142,144를 거쳐 볼륨170(Upper Plenum)으로 들어간다. 노심을 거친 유체는 충분한 열을 획득한 후에 정션 190과 290을 통해 각각의 Hot Leg으로 이동된다. 원자로를 7개의 노드로 나눈 이유는 원자로의 열수력학적 측면에서 실제 모델과 열유체적인 거동 현상을 잘 묘사하는 것으로 분석되었다.

### (2) RCS(Reactor Coolant System) 계통

RCS계통의 역할은 노심에서 생산된 열유체를 매개체로 증기발생기 Tube로 전달 되도록하는 통로 역할을 한다. 이것을 모사하기 위하여 RCS를 8개의 볼륨으로 나누었다. 볼륨의 구성은 Hot Leg, Crossover Leg, RCP, Cold Leg 이다. 그림 3.1.5는 노심에서 생산된 열유체를 볼륨200(Hot Leg)을 통해 정션 200으로 전달되는 것을 보여주고 있다. 정션 200은 증기발생기 Plenum으로 연결되어 있다. 증기발생기에서 열교환이 이루어지고 나서 정션230을 통해 볼륨240(Crossover Leg)로 빠져나온다. 볼륨250인 RCP를 거쳐 볼륨 260(Cold Leg)으로 나와 정션260에 의해 원자로 Down Comer로 들어간다. 고리 2호기는 2 Loop 발전소이므로 반대쪽 루프도 같은 경로에 의해 열교환이 이루어진다[3.1.7, 8, 9, 10].

### (3) 증기발생기

질량 및 에너지 방출량을 계산하는데 있어서, 가장 중요하게 모델링 되는 부분 중에 하나가 증기발생기이다. 고리2호기 증기발생기는 F-Model Type을 사용하고 있다. 증기발생기 볼륨에 대한 민감도 분석을 수행하기 위해 3가지 경우에

대해 볼륨을 나누어 수행하였다. 즉, 증기발생기 Heater 부분의 볼륨을 각각 1개, 4개, 8개로 나누었다. 볼륨을 한 개로 나눈 목적은 LOFRAN 코드와 비교하기 위한 것이고, 8개로 나눈 목적은 일차측의 열전달을 잘 이루어지도록 만들어 보다 많은 질량과 에너지가 방출될 수 있도록 하기 위한 것이다. 그림 3.1.6은 Heater 부분을 한 개의 볼륨으로 나눈 분할도 그림이다. 4개 볼륨의 구성은 Down Comer, Heater, Separator, Steam Dome이다. 열전달은 정션 210에 의해서 공급된 열유체는 볼륨 220, 222, 224, 226을 거쳐 out plenum을 거쳐 crossover leg를 통해 빠져 나가게 된다. 증기발생기에서는 일차측의 열유체가 증기발생기 Tube를 통해 이차측 유체와 간접적인 열전달이 이루어진다.

#### (4) 주증기관 계통

증기관의 파단을 모사하기 위하여 이차측 증기관을 모델링 하였다. 증기관 계통은 증기관(Main Steamline), Common Head가 있으며, Condenser, Turbine, 격납건물도 같이 모델링 하였다. 증기발생기에서 생산된 증기는 주증기관을 통해 Common Head에서 합쳐져 Turbine으로 이동하게 된다. 질량 및 에너지 사고해석을 위한 격납건물 내부의 파단위치는 증기발생기 유량제한기(Flow Restrictor)의 하류에 위치하게 된다. 격납건물 외부에서의 파단위치는 주증기관 격리밸브(MSIV)전단부분에서 파단이 일어나는 것으로 해석을 수행하였다. 그림 3.1.7은 이차측 증기관에서 증기가 흘러가는 방향에 대해 모사하고 있다.

#### (5) 노심 반응도 모델

질량 및 에너지 방출 사고해석은 노심의 반응도 모델이 중요하다. RETRAN에서는 이러한 반응도 모델링 인자를 MDC, DTC(ATF), Doppler only Power, Control rod, Boron 등 5가지로 모델링 하였다. Core는 Bottom, Middle, Top으로 3개의 볼륨으로 모델링 하였다. 이 볼륨들의 각각에 대한 온도를 계산한 후에 온도에 해당되는 Reactivity 값을 General Database Table로부터 사용하여 계산하였다. 이때 계산되는 Feedback값은 최대값을 사용하고,  $\beta$ (beta)값은 최소값인 0.0044를 사용하였다. 0%출력에 대해서는 stuck rod값을 사용하였다.

### 마. 사고분석용 입력 작성

#### (1) 격납건물 내부(SLB Inside Containment)

#### (가) 파단형태 및 위치(Break type & Location)

질량 및 에너지 방출 사고해석시 가정한 파단형태는 크게 두가지 경우로 나누어진다. 첫 번째는 양단파단(Double-ended rupture)이다. 이 파단은 주증기관이 완전히 200%의 파단면적을 가진다. 사고해석시 전출력에 대해서 이 파단면적에 대해 스펙트럼(Spectrum)분석을 수행하였다. 두 번째는 소형파단(Split break)형태이다. Split 파단은 출력별로 파단면적이 결정된다. 파단면적의 결정방법은 공학적 안전설비 계통의 SI가 작동하지 않는 최소 파단면적이 된다. 이 면적이 결정되면, 원자로 트립은 격납건물 고 압력(Hi-pressure)에 의해서 일어나는 것으로 모사한다.

파단의 위치는 격납건물 내부에서 일어나는 것으로 모사한다. 이때의 위치는 증기발생기 노즐이 위치한 하류방향의 지점으로 결정하여 분석한다. 결국 순방향(Forward Flow)의 증기유량은 유량제한장치(Flow Restrictor)의 면적이 되고, 역방향(Reverse Flow)의 증기유량은 주증기관의 면적이 된다.

#### (나) 증기발생기 수위(Steam Generator Level)

파손된 루프의 증기발생기는 질량 및 에너지 방출량을 보수적으로 많이 생산하기 위해 불확실도(Uncertainty)를 고려하여 SG의 초기 재고량(Inventory)을 많이 가정하였다. 파손된 루프의 SG의 초기 재고량은 출력에 해당되는 값에 보수적으로 크게(추가적으로 10% 불확실도 레벨을 더함)해서 계산하였다. 건전한 루프의 증기발생기는 출력에 해당되는 재고량을 사용하였다.

#### (다) 급수(Feedwater)

급수는 주급수와 보조급수로 나누어 모델링 하였다. 증기관 파단에 의해 보조급수가 공급 되기전까지는 증기발생기 압력에 따라 건전한 루프와 파손된 루프의 증기발생기로 주급수가 공급되는 것으로 모델링 하였다. 보조급수 또한 주급수가 정지된 후 증기발생기 압력변화에 따라 공급되는 것으로 모델링 하였으며, 일반적으로 파손된 루프의 증기발생기는 낮은 증기발생기 압력으로 인해 건전한 루프의 증기발생기로 공급되는 것보다 많이 공급된다.

#### (라) 두꺼운 금속에 저장된 에너지(Energy Stored to Thick Metal)

RCS계통의 두꺼운 금속에 저장된 에너지를 고려하였다. 원자로 정지된 후 이 차축에서 열교환이 이루어진 RCS계통의 유체는 상대적으로 RCS 계통의 금속재 온도보다 낮게 된다. 그리고 열전도에 의해 두꺼운 금속에 저장된 에너지는 유체로 열전달이 일어나게 된다. 아래의 그림 3.1.8 에서 진하게 표시된 부분이 전도체를 설치하여 열교환이 이루어지도록 한 부분이다.



## (2) 격납건물 외부(SLB Outside Containment)

SLB 격납건물 외부사고 해석의 관점은 과열증기(Superheat)가 방출될 수 있도록 모델링 하는 데 있다. NRC의 격납건물 계통 분과(Containment Systems Branch)는 문서 WCAP-8822(참고문헌 15)에 있는 "증기관 파열(Steamline Rupture)에 따른 질량과 에너지 방출"과 관련하여 W/H Topical 보고서를 검토하는 중에, 증기발생기 세관의 덮혀지지 않은 부분으로부터 증기로 열전달이 되는 것을 고려하지 않았다. 그래서 NRC는 인허가시 이 문제를 고려하여 주증기관 파단 분석을 재검토 할 것을 요청했다.

일반적으로 격납건물 외부(출력준위 무시)에 대해서 가상적인 파단위치는 증기관 헤더(Common Head) 전단의 격납건물 외부(Doghouse 또는 Valve room) 위치에 있는 증기관에서 일어난다. 이것은 파단위치가 격납건물 외부에 위치하므로 대기압 상태의 공간에 M/E가 방출되게 된다. 이때 방출되는 M/E는 안전과 관련된 장비의 작동성에 악영향을 줄 수 있다.

본 연구에서 RETRAN-3D 코드를 사용하여 격납건물 외부로 방출되는 과열증기를 분석하고자 하였으나 본 단계에서는 과열증기를 생산하지 못 하였다. Westinghouse에서 RETRAN 코드를 사용한 과열증기 생산 방법론에 확실한 접근을 보지 못한 상태에 있다. 문제점은 생산된 과열증기가 불연속적인 현상들이 나타나는데 있기 때문이다. 미국의 Kewaunee 원전의 경우 RETRAN 코드를 사용하여 과열증기를 생산한 경험이 있다. 선행 연구경험 습득으로 차기 단계에서는 RETRAN 코드를 이용하여 과열증기 생산이 가능할 것으로 판단된다. 따라서 본 단계에서는 LOFTRAN 코드를 사용하여 과열증기를 생산하였으며, 그 방법론은 다음과 같다.

### (가) 적용 기준(Application Criteria)

격납건물 외부 증기관 파열로 인한 M&E 방출을 계산하는데 명확한 제한은 없다. EQ 분석관점에서의 제한 기준은 입력 자료로 질량과 에너지 방출량을 사용하는 것이다. 전형적으로, 외부 격납건물 격실(compartment) 또는 소격실(subcompartments)에서 온도반응(또는 압력반응)은 다른 장비가 노출되어 질 수 있는 역환경을 결정하기 위해 시험되어진다.

격납건물 외부 사고에 대한 분석방법은 파단으로 인한 방출물에 대해 과열증기를 최대화 하여 그 때 온도와 엔탈피를 기준으로 하였다. 이것은 앞서 언급했듯

이 W/H형 SLB Topical 보고서를 NRC'S에서 재검토하는 과정 중에 생긴 관심을 기준으로 하였다. 일반적으로 증기 엔탈피를 최대로 하는 것은 파단 유량을 낮추는 것과 같은 효과가 있다. 따라서 엔탈피를 최대로 하기 위해서 에너지 방출량을 최대로 할 필요는 없다.

#### (나) 분석 방법(Analysis Method)

과열증기 생산을 위해 사용된 전산코드는 LOFTRAN 코드이며 증기관 파열에 따른 M/E 방출량 계산을 하기 위하여 사용하였다. LOFTRAN은 디지털 컴퓨터 코드이며, 다중 가압 경수로 계통에서 과도상태를 모사하기 위해 개발되었다. 이 프로그램이 모사 할 수 있는 것은 중성자 물리학, 열수력 상태, 가압기, 증기발생기, RCP, 컨트롤과 보호계통동작 등이 있다. 각 증기발생기의 이차측은 열적 과도상태에 대해서 균일하게(Homogeneous) 혼합되는 것으로 모델링 되어진다[3.1.11, 12].

○ 보조급수(AFW) 유량 - 최소 보조급수 유량이 필요하다. 이 유량은 가장 높은 용량의 보조급수 펌프 고장을 가정하여 최소로 전달된 유량을 기준으로 하는 것이 필요가 있다. 일반적으로 터빈-구동 AFW 펌프가 기동하기 위해서 이차측 증기발생기에서 소내정전 신호 또는 저-저 증기발생기 수위 신호 중 어느 하나가 필요하다.

○ 보조급수 온도 - 분석을 위해 선택한 출력준위 102%, 70%에서 최대 보조급수 온도를 사용한다.

○ 냉각재를 주입하는 모든 배관에서의 원자로 냉각재 압력에 대한 최소 안전 주입(SI)유량 - 격납건물 외부 증기관 파단으로 인한 질량과 에너지 방출에 대한 계산은 소외전원 상실이 없다고 가정하여 수행한다.

#### (다) 분석에 사용된 가정(Assumptions Used in the Analysis)

○ 초기조건 (Initial Conditions)

1) 출력(Power)

두가지 초기 출력준위들이 가정된다. (NSSS 출력에 대해 102%와 70%)

2) RCS 압력

공칭 압력(일반적으로 2250 psia)

3) RCS 평균 온도(RCS Average Temp.)

적절한 초기출력 준위에 불확실도 값을 더한 값에 상응하는 프로그래밍된 값. 만일에 발전소가 변경된(Rreduced) 프로그래밍 값에 의해서 동작하도록 인허가 받은 것이라면 RCS 평균온도 프로그램 값보다 높은 값을 사용한다.

4) 가압기 체적 (Pressurizer water volume)

초기 평균온도에 상응하는 프로그래밍된 값 사용.

5) 급수온도(Feedwater temp.)

초기 출력 준위에 불확실도를 더한 값에 상응하는 값.

6) RCS 유동(RCS flow)

열설계 유동 사용.

7) 증기발생기 유체 질량(Steam generator fluid mass)

초기출력 준위시 공칭 증기발생기 수위 -(minus) 적절한 증기발생기 수위 불확실도(전형적으로, 5% NRS) -(minus) 모든 루프에 대해 10% 질량 불확실도에 상응하는 값을 사용한다.

(라) 단일고장 (Single Failue)

가장 제한적인 단일고장은 앞서 언급한 거와 같이 보조급수 유량을 최소화 하는 것이다. 이것은 신호를 받아 기동하는 대용량 보조급수 펌프의 고장을 고려 하는 것이다.

(마) 증기관 체크밸브 (Steamline Check Valves)

증기관 체크밸브가 있는 발전소는 안전분석에서 이런 가정들을 할 필요가 있다. 체크 밸브의 상류와 하류 둘 다에 대해서 증기관 파단 위치를 가정하였다. 만일에 증기관 파단이 체크밸브의 상류부분에서 일어난다면 증기관 체크밸브의 동작은 질량과 에너지 방출 과도상태에 영향을 미친다. 체크밸브의 하류 파단은 증기유동이 밸브를 통하여 순방향으로 유동하기 때문에 밸브의 격리기능이 필요하지 않으므로 어떠한 영향도 주지 않는다.

#### 바. 해석코드(RETRAN/ LOFTRAN) 결과 비교 및 검증

열수력 해석코드인 RETRAN과 LOFTRAN 두 코드를 사용하여 같은 조건에서 결과값에 대해 비교작업을 수행하였다. RETRAN 코드를 사용하여 LOFTRAN 과 같은 조건의 증기발생기를 모델링하였다(표3.1.15). 모델링에서 중요하게 다루어야 할 부분이 증기발생기이다. LOFTRAN은 증기발생기를 1개의 볼륨으로 구성되어있다. 하지만 RETRAN은 사용자가 자유롭게 증기발생기의 볼륨을 나눌 수 있다. LOFTRAN과 같은 조건을 만들어 주기 위해서 증기발생기를 1개의 볼륨으로 구성하였다. 아래의 결과들(그림 3.1.9에서 3.1.14)은 LOFTRAN과 같은 출력과 파단조건에서 사고해석을 수행하여 그 결과의 유사성을 보여주고 있다. 결과 그림에서 보듯이 두 코드에 의한 계산결과가 유사하게 나타나는 경향을 나타내고 있다. 비교 목적은 LOFTRAN에 의한 질량 및 에너지 방출사고해석은 기존에 SAS12.2(격납건물 내부)와 12.5(격납건물 외부사고해석) 방법론에서 많이 연구 수행되어 왔다. 하지만 RETRAN 코드에 의한 사고해석 수행은 코드가 개발되어 연구수행한 경우가 LOFTRAN에 비해 그리 많지가 않다. 따라서 정상상태에서 두 코드를 비교함으로써 같은 조건에서 유사성을 검증하기 위함이다. 사고해석 시간은 RETRAN의 경우 1800초로 운전자의 사고운전조치 시간이 30분이므로 이 시간으로 결정하였으며, LOFTRAN의 경우 2000초로 수행하였지만, 결과에서 보듯이 결과에는 크게 영향을 미치지 않는 부분이다.

## 사. 사고해석 및 결과

사고해석은 격납건물 내·외부에 대해서 수행 했으며, 외부사고 해석은 앞서 언급한 문제로 인해 LOFTRN 코드를 사용하였다. 질량 및 에너지 방출 해석을 위한 해석조건은 아래와 같으며, 출력별 사고 해석을 수행하기에 앞서 입력에 대한 정상상태 해석을 수행하였다. 정상상태 해석결과는 입력값과 정상상태 해석값이 잘 일치함을 볼 수 있었다(표 3.1.16).

### (1) 격납건물 내부 사고해석

#### (가) 출력

사고해석 수행을 위한 출력변화는 102, 70, 30, 0%로 변화를 주면서 수행하였다. 증기관 파단으로 인한 질량 및 에너지 방출사고는 출력별로 가장 제한적인 사고에 대한 case를 찾아야 하기 때문이다. 출력변화에 따라 달라질 수 있는 변수들은 증기발생기 초기질량, 급수유량, 증기발생기 압력, RCS 평균온도등이 있다. 이러한 변수들을 RETRAN코드에 입력하여 해석하고자 하는 출력에서 정상상태를 확인한 후에 사고해석을 수행하였다.

#### (나) 파단면적

출력변화와 더불어 질량 및 에너지 방출량을 결정짓는 중요 인자가 증기관 파단면적이다. 전형적인 파단형태는 양단파단(DER)과 소형파단(split break)이다(표 3.1.17). 양단파단의 경우 파단면적이 200%가 되는 경우로 증기유량 흐름방향에서 순방향과 역방향에서 파단이 일어난 경우이다. 이것은 파단형태 중에서 가장 큰 파단형태가 된다. 소형파단은 공학적 안전설비 계통의 안전보호 신호를 발생시키지 않는 파단면적이다. 이 파단면적은 주로 격납건물 고 압력(Hi-pressure) 신호에 의해서 결정된다. 결정방법은 유량제한기의 최대면적인  $1.4\text{ft}^2$ 의 파단면적에서 파단면적을 조금씩 줄여가면서 SI(Safety Injection)신호나 주증기관 저압력(Low-pressure)이 발생하지 않는 가장 낮은 파단면적까지 면적 크기를 줄여가면서 파단크기를 찾아간다. 일반적으로 SI나 주증기관 저 압력은 수초에서 수십 초 내에서 발생하지만, 소형파단의 경우는 수백 초에 SI 신호가 발생하게 된다.

#### (다) 단일고장(Single Failure)

가장 제한적인 사고를 찾기 위하여 가정할 수 있는 고장을 반영하여야 한다. 일반적으로 제한적인 사고 해석을 수행하기 위해서는 MSIV(Main Steamline Isolation Valve), SI failure, CSS(Containment Spray System)등이 있다. 특히 LOOP 사고인 RCP 펌프의 단일고장은 질량 및 에너지 방출 결과에 대해 완화시

키는 결과를 초래하였다.

## (2) 격납건물 외부 사고해석

격납건물 외부 사고해석은 LOFTRAN 전산코드를 이용하여 수행하였다. 외부사고해석은 주요사항은 과열증기 모델링에 있다. 앞서 분석한 영향요소들을 사고해석용 Deck에 반영하여서 과열증기를 생산하였다. 파단위치는 Head Break로 사고를 모사하였으며, 파단면적은  $1.4\text{ft}^2$ 로 계산하였다. 방출량과 적분유량은 그림 3.1.15에서 3.1.18에서 나타내었다.

## (3) 결과분석

이차측 증기관 파단으로 인한 질량 및 에너지 방출해석의 최종 목표는 파단 부위를 통해 방출되는 질량과 엔탈피를 계산하는데 있다. 이를 위해서 본 연구에서는 EPRI의 최적 해석코드인 RETRAN을 사용하여 MSLB M/E 계산을 수행하였다. 또한 RETRAN으로 분석한 결과에 대한 비교분석을 위해 유사코드인 WH의 LOFTRAN 코드를 병행하여 분석을 수행하였다.

특히 M/E 생산에 큰 영향을 미치는 요소 중에 하나는 일차측에서 전달된 열을 전도(Conduction)에 의해 증기발생기에서 증기상태로 상(Phase)변화시키는 열원(Heat Source)이다. 그래서 일차측의 열이 이차측으로 잘 전달 되게하기 위해서 증기발생기의 볼륨을 4개와 8개로 분할하여 수행 해 보았다. 볼륨이 4개인 경우 SG Heater 영역을 한 개로 분할 한 경우이며, 볼륨이 8개인 경우 Heater 영역을 4개로 더 자세하게 분할하였다. 증기발생기의 볼륨을 한 개로 사용한 이유는 RETRAN 코드에서 계산한 결과와 WH의 인허가 코드인 LOFTRAN 코드의 결과를 서로 비교해 보기 위한 것이며, SG의 노드를 더 세부적으로 분할한 이유는 증기발생기의 노드가 1개보다는 8개로를 분할했을 때 Heater 영역에서 열전달이 실제 증기발생기에 일어나는 열전달과 유사하게 모델링하기 위해서이다. 본 연구에서 수행한 사고해석 결과들에 대해 출력, 파단면적, 단일고장별로 결과그림(그림 3.1.19에서 3.1.27)들을 나타내었다.

표 3.1.1 MSLB M/E 방출 영향요소

영향요소	고려 사항	
급수유량	주급수 (증기발생기 압력에 대한 함수로 공급)	
	보조급수 (증기발생기 압력에 대한 함수로 공급)	
증기관내 증기체적	MSIV Nonfailure	A. MSIV 격리 후 : MSIV ~ 파손된 루프의 파단위치
		B. MSIV 격리 전 : 건전한 루프 ~ 파손된 루프의 파단위치
	MSIV Failure	MSIV 비격리 : 건전한 루프 ~ 파손된 루프의 파단위치
파단 면적	양단파단(200%), Split Rupture	
단일고장	MSIV, 소외전원 상실여부, 보조급수 소진 보호계통, 주급수 격리밸브	
두꺼운 금속에 저장된 열에너지	원자로 용기, 고/저온관, 펌프 흡입관, 냉각재 펌프, 증기발생기 세관	
노심 출력준위	102%, 70%, 30%, 0% Power	
초기 증기발생기 질량	출력에 해당되는 증기발생기 질량(Mixture Level)에 불확실도 레벨 고려	

표 3.1.2 주요계통 모델링 대상

주요계통 모델링 대상				
1차 계통			2차 계통	
질량 및 에너지 방출 계산	R C S 계 통	원자로 용기	급수유량	주급수
		고온관		보조급수
		저온관	파단면적	
		펌프 흡입관	단일고장	
		냉각재 펌프	증기관 체적	
		증기발생기모세관		

표 3.1.3 일차 계통 분할표

1차 계통 분할				
No. Node (SG1/SG2)	Subregion name	Volume No.	Junction No.	Component
110	Rx Downcomer	110	110	Vessel
120	Rx Lower Plenum	120	120	
140	Core(Bottom)	140	140	
142	Core(Middle)	142	142	
144	Core(Top)	144	144	
150	Core bypass	150	150	
170	Rx Upper Plenum	170	170	
200, 300	Hot Leg	200, 300	200, 300	Hot Leg
260, 360	Cold Leg	260, 360	260, 360	Cold Leg
240, 340	Pump Suction Leg	240, 340	240, 340	Pump Suction Leg
250, 350	RCP	250, 350	250, 350	RCP
220, 320	SG Tubel	220, 320	220, 320	Steam Generator
222, 322	SG Tube2	222, 322	222, 322	
224, 324	SG Tube3	224, 324	224, 324	
226, 326	SG Tube4	226, 326	226, 326	
210, 310	SG Tube Inlet	210, 310	210, 310	
230, 330	SG Tube Outlet	230, 330	230, 330	



표 3.1.4 이차 계통 분할표

2차 계통 분할도					
No. Node (SG1/SG2)	Subregion name		Volume	Junction	Component
600, 700	Downcomer		600, 700	600, 700	Steam Generator
611, 711	Heater & Riser		611, 711	611, 711	
612, 712			612, 712	612, 712	
613, 713			613, 713	613, 713	
614, 714			614, 714	614, 714	
615, 715			615, 715	615, 715	
620, 720	Steam Separator		620, 720	620, 720	
630, 730	Steam Dome		630, 730	630, 730	
650, 750	Main Steamline		650, 750	650, 750	Main Steamline
900	Main Steam Header		900	900	Main Steam Header
910	Turbine		910	910	Turbine
920	Condenser		920	920	Condenser
930	Inside Containment / Atmosphere		930	930	Inside Containment / Atmosphere
940	Inside Containment / Atmosphere		940	940	Inside Containment / Atmosphere

표 3.15 안전보호 설비작동 신호

안전보호 설비계통	신호 종류
원자로 트립	냉각재 저 유량
	가압기 고 압력
	가압기 저 압력
	안전주입신호
	터빈 트립
터빈 트립	증기발생기 고 수위
증기관 격리	안전주입 + 고-고 증기유량
	증기관 저 압력
안전 주입	가압기 저 압력
	증기관 저 압력
급수 격리	증기관 저 압력

표 3.1.6 원자로 트립 주요입력 변수

주요 입력변수	비고
Low Pressurizer pressure	고려
OPΔT	
Reactor trip delay time following safety injection	
Low-Low steam S/G	
High neutron flux response time	고려하지 않음
High positive flux rate response time	
High negative flux rate response time	
OTΔT	
High pressurizer water level response time	

표 3.1.7 파단측 증기발생기 압력변화에 따른 최대 급수유량

Operating Condition	S/G Pressure (psia)	Max. Feedwater Flow to Affected S/G (gpm)
Case1	914	14,965
Case2	800	16,907
Case3	700	18,371
Case4	600	19,648
Case5	500	20,952
Case6	400	22,149
Case7	300	23,267
Case8	200	24,385
Case9	0	26,540

표 3.1.8 파단측 증기발생기 압력변화에 따른 최대 보조급수유량

Operating Condition	S/G Pressure (psia)	Max. Aux. Feedwater Flow to Affected S/G (gpm)
Case1	914	364.4
Case2	800	390.9
Case3	700	412.7
Case4	600	434.5
Case5	500	454.5
Case6	400	472.7
Case7	300	490.9
Case8	200	509.3
Case9	0	540.0

표 3.1.9 증기관 내 체적

증기관내 증기체적	MSIV Nonfailure	A Case : MSIV 격리 후 : MSIV ~ 파손된 루프의 파단위치
		B Case : MSIV 격리 전 : 건전한 루프 ~ 파손된 루프의 파단위치
	MSIV Failure	MSIV 비격리 : 건전한 루프 ~ 파손된 루프의 파단위치

표 3.1.10 파단위치에 따른 면적 정의

	유량 제한장치 상류에서 완전 DER	유량 제한장치 하류에서 Full DER	소형 DER	Split Break
상태	Reverse Flow			증기관 격리 전
유량 면적	$A_{rev1}$	$A_{rev2}$	$A_{SDR}$	$A_{split}$
상태	Reverse Flow			증기관 격리 후
유량 면적	$A_{MSL}$	$A_{rest}$	$A_{SDR}$	$A_{split}$

\* Note :

- $A_{rev1}$  : 유량제한 장치의 유량면적
- $A_{rev2}$  : 건전한 루프상에서 유량 제한장치 총 유량면적
- $A_{SDR}$  : Small DER에 대해 순방향 또는 역방향 유량면적
- $A_{split}$  : Split 파단의 유량면적
- $A_{MSL}$  : 주증기관의 유량면적
- $A_{rest}$  : 유량 제한장치의 유량면적

표 3.1.11 액체유입 고려시 면적

Model F S/G				
Power Level	102%	70%	30%	0%
액체유입이 있는 소형 DER	0.60	0.53	0.36	0.2
액체유입이 없는 소형 DER	0.33	0.32	0.22	0.1

표 3.1.12 두꺼운 금속에 저장된 에너지 계산 분할표

RCS Tick-Metal Modeling		
No. Node (SG1/SG2)	Subregion name	Component
110	Rx Downcomer	Vessel
120	Rx Lower Plenum	
140	Core(Bottom)	
142	Core(Middle)	
144	Core(Top)	
150	Core bypass	
170	Rx Upper Plenum	
200, 300	Hot Leg	
260, 360	Cold Leg	Cold Leg
240, 340	Pump Suction Leg	Pump Suction Leg
250, 350	RCP	RCP
220, 320	SG Tube1	Steam Generator
222, 322	SG Tube2	
224, 324	SG Tube3	
226, 326	SG Tube4	
210, 310	SG Tube Inlet	
230, 330	SG Tube Outlet	

표 3.1.13 초기조건 및 공칭조건

공칭 / 초기조건	설명
노심출력(Core power)	NSSS power - RCP heat
RCS 초기온도	가정한 출력에 해당하는 온도 + 불확실도(+ Bias)
SG 초기압력 및 순환율	불확실도를 포함한 적당한 출력준위, RCS 평균온도(불확실도 포함), 공칭 압력으로 계산, 순환율은 각 출력에 해당하는 값 사용
SG 초기 Mass수위	- 파손된 loop : (+) 불확실도 - 건전한 loop : (-) 불확실도
노심 붕괴열	보수성을 위해 고려(ANSI 1971년, 1.2배)

표 3.1.14 Reactivity Feedback

반응도 케환	
변수	가정 조건값
정지 여유도	양의 값
지연된 중성자 Fraction	주기말 조건에 해당하는 최소값
Prompt Neutron lifetime	최소값
도플러 출력 계수	최대값
도플러 온도 계수	주기말 조건에 해당하는 가장 음의 값
고착 제어봉 감속재 밀도 계수	밀도, 붕산에 대해 해당하는 값
노심 반응 가중 계수	파손된 루프에 적용

표 3.1.15 RETRAN vs. LOFTRAN Code

	RETRAN	LOFTRAN
SG Node	1 volume	1 volume
Power	102%	102%
Break type	DER(Double Ended rupture) at flow restrict down-stream	DER(Double Ended rupture) at flow restrict down-stream
Reactivity	Maximum Feedback Minimum Beta	Maximum Feedback Minimum Beta
Transient analysis time	1800sec	2000sec

표 3.1.16 정상상태 해석

초기조건	설명	
	초기조건	정상상태
출력(power, Mwt)	1913.5	1913.5
RCS 평균온도(Tavg, °F)	583	583
가압기 수위(%)	60	60
주급수 유량(lbm/sec)	1134.7	50.1
증기발생기 수위(%NRS)	50	50.1
증기발생기 재순환비	3.28	3.28
압력(Pressure, Psia)	2250	2250

표 3.1.17 파단형태별 사고조건

Break type	RETRAN	
	DER	Split
SG Node	8 volume	8 volume
Power	102, 70, 30, 0%	102, 70, 30, 0%
Reactivity	Maximum Feedback Minimum Beta (For 0% Power, Considered Stuck Rod)	Maximum Feedback Minimum Beta For 0% Power, Considered Stuck Rod)
Transient analysis time	1800sec	1800sec



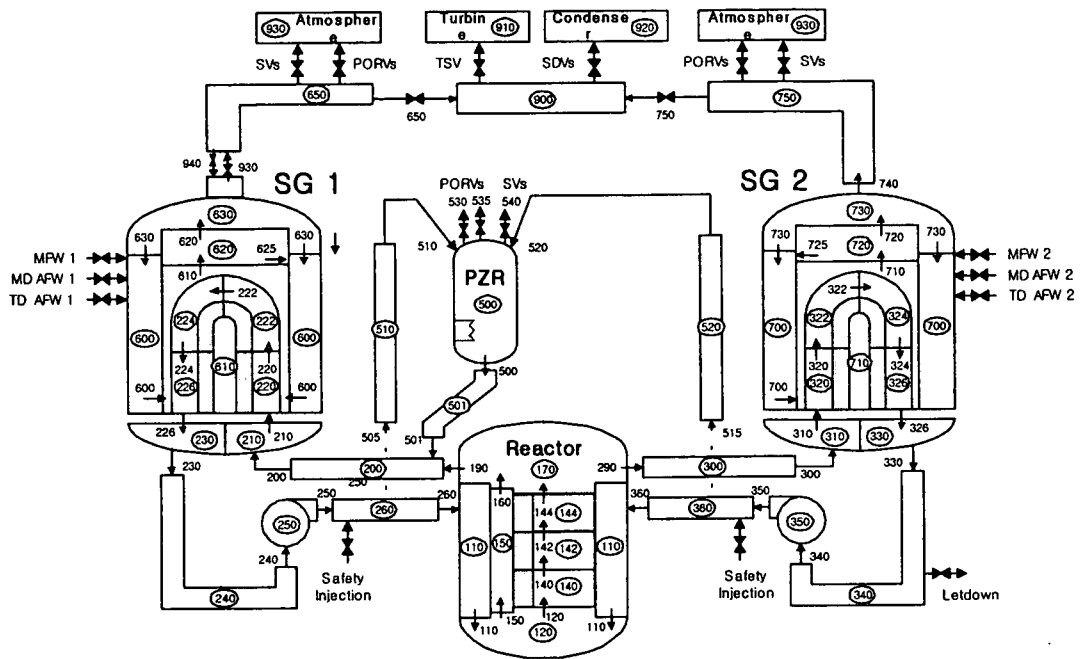


그림 3.1.1 고리 2호기 분할도

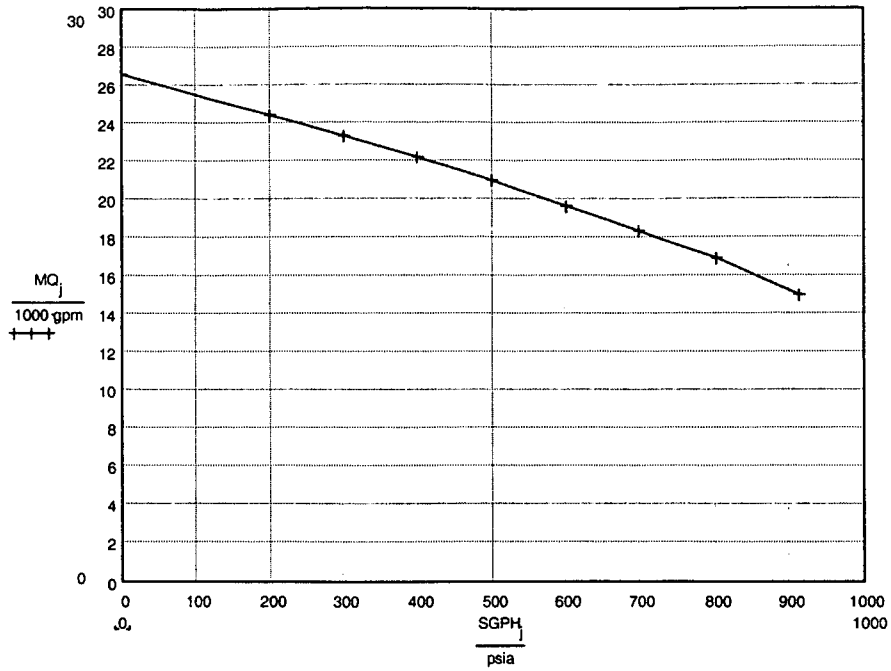


그림 3.1.2 파단측 증기발생기의 압력변화에 따른 최대  
주급수유량 선도

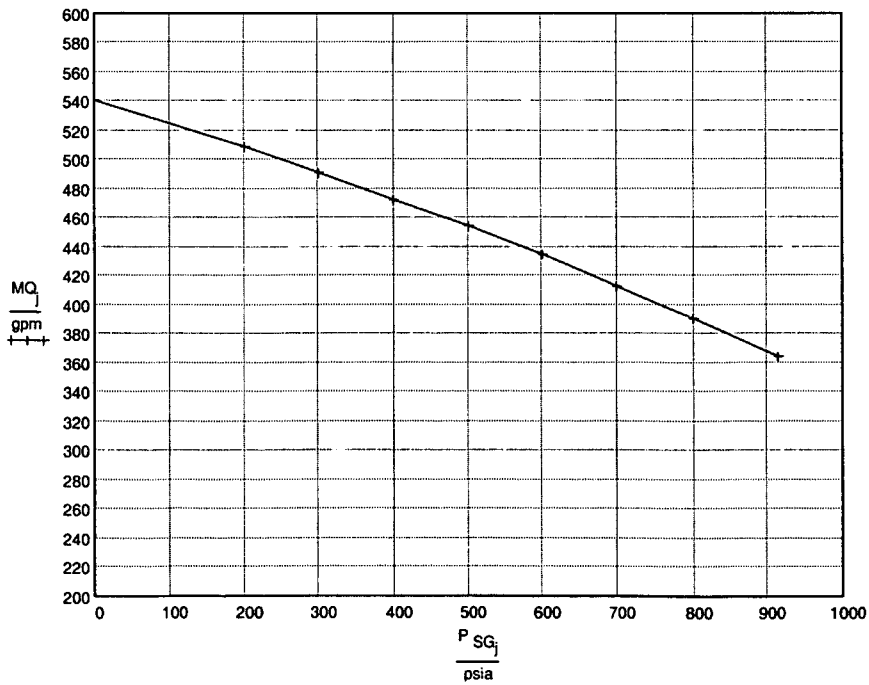


그림 3.1.3 파단측 증기발생기의 압력변화에 따른 최대  
보조급수유량 선도

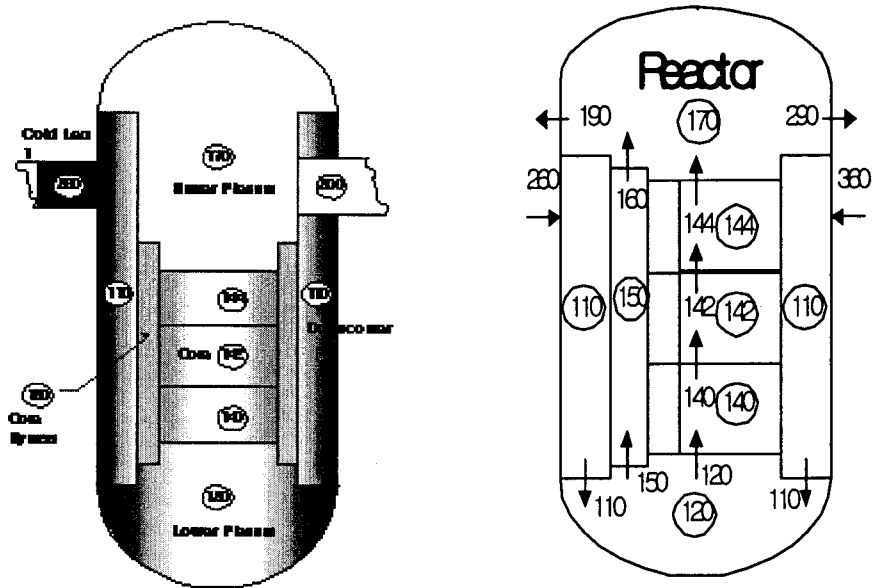


그림 3.1.4 원자로 Nodal

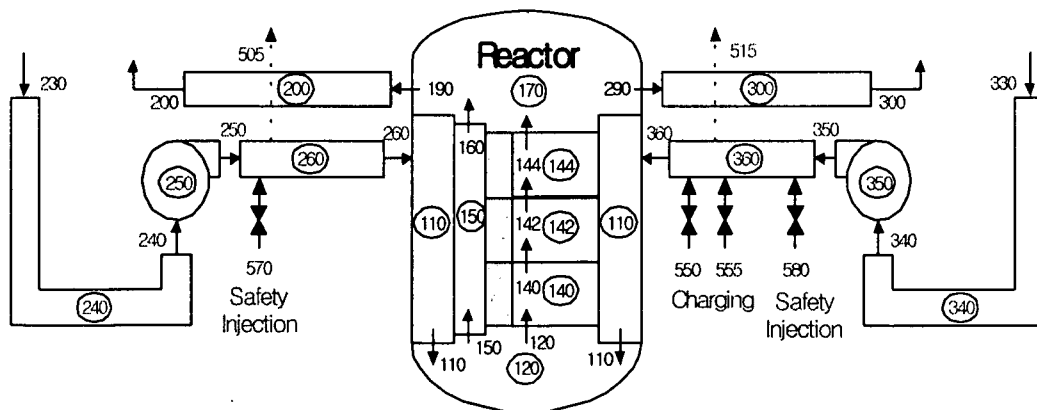


그림 3.1.5 일차측 RCS Nodal

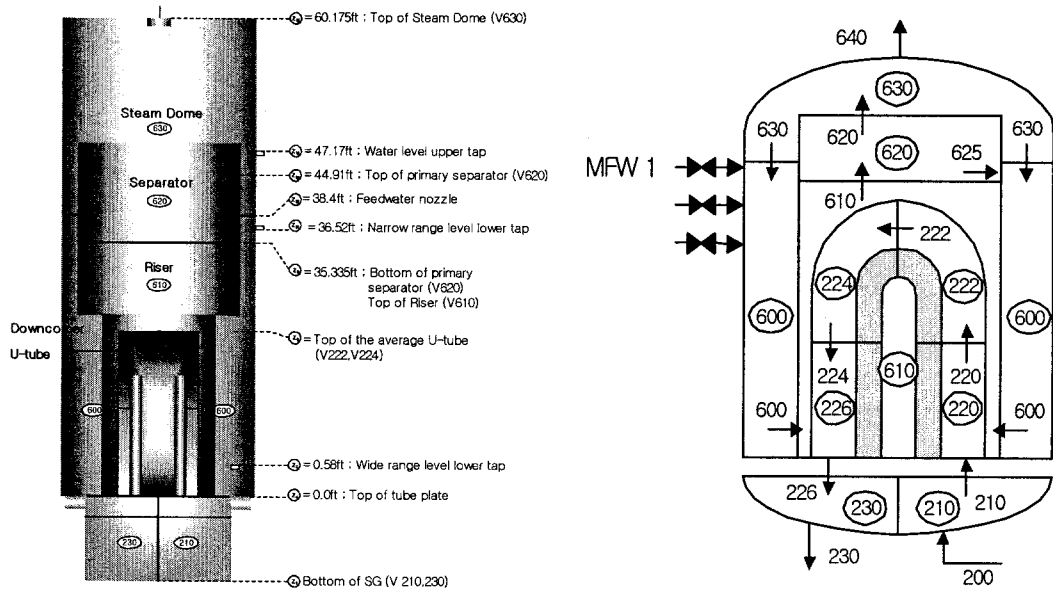


그림 3.1.6 증기발생기 Nodal

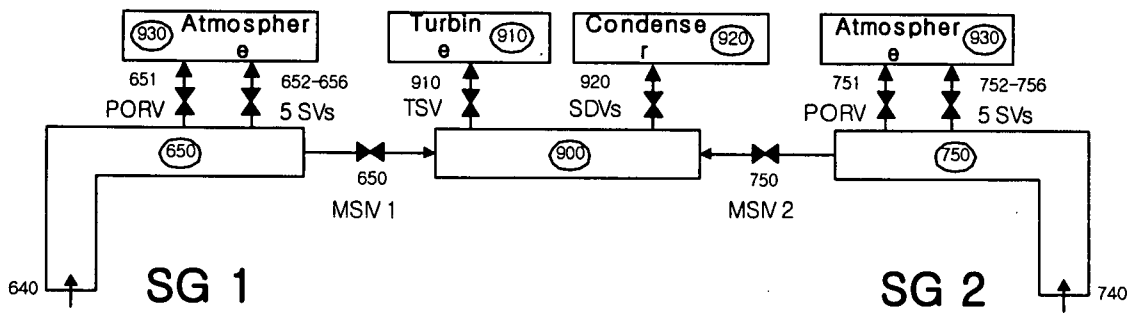


그림 3.1.7 이차측 주증기배관 계통 Nodal

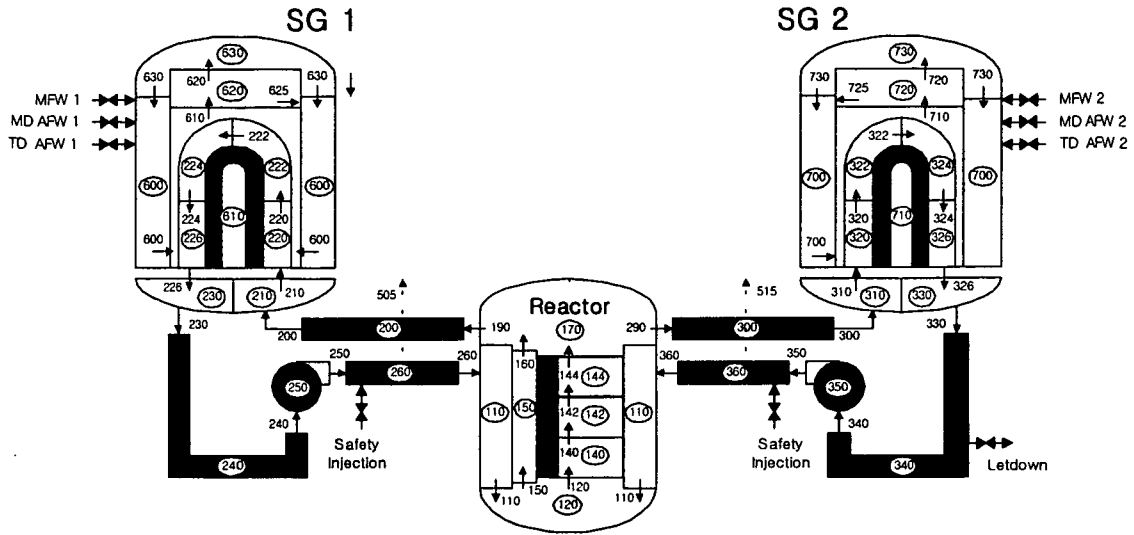


그림 3.1.8 Nodal of Stored Energy to thick-metal of Primary Side

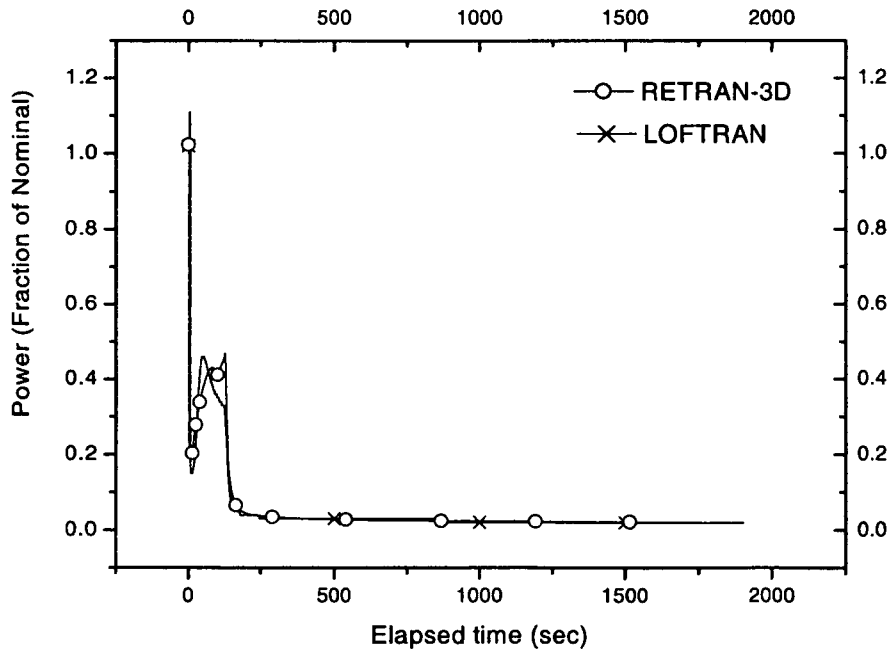


그림 3.1.9 Core Power(Fraction of nominal)

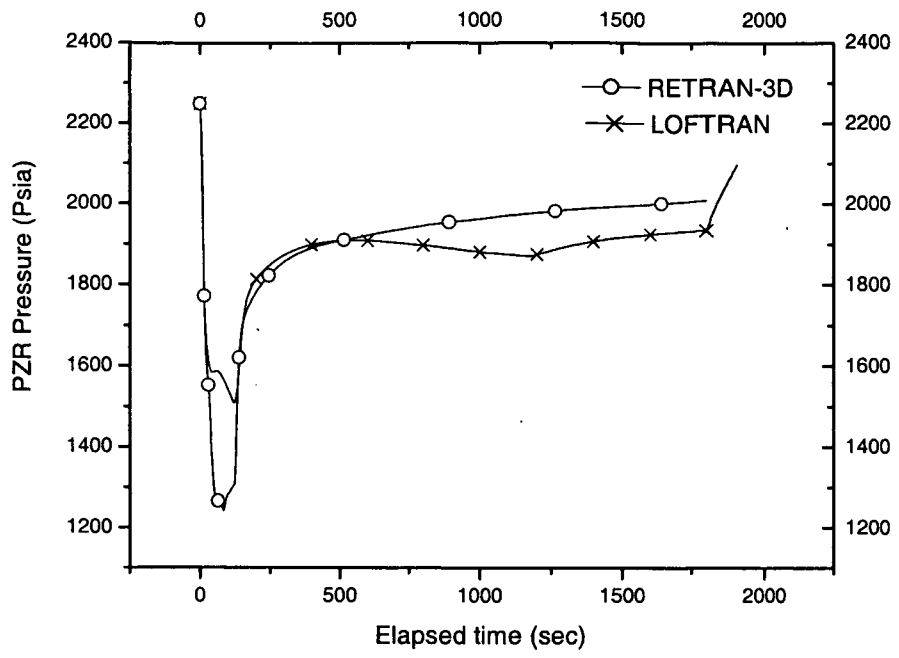


그림 3.1.10 Pressurizer Pressure

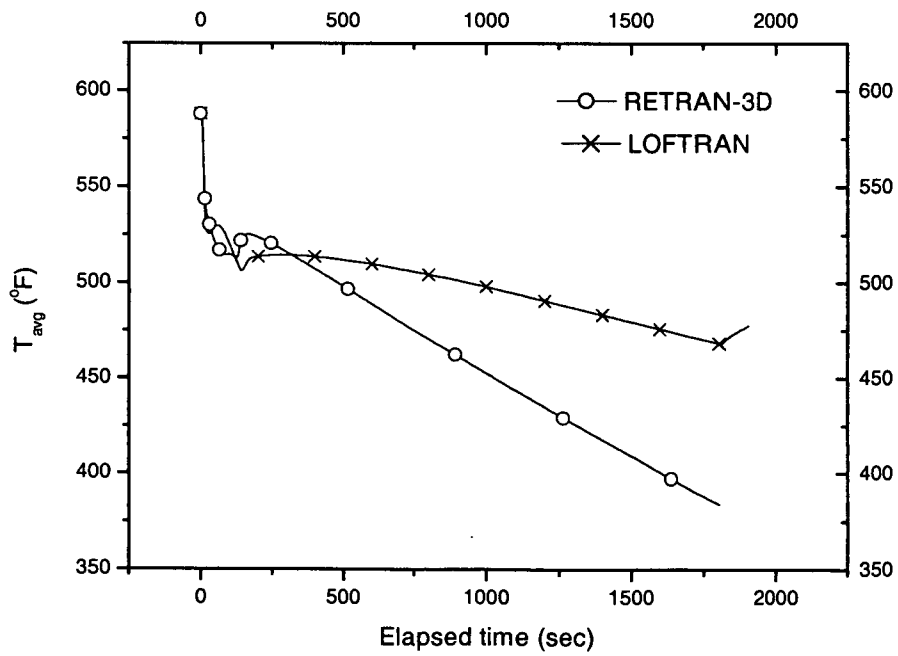


그림 3.1.11 RCS Average Temperature

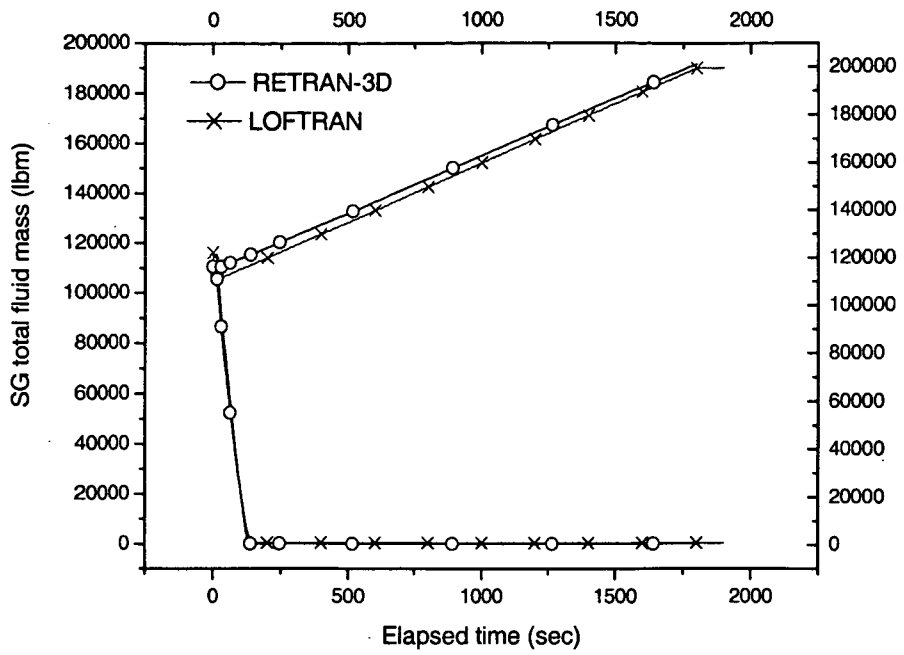


그림 3.1.12 SG Total Fluid Mass

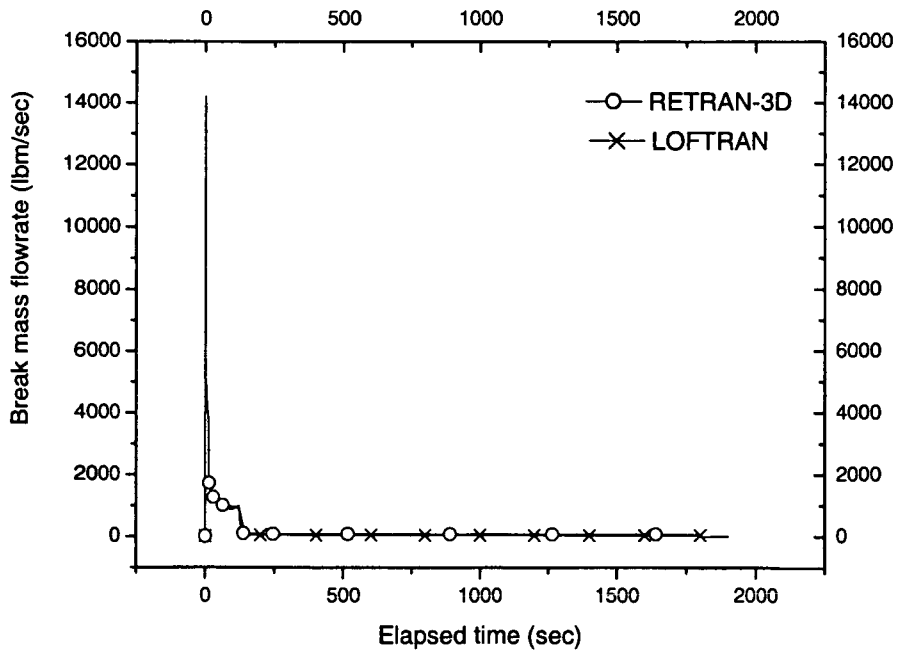


그림 3.1.13 Break Mass Flowrate

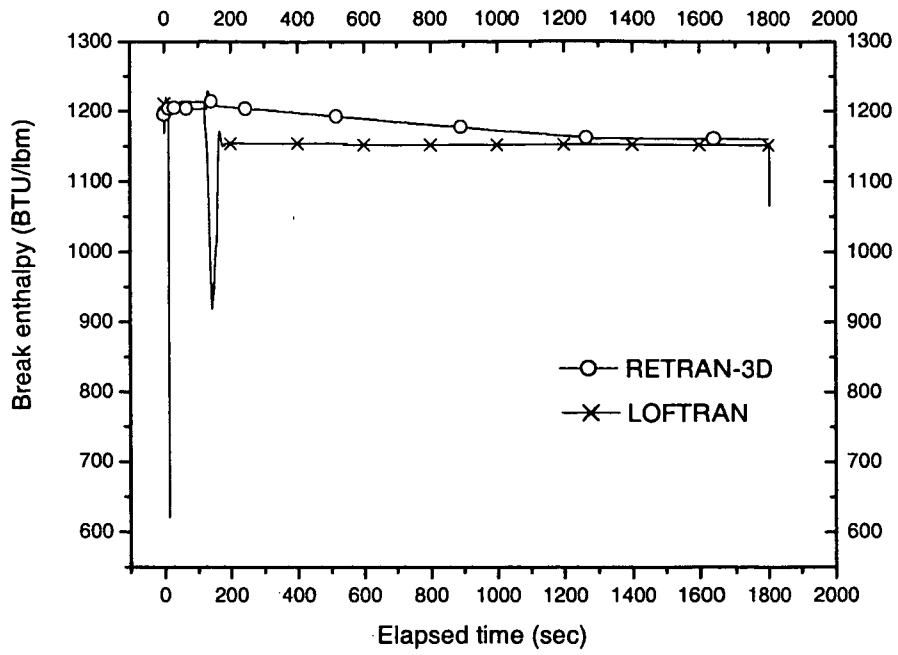


그림 3.1.14 Break Enthalpy

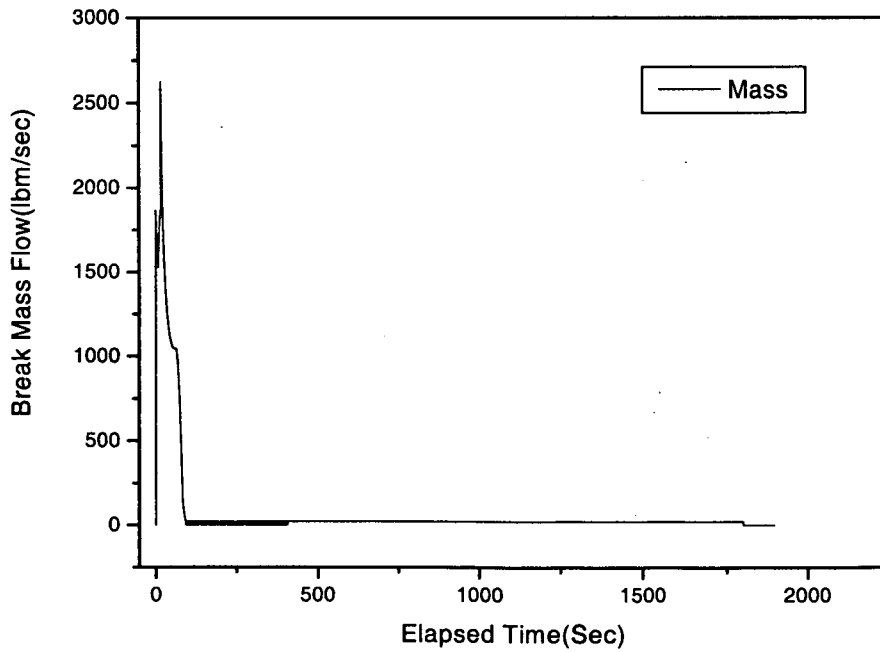


그림 3.1.15 Break Mass Flowrate(격납건물 외부)



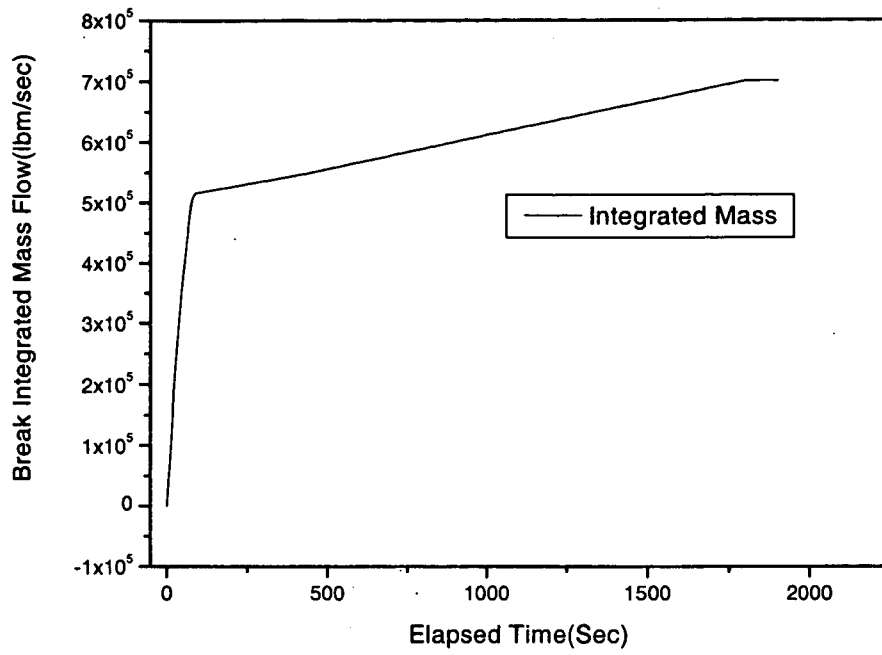


그림 3.1.16 Integrated Break Mass (격납건물 외부)

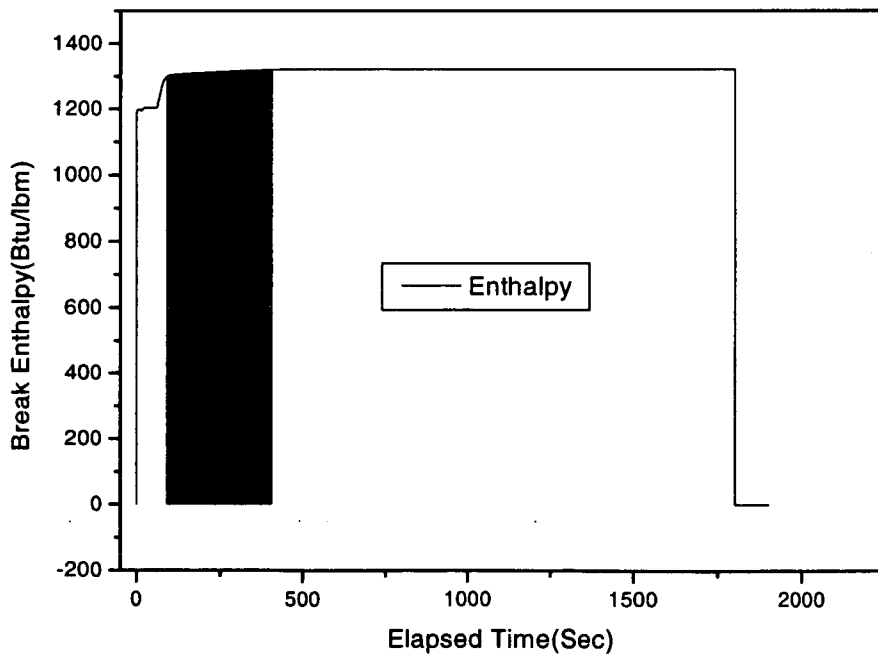


그림 3.1.17 Break Enthalpy (격납건물 외부)

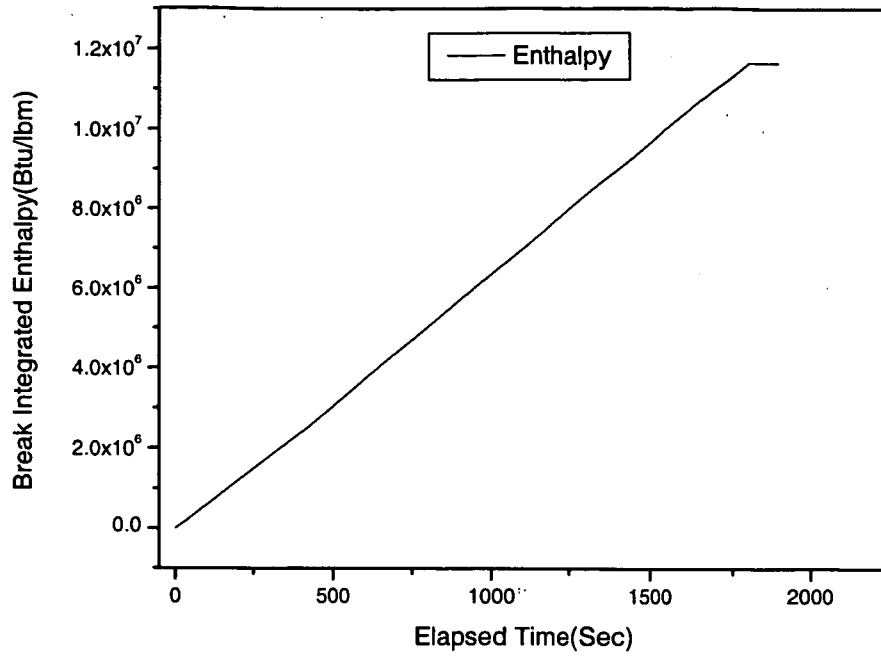


그림 3.1.18 Integrated Break Enthalpy (격납건물 외부)

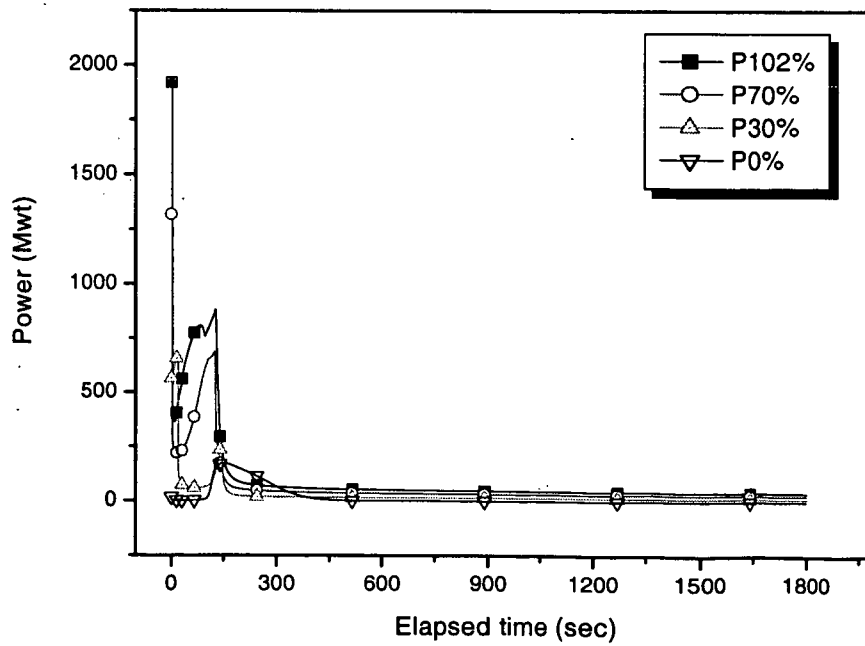


그림 3.1.19 Core Power

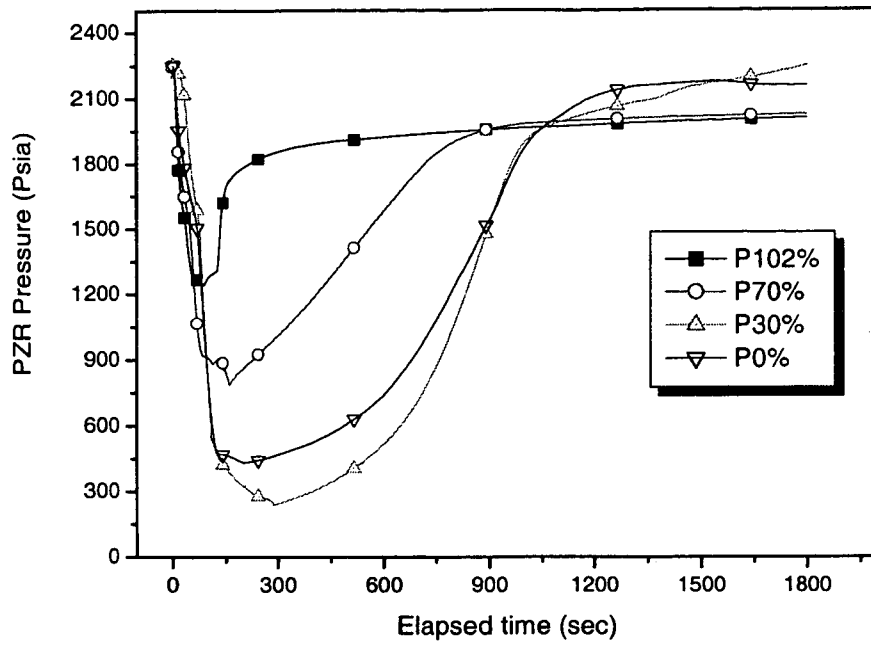


그림 3.1.20 Pressurizer Pressure

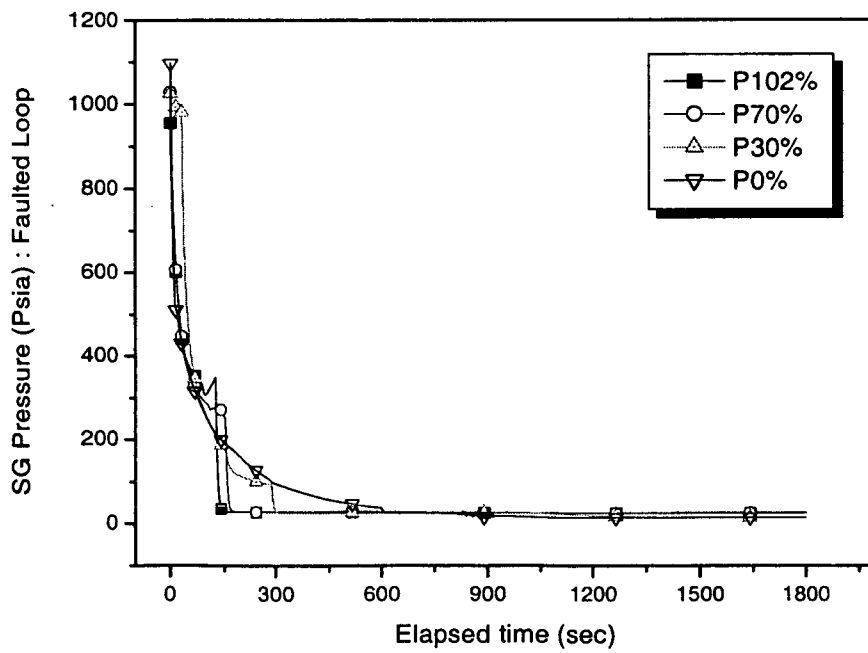


그림 3.1.21 SG Pressure : Faulted Loop

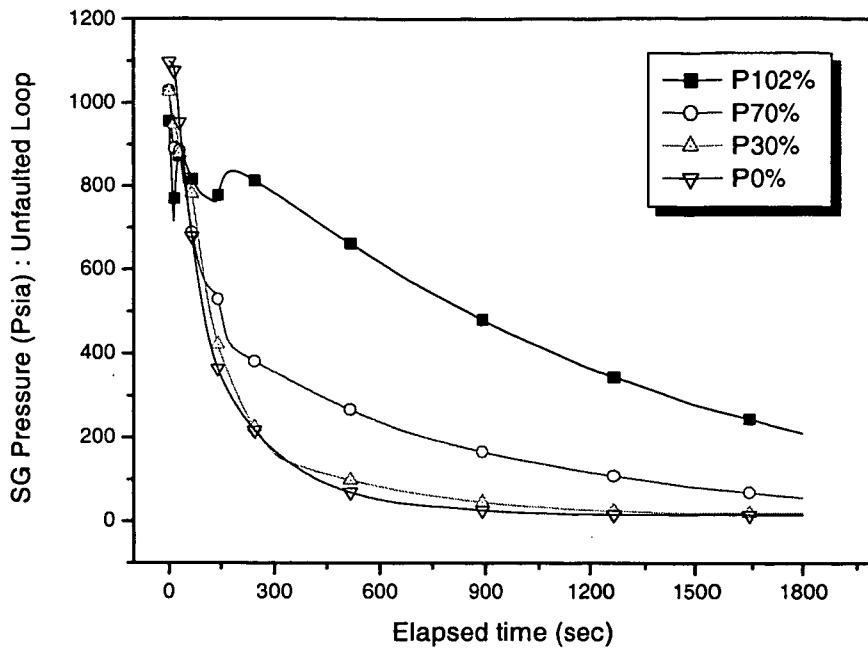


그림 3.1.22 SG Pressure : Unfaulted Loop

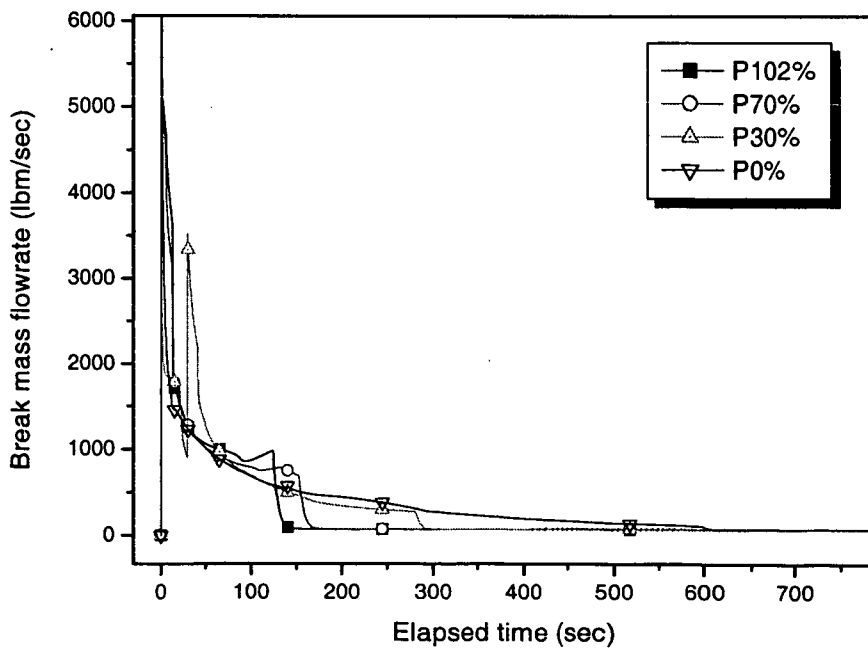


그림 3.1.23 Break Mass Flowrate

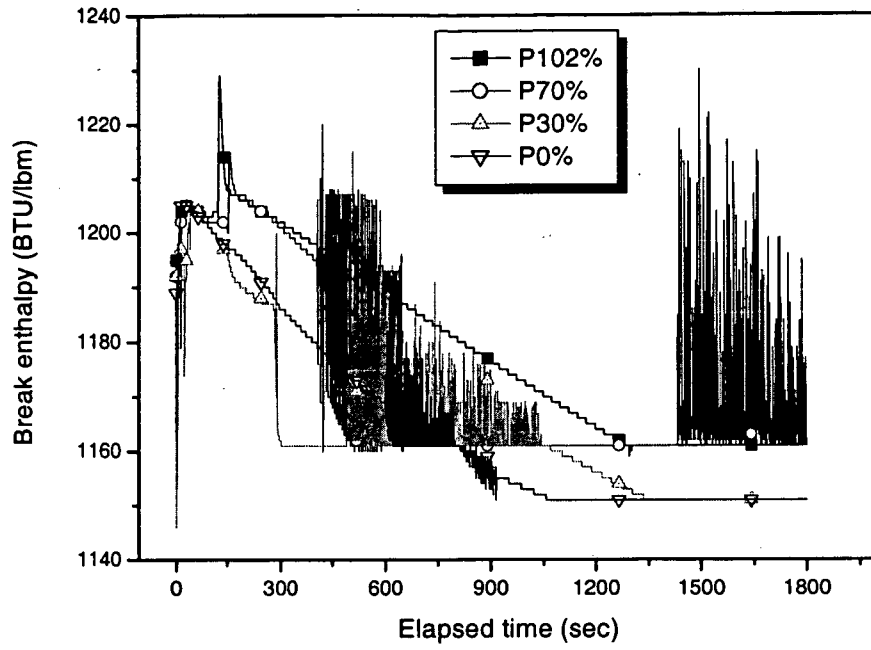


그림 3.1.24 Break Enthalpy

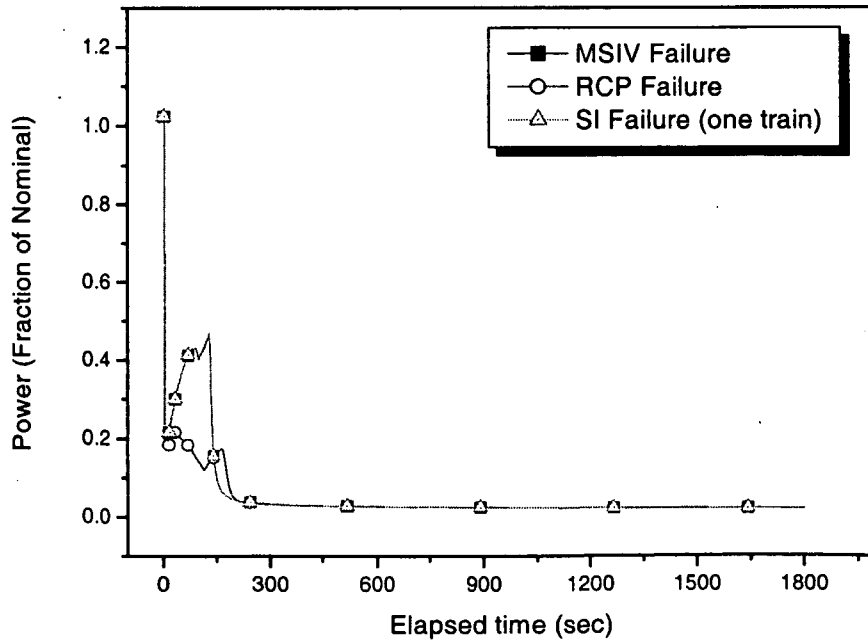


그림 3.1.25 Core Power(Fraction of nominal)

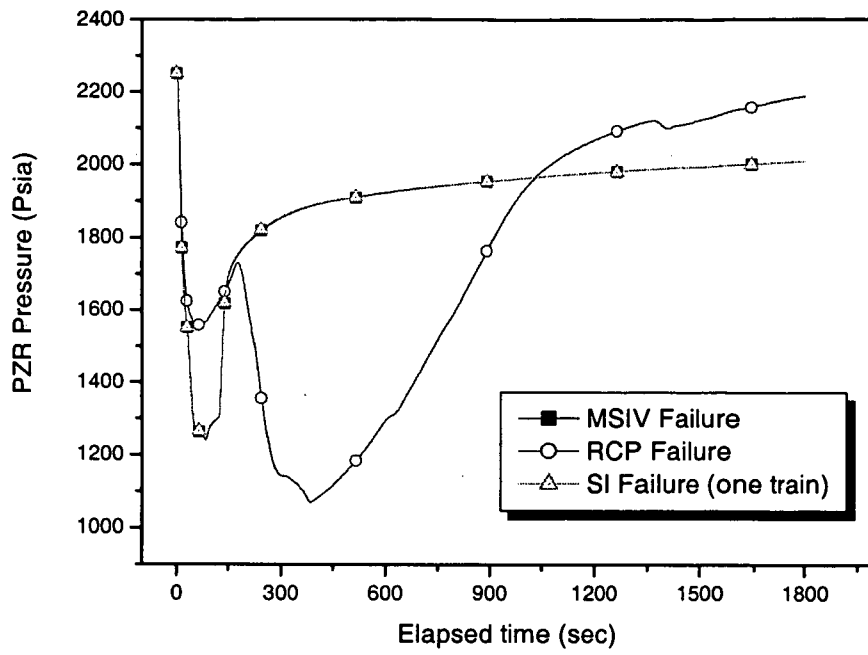


그림 3.1.26 Pressurizer Pressure

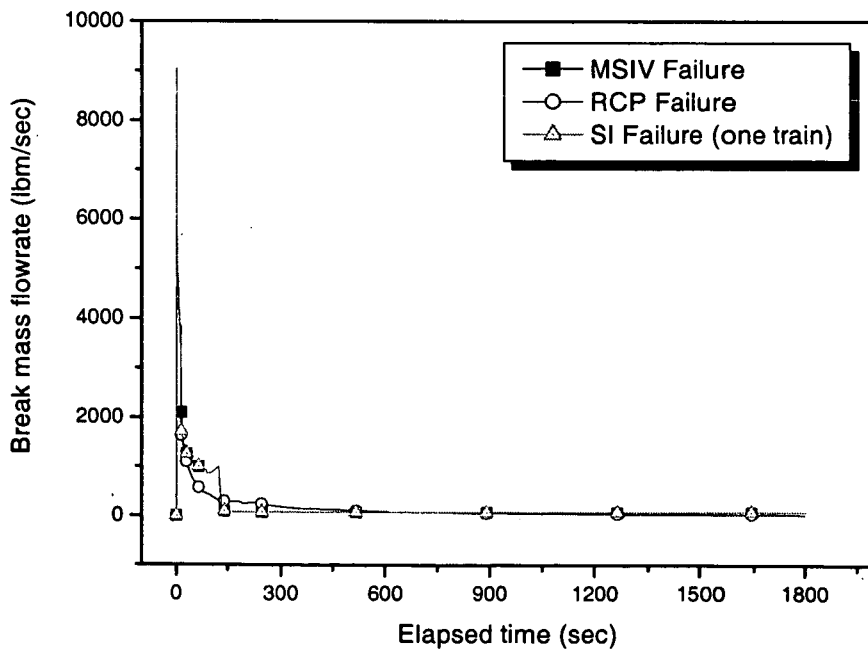


그림 3.1.27 Break Mass Flowrate(격납건물 내부)

## 2. LOCA M/E 방법 개발 및 분석

### 가. WH형 원전의 기기 내환경 검증 사고 해석 기술 평가

#### (1) WH형 원전 냉각재 상실사고 질량 및 에너지 방출량 해석방법론

##### (가) 서론

WH형 원전 냉각재 상실사고 질량 및 에너지 방출량 해석은 크게 고온관, 원자로 냉각재 펌프 흡입관 및 저온관과 같은 3가지 위치의 파단에 대해서 수행한다. 이 중에서 펌프 흡입관 파단이 재관수후 기간동안에 가장 많은 에너지를 방출한다. 파단 스펙트럼은 저온관과 고온관에 대해서는 양단 파단을 고려하고 냉각재 펌프 흡입관에 대해서는 양단파단으로부터 3.0 ft<sup>2</sup>의 파단에 대한 분석을 수행한다 [3.1.16].

WH형 원전 LOCA M/E 방출량 해석은 크게 다음과 같은 단계로 나누어 수행한다:

- 취출 단계(Blowdown) : 원자로 냉각재 계통의 압력이 격납건물 압력과 같게 될 때 까지
- 재충수 단계(Refill) : 취출기간 이후부터 안전주입계통의 물이 노심의 바닥을 채울 때 까지
- 재관수 단계(Reflood) : 재충수 이후부터 액체 유입(liquid entrainment)이 끝날 때 까지
- 재관수후 단계(Post Reflood) : 증기발생기의 압력이 격납건물의 압력과 같아질 때 까지
- 감압 단계(Depressurization) : 재관수후 단계가 끝난 후부터 3600초가 될 때 까지

##### (나) 취출단계

취출단계에 대한 모델은 비상노심냉각계통 해석 모델과 유사하다. SATAN-V [3.1.31]코드가 여러 위치에서의 파단을 모사하는 데에 사용된다. 모든 축압기는 저온관 보다도 파단위치에 모델되어 있으며, 저온관 파단시는 파단루프에 있는 축압기는 파단부위를 통해서 격납건물로 직접 유출된다.

## 1) 증기발생기 열전달 모델

증기 발생기 열전달 모델은 상황에 따라 다음과 같은 여러 상관식을 사용한다:

- Dittus Boelter[3.1.32] 상관식 : 증기발생기 일차측에서 이차측으로 열전달될 때 튜브측에서의 과냉각 강제 대류시 열전달.
- Jens-Lottes[3.1.33] 상관식 : 일차측에서 이차측으로 열전달될 때에 쉘측의 핵비등시에 열전달, 이차측에서 일차측으로 열전달될 때에 튜브측의 열전달
- DNB 적용 : 튜브가 DNB 조건이 되더라도 DNB를 적용하지 않고, film boiling을 적용
- DNB 모델 : Macbeth[3.1.34] 상관식
- Dougall-Rohsenow[3.1.35] 상관식 : Film boiling시 열전달 모델
- McEligot[3.1.36] 상관식 : 튜브속의 과열된 유체의 과열 강제 대류시 열전달
- McAdam 상관식[3.1.37] : 이차측에서 일차측으로 열전달될 때 쉘측의 열전달

## 2) 노심 열방출량 해석 방법

핵연료 봉에 저장된 에너지는 핵연료, 피복재, Gap으로 나누어 자세히 고려한다. 핵연료내의 온도 분포는 국부 출력 밀도와  $UO_2$  열전도율에 의존한다. 그러나 반경 방향 온도 분포는 침전물, 산화, 피복재, 갭 그리고 펠렛의 열전도도에 의존한다. 이러한 열전도도에 영향을 주는 요인, 예를 들면, 갭 크기, 내부 가스 압력, 가스 조성비, 펠렛 밀도, 펠렛내의 반경 방향 온도 분포등은 실험식으로 조합되어서 모델링 된다. 이러한 열적 모델은 이들의 온도 분포에 미치는 효과를 결정하기 위해서 컴퓨터 코드 내에 모델된다.

취출기간중에 노심에서 방출되는 에너지를 보수적으로 크게 하기 위해서 LOCTA[3.1.38] 코드를 이용하여 자세히 계산한다. 보수적으로 큰 노심 에너지 방출량을 계산하기 위해서 두 가지 주요한 모델을 변경하였다. 첫 번째는 천이 열전달(Transition boiling) 상관식의 변경이다. 보다 높은 열전달율을 얻기 위해서 약 500개의 실험 데이터를 이용해서 상관식을 fitting하였다. 두 번째는 DNB 시간을 2.5 초 지연하여 핵비등(Nucleate boiling)의 시간을 연장하였다. 이러한 지연된 DNB 시간은 취출기간동안에 전체 에너지 방출량에는 큰 차이점이 보이지 않는다. 이 이유는 천이 비등 상관식의 변경으로 인해서 천이비등 상관식에 의해서 예측된 열전달 계수가 핵비등 열전달계수와 비슷하기 때문이다. 그래서 2.5 초 지연된 DNB 경우에 천이 비등 열전달이 연장된 핵비등 경우의 열방출과 같다.



LOCTA와 SATAN의 열 방출량 차이는 다음과 방법으로 취출 에너지 계산에 직접 더해진다:

$$(mh)_{containment} = (mh)_{SATAN} + m_{SATAN} \times \bar{h}$$

여기서  $\bar{h} = \frac{Q_{LOCTA} - Q_{SATAN}}{M_{Blowdown}}$

각 항이 의미하는 것은 다음과 같다:

$mh$  = enthalpy flow rate

$m$  = mass flow rate predicted by SATAN

$\bar{h}$  = incremental blowdown enthalpy

$Q_{LOCTA}$  = LOCTA core heat release

$Q_{SATAN}$  = SATAN core heat release

$M_{Blowdown}$  = Mass release over blowdown

노심 에너지 방출을 보수적으로 계산하기 위해서 다음과 같은 가정을 사용한다:

- 최대 운전 온도
- 계측기의 에러와 Dead band를 고려한 온도의 허용도 (+4 °F)
- 냉각재 부피에 대한 여유도 (1.4%)
- 열적 팽창에 대한 냉각재 부피에 대한 허용도 (1.6%)
- 공학적 안전 설계 등급(Engineered Safeguards Design Rating, ESDR)의 사용에 대한 노심 출력의 여유도
- 열량 측정에 있어서 에러에 대한 여유도 (2% of ESDR)
- 열전달 계수에 대한 보수적으로 수정
- 핵연료 고밀화 효과에 대한 노심 저장 에너지에 대한 허용도
- 노심 저장 에너지에 대한 여유도 (+20%)

### 3) 금속 열전달

취출기간동안에 원자로 냉각재 계통에 있는 얇은 금속으로부터의 열전달은 단순한 모델에 의해서 고려된다. 금속 에너지 원은 물에 접촉하는 두 면을 가진 하나의 슬랩(Slab)으로 고려된다. 이 슬랩은 스테인레스 스틸 전도 물성치를 가진 원자로 용기 내부의 전형적인 두께를 가졌다고 가정한다. 원자로 냉각재 평균 운전 온도와 같은 초기 온도로부터 슬랩의 환경은 곧바로 온도에 있어서 계단 변화를 겪으며 격납건물 설계 압력의 포화 온도가 된다. 최대 표면 열유속을 계산하기 위해서 금속과 물 표면에 최대 열전달 계수는  $6,000 \text{ Btu/hr-}^\circ\text{F-ft}^2$  로 가정한다.

이 추가적인 에너지는 노심 열방출량 수정에서 기술한 것과 유사하게 취출 에너지 방출량에 더해진다.

원자로 용기는 위에서 설명한 하나의 슬랩 모델에 포함되지 않는다. 용기 벽면의 전도도 한계는 취출 유체에 대한 고온의 원자로 용기 금속의 영향이 거의 없게 한다. 그래서 용기 금속 에너지는 취출기간후 장기간 과도에만 고려된다.

#### 4) 재충수 기간

웨스팅하우스 격납건물 질량 및 에너지 방출 해석에 있어서, 재충수 기간은 취출기간이 끝나는 시점에서 노심의 하부가 바로 물로 차게 된다는 보수적인 가정을 사용하므로 고려하지 않는다.

#### 5) 취출기간 질량 및 에너지 방출량 결과

표 3.1.18은 고리 2호기 최종안전성 분석 보고서[3.1.16]에 있는 펌프 흡입관 양단 파단시 질량 및 에너지 방출량 데이터이다.

##### (다) 재관수 기간

SATAN의 계산은 취출기간이 끝날 때까지 계속된다. 취출기간이 끝나는 시점의 정의는 원자로 냉각재 계통이 격납건물과 같은 압력이 되는 시점이다. 이 시점에서 취출기간 계산은 끝나고, 재관수 계산이 수행된다.

재관수 계산은 다음과 같은 두 가지 단계를 거친다:

- 노심 유량과 노심 입구 유량에 대해서 노심 상부를 떠나는 유량의 비를 구한다. 이것은 노심 재관수율과 액체 유입(Liquid entrainment)의 비를 구한다.
- 여러 에너지원으로 인한 노심 출구 조건을 구한다. 또한 증기발생기의 일차 측과 이차측의 열적 조건을 계산한다. 이 단계가 에너지 균형 계산이다.

##### 1) 열수력 모델

WREFLOOD[3.1.39] 코드는 고정된 원자로 용기 모델과 기하학적인 루프와 축압기와 안전 펌프 주입에 대한 모델로 구성된다. Vessel 모델은 강수관과 노심의 수위가 질량 균형식과 운동량 방정식, 그리고 노심으로 부터의 liquid carryover Westinghouse entrainment 상관식으로 부터 계산된다.

원자로 냉각재 계통 루프 (파단된 루프와 하나로 통합된 건전한 루프)의 모델은 매우 가변적이다. 각 루프는 최대 29개의 유동 저항 요소를 가질 수 있다. 질량 및 에너지 방출량 해석에 사용되는 19개의 요소는 그림 3.1.28에 나타나 있다. 각 요소에 있어서 friction ( $f L/D$ ), form loss factor (K-factor), 밀도차이로 인한 동적 압력 강하를 구할 수 있다.

WREFLOOD 코드는 다음과 같은 모델과 특징을 가지고 있다:

- 강수관 상부의 압력은 각 루프의 요소 압력이나 혹은 격납건물 배압으로 지정할 수 있다.
- 각 루프에서 어떤 요소를 증기발생기로 지정할 수 있다. 국소 엔탈피는 증기발생기 이차측 온도에 해당하는 과열된 증기의 엔탈피와 같다.
- 안전 펌프 주입은 루프 요소의 압력이나 격납건물 배압으로 지정된 압력에 대한 수두 유량 곡선로서 제공된다.
- 축압기 주입 유량은 질소가스가 단열 팽창한다고 가정하고 루프의 압력에 대한 함수로 계산된다.
- 노심 재관수율은 노심에서 발생한 증기에 의한 노심 압력에 의해서 제한된다. 노심에서 발생한 증기는 건전한 루프나 파단된 루프를 통해서 빠져나간다.

건전한 증기발생기를 통해서 흐르는 증기는 파단된 저온관과 건전한 저온관에서 주입된 물과 만나게 된다. 이때, 축압기가 주입되는 기간동안 평형 상태 계산은 가용한 물의 양이 이 증기를 충분히 응축하여, 격납건물로 흐르는 증기유량을 감소시킨다. 웨스팅하우스와 CE의 실험에 의하면 증기와 물사이의 열전달 계수가 상당히 높아서 평형상태로 가정할 수 있다. 그러나 이 효과는 현재의 재관수 계산에는 포함되지 않았다.

원자로 냉각재 펌프사이의 압력 강하는 homologous 펌프 곡선을 이용해서 계산한다. 펌프 흡입부과 고온관 파단시에 파단된 루프의 펌프는 취출기간중에 잠겨져 있다고 가정하고, 또한 재관수기간동안에도 잠겨져 있다고 가정한다. 건전한 루프의 펌프는 관성서행(Coast down)한다고 가정한다.

노심에 들어온 물 중에 증기화되고 유입된 물의 비는 FLECHT 결과를 얻어진 웨스팅하우스 유입(entrainment) 상관식을 이용해서 계산한다. 이 상관식은 물이 노심 하부에 닿자마자, 유입이 시작된다고 가정하고 있다. 유입 상관식에서 출력 밀도 변수는 재관수를 계산의 입력으로 주어지는 데 평균 채널에 있어서 최대 선형 출력으로 가정한다. FLECHT 실험데이터는 노심수위가 8ft에 도달하면, 10ft

역시 냉각되었다는 것을 보여주고 있다. 그럼에도 불구하고 해석에서는 보수적으로 노심 수위가 10ft에 도달할 때까지 액체 유입(entrainment)은 지속된다고 가정하고 있다.

## 2) Energy Balance Model

Energy Balance Model은 다음과 같은 세 개의 요소로 나눌 수 있다: 노심, 파단된 루프의 증기발생기, 건전한 루프의 증기발생기 (그림 3.1.29).

노심에서의 energy balance는 노심 출구 조건을 결정하기 위해서 다음과 같은 식으로 계산되어 진다:

$$(mh)_{in} + q_{heat} = (mh)_{exit} + (m_{in} - m_{exit})h_f$$

각 항이 의미하는 것은 다음과 같다:

$(mh)_{in}$  = energy flow rate into the core (Btu/sec)

$q_{heat}$  = sum of heat source into the core fluid (Btu/sec)

$(mh)_{exit}$  = energy flow rate out of the core (Btu/sec)

$h_f$  = saturated liquid enthalpy (Btu/lbm)

노심으로 들어오는 유체의 유량은 계산된 재관수 유량에 노심 면적과 물의 밀도를 곱한 것과 같으며, 다음과 같은 열원을 고려한다:

- 노심 잔열
- 두꺼운 금속(원자로 용기)의 열
- 취출기간 끝에 남아있는 노심 저장 에너지
- 취출기간 끝에 남아있는 얇은 금속 에너지

노심 잔열은 웨스팅하우스 표준 잔열 곡선을 사용한다. 이 곡선은 ANS73+20% 잔열 곡선과 유사하다. 노심 저장 에너지와 취출기간 끝에 남아있는 얇은 금속 에너지는 재관수 기간동안에 일정한 비율로 제거된다. 두꺼운 금속(원자로 용기)의 열은 지수함수적으로 감소율로 물로 전달된다.

노심 출구 유량은 노심 입구 유량에 entrainment fraction을 곱한 값이며, 입구유량과 출구유량의 차이는 노심에 남게 되고 포화상태로 가열된다.

증기발생기 일차측으로 들어오는 물은 동시에 shell side온도로 가열된다고 가정한다. 증기발생기의 이차측 금속은 이차측 유체의 온도와 같다고 가정한다.

이차측 금속의 에너지 보유량은 이차측 에너지 균형 모델에서 고려하는데 이것은 이차측 온도를 실제보다 높게 평가한다. 이러한 에너지 보유량은 증기발생기의 shell side의 내부에너지의 감소를 가져온다. 이차측 메탈 열은 내부에너지 계산에 포함되며, 이차측 유량의 질량과 온도는 상수라고 가정한다.

급수유량은 reflooding 계산시에는 고려하지 않는다. 증기발생기를 떠나는 유체는 격납건물로 바로 빠져나간다. 격납건물로 빠져나가는 축압기 물과의 응축은 고려하지 않는다.

재관수시에 질량 및 에너지 방출 주요 해석 경우는 다음과 같다:

- 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단 (최대 안전 주입 유량 가정)
- 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단 (최저 안전 주입 유량 가정)
- $C_D=0.6$  냉각재 펌프 흡입관 양단 파단 (최대 안전 주입 유량 가정)
- $3.0 \text{ ft}^2$  냉각재 펌프 흡입관 파단 (최대 안전 주입 유량 가정)
- 고온관 양단 파단 (최대 안전 주입 유량 가정)
- $C_D=0.6$  고온관 양단 파단 (최대 안전 주입 유량 가정)
- 저온관 양단 파단 (최대 안전 주입 유량 가정)

### 3) 재관수 기간중 질량 및 에너지 방출량 결과

표 3.1.19는 고리 2호기 재관수 기간중 최대 안전 주입 유량시에 재관수 질량 및 에너지 방출량 데이터이다. 액체 유입 (entrainment)이 316.22 초에 끝난다. 이 시간이후의 데이터는 재관수후 기간 데이터에 해당된다.

#### (라) 재관수 후 기간

##### 1) 서 론

재관수기간이 끝나면 노심은 냉각되고 남아있는 에너지 원은 노심 잔열, 원자로 용기 금속에너지, 증기발생기 이차측이다. 고온관 파단인 경우에는 노심에서 나온 유체가 증기발생기를 거치지 않고 격납건물로 바로 빠져나가고, 안전주입 유량이 파단부위로 빠져나가기 전에 노심을 지나므로 노심과 원자로 용기의 열을 가지고 나가므로 재관수기간이 끝날 때에 격납건물로의 증기 유출이 끝난다. 그래서 증기발생기의 이차측의 에너지가 남아있다 하더라도 이차측 에너지를 유출될 수가 없다.

저온관이나 원자로 냉각재 펌프 흡입부 파단인 경우에, 노심을 빠져나온 유체

가 증기발생기를 통과하므로 이차측 열제거가 필요하다. 더구나 안전주입이 노심을 통과하지 않고 빠져나가므로 노심에서의 비등이 계속된다. 이러한 파단인 경우에 이차측 열을 제거하는 방법은 크게 두가지로 나눌 수 있다: 1) 노심에서의 증기가 물과 분리되어 건조된 증기(Dry steam)가 전열관을 통과하여 과열되는 경우 2) 이상유동이 전열관으로 들어가는 경우.

### 2) 재관수후 모델 : 건조된 증기 (Dry Steam)

이 해석에 사용되는 수력학적 모델은 재관수기간에 사용된 모델의 단순화된 형태이다. 노심을 떠나는 증기가 건조된 증기라고 가정할 경우에 원자로 용기 금속 에너지와 잔열에 의해서 계산된다. 노심의 입구 유량은 노심을 떠나는 유량과 같다고 가정하고 엔탈피는 안전주입유량과 같다고 가정하며, 파단된 루프와 건전한 루프의 유량 분리도 같다고 가정한다. 또한 일차측 루프의 압력은 같다고 가정하고, 안전주입 유량에 의한 응축은 고려하지 않는다. 건조한 증기에 대한 재관수후 기간의 질량 및 에너지 방출 결과는 기존의 재관수기간의 데이터중에서 액체 유입 종료이후의 데이터들이다.

### 3) 재관수후 모델 : 이상 유동 (Two phase Mixture)

원자로 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단인 경우에는 노심에서 발생한 증기가 증기발생기 튜브에 들어가기 전에 분리되지 않는다는 가정하에서 추가적인 에너지의 방출을 고려해야 한다. 증기발생기 전열관에서의 이상유동의 존재는 이차측으로부터 보다 많은 에너지를 방출하게 된다. 이러한 현상에 대한 최적 해석은 상부 플래넘에서 상 분리(Phase separation)를 고려해야 한다. 그러나 본 방법론에서는 보수적으로 이 과정을 생략하였다. 격납건물 설계에 이러한 추가적인 에너지 방출 효과를 평가하기 위하여 Upper bound 계산이 수행된다. FLECHT-SET Phase B 실험의 결과에 의하면 이상 수위와 노심과 이차측 열 방출에 대한 실험적인 정보가 있다.

#### ○ 해석적 모델

이상 수위 해석에 사용되는 FROTH 코드는 그림 3.1.30에 나타나 있는 것과 같이 고정된 원자로 모델과 파단된 루프와 건전한 루프의 모델을 사용하고 있다. 원자로 용기 모델은 강수관이 항상 물로 차 있다고 가정하며, 나머지 시스템에 구동 수두를 제공하고 있다. 그림 3.1.30에 의하면 건전한 루프를 통한 증기가 원자로 용기로 다시 들어오므로 여기에서 안전주입과 응축이 일어난다. 이 지점에서 강수관으로 들어오는 이상유동이 열적 평형 상태를 이루기 위해서 완전응축을 가

정할 때에 다음과 같은 혼합 유체의 엔탈피를 계산할 수 있다.

$$h_f = \frac{m_w h_w + m_s h_s}{m_s + m_w}$$

응축된 증기 유동을 제외한 증기 유동은 3번째 저항을 통해서 격납건물로 빠져나간다. 냉각재 펌프 흡입관 파단인 경우에는 이 저항이 역류되어 잠긴 로터 위치의 파단된 루프의 펌프에서 발생한다. 이 저항으로 인한 압력 강하는 본 해석에서 고려된다. 이 압력 강하는 안전주입유량, 증기응축의 양, 강수관을 채우는 데에 필요한 응축수의 양을 고려한 homogeneous model을 이용해서 계산되어진다.

각 요소의 이상유동의 수두를 계산하기 위해서 Yeh void fraction[3.1.40] 상관식을 사용한다. 이 상관식은 이상유동의 물의 속도는 영이라는 가정을 한다. 증기 발생기 튜브에서의 열유속은 일차측온도, 이차측온도, McAdam's 상관식을 이용한 이차측 열전달 계수를 이용해서 계산한다. (이때에 튜브를 통한 열전도와 일차측 열전달은 보수적으로 무시한다). 이차측 수위는 여전히 튜브를 위에 있으므로 이 가정을 사용한 것은 타당하다.

노심에서 발생한 증기의 분포는 이 해석의 주요변수로, 증기발생기 에너지 방출량은 파단된 증기발생기가 잠열을 모두 방출하면 급격히 감소한다. 그러므로 파단된 증기발생기로 좀더 많은 증기가 흐르게 하면 파단된 증기발생기가 적게 냉각이 되어 고 에너지 방출 기간이 확장된다. 이 해석에서는 95%의 증기가 파단된 루프로 들어가고, 나머지 5%가 건전한 루프로 들어간다고 가정한다.

질량 및 에너지 균형식은 증기발생기 이차측에 대하여 다음과 같은 식을 이용한다:

$$M = M_I + \int_{t_0}^t m_{feed} dt' = M_I + m_{feed}(t - t_0)$$

$$E = E_I + h_{feed} m_{feed}(t - t_0) - \int_{t_0}^t E_r dt'$$

각 항이 의미하는 것은 다음과 같다:

$M$  = mass of water on the secondary (lbm)

$E$  = energy stored on the secondary water and metal (Btu)

$M_I$  = initial mass of water on the secondary (lbm)

$E_I$  = initial energy stored on the secondary water and metal (lbm)

$m_{feed}$  = feewater addition rate (lbm/sec)

$h_{feed}$  = feewater injection enthalpy (Btu/ sec)

$E_r$  = energy transfer rate, secondary into primary (Btu/sec)

$t_o$  = end of reflooding portion of the transient (seconds)

Froth열전달에서는 급수유량을 고려한다.

○ 이상 유동 재관수후 기간 질량 및 에너지 방출 결과

Froth 해석은 최대 혹은 최소 안전주입 유량 조건에서 펌프 흡입관 양단 파단 사고에 대하여 수행한다. 방출량 계산은 격납건물 기준 압력인 59.5 psia에 해당하는 포화온도와 같은 이차측 온도를 기준으로 한다. 고리 2호기 경우에 Froth 질량 및 에너지 방출은 표 3.1.20에 나타나 있다. 표 3.1.20은 표 3.1.19의 데이터 중에서 액체 유입이 끝난 이후를 대체한다.

4) 감압 에너지 방출

Froth 질량 및 에너지 방출량 데이터는 가정된 격납건물 배압의 포화 온도를 기준으로 계산된다. 추가적인 이상 유동 질량 및 에너지 방출량은 격납건물이 대기압으로 감압되면 발생한다.

○ 감압 (이상 유동)

증기발생기로부터 재관수후 에너지 방출은 증기발생기가 격납건물 설계 압력 (59.5 psia, 292.16 °F)과 평형 상태가 될 때 끝난다. 이때는 다음과 같은 에너지가 남는다(고리 2호기 FSAR 근거):

Energy Remaining ( $10^6$  BTU)

Broken Loop Steam Generator	16.9
Unbroken Loop Steam Generator	16.9
Metal Energy (thin + thick)	9.4
<u>Core Stored</u>	<u>0.7</u>
Total	43.9

위의 에너지는 두 가지 단계를 거쳐서 방출된다. 첫째는 실제 격납건물 압력과 평형 상태에서 방출되는 것으로, 이것은 Froth calculation model을 통해서 계산된다. 두 번째는 격납건물의 압력이 감소하면 추가로 에너지를 방출하는데, 이 단계의 에너지 방출량 계산은 격납건물 감압률을 통해서 이루어 진다. 감압 질량



및 에너지 방출량은 감압시간을 안다면 정해질 수 있다. 감압시간은 보수적으로 격납건물로의 질량 및 에너지 방출량을 최대화하는 짧은 시간을 선택하면 결정될 수 있다. 보통 건식 격납건물에서는 3600초를 이용한다.

○ 평형 단계 : 파단된 루프의 증기발생기

증기발생기의 에너지 양은 압력과 비례하므로 방출되는 비율은 기준압력 (45 psig)과 실제 압력의 차이를 기준 압력으로 나눈 값과 같다. 만약 실제 압력이 45 psig보다 크면 이 단계는 생략한다.

격납건물로의 에너지 방출 데이터는 파단된 루프 증기발생기 냉각이전에는 재관수후 기간 질량 및 에너지 방출표를 이용한다. 파단된 루프의 증기발생기 냉각시간은 증기발생기의 압력이 기준압력에 도달하는 시간이다. 표 3.1.20에 의하면 526초에 냉각률은 137 lbm/sec이다. 이 값은 73000 Btu/sec 비율로 증기발생기로부터 에너지를 제거하는 양이다. Equilibration 기간은 방출비와 파단된 증기발생기에 남아있는 에너지 양 (16.9 MBtu)을 냉각률로 나눈 값을 곱한 것과 같다. 고리 2호기 경우에 실제 계산 예는 다음과 같다:

526초에 가정된 격납건물 압력 = 39.8 psig

파단된 루프의 증기 발생기로부터 제거된 추가 에너지 비

$$\frac{44.8 - 39.8}{44.8} = 0.112$$

526초 이후에 평형 상태에 도달하는 시간 =  $\frac{0.112 \times 16.9 \times 10^6}{73000} = 26$  초

○ 감압 단계 - 파단된 증기 발생기

총 방출된 에너지는 평형 상태에 도달할 때까지 방출된 에너지보다 적으며, 이 기간에 추가되는 열방출량을 계산한다. 열추가율은 열방출량을 감압시간으로 나누어서 계산한다. 여기서 비등율(boil off rate)은 열추가율을 잠열로 나누어 계산된다. 에너지 방출량은 비등율과 포화 증기 엔탈피를 곱하면 계산된다. 고리 2호기 경우에 실제 계산 예는 다음과 같다:

감압시간 - 1 hr = 3600 초

제거된 에너지 =  $(1 - 0.112) \times 169 \times 10^6 = 15 \times 10^6$  Btu

열제거율 =  $15 \times 10^6 / 3600 = 4162$  Btu/sec

질량 비등율 =  $4162 / 943(\text{잠열}) = 4.41$  lb/sec

에너지 추가율 =  $4.41 \text{ lbm/sec} \times 1165 \text{ Btu/lbm} = 5143$  Btu/sec

기간 = 552(=526+26) to 4152(=3600+552) 초

○ 평형 단계 - 건전한 루프 증기 발생기

건전한 루프의 해석 방법론은 파단된 루프의 방법론과 유사하지만 이 계산에서는 노심과 금속의 에너지를 증기발생기 에너지에 더한다. 고리 2호기 경우에 실제 계산 예는 다음과 같다:

526초에 가정된 격납건물 압력 = 39.8 psig

파단된 루프의 증기 발생기로부터 제거된 추가 에너지 비

$$\frac{44.8 - 34.8}{44.8} = 0.223$$

1241초 이후에 평형 상태에 도달하는 시간 =  $\frac{0.233 \times 27 \times 10^6}{(2-1) \times 33000} = 180$  초

○ 감압 단계 - 건전한 루프 증기발생기

건전한 루프의 해석 방법론은 파단된 루프의 방법론과 동일하다. 그러나 건전한 루프 증기발생기인 경우는 잔열이 열추가율에 추가로 고려되어야 한다. 에너지 방출량은 비등율에 포화증기 엔탈피를 곱한 것과 그 시간의 잔열을 더한 것이다.

감압시간 = 2731 (= 4152-1421) 초

제거된 에너지 =  $(1-0.223) \times 27 \times 10^6 = 20.9 \times 10^6$  Btu

열제거율 =  $20.9 \times 10^6 / 2731 = 4162$  Btu/sec

질량 비등율 =  $7657 / 949$  (latent heat) = 8.07 lb/sec

에너지 추가율 =  $8.07 \text{ lbm/sec} \times 1162 \text{ Btu/lbm} = 9375$  Btu/sec

기간 = 1421 (=1241+180) to 4152 초

○ 잔열 방출 기간

건전한 루프의 에너지가 평형 상태를 이룬 다음에는 잔열이 고려되어야 한다. 1421초 이후 전체 에너지 방출량은  $5143 + 9375$  Btu/sec + 잔열이다. 잔열은 표 3.1.21의 데이터를 내삽하여 사용하며, 질량 방출량은 에너지 방출량을 잠열로 나누어서 구한다.

○ 재관수 후기간 질량 및 에너지 방출량 요약

재관수 후기간의 질량 및 에너지 방출량을 요약하면 표 3.1.22와 같다.

(2) WH형 LOCA M/E 해석 방법론과 SRP 6.2.1.3절과의 비교

안전심사지침 6.2.1.3절에는 규제기관이 사업자가 제출한 LOCA M/E 해석에 관한 문서를 검토할 때에 따라야 하는 지침으로서 격납건물과 부격실 기능 설계를 평가하는 목적으로 사용되는 자료가 그 목적에 적합한지를 확인하기 위하여

LOCA M/E 방출분석을 검토하도록 제시되어 있다. 그러나 격납건물 내의 기계 및 전기 기기의 내환경 검증을 위해 제시된 설계 기준사고에 대한 별도의 SRP는 있지 않으며, 단지 SRP 3.11에서 검토 연계 분야로서 안전성 분석 보고서 6.2.1~6.2.6절, 6.3절, 6.5.2절 및 15장을 검토하도록 되어 있다. 따라서, 기기 내환경 검증용 LOCA M/E 방출 해석 방법론은 SRP 6.2.1.3의 내용을 준용하였다. SRP 6.2.1.3절에서는 LOCA M/E 해석에 허용되는 코드나 열수력 모델에 대해서 언급되어 있다. 표 3.1.23은 앞서 기술한 WH의 LOCA M/E 해석 방법론과 SRP 6.2.1.3의 주요 검토 지침을 비교하여 정리한 것이다.

#### 나. WH형 원전 LOCA M/E 방출량 적용성 평가를 위한 코드 입력 구축

고리 2호기의 원전 기기 검증용 사고분석을 위해 사용되는 전산코드와 해석 방법론은 냉각재상실사고시 다양한 안전주입의 작동 및 저하된 노심냉각 상태에서의 복잡한 이상유동 현상에 따른 핵증기공급계통(원자로냉각재계통+증기발생기)과 격납건물의 열수력학적 거동을 잘 모사할 수 있어야 한다. 본 연구에서는 냉각재상실사고로 인한 핵증기공급계통의 상세한 열수력학적 거동분석은 최적 분석 코드인 RELAP5/MOD3 [3.1.41]를 이용하여 분석하였으며, 원자로냉각재계통에서 방출된 질량 및 에너지 자료로 인한 격납건물의 상세한 열수력학적 거동분석은 CONTEMPT4/MOD5[3.1.42]를 이용하여 분석하였다. 이 두 코드는 계산 경계에서 실시간으로 서로 자료를 주고받도록 모델되어 있다. 다음과 같은 코드 입력 데이터가 구축되었다.

- 고리 2호기 RELAP5/MOD3 정상 상태 해석 입력 데이터
- 고리 2호기 RELAP5/MOD3 저온관 파단사고 해석 입력 데이터
- 고리 2호기 RELAP5/MOD3 냉각재펌프 흡입관 파단사고 해석 입력 데이터
- 고리 2호기 RELAP5/MOD3 고온관 파단사고 해석 입력 데이터
- 고리 2호기 RELAP5/MOD3 냉각재펌프 방출관 소형 파단사고 해석 입력 데이터
- 고리 2호기 CONTEMPT4/MOD5 격납건물 배압 해석 입력 데이터
- 고리 2호기 CONTEMPT4/MOD5 격납건물 압력 및 온도 해석 입력 데이터

고리 2호기 냉각재상실사고시 핵증기공급계통의 주요 열수력학적 거동을 분석하기 위하여 상세한 RELAP5/MOD3 Nodalization을 사용하였으며, 고리 2호기의 정상상태 100% 출력 운전조건 및 각종 설정치들은 최신 Westinghouse의 보고서[3.1.43]에 있는 자료들을 주로 참조하여 생산하였다.

## (1) 핵증기공급계통 해석 최적 평가 전산 코드 입력 구축

(1) 절에는 100% 출력의 고리 2호기 핵증기공급계통 정상상태 운전을 분석하기 위한 최적 평가 (Best-Estimate) 전산 코드 입력자료가 기술되어 있다. 본 분석에 사용된 RELAP5/MOD3 입력자료는 경수로핵연료 사업이관 전 한국원자력연구소에서 경수로핵연료 국산화사업의 교체 노심에 대한 소형 냉각재상실사고의 안전성 분석에 사용하여 검증된 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]를 기반으로 하고 있다. 이 RELAP5/MOD2 입력자료는 고리 2호기 부분충수운전 중 잔열제거기능 상실 사고분석[3.1.45]을 위하여 다음과 같은 수정을 통하여 RELAP5/MOD3 입력자료로 변경되었다. Westinghouse의 보고서[3.1.46] 및 관련된 설계자료를 참조하여 원자로용기내의 Junction 단면적 및 가압기 밀림관(Pressurizer Surgeline)과 고온관(Hot Leg)의 연결부가 수정되었고, 원자로용기내의 우회유로(Bypass Flow Path) 및 Control Variable들과 General Table들이 추가되었다.

이 RELAP5/MOD3 입력자료는 다시 본 연구의 냉각재상실사고 질량 및 에너지 방출 분석을 위하여, KWU Fuel에서 Westinghouse Standard (W-STD) Fuel로 교체되었고, 이에 따라 원자로용기의 체적 일부와 노심의 Heat Structure 입력자료들이 수정되었다. 또한 Downcomer Nodalization 변경, ECCMIX 모델 추가, 대형 냉각재상실사고 분석을 위한 축방향의 노심 출력분포의 변경, 붕괴열 곡선의 변경, 5%에서 0%로의 증기발생기 전열관막음율(U-Tube Plugging Level) 변경, 증기발생기 1차측 및 2차측 Heat Structure 입력자료에 대한 변경, 증기발생기 Recirculation Ratio의 변경, 다양한 안전주입계통에 대한 모델 추가와 각종 Trip Logic 추가 및 설정치 변경 그리고 질량 및 에너지 방출자료 생산과 관련된 Control Variable들이 추가 혹은 변경되었다.

본 사고분석을 위하여 위와 같이 변경된 사항들은 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44] 및 부분충수운전 중 잔열제거기능상실 사고분석 근거자료[3.1.45] 그리고 다양한 계통 설계문서, 각종 도면, 다른 Westinghouse 형 원전의 RELAP5 입력자료 보고서, 최종안전성분석보고서[3.1.16], 각종 Westinghouse 설계자료 및 보고서 등을 참조하거나 가정하였다.

본 냉각재상실사고 분석에 사용된 고리 2호기 핵증기공급계통에 대한 RELAP5/MOD3 코드의 기하학적 입력자료들은 세부과제 주관기관의 1단계 제출 보고서(이하 1단계 제출보고서)의 부록 A에 자세히 요약되어 있으며, 여기서는 간단히 설명하고 기술한다. 냉각재상실사고 분석에 사용된 RELAP5/MOD3 Nodalization은 (1) 절 (가)에 기술되어 있고 (1) 절 (나)에서 (사)에는 본 연구에

사용된 RELAP5/MOD3 입력자료와 기존 RELAP5/MOD3 코드 입력자료[3.1.44] 및 부분충수운전중 안전해석의 분석근거 자료[3.1.45]와 차이가 나는 부분들에 대하여 간단히 기술되어 있다.

#### (가) RELAP5/MOD3 Nodalization

고리 2호기 소형 및 대형 냉각재상실사고 분석에 사용된 RELAP5/MOD3 Nodalization이 그림 3.1.31에 나타나 있다. 사고분석에 사용된 전체 Volume(Node) 수는 214개이고 전체 Junction 수는 234개이다. 두 개의 1차측 루프를 Loop A와 Loop B로 표시하였고 각각의 루프는 고온관, 증기발생기, 전열관, Loop Seal, 원자로냉각재펌프 및 저온관으로 구성되어 있다. 가압기와 밀림관은 Loop A에 붙어 있다. 원자로용기, 가압기, 밀림관, 루프 및 증기발생기등의 금속 질량은 RELAP5/MOD3 Heat Structure를 사용하여 모델하였다. 그림에는 잘 나타나 있지 않지만, 냉각재상실사고를 모사하기 위하여 Downcomer는 두 개의 Channel로 분리되어 있으며, 두 Channel의 Volume들은 Crossflow Junction으로 서로 연결되어 있다. 두 개의 Accumulator는 각각의 저온관으로만 주입되며, 두 대의 고압안전주입펌프는 저온관과 Downcomer로 동시 주입이 가능하며, 두 대의 저압안전주입펌프는 항상 Downcomer로 주입된다. 가압기 상단에 있는 유로는 초기 정상상태 운전조건을 만족시키기 위하여 임시로 만들어 놓은 RELAP5 TMDPVOL Component로 냉각재상실사고시 제거된다. 고압안전주입펌프와 저압안전주입펌프는 재장전수저장탱크로부터 물을 공급받아 원자로냉각재계에 주입하는 것으로 모델하였지만, 저온관으로 공급되는 고압안전주입펌프 유로에는 높은 온도와 농도의 붕산수주입탱크가 있기 때문에 주입 초기에는 높은 온도와 농도의 붕산수가 저온관으로 공급될 수 있다. 증기발생기에는 소형 냉각재상실사고 분석을 위하여 주증기안전밸브 2개가 RELAP5 Valve Component를 이용하여 모델되어 있으며, 2차계통 급수를 모델하기 위하여 주급수펌프 유로와 보조급수 펌프 유로를 RELAP5 TMDPJUN 및 TMDPVOL Component를 이용하여 모델하였다.

본 사고분석에서 RELAP5/MOD3 각 노드의 Volume, Junction, Heat Structure에 대한 기하학적인 정보는 각 부분에서 발생하는 질량 및 에너지 방출 관점에서 냉각재상실사고시의 주요 열수력학적 특성을 잘 반영하도록 최적(Best Estimate) 입력자료를 사용하였고, RELAP5/MOD3 코드의 사용자 지침서[3.1.47]의 권고사항을 최대한 반영하였다.

(나) 핵연료 입력자료

기존 RELAP5 코드에 있던 고리 2호기 핵연료를 KWU Fuel에서 W-STD Fuel[3.1.48, 49]로 교체하였다. 이로 인하여 핵연료를 1단계 제출보고서의 부록 A의 RELAP5 Heat Structure Component 170-0(1 Hot Rod)과 170-1(Average Rods)에서 보는바와 같이 두 개로 모델하였으며, 축방향 노드는 대형 냉각재상실사고시에는 6개 그리고 소형 냉각재상실사고시에는 8개로 Heat Structure 입력자료를 수정하였다. W-STD Fuel에 대한 설계자료[3.1.48, 49]로부터 Hot Rod 및 Average Rods의 Fuel Pellet의 반경과 Gap Size 그리고 Fuel Rod 반경 크기도 수정되었다.

대형 냉각재상실사고시 노심의 출력분포는 Chopped Cosine 분포를 갖는다고 가정하였다. 여기서 핵연료의 열생성량은 방사열생성을 고려하여 97.4%로 설정되어 있다.

소형 냉각재상실사고시 노심의 출력분포는 기존 RELAP5/MOD2 입력자료 [3.1.44]에 있던 Top Skewed 노심 출력분포를 사용하였다. 여기서 노심의 축방향 노드는 8개(Active Core 노드는 #1에서 #4의 등간격 4개와 #5에서 #8의 등간격 4개, 노드 #5에서 #8의 높이는 #1 노드 높이의 1/2)로 나누어져 있고 핵연료의 열생성량은 100%로 설정되어 있다.

냉각재상실사고시 노심에 있는 8개의 축방향 Grid[3.1.48]로 인한 열수력학적인 영향을 고려하기 위하여 RELAP5/MOD3 사용자 지침서[3.1.47]에 따라 RELAP5/MOD3 입력자료를 추가하였다. Heat Transfer Hydraulic Diameter는 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]에 있는 값을 사용하였고, Heated Length Forward and Reverse 및 Grid Spacer Length Forward and Reverse는 참고문헌 [3.1.48]의 Figure 2-6과 그림 3.1.31의 RELAP5/MOD3 Nodalization의 기하학적 형상으로부터 구했으며, Grid Loss Coefficient Forward and Reverse는 Westinghouse 자료[3.1.50]에 나타나 있는 값을 인용하였다. 노심에는 Grid가 8개 있으나, 그림 3.1.31의 RELAP5/MOD3 170 Component는 6개(170-2~170-7) 있으므로 한 Volume 2개의 Grid가 설치되어 있는 경우는 Loss Coefficient 두 개를 더하였다.

원자로정지 후 발생하는 고리 2호기의 붕괴열은 SRP[3.1.17]에 있는 붕괴열 곡선을 사용하였다. SRP에 따르면 이 붕괴열 곡선은 질량 및 에너지 방출자료 생산에 사용될 수 있다.

### (다) 원자로용기 입력자료

기존 RELAP5 입력자료에 사용되었던 고리 2호기 핵연료를 KWU Fuel에서 W-STD Fuel[3.1.48, 49]로 교체함에 따라, RELAP5 Hydrodynamic Volume Component 170(노심)과 180(Core Shroud)의 체적이 1단계 제출보고서의 부록 A와 같이 변경되었다. 이 변경된 체적은 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]에서 인용하였다.

냉각재상실사고시 Downcomer는 비대칭 현상을 모사하기 위하여 각 원자로 냉각재계통 루프에 연결되는 부분 별로 2개의 180° 방위각으로 나누어 2개의 Channel로 모델하였다. 두 Channel간의 수평 Volume의 연결 부위는 횡방향 유동을 모사하기 위하여 모두 RELAP5 Crossflow Junction(111, 121, 131, 132, 133, 134, 136)을 사용하여 모델하였다. 따라서, 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]의 RELAP5 Hydrodynamic Volume Component 110, 120, 130, 220이 본 연구에서는 110,115, 120,125, 130,135, 220,225로 수정되었다. 따라서, 기존 Component의 체적 또는 유동단면적은 RELAP5 사용자 지침서[3.1.47]에 따라 1/2로 줄어들었으며, 이 계산과정은 본 연구에서 특별히 기술하지 않기로 한다. 그리고, 체적 및 유동단면적이 1/2로 감소함에 따라 Volume 및 Junction Hydraulic Diameter 값이 바뀌지 않도록 RELAP5/MOD3 입력자료를 수정하였다. Downcomer를 두 개의 Channel로 분리한 결과가 1단계 제출보고서의 부록 A에 요약되어 있다.

#### 1) Hydrodynamic Volume과 Junction 입력자료

기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]에 계산되지 않은 Volume 및 Junction Hydraulic Diameter의 계산과정에 대한 기술은 본 보고서에서는 생략하며, 1단계 제출 보고서의 부록 A에 자세히 기술되어 있다.

#### 2) Heat Structure 입력자료

냉각재상실사고시 비대칭 현상을 모사하기 위하여 Downcomer를 2개의 Channel로 분리하였기 때문에 1단계 제출보고서의 부록 A에서 보는바와 같이, RELAP5 Volume Component 110,115, 120,125, 130,135, 220,225의 Surface Area or Factor( $A_s$ )가 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]에서 사용된 값의 1/2로 감소되었다.

(라) 루프 및 원자로냉각재펌프 입력자료

원자로냉각재펌프의 Homologous Curve로는 Built-in Westinghouse 펌프 모델이 사용되었으며, 펌프의 이상유동 특성은 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]를 그대로 인용하였다. 따라서 본 연구를 위한 원자로냉각재펌프 입력자료는 기존 입력자료와 동일하다.

Accumulator의 주입관과 저온관이 만나는 지점은 고힘합 유동특성을 반영하기 위하여 ECCMIX Component로 모델하였다. RELAP5 사용자 지침서의 권고사항[3.1.47]에 따라 ECCMIX Component의 길이를 결정하였고, 1단계 제출보고서의 부록 A에 보는바와 같이 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]의 390 Component의 전체 길이가 유지되도록 390(ECCMIX)과 395(Downstream of ECCMIX) Component로 분리하였다. RELAP5 ECCMIX Component의 권고사항[3.1.47]에 따라 ECCMIX Dummy Component(385, 485)를 새로 추가하였다. 그리고, 안전주입 펌프를 모델하기 위하여 고압안전주입펌프는 저온관(385 또는 485 Component를 거쳐 390 또는 490 Component)과 Downcomer(110 및 115 Component)에 주입될 수 있도록 Junction을 추가하였고, 저압안전주입펌프는 Downcomer(110 및 115 Component)에 주입되도록 Junction을 추가하였다.

대형 및 소형 냉각재상실사고를 분석하기 위해서 루프내의 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]의 전체 길이가 바뀌지 않도록 새로운 Volume 및 Junction Component를 추가하였다. 저온관 대형 냉각재상실사고를 모델할 수 있도록 375 및 475 Junction Component를 추가하였고, 고온관 대형 냉각재상실사고를 모델할 수 있도록 305 및 405 Junction Component를 추가하였다. Loop Seal의 수평관과 수직관은 Suction Leg 대형 냉각재상실사고를 모델할 수 있도록 기존 Volume Component 360과 460을 수정하였고 새로운 Junction 및 Volume Component(361,362,363,364, 461,462,463,464)를 1단계 제출보고서의 부록 A와 같이 추가하였다. 이에 따라 Component 360,460, 362,462, 364,464, 390,490, 395,495 Component의 RELAP5 Heat Structure 입력자료가 1단계 제출보고서의 부록 A와 같이 조정되었다. 냉각재상실사고를 모델하기 위해 이와 같은 Volume Component의 길이 조정이나 새로운 Component 추가로 인한 입력자료의 변경 사항에 대한 기술은 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]에서 크게 바뀌지 않았으므로 본 연구에서는 생략하기로 한다.

RELAP5/MOD3 사용자 지침서[3.1.47]의 ECCMIX Component에 대한 권고사항에 따라 새로 추가된 ECCMIX Dummy Component(385, 485)의 단면적과 길이는 제출보고서의 부록 A에 기술되어 있으므로 여기서는 생략하였다.



#### (마) 밀림관과 가압기 입력자료

밀림관과 가압기의 입력자료는 기존 RELAP5 입력자료[3.1.44]와 완전히 동일하며, 가압기 Heater, 가압기안전밸브, 가압기방출밸브와 Spray 등은 냉각재상실 사고에 직접적인 영향을 주지 않는다고 가정하여 모델하지 않았다. 고온관과 밀림관사이의 연결은 RELAP5 Crossflow Junction으로 모델하였다.

#### (바) 안전주입계통 입력자료

고리 2호기의 경우, 고압안전주입펌프로 주입되는 물과 Accumulator로 주입되는 물은 동일한 안전주입 배관을 통하여 저온관으로 주입된다. 이때 고압안전주입펌프로 주입되는 물은 고온의 붕소주입탱크(Boron Injection Tank, BIT)를 통하여 저온관에 주입되므로 BIT를 통해 공급되는 고압안전주입펌프의 물 온도는 180 °F로 가정하였다[3.1.44]. 그리고 재장전수저장탱크(Refueling Water Storage Tank, RWST)로부터 공급받아 Downcomer(110 및 115 Component)로 주입되는 고압안전주입펌프 및 저압안전주입펌프 물의 온도는 120 °F로 가정하였으며, Accumulator의 입력자료는 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44, 51, 52]를 참고하였다.

#### (사) 증기발생기 입력자료

##### 1) Hydrodynamic Volume과 Junction 입력자료

기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]의 증기발생기 전열관의 관막음(Plugging)율은 5% 이다. 본 연구에서는 냉각재상실사고시 질량 및 에너지 방출량을 최대로 하기 위하여 증기발생기 전열관의 관막음율을 0%로 가정하였다. 참고문헌[3.1.53]에는 증기발생기 1차측 전체 유체 체적이 27.35 m<sup>3</sup>으로 기술되어 있으므로, 관막음을 0%로 가정할 때 1차측 전체 유체 체적이 27.35 m<sup>3</sup>이 되게 증기발생기 입구 Plenum, 출구 Plenum, 그리고 증기발생기 전열관의 체적 또는 단면적을 수정하였다.

기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]는 LOCA PCT 해석관점에서 보면 2차측 설계제원에 크게 민감하지 않고 설계자료 부족을 이유로 증기발생기 1차측 및 2차측 Metal이 일부 생략되어 있다. 따라서 본 연구에서는 증기발생기 Metal을 추가로 고려하였다. 그리고 증기발생기 전열관의 개수도 5624개[3.1.53]로 바로 잡았으며, Heat Structure 340-0과 340-1의 Surface Area 또는 Factor( $A_S$ )도 관막음율을 0%로 가정하여 수정하였다. 본 연구에서 수정된 자료들은 1단계 제출보고서의

부록 A에 자세히 기술되어 있으므로, 본 보고서에서는 따로 기술하지 않는다.

## 2) Heat Structure 입력자료

여기서 사용된 기호들은 1단계 제출보고서의 부록 A에 자세히 설명되어 있으므로 본 보고서에서 기술은 생략한다. 증기발생기의 도면[3.1.53]에는 수치가 자세히 기술되어 있지 않기 때문에, 길이나 두께 혹은 직경의 대부분은 도면을 보고 값을 근사적으로 유추하거나 가정하였다. 증기발생기 1차측과 2차측의 Heat Structure 가 대폭 바뀌었기 때문에 Heat Structure Numbering은 본 연구에서 기존 RELAP5/MOD2 입력자료[3.1.44]와 다르게 사용하였다.

### (아) 설정치 입력자료

Westinghouse에서 작성한 고리 2호기 Replacement Core Licensing Report[3.1.43]에 따라 냉각재상실사고와 관련된 가압기 저압력 Trip 설정치, 원자로 정지신호 지연시간, Feedwater Trip Processing 지연시간, Accumulator 주입설정치, HPSI 펌프 및 LPSI 펌프 작동설정치와 신호 지연시간, 안전주입펌프 기동지연시간 및 Downcomer 안전주입신호지연시간, 그리고 주증기안전밸브 개폐 설정치를 표 3.1.24와 같이 구했다.

### (자) 안전주입계통 및 안전주입유량

#### ○ 안전주입계통

고리 2호기 안전주입계통은 고압안전주입을 위해 충전펌프(CVCS)와는 별도로 설치된 안전주입 펌프(SIP)를 사용하며, 저압 안전주입 펌프는 잔열제거펌프(RHRP)를 사용하고 있다. 또한 수동형 안전주입을 위해 축압기(Accumulator)가 각 저온관에 1대씩 모두 2대가 설치되어 있다. 특별히 봉산주입탱크(BIT, 최소 20,000 PPM)가 (고압)안전주입계통과 연결되어 있어 초기 안전주입 시에 충분한 부반응도를 제공한다.

고리 2호기 안전주입은 주입단계(Injection Phase), 재순환 단계(Recirculation Phase), 그리고 고온관 주입(Hot Leg Recirculation)으로 수행된다. 주입단계에서 고압 및 저압안전주입 펌프는 재장전수저장탱크로부터 안전주입수를 흡입하여 저온관 및 원자로용기로 주입한다. 저압안전주입 펌프(RHR Pump)는 원자로용기 하향유로(Reactor Vessel Downcomer)로 직접주입하며, 고압안전주입 펌프는 안전주입 신호(Safety Injection Signal. SIS) 발생 후 3분 동안은 축압기 주입유로를 통하여 저온관 주입만을 수행한다. 3분 후에는 저온관 및 원자로용기 하향유로 모

두를 통하여 주입된다. 이를 통하여 안전주입 신호 발생 후 3분내에 저온관 주입 유로 상에 설치되어 있는 붕소주입탱크(BIT, 21,000 ppm nominal)의 고농도 붕소수를 노심에 주입할 수 있다. 이와 같은 Reactor Vessel Downcomer(원자로용기 하향유로)를 통한 안전주입의 3분 지연은 8815A&B 밸브가 3분 지연을 가지고 자동적으로 열림으로써 수행된다.

안전주입에 의해 RWST 수위가 저-저 수위(Lo-Lo Level Setpoint)를 나타내면 안전주입 형태는 저온관 재순환 모드로 변경된다. 이때 RHR 펌프는 격납용기 집수조의 물을 흡입하고 고압안전주입 펌프는 저압안전 펌프 출구로부터 흡입 유로(8804A&B 밸브 열림)를 형성하며 두 개의 안전주입 펌프 사이의 연결과(Crosstie)은 닫히게 되어서(8821A&B 닫힘), 한 대의 안전주입 펌프는 저온관 주입을 수행하며 다른 한 대의 안전주입 펌프는 원자로용기 하향유로를 통한 안전주입을 수행한다.

LOCA 발생 후 6.5시간이 지나면, 운전원의 수동 조작에 의해 고온관 재순환 운전을 수행하게 되는데, 이때 RHR 펌프의 출구 연결관(8807A&B 밸브 열림)과 고온관 주입유로(8840 밸브 열림)가 열리고, Vessel Downcomer Injection Line이 닫힌다(8809A&B 닫힘). 만약 저압안전주입 펌프의 고온관 주입유로로 통하는 8840 밸브가 고장으로 인하여 열리지 않을 경우에는 FSAR Table 6.3-3의 절차서 No Cycling Option에 따라 저압안전주입 펌프는 Vessel Downcomer Injection이 가능하도록 수동으로 밸브를 배열하여야 한다.

#### ○ 안전주입유량

냉각재상실사고시 모든 안전주입펌프유량과 Accumulator 유량은 파단크기 및 위치와 무관하게 항상 주입되는 것으로 가정하였고 최적 안전주입펌프유량은 Westinghouse에서 작성한 고리 2호기 Replacement Core Licensing Report[3.1.43] 및 KEPRI에서 작성한 최적 ECCS 유량계산 방법론[3.1.54]을 참고하여 표 3.1.25에서 표 3.2.28와 같이 계산하였다.

#### (차) RELAP5/MOD3 Option 입력자료

격납건물과 연결된 Junction에는 Choking Option을 사용하였고 원자로냉각재계통 내의 모든 Junction에는 No Choking Option을 사용하였다. 격납건물로부터 원자로냉각재계통으로의 역유동을 방지하기 위하여 Reverse K-factor는 매우 큰 값(1.0e5)을 사용하였다.

## (2) 핵증기공급계통 해석 보수적 평가모델 전산 코드 입력 구축

(2) 절에서는 102% 출력의 고리 2호기 냉각재상실사고 분석을 위한 보수적 평가모델(Evaluation Model) 전산 코드 입력자료가 기술되어 있다. 냉각재상실사고의 보수적인 평가모델 분석에 사용된 RELAP5/MOD3 입력 자료들은 본문 나의 (1) 절과 1단계 제출보고서의 부록 A에 언급된 최적평가 전산 코드 입력자료에 다음과 같은 입력자료를 추가로 고려하여 계산하였다.

### (가) 핵증기공급계통의 체적 1.03배 증가

고리 2호기 소형 및 대형 냉각재상실사고를 보수적인 평가모델로 분석할 때 RELAP5/MOD3 코드의 최적 핵증기공급계통 체적을 열팽창과 설계 공차등을 최대한 고려하여 3% 증가시켰다. 1단계 제출보고서의 부록 A의 최적평가 입력자료에서 Length Scale(Hydraulic Diameter, Length, Height, Roughness 등)은 수정하지 않고 핵증기공급계통의 모든 Volume Scale 혹은 Area Scale을 1.03배 증가시켰다. 단, 루프 연결부위를 제외한 원자로용기 내의 Junction Flow Area는 그대로 두고 나머지 원자로냉각재계통의 Junction Flow Area는 1.03배 증가시켰다. 또한 Turbine Valve의 유동단면적은 바꾸지 않고 증기발생기의 Volume Flow Area와 차이가 나는 Junction Flow Area를 1.03배 증가시켰다. 이와 같은 체적 증가로 인하여 핵증기공급계통의 초기 질량 및 에너지가 증가하고 Break Flow Area가 1.03배 증가하여 파단유량이 많이 방출되어 질량 및 에너지 방출관점에서 보수적이 되기 때문이다. 1단계 제출보고서의 부록 A로부터 체적이 1.03배 증가된 RELAP5/MOD3 코드의 기하학적 입력자료는 전산파일로 제공될 예정이며 본 보고서에서 따로 기술하지 않는다.

### (나) 핵연료의 노심 출력 1.02배 증가

고리 2호기 소형 및 대형 냉각재상실사고를 보수적인 평가모델을 사용하여 분석할 때 노심 출력은 100% 노심 출력(1876 MWt)보다 1.02배 증가한 1913.52 MWt로 가정하였다.

또한 원자로정지 후 발생하는 고리 2호기의 붕괴열은 본문 2의 가에 언급된 Standard Review Plan(SRP)[3.1.17]에 있는 붕괴열 곡선 대신에 RELAP5/MOD3 코드[3.1.47]에 내장된 ANS 1979년도 붕괴열 곡선에 2σ의 불확실성(기존 RELAP5/MOD3 입력 값에 1.066배 한 것과 동일함)을 고려하였다. 본 과제는 격납건물 건전성 설계관점이 아니라 원전주기적안전성평가 관점에서 격납건물의 기검증용 질량 및 에너지 방출 해석을 하는 것이므로 ANS 1979년도 붕괴열 모델

과 같은 일부 입력자료는 최적값을 사용할 수 있다. 이와 같은 붕괴열 자료는 이미 해외에서 활용되고 있어 동일 수준에서 적용하였다. 노심 출력이 1.02배 증가함에 따라 냉각재상실사고가 발생하기 전의 주급수유량과 증기유량도 100% 출력일 때의 514.7 kg/s에서 525 kg/s로 1.02배 증가시켰다.

(다) 발전소 초기 조건의 불확실성 고려

최신 Westinghouse의 보고서[3.1.43]에는 고리 2호기 발전소 초기 조건의 불확실성이 표 3.1.29에 기술되어 있다. 표 3.1.29에 따라 냉각재상실사고 질량 및 에너지 방출관점에서 보수적인 발전소 초기조건의 불확실성 값을 선택하여 사용하였다. 본 분석에 사용된 가압기 초기 압력은 2250 psia에서 2300 psia로 증가시켰고, 증기발생기 초기 압력은 고리 2호기 최종안정성분석보고서[3.1.16]에 따라 1.02배의 출력증가에 관계없이 920 psia를 사용하였다. 가압기 초기 수위는 +9%의 불확실성을 선택하였으며, RELAP5/MOD3 코드 입력자료로 사용할 때는 가압기 초기 수체적을 9% 더 증가시켜 반영하였다. 따라서, 초기 가압기 수체적은  $1000 \text{ ft}^3 * 69% * 1.03 = 710.7 \text{ ft}^3$ 이 된다. 증기발생기 수위의 불확실성은 +5.0%를 추가로 고려하였다. 5% 수위 증가를 증기발생기 높이로 나타내면 대략 0.162 m에 해당되므로 냉각재상실사고 질량 및 에너지 방출 분석에 사용된 증기발생기 초기 수위는 100% 출력 정상운전의 12.752 m에서 12.914 m로 증가하게 된다. 표에서 원자로냉각재계통의 초기 온도 불확실성은 보수적인 평가모델의 입력자료로 사용하지 않았다.

(라) 설정치 입력자료 추가

고리 2호기 설정치 자료[3.1.56]에 따르면 격납건물 압력이 17 psig에 도달하면 주증기격리밸브가 잠기도록 되어있다. 따라서, 냉각재상실사고 질량 및 에너지 방출분석에 사용된 RELAP5/MOD3 코드에 C665와 C865 Valve Junction을 추가하였고 격납건물 압력이 17 psig에 도달된 5초 후에 이 주증기격리밸브들이 잠기도록 모델하였다.

표 3.1.24의 사고분석에 사용된 설정치들은 소형냉각재상실사고 분석에 사용하였으며, 대형냉각재상실사고 분석시에는 표 3.1.24의 설정치 중에서 원자로정지 지연시간은 4.8초 대신에 0.0초를 사용하였고 급수정지 처리 지연시간은 2.0초 대신에 0.0초를 사용하였다. 이런 이유는 대형냉각재상실사고시 원자로 정지가 Void Reactivity에 의해 빨리 발생되기 때문이다.

#### (마) 최대 및 최소 안전주입유량

고리 2호기 안전주입계통과 안전주입 단계는 본문 나.의 (1) 절 (바)와 (자)의 1)에 잘 기술되어 있다. 냉각재상실사고 질량 및 에너지방출 분석시 붕소주입탱크(Boron Injection Tank, BIT)를 통하여 저온관에 주입되는 고압안전주입펌프의 물 온도는 A/E의 요청에 따라 재장전수저장탱크(Refueling Water Storage Tank, RWST)로부터 공급받아 Downcomer(110 및 115 Component)로 주입되는 고압안전주입펌프 및 저압안전주입펌프 물의 온도와 같은 120 °F로 가정하였다. Accumulator의 주입관과 저온관이 만나는 지점은 ECCMIX 모델 대신에 순수한 Branch Component로 모델하였다. 민감도 분석결과, 이 모델 변경으로 인한 질량 및 에너지 방출량의 차이는 매우 적었다. 그리고 냉각재상실사고 질량 및 에너지 방출 관점에서 보수적인 최대 및 최소 안전주입유량은 다음과 같이 계산하였다.

##### ○ 최대 안전주입 유량

냉각재상실사고시 최대 안전주입펌프유량은 Westinghouse에서 작성한 고리 2호기 Replacement Core Licensing Report[3.1.43]를 참고하여 표 3.1.30에서 표 3.1.33와 같이 계산하였다. 최대 안전주입 유량에는 충전펌프의 유량이 포함되어 있다.

##### ○ 최소 안전주입 유량

냉각재상실사고시 최소 안전주입펌프유량은 Westinghouse에서 작성한 고리 2호기 Replacement Core Licensing Report[3.1.43]를 참고하여 표 3.1.34에서 표 3.1.37과 같이 계산하였다. 최소 안전주입 유량에는 충전펌프의 유량이 포함되어 있지 않다.

#### (바) 증기발생기 전열관 열전달 증대 모델 추가

고리 2호기 냉각재상실사고를 분석하면 증기발생기 2차측 에너지가 격납건물로 잘 방출되지 않는다. 질량 및 에너지 방출관점에서 보수적인 결과를 보여주기 위하여 냉각재상실사고가 발생하는 즉시, 증기발생기 전열관의 전열면적을 다음과 같이 20배로 증가시켰고 대신 증기발생기 전열관의 열용량을 1/20로 줄여 전열관이 갖고 있는 전체 에너지는 항상 같게 유지시켰다. 이에 대한 상세한 기술자료는 1단계 제출보고서 및 부록 A에 기술되었다.

#### (3) 격납건물 해석 코드 입력 구축

냉각재 상실사고시에 질량 및 에너지 방출량을 구한 RELAP5/MOD3의 격납 건물 배압을 계산하고, 기기 검증 측면에서 격납건물의 압력과 온도를 계산하기 위해서는 격납건물 압력용 CONTEMPT4/MOD5[3.1.42]의 입력이 필요하다. 본 절에서는 격납건물 배압과 기기 검증용 압력과 온도를 구하기 위한 CONTEMPT4/MOD5의 입력자료가 구축되어 있다.

### (가) 격납건물 입력 구축

#### 1) 격납건물 체적

고리 2호기 FSAR[3.1.16] Table 6.2-1에 다음과 같은 체적이 격납건물 설계 해석에 사용되고 있다.

Containment Net Free Volume : 40776 m<sup>3</sup> (1.44E+6 ft<sup>3</sup>)

격납건물 배압 해석에서는 격납건물 체적을 큰 값으로 취하고 기기 검증용 해석에서는 작은 값을 취하는 것이 보수적이다. 그러나, FSAR에서는 불확실도가 포함된 체적 데이터가 나와 있지 않다. 그래서 배압 해석용과 기기 검증용 해석에 모두 위의 값을 사용하였다.

#### 2) 격납건물 초기 조건

고리 2호기 FSAR에는 다음과 같이 격납건물 초기 조건이 기술되어 있다.

- 최소온도 : 283.15 K (10 °C, 50 °F)
- 최대온도 : 322.05 K (48.9 °C, 120 °F)

격납건물 초기 온도가 낮은 경우가 높은 경우 보다 격납건물 압력 증가에 대해 억제 효과가 있으므로 최소온도 (50 °F)는 배압 입력에 최대온도는 기기 검증용 입력으로 사용하였다.

#### 3) 압력

고리 2호기 FSAR에 다음과 같은 격납건물 초기 압력 값이 기술되어 있다.

- 격납건물 설계 초기 압력 : 15.0 psia
- Inadvertant Spray Actuation 사고 분석 시 : 14.7 psia

격납건물 초기 압력이 낮은 경우가 높은 경우보다 격납건물 압력 증가에 대해 억제 효과가 있으므로 작은 압력인 14.7 psia를 배압 해석용 입력에 초기 조건으로 사용하였고, 15.0 psia는 기기 검증용 입력에 사용하였다.

#### 4) 건도

고리 2호기 FSAR에 다음과 같은 격납건물의 초기 건도 값이 기술되어 있다.

- 최대 건도 : 100 %
- 최소 건도 : 30 %

격납건물내에 건도가 높을 수록 방출된 증기의 응축 효과가 커서, 압력을 낮추는 작용을 한다. 따라서 최대 건도 100%를 배압 해석용 입력에 사용하였고, 최소 건도 30%를 기기 검증용 입력에 사용하였다.

#### 5) Pool과 격납건물 대기 사이의 표면적

Pool과 외부 대기 사이의 표면적은 기존의 CONTEMPT4 입력값으로 사용되고 있는 아주 큰 값인  $1.13E+4$ 을 가정하였다. 그러나, 기기 검증용 입력에는 LOCA가 발생했을 때에 격납건물 대기와 접촉하는 Pool의 면적을 실제 발전소 데이터를 기초로 추후 반영되어야 한다.

#### 6) 그 외의 입력값

격납건물에 대해 위에서 언급한 입력값들 외에는 CONTEMPT4/MOD5 코드가 사용하는 값들을 가정하였다.

##### (나) 외부 대기에 대한 초기 조건

#### 1) 체적

$1.0E+10 \text{ m}^3$ 으로 가정하였다. CONTEMPT4는 외부 대기에 대해서 큰 값을 사용하였다.



## 2) 온도

고리 2호기 FSAR에 외부 대기의 초기 온도에 대한 최대값으로 120 °F를 기술하고 있다. 이 값은 격납건물 설계용 입력으로 사용되는 값이므로 기기 검증용으로 사용할 수 있다. 그러나 배압용 입력을 위해서는 격납건물 내부 최소온도인 50 °F를 사용하였다.

## 3) 압력

외부 대기 압력은 14.7 psia로 가정하였다.

## 4) 건도

외부 대기의 초기 건도는 격납건물 내의 초기 건도인 100%로 가정하였다.

## 5) Pool과 외부 대기 사이의 표면적

Pool과 외부 대기 사이의 표면적은 기존의 CONTEMPT4 input 값으로 사용되고 있는 아주 큰 값인  $1.0E+7 \text{ m}^3$ 으로 가정하였다.

## 6) 그 외의 입력값

외부 대기에 대해 위에서 언급한 입력값들 외에는 CONTEMPT4/MOD5 코드가 default로 사용하는 값들을 가정하였다.

### (다) 격납건물로의 질량 및 에너지 방출

배압 해석시에는 격납건물로의 질량 및 에너지 방출은 코드 사용자가 주지 않고 CONTEMPT4/MOD5 코드와 병렬 연결하여 냉각재의 방출을 계산하는 RELAP5/MOD3에 의해서 주어진다. 그러나 기기 검증용 압력 및 온도 계산은 코드 사용자가 취출기간과 취출후 기간으로 나누어서 질량 및 에너지 방출 데이터를 입력으로 사용한다.

(라) 격납건물 살수 계통

1) 유량

고리 2호기 FSAR Table 6.2-2에 각 사고 분석에 따라서 펌프당 유량이 다음과 같이 기술되어 있다.

- 격납건물 설계시 : 1064 gpm
- Inadvertant Spray Actuation 사고시 : 1535 gpm

최대유량이 격납건물 압력 증가를 억제하므로 1535 gpm을 펌프당 유량으로 가정하였다. 살수 펌프가 2대이므로 최종 격납건물 최대 살수 유량은 다음과 같다.

- 밀도 =  $0.62415 \times 10^2 \text{ lbm/ft}^3 @ 50^\circ\text{F}, 14.7 \text{ psia}$
- $1535 \text{ gpm} = 3.419875 \text{ ft}^3/\text{s} = 12312.31 \text{ ft}^3/\text{hr}$
- 2대의 살수유량 =  $0.62415 \times 10^2(\text{lbm/ft}^3) \times 12312.31 \text{ ft}^3/\text{hr} \times 2$   
= 1536945.657 lbm/hr

최소 유량은 격납건물 압력 증가를 최소로 억제할 것이므로 1064 gpm을 펌프당 최소 유량으로 가정하였다. 단일 고장을 가정하여 살수 펌프를 1대만 사용하여 최종 격납건물 최소 살수 유량은 다음과 같다.

- 밀도 =  $0.62415 \times 10^2 \text{ lbm/ft}^3 @ 50^\circ\text{F}, 14.7 \text{ psia}$
- $1064 \text{ gpm} = 8534.393 \text{ ft}^3/\text{hr}$
- 2대의 살수유량 =  $0.62415 \times 10^2(\text{lbm/ft}^3) \times 8534.393 \text{ ft}^3/\text{hr}$   
= 532674 lbm/hr

2) 지연 시간

고리 2호기 FSAR Table 8.2.1에 의하면 살수 배관을 채우는 데 걸리는 시간을 25초라고 기술되어 있다. 현재까지는 이 시간에 불확실도가 포함되었는지 파악이 안된 관계로 배압 계산용과 기기 검증용 입력에 이 시간을 사용하였다.

3) 살수 온도

고리 2호기 FSAR에 의하면 살수는 재장전수저장탱크(Refueling water storage tank, RWST)의 물을 사용한다. Table 6.2-1에 의하면 재장전수저장탱크의 최대온도는 120 °F이다. 이것은 기기 검증용 입력으로 사용할 수 있고, 배압용 입력은 격납건물 대기 최소 온도인 50 °F를 사용하였다.

## (마) Fan Cooler

### 1) 작동 시작 온도

Fan Cooler의 작동 시작 온도는 256.8 °F로 가정하였다. 이 값의 근거는 항상 Fan Cooler가 작동한다고 가정했기 때문이다.

### 2) 작동 중지 온도

Fan Cooler의 작동 중지 온도는 120 °F는 가정하였다. 이 값의 근거는 항상 Fan Cooler가 작동한다고 가정했기 때문이다.

### 3) 냉각 능력

고리 2호기 FSAR Figure 6.2-7은 기기 냉각수가 120 °F 일 때에 Fan Cooler의 성능 곡선이다. 기기 검증용 압력 및 온도 해석에는 이것을 사용할 수 있다. 그러나 배압 계산용 입력에는 기기 냉각수가 낮을 경우에는 냉각 능력이 더 크다. 고리 3,4호기에 대한 성능 곡선[3.1.55]을 검토한 결과, 160 °F의 격납건물내 대기에 대해서 60 °F의 기기 냉각수의 냉각 능력이 120 °F의 기기 냉각수보다 냉각 능력이 대략적으로 2배가 되고, 160 °F ~ 280 °F 영역의 격납건물내 대기에 대해서 160 °F 대기에 대한 냉각 능력 차이 만큼 60 °F의 기기 냉각수의 냉각 능력이 120 °F 물 보다 냉각능력이 큰 것으로 파악되었다.

이에 따라 고리 2호기도 유사한 성능 곡선을 갖는다고 가정하면, 승수 2에 보수성 10%를 가미하여 2.2를 사용하였다. 즉 160 °F 대기온도, 120 °F 냉각수 냉각 능력은 다음과 같다.

$$11.76 \times 10^6 \times 2.2 = 25.88 \times 10^6 \text{ (Btu/hr)}$$

이 값이 60 °F 기기 냉각수의 냉각 능력과 120 °F 기기 냉각수의 냉각 능력의 차이로 가정한다. 280 °F 이상의 격납건물 대기에 대해서는 120 °F 냉각수 성능 곡선의 양상을 따라 일정한 냉각 능력을 가진다고 가정하면 격납건물 대기 온도에 대한 냉각능력을 배압용과 기기 검증용 입력에 대해서 각각 구하면 다음 표 3.1.38과 같다.

## (바) 수동적 열 흡수원 (Passive Heat Sink)

고리 2호기 FSAR Table 6.2-40에는 격납건물 설계 해석시에 사용된 수동적 열 흡수원에 대한 데이터만 제시하고 있다. 배압 계산을 하기 위한 데이터는 현재로서는 없는 실정이다. 보수적으로 표면적에 대해서 10%의 불확실도를 가정하여 배압용 입력에는 사용하였다. 수동적 열 흡수원의 표면의 도색은 냉각재 계통으로부터 격납건물로 방출된 증기의 에너지를 흡수하는 데에 방해가 된다. 그러나 현재로서는 고리 2호기 도색에 대한 자료는 없는 상태이다. 도색이 없다고 가정하면, 수동적 열 흡수원이 열을 더 많이 흡수를 할 수 있기 때문에 배압용 입력으로 보수적이지만, 기기 검증용 입력으로는 덜 보수적이다. 본 연구에서는 배압용 입력과 기기 검증용 입력에 표면적만 다른 데이터를 사용하고 나머지는 같은 데이터를 사용하였다. 표 3.1.39는 해석에 사용된 수동 열 흡수원 데이터이다.

### 1) 주요 물성치

주요 물성치는 참고문헌 [3.1.16]의 Table 6.2-42를 근거하여 표 3.1.40과 같이 사용하였다.

### 2) 수동 열 흡수원 모델

표 3.1.39의 데이터를 코드 입력에는 표 3.1.41과 같이 11가지 열 흡수원으로 단순화하여 사용하였다.

## 다. 시범원전 적용을 위한 고리 2호기 분석

나. (2). (가)의 최적평가의 입력자료와 2. (나)의 보수적 평가모델의 입력자료를 이용하여 고리 2호기의 원전 기기검증용 냉각재상실사고를 분석하였다. 본 분석에서는 저온관, 고온관, 흡입관에 대한 대형 냉각재상실사고와 저온관·소형 냉각재상실사고시의 질량 및 에너지 방출자료를 생산하였고, 이를 고리 2호기 최종 안전성분석보고서의 결과와 비교하였다. 본 분석에 앞서 고리 2호기의 최적 및 보수적인 정상상태 해석을 RELAP5/MOD3 전산코드를 이용하여 수행하였으며, 그 결과를 본문 (1)에 그리고 사고분석은 본문 (2)와 (3)에 각각 기술하였다.

## (1) 정상 상태 해석

### (가) 100% 출력의 정상상태 분석 결과

최적평가(Best-Estimate)로 분석된 100% 출력의 RELAP5/MOD3 정상상태 운전결과가 표 3.1.42에 나타나 있다. 표에서 알 수 있듯이 정상상태 결과값은 고리 2호기 설계값[3.1.43]과 잘 일치하고 있다.

### (나) 보수적인 평가모델의 정상상태 분석 결과

102%의 출력조건에서의 고리 2호기 설계자료는 없으나, 표 3.1.43의 100% 출력 정상상태의 해석값과 고리 2호기 설계값이 잘 일치하였기 때문에, 본 연구에서 사용된 보수적인 평가모델의 RELAP5/MOD3 정상상태 분석결과는 신뢰할 수 있을 것으로 판단된다. 표 3.1.43은 냉각재상실사고 이전의 보수적인 평가모델의 정상상태 계산 결과를 보여주고 있으며, 냉각재상실사고 이전에 정상상태가 잘 유지되고 있음을 알 수 있다.

## (2) 대형 냉각재 상실사고 해석

다음과 같은 5 가지의 고리 2호기 대형 냉각재상실사고를 분석하였다. 이 사고들에 대한 주요 열수력학적 거동을 통하여 질량 및 에너지 방출 관점에서의 분석결과를 기술할 수 있으나, 이에 대한 기술은 1단계 제출보고서에 상세히 기술되어 있으므로, 본 보고서의 본문에서는 저온관 양단파단과 냉각재 펌프 흡입관 양단파단(최대안전주입유량, Cd=0.6)의 대표적인 사고에 대해서만 기술하였다.

- 저온관 양단 파단
  - 최대 안전주입 유량
- 고온관 양단 파단
  - 최대 안전주입 유량
- 냉각재펌프흡입관 양단 파단
  - 최대 안전주입 유량, Cd=1.0
  - 최대 안전주입 유량, Cd=0.6
  - 최소 안전주입 유량, Cd=1.0

### (가) 주요 열수력학적 거동 분석

사고분석에 사용된 RELAP5/MOD3 코드의 Maximum Time Step은 처음 500 초 동안은 0.0025 초를 사용하였고 이후 1500 초까지는 0.01 초로 Maximum Time Step을 증가시켰다. 사고 발생직전의 초기 조건은 표 3.1.43과 동일하며 냉각재상실사고는 소외전원 상실과 동시에 0 초에 발생하는 것으로 가정하였고, 1500 초 동안 사고를 분석하였다.

안전주입 유량이 최대로 공급되는 저온관 양단파단 사고의 이력이 표 3.1.44에 나타나 있으며, 그림 3.1.32에서 그림 3.1.35에는 분석결과가 나타나 있다. 0 초에 가압기가 있는 루프의 저온관에서 양단파단이 일어나, 냉각재상실사고가 발생하면 파단면을 통한 질량 및 에너지 방출로 인하여 원자로냉각재계의 압력은 빠르게 감소한다.

그림 3.1.32에는 1차측과 2차측 그리고 격납건물의 압력 거동이 나타나 있다. 9.92 초 이후부터는 증기발생기 2차측 압력이 가압기 압력보다 높게 유지되므로 증기발생기 2차측이 원자로냉각재계의 열원(Heat Source)으로 작용하게 된다. 원자로냉각재계의 압력이 감소함에 따라 Upper Plenum, 고온관, 가압기 물의 온도는 포화온도에 도달하며 순간기화(Flash)된다. 노심에서의 순간기화로 인하여 핵비등이탈이 발생하여 핵연료봉의 온도가 상승되지만, 원자로용기에서의 순간기화는 감압률을 감소시키는 역할도 한다. 사고 이후 격납건물 압력은 상승하기 시작하여 12.805 초에 격납건물의 압력이 원자로냉각재계의 압력에 도달하게 된다(End-of-Blowdown). 13.9 초까지는 파단면을 통한 방출이 원자로용기의 유동을 지배하여 노심에 있던 물이 파단부 방향으로 흐르는 유동역전 현상이 나타나게 된다.

저온관 양단파단 사고 초기에는 높은 압력으로 인하여 파단부를 통해 과냉각된 물이 Choking 상태로 방출된다. 그림 3.1.33에는 저온관 양단파단 사고시 원자로용기로부터 파단부를 통해 방출되는 질량유량과 원자로냉각재펌프로부터 방출되는 질량유량을 보여주고 있다. 원자로냉각재펌프와 증기발생기의 전열관의 유동저항이 크기 때문에 원자로용기로부터 방출되는 질량유량이 원자로냉각재펌프로부터 방출되는 질량유량보다 더 많다. 사고 후 1 초안에 방출유량은 증가하여 최대가 되었다가 빠르게 감소하는 경향을 보인다.

저온관 압력이 축압기(Accumulator) 주입압력인 4.7953 MPa(695.5 psia)에 도달되면 그림 3.1.34에서 보는바와 같이 축압기로부터 물이 저온관으로 공급된다.

파단 루프의 저온관 압력이 비파단 루프의 저온관 압력보다 더 빨리 떨어지므로 파단쪽 축압기의 과냉각 물이 저온관으로 더 빨리 주입되어 격납건물로 빠져나간다. 비파단 루프로 주입된 축압기 물은 하향유로를 우회하여 격납건물로 빠져나간다. 축압기의 물이 고갈되기 직전에 저온관 압력이 갑자기 감소하여 축압기로부터 저온관으로 물이 급격히 주입되면서 고갈되는 현상이 나타난다. 축압기, 고압안전주입펌프, 저압안전주입펌프로 저온관(CL) 및 하향유로(DC)에 주입되는 고리 2호기의 다양한 비상노심냉각 수의 질량유동 거동이 그림 3.1.34에 나타나 있다. 그림에서 고압안전주입펌프는 초기에는 저온관으로 주입(Before Delay)되다가 고압안전주입펌프 작동 신호 발생 후 3분이 경과하면 저온관 및 하향유로로 동시에 주입(After Delay)된다.

저온관 및 하향유로로 주입된 비상노심냉각수는 그림 3.1.33에서 보는바와 같이 증기응축을 일으켜 루프에서 질량유동을 진동시킨다. Blowdown 이후에는 원자로냉각재계통 압력과 격납건물 압력차이가 작아지는 관계로 주입된 물은 Lower Plenum을 관통하며 하향유로에 주입되는 물의 일부는 증기에 의하여 위로 Entrain 될 수 있다. 이런 현상은 CCFL (Counter-Current Flow Limitation)으로 불리며, 과냉각 주입수가 하향유로에 있는 고온의 고체 구조물과 반응하여 핵비동에 의하여 증기가 발생하게 된다. 이 증기는 하향유로에 있는 물의 수두를 감소시켜 주입수의 Lower Plenum 관통을 감소시키는 역할을 한다. 이 Lower Plenum을 관통하는 주입수는 다시 없어지는(Sweepout) 현상이 불규칙하게 일어날 수 있다. 하향유로에서 발생하는 증기량이 감소하면, Lower Plenum으로 관통되는 물량이 증가하여 Lower Plenum이 완전히 채워진다.

그림 3.1.35에는 하향유로와 노심의 수축수위가 나타나 있다. 수축 수위는 사고 초기에 파단면을 통한 냉각수 방출로 빠르게 감소하여 축압기 냉각수가 공급되는 동안에 최소가 된다. 일단 냉각수가 다량 공급되면 수위는 증가하며, 축압기 물이 공급되는 동안에 하향유로는 거의 완전히 채워진다. 그림에서 보는바와 같이 축압기 물 공급이 중단되면, 하향유로의 수위는 급격히 감소하다가 상당한 기간동안 일정한 수위를 유지하게 된다. 노심의 수축수위는 Lower Plenum이 물로 채워진 후(그림에서 0 m 수위일 때 Lower Plenum이 물로 채워진 것임), 하향유로와 노심 사이의 수두차에 의하여 노심 수위는 증가한다. 파단 루프 쪽으로 유동이 생기기 때문에 파단 방향의 하향유로 수축 수위는 비파단 루프 쪽의 하향유로 수축 수위보다 비교적 높게 유지된다.

냉각재펌프 흡입관( $Cd=0.6$ ) 파단 사고의 이력은 표 3.1.45에 나타나 있으며, 그림 3.1.36에서 그림 3.1.39에 분석결과가 나타나 있다. 0 초에 가압기가 있는 루

프의 냉각재흡입관에서 파단이 일어나는 것을 가정하였다.

그림 3.1.36에는 1차측과 2차측 그리고 격납건물의 압력 거동이 나타나 있다. 12.26 초 이후에 증기발생기 2차측 압력이 가압기 압력보다 높게 유지되며, 이때부터 증기발생기 2차측이 원자로냉각재시스템의 열원(Heat Source)으로 작용하게 된다. 또한 50.695 초에 격납건물의 압력이 원자로냉각재시스템의 압력에 도달하게 된다(End-of-Blowdown).

그림 3.1.37의 Cd=0.6 양단 파단의 경우에는 사고 후 48.4 초에 방출유량이 순간적으로 최대가 된다.

그림 3.1.38에는 축압기, 고압안전주입펌프, 저압안전주입펌프로 저온관(CL) 및 하향유로(DC)에 주입되는 고리 2호기의 다양한 비상노심냉각 수의 질량유동 거동이 나타나 있다. 그림 3.1.39에는 하향유로와 노심의 수축수위가 나타나 있다. 냉각재흡입관 파단사고시의 노심 수축수위 진동폭은 저온관 양단파단시의 진동폭보다 대체로 작은 것을 알 수 있으며, Cd=0.6 양단 파단의 경우 노심 수축수위가 늦게 복구되는 것을 알 수가 있는데, 이는 원자로냉각재시스템 내의 압력 거동이 다른 두 경우에 비해 늦고, 높게 유지되며 비상노심냉각수의 주입유량이 상대적으로 작기 때문인 것으로 판단된다.

#### (나) 질량 및 에너지 방출량 분석

고리 2호기 FSAR 6.2.1.3절 냉각재 상실사고시 질량 및 에너지 방출량 해석시에 고려된 파단 위치는 앞의 (1)에서 기술한 경우와 동일하다.

저온관 양단 파단인 경우에 고리 2호기 FSAR의 데이터와 비교한 결과는 그림 3.1.40에서 3.1.42에 나타나 있다. 그림 3.1.40은 질량 방출량을 보여주고 있다. 취출 기간이 FSAR인 경우는 11초인데, RELAP5/MOD3의 경우는 16초이다. 이 이유는 그림 3.1.40 (a)에서 보듯이 파단시의 첨두 파단 유량이 RELAP5의 경우가 적으므로, 냉각재 시스템의 물이 파단 부위를 통해서 다 빠져나가는 시간이 연장되기 때문이다. 취출후 기간의 질량 방출량은 그림 3.1.40 (b)에서 보듯이 RELAP5의 계산 결과가 FSAR의 결과보다 600초 이후에는 6배 가량 크다. 이것은 RELAP5의 파단 유량은 물과 증기를 모두 포함하나, FSAR의 데이터는 증기만 포함되어 있기 때문이다.

그림 3.1.41은 에너지 방출량을 보여주고 있다. 취출기간의 경향은 질량 방출량의 결과와 비슷하며, 에너지 방출량은 그림 3.1.41 (b)에 나타나 있듯이 질량 방출량의 경향과는 달리 372초에 재관수 기간이 끝날 때까지는 RELAP5의 결과가 FSAR의 데이터보다 낮다. 이 이후에 FSAR의 데이터는 급격히 감소하는 반면에 RELAP5의 결과는 일정한 값을 유지하고 있는데 크기는 FSAR 데이터의 2배에



해당된다. 2. 가. (1).절에서 설명한 바와 같이 웨스팅하우스 LOCA M/E 해석 방법론에서는 재관수 기간에는 파단면을 통한 증기 유량은 노심 입구 유량에 액체 유입률을 곱한데 반하여, 재관수 기간동안에 액체유입률은 0.8이다. 재관수 기간이 끝나고 재관수 후기간에는 액체 유입률이 0.05로 감소하여 파단 부위를 통한 증기 유량이 감소한다. 그러나 RELAP5는 이러한 기간에 대한 특별한 모델 없이 계산하므로 파단 유량이 일정한 경향을 보인다. 반면에 재관수 기간에 파단 유량이 심한 진동을 보이는 것은 노심에서의 재관수 기간동안에 노심의 높은 열 출력으로 인해서 노심 표면에서 심한 요동을 보이기 때문이다.

그림 3.1.42는 적산 질량 및 에너지 방출량을 보여주고 있다. 그림 3.1.42 (a)는 질량 방출량을 보여주고 있는데, 취출기간에는 FSAR의 데이터가 RELAP5의 결과보다 크다. 그러나 취출후 기간에는 RELAP5의 결과가 FSAR의 데이터보다 훨씬 크다. 이 이유는 FSAR의 데이터는 증기 유량의 방출을 나타내고, RELAP5의 데이터는 물과 증기의 방출을 나타내기 때문이다. 그림 3.1.42 (b)는 에너지 방출량을 보여주는 데, 500초까지는 비슷한 경향을 보이나, 500초 이후에는 RELAP5의 방출량이 FSAR의 데이터보다 훨씬 증가한다. 이것은 FSAR의 데이터에서 372초에 재관수 기간이 끝나서 파단 유량이 감소하나, FSAR 데이터가 372초 다음의 데이터는 500초이기 때문에 적분하는 하는 과정에서 500초경에 에너지가 감소하는 것으로 나타나기 때문이며, 또한 Long Term 단계의 M/E 방출량으로 넘어가기 때문이다.

그림 3.1.43에서 3.1.45는 냉각재 흡입관 양단 파단시 최대 안전 주입 유량을 가정했을 때  $Cd = 0.6$ 인 경우에 대해서 RELAP5의 결과와 FSAR의 데이터의 비교를 보여주고 있다. 그림 3.1.43은 질량 방출량을 나타내고 있다. 이 결과에 의하면 초기 질량 방출이 RELAP5의 결과가 FSAR의 데이터 비해서 많이 낮은 것을 알 수 있다. 이것은 파단 유량 모델의 차이에서 기인한다고 판단되는데 FSAR의 결과가 상당히 보수적이다. 취출후 기간 동안의 FSAR의 데이터는 증기 방출을 나타내고 있으므로 이상유동을 나타내는 RELAP5의 결과가 높은 값을 나타내고 있다. 그러나 그림 3.1.44 (b)에 의하면 에너지 방출량은 이상 유동을 나타내는 RELAP5의 결과가 FSAR의 데이터 보다 낮은 것을 알 수 있다. 그림 3.1.45는 적산 방출량을 보여주고 있는데, 이 결과에 의하면 질량 방출량은 RELAP5의 결과가 FSAR의 데이터보다 높은 값을 나타내는 반면에 에너지 방출량은 이상유동의 방출로 인해서 RELAP5의 결과가 FSAR의 데이터보다 낮다.

그림 3.1.46와 3.1.47은 파단 위치별 RELAP5와 고리2호기 FSAR의 적산 에너지 방출량을 비교한 것이다. 이 결과에 의하면 가장 큰 적산 에너지 방출량의 파단 위치는 RELAP5인 경우는 최대 안전 주입 유량을 가정한 냉각재 펌프 흡입관

양단 파단과 저온관 양단 파단이며 두 위치에서 크기가 비슷하나, FSAR인 경우는 최대 안전 주입 유량을 가정한 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단이며, 저온관은 가장 적게 방출되는 파단 위치다. 두 경우 모두 가장 에너지 방출량이 많은 위치는 최대 안전 주입 유량을 가정한 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단이며, 그 크기는 RELAP5의 결과가 FSAR의 데이터 보다 작다. 이 결과는 RELAP5/MOD3를 이용한 LOCA 질량 및 에너지 방출량 해석이 고리 2호기 FSAR의 결과보다 낮은 방출량을 보여 주고 있으며, 기기 검증 측면에서 여유도를 확보할 수 있음을 의미한다.

### (3) 소형 냉각재 상실사고 해석

저온관에 6"의 Slot 파단사고를 가정하여 고리 2호기 소형 냉각재상실사고를 분석하였다. 다음은 주요 열수력학적 거동 관점 및 질량 및 에너지 방출 관점에서 분석결과를 기술하였다.

#### (가) 주요 열수력학적 거동 분석

사고분석에 사용된 RELAP5/MOD3 코드의 Maximum Time Step은 처음 500 초 동안은 0.0025 초를 사용하였고 이후 10000 초까지는 0.01 초를 사용하였다. 사고 발생직전의 초기 조건은 표 3.1.43과 동일하며 냉각재상실사고는 0 초에 가압기가 있는 저온관에서 파단이 일어나는 것으로 가정하였고, 소외전원 상실은 원자로 및 터빈 정지와 동시에 발생하는 것으로 가정하였다. 저온관 6"의 Slot 파단사고의 분석결과가 그림 3.1.48에서 그림 3.1.51에, 표 3.1.56에는 사고 이력이 나타나 있다.

그림 3.1.49에서 0 초에 저온관에서 Slot 파단이 일어나, 냉각재상실사고가 발생하면 파단면을 통한 질량 및 에너지 방출로 인하여 원자로냉각재계의 압력은 빠르게 감소하지만, 대형 냉각재파단사고 보다 압력강하는 훨씬 적다. 그림에서 101.1 초 이후부터는 증기발생기 2차측 압력이 가압기 압력보다 높게 유지되므로 증기발생기 2차측이 원자로냉각재계의 열원(Heat Source)으로 작용하게 된다. 저온관 6" Slot 파단 사고 초기에 원자로냉각재계통은 높은 압력을 유지하고 있기 때문에 파단부를 통해 과냉각된 물이 Choking 상태로 방출된다.

그림 3.1.49에는 저온관 소형파단 사고시 원자로냉각재계통으로부터 파단부를 통해 방출되는 질량유량을 보여주고 있다. 사고 후 3011.12 초에 방출유량은 순간적으로 최대가 된다.

그림 3.1.48에서 보는바와 같이 원자로냉각재계통의 압력이 대형파단사고에 비하여 느리게 감소하기 때문에 저온관에 고압안전주입이 먼저 된다. 저온관 압력이 축압기(Accumulator) 주입압력인 4.795 MPa(695.5 psia)에 도달되면 축압기로부터의 물도 저온관으로 공급된다. 그러나 축압기의 물은 약 1702 초에 완전히 고갈된다. 2358 초에 원자로냉각재계통의 압력은 저압안전주입펌프의 운전영역 이하로 떨어지므로, 하향유로로 저압안전주입유량이 공급된다.

약 200 초에 비등으로 인한 수위 감소로 갑자기 Loop Seal Clearing이 발생하고 축압기의 많은 냉각수가 저온관으로 주입되어 노심과 하향유로의 수위가 급격히 상승하여 노심영역을 가득 채우면 그림 3.1.51에서 보는바와 같이 수위는 어느 정도 안정 상태를 유지한다. 그림 3.1.51에는 하향유로와 노심의 수축수위가 나타나 있다. 수축 수위는 약 200 초 동안 사고초기에 파단면을 통한 냉각수 방출로 빠르게 감소하다가 축압기 냉각수가 공급된 직후에 최소가 된 후 빠르게 회복된다. 과도기간동안 노심의 수축수위는 1.56 m 이상을 유지하고 있음을 알 수 있다. 대형냉각재파단사고와 마찬가지로 파단 루프 쪽으로 유동이 생기기 때문에 파단 방향의 하향유로 수축 수위는 비파단 루프 쪽의 하향유로 수축 수위보다 조금 높게 유지된다.

#### (나) 질량 및 에너지 방출량 분석

저온관 소형 파단사고시에 질량 및 에너지 방출량은 대형 파단사고에 비해서 작다. 대형 파단사고는 사고 초기에 대부분의 원자로 냉각재 계통의 물이 모두 격납건물로 빠져 나와서, 첨두 압력을 나타낸다. 그러나 소형 파단 사고는 냉각재 계통의 물이 서서히 장시간에 걸쳐서 빠져 나온다. EQ curve 측면에서 보면, 초기의 첨두 온도와 압력은 대형 냉각재 상실사고에 의한 질량 및 에너지 방출량에 의해서 결정되고,  $10^3$ 초 이후의 EQ curve에서 경계 온도와 압력이 감소하기 시작하는 시점에서는 소형 냉각재 상실사고에 의해서 결정된다. 본 계산에서는 이를 위해서 소형 냉각재 상실사고 입력을 구축하고 해석을 수행하였다. 대상사고는 6인치 저온관 파단사고이다. 고리 2호기에서는 SBLOCA 질량 및 에너지 방출량 해석을 수행하지 않은 관계로 FSAR 데이터가 없어서 정량적인 분석을 위주로 하였다.

그림 3.1.52는 6인치 저온관 파단사고시에 질량 방출량을 보여주고 있다. 초기 첨두 방출량은 저온관 양단 파단 사고인 그림 3.1.40에 비해서 초기 첨두 방출량이 5% 정도 밖에 되지 않는다. 저온관 양단 파단사고는 취출기간과 취출후 기간이 뚜렷이 구분되는 반면에 6인치 저온관 파단사고는 구분이 되지 않고, 냉각재 계통의 물이 계속해서 방출된다. 취출후 기간에 해당되는 방출 유량은 저온관 양

단 파단사고에 비해서 1/3밖에 되지 않는다. 그러나 3000초 이후에는 급격히 증가하여 방출유량이 비슷하다. 3000초 이후에 방출량이 급격히 증가하는 이유는 저압 안전주입 펌프가 작동하여 300 kg/sec정도 되는 물을 하향 유로로 주입하기 때문이다.

그림 3.1.53은 6인치 저온관 파단사고시에 에너지 방출량을 보여주고 있다. 초기 첨두 에너지 방출은 저온관 양단 파단사고에 비해서 45%정도이다. 질량 방출량이 5%인 것에 비하면 9배 정도 크다. 이 이유는 압력과 온도가 높기 때문에 방출되는 엔탈피가 크기 때문이다.

그림 3.1.54는 6인치 저온관 파단사고시 적산 질량 방출량을 보여주고 있는데, 1500초까지의 방출량이 저온관 양단 파단 사고에 비해서 30%밖에 되지 않는다. 남은 물은 장시간 동안에 방출된다. 3000초이후에는 기올기가 급격히 증가하는 이유는 저압안전주입 펌프가 작동되어서 많은 물을 주입하기 때문이다.

그림 3.1.55는 6인치 저온관 파단 사고시에 적산 에너지 방출량이다. 1500초까지의 방출량은 저온관 양단 파단 사고에 비해서 48%이다. 질량 방출량에 비해서 큰 이유는 엔탈피가 높기 때문이다.

#### (4) 최적코드를 이용한 격납건물 P/T 분석

본문에서는 2. 나. (2). 절에서 구축한 격납건물 해석 코드 입력을 이용하여 격납건물 압력과 온도 해석을 수행하였다. 계산된 격납건물 압력 결과는 고리 2호기 FSAR의 데이터와 비교하였고, 온도 결과는 고리 2호기 기기 검증 곡선과 비교하였다.

본 연구에서는 개발중에 있는 LOCA 질량 및 에너지 방출량과 격납건물 압력과 온도를 동시에 해석하는 방법론을 사용하고 있다. RELAP5/MOD3.1/K 코드가 원자로 냉각재 계통의 파단시에 질량 및 에너지 방출량을 계산하고, CONTEMPT4/MOD5가 격납건물 배압 계산하여, 질량 및 에너지 방출량 해석에 경계 조건으로 사용하고 있다. 여기서 계산된 격납건물 압력과 온도를 기기 검증에 사용하기 위해서는 격납건물 압력 및 온도를 높이는 보수적인 가정을 사용해야 한다. 이러한 가정은 질량 및 에너지 방출량 해석에 사용되는 배압을 크게 하여 방출량을 감소시킬 수 있기 때문에 격납건물 배압에 대한 민감도 해석이 필요하다.

그림 3.1.56과 3.1.57은 격납 건물 배압 가정을 달리 하였을 때에 적산 질량

및 에너지 방출량의 결과이다. 여기서 Back Pressure(이하 BP)는 배압 해석용 입력으로써 격납건물 압력과 온도를 낮추는 방향의 입력을 사용한 것을 의미하고, Pressure and Temperature(이하 PT)는 압력해석용 입력으로써 격납건물 압력과 온도를 높이는 방향의 입력을 사용한 것을 의미한다. 고리 2호기 FSAR LOCA M/E 해석에서는 배압을 격납건물 설계 압력인 44.8 psig를 사용하였는데, 이것에 대한 영향도 평가하였다. 해석 결과는 격납건물 입력으로 BP나 PT를 사용해도 질량 및 에너지 방출량은 큰 차이가 없는 것을 알 수 있다. 그러나 설계 압력인 44.8 psig를 사용하면 질량 및 에너지 방출량이 감소한다. 이 결과는 LOCA M/E 해석시에 격납건물 배압을 계산할 때에 격납건물 압력 해석용 입력을 사용해도 질량 및 에너지 방출량이 감소하지 않는다는 것을 의미한다.

그림 3.1.58은 격납건물 배압 가정을 달리 하였을 때에 격납건물 압력 해석 결과이다. 격납건물 압력 해석용 입력을 사용하는 것이 배압 해석용이나 고리 2호기 FSAR의 결과보다 높은 압력을 보이고 있다. 이 결과는 질량 및 에너지 방출량을 계산할 때에 격납건물 압력 해석용 입력으로 배압을 계산하면 그 압력과 온도 결과가 다른 가정보다 보수적인 결과를 야기하기 때문에 기기 검증용으로 사용할 수 있다는 것을 의미한다.

그림 3.1.59와 3.1.60은 CONTEMPT4/MOD5로 계산된 격납건물 압력을 고리 2호기 FSAR의 격납건물 압력 데이터와 비교한 것이다. 저온관과 고온관, 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 최대, 최소 안전주입 유량인 경우에 첨두 압력이 고리 2호기 FSAR 데이터에 비해서 5초정도 지연되어서 나타나고, 2 ~ 3 psig 정도 높은 결과를 보인다. 이것은 RELAP5의 해석 결과가 초기 파단 유량이 적게 계산되고, 이로 인해서 취출기간이 연장이 되어 에너지 방출이 더 많이 되기 때문이라고 판단된다. 그러나 첨두 압력 시간 이후에는 고리 2호기 FSAR 데이터보다 RELAP5의 해석 결과가 압력이 빨리 감소하는 경향을 보이고 있다. 이러한 경향은 기기 검증 측면에서는 1000초 이후에 기기 검증 곡선이 감소하므로 많은 여유도를 확보할 것으로 판단된다.

그림 3.1.60은 냉각재 흡입관 양단 파단시  $Cd = 0.6$ 인 경우에 격납건물 압력을 비교한 결과이다. 이 결과에 의하면 계산된 첨두 압력이 고리2호기 FSAR 데이터보다 1 psig정도 낮고, 첨두 압력 시간도 FSAR는 10초인 반면에 60초로 50초 정도 연장되었다. 그림 3.1.43과 3.1.44에서 보듯이 초기 방출량이 FSAR 데이터보다 상당히 낮은 관계로 취출기간이 연장이 되어 Fan cooler의 냉각 능력이 초기보다 첨두 압력 시간에는 4배정도 증가되어 첨두 압력이 감소하는 것으로 보인다.

그림 3.1.61과 3.2.62는 참고문헌 [3.1.57]의 고리2호기 기기 검증 곡선과 계산된 격납건물 압력과 온도를 비교하였다. 그림 3.2.61은 압력에 대해서 비교한 것이다. 이 결과에 의하면 10초 근처에서 첨두 압력 시간에 기기 검증 곡선을 10초동안 초과하나, 이후에서 감소하여 기기 검증 곡선에 비해서 상당히 많은 여유도를 보이고 있다. 대형 양단 파단인 경우는 취출기간이 끝나는 시점에서 첨두 압력을 보이나, 저온관 6인치 파단인 경우는 첨두 압력 시간이 지연되어서 250초경에 보이고 있다. 그림 3.2.62는 온도에 대해서 비교한 것이다. 대형 파단인 경우에 초기 20초 동안에는 기기 검증 곡선을 초과한다. 전체 기기 검증 시간인  $10^6$ 초에 비해서는 미미한 시간이지만, 초기 질량 및 에너지 방출량을 감소하여 기기 검증 곡선을 만족하도록 하는 것이 바람직하다. 저온관 6인치 파단인 경우는 250초에 첨두 온도(282 °F)를 보이나, 기기 검증 곡선의 최고 온도 (286 °F)보다는 낮다.

#### 라. 결론

우리나라에서는 고리 1 호기 주기적 안전성 평가(PSR)의 시작을 계기로 PSR에 대한 기술 개발에 많은 관심이 고조되어 있다. 본 연구는 한국전력연구원의 주관으로 2002년까지 웨스팅하우스 원전 기기 검증용 사고 분석 기술개발을 목표로 수행되고 있다. 본 연구의 최종 목표는 최적 평가 코드를 이용한 WH형 원전 기기 검증용 사고 분석 기술 개발에 있으며, 1단계 1차년도 연구목표는 국내외 기기 내환경 검증 사고 분석 경험 자료 수집 및 검토, 최적 코드를 이용한 LOCA 질량 및 에너지 방출량 해석 적용성 평가, 고리 2호기 LOCA M/E 방출량 적용성 평가를 위한 입력 구축이다. 2차년도 연구목표는 1차년도에 구축한 코드 입력을 기초로 파단 스펙트럼에 대한 LOCA 질량 및 에너지 방출량을 계산하고, 기기 검증에 사용할 수 있도록 격납건물 온도와 압력 해석을 수행하기 위한 LOCA M/E 방출 입력 연계 체계를 구축하는데 목적이 있다. 다음은 1단계에서 수행된 주요 연구 내용과 결과를 정리한 것이다.

(1) 국내외 기기 내환경 검증 사고 분석 경험자료 수집을 통해서, 미국의 Kewaunee 원전과 슬로베니아의 Krsko 원전의 기기 내환경 분석자료를 입수하였다. 아울러 이들 원전에 적용된 기기 검증에 관한 주요 규제 관련 자료를 수집 검토하였다. 현재 기기 검증에 적용되는 규제는 1E Bulletin 79-01B, NUREG-0588, Regulatory Guide 1.89등이 있으며, 이것들이 최종적으로 법제화되어 10 CFR50.49가 되었다. 특히 기기 검증관련 질량 및 에너지 방출량 해석 관련 규제는 크게 두 가지 Category로 분류되어 있다. Category I은 IEEE Std. 323-1974에 의거하여 검증된 기기에 적용하며, 1974년 7월 1일 이후 건설허가가 난 발전소에 적용 가능하다. Category II는 IEEE Std. 323-1971에 의거하여 검증된 기기에 적

용하며, 1974년 7월 1일 이전 건설허가가 난 발전소에 적용 가능하다. Kewaunee 원전과 Krsko 원전은 Category II에 해당된다. Kewaunee 원전에서는 LOCA M/E 해석에는 웨스팅하우스 1979 모델을 사용하였으며, MSLB M/E 해석에는 RETRAN 코드를 사용하였고, 격납건물 해석에는 COCO 코드를 사용하였다. Krsko 원전에서는 LOCA 해석에는 웨스팅하우스의 LOCA 해석방법론을 사용하였으며, MSLB M/E 해석에는 RELAP5/MOD2과 같은 최적 코드를 사용하였다. 고리 1호기에서는 증기발생기를 교체하면서 수행한 LOCA M/E 해석방법론은 웨스팅하우스 1979 모델을 사용하였는데, 웨스팅하우스 1975년 모델에 비해서 격납건물 압력/온도가 6% 감소하는 차이를 보이고 있다.

(2) 웨스팅 하우스의 LOCA M/E 해석 방법론에 관한 자료를 입수하여 검토하였다. 검토된 내용을 LOCA M/E 해석 요건인 SRP 6.2.1.3과 비교하였다.

(3) 고리 2호기의 원전 기기 검증을 위하여 저온관, 고온관, 냉각재 펌프 흡입관의 대형 및 저온관의 소형 냉각재 상실사고를 분석하였다. 냉각재상실사고로 인한 핵증기공급시스템의 상세한 열수력학적 거동분석은 최적 분석 코드인 RELAP5/MOD3 코드를 이용하여 분석하였으며, 원자로냉각재계통에서 방출된 질량 및 에너지로 인한 격납건물의 상세한 열수력학적 거동분석은 CONTEMPT4/MOD5 코드를 이용하여 분석하였다.

(4) 본 분석에 사용된 고리 2호기의 정상상태 102% 출력 운전조건 및 각종 설정치들은 최신 설계 자료들을 주로 참조하여 생산되었고 기존 RELAP5 입력자료로부터 바뀐 입력자료들에 대하여 본 연구에서 상세히 기술하였다. 먼저 과도상태인 100% 출력의 정상상태 운전을 분석하여 본 결과, 정상상태의 RELAP5/MOD3 분석 결과값은 설계값과 잘 일치하였다. 최종 해석 결과는 최적 평가용 코드입력을 기본으로써 고리 2호기 FSAR의 보수적인 LOCA M/E 방출 해석방법론을 적용하기 위해 일부 원전자료를 수정 보완한 보수적인 입력을 활용하여 계산되었다. 질량 및 에너지 방출해석을 위한 사고종류는 저온관, 고온관, 냉각재펌프 흡입관 양단파단사고의 대형 냉각재 상실사고 및 저온관 6인치의 소형 냉각재 상실사고를 분석하였다. 고리 2호기 FSAR의 격납건물 압력이 가장 큰 냉각재 펌프 흡입관 파단사고인 경우에는 최적평가용 코드를 이용한 결과가 고리 2호기 FSAR보다 질량 및 에너지 방출량이 적은 것으로 나타났다.

(5) 격납건물 해석을 위한 연계체계 확립을 위해서 격납건물 해석용 코드를 이용하여 격납건물 압력 및 온도 해석을 동시에 수행하였다. 이 해석을 수행하기 위해서 CONTEMPT4/MOD5 입력자료를 구축하였으며, 해석결과는 고리 2호기 FSAR의 결과와 비교해 볼 때, 격납건물 압력이 낮은 것으로 나타났다.

표 3.1.18 원자로 냉각재 펌프 흡입관 파단시 취출기간 중  
질량 및 에너지 방출량

<u>BLOWDOWN MASS AND ENERGY RELEASE</u>		
<u>DOUBLE ENDED PUMP SUCTION</u>		
<u>TIME</u> <u>(sec)</u>	<u>MASS RATE</u> <u>(lbm/sec)</u>	<u>ENERGY RATE</u> <u>(Btu/sec)</u>
1.00000E-08	7.60962E+04	4.35372E+07
2.50514E-02	7.60962E+04	4.35372E+07
1.00109E-01	7.45230E+04	4.26877E+07
2.00167E-01	7.92242E+04	4.55564E+07
2.75188E-01	8.08891E+04	4.66974E+07
3.50098E-01	7.64028E+04	4.42855E+07
4.25180E-01	7.02060E+04	4.09828E+07
5.00298E-01	6.84320E+04	4.02016E+07
6.00226E-01	6.67341E+04	3.95049E+07
7.00253E-01	6.49364E+04	3.87345E+07
8.00244E-01	6.33041E+04	3.79953E+07
9.00162E-01	6.12665E+04	3.69558E+07
1.02511E-00	5.83061E+04	3.53293E+07
1.20005E+00	5.40586E+04	3.29140E+07
1.40007E+00	4.94042E+04	3.02754E+07
1.60006E+00	4.47003E+04	2.76214E+07
1.80011E+00	4.02194E+04	2.50306E+07
2.20024E+00	3.47981E+04	2.19291E+07
3.00030E+00	2.97418E+04	1.91522E+07
4.00025E+00	2.45997E+04	1.62065E+07
5.00080E+00	2.03929E+04	1.38930E+07
6.00089E+00	1.55677E+04	1.09029E+07
7.00055E+00	1.26473E+04	8.65105E+06
8.00053E+00	1.07442E+04	6.87616E+06
9.00019E+00	7.91227E+03	4.89966E+06
1.02501E+01	4.09159E+03	2.18037E+06
1.12501E+01	9.47256E+02	5.27136E+05
1.17503E+01	5.79933E+01	7.57681E+04
1.20005E+01	0.	0.



표 3.1.19 최대 안전 주입 유량 원자로 냉각재 펌프 흡입관 파단시  
재관수 기간 중 질량 및 에너지 방출량

REFLOOD MASS AND ENERGY RELEASE  
DOUBLE ENDED PUMP SUCTION MAX SI

<u>TIME</u> <u>(sec)</u>	<u>MASS RATE</u> <u>(lbm/sec)</u>	<u>ENERGY RATE</u> <u>(Btu/sec)</u>
1.1990000E+01	0.	0.
1.2000000E+01	0.	0.
1.2980000E+01	3.5544811E+02	4.6157354E+05
1.7010000E+01	2.9444123E+02	3.8212434E+05
2.0000000E+01	2.9368732E+02	3.8094877E+05
2.2010000E+01	2.9155924E+02	3.7806339E+05
3.2010000E+01	2.8739812E+02	3.7203937E+05
5.0000000E+01	2.8194989E+02	3.6388386E+05
5.2010000E+01	2.8125823E+02	3.6287274E+05
9.2010000E+01	2.7397772E+02	3.5104304E+05
1.0000000E+02	2.7271552E+02	3.4894634E+05
1.3201000E+02	2.6760243E+02	3.4052341E+05
1.7201000E+02	2.5643587E+02	3.2398012E+05
2.0000000E+02	2.4571906E+02	3.0888137E+05
2.1201000E+02	2.4181957E+02	3.0343463E+05
2.5201000E+02	2.2439492E+02	2.7968818E+05
2.9201000E+02	2.0551964E+02	2.5469469E+05
3.1201000E+02	1.9524162E+02	2.4129254E+05
3.1621900E+02	1.9260915E+02	2.3788132E+05
3.1622100E+02	6.8687804E+01	8.4822302E+04
5.0000000E+02	5.7797050E+01	7.1330187E+04
1.0000000E+03	4.4901727E+01	5.5345026E+04
1.4999990E+03	3.9745177E+01	4.8938254E+04
1.5000010E+03	4.7183306E+01	5.8095560E+04
2.0000000E+03	4.3787270E+01	5.3856561E+04
5.0000000E+03	3.3401768E+01	4.0873131E+04
1.0000000E+04	2.7394436E+01	3.333018E+04
2.0000000E+04	2.2520765E+01	2.7200879E+04
5.0000000E+04	1.7403998E+01	2.0793824E+04
1.0000000E+06	6.8373521E+00	8.0508695E+03

ENTRAINMENT ENDS AT 316.22 SECONDS

표 3.1.20 최대 안전 주입 유량 원자로 냉각재 펌프 흡입관 파단시 Froth 방출량

FROTH RELEASES

DOUBLE ENDED PUMP SUCTION GUILLOTINE MAX SI

TIME SECONDS	STEAM RELEASE		WATER RELEASE	
	LBM/SEC	BTU/SEC	LBM/SEC	BTU/SEC
3.1622E+02	1.3951E+02	1.7017E+05	4.5599E+02	6.3262E+04
3.2122E+02	1.3979E+02	1.7039E+05	4.5571E+02	6.3106E+04
3.2622E+02	1.4005E+02	1.7059E+05	4.5545E+02	6.2954E+04
3.3122E+02	1.3981E+02	1.7018E+05	4.5569E+02	6.2932E+04
3.3622E+02	1.4004E+02	1.7034E+05	4.5546E+02	6.2790E+04
3.4122E+02	1.3977E+02	1.6990E+05	4.5573E+02	6.2776E+04
3.4622E+02	1.3996E+02	1.7001E+05	4.5554E+02	6.2643E+04
3.5122E+02	1.4013E+02	1.7009E+05	4.5537E+02	6.2516E+04
3.5622E+02	1.4028E+02	1.7014E+05	4.5522E+02	6.2395E+04
3.6122E+02	1.4040E+02	1.7016E+05	4.5510E+02	6.2281E+04
3.6622E+02	1.4004E+02	1.6961E+05	4.5546E+02	6.2291E+04
3.7122E+02	1.4011E+02	1.6957E+05	4.5539E+02	6.2189E+04
3.9122E+02	1.4055E+02	1.6960E+05	4.5495E+02	6.1742E+04
4.2122E+02	1.4028E+02	1.6851E+05	4.5522E+02	6.1314E+04
4.5622E+02	1.4040E+02	1.6775E+05	4.5510E+02	6.0697E+04
4.8622E+02	1.4064E+02	1.6725E+05	4.5486E+02	6.0129E+04
5.2122E+01 <sup>1</sup>	1.4092E+02	1.6664E+05	4.5458E+02	5.9463E+04
5.2622E+02 <sup>2</sup>	5.7536E+01	6.7745E+04	5.3796E+02	8.1196E+04
5.6622E+02	5.6535E+01	6.6568E+04	5.3896E+02	8.0772E+04
6.1122E+02	5.5507E+01	6.5357E+04	5.3999E+02	8.0260E+04
6.5622E+02	5.4566E+01	6.4249E+04	5.4093E+02	7.9713E+04
7.0122E+02	5.3699E+01	6.3228E+04	5.4180E+02	7.9132E+04
7.4622E+02	5.2896E+01	6.2283E+04	5.4260E+02	7.8518E+04
7.9122E+02	5.2149E+01	6.1404E+04	5.4335E+02	7.7872E+04
8.3622E+02	5.1452E+01	6.0582E+04	5.4405E+02	7.8357E+04
8.8122E+02	5.0797E+01	5.9812E+04	5.4470E+02	7.7589E+04
9.7122E+02	4.9601E+01	5.8402E+04	5.4590E+02	7.7006E+04
1.0612E+03	4.8539E+01	5.7153E+04	5.4696E+02	7.7079E+04
1.1512E+03	4.7584E+01	5.6028E+04	5.4792E+02	7.6505E+04
1.2412E+03 <sup>3,4</sup>	4.6714E+01	5.5003E+04	5.4879E+02	7.5920E+04

1 Broken loop steam generator heat removal rate = 77000 Btu/sec

2 Time broken loop steam generator cools down

3 Time intact loop steam generators cools down

4 Intact loop steam generator heat removal rate = 33000 Btu/sec

표 3.1.21 정규 잔열 데이터

\*NORMALIZED DECAY HEAT

<u>TIME</u> <u>(SECONDS)</u>	<u>DECAY HEAT FRACTION</u> <u>BTU/BTU</u>
1.0000E+02	4.3620E-02
2.0000E+02	3.6610E-02
4.0000E+02	3.1470E-02
8.0000E+02	2.5970E-02
1.0000E+03	2.4220E-02
2.0000E+03	1.9000E-02
4.0000E+03	1.5240E-02
8.0000E+03	1.2150E-02
1.0000E+04	1.1250E-02
2.0000E+04	9.1990E-03
4.0000E+04	7.5790E-03
8.0000E+04	6.2720E-03
1.0000E+05	5.8460E-03
2.0000E+05	4.6590E-03
4.0000E+05	3.6410E-03
8.0000E+05	2.7470E-03
1.0000E+06	2.4810E-03
2.0000E+06	1.8270E-03
4.0000E+06	1.1830E-03
8.0000E+06	7.6590E-04
1.0000E+07	6.6590E-04

\*Total decay heat found by multiplying fraction by reactor power  
 $1.902 \times 10^6$  Btu/sec.

표 3.1.22 재관수후 단계 질량 및 에너지 방출량 요약

기간 (sec)	전체 질량 방출량 (lbm/sec)	전체 에너지 방출량 (Btu/sec)
Froth 방출기간 316 초 ~ 526 초	표 3.2.3	표 3.2.3
과단된 루프 평형 기간 526 초 ~ 552 초	137 (표3.2.3 참조)	161,810 (표3.2.3 참조)
과단된 루프 감압 기간 552 초 ~ 1241 초	표 3.2.3 + 4.41 (질량 비등율)	표 3.2.3 + 5143
건전한 루프 평형 기간 1241 초 ~ 1421 초	51.1 (46.7 + 4.41)	60144 (=5143+5.5 x 10 <sup>4</sup> )
건전한 루프 감압 기간 1421 초 ~ 4152 초	4.41 + 8.07 + 잔열	5143 + 9375 + 잔열
잔열 방출 기간 4152 초이후	잔열/잠열	잔열

표 3.1.23 WH의 LOCA M/E 해석 방법론과 SRP 6.2.1.3의 주요 검토 지침 비교(a)

평가항목		SRP	WH형 원전 방법론
에너지원	원자로 출력	102 %	Guaranteed NSSS thermal power output (MWt) = 1882 MWt Engineered safety features design rating(ESDR) = 1967 MWt 102% of ESDR
	MTC, void reactivity	보수적인 데이터	보수적인 데이터
	Decay heat	부록 9.2.5.1 혹은 1971 모델	Westinghouse standard decay heat curve - analogous ANS+20% decay heat curve
	초기 핵연료 저장 에너지	Limiting burnup에 대한 온도분포 및 UO <sub>2</sub> 전도도, 간격전도도	온도분포 계산시에 gap size, gas composition, pellet density, radial power distribution등을 고려.
	Metal Water reaction	Baker-Just Metal-Water Reaction	Baker-Just Metal-Water Reaction
	fuel clad swell and rupture model	고려안함	고려안함
Break Size and Location		worst한 경우를 파악하기 위해서 위치, 크기, 형태 스펙트럼 필요	스펙트럼 수행
취출단계 열수력 모델	Subcompartment Analysis	SATAN-V	SATAN-V
	RCS초기 질량	102% 출력의 온도와 압력에서 계산된 부피를 기준	RCS volume에 3% margin을 추가.
	RCS 냉각재와의 열전달	Nucleate boiling heat transfer	Jens-Lottes correlation for tube side
	RCS내의 증기와의 열전달	Forced convection	McEligot
	이차냉각재와 튜브와의 열전달	Natural convection	McAdam
	증기와 튜브와의 열전달	Condensing heat transfer coefficient	이차측 tube는 물에 잠겨 있음. 응축을 고려 안함.

표 3.1.23 WH의 LOCA M/E 해석 방법론과 SRP 6.2.1.3의 주요 검토 지침 비교(b)

재관수단계 열수력 모델	취출종료시 조건	취출종료시 원자로내부 냉각재 포화 상태 또는 재충수단계 생략	재충수 단계 생략
	노심 flooding rate 계산 모델	격납건물 압력을 최대화하는 비상노심냉각계통 운전 조건에 기초	보수적으로 격납건물 압력을 최대화
	Carryout rate fraction model	<ul style="list-style-type: none"> <li>- PWR FLECHT 실험을 근거.</li> <li>- Liquid entrainment는 수위가 노심상부 2ft까지 계속</li> <li>- 46 cm(1.5 ft) : 0.05</li> <li>- 61 cm(2 ft) : 0.8</li> <li>- 304.8 cm(10 ft) : 0.8</li> <li>- Above 10 ft : 0.05</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- FLECHT 실험에 근거한 Westinghouse entrainment correlation</li> <li>- 물이 노심하부에 닿자마자 entrainment가 시작</li> <li>- FLECHT 데이터에 근거하여 보수적으로 10 ft까지 entrainment가 일어난다고 가정.</li> </ul>
	Steam Quenching 모델	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Steam quenching 모델은 실험데이터를 근거</li> <li>- Liquid entrainment 계산시에 ECCW와의 mixing으로 steam quenching에 의한 노심입구온도 상승을 고려.</li> </ul>	축압기 주입기간동안에 증기와 물의 응축은 고려하지 않는다.
	증기 모델	증기발생기를 통과한 증기는 이차측온도의 과열증기로 가정	이차측 온도의 과열 증기로 가정
재관수후 단계	잔여 에너지	재관수후단계에서 일차측과 이차측에 남아있는 에너지는 모두 제거되어야 한다.	재관수후 단계와 감압단계에서 잔여에너지가 모두 방출시키는 방법론
	증기냉각	증기냉각은 실험데이터에 근거해서 타당성 입증	증기와 물이 완전한 혼합을 고려
	재관수후 모델의 입증	재관수 후 모델은 적용가능한 실험데이터와 비교해서 정당화될 수 있음.	FLECHT-SET B의 데이터를 통해서 Froth model에 타당성을 보임
붕괴열 단계	붕괴열 모델	BTP ASB9-2의 모델과 같은 정도 혹은 큰 보수성을 지니면 허용	Westinghouse standard decay heat curve(analogous ANS+20% decay heat)
	증기 냉각	잔열에 의해서 발생하는 증기는 ECCS와 혼합이 적게 될 수 있는 유로로 격납건물로 빠져나간다고 가정	고려 안함.
	허용가능한 코드	SATAN-V	SATAN-V

표 3.1.24 사고분석에 사용된 설정치

항목	설정치
o Pressurizer Low Pressure Trip Setpoint, MPa (psia)	12.7208 (1845)
o Reactor Trip Delay Time, sec.	4.8
o Feedwater Trip Processing Delay Time, sec.	2.0
o Safety Injection Setpoint, MPa (psia)	11.8245 (1715)
Signal Delay Time, sec.	2.0
Startup Delay Time, sec.	25.0
o Downcomer Safety Injection Delay Time, sec.	180.0
o Accumulator Actuation Setpoint, MPa (psia)	4.7953 (695.5)
o MSSV #1 Valve Opening Setpoint, MPa (psia)	8.4138 (1220.315)
Closing Setpoint, MPa (psia)	7.7860 (1126.675)
o MSSV #2 Valve Opening Setpoint, MPa (psia)	8.5160 (1235.144)
Closing Setpoint, MPa (psia)	7.8630 (1140.434)

Note) No Emergency Feedwater Pump Actuation is Assumed in This Study.

표 3.1.25 유동전환 전 저온관 고압안전주입펌프 유량

저온관 압력 (Pa)	유동전환 전에 저온관으로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 유량 (kg/s)
0.0	17.0455
1.0e5	17.0455
14.8e5	16.2628
28.6e5	15.4552
42.4e5	14.5980
56.2e5	13.6352
70.0e5	12.5853
83.6e5	11.4486
97.5e5	10.1938
111.3e5	8.7588
125.1e5	7.0567
138.9e5	4.8204
152.7e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.54]의 표 2.8에 의하면, 유동전환 전에 저온관으로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프의 최적 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 274.4 gpm(= 17.0455 kg/s)이다.

표 3.1.26 유동전환 이후 하향유로 고압안전주입펌프 유량

Downcomer 압력 (Pa)	유동전환 이후 Downcomer로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 유량 (kg/s)
0.0	9.75271
1.0e5	9.75271
13.4e5	9.69059
14.8e5	14.8775
28.6e5	14.1321
42.4e5	13.3494
56.2e5	12.4611
70.0e5	11.5169
83.6e5	10.5043
97.5e5	9.4048
111.3e5	8.1997
125.1e5	6.7275
138.9e5	4.5036
152.7e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.54]의 표 2.9에 의하면, 유동전환 후에 Downcomer로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프의 최적 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 251.0 gpm(= 15.5919 kg/s)이 된다. 그러나, 표 2.9에는 Downcomer 압력이 200 psig 이하에서 한 대의 저압안전주입펌프가 작동되는 상황이 고려되어 있지 않다. 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.15-15와 표 4.15-16의 RCS 압력이 180 psig(= 13.4e5 Pa)일 때와 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 Maximum K's의 Downcomer 주입유량 차이가 약 157 gpm (= 9.75271 kg/s)정도 차이가 나는 것을 알 수가 있다. 따라서, 유동전환 이후 RCS 압력이 200 psig 이상에서는 고압안전주입펌프 유량은 표 2.9의 유량곡선을 따르고 180 psig 이하에서는 고압안전주입펌프로 유량은 저압안전주입펌프의 영향(Pump to Pump Interaction Effect)으로 9.75271 kg/s의 유량으로 Downcomer로 주입된다고 가정하였다.



표 3.1.27 유동전환 이후 저온관 고압안전주입펌프 유량

저온관 압력 (Pa)	유동전환 이후 저온관으로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 유량 (kg/s)
0.0	15.5484
1.0e5	15.5484
14.8e5	14.8341
28.6e5	14.0886
42.4e5	13.3121
56.2e5	12.4238
70.0e5	11.4796
83.6e5	10.4671
97.5e5	9.3738
111.3e5	8.1749
125.1e5	6.7089
138.9e5	4.4912
152.7e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.54]의 표 2.9에 의하면, 유동전환 후에 저온관으로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프의 최적 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 250.3 gpm(= 15.5484 kg/s)이다.

표 3.1.28 하향유로 저압안전주입펌프 유량

Downcomer 압력 (Pa)	Downcomer로 주입되는 한 대의 저압안전주입펌프 유량 (kg/s)
0.0	138.010
1.0e5	138.010
2.39e5	129.935
3.77e5	121.424
5.15e5	112.280
6.53e5	102.096
7.91e5	91.000
9.29e5	78.435
10.7e5	63.442
12.0e5	44.825
13.4e5	15.592
14.8e5	0.0

(계산 예) RCS 압력이 200 psig 이하에서 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-15의 Maximum K's의 저온관 주입유량과 참고문헌 [3.1.54]의 표 2.8의 저온관 최적 주입유량을 비교해보면, 유동전환 전에 저온관으로 주입되는 두 대의 고압안전주입펌프의 유량이 서로 비슷한 것을 알 수가 있다. 유동전환 전에 Downcomer에는 저압안전주입펌프 유량만 주입되므로 표 4.1.5-15에 있는 Maximum K's의 Downcomer 주입유량이 최적유량이라고 가정하면 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 2221.7 gpm(= 138.01 kg/s)이다.

표 3.1.29 발전소 초기 조건의 불확실성

매개 변수	불확실성
<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 원자로 열출력 (Reactor Thermal Power, RTP)</li> <li>○ 원자로냉각재계통의 온도</li> <li>○ 가압기 압력</li> <li>○ 가압기 수위</li> <li>○ 증기발생기 수위</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>± 2.0% RTP</li> <li>± 6.0% °F</li> <li>± 50 psi</li> <li>± 9.0% span</li> <li>+ 5.0%/- 7.5% span</li> </ul>

표 3.1.30 유동전환 전 저온관 고압안전주입펌프 최대 유량

저온관 압력 (Pa)	유동전환 전에 저온관으로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 최대 유량 (kg/s)
0.0	21.689
1.0e5	21.689
14.8e5	20.782
28.6e5	19.832
42.4e5	18.841
56.2e5	17.763
70.0e5	16.608
83.6e5	15.378
97.5e5	14.045
111.3e5	12.592
125.1e5	10.896
138.9e5	8.899
152.7e5	6.374
166.5e5	1.774
173.4e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-15에 의하면, 유동전환 전에 저온관으로 주입되는 고압안전주입펌프 두대의 최대 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 698.3 gpm(= 43.3778 kg/s)이다.

표 3.1.31 유동전환 이후 하향유로 고압안전주입펌프 최대 유량

Downcomer 압력 (Pa)	유동전환 이후 Downcomer로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 최대 유량 (kg/s)
0.0	11.731
1.0e5	11.731
13.4e5	11.498
14.8e5	18.306
28.6e5	17.481
42.4e5	16.630
56.2e5	15.747
70.0e5	14.747
83.6e5	13.691
97.5e5	12.539
111.3e5	11.262
125.1e5	9.821
138.9e5	8.026
152.7e5	5.721
166.5e5	1.410
173.4e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-15와 표 4.1.5-16에 의하면, 유동전환 전과 후에 Downcomer로 주입되는 두 대의 고압안전주입펌프 최대 유량의 차이는 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 (4820.1 - 4442.4) gpm(= 23.4627 kg/s)이 된다. 유동전환 이후 RCS 압력이 200 psig(=14.8e5 Pa) 이상에서는 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-16에 따라 두 대의 고압안전주입펌프 최대 유량은 598.4 gpm (= 36.6135 kg/s)이다.

표 3.1.32 유동전환 이후 저온관 고압안전주입펌프 최대 유량

저온관 압력 (Pa)	유동전환 이후 저온관으로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 최대 유량 (kg/s)
0.0	18.776
1.0e5	18.776
14.8e5	17.931
28.6e5	17.120
42.4e5	16.285
56.2e5	15.421
70.0e5	14.443
83.6e5	13.409
97.5e5	12.325
111.3e5	11.029
125.1e5	9.619
138.9e5	7.861
152.7e5	5.603
166.5e5	1.379
173.4e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-16에 의하면, 유동전환 후에 저온관으로 주입되는 두 대의 고압안전주입펌프 최대 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 604.5 gpm(= 37.5515 kg/s)이다.

표 3.1.33 하향유로 저압안전주입펌프 최대 유량

Downcomer 압력 (Pa)	Downcomer로 주입되는 한 대의 저압안전주입펌프 최대 유량 (kg/s)
0.0	137.981
1.0e5	137.981
2.39e5	129.905
3.77e5	121.398
5.15e5	112.251
6.53e5	102.066
7.91e5	90.975
9.29e5	78.405
10.7e5	63.412
12.0e5	44.795
13.4e5	15.552
14.8e5	0.0

계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-15에서 Downcomer로 주입되는 저압안전주입펌프 두 대의 최대 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 4442.4 gpm(= 275.9619 kg/s)이 된다.

표 3.1.34 유동전환 전 저온관 고압안전주입펌프 최소 유량

저온관 압력 (Pa)	유동전환 전에 저온관으로 주입되는 1/2 대의 고압안전주입펌프 최소 유량 (kg/s)
0.0	14.53
1.0e5	14.53
14.8e5	13.841
28.6e5	13.108
42.4e5	12.34
56.2e5	11.539
70.0e5	10.657
83.6e5	9.679
97.5e5	8.619
111.3e5	7.38
125.1e5	5.827
138.9e5	3.625
152.7e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-7에 의하면, 유동전환 전에 저온관으로 주입되는 고압안전주입펌프 한 대의 최대 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 467.8 gpm(= 29.06 kg/s)이다.

표 3.1.35 유동전환 이후 하향유로 고압안전주입펌프 최소 유량

Downcomer 압력 (Pa)	유동전환 이후 Downcomer로 주입되는 1/2 대의 고압안전주입펌프 최소 유량 (kg/s)
0.0	8.562
1.0e5	8.562
9.29e5	8.306
10.7e5	10.499
12.0e5	10.449
13.4e5	10.399
14.8e5	10.349
28.6e5	9.797
42.4e5	9.206
56.2e5	8.604
70.0e5	7.927
83.6e5	7.219
97.5e5	6.417
111.3e5	5.541
125.1e5	4.417
138.9e5	2.833
152.7e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-7과 표 4.1.5-8에 의하면, 유동전환 전과 후에 Downcomer로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 최소 유량의 차이는 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 (2868.2 - 2592.6) gpm(= 17.123 kg/s)이 된다.

표 3.1.36 유동전환 이후 저온관 고압안전주입펌프 최소 유량

저온관 압력 (Pa)	유동전환 이후 저온관으로 주입되는 1/2 대의 고압안전주입펌프 최소 유량 (kg/s)
0.0	11.129
1.0e5	11.129
14.8e5	10.579
28.6e5	10.011
42.4e5	9.411
56.2e5	8.793
70.0e5	8.101
83.6e5	7.38
97.5e5	6.557
111.3e5	5.662
125.1e5	4.516
138.9e5	2.892
152.7e5	0.0

(계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-8에 의하면, 유동전환 후에 저온관으로 주입되는 한 대의 고압안전주입펌프 최대 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 358.3 gpm(= 22.258 kg/s)이다.

표 3.1.37 하향유로 저압안전주입펌프 최소 유량

Downcomer 압력 (Pa)	Downcomer로 주입되는 1/2 대의 저압안전주입펌프 최소 유량 (kg/s)
0.0	80.525
1.0e5	80.525
2.39e5	74.65
3.77e5	67.795
5.15e5	60.365
6.53e5	51.355
7.91e5	40.549
9.29e5	26.786
10.7e5	0.0

계산 예) 참고문헌 [3.1.43]의 표 4.1.5-7에서 Downcomer로 주입되는 저압안전주입펌프 한 대의 최소 유량은 RCS 압력이 0 psig(= 1.0e5 Pa)일 때 2592.6 gpm(= 161.05 kg/s)이 된다.

표 3.1.38 Fan Cooler 냉각 능력 비교

격납건물 대기 온도 (°F)	Fan Cooler 냉각 능력 (x 10 <sup>6</sup> Btu/hr)	
	배압용	기기 검증용
140	6.04	20.16
160	11.76	25.88
180	18.27	32.39
200	22.98	37.1
220	29.18	43.3
240	43.37	57.49
260	55.45	69.57
280	67.97	82.09
320	67.97	82.09

표 3.1.39 고리 2 호기 수동 열 흡수원 데이터

No.	Description	Material	Thickness (ft)	기기 검증용 면적 (ft <sup>2</sup> )	배압용 면적 (ft <sup>2</sup> )
1.0	Interior Concrete	C	0.853	6150	6765
1.1	Interior Concrete	C	1.53	65612	72173
1.2	Interior Concrete	C	5.87	24680	27148
2.0	Refueling Walls	SS/C	0.0197/2.247	6092	6701
3.0	Refueling Walls	SS/C	0.0984/3.511	442	486
4.0	Sump Walls	SS/C	0.0623/6.562	454	499
5.0	Containment(Cyl.)	CS	0.125	46961	51657
6.0	Containment(Dome)	CS	0.0625	17420	19162
7.0	Polar Crane	CS	0.143	9710	10681
8.0	Embedments	CS/C	0.0888/2.0	5083	5591
9.0	Grating/Ladders	CS	0.0293	33511	36862
9.1	Misc. Structures	CS	0.0969	7739	8513
10.0	Mechanical Equipment	SS	0.00208	9759	10735
10.1	Mechanical Equipment	SS	0.0437	3772	4149
10.2	Mechanical Equipment	SS	0.0666	747	822
10.3	Mechanical Equipment	CS	0.0505	163	179
10.4	Mechanical Equipment	CS	0.106	8019	8821
11.0	Electrical Trays & Conduit	CS	0.0120	56602	62262
12.0	HVAC	CS	0.00396	42027	46229
12.1	HVAC	CS	0.0164	16230	17853
12.2	HVAC	CU	0.00024	234400*	257840
13.0	I&C	CS	0.0310	281	309
13.1	I&C	SS	0.0119	658	723
14.0	Piping Supports	CS	0.0209	14300	15730
15.0	Piping	CS	0.0203	6235	6858
15.1	Piping	CS	0.0824	312	343
15.2	Piping	SS	0.00103	12870	14157
15.3	Piping	SS	0.017	6350	6985
15.4	Piping	SS	0.0559	627	689
15.5	Piping	SS	0.115	1053	1158

Note : CU - copper, C - concrete, CS - carbon steel, SS - stainless steel

\* - not used in analysis

표 3.1.40 격납건물 재질에 대한 주요 물성치

재료	Thermal conductivity (Btu/hr-ft-°F)	Volumetric heat capacity (Btu/ft <sup>3</sup> -°F)
Concrete	0.80	28.4
Stainless steel	9.4	53.7
Carbon steel	26.0	53.9
air	0.1	0.017

표 3.1.41 단순화된 수동 열 흡수원

Description	구성 요소	기기 검증용 면적 (ft <sup>2</sup> )	배압용 면적 (ft <sup>2</sup> )
Interior Concrete	1.0, 1.1, 1.2	96442	106086
SS/Concrete	2.0, 3.0, 4.0	6988	7686.8
CS/Concrete	8.0	5083	5591
Thin SS	10.0, 15.2	22629	24891
Average SS	13.1, 15.3	7008	7708.8
Thick SS	10.1, 10.2, 15.4, 15.5	6199	6818.9
Thin CS	12.0	42027	46229.7
Average CS	9.0, 10.3, 11.0, 12.1, 13.0, 14.0, 15.0	127322	140054
Thick CS	7.0, 9.1, 10.4, 15.1	25780	28358
Containment Dome	6.0	17420	19162
Containment Cyl.	5.0	46961	51657



표 3.1.42 원자로냉각재계통 초기 조건  
- 100% 출력 정상 상태

원전 변수	목표 초기값	해석값
노심 열출력 (MWt)	1876	1876
가압기 압력 (bar, psia)	155.132, 2250	155.136, 2250.062
가압기 수위 (%)	60.0	60.15
원자로냉각재계통 유량 (kg/sec)	8952.15	8952.2
노심 우회유량 분량 (%)	4.5	4.5
원자로냉각재계통 평균온도 (K)	579.2611	579.258
증기발생기 압력 (bar, psia)	63.4327, 920	63.4282, 919.95
증기발생기 수위 (m)	12.752	12.7443
주증기관 유량 (kg/sec)	514.7	513.77
급수 온도 (K)	494.3	494.3
증기발생기 순환비	3.7	3.702

표 3.1.43 원자로냉각재계통 초기 조건 - 보수적인 평가모델의 정상상태

원전 변수	목표 초기값	해석값
노심 열출력 (MWt)	$1876 * 1.02 = 1913.52$	$1876 * 1.02 = 1913.52$
가압기 압력 (bar, psia)	158.5791, 2300	158.579, 2300
가압기 수위 (%)	69.0	69.1
원자로냉각재계통 유량 (kg/sec)	-	9100.6
노심 우회유량 분량 (%)	-	4.43
원자로냉각재계통 평균온도 (K)	-	579.6
증기발생기 압력 (bar, psia)	63.4327, 920	63.3942, 919.46
증기발생기 수위 (m)	12.914	12.9153
주증기관 유량 (kg/sec)	525.0	524.06
급수 온도 (K)	494.3	494.3
증기발생기 순환비	-	3.646

표 3.1.44 저온관 양단파단 사고의 이력

사건	시간 (초)
냉각재흡입관 양단 파단사고 및 소외전원 상실 발생	0
가압기 저압력 원자로 정지 설정치 도달, 원자로 정지 및 터빈 정지, 주급수 펌프 정지	4.0775
안전주입 설정치 도달	12.26
2차측이 원자로냉각재계통의 열원으로 작용	5.095
축압기 물 주입 시간 (파단측, 비파단측)	28.875, 29.89
고압안전주입 (저온관) 및 저압안전주입 (하향유로) 시간	32.095
End of Blowdown (격납건물 압력 = 원자로냉각재계통압력)	50.695
축압기 물 주입 종료 시간 (파단측, 비파단측)	69.3225, 69.5275
고압안전주입 시간 (하향유로 및 저온관)	187.095

표 3.1.45 냉각재흡입관 양단 파단 사고의 이력 (최대 안전주입 유량, Cd=0.6)

사건	시간 (초)
저온관 양단파단사고 및 소외전원 상실 발생	0
가압기 저압력 원자로 정지 설정치 도달, 원자로 정지 및 터빈 정지, 주급수 펌프 정지	2.905
안전주입 설정치 도달	3.805
축압기 물 주입 시간 (파단측, 비파단측)	4.835, 7.705
2차측이 원자로냉각재계통의 열원으로 작용	9.92
End of Blowdown (격납건물 압력 = 원자로냉각재계통압력)	12.805
고압안전주입 (저온관) 및 저압안전주입 (하향유로) 시간	30.855
축압기 물 주입 종료 시간 (파단측, 비파단측)	35.2225, 37.055
고압안전주입 시간 (하향유로 및 저온관)	185.855

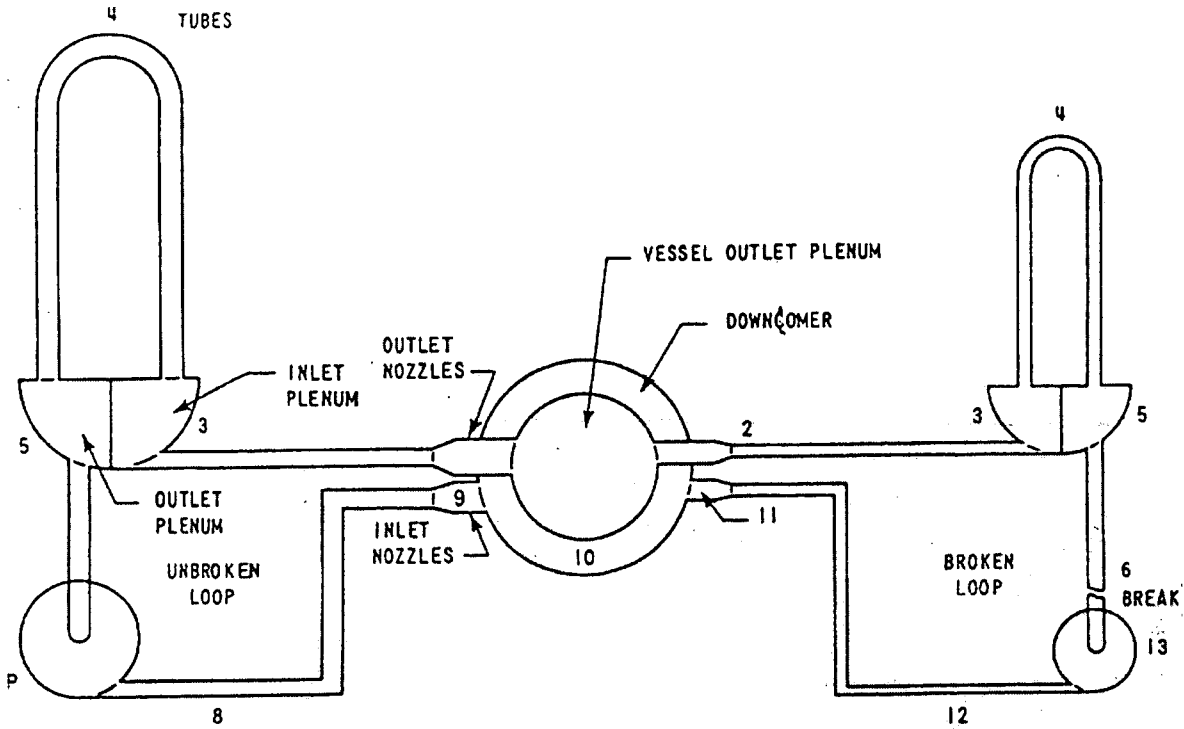


그림 3.1.28 펌프 흡입관 파단에 대한 WREFLOOD 코드의 19 요소에 대한 루프 모델

표 3.1.46 저온관 소형파단사고의 사고 이력

사건	시간 (초)
저온관 파단사고 발생	0
가압기 저압력 원자로 정지 설정치 도달	5.0025
안전주입 설정치 도달	6.885
원자로 정지 및 터빈 정지, 소외전원 상실	9.8025
주급수 펌프 정지	11.8025
고압안전주입 (저온관) 시간	33.89
2차측이 원자로냉각재계통의 열원으로 작용	101.1
고압안전주입 시간 (하향유로 및 저온관)	188.89
축압기 물 주입 시간 (파단측, 비파단측)	190.7975, 190.8425
축압기 물 주입 종료 시간 (파단측, 비파단측)	1702.47, 1702.65
저압안전주입 시간 (하향유로)	2358

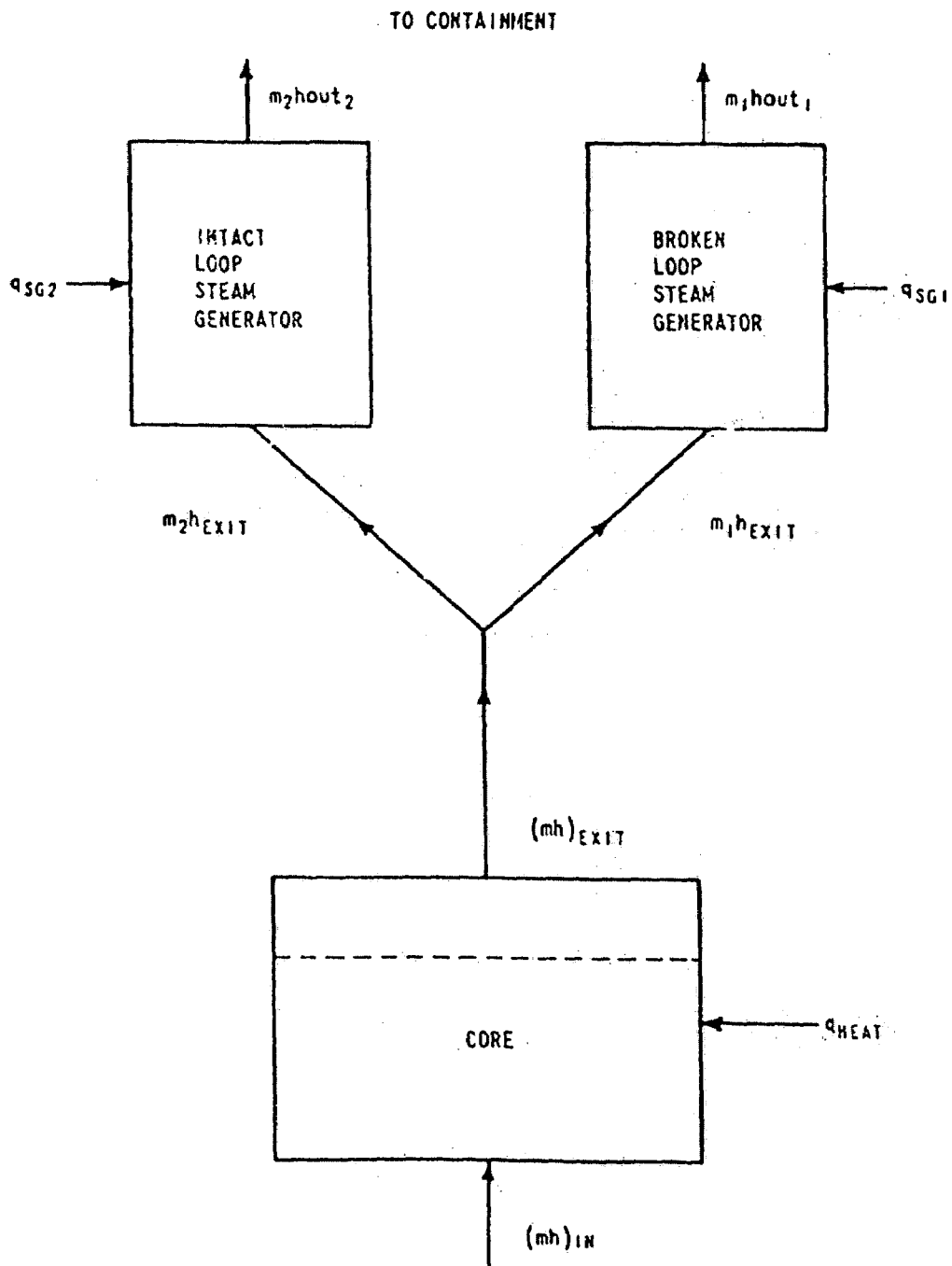


그림 3.1.29 에너지 균형 모델

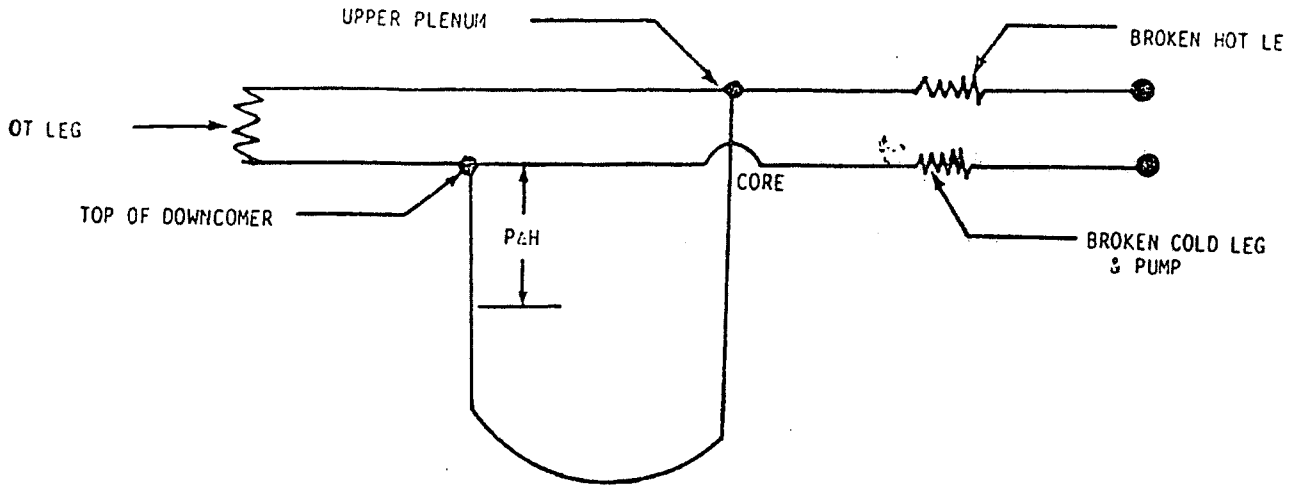


그림 3.1.30 재관수후 루프 저항 모델

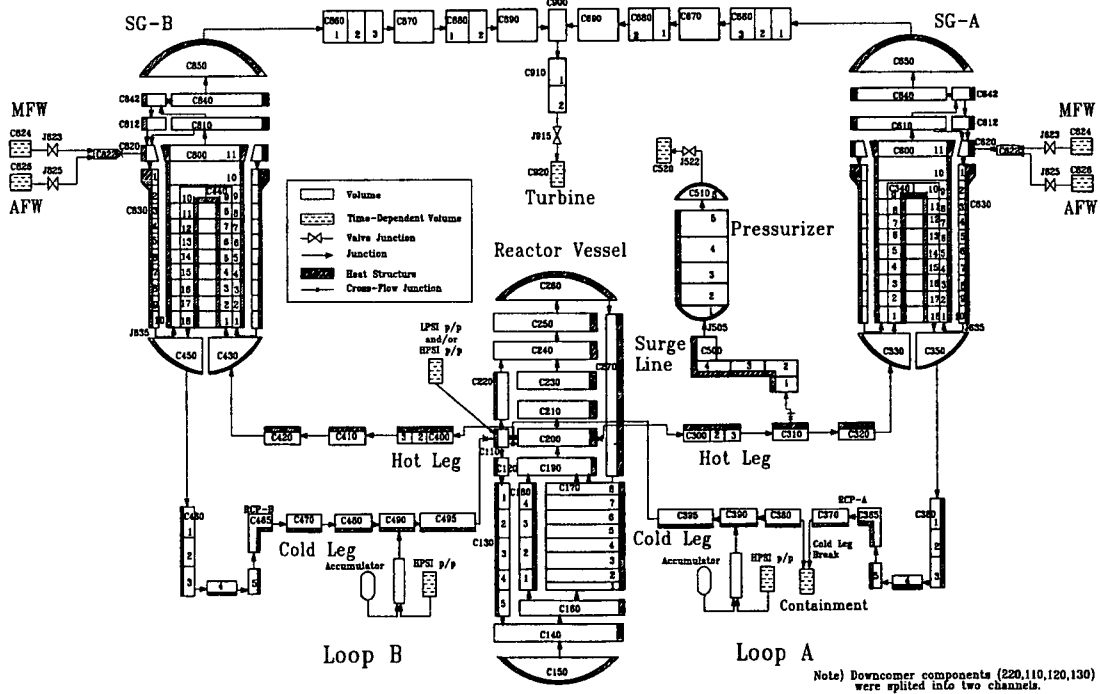


그림 3.1.31 고리 2호기 냉각재상실사고 질량 및 에너지 방출 분석을 위한 RELAP5/MOD3 Nodalization

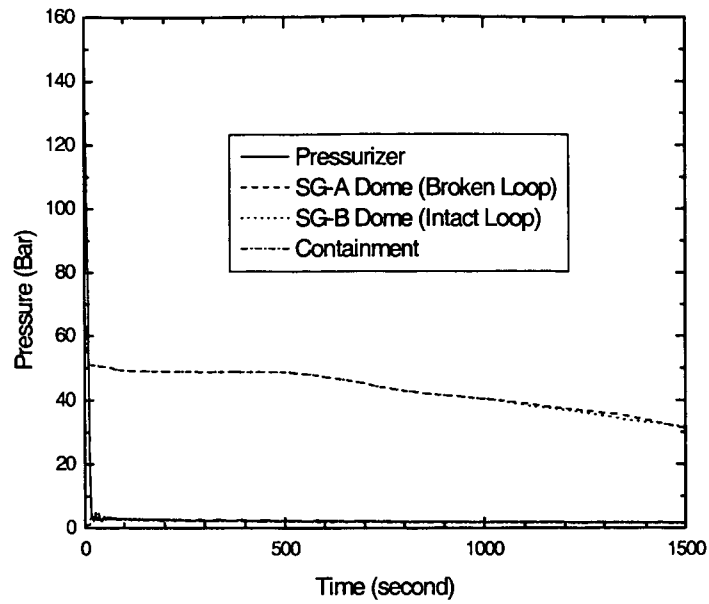


그림 3.1.32 가압기, 증기발생기, 격납건물의  
압력거동 - 저온관 양단파단

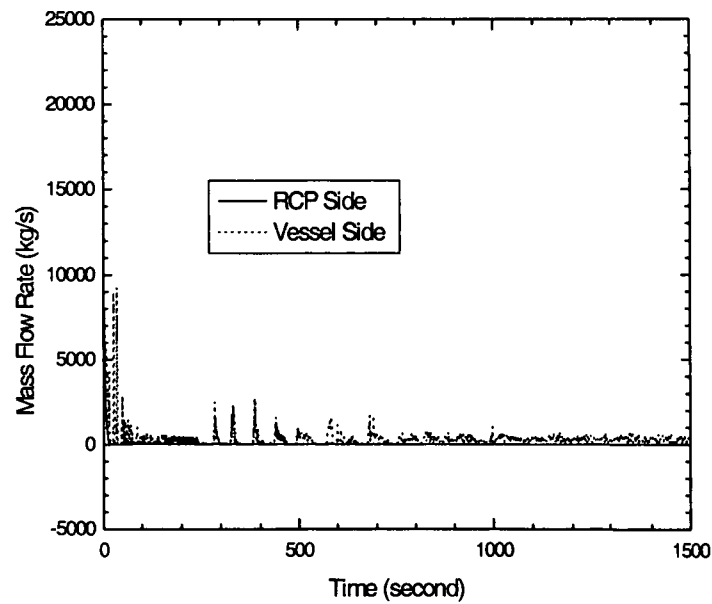


그림 3.1.33 파단면을 통해 방출되는 질량 유량  
- 저온관 양단파단

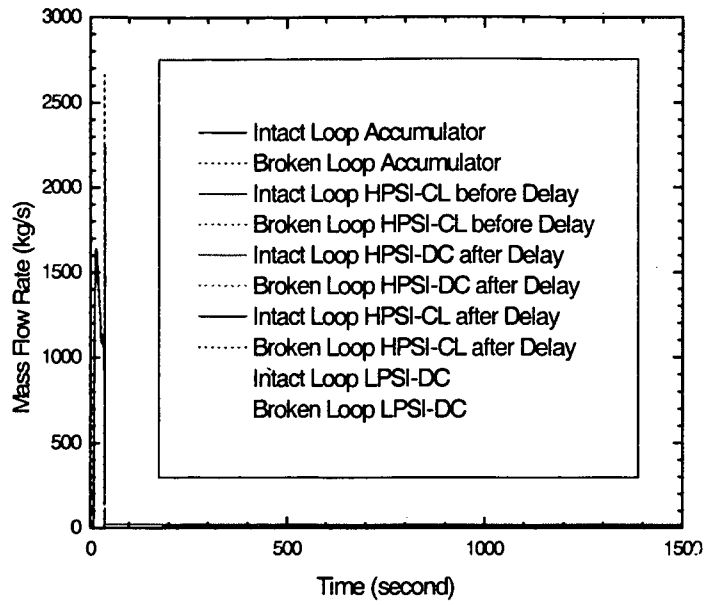


그림 3.1.34 안전주입계통의 질량유량 거동  
- 저온관 양단 파단

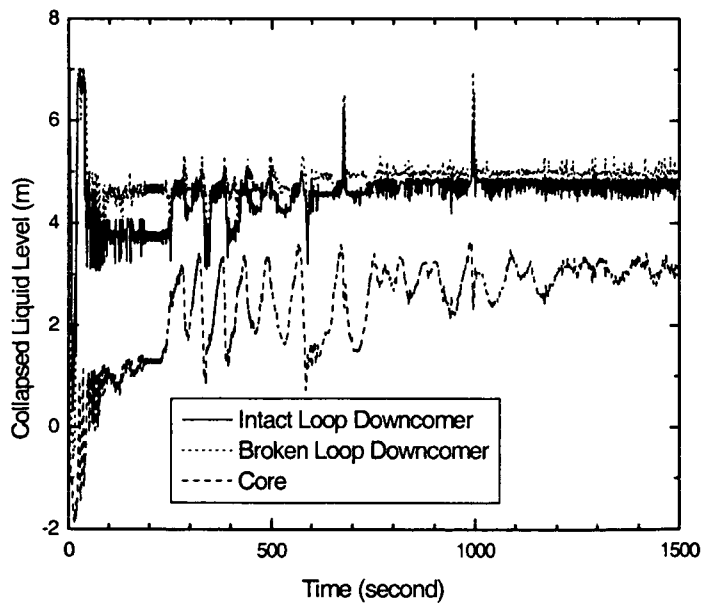


그림 3.1.35 하향유로와 노심의 수축 수위  
- 저온관 양단파단

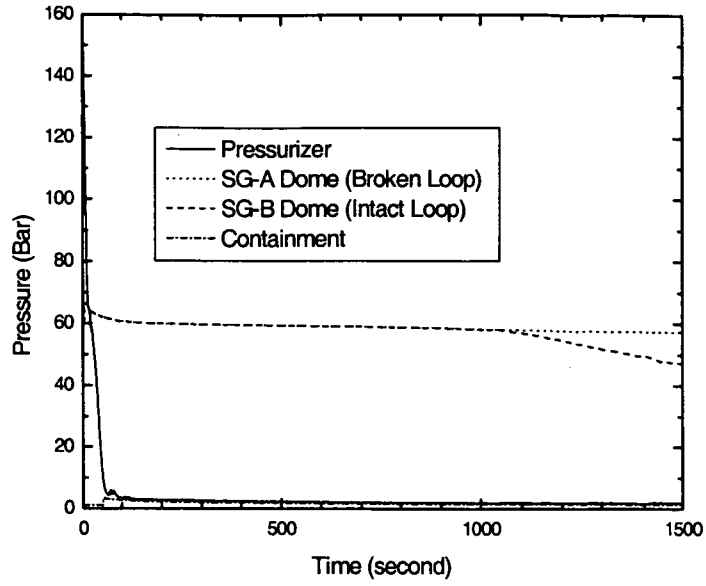


그림 3.1.36 가압기, 증기발생기, 격납건물의  
 압력거동 - 흡입관 양단파단 (최대 안전주입 유량  
 $C_d=0.6$ )

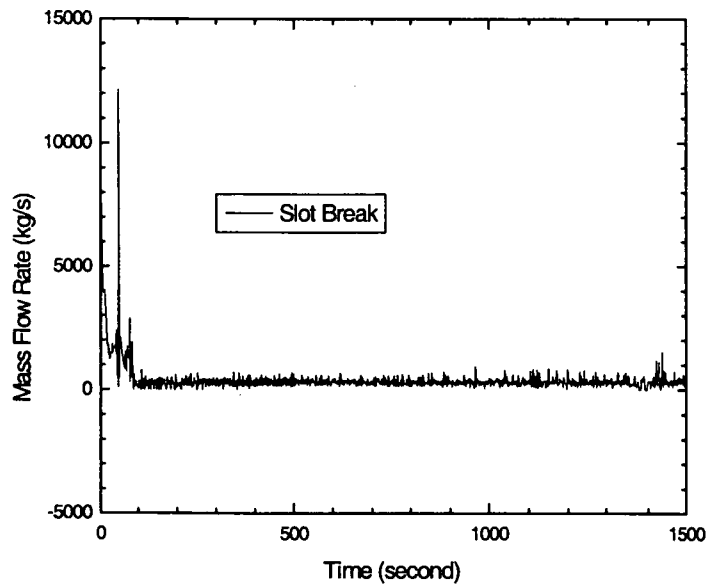


그림 3.1.37 파단면을 통해 방출되는 질량 유량  
 - 흡입관 양단파단 (최대 안전주입 유량,  $C_d=0.6$ )



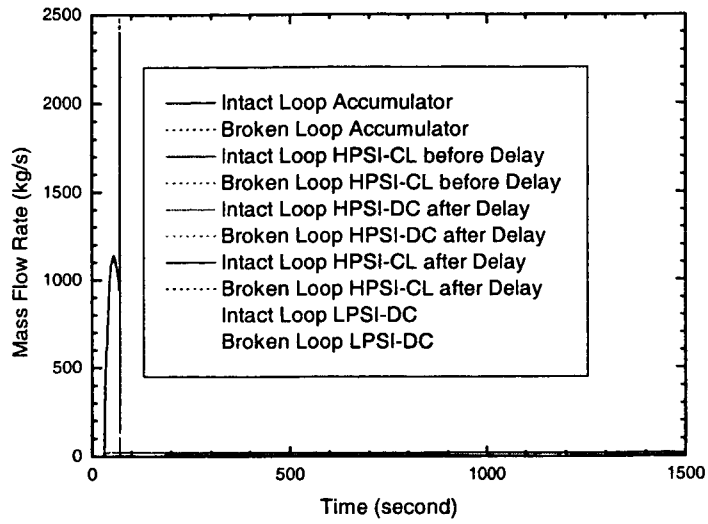


그림 3.1.38 안전주입계통의 질량유량 거동  
 흡입관 양단 파단 (최대 안전주입 유량,  $C_d=0.6$ )

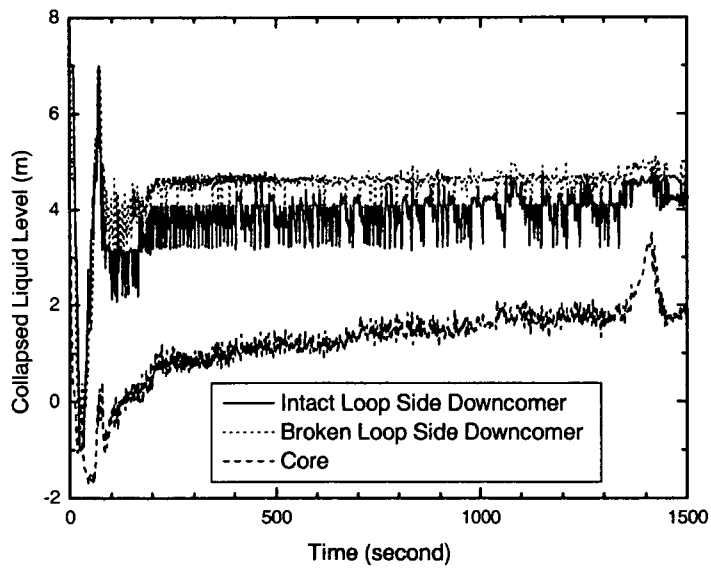
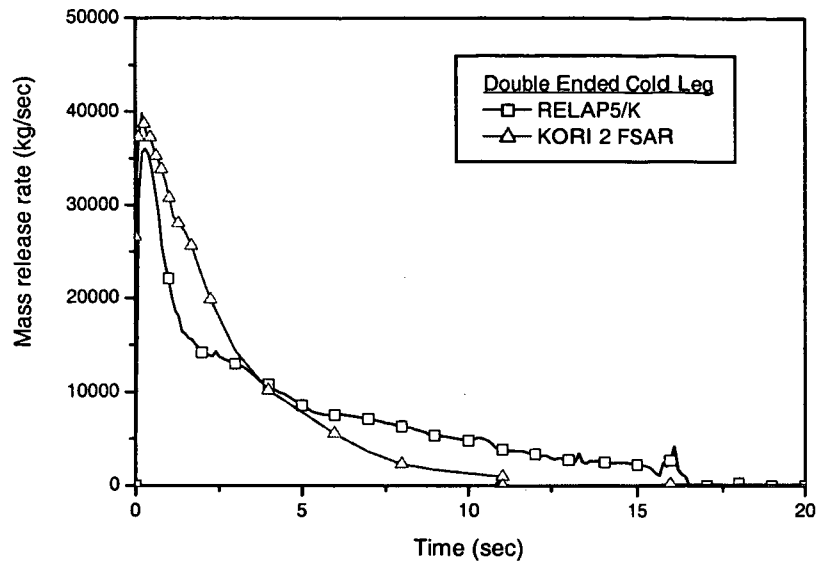


그림 3.1.39 하향유로와 노심의 수축 수위  
 흡입관 양단파단 (최대 안전주입 유량,  $C_d=0.6$ )

(a) 취출기간



(a) 취출기간

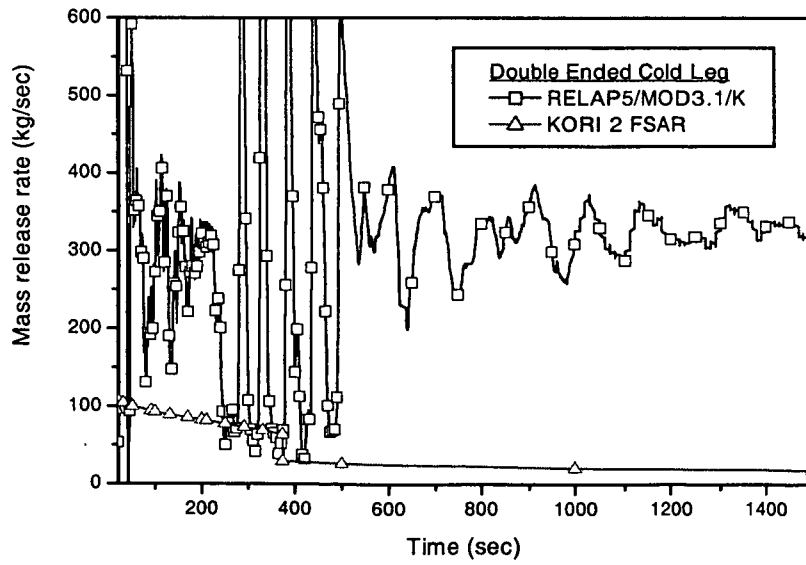
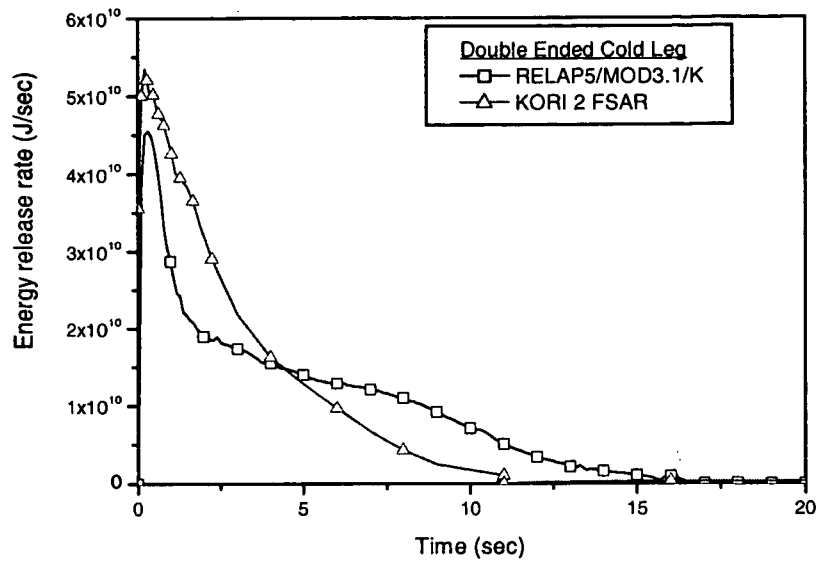


그림 3.1.40 저온관 양단 파단시 질량 방출량(a,b)

(a) 취출기간



(b) 취출후 기간

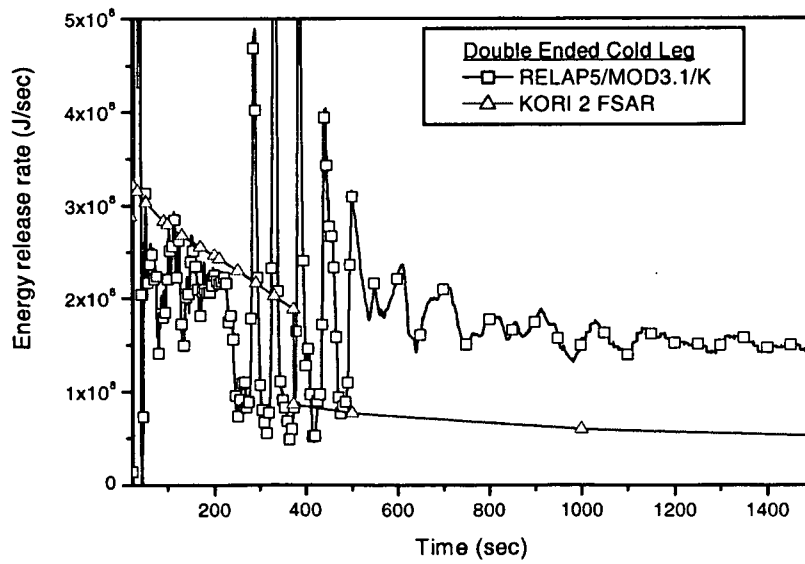
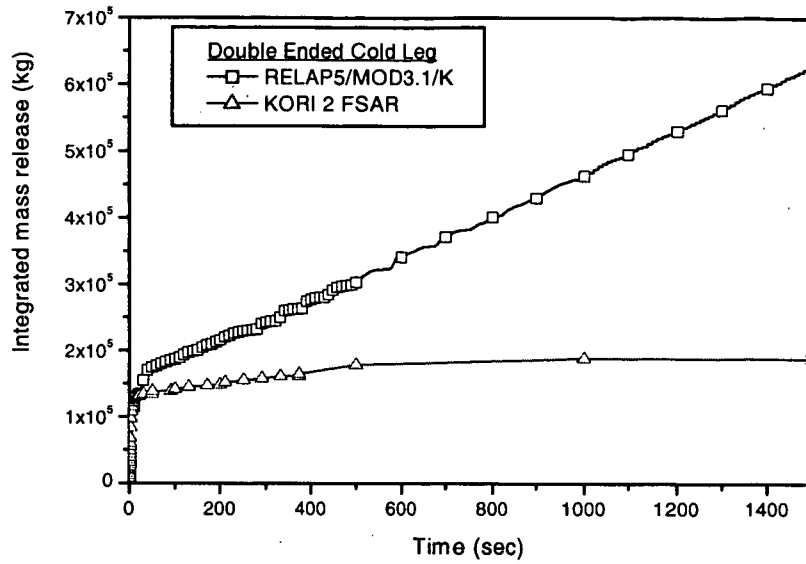


그림 3.1.41 저온관 양단 파단시 에너지 방출량

(a) 질량 방출량



(b) 에너지 방출량

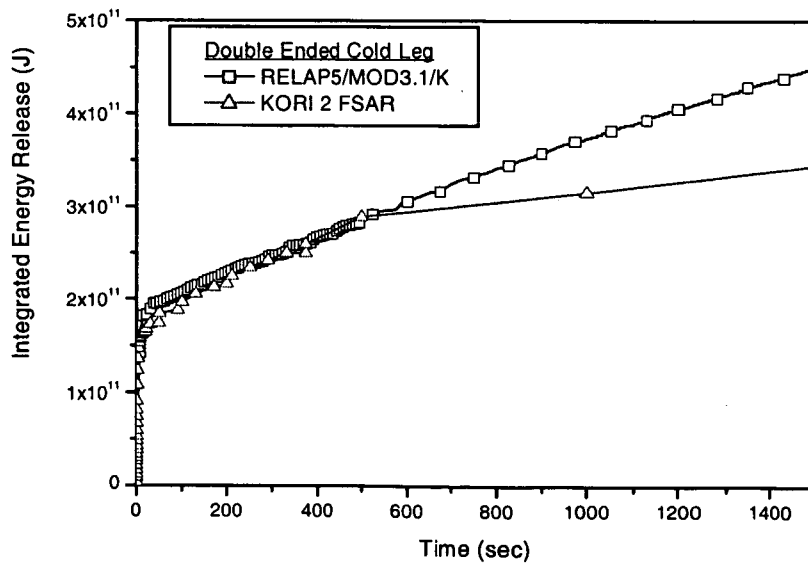
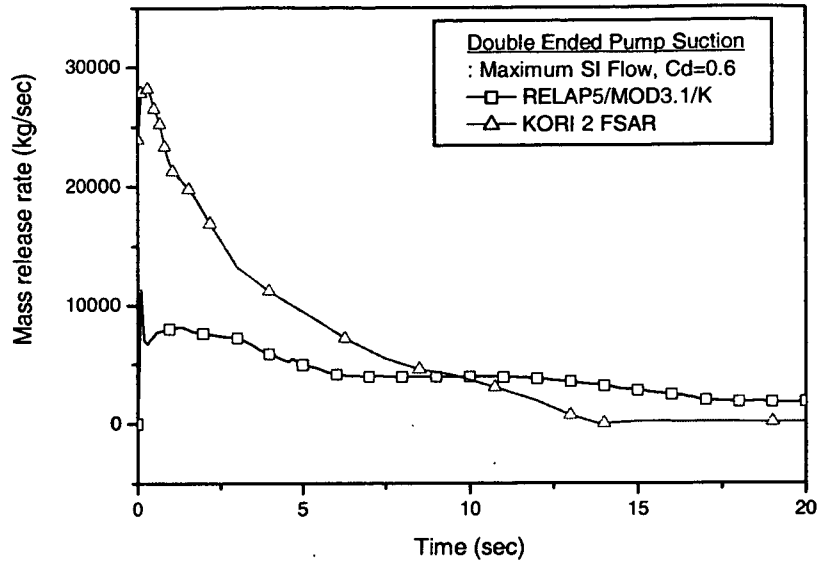


그림 3.1.42 저온관 양단 파단시 적산 방출량

(a) 취출 기간



(b) 취출후 기간

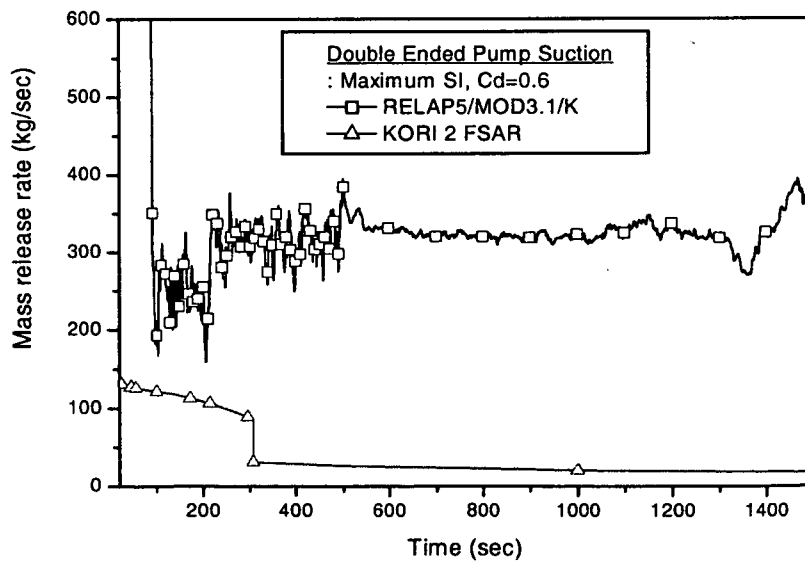
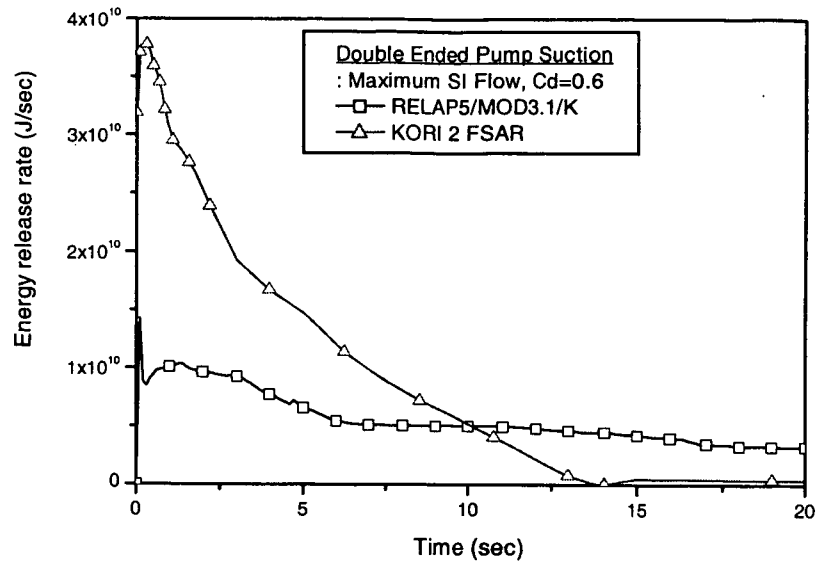


그림 3.1.43 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 질량 방출량  
(최대 안전주입 유량, Cd = 0.6)

(a) 취출 기간



(b) 취출후 기간

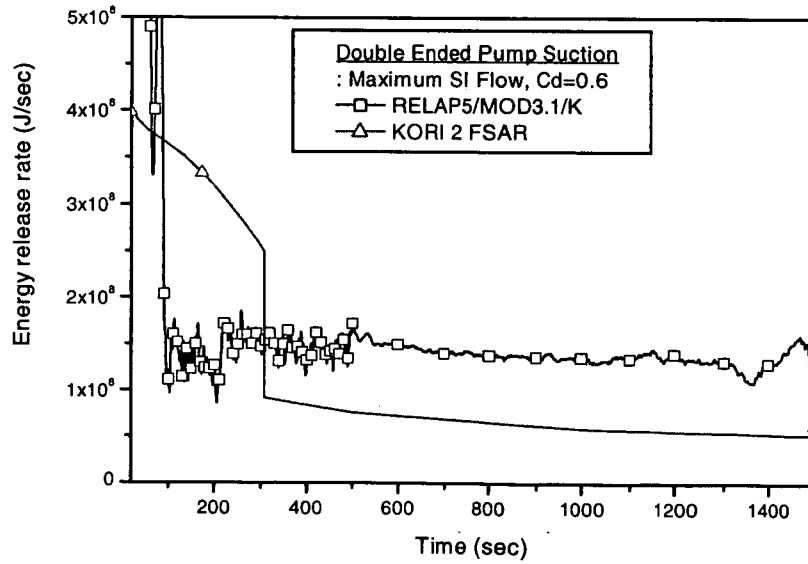
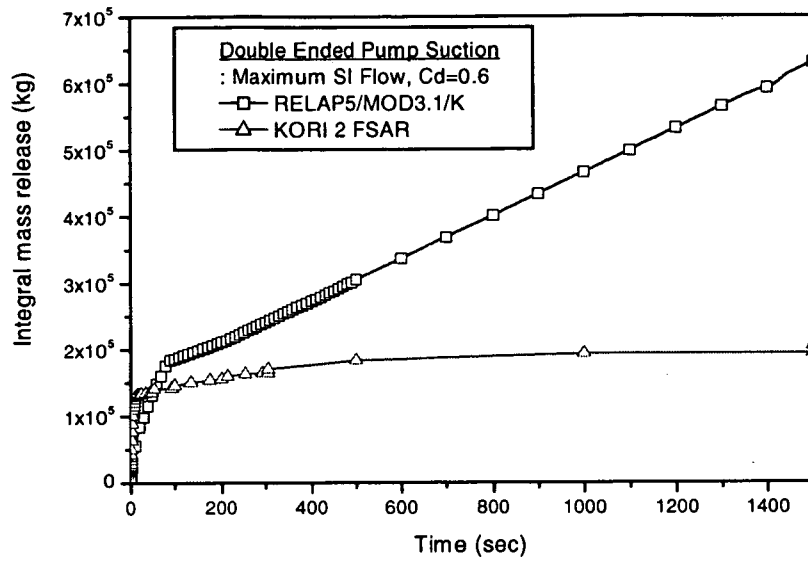


그림 3.1.44 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 에너지 방출량  
(최대 안전주입 유량, Cd = 0.6)

(a) 질량 방출량



(b) 에너지 방출량

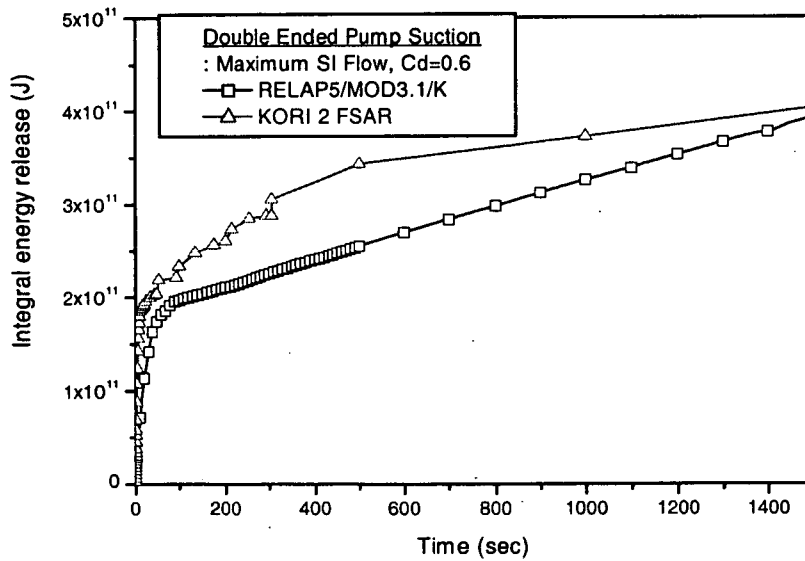


그림 3.1.45 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 적산 방출량  
(최대 안전주입 유량, Cd = 0.6)

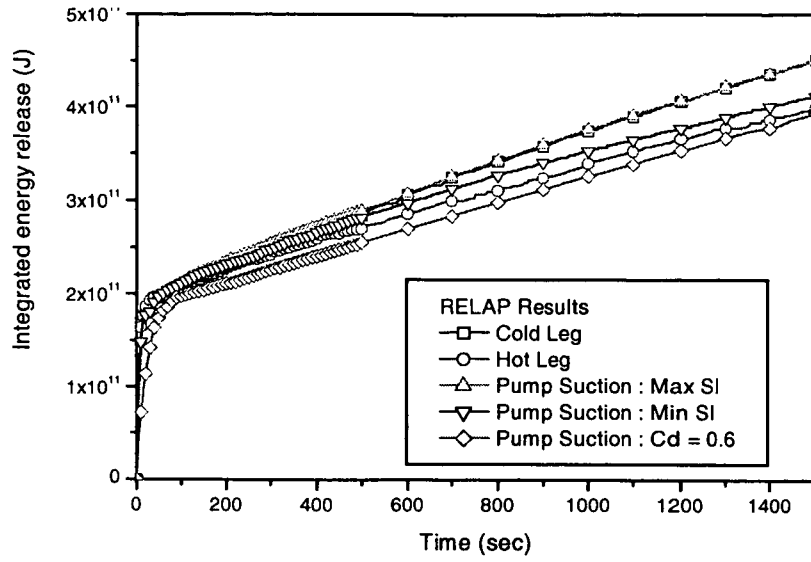


그림 3.1.46 파단 위치별 RELAP5/MOD3.1/K의 적산 에너지 방출량 비교

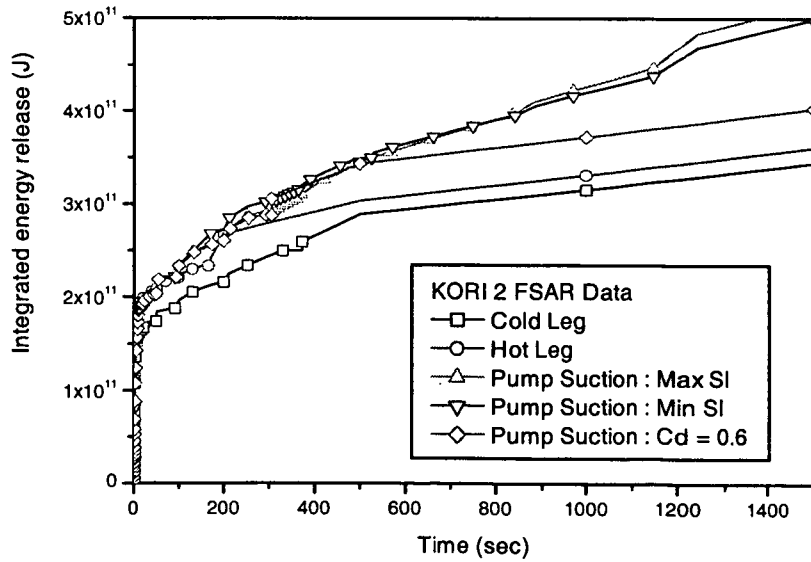


그림 3.1.47 파단 위치별 고리2호기 FSAR의 적산 에너지 방출량 비교



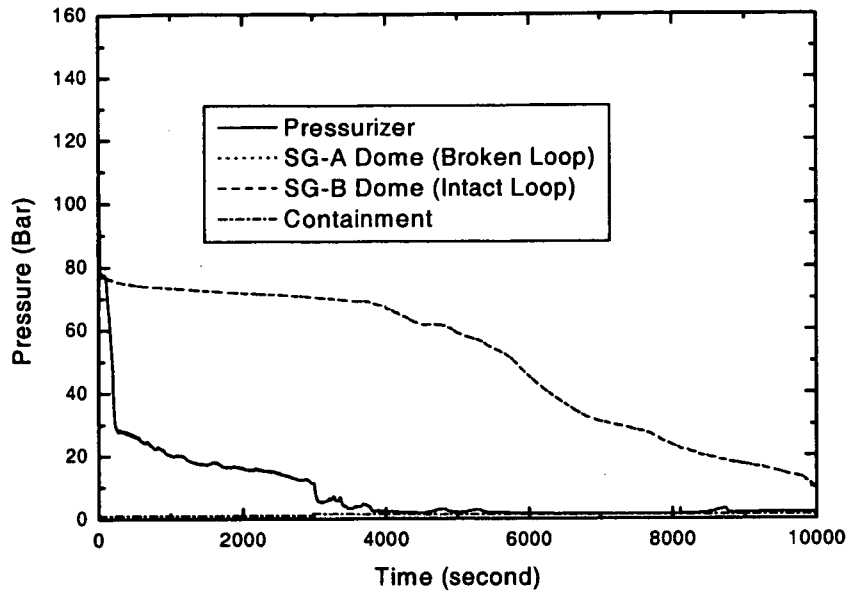


그림 3.1.48 가압기, 증기발생기, 격납건물의 압력거동  
- 소형 냉각재 상실사고

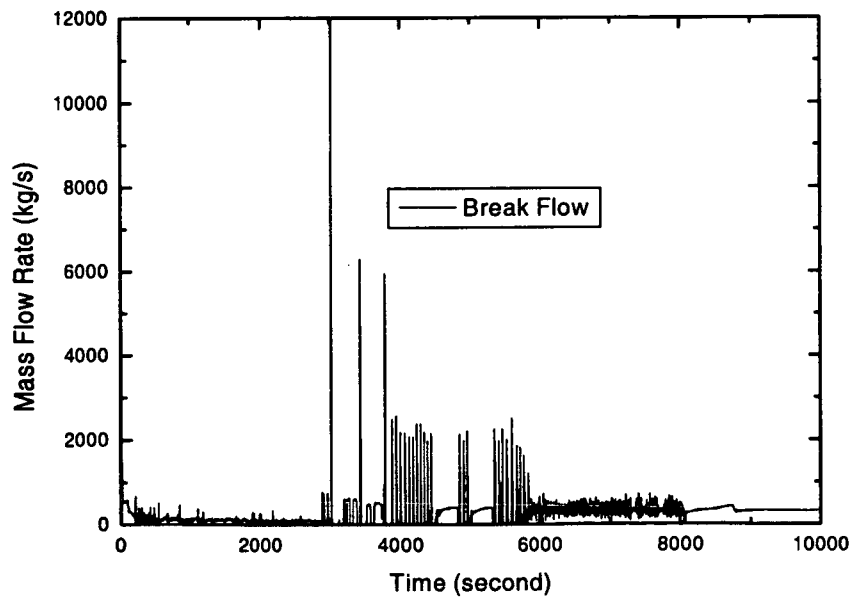


그림 3.1.49 파단면을 통해 방출되는 질량 유량  
- 소형 냉각재 상실사고

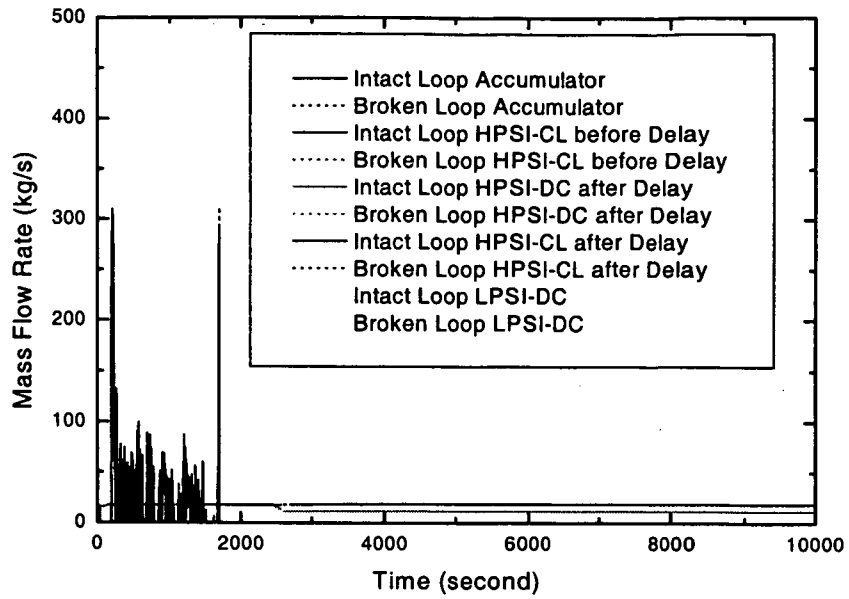


그림 3.150 안전주입계통의 질량유량 거동  
- 소형 냉각재 상실사고

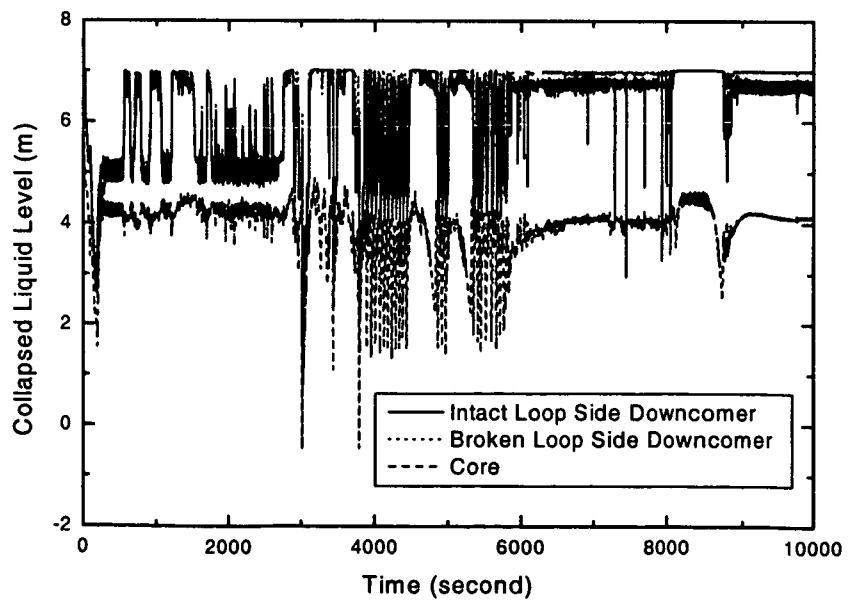


그림 3.151 하향유로와 노심의 수축 수위  
- 소형 냉각재 상실사고

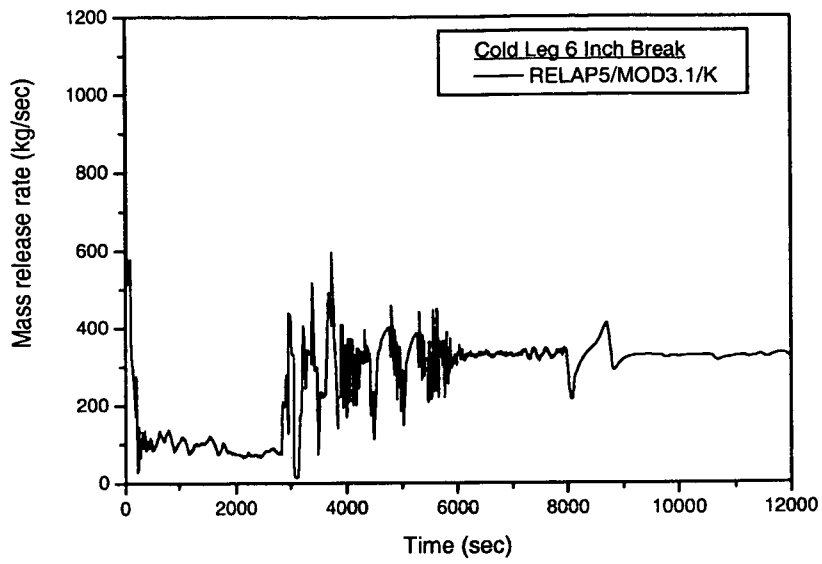


그림 3.152 저온관 6인치 파단시 질량 방출량

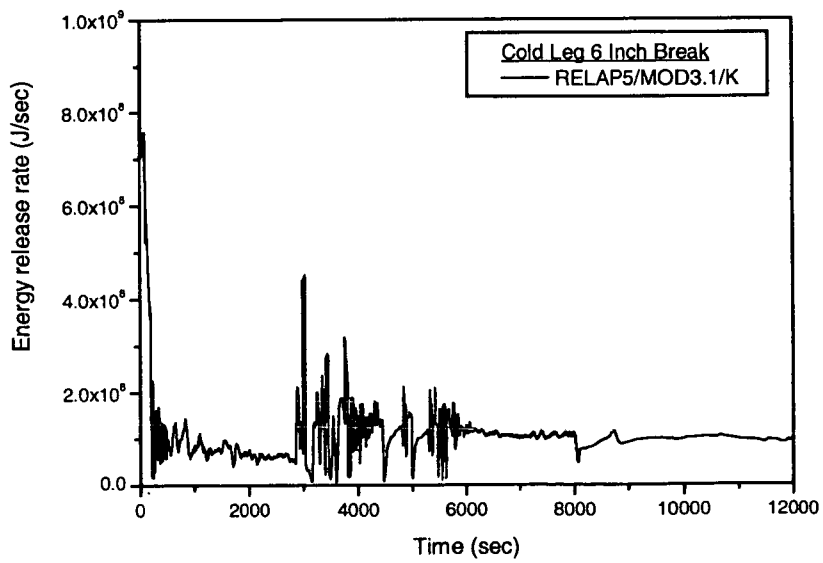


그림 3.153 저온관 6인치 파단시 에너지 방출량

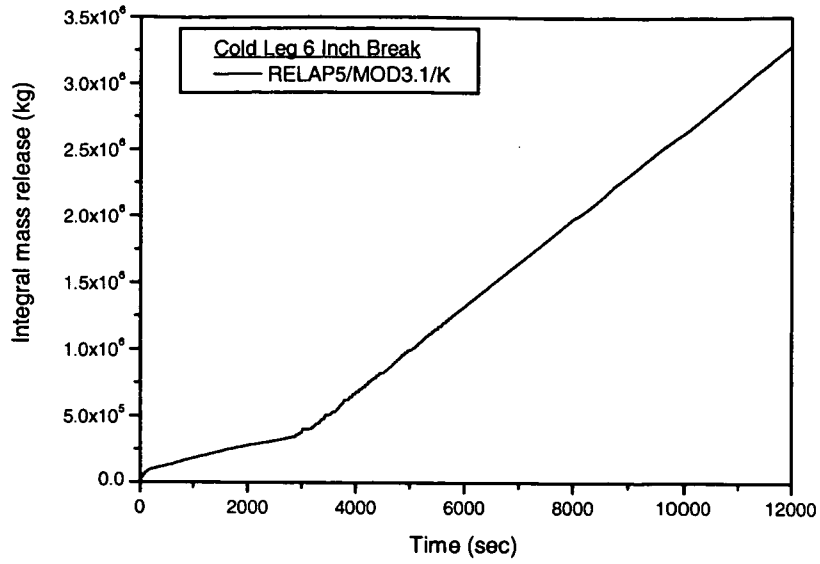


그림 3.154 저온관 6인치 파단시 적산 질량 방출량

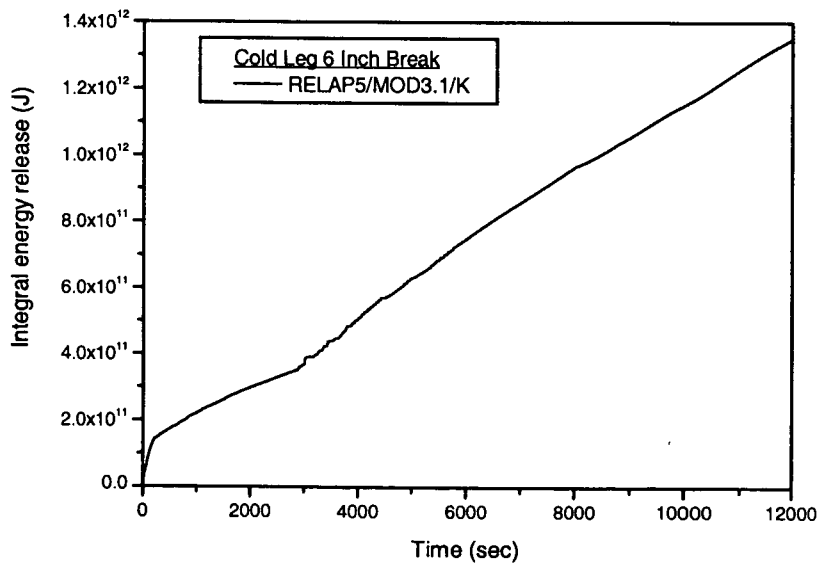


그림 3.155 저온관 6인치 파단시 적산 에너지 방출량

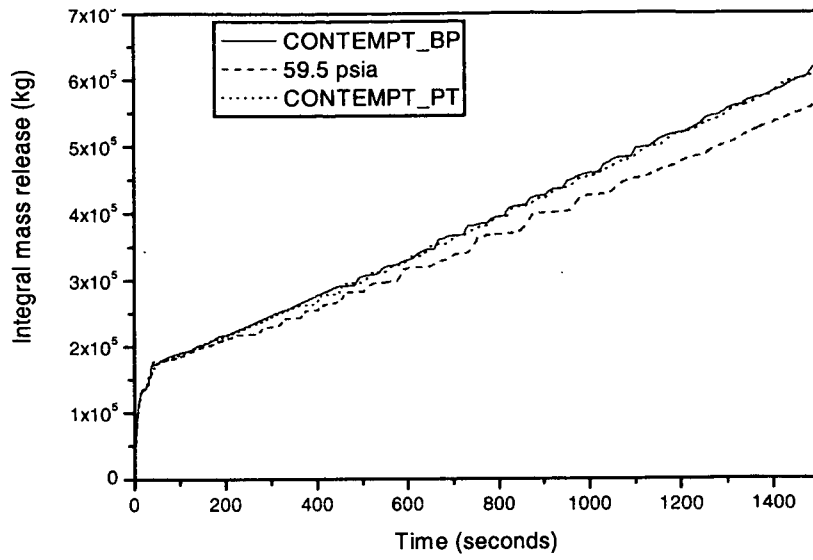


그림 3.1.56 격납건물 배압에 따른 적산 질량 방출량 비교

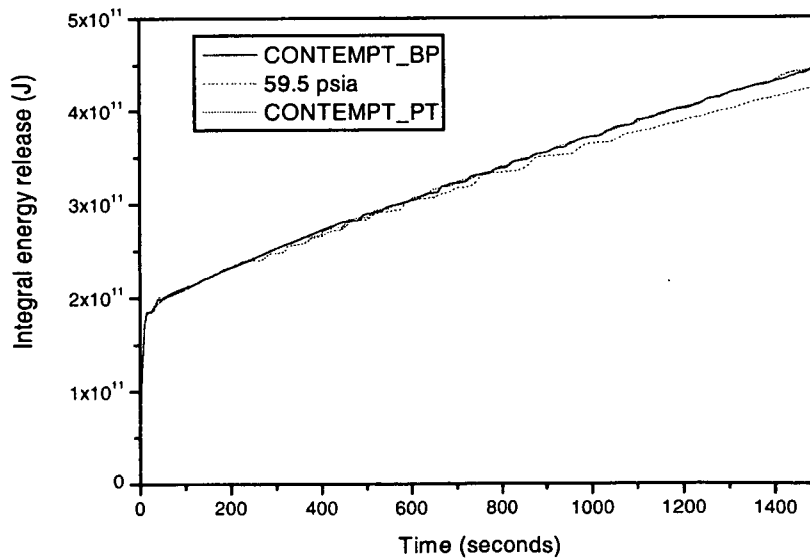


그림 3.1.57 격납건물 배압에 따른 적산 에너지 방출량 비교

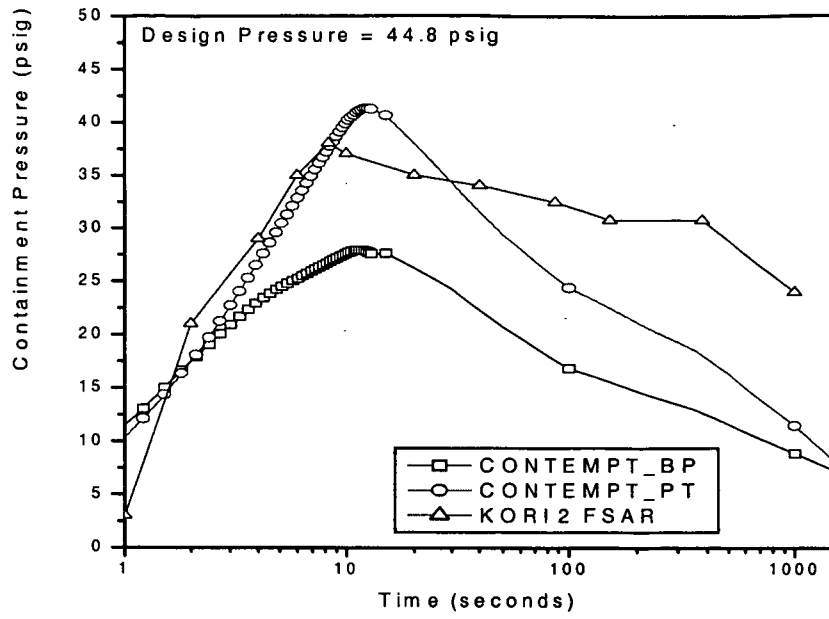


그림 3.158 격납건물 입력 가정에 따른 격납건물 압력 해석 결과 비교

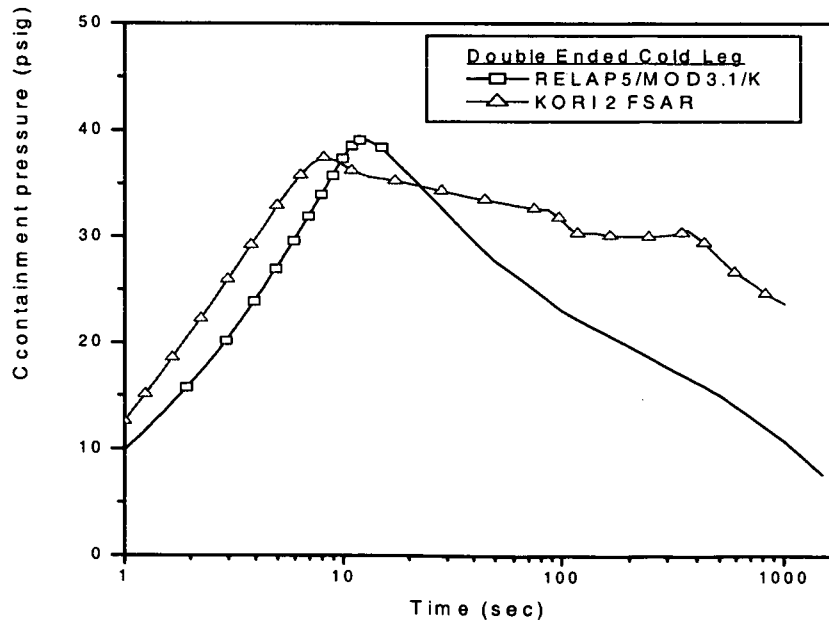


그림 3.159 저온관 양단 파단시 격납건물 압력 비교

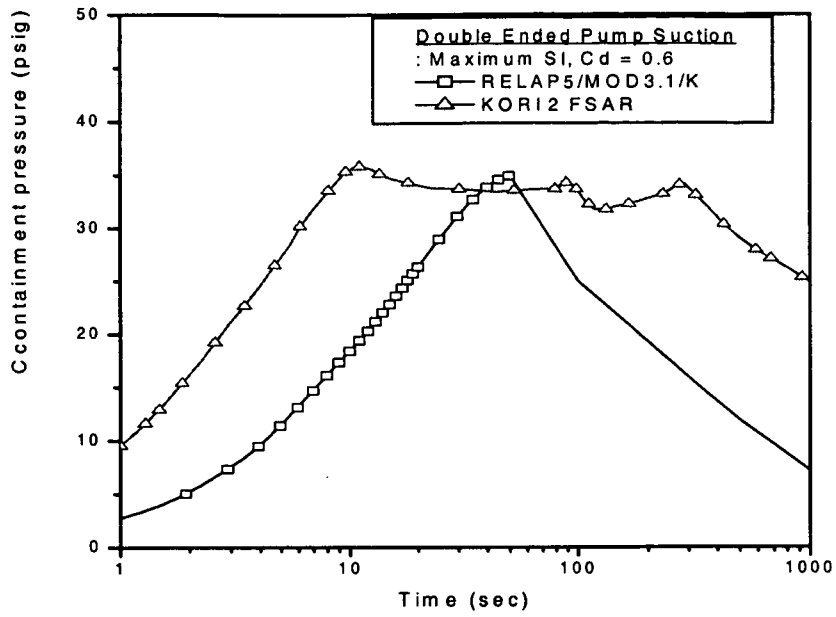


그림 3.1.60 냉각재 펌프 흡입관 양단 파단시 격납건물 압력 비교 (최대 안전 주입 유량, Cd = 0.6)

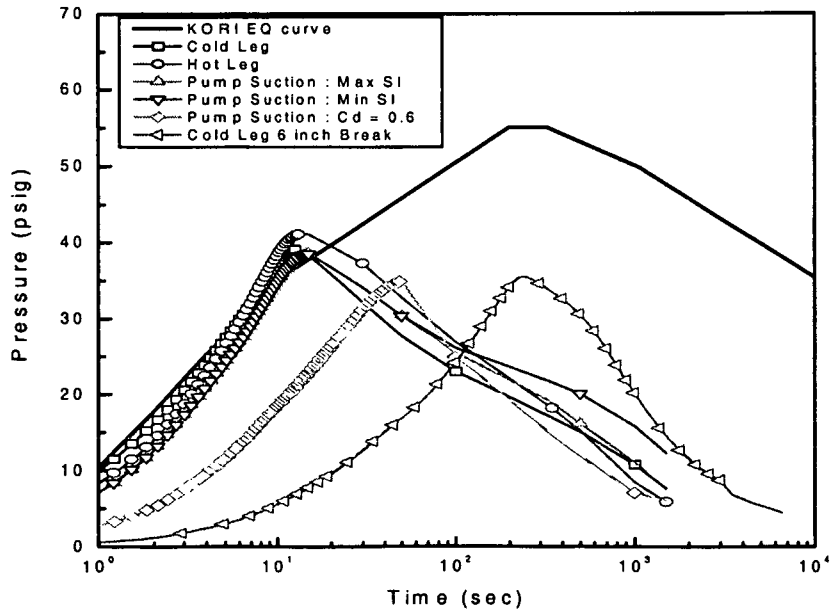


그림 3.1.61 고리 2호기 EQ 압력 곡선과 비교

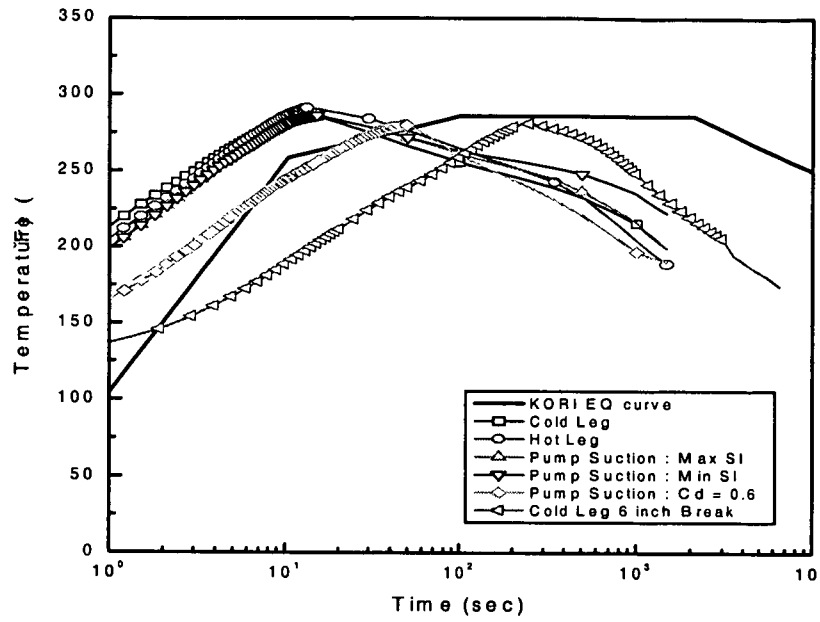


그림 3.1.62 고리 2호기 EQ 온도 곡선과 비교



### 3. 지역별 환경인자 결정 및 시범적용

본 절에서는 제3장. 1절. 1. 및 2. 에 기술된 최적 전산코드인 RETRAN-3D 및 RELAP5/MOD3로부터 생성된 MSLB 및 LOCA에 대한 질량 및 에너지 방출 자료를 사용하여 고리 2호기에 대해 시범적으로 격납건물내 압력/온도 분석과 격납건물 외부의 대표적인 격실인 주증기 격리밸브 격실에 대한 압력/온도 분석을 수행함으로써 최적 분석기술의 적용성을 평가하였으며, 그밖에 표준원전 대비 보다 현실화된 방법론을 적용하여 고리 2호기 격납건물내의 방사선환경 분석을 수행함으로써 그 적용성을 검토하였다.

#### 가. 내환경 기기검증 관련 기술기준 검토

본 항에서는 국내.외 법규 및 규제지침 등 기기 내환경 검증과 관련된 기술기준을 검토하였으며, 검토결과에 근거하여 고리 1,2호기를 포함한 국내 WH형 가동 중 원전에 적용되어야 할 최적 기술기준을 도출하였다. 따라서, 2.항 이하의 사고 분석 시범적용은 위에 도출한 최적 기술기준에 근거하여 허용되는 사고해석 방법론에 따라 수행하고자 한다.

##### (1) 미국내 기술기준

기기 내환경 검증과 관련하여 적용되는 미국내 기술기준은 1970년 초에서 1980년 중반에 걸쳐 단계적으로 개발 확립되었으며, 주요 기술기준의 연대별 발행 내역 및 내용은 다음과 같다.

- 1971 이전 : High Industrial Quality 기술기준 적용
- 1971. 08 : WCAP-7744, WH Topical Report for Environmental Testing 발행
- 1973. 12 : IEEE 323-1974 발행
- 1974. 06 : Kewaunee 발전소 상업운전
- 1974. 11 : Reg. Guide 1.89 발행
- 1979. 02 : WCAP-8587, Methodology for Qualifying WH Supplied NSSS Safety Related Electrical Equipment
- 1979. 11 : IE Bulletin 79-01B, DOR Guidelines 발행
- 1979. 12 : NUREG-0588, For Comments 발행
- 1980. 05 : Memorandum and Order CLI-80-21, 안전성관련 기기의 환경검증을 위한 Rule Making 지시 및 NRC 규제입장 제시(NUREG-0588과 DOR Guidelines를 잠정적 규제요건으로 준용)

- 1983. 02 : 10CFR50.49, 안전성관련 전기기기의 환경검증관련 법규 제정

(가) 내환경 기기검증 일반 설계기준 (10CFR50, App. A, GDC 4) [3.1.58]

안전성에 중요한 계통 및 기기는 정상운전 및 LOCA 등 사고에 기인한 환경 조건의 영향을 수용하도록 설계되어야 함

(나) 내환경 기기검증 규제법 (10CFR50.49) [3.1.59]

○ 환경검증은 설계기준사고 가정하에 발생 가능한 다음의 심각한 환경조건을 고려하여 수행되어야 함

- 온도 및 압력 (Temperature and Pressure)
- 습도 (Humidity)
- 화학적 영향 (pH)
- 방사선 (Radiation)
- 노화 (Aging)
- 침수 (Submergency)

○ 기기 환경검증은 다음 중 한가지 방법으로 수행되어야 함

- 검증 대상기기와 동일한 기기에 대해 동일한 환경조건에서 시험 수행 (검증 환경조건이 다른 경우 대상기기의 검증에 문제없음을 분석적으로 입증)
- 검증 대상기기와 유사한 기기에 대해 동일한 환경조건에서 시험하되, 대상기기의 검증에 문제없음을 분석적으로 입증
- 검증 대상기기와 동일 또는 유사기기에 대해 유사환경에서의 운전경험에 의해 시험없이 검증하되, 대상기기의 검증에 문제없음을 분석적으로 입증
- 분석적인 방법만으로 검증하되, 분석적 검증방법 및 가정사항의 적절성을 부분적인 시험결과로 입증

○ Class 1E급 전기 기기 또는 부품을 교체하는 경우, 기기 환경검증을 수행하여야 함

○ 운전중인 발전소에 대해 다음과 같이 기기 환경검증을 이행하여야 함

- 1983. 2. 22 이전에 OL 획득한 발전소 : 1983. 5. 20까지 환경검증이 요구되는 기기목록과 환경검증 계획 또는 기기교체 계획을 제시하고, 1985. 3. 30까지 환경검증을 시행
- 그러나, NRC 요구에 의해 이미 NUREG-0588 또는 1979년 발행된 DOR

Guidelines에 따라 환경검증을 완료한 발전소는 재검증할 필요 없음

(다) Class 1E 전기기기에 대한 환경검증 지침 (RG 1.89) [3.1.60]

- 환경검증 방법으로서 IEEE 323-1974 산업 기술기준 적용
- 사고후감시 계측기기에 대해 RG 1.97 요건과 일관성 유지
- 10CFR50.49와 동일한 환경변수 요건 및 환경조건 결정을 위한 일반 방법론 제시
- 환경검증 기록 및 관련문서는 추적 가능하도록 유지/관리
- 격납건물 내부에 위치한 기기의 환경검증 설계기준사고로서 LOCA와 MSLB 고려
- 격납건물 외부에 위치한 기기의 환경검증 설계기준사고로서 HELB 고려
- 격납건물내 압력/온도 분석용 전산코드로서 CONTEMPT-LT 또는 동등한 전산코드 사용 권고

(라) 안전성 관련 전기기기의 환경검증 기술지침 (NUREG-0588) [3.1.61]

- CP 및 OL 취득 일정에 따라 다음과 같이 환경검증 기술지침을 구분하여 적용
  - 1974. 07. 01 이후 CP 취득 발전소 : IEEE 323-1974, NUREG-0588 Category I 적용
  - 1974. 07. 01 이전 CP 취득, 1980. 05. 23 이후 OL 취득 발전소 : IEEE 323-1971, NUREG-0588 Category II 적용
  - 1980. 05. 23 이전 OL 취득 발전소 : IE Bulletin 79-01B (DOR Guidelines) 적용
- 설계기준사고로서 LOCA 및 MSLB를 포함한 HELB 고려
- 압력/온도 분석, 화학적 살수효과, 기기 방사선량 평가 등 환경변수 결정을 위한 분석방법론과 환경검증 방법 제시
- LOCA 환경에 검증된 기기에 대해 MSLB 환경에 대한 추가 시험없이 분석적 방법을 통해 환경검증을 수행하는 방법론 제시

(마) Class 1E 전기기기의 환경검증 산업기술기준 (IEEE 323-1974) [3.1.62]

- 기기 내환경 검증은 발전소 운전조건 (정상, 비정상, 설계기준사고, 사고후, 가동중 시험)별 예상되는 환경조건에서 요구되는 기기의 성능보장을 위해 수행되어야 함

- 환경검증은 다음중 한가지 방법으로 수행
  - 전형시험(Type Test) : 검증 대상기기의 성능이 요구되는 동일한 운전 조건에서 시험
  - 운전경험(Operating Experience) : 검증 대상기기와 유사한 설계를 가지는 기기에 대해 성공적으로 운전된 운전조건 및 운전자료와 환경조건을 비교함으로써 동일 또는 이하의 환경조건 범위에 대하여 간접적으로 환경검증을 수행
  - 분석검증(Qualification by Anaysis) : 기기의 성능이 독립적인 환경변수에 관련되어 있는 경우 수학적 분석모델을 사용하여 환경검증. 이 경우 분석모델은 시험결과 또는 경험자료에 의하여 타당성이 입증되어야 함
  - 복합검증(Combined Qualification) : 위에 제시된 전형시험, 운전경험 및 분석방법에 의한 검증방법을 필요에 따라 복합적으로 적용하여 환경검증 수행
  - 계속검증(On-Going Qualification) : 검증수명(Qualified Life)이 요구되는 설치수명 또는 발전소 수명보다 작은 경우, 설치된 기기와 동일 유형의 기기를 설치수명 또는 발전소 수명에 환경검증함으로써 설치된 기기의 검증수명을 간접적으로 연장하는 방법
- 환경검증시 검증기간은 기기의 안전기능이 요구되는 검증수명에 의해 결정
- 환경검증 시험에 사용되는 압력/온도 조건은 발전소 고유의 사고해석에 근거한 모든 설계기준사고(LOCA, MSLB, HELB)를 포함할 수 있도록 보수적으로 결정
- 환경검증 시험조건은 환경조건에 시험의 불확실성을 고려하여 시험여유도를 추가로 반영

(바) 기타 환경검증 보조 지침 (RG 및 IEEE)

- 환경검증과 관련된 개별 규제지침/기술기준은 다음과 같으며 특별한 기기의 검증에 대해 가용한 기술기준을 보완적으로 적용
  - Reg. Guide 1.40 :  
격납건물내 연속작동 전동기기에 대한 성능시험 지침 (산업 기술기준 IEEE 334 적용 허용)
  - Reg. Guide 1.63 :  
격납건물 전기관통부에 대한 환경검증 지침 (산업 기술기준 IEEE 317 적용 허용)
  - Reg. Guide 1.73 :  
격납건물 내부에 설치된 전동밸브 구동자의 성능시험 지침 (산업 기술기준

- IEEE 382 적용 허용)
- Reg. Guide 1.97 :  
사고후 환경조건 평가를 위한 계측설계 지침
- Reg. Guide 1.131 :  
전기케이블, 전선이음 및 단말결선에 대한 환경검증 지침 (산업 기술기준 IEEE 383 적용 허용)
- Reg. Guide 1.156 :  
Class 1E 전기기기 접속부에 대한 환경검증 지침 (산업 기술기준 IEEE 572 적용 허용)
- Reg. Guide 1.158 :  
안전성관련 납축전지에 대한 환경검증 지침 (산업 기술기준 IEEE 535 적용 허용)
- NUREG-0718, NUREG-0737 :  
사고시 방사선원향 결정

(사) DOR Guidelines (IE Bulletin 79-01B, Enclosure 4) [3.1.63]

- 미국 NRC는 운전중인 발전소에 대해 Class 1E 전기기기의 환경검증 문제점 파악 및 환경검증 이행을 위해 DOR Guidelines을 제시함
  - LOCA 및 MSLB를 포함하여 격납건물 내부, 외부에서의 HELB를 고려한 추가 환경검증 이행
  - 자동으로 작동되는 살수계통 적용시에는 MSLB에 대한 환경검증요건 면제. (단, 살수가 지연작동되는 경우 MSLB 고려)
  - 환경변수로서 노화(Aging) 및 침수(Submergency) 조건 추가 고려
  - 환경검증 방법으로서 Type Test, Engineering Anaysis 및 복합 검증 방법 허용

## (2) 가동중 원전 적용 기술기준 검토

### (가) 미국내 가동중 원전 내환경 기기검증 현황

고리 1호기의 참조발전소인 미국 Kewaunee 원전의 경우 건설당시에는 고리 1호기와 같이 WH사의 기술기준인 WCAP-7744[3.1.64]에 근거하여 환경검증을 수행하였으나, 그후 1979년 DOR Guideline이 발행됨에 따라 추가적인 환경검증을 수행하였으며, 1983년 10CFR50.49가 발행되자 동 요건에 따라 대상기기를 확대 적용하는 등 1985년까지 단계적으로 기기 내환경 검증을 종료하였다. 현재

Kewaunee 원전의 환경검증 인허가 기준은 DOR Guideline에 근거하고 있는데, 이는 NRC가 10CFR50.49를 발행하면서 이미 환경검증 재평가를 종료한 미국내 가동원전에 대해 DOR Guideline을 만족하고 있는 경우, 이후에 제정된 법규의 적용을 면제하였기 때문이다. 그러나, Kewaunee 원전은 2001년 증기발생기 교체를 위한 사고해석 재 평가시 격납건물내 LOCA 및 MSLB에 대해 최신 기술기준을 적용하여 전반적인 재분석을 수행하고 관련 SAR을 개정하였는 데, 그 이유는 고리 1호기와 같이 향후 발전소 수명연장을 고려하고 있는 Kewaunee 원전 입장에서는 과거 NRC가 인정한 DOR Guidelines 만족만으로는 기기 내환경 검증과 관련하여 강화된 NRC 입장을 만족시킬 수 없다고 판단하고 사전에 기술적인 대응 방안을 확보하기 위한 것이었다. Kewaunee 원전은 증기발생기 교체를 위한 재 분석 과정에서 기존의 LOCA 분석결과만이 고려된 격납건물 압력/온도 환경조건 내에 MSLB를 추가로 고려한 압력/온도 조건이 수용되도록 기존의 보수적인 분석방법 및 전산코드를 최적화하였으며, 향후 보조건물내 HELB 분석을 계획하고 있다.

(나) 국내 가동중 원전의 내환경 기기검증 현황

국내 WH형 가동원전중 고리 1호기의 경우, 건설초기에 WH사의 내부 기술 기준인 WCAP-7744를 적용한 점에서는 참조발전소인 Kewaunee와 동일하다. 그러나, Kewaunee는 후에 NRC가 제시한 DOR Guidelines에 따라 재검증을 수행한 반면에 고리 1호기는 아무런 후속 조치를 하지 않았다. 즉, Kewaunee 원전과 같이 10CFR50.49의 추가 환경검증 면제조건에 해당되지 않으며, 따라서 미국내 가동원전과 같이 동 법규를 포함하여 최신의 기술기준에 따라 기기 내환경 검증을 재 수행해야 할 것이다. 이러한 상황은 고리 2호기에도 적용될 것으로 예상되는 바, Kewaunee 원전의 내환경 검증 및 추가적인 사고해석 사례를 참조할 필요가 있다.

(3) 가동중 원전 적용 최적 기술기준

이상의 검토결과에 의하면, 국내 가동원전의 기기 내환경 검증 기술기준은 표준원전과 동일하게 10CFR50.49, RG 1.89, NUREG-0588, IEEE-323의 기술기준 체계를 적용함이 최적인 것으로 판단되며, 다만, 가동중 원전의 환경검증 재평가 단계에서 필요한 경우 선택적으로 DOR Guidelines의 방법론을 활용함이 타당한 것으로 사료된다.

## 나. 격납건물 압력/온도 분석 적용성 검증

### (1) 분석목적

국내 WH형 가동원전은 안전성관련 기기에 대한 환경검증조건이 표준원전 대비 상대적으로 취약한 바, 격납건물 압력/온도 분석에 최적 사고분석 기술을 적용함으로써 표준원전의 기기환경검증조건 보다 완화된 환경검증조건이 결정이 요구되고 있다.

이에, 고리 2호기를 대상으로 설계기준사고인 LOCA 및 MSLB 사고시 최적 전산코드(RELAP5/MOD3, RETRAN-3D)를 이용, 질량/에너지 방출자료를 생산하고 동 자료를 근거로 격납건물 압력/온도 분석을 수행함으로써 WH형 원전에 적용가능한 격납건물내 기기환경검증조건을 개발하고자 본 연구를 수행하였다.

### (2) 사고해석 관련 요건

본 절에서는 기기환경검증조건 개발을 위해 수행한 격납건물 압력/온도 분석 관련 규제요건을 검토하였으며, 검토결과에 근거하여 고리 2호기에 적용되어야 할 설계기술을 도출하였다.

#### (가) 규제요건 검토

설계기준사고시 격납건물 열제거계통에 대한 규제요건 및 규제지침을 요약하면 다음과 같다. [3.1.66]

- 격납건물과 관련계통은 환경으로의 과도한 방사능 누출이 발생하지 않도록 누설방지 방벽기능을 수행하여야 하며, 사고시 요구 기간동안 안전성에 중요한 격납건물 설계조건이 초과되지 않도록 설계하여야 한다. <격납건물 설계압력 요건>
- 격납건물 열제거계통은 설계기준사고시 격납건물 압력/온도를 급속히 감소시키고 허용가능한 수준으로 낮게 유지시켜야 한다. 또한, 열제거계통의 기기 및 설비는 단일고장 가정하에 소내전원 또는 소외전원을 사용하여 안전기능이 수행될 수 있도록 설계되어야 한다. <열제거계통 감압능력 및 단일고장 요건>
- 격납건물과 격납건물 열제거계통은 LOCA를 포함한 어떠한 설계기준사고시에

도 격납건물 구조물과 내부격실이 충분한 설계여유를 가지고 설계누설율의 초과없이 계산된 압력/온도를 수용할 수 있도록 설계되어야 한다. <격납건물 설계압력 및 열제거계통 감압능력 요건>

- 격납건물 설계압력은 건설허가단계에서 LOCA, 주증기배관 또는 주급수배관 파단사고를 포함한 설계기준사고시 계산된 격납건물 첨두압력보다 최소한 10%의 설계여유를 가져야 하며, 운영허가 단계에서는 계산된 첨두압력이 설계압력보다 작아야 한다. 설계기준 LOCA에 대해 격납건물 압력은 사고후 24시간 이내에 계산된 첨두압력의 50% 미만으로 감소되어야 한다. <격납건물 설계여유도 및 열제거계통의 감압능력 요건>
- LOCA 분석은 소외전원상실과 추가적으로 비상전원계통, 격납건물 열제거계통 또는 노심냉각계통중 가장 심각한 단일고장을 가정하여 수행되어야 하며, 단일고장은 계산된 격납건물 압력이 최대가 되도록 선정하여야 한다. <단일고장 요건>
- 2차계통배관파단에 대한 격납건물 분석은 격납건물 열제거계통 또는 2차격리 설비중에서 가장 심각한 단일능동고장 가정에 배관파단크기 및 출력준위를 고려한 Spectrum 분석을 수행하여야 하며, 사고조건은 계산된 격납건물 압력 또는 온도가 분석목적에 따라 최대가 되도록 선정되어야 한다. 또한, 기기환경검증 조건을 위한 분석은 NUREG-0588에 허용된 방법에 따라 수행되어야 한다. <분석대상사고, 초기조건 및 기기환경검증분석 요건>

(나) 고리 2호기 설계기준

상기 (가)항의 사고해석 관련 규제요건을 검토한 결과, 고리 2호기 기기환경 검증조건 개발을 위한 격납건물 압력/온도 분석시 적용될 설계기준은 다음과 같다.

- LOCA 및 MSLB에 대한 격납건물 압력/온도 분석은 배관파단 크기와 발전소 출력준위를 고려한 Spectrum 분석이 선행되어야 하며, 어떠한 경우에도 계산된 격납건물 첨두압력은 격납건물 설계압력, 44.8 psig(59.5 psia) 보다 작아야 한다.
- 사고 초기조건은 격납건물 압력/온도 분석결과가 최대화되도록, 발전소 정상운전 조건중 최대압력, 최대온도 및 최소상대습도를 가정하여야 하며, 그 밖의



사고조건에 결정도 보수적 가정에 근거하여야 한다.

- 격납건물 열제거계통은 심각한 단일능동기기 고장을 가정하여 계산된 격납건물 첨두압력이 설계압력보다 작도록 충분한 열제거능력을 가져야 한다.
- LOCA 및 MSLB 사고시 소의전원상실은 격납건물 압력이 최대가 되도록 상실 유,무를 선택적으로 적용하며, 추가로 비상전원계통, 격납건물 열제거계통, 노심냉각계통, 2차계통격리설비등 격납건물 압력/온도 관점에서 가장 심각한 단일능동기기 고장(비상디젤발전기, 안전주입펌프, 주증기배관 격리밸브, 주급수배관 격리밸브, 격납건물 살수계통 및 송풍냉각기)을 가정한다.

위에 언급된 설계기준은 (4)항에서 수행되는 격납건물 압력/온도 분석결과 타당성을 입증하기 위한 허용기준으로, 이들 설계기준이 모두 만족될 경우 분석결과는 타당한 것으로 볼 수 있다.

### (3) 고리 2호기 사고분석 및 환경조건 현황 [3.1.67]

본 절에서는 고리 2호기 FSAR에 근거하여 격납건물 사고 분석현황 및 기기 환경검증 내용을 검토하였다.

#### (가) 격납건물 사고분석 내용 검토

고리 2호기 FSAR 6.2절은 LOCA 6개 Case 및 MSLB 5개 Case에 대한 격납건물 압력/온도 분석결과를 보여주고 있으며 이중 격납건물 첨두압력은 MSLB(출력준위 102%, 파단면적 1.4ft<sup>2</sup>, 주증기격리밸브고장)시의 41.2 psig로 격납건물 설계압력 44.8 psig 대비 8.7%의 설계여유도가 있음을 기술하고 있다(참고로, LOCA시 첨두압력은 고온관파단시의 38.2 psig 임). 또한, 격납건물 첨두온도는 MSLB 3개 Case(DER Case)에 의해 발생하는 393°F로 LOCA시 첨두온도가 290°F임을 고려할 때, MSLB에 의한 온도조건이 LOCA에 의한 온도조건 보다 약 100°F 이상 높게 유지되고 있음을 알 수 있다.

## (나) 고리 2호기 격납건물 환경조건 검토

고리 2호기 FSAR 3.11절은 격납건물내 NSSS의 안전성관련 기기에 대한 환경검증조건으로 WH사의 WCAP-8587[3.1.65]를 언급하고 있는 반면, BOP의 안전성관련 기기에 대해서는 특정 설계문서를 제시하고 있지 않은 바, 고리 2호기 FSAR 3.11, WCAP-8587 및 BOP 공급자(GAI, Gilbert Associates Inc.) 설계자료에 근거하여 격납건물 기기환경검증조건에 대한 설계현황을 검토하였다.

### 1) FSAR 3.11절

사고 후 안전기능 수행이 요구되는 기기와 관련하여 WH 공급 NSSS 기기 및 환경검증조건은 FSAR 표 3.11-1 및 3.11-2에 각각 기술되어 있으며 BOP 기기목록 및 환경검증조건은 FSAR 표 3.11-3에 제시되어 있다.

WH는 FSAR 3.11절에서 일반설계기준 1, 2, 4, 23 및 50에 기술된 안전성관련 기기의 환경검증 요건을 만족시키기 위하여 IEEE 323-1974 설계기준에 따라 환경검증을 수행하였으며 상세 방법론은 WH사의 표준설계문서인 WCAP-8587에 기술되어 있음을 언급하였다. FSAR 표 3.11-2 및 3.11-3은 격납건물내 NSSS기기 및 BOP기기에 대한 환경검증 침투 압력/온도가 각각 405°F/55psig 및 393°F/44.8psig으로 NSSS 및 BOP의 환경조건이 서로 상이함을 보여주고 있다.

### 2) WCAP-8587 [3.1.65]

WCAP-8587(Rev.2, 1979년 2월)은 안전성관련 기기의 환경검증을 위한 설계요건 및 기준인 Reg Guide 1.89와 IEEE-323-1974을 만족시키기 위한 WH사의 표준화된 방법론을 기술하고 있으며 그 주요내용은 다음과 같다.

- 환경검증 기준 : 환경검증 개념, 요건, 및 시험절차와 관련된 사항 기술
- 설계검토 : 설치요건, 설계수명, 운전주기, 성능요건, 환경조건 및 검증수명 등 검증수행시 필요한 설계인자 기술
- 검증방법 : 시험에 의한 검증(노화모사, 시험순서, 유형시험 결과, 허용기준 등), 이력에 의한 검증, 분석에 의한 검증 등 검증수행 방법에 대하여 기술

상기 내용중 고리 2호기 FSAR에 적용된 WCAP-8587의 기기환경검증조건은 그림 3.1.63과 같다.

### 3) BOP 공급자 설계자료 [3.1.68]

고리 2호기 FSAR의 표 3.11-3은 격납건물내 BOP기기에 대해서 NSSS기기와는 다른 별도의 환경검증조건을 기술하고 있는 바, BOP기기에 대한 환경검증조건 확인을 위하여 관련 공급자 설계자료를 검토하였다. 그림 3.1.64는 고리 2호기의 BOP 설계를 담당한 GAI의 안전성관련 계측기기에 대한 기기환경검증 온도조건과 WCAP-8587의 온도조건을 비교한 것으로 BOP기기의 환경검증 온도조건이 NSSS기기에 적용된 것과는 다르지만 WCAP-8587의 환경조건에 포함되고 있음을 보여주고 있다.

상기에서 언급한 바와 같이, 고리 2호기의 경우 NSSS 및 BOP공급 안전성관련 기기에 서로 다른 환경검증조건이 적용된 것으로 판단되나 NSSS기기에 적용된 WH사의 WCAP-8587이 BOP기기에 적용된 환경조건을 포함하고 있는 바, (4)항의 격납건물 압력/온도 분석 시범적용에서는 WH사의 WCAP-8587을 기준으로 관련내용을 검토하였다.

#### (4) 격납건물 압력/온도 분석 시범적용

##### (가) 전산코드 개요

고리 2호기 격납건물 압력/온도 분석 시범적용에 사용된 CONTEMPT-LT/028 코드는 가압경수로(PWR) 및 비등경수로(BWR)에서의 냉각재상실사고(LOCA) 또는 주증기관파단사고(MSLB)시 격납건물내 열수력학적 거동특성을 분석하기 위하여 INEL (Idaho National Engineering Laboratory)에서 개발된 Lumped Parameter 방식의 전산코드이다. 동 코드는 격납건물, 사고 초기 조건, 질량/에너지 방출, 격납건물 누설, 능동열제거원(살수계통, 송풍냉각기계통) 및 피동열침원(격납건물, 내부구조물)을 모델링할 수 있으며, 사고시 격납건물의 압력, 온도, 기체 질량 및 에너지, 피동열침원내의 온도분포, 인접 격실간의 에너지 교환 등이 시간에 따른 변화량으로 출력된다.

## (나) 분석 모델 및 입력

### 1) 분석 모델

CONTEMPT-LT/028 전산코드 [3.1.69] 및 ANSI/ANS-56.4을 기준으로 격납건물 압력/온도 분석시 고려되는 분석모델은 크게 다음의 8개로 구분하여 설명할 수 있으며, 각 분석모델은 계산된 격납건물 침두압력 분석결과가 최대화되도록 가능한 보수적 가정을 적용한다.

#### ○ 격납건물 초기조건 :

격납건물 초기조건은 침두압력이 가능한 최대화되도록 보수적으로 결정되며, 정상운전조건에서 허용되는 최대압력, 최대온도, 최소상대습도를 사용한다. 특히, 최소상대습도는 초기조건에서 수증기를 제외한 혼합기체의 상대적 분율을 증가시키고 격납건물내의 혼합기체는 분석기간동안 일정량으로 유지되므로 온도증가에 따른 혼합기체분압의 증가효과가 커 결과적으로 보수적인 압력계산이 가능하다.

#### ○ 질량/에너지 방출 :

격납건물 가압효과를 최대화하기 위해 LOCA 및 MSLB 사고시 파단부위를 통하여 방출되는 모든 이상혼합 유체 또는 포화/과포화 증기는 격납건물 대기로 직접 방출되는 것으로 가정한다.

#### ○ 열역학적 분석 모델 :

격납건물은 대기영역과 집수조영역으로 구분되며, 각 영역에서는 균질열평형 모델이 적용되고, 대기영역은 수증기와 공기(기타 혼합기체)의 2개 성분으로 집수조영역은 1개 성분인 액체상태의 물로 구성된다. 또한, 각 영역에서는 주변 피동열침원과 열교환이 가능하다. 다음은 보수적인 분석을 위해 CONTEMPT-LT/028 모델링시 고려되는 일반적인 가정사항이다.

- 격납건물내 각 영역에서는 에너지 및 질량 보존의 법칙이 적용된다.
- 격납건물내 대기영역은 수증기와 공기로 구성되며 열적 평형상태에 있다.
- 배관파단부를 통해 방출된 유체는 순간적으로 격납건물 대기와 혼합되어 대기영역과 열적 평형상태에 도달한다.
- 송풍냉각기/피동열침원과 대기와의 열전달에 의해 생성된 응축수는 대기영역의 수증기분압에 해당하는 포화수의 조건으로 형성되며 즉시 집수조영역으로 이동한다.
- 격납건물 압력이 집수조영역의 물온도에 해당하는 포화압력보다 작으면, 집수조영역에서 대기영역으로의 비등이 발생한다.

- 대기영역과 집수조영역의 경계면에서 온도차 및 물농도차에 의한 응축과 증발이 일어난다.
- 대기중의 공기는 비응축성 기체로 가정되며 이상기체 상태방정식이 적용된다.

○ 1차계통 모델 :

노심붕괴열, 원자로냉각재계통의 금속-물 반응 및 원자로용기와의 열전달 등의 효과를 분석하기 위해 원자로용기 모델이 사용될 수 있다. 원자로용기가 격납건물 대기와 압력 평형상태에 있지 않다면 이 모델은 사용되지 않으므로 취출단계 및 재관수단계에서는 원자로 용기영역 모델이 사용되지 않는다. 재관수이후, 원자로냉각재 내부에너지, 붕괴열 및 기타 에너지원은 취출자료 형태로 격납건물 대기영역에 직접 더해진다.

○ 안전주입계통 모델 :

LOCA 사고시 장기간의 안전주입계통 작동효과는 취출 및 재관수단계후 원자로용기로 주입되는 냉각재에 의해 코드에서 계산된다. 원자로용기 영역에 대한 계산시에는 원자로용기 영역내의 물, 용기영역에 더해지는 열, 그리고 주입된 냉각수량 등이 고려된다. 안전주입수는 재장전수저장탱크 또는 격납건물 재순환집수조로부터 공급되며, 주입된 물의 일부는 유실되어 격납건물 집수조영역에 누수된 항목으로 직접 추가될 수 있다. 취출 또는 원자로용기 재관수/재관수후 단계에서 안전주입계통 작동에 의한 효과는 코드모델로 고려하지 않고 취출자료에 포함된다.

○ 열제거계통 모델 :

격납건물 능동열제거계통 모델을 의미하는 것으로 격납건물 살수계통과 격납건물 송풍냉각계통이 있다. 격납건물 살수온도는 정상운전시 재장전수의 최대온도를 가정하며, 살수유량은 설계시 고려된 정격유량을 사용한다.

○ 열전달 모델 :

LOCA 및 MSLB 사고시 열전달은 격납건물 대기, 집수조, 원자로용기내 냉각수, 그리고 격납건물 내부에 노출된 표면사이에서 일어난다. 이러한 표면으로는 내부구조물, 원자로냉각재 또는 2차계통 외부기기, 다른 가능한 열제거원이나 열원 등이 있다. 격납건물 영역과 이들 열전도체사이의 열전달은 표면적, 표면온도, 열전달계수, 열전도체의 배치형태 및 열적특성에 의해 결정된다. 냉각재상실 사고의 경우, 격납건물 대기영역으로부터 열제거원으로의 열전달을 결정하기 위해 취출기간 동안 Tagami 응축열전달함수가 사용된다. Tagami 상관식이 고차원의

난류를 가진 일차냉각재파단사고에 대하여 개발되었기 때문에, 주증기관파단사고에 대해서는 Uchida 응축열전달계수가 사용된다. 또한 Uchida 응축열전달계수는 냉각재상실사고의 경우 취출단계 이후에 적용된다.

○ 피동열침원 모델 :

상기 열전달 모델에서 언급한 각 열전도체의 기하학적 형태, 표면적, 경계조건 및 서로 다른 구성재질이 열전도 계산을 위한 피동열침원 모델에 포함된다. 각각의 구분된 열전도체 모델은 격납건물의 구조물을 구성하고 있는 모든 구성재질들을 포함한다. 일반적으로 격납건물벽은 수 mils 두께의 보호도장, 철재라이너, 공기층 및 수 피트 두께의 콘크리트로 구성된 4가지 재질로 모의된다. 참고로, 고리 2호기는 이중격납건물로 되어 있고 철재 격납건물과 콘크리트 방호벽이 환형공간으로 이격되어 있어 공기층을 별도로 모의할 필요가 없다.

2) 분석 입력

고리 2호기 FSAR에 기술된 격납건물 관련계통의 기능 및 설계현황에 근거 다음 (라)항의 격납건물 압력/온도 시범적용 분석에 적용된 입력내용을 기술하였다. 사고시 격납건물 사고완화계통으로는 격납건물 살수계통, 격납건물 송풍냉각기, 잔열제거계통, 1차측기기냉각수계통, 1차측냉각해수계통이 포함되나, 1차측냉각해수계통은 격납건물 압력/온도 분석을 위한 입력을 제공하지 않는 바, 기술내용에서 제외하였다.

○ 격납건물 :

고리 2호기 격납건물 압력/온도 분석시 사용된 격납건물 설계자료 표 3.1.48 같다.

○ 격납건물 냉각계통 :

고리 2호기 격납건물 압력/온도 분석시 사용된 격납건물 살수계통, 송풍냉각기, 잔열제거계통 및 1차측 기기냉각수 계통의 설계자료는 표 3.1.48과 같다.

- 격납건물 살수계통 (Containment Spray System) : 격납건물 살수계통은 재장전수저장탱크, 재순환집수조, 2대의 격납건물 살수펌프, 2개의 독립된 주살수모관, 배관 및 계측장비들로 구성되어 있다. 격납건물 살수계통은 원자로냉각재 압력경계 또는 격납건물 내부에서의 주증기 및 주급수계통의 배관파단시 격납건물 상부에서 냉각수를 살수함으로써 격납건물내 압력과 온도를 감소시키며, 핵분열생성물을 제거하도록 설계되어 있다. 격납건물 살수펌프는 재장

전수저장탱크 또는 재순환집수조로부터 냉각수를 취수하여 살수모관 및 각 살수노즐을 통해 격납건물 대기로 살수용액을 방출하도록 설계되어 있다.

- 격납건물 송풍냉각기 (Reactor Containment Fan Cooler) : 송풍냉각기는 Fan과 Cooling Coil로 구성되어 있으며 2개의 독립된 계열에 각각 2개의 송풍냉각기를 가지고 있다. 송풍냉각기는 1차측기기냉각수계통으로부터 냉각수를 공급받으므로 재순환운전시 기기냉각수계통의 열부하가 증가하면 냉각수의 온도가 상승하고 유량이 감소하여 송풍냉각기의 열제거 효율이 저하될 수 있다. 따라서, 사고시 송풍냉각기의 열제거능력은 기기냉각수계통의 냉각수 온도상승 효과를 고려하여 보수적 온도 조건에서의 열제거율을 적용한다.

- 잔열제거계통 열교환기, 1차측기기냉각수계통 및 재장전수저장탱크 : 냉각재 상실사고후 안전주입계통 및 격납건물 살수계통은 재장전수저장탱크의 냉각수를 이용하여 원자로냉각재계통 및 격납건물 대기로 냉각수를 주입한다. 재장전수저장탱크의 냉각수가 고갈되면 재순환단계가 시작되는데 이러한 격납건물 장기 냉각기간동안, 안전주입계통은 격납건물 재순환집수조로부터 냉각수를 유입하여 잔열제거계통 열교환기를 통해 원자로냉각재계통으로 냉각수를 재순환시킨다. 즉, 잔열제거계통 열교환기는 재순환수로부터 에너지를 제거하는 기능을 수행하며 이때 열교환기의 냉각수로는 1차기기냉각수가 사용된다.

○ 피동열침원 :

고리 2호기 FSAR 표 6.2-41 및 6.2-42에 근거, 격납건물 압력/온도 분석을 위한 피동열침원 모델을 작성하였다.

3) 코드 검증 분석

고리 2호기 FSAR은 CONTEMPT-LT/026을 사용하여 격납건물 압력/온도 분석을 수행하였는 바, FSAR에 기술된 질량/에너지 방출자료 및 격납건물 설계 자료를 참조하여 CONTEMPT-LT/028(PC Version) 전산코드의 적용 가능성을 확인하고자 검증분석을 수행하였다.

본 검증분석에서는 고리 2호기 FSAR을 기준하여 분석모델을 개발하고 Base Deck 입력을 작성하였으며 이렇게 작성된 입력자료를 근거로 고리 2호기 FSAR의 대표적 설계기준사고인 LOCA 4개와 가장 제한적인 MSLB 1개 Case를 분석대상사고로 선정하여 검증분석을 수행하였다. 분석결과, 고리 2호기 FSAR 대비 격납건물 압력 및 온도 측면에서는 각각 -4.9% ~ +3.9% 및 -16.2% ~ +0.3%의

차이를 보여주고 있다. 동 분석결과를 LOCA와 MSLB로 구분하여 검토하면, LOCA의 압력 분석결과는 FSAR 대비 최대 4% 이내로, 온도 분석결과는 1개 Case를 제외하고 약 1% 이내로 접근하고 있으며 MSLB 압력 분석결과는 약 5% 이내, 온도는 최대 15%까지 낮게 평가되었음을 알 수 있다(표 3.1.49 참조). MSLB의 경우에 FSAR과 비교하여 15%(60 °F) 이상 현저히 온도가 감소한 것은 고리 2호기 FSAR 당시 MSLB 분석방법론이 확립되지 않은 단계에서 WH사의 보수적인 분석지침에 근거하여 MSLB 분석이 수행되었기 때문인 것으로 판단된다.

결론적으로, LOCA 및 MSLB에 대한 격납건물 압력 분석결과는 모든 대상사고에 대하여 FSAR 대비 최대 5% 이내의 오차범위 내에서 일치하고 있는 바, 고리 2호기에 대한 CONTEMPT-LT/028 분석모델의 적정성을 보여주고 있다.

#### (다) 시범 적용 분석

본 고리 2호기 기기검증 환경조건 개발을 위한 격납건물 압력/온도 시범적용 분석은 KOPEC-SD 및 KEPRI의 최적 전산코드(RELAP5/MOD3, RETRAN-3D)를 이용한 질량/에너지 방출분석과 병행하여 수행되었다. 즉, KOPEC-SD가 RELAP5/MOD3를 이용하여 LOCA시 질량/에너지 방출자료를 생산하고 KEPRI가 RETRAN-3D를 이용하여 MSLB시 질량/에너지 방출자료를 생산하면 이를 적용하여 격납건물 압력/온도 분석을 수행하고 최종적으로 고리 2호기 기기환경 검증조건을 작성하는 업무흐름을 가지고 있다.

따라서, 본 절에서는 KOPEC-SD 및 KEPRI로부터 제공된 LOCA 및 MSLB Case에 대한 격납건물 압력/온도 분석 수행결과에 대하여 기술하였다.

##### 1) LOCA시 격납건물 압력/온도 분석

최적 분석기법을 적용한 고리 2호기 기기환경검증조건 개발을 위하여 KOPEC-SD는 최적 전산코드인 RELAP5/MOD3를 이용, LOCA시 질량/에너지 방출자료를 생산하고 동 자료와 상기 (나)항의 분석 입력자료를 이용하여 Short Term 및 Long Term 격납건물 압력/온도 분석을 수행하였다.

고리 2호기 FSAR 검토 결과 및 표준원전 설계경험에 근거, LOCA에 대한 격납건물 압력/온도 분석에서는 기기환경검증조건 결정에 주요한 사고인 고온관,



저온관 및 펌프흡입관 양단파단사고, 소형냉각재상실사고 등 총 6개 Case를 선정하였으며, 각 사고추이에 대해 단일능동고장을 가정하여 가장 심각한 사고환경이 포함되도록 고려하였다. 특히, 소형 냉각재상실사고는 WH형 원전에는 통상 고려되지 않는 것이 일반적이거나 표준원전의 설계경험상 소형 냉각재상실사고가 장기간의 기기환경검증조건 결정에 영향을 미칠 수 있으므로 분석대상 사고에 추가하였다.

- 분석대상사고(그림 3.1.65 ~ 그림 3.1.70)
  - DECLB, Max. ECCS Flow, CSS Failure
  - DEHLB, Max. ECCS Flow, CSS Failure
  - DESLB, Max. ECCS Flow, CSS Failure
  - DESLB CD 0.6, Max. ECCS Flow, CSS Failure
  - DESLB, Min. ECCS Flow, CSS Failure
  - SBLOCA Break Size 0.2ft<sup>2</sup>

상기 6개 분석대상사고에 대한 격납건물 압력/온도 분석을 수행한 결과, 고리 2호기 FSAR LOCA 분석결과 대비 격납건물 침투 온도를 상당히 감소시킴으로써 기기검증을 위한 환경조건 완화라는 분석목적에 부합된 결과를 도출하였다.

○ 분석결과 (표 3.1.50 참조)

- 침투 압력은 DEHLB, Max. ECCS Flow, CSS Failure Case시 발생한 53.5 psia로 FSAR 분석결과(침투압력 52.9 psia) 및 검증분석결과(53.2 psia)대비 각각 0.6 psi 및 0.3 psi 증가하였음.
- 침투 온도는 DEHLB, Max. ECCS Flow, CSS Failure Case의 경우에 발생한 260°F로 FSAR 분석결과(침투온도 290°F) 및 검증분석결과(침투온도 288°F) 대비 각각 30°F 및 28°F 감소하였음.
- 따라서, LOCA 질량/에너지 방출자료 생산에 최적 분석기법을 적용할 경우, 침투압력(53.5 psia)은 다소 증가하나 고리 2호기 설계압력(59.5 psia) 대비 약 11%의 설계여유도를 가지고 있으므로 문제가 없으며 침투온도는 상당히 완화시킬 수 있음을 확인하였음.

## 2) MSLB시 격납건물 압력/온도 분석

최적 분석기법을 적용한 고리 2호기 기기환경검증 조건 개발을 위하여 KEPRI는 최적 전산코드인 RETRAN-3D 전산코드를 이용, MSLB시 질량/에너지 방출자료를 생산하고 동 자료와 상기 (나)항의 분석 입력자료를 이용하여 MSLB에 대한 격납건물 압력/온도 분석을 수행하였다. MSLB의 분석대상사고 선정을 위해 출력준위, 파단면적, 파단유형 및 단일고장기준 적용에 대한 Break Spectrum 검토를 수행하였으며 이를 근거로, 최종 분석대상 사고를 다음과 같이 선정하였다.

- 분석대상사고(그림 3.1.76 ~ 그림 3.1.85)
  - 102% Power, DER, Break Size 1.42ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 70% Power, DER, Break Size 1.42ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 30% Power, DER, Break Size 1.42ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 0% Power, DER, Break Size 1.42ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 102% Power, Split, Break Size 0.92ft<sup>2</sup>/0.82ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 70% Power, Split, Break Size 0.73ft<sup>2</sup>/0.66ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 30% Power, Split, Break Size 0.74ft<sup>2</sup>/0.63ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 0% Power, Split, Break Size 0.6ft<sup>2</sup>/0.57ft<sup>2</sup>, CSS Failure
  - 102% Power, DER, Break Size 1.42ft<sup>2</sup>, MSIV Failure
  - 102% Power, DER, Break Size 1.42ft<sup>2</sup>, SI Failure

상기 10개 분석대상사고에 대한 격납건물 압력/온도 분석을 수행한 결과, 고리 2호기 FSAR MSLB 분석결과 대비 격납건물 침투 온도를 크게 감소시킴으로써 기기검증을 위한 환경조건 완화라는 분석목적에 부합된 결과를 도출하였다.

### ○ 분석결과 (표 3.1.51 참조)

- 침투 압력은 102% Power, DER, Break Size 1.42ft<sup>2</sup>, MSIV Failure Case시 발생한 47.8 psia로 FSAR 분석결과(침투압력 55.9 psia) 및 검증분석(침투압력 53.9 psia) 대비 각각 8.1 psi 및 6.1 psi를 감소시켰음.
- 침투 온도는 70% 출력준위, 양단파단면적 1.42ft<sup>2</sup>, CSS 상실의 경우에 발생한 320°F로 FSAR 분석결과(침투온도 393°F) 및 검증분석(침투온도 329°F) 대비 각각 73°F 및 9°F를 감소시켰음.

- 따라서, MSLB 질량/에너지 방출자료 생산에 최적 분석기법을 적용할 경우, 격납건물내 침투 압력은 물론, 기기환경검증조건에 중요한 침투 온도를 크게 완화시킬 수 있음을 확인하였음.

#### (5) 최적기술 적용성 검토

본 절에서는 최적 전산코드인 RELAP5/MOD3 및 RETRAN-3D의 LOCA 및 MSLB 질량/에너지 방출자료를 이용한 격납건물 압력/온도 분석 결과를 고리 2호기 FSAR에 기술된 WCAP-8587의 환경조건과 비교함으로써 최적 기법의 고리 2호기 적용 가능성을 검토하였다.

그림 3.1.86 ~ 그림 3.1.89은 LOCA/MSLB 사고에 대한 격납건물 압력/온도 분석결과와 WCAP-8587 환경검증조건을 비교한 것으로 고리 2호기 격납건물 압력/온도 분석에 최적 사고분석 기법을 적용함으로써 기존 WCAP-8587 환경조건 대비 상당한 여유도를 확보할 수 있음을 확인하였다.

다만, LOCA Case중 DESLB, Min. ECCS Flow Case에 대한 20000초 이후의 장기간 격납건물 압력/온도 분석 결과와 MSLB Case중 출력준위 0%, Split Break Case에 대한 온도 분석결과가 WCAP-8587의 환경조건을 다소 초과하고 있으나 LOCA의 경우에는 이미 격납건물내 압력/온도 환경조건이 상당히 완화된 시점에서 발생한 사항이며 MSLB의 경우에는 격납건물 압력조건이 살수작동설정에 도달하지 못하여 격납건물 살수시스템의 작동없이 도출된 결과이므로 최적 분석기법 적용성에 영향을 주지는 않을 것으로 판단된다.

이러한 검토결과에 근거, 고리 2호기를 대상으로 수행된 격납건물 압력/온도 최적 분석기법은 환경검증조건 개발에도 적절히 사용될 수 있음을 확인하였다.

#### (6) 격납건물 최적 환경검증 조건 개발

본 절에서는 앞에서 검토한 격납건물 압력/온도 최적분석 내용에 영광 3,4호기 이후 표준원전의 기기환경검증조건 작성 방법론을 적용하여 고리 2호기 FSAR의 WCAP-8587 대비 완화된 최적 기기환경검증조건을 개발하고자 하였다.

고리 2호기에 적용 가능한 최적 기기환경검증조건 작성내용은 다음과 같다.

○ 고리 2호기 최적 격납건물 기기환경검증조건 결정(그림 3.1.90, 91 참조)

- 격납건물 초기 조건으로부터 LOCA/MSLB 사고후 초기 10초 동안 초기 침투압력 및 침투온도를 고려하여 가장 급격한 압력/온도 상승률을 유지하면서 동시에 적절한 여유도를 가지고 모든 사고조건을 포함하는 환경조건 설정
- 침투 압력/온도 관점에서 IEEE-323-1974에서 제시하고 있는 유형시험을 위한 여유도기준(압력여유도 10%, 온도여유도 15°F)을 적용, 환경검증 침투 압력/온도 조건을 설정
- 사고후 격납건물의 과열대기 조건에서 살수계통에 의해 급격히 포화조건으로 냉각되는 현상을 모사하여 환경조건 설정
- 적절한 여유도를 가지고 MSLB 후반부와 LOCA 재관수단계후까지의 격납건물 압력/온도 조건을 모두 포함하는 환경조건 설정
- 대형 LOCA 및 SBLOCA에 의해 유발되는 1000초 이후의 장기 격납건물 압력/온도 분석 결과를 고려하여 환경조건 설정

상기 과정을 거쳐 결정된 고리 2호기 최적 격납건물 기기환경검증조건은 다음과 같다.

○ 고리 2호기 최적 격납건물 기기환경검증조건 (그림 3.1.92 참조)

- 1 초	:	185 °F	10 psig
- 10 초	:	292 °F	45 psig
- 50 초	:	340 °F	45 psig
- 300 초	:	340 °F	45 psig
- 320 초	:	250 °F	45 psig
- 1000 초	:	250 °F	45 psig
- 10000 초	:	250 °F	35 psig
- 100000 초	:	235 °F	15 psig
- 1000000 초	:	180 °F	10 psig

결과적으로, 고리 2호기 격납건물내 안전성관련 기기에 대한 환경검증 조건 개

발에 RELAP5/MOD3 및 RETRAN-3D 전산코드를 이용한 최적 사고분석 기법을 적용함으로써 기존 WCAP-8587의 환경조건을 상당히 완화시키는 결과를 도출할 수 있었다.

#### 다. 보조건물(MSIV 격실) 압력/온도 분석 적용성 검증

##### (1) 분석 목적

격납건물 외부의 사고시 환경조건과 관련하여 보조건물내 안전성관련 기기를 수용하고 있는 격실중 가장 심각한 사고환경에 노출될 수 있는 대표적인 곳이 주증기격리밸브(MSIV) 격실이다. 이는 MSIV가 위치한 격실 내에는 반드시 고에너지 배관인 주증기 및 주급수 배관이 배치되어 있기 때문이며, 이들 배관의 가상파단을 가정하여 구조물, 계통 및 기기의 안전기능이 보장되어야 한다. 그러나, 고리 1,2호기를 포함한 국내 초기 원전의 경우 MSIV 격실에 대한 사고해석이 수행되지 않았다. 따라서 MSIV 격실 가압분석에서는 최적 분석 전산코드인 RETRAN-3D를 사용한 질량/에너지 방출 자료를 이용하여 고리 2호기 보조건물내 MSIV Room의 압력/온도 분석을 시범적으로 수행하고, 이를 표준원전의 방법론을 적용하여 생성한 질량/에너지 방출 자료를 사용한 분석결과와 비교함으로써 최적 분석기술의 가동중 원전 적용성을 간접적으로 평가하고자 한다.

##### (2) 사고해석 관련 요건

격실내 압력/온도 분석에 관련된 사고해석 요건은 10CFR50 App.A GDC4, SRP3.6.1 [3.1.70] 및 SRP6.2.1.2 [3.1.71]에 제시되어 있으며 주요 내용은 다음과 같다.

- 주증기격리밸브 격실에서는 주증기관 및 주급수관의 축방향파단에 의한 격실 가압 효과를 분석하여야 한다. 파단면적은 최소 1 ft<sup>2</sup> 이상으로 가정하여야 한다.
- 가상 배관파손에 의해 가압현상이 발생하는 격실에 대해 격실가압을 제한하는 전용 압력방출통로(Blowout Panel 포함)를 고려해야 한다.
- 격실의 Node는 압력차가 최대화되는 관점에서 수립되도록 최적화되어야 한다.
- 사고 초기조건은 격실내 차압 분석결과가 최대화되도록, 발전소 정상운전 조건 중 최소압력, 최소온도 및 최대 상대습도를 가정하여야 한다.

### (3) MSIV 격실 압력/온도 분석 시범적용

#### (가) 전산코드 및 가정사항

격실 온도/압력 분석에는 울진 3,4호기를 포함하여 표준원전 기기 내환경 검증 사고해석에 사용되어온 COMPARE/MOD1A 전산코드[3.1.72]를 사용하였으며, 동 전산코드는 고에너지배관 파단사고시 격납건물 내·외부 격실의 압력/온도 분석을 위해 광범위하게 사용되고 있다. COMPARE/MOD1A 전산코드를 사용하여 격실 압력/온도 분석시 적용되는 일반적인 가정사항 및 분석모델은 다음과 같다.

- 보조건물내 MSIV Room의 기기 내환경 검증 사고해석시 구조물 및 기기 등에 의한 단기간의 열전달 효과는 보수적으로 무시함.
- 보조건물내 MSIV Room의 기기 내환경 검증 사고해석시, HVAC Opening에 설치된 Louver는 정상운전시 개방되어 있으며 유효면적은 총 면적의 80%로 가정함.
- 보조건물내 MSIV Room의 기기 내환경 검증을 보수적으로 평가하기 위해, 초기 온도, 초기 압력 및 초기 상대습도는 각각 최대 온도 122 °F, 최소 압력 14.6 psia 및 최소 상대습도 7%로 가정함.
- Net Free Volume 계산에 고려되지 않은 기타 구조물 및 기기 등을 고려하기 위해 Gross Volume에서 30% 감소된 Net Free Volume을 사용함.
- Net Flow Area 계산에 고려되지 않은 기타 구조물 및 기기 등의 영향을 고려하기 위해 Junction Flow Area에서 10% 감소된 Net Flow Area를 사용함.
- 보조건물내 MSIV Room에서 MSLB 사고가 발생할 경우, 유동 방향성이 없는 Homogenous Equilibrium을 가정함.

#### (나) 분석 모델

##### ○ Nodalization 모델

EQ 관점에서의 압력/온도 조건을 적절히 평가하기 위해 다음사항을 고려하여 보조건물내 MSIV 격실의 Control Volume (Node)을 압력구배가 최소화되도록 3개 영역으로 구분함.

- 구조물의 기하학적 경계면과 형상 고려
- Critical Flow 발생 지점 고려
- 유동방향에 직각인 Flow Path 고려
- 물리적인 유동현상을 잘 반영할 수 있는 Junction을 고려
- 매우 체적이 큰 노드와 상대적으로 매우 작은 Control Volume의 연결은 피함.
- Node #1 : MSIV가 설치되고 T/B 건물에 인접한 소격실
- Node #2 : MSL이 격납건물을 관통하여 지나가며 Node #1과 인접한 소격실
- Node #3 : Node #1 및 Node#2가 Blowout Panel을 통하여 보조건물 외부 대기와 접하는 영역

○ Junction 모델

- 보조건물내 MSIV Room의 기기 내환경 검증을 평가하기 위한 Junction은 두 인접한 Control Volume 사이의 유로면적이 최소인 지점을 선정함.
- 격실내부에서 형성되는 유동장은 내부의 구조물 및 기기 등의 영향을 받아 특성이 변화되므로 Junction으로 고려됨.
- Junction의 유동을 계산하기 위해서 고려되는 Junction Inertia 는 다음과 같이 계산됨.

$$I_j = \left( \frac{L_i}{2A_i} \right) + \left( \frac{L_k}{2A_k} \right) + \left( \frac{2D_h + l}{A_c} \right)$$

단,

$A$  = volume minimum flow area ( $ft^2$ )

$L$  = volume flow length ( $ft$ )

$j$  = room junction index

$i, k$  = subscripts denoting the two control volumes

$D_h$  = hydraulic diameter of the opening ( $ft$ )

$A_c$  = cross-sectional area of the junction opening ( $ft^2$ )

$l$  = length/thickness of the junction opening ( $ft$ )

- Junction의 유동을 계산하기 위해서 고려되는 Junction Loss Coefficient는 다음과 같이 계산됨.

$$K = K_{Entrance} + K_{Exit} + K_{Orifice} + K_{Friction}$$

$$= 0.5 \left( 1 - \frac{A_0}{A_1} \right) + \left( 1 - \frac{A_0}{A_2} \right)^2 + \tau \sqrt{1 - \frac{A_0}{A_1}} \times \left( 1 - \frac{A_0}{A_2} \right) + f \frac{l}{D_H}$$

단,

$A_0$  or  $F_0$  = Junction area [ $ft^2$ ]

$A_1$  or  $F_1$  = Upstream cross sectional area normal to flow [ $ft^2$ ]

$A_2$  = Downstream cross sectional area normal to flow [ $ft^2$ ]

$D_H$  = Hydraulic diameter [ $ft$ ]

$\Pi_0$  = Wetted perimeter [ $ft$ ]

$f$  = Friction loss coefficient

$l$  = Junction length [ $ft$ ]

$\bar{f}$  = cross section coefficient ( $=F_0/F_1$ )

$$D_H = \frac{4 \cdot A_0}{\Pi_0}$$

○ Mass/Energy 방출량 모델

- 보조건물내 MSIV Room의 기기 내환경 검증을 평가하기 위한 Mass/Energy Release Rate는 단일 홈파단(Slot Break)으로 가정함.
- 격실에서 예상되는 압력과 온도 천이는 방출 질량과 에너지에 의존하므로 정상상태의 계통조건중 가장 보수적인 압력과 온도를 선정하여 방출량을 계산함.
- 일반적으로 고에너지배관은 파단부위에서 Critical Flow를 보임. 파단부위에서의 방출량은 방출계수, 파단면적, 임계질량속의 곱으로 계산되며, Infinite Reservoir에서는 일정한 열역학적 상태를 가정할 수 있음. 임계질량속을 계산하기 위해 건도 6 % 이하의 유체인 경우 Henry Fauske 모델을 사용하고 6 % 이상의 건도를 유지한다면 Moody 모델이 적절하며, 단상의 증기일 때는 균질평형모델 사용이 적절함. 방출계수는 실험에 의해 설정된 값이 없을때는 1.0 이 적용되며, 0.6 이하의 방출계수 사용은 금지됨.

(다) 시범적용 분석

고리 2호기에 대한 시범적용 분석은 MSIV 격실에서 1  $ft^2$ 의 주증기배관 파단을 가정하였으며, 최대 온도가 발생하는 Case를 찾기 위해 배관파단 위치 및 출입문 개폐상태에 따라 다음의 4개 Case에 대한 격실의 압력/온도 분석을 수행하였다. 배관파단시 질량/에너지 방출자료는 우선적으로 최적 분석 전산코드인 RETRAN-3D에서 생산된 자료를 사용하였으며, 다음으로는 최적 분석에 대한 적용성 평가를 위해 표준원전에서 사용하는 방법론과 동일하게 방출계수 1.0의 Moody 모델을 적용하여 보수적으로 일정한 임계유량을 가정한 질량/에너지 방출



자료를 사용하였다.

○ 배관파단 위치 및 분석 대상사고 선정

- Case 1 : Node #1 (MSIV 위치) 에서 MSL 파단시 Node #1과 #2 사이의 출입문 폐쇄 상태
- Case 2 : Node #2 (격납건물 관통부 위치) 에서 MSL 파단시 출입문 폐쇄 상태
- Case 3 : Node #1에서 MSL 파단시 출입문 개방 상태
- Case 4 : Node #2에서 MSL 파단시 출입문 개방 상태

1) LOFTRAN 입력(최적 분석방법)에 의한 분석 결과

4개 Case에 대한 예비 분석결과 출입문이 개방상태이며 Node 1에서 배관파단이 발생한 Case 3가 최대 온도 관점에서 가장 심각한 경우로 선정되었으며, 또한 이 경우 Node 2 보다 Node 1에서 상대적으로 더 높은 최대온도가 발생하였다. 그림 3.1.94 및 그림 3.1.95는 Case 3의 각 Node에서의 압력과 온도를 보여준다. 분석결과 Node 1의 격실 벽체에 미치는 최대 압력은 약 33 psia, 최대 온도는 330 °F로 나타났다.

2) Moody 모델의 보수적 입력(표준원전 분석방법)에 의한 분석 결과

고리 2호기는 격납건물 외부 격실에 대해 표준원전에서와 같이 격실 가압분석을 수행하지 않았으므로, 최적 분석방법에 대한 비교기준을 정량적으로 제시하기 위해 표준원전의 분석방법에 따라 Moody 임계유동 모델을 적용한 보수적 질량/에너지 방출자료를 입력으로 하여 동일한 Case 3에 대해 압력/온도 분석을 수행하였다. 분석결과 그림 3.1.96 및 그림 3.1.97과 같이 Node 1에서 각각 최대 압력 19 psia, 최대 온도 310 °F가 발생하였다.

3) 최적 분석방법 및 표준원전 분석방법 비교 평가

그림 3.1.98 및 그림 3.1.99는 Case3에 대해 위에서 수행한 최적 분석방법 및 표준원전 분석방법에 의한 분석결과를 각각 압력 및 온도 관점에서 비교한 결과를 보여준다. 비교 검토결과, 압력 측면에서는 최적방법론을 사용한 경우가 낮은 결과를 보여주나, 온도 측면에서는 최적분석 방법을 사용한 분석결과(330 °F)가 오히려 표준원전의 보수적 방법을 사용한 분석결과(310 °F)보다 약 20 °F 높게 나

타났다. 따라서, 기기 내환경 검증 온도조건이 압력보다 민감한 인자임을 고려할 때 LOFTRAN에 의한 격납건물 외부의 최적 사고해석 방법론은 현 단계에서 충분히 최적화 되었다고 판단되지 않는다. 그러나, 표준원전의 MSIV 격실내 주증기관 파단사고시 온도조건이 약 360 °F에서 약 400 °F 범위에서 평가되고 있음을 감안할 때, 고리 2호기에 시범적용한 최적 분석방법은 약 30 °F 이상의 온도 완화 경향을 보여주고 있으므로 일단 LOFTRAN에 의한 최적방법도 Entrainment 모델 등 추가 보완을 통해 가동중 원전에 적용 가능할 것으로 예상된다.

## 라. 격납건물 방사선환경 분석 적용성 검증

### (1) 분석목적

고리 원자력발전소 2호기 기기 내환경검증(EQ, Environmental Qualification) 사고분석 시범적용 과제에서 수행해야 할 업무 중 하나인 방사선환경 분석은 안전성에 중요한 기기가 설치된 각 지역에 대하여 내환경검증 평가를 위한 환경인자 중 하나인 방사선인자, 즉 그 지역에 설치된 기기의 총누적흡수선량(TID, Total Integrated Dose)을 제공하는 데 그 목적이 있다.

참고로, 총누적흡수선량은 기기가 설치지역에서 발전소 운영 중 받을 수 있는 최대 누적흡수선량을 의미하며 정상운전시 발전소 수명기간 동안 기기에 흡수될 수 있는 누적 방사선량과 설계기준사고시 기기의 작동요구기간 동안 기기에 흡수될 수 있는 누적 방사선량을 합하여 결정된다.

### (2) 분석전제 및 범위

고리 2호기를 비롯한 국내 가동중 원전에 대한 기기 내환경 검증은 10CFR50.49, NUREG-0588 Category I 등 최신 규제요건 및 기술기준을 적용할 예정인 바, 본 방사선환경 분석에서는 최신의 관련 기준을 적용한다.

고리 2호기 기기 내환경검증 사고분석 시범적용 과제에서의 방사선환경 분석 범위는 안전성에 중요한 기기가 설치된 지역 중 격납건물 내부지역으로 국한한다.

### (3) EQ 방사선환경 분석 관련 규제요건 및 기술기준 검토

기기 내환경검증을 위한 방사선환경 분석과 관련된 규제요건, 기술기준 등을 발행 연대별로 살펴보면 다음과 같다.

- 1973. 12 : IEEE 323-1974 발행
- 1974. 06 : 미국 Kewaunee 원자력발전소 상업운전
- 1974. 11 : Regulatory Guide 1.89, Rev.0 발행
- 1979. 03 : TMI-2 사고
- 1979. 11 : IE Bulletin 79-01B (DOR Guidelines) 발행
- 1979. 12 : NUREG-0588, Rev.0 (For Comments) 발행
- 1981. 07 : NUREG-0588, Rev.1 발행
- 1983. 02 : 10CFR50.49, 안전성에 중요한 전기기기에 대한 환경검증요건 제정
- 1984. 06 : Regulatory Guide 1.89, Rev.1 발행

이들 중 방사선환경 분석과 관련된 주요 규제요건 및 기술기준을 검토한 결과내용을 이어지는 소절에 요약, 기술한다.

### (4) DOR Guidelines 검토

IE Bulletin 79-01B(DOR Guidelines)의 내용에는 가동중 원전 기기 환경검증을 위한 사고시 방사선환경 분석지침이 포함되어 있으며 주요 내용은 다음과 같다.

#### LOCA시 격납건물내부 방사선환경

건식 격납건물을 가진 PWR에서 LOCA시 격납건물 내부에 대한 감마선 TID로  $2E+07$  rads를 제시하고 있다. 이 TID 값은 LOCA시 격납건물 대기중 Iodine 핵종을 제거하는 격납건물 살수가 없는 경우에도 적용할 수 있을 만큼 충분히 보수적이며, 이보다 작은 선량에 대해서는 NRC Staff는 세부적인 평가를 통하여 수용가능 여부를 결정한다고 기술되어 있다.

베타선 TID로는  $2E+08$  rads를 제시하고 있으며 이는 기기의 외부물질에 의한 자체 차폐효과를 고려하지 않은 보수적인 기기표면 선량이다.

단위밀도의 외부물질을 가진 기기에서 외부물질 두께와 베타선 차폐인자의

상관관계를 다음과 같이 제시하고 있다.

- 1st 1/10 value layer : 30 mils

- 2nd 1/10 value layer : 40 mils

(두께 70 mils인 단위밀도 물질은 베타선량을 1/100 감소시킴을 알 수 있음)

적절한 차폐인자를 고려한 베타선량이 감마선량의 10% 이하로 계산될 경우, TID 평가에 베타선을 무시할 수 있음을 명시하고 있다. (참고: 이러한 내용은 Regulatory Guide 1.89, Rev.1, Section C.2.c.6에도 있음)

전기 cable이 베타선에 가장 취약함을 제시하고 있다.(참고: 'Kewaunee EQ Plan'문헌에서는 대부분의 기기에 있어서 베타선은 심각한 문제가 아니나 노출된 계기 cable, 관통관 Pig-Tail Leads, Splices 및 개구부가 있는 외부를 가진 기기에 대하여는 평가가 수행되어야 함을 제시)

#### MSLB 사고시 격납건물내부 방사선환경

격납건물내부에 대한 감마선 TID가  $2E+06$  rads인 점을 제외하고는 LOCA시와 동일함을 명시하고 있다.

#### 기타

일반적으로 기기의 내방사선검증에서 선량계산에 가정된 작동요구기간은 최소한 1시간이어야 함을 제시하고 있다.

건식 격납건물을 가진 PWR에서 LOCA 또는 MSLB 사고시 격납건물내부 중심점에서의 보수적인 감마선 TID값을 발전소 Specific Parameter에 따른 보정으로 구하는 방법을 제시하고 있다. 이 평가방법에서 방사선원은 TID-14844에 기초하고 있으며, 상기의 전형적인 감마선 TID값( $2E+07$  rads)을 보정하기 위해 사용되는 발전소 Specific Parameter는 원자로출력준위, 격납건물 체적, 콘크리트 차폐두께, 격실 체적, 그리고 기기의 작동요구기간이다.

격납건물 Sump 표면위, Sump 액체속 등 세부위치에서의 방사선환경분석 지침은 제공되어 있지 않으며 경우별로 평가되어야 함을 명시하고 있다.

(5) NUREG-0588 (Rev.1) 검토

NUREG-0588 (Rev.1) 문헌은 안전성에 중요한 전기기기의 내환경검증 일부분 야에 대한 NRC Staff의 잠정적 입장을 제공하고 있으며, 내용은 'Part I : NUREG-0588, Rev.0 (For Comments)'와 'Part II : Public Comments에 대한 NRC Staff의 해결내용'으로 구성되어 있다.

본 문헌에는 다음과 같은 미국 원전의 EQ 요건이 포함되어 있다.

- 1980. 05. 23 이전 OL 취득 발전소 : DOR Guidelines 적용
- 1974. 07. 01 이전 CP 취득, 1980. 05. 23 이후 OL 취득 발전소 : IEEE 323-1971, NUREG-0588 Category II 적용
- 1974. 07. 01 이후 CP 취득 발전소 : IEEE 323-1974, NUREG-0588 Category I 적용

그리고, Category I을 적용해야 할 원전에 대하여 사고시 격납건물내부 방사선 환경 분석을 위한 Parameter들을 다음과 같이 설정하고 있다.

○ LOCA시 방사선환경을 결정하는데 사용해야할 Source Term으로서 다음과 같은 핵종군별 노심 방사능재고량 분율이 노심으로부터 격납건물대기로 일시에 방출

- Noble Gas : 1.0
- Iodine : 0.5
- 기타 Solid : 0.01 (원자로냉각재에 포함되어 Sump로 직접 이동)

○ 격납건물 및 보조구조물의 여러 지역내 시간중속 핵분열생성물 이송을 고려해야함

○ 건식 격납건물을 가진 PWR의 경우, 상기 Source Term이 격납건물내 균일하게 분포된다는 가정은 적절하고 현실적임

○ 격납건물내 공기중방사능을 제거하고 방사능을 재분포시키는 ESF 계통(예, 격납건물살수계통)의 효과는 소외선량 계산에서와 동일한 가정(SRP Section 15.6.5 참조)을 사용하여 평가되어야 함

○ 공기중방사능의 자연침적(즉, Plate-Out)은 Mechanistic Model과 모델 Parameter에 대한 최적평가를 사용하여 결정되어야 함

○ 기기의 위치 및 차폐로 인해 선량(율)이 감소된다는 분석 입증할 수 없다면, 격납건물내 위치한 비차폐된 기기의 감마선량(율)은 격납건물내부 중심점에서의 선량(율)과 위치중속 방사선원(예, Sump 액체 방사능, 벽체 침적 방사능)에 기인한 선량(율)을 합한 것이어야 함

○ 비차폐된 기기에 대하여 기기표면에서의 베타선량은 격납건물내부 중심점에서 공기중방사능에 의한 선량과 벽체에 침적된 방사능에 의한 선량을 합한 것이어야 함

○ 분석 또는 시험이 기기의 민감한 부위가 베타선에 노출되지 않거나 베타선의 가열 및 이온화 효과가 기기성능에 해로운 영향을 끼치지 않음을 보인다면, 차폐된 기기는 오로지 감마선에 대하여만 검증이 필요함

○ 격납건물내 Cable Tray에 있는 Cable들은 격납건물내부 중심점에서의 베타선량의 1/2[Cable Tray 및 다른 Cable들에 의한 국부적인 차폐 때문에 허용되는 감소분]과 (상기의 비차폐된 기기에 대한) 감마선량을 합한 방사선에 노출된 것으로 가정되어야 함

○ 어떤 기기가  $10^4$  rads 미만의 방사선량 노출로 작동에 문제가 없음을 시험데이터에 의해 뒷받침된 분석으로 입증하면,  $10^4$  rads 미만의 방사선량에 노출되는 해당 기기에 대하여는 방사선검증에서 면제될 수 있음

참고로, 상기와 같은 Category I을 적용해야할 원전을 위해 설정된 Parameter들은 Category II에서도 동일하고, 이러한 분석 Parameter를 사용하면 IEEE 323-1974, Section 6.3.1.5에 제시되어 있는 EQ Type Test에서의 사고방사선량 여유도(+10%)가 요구되지 않음을 제시하고 있다.

또한, 사고시 격납건물내부 주요위치에서의 방사선량을 및 TID를 평가한 NRC Staff의 방법 및 결과(Sample Calculation & Type Methodology for Radiation Qualification Dose)가 포함되어 있으며 주요 사항은 다음과 같다.

○ 상기의 방사선 환경분석을 위해 설정된 Parameter들(Reg. Guide 1.89 및 1.7의 모델과 가정사항)을 사용함

- 대상사고 : LOCA
- 평가기간 : 사고후 1년간
- 3종류의 방사선원 분포
  - 격납건물 대기중 방사능
  - 격납건물 벽체에 침적된 방사능
  - 격납건물 Sump 액체속의 방사능
- 방사선량 평가 위치 : 격납건물내 중심점, Sump 액체 Pool 표면위 중심점
- 사용된 전산코드
  - TACT : 원전에 대하여 한 지역으로부터 다른 지역으로의 방사능 이송, ESF 계통 작동에 기인한 방사능 감소 등 방사성핵종의 시간종속 거동을 모델하는데 사용
  - SPIRT : 격납건물 살수 및 침적에 의한 Elemental Iodine 제거율을 평가하는데 사용
- 자연대류 등에 의한 살수지역과 비살수지역 간의 방사능 Mixing을 고려함
- 살수에 의한 Particulate Iodine 제거율을  $0.43 \text{ hr}^{-1}$ 로 가정함 (참고: 인자  $10^4$ 까지 지속감소 가정; 살수 및 침적에 의한 Elemental Iodine 제거는 살수지역에서 인자 200까지 지속감소 가정)
- 공기중 Organic Iodine은 살수 또는 침적에 의해 제거되지 않는 것으로 가정함
- "Relatively Open (Not Compartmented)" 격납건물로 모델하고 노심으로부터 격납건물대기로 일시에 방출된 Source Term이 격납건물내 균일하게 분포됨을 가정함 (PWR에 대하여는 적절하고 현실적인 단순화임을 제시)
- LOCA시( $t=0$  시점에서) 노심으로부터 방출된 Iodine 중 91%는 Elemental, 5%는 Particulate, 그리고 잔여 4%는 Organic 형상임을 보수적으로 가정함
- 격납건물에서 외부환경으로 누설이 없는 것으로 가정함
- LOCA시( $t=0$  시점에서) 노심 방사능재고량 중 50%의 Iodine 및 1%의 Solid가

Sump 액체로 일시에 방출되고 균일하게 분포되는 것으로 가정함 (이러한 내용은 Reg. Guide 1.7에 제시되어 있으며, 격납건물살수를 가진 PWR에 대하여 시간종속적 모델에 의한 평가결과와 거의 차이가 없음을 제시)

- Sump 액체 Pool 표면위 중심점에서의 방사선량은 Buildup 효과를 포함하여 평가되어야 함을 제시

- 침적된 Iodine은 살수에 의해 Wash-off되지 않는 것으로 모델함

- 방사성동위원소 Decay Chain의 선량기여분이 빠진 점을 보상하기 위하여 감마선 평가량에 보정인자 1.3을 승산함

#### (6) 10CFR50.49 검토

10CFR50.49는 안전성에 중요한 전기기기에 대한 환경검증 요건이며, 방사선 관련 조항은 (e)(4)로 다음과 같은 내용을 제시하고 있다.

- 안전성에 중요한 전기기기는 설치수명기간 동안 정상운전시 및 최악의 설계기준사고시 예상되는 총 누적방사선량에 노출되어도 작동 가능해야 함

#### (7) Regulatory Guide 1.89 (Rev.1) 검토

Regulatory Guide 1.89 (Rev.1)는 10 CFR 50.49를 따르는 Class 1E 전기기기에 대한 환경검증 요건으로서 NUREG-0588 (Rev.1)과 동일한 사고시 격납건물내, 외부 방사선환경분석을 위한 Parameter를 설정하고 있을 뿐만 아니라 참고용으로 사고시 격납건물내부 주요위치에서의 방사선량을 및 TID를 평가한 NRC Staff의 방법 및 결과(Methodology & Sample Calculation for Qualification Radiation Dose)를 수록하고 있다.

NUREG-0588에 제시되지 않은 새로운 사항들은 다음과 같다.

- Organic 물질은  $10^4$  rads보다 큰 문턱선량을 갖고 있음(이것은 기존 시험데이터 또는  $10^4$  rads 미만의 선량노출이 예상되는 운전조건에 의해 쉽게 검증될 수 있음을 뜻함) 그러나, Electronic 기기는 이보다 낮은 문턱선량을 가질 수 있음

- EQ 목적의 방사선량은 기기의 최대 작동요구시간을 사용하여 결정되어야 함



○ 30일 이상 검증되어야 하는 기기에 대하여는 TMI-2 사고에 의해 제기된 상당량의 Cesium을 포함하는 Source Term이 현재 설정된 Source Term으로 평가되는 양보다 큰 방사선량을 초래할 수 있음

○ 정상운전시 방사선환경은 Safety Analysis Report에 제시된 보수적인 방사선원에 기초하거나 Tech. Spec.에 포함된 원자로냉각재 비방사능 제한치와 일치되어야 함[수용 가능한 방사선원 중의 하나는 1%의 핵연료피복재 손상에 기초한 평형 원자로냉각재 비방사능일 수 있음을 제시] (이것은 원전설계시 EQ에 해당되는 사항임)

(8) 정상운전시 방사선환경 분석

(가) 원자로출력 100% 운전중 방사선측정 자료 수집 및 검토

정상운전시 발전소 수명기간 동안 기기에 흡수될 수 있는 누적 방사선량(TID)을 평가하기 위하여는 기기 설치지역에서의 방사선량을 실측자료가 필요하다[3.1.73]. 이 자료는 대개 발전소현장의 방사선관리부서에서 주기적으로 수행하는 Radiation Survey에 대한 결과 보고서로부터 구할 수 있다.

고리 2호기 정상운전시 안전성에 중요한 기기의 TID를 평가하기 위해, 원자로출력 100% 상태에서 1990년부터 최근까지 주기적으로 실측한 발전소 건물내 방사선량을 자료를 수집하였다. 이 자료를 검토하여 격납건물내 주요 지역에 대한 평균 방사선량을 결정하였으며 그 결과는 다음 표 3.1.52와 같다[3.1.74].

(나) 총누적흡수선량 분석

정상운전시 기기의 총누적흡수선량은 다음과 같이 계산한다.

$$\text{정상운전시 TID} = (\text{설치지역 평균 방사선량율, R/hr}) \times (\text{발전소 설계수명, yr}) \times (\text{원자로출력 100\% 운전분율}) \quad [\text{단위: rad}]$$

..... ①

여기서, 1 R은 1 rad로 가정하고, 원자로출력 100% 운전분율은  $\{(365 \text{ day}) - (1 \text{ 년중 평균 운전정지일, day})\} \div (365 \text{ day})$ 로부터 구한다. 이렇게 계산된 결과값

은 정상운전시 발전소 수명기간 동안 기기에 흡수될 수 있는 누적 방사선량으로 고려될 수 있다.

고리 2호기의 발전소 설계수명은 30년이다. 또한, 원자로출력 100% 운전분율은 1년중 평균 운전정지기간 45일을 기초로 계산하면 0.877이다. 따라서, 표 3.1.52에 제시된 지역별 평균 방사선량을 가지고 상기 ①식을 이용하여 각 지역에 대한 정상운전시 TID를 계산하였으며 그 결과는 다음 표 3.1.53과 같다.

#### (9) 사고시 방사선환경 분석

##### (가) 방사선원 분석

DOR Guidelines, NUREG-0588 (Rev.1), Regulatory Guide 1.89 (Rev.1) 등에서 제시된 내용(본 절의 3.다.(3)항 참조)을 살펴보면, 사고 중 LOCA가 가장 큰 방사선원을 갖게 됨을 알 수 있고, 따라서 격납건물내부에 대한 분석 대상사고를 LOCA로 국한할 수 있다. 이것은 1974년 6월에 상업운전을 시작하여 DOR Guidelines에서 제시된 분석방법, 즉 격납건물내부 TID값을 발전소 Specific Parameter에 따른 보정으로 구하는 방법을 적용한 미국 Kewaunee 원자력발전소 기기 내환경 검증의 관련 문헌 중 'Design Review of Post-Accident Plant Shielding and Equipment Radiation Qualification'[3.1.75]에 기술되어 있는 다음과 같은 문장을 통해서도 확인된다: "The upper end of the accident spectrum would be a LOCA, with radionuclide releases consistent with TID-14844."

LOCA에 대한 방사선원을 결정하기 위해서는 우선, 사고 직전 노심내 핵분열생성물의 방사능량, 즉 노심 방사능재고량을 평가해야 한다. 이 노심 방사능재고량(참고로, 노심 방사능재고량은 방사성핵종별 방사능량으로 나타냄)은 일반적으로 특정 전산코드를 사용하여 평가하는데, 본 분석에서는 ORIGEN2 전산코드를 사용하여 고리 2호기에 대한 노심 방사능재고량을 평가해놓은 '원전 비상대책용 방사선원항 평가 보고서, KEPRI-93N-J08, KEPRI/KOPEC, 1996년 1월'[3.1.76]를 기초하였다. 표 3.1.55는 상기 보고서에서 인용하여 분석에 사용한 고리 2호기 노심 방사능재고량을 보여주고 있으며, 이와 관련된 주요 연료연소 입력자료는 다음과 같다.

- 주기간 전출력 연소기간 (일) : 362.7
- 주기간 정지기간 (일) : 60

- 주기간 연소도 (MWD/MTU) : 13600
- 전체연소도 (MWD) : 40800
- 연료장전량 (MTU) : 50
- 농축도 ( $^{W}/o$ ) : 3.8
- 전출력 (MW) : 1876
- 비출력 (MW/MTU) : 37.5

본 절의 3.다.(3)항에 기술된 바와 같이, NUREG-0588 (Rev.1) 및 Regulatory 3Guide 1.89 (Rev.1)에서 설정, 제시된 LOCA시 초기 방사선원은 노심 방사능재고량이 다음 표 3.1.54와 같은 분율로 노심으로부터 일시에 방출되어 격납건물 대기 및 Sump 액체에 균일하게 분포되는 것으로서 이러한 모델을 방사선환경 분석에 적용한다. 또한, LOCA시 노심으로부터 방출된 iodine 중 91%는 Elemental, 5%는 Particulate, 그리고 잔여 4%는 Organic 형상임을 보수적으로 가정한다.

LOCA 기간중 시간에 따른 방사능 변화 및 분포는 RUNT-G 전산코드[3.1.77] 로 모의한다. LOCA시 격납건물내부 방사선환경 분석을 위해 모델링되는 주요 방사선원 종류는 그림 3.1.93과 같다.

#### (나) 살수 Shut-off Time 분석

격납건물 살수는 격납건물 대기중 Iodine 방사능이 특정 제염인자(Df, Decontamination Factor) 값까지 줄어드는 동안 유효하나, 그 후에는 Iodine 제거에 유효하지 않다.

격납건물 살수 Shut-off Time 평가는 격납건물 누설을 고려하지 않을 지라도 다음과 같은 2가지 요소로 인해 복잡해진다.

- 방사성붕괴 역시 격납건물 대기중 방사능을 감소시키며, 각 핵종이 상이한 비율로 붕괴하기 때문에 Shut-off Time 평가는 다양한 방사능을 합산해야 함.
- 격납건물 살수는 격납건물내부의 모든 지역에 효과를 주지 못함. 따라서, 격납건물내 살수지역과 비살수지역 사이의 자연대류로 인한 공기혼합률을 가정해야 함.

불행히도, 격납건물 대기중 Iodine 제거율과 살수 Shut-off Time은 RUNT-G 전산코드의 BAFFLE 모델에서 직접 전환될 수 없다. 그 이유는 RUNT-G에 격납

건물내 살수지역과 비살수지역 사이의 공기혼합을 고려하는 방법이 없기 때문이다.

격납건물 살수 Shut-off Time은 격납건물 대기중 iodine의 격납건물살수 제거 메커니즘 뿐만 아니라 방사성붕괴 감소 메커니즘에 의한 영향을 상세히 반영하고 있는 POSTDBA 전산코드[3.1.78]를 이용하여 평가한다. POSTDBA 전산코드는 주어진 격납건물 대기조건, 즉 격납건물 살수 제염율, 살수지역 및 비살수지역 체적, 살수지역과 비살수지역 사이의 공기혼합율을 입력으로 하여 DF가 100일 때 Shut-off Time을 계산할 수 있다. 그러므로, (POSTDBA 전산코드로 계산된) DF가 100일 때 Shut-off Time과 다음 식을 이용하여 DF가 특정 값일 때 Shut-off Time을 평가할 수 있다.

$$\frac{A_0}{DF} = A_0 \exp(-\lambda_{\text{eff}} T^{\text{DF}}) \quad \text{②}$$

여기서,  $\lambda_{\text{eff}}$ 는 격납건물살수에 의한 실효 Iodine 핵종 제거율이다.

고리 2호기 격납건물 살수 Shut-off Time을 평가하기 위해 사용된 주요 가정사항이나 데이터는 다음과 같다.

- 격납건물 살수에 의한 Iodine 핵종 제거는 원소형(elemental) Iodine에 대한 제염계수(DF, Decontamination Factor)가 100에 도달할 때 중단되는 것으로 가정한다.

- 격납건물 자유체적은  $1.47 \times 10^6 \text{ ft}^3$ 이고 격납건물 살수지역의 체적은  $1.067 \times 10^6 \text{ ft}^3$ 이다.

- 격납건물 살수지역과 비살수지역 사이의 자연대류에 의한 공기혼합율은 비살수지역의 체적이 시간당 2회 전복(Turnover)되는 것으로 가정한다.

- SRP 6.5.2를 기초하여 계산된 격납건물 살수에 의한 Iodine 핵종 제거율( $\lambda$ )은 다음과 같다.

- 원소형 Iodine 핵종 제거율 : 14.7/hr
- 입자형 Iodine 핵종 제거율 : 0.39/hr

- 격납건물로부터 환경으로의 누설은 없는 것으로 가정한다. 또한, 격납건물 배

기도 없는 것으로 가정한다.

○ 노심 방사능재고량은 표 3.1.55와 같고, 앞에서 기술한 바와 같이 LOCA시 노심 방사능재고량이 Noble Gas 핵종 100%, Iodine 핵종 50%로 노심으로부터 일시에 방출되어 격납건물 대기에 균일하게 분포되며, 방출된 Iodine 중 91%는 Elemental, 5%는 Particulate, 그리고 잔여 4%는 Organic 형상인 것으로 가정한다.

상기 사항을 기초로 하여 POSTDBA 전산코드의 입력을 작성한다. POSTDBA 전산코드는 기본적으로 Iodine 핵종 DF가 100일 때 격납건물 살수 Shut-off Time을 계산하므로 동 입력에 대한 전산 출력결과가 바로 고리2호기 격납건물 살수 Shut-off Time이며 그 값은 2.502 hr이다. 또한, 격납건물내 방사선환경 분석에 필요한 격납건물살수에 의한 실효 원소형 Iodine 핵종 제거율( $\lambda_{eff}$ )은 상기 ②식을 이용하여 계산할 수 있으며 그 결과값은  $1.841 \text{ hr}^{-1}$ 이다.

이와 같이 평가된 격납건물살수에 의한 실효 iodine 핵종 제거율과 격납건물 살수 Shut-off Time은 LOCA 기간중 시간에 따른 방사능 변화 및 분포를 모의하는 RUNT-G 전산코드의 입력으로 사용된다.

#### (다) 지역별, 방사선원별 시간종속 선량을 분석

LOCA 기간중 시간에 따른 격납건물내 방사능분포는 RUNT-G 전산코드의 BAFFLE 모델을 사용하여 모의한다.

격납건물 대기중 방사능에 영향을 주는 과정은 다음과 같은 3가지이다.

- 방사성붕괴
- 격납건물 살수에 의한 제거
- 격납건물내 벽체 및 다른 표면에서의 침적

방사성붕괴 및 딸핵종은 BAFFLE에 의해 자동으로 고려되며, 살수에 의한 제거와 표면에서의 침적은 적절한 모델링 및 입력으로 모의될 수 있다. 방사선원 지역은 노심의 총 방사능재고량을 나타내고 선량을 모델에 대한 입력으로 사용된다. 사고초기 핵분열생성물은 노심으로부터 일시에 방출되어 격납건물 대기 및 Sump에 균일하게 분포된다.

고리 2호기 LOCA시 시간에 따른 방사능 변화 및 분포를 평가하기 위해 RUNT-G 전산코드의 입력으로 사용된 주요 가정사항이나 데이터는 다음과 같다.

- 격납건물살수에 의한 실효 Iodine 핵종 제거율과 격납건물살수 Shut-off Time은 앞의 (나)항 참조
- SRP 6.5.2를 기초하여 계산된 원소형 Iodine 핵종 침적율( $\lambda$ )은  $2.22\text{hr}^{-1}$ 이다.
- 노심 방사능재고량은 표 3.1.55와 같고, 앞에서 기술한 바와 같이 LOCA시 노심 방사능재고량이 Noble Gas 핵종 100%, Iodine 핵종 50%로 노심으로부터 일시에 방출되어 격납건물 대기에 균일하게 분포되며, 방출된 Iodine 중 91%는 Elemental, 5%는 Particulate, 그리고 잔여 4%는 Organic 형상인 것으로 가정한다.

상기 사항을 기초로 하여 RUNT-G 전산코드의 입력을 작성한다.

이와 같은 전산코드 모의로 그림 31.100에 보여진 격납건물내 주요 방사선원 종류 각각에 대하여 시간중속 방사능량을 계산한다.

또한, 이들 방사선원으로부터 초래되는 지역별 시간중속 방사선량을 및 누적 방사선량은 RUNT-G 전산코드에 병합되어 있는 ISOSHLD 전산코드를 사용하여 계산한다.

이 계산에 설정되는 주요 방사선량 평가위치, 이 선량에 기여하는 방사선원 및 ISOSHLD 기하모델은 아래 표 3.1.56과 같다.[3.1.79].

상기 방사선량 평가위치, 방사선원 및 기하모델과 관련하여 ISOSHLD 전산코드의 입력을 작성한다.

#### (라) 총누적흡수선량 분석

ISOSHLD를 사용하여 시간중속 방사선량을 및 누적방사선량을 계산하는 것은 전산코드상 한계로 모든 방사선량 평가위치 및 기여 방사선원을 한꺼번에 모델링하지 못하고 기여 방사선원별로 분리하여 수행된다.

앞의 (다)항에서 RUNT-G 및 ISOSHLD 입력에 대하여 전산에 의한 출력결과에 따라, 방사선원별, 위치별 사고시 1년간 총누적흡수선량은 아래 표 3.3.57, 58, 59 및 60과 같다.

그러므로, 각 지역에서의 방사선량을 구하기 위해 방사선원별로 분리, 계산된 방사선량 결과값을 방사선량 평가위치별로 분류, 합산하는 것이 필요하며, 그 계산결과는 다음 표 3.3.61과 같다.

이와 같이 특정 지역에 설치된 EQ 대상기기의 사고시 총누적흡수선량을 평가할 수 있는데, 여기서는 기기의 사고시 작동요구기간을 1년으로 고려하였다.(참고: 상기의 베타선 총누적흡수선량은 기기표면에서의 선량이므로 현실적인 EQ 평가가 필요한 경우에는 기기 외부물질의 베타선 차폐인자를 고려할 수 있음)[3.1.80, 24]

최종적으로, 본 방사선환경 분석에서 구하려하는 주요 지역에 설치된 안전성에 중요한 기기의 총누적흡수선량은 상기와 같이 평가한 사고시 TID에 본 절의 (4)항에서와 같이 평가한 정상운전시 TID를 더하여 결정하며, 그 계산결과는 아래 표 3.3.62와 같다.

#### 마. 사고해석 시범적용 종합검토

##### (1) 내환경 기기검증 관련 기술기준 검토

미국의 기기 내환경 검증 기술기준 개발 현황 및 가동중 원전에서의 적용사례 검토와 국내 고리 1호기 PSR 수행결과 및 가동중 원전의 특수성을 고려하여 국내 가동중 원전의 기기 내환경 검증 및 관련 사고해석에 적용되어야 할 최적 기술기준을 도출하였다.

##### (2) 격납건물 압력/온도 분석 적용성 검증

격납건물 압력/온도 분석 적용성 검증은 고리 2호기를 대상으로 하였으며, LOCA 및 MSLB 사고추이에 대해 다음과 같이 단계별 검토를 수행하였다.

##### (가) 분석범위 및 대상사고 결정

고리 2호기 FSAR 검토 결과 및 표준원전 설계경험에 근거하여 환경검증 압력/온도 조건 결정에 주요한 사고추이로서 냉각재상실사고에 대해 고온관, 저온관 및 펌프흡입관 양단파단사고 등 총 5개 Case를 선정하였으며, 주증기관 파단사고에 대해서는 출력준위(102%, 70%, 30%, 0%), 파단면적, 파단유형 및 단일고장기준을 고려하여 총 10개 Case를 선정하였다. 특히, 소형 냉각재상실사고는 WH형 원전에는 통상 고려되지 않는 것이 일반적이거나 표준원전의 설계경험상 소형 냉각

재상실사고가 장기간의 기기환경검증조건 결정에 영향을 미칠 수 있으므로 분석 대상 사고에 추가하였다.

#### (나) 분석모델 개발 및 검증분석

격납건물 압력/온도 분석에는 고리 2호기 및 표준원전 설계에 사용중인 CONTEMPT-LT/028 전산코드를 사용하였으며 고리 2호기 FSAR을 기준하여 분석모델을 개발하고 Base Deck 입력을 작성하였다. 다음으로, 고리 2호기 FSAR에 제시된 대표적인 LOCA 4개 Case 및 가장 제한적인 MSLB 1개 Case에 대해 CONTEMPT-LT/028 전산코드로 재분석하고 결과를 비교, 검토함으로써 분석모델 및 Base Deck의 신뢰성을 검증하였다. 고리 2호기에 대해 구축한 CONTEMPT-LT/028 분석모델을 검증분석 결과, 최대 압력/온도 관점에서 FSAR 대비 LOCA 압력조건은 최대 4% 이내로, LOCA 온도조건은 1개 Case를 제외하고 약 1% 이내의 오차범위를 유지함으로써 동 전산코드 및 분석모델을 최적분석기법의 적용성 검토에 사용함에 있어 문제없음이 검증되었다. 또한, MSLB의 경우 FSAR 대비 압력조건은 약 5% 이내로 근접하였으나 온도조건은 최대 16%까지 낮게 평가되었는데, 이는 FSAR 당시 MSLB 분석 방법론이 확립되지 않은 단계에서 WH사의 보수적인 표준분석지침에 근거 MSLB 분석이 수행되었기 때문인 것으로 판단된다.

#### (다) 시범적용 분석

시범적용 분석은 LOCA 및 MSLB에 대해 위탁연구기관인 한전기술(주) SD의 RELAP5/MOD3와 전력연구원의 RETRAN-3D로 최적화된 질량/에너지 방출 자료를 사용하여 LOCA 6개 Case 및 MSLB 10개 Case를 대상으로 수행되었다. 분석결과, 상기 검증분석 대비 LOCA의 온도조건은 최소 28 °F 이상 감소하였으며, MSLB의 온도조건은 최소 9°F 감소함으로써 최적분석 전산코드의 적용성이 확인되었다. 한편, 파단면적이 0.2 Ft<sup>2</sup>인 SBLOCA의 경우 최대 압력 및 온도는 각각 35.3 psia 및 223 °F로서 대형 LOCA에 비해 충분히 낮은 값을 보여줌으로써 6 inch 이하의 SBLOCA는 환경조건결정에 영향을 주지 않는 것으로 검토되었다. 또한, MSLB의 경우 침투온도는 70% 출력준위에서의 양단파단시 320 °F로서 고리 2호기 FSAR 분석 최대치 393 °F 대비 73 °F 감소한 것으로 평가되었다.

따라서, 고리 2호기를 대상으로 수행된 RELAP5/MOD3 및 RETRAN-3D의 질량/에너지 방출자료를 이용한 격납건물 최적 분석기법은 환경검증조건 개발에 적용가능한 것으로 판단된다.



### (3) 보조건물 격실의 가압분석 적용성 검증

보조건물 주증기 격리밸브실의 가압분석 적용성은 전력연구원의 RETRAN-3D 전산코드에 의한 질량/에너지 방출자료를 입력으로 COMPARE/MOD1A 전산코드를 사용하여 검증하였다. 그러나 고리 2호기 FSAR에서는 동 분석이 수행되지 않았으므로 적용성 검증은 표준원전인 울진 3,4호기의 질량/에너지 생성방법론에 기준하여 비교 검토하였다.

#### (가) 배관파단 위치, 파단면적 및 분석모델

주증기 격리밸브실은 기하학적으로 격납건물 관통부 구역(Node 1)과 주증기 헤더 구역(Node2)으로 구분되며, 따라서 배관파단은 각 구역의 주증기관에서 독립적으로 발생한다고 가정하였고, 파단면적은 미국 NRC의 표준심사지침인 SRP 3.6.1에 따라 1 Ft<sup>2</sup>를 적용하였다. 분석모델은 2개 구역 및 가압증기의 최종 방출 구역인 대기(Node 3)를 포함하여 3개 Node로 구분하였고 각 Node간 연결점은 Junction으로 모델링하고 이 지점에서의 유동 상실계수를 적용하였다.

#### (나) 시범적용 분석

전력기술원의 RETRAN-3D 전산코드로 생성한 질량/에너지 방출자료를 사용하여 시범적용 분석을 수행한 결과, Node 1에서 주증기관 파단이 발생하는 경우가 Node 2에서 발생하는 경우 보다 더 높은 압력/온도를 유발하는 것으로 나타났으며, Node 1의 격실 벽체에 미치는 최대 압력은 약 33 psia, 최대 온도는 330 °F로 평가되었다.

동일 Case에 대해 표준원전 분석방법론에 따라 Moody의 포화증기 임계유동에 근거한 질량/에너지 방출자료를 사용한 분석결과 Node 1의 최대 압력은 19 psia, 최대 온도는 310 °F로 평가되었다.

따라서, RETRAN-3D에 의한 격실가압 분석용 질량/에너지 방출자료는 현재로서 충분히 최적화되었다고 볼 수 울진 3,4호기 등 표준원전의 최대 온도가 약 360 °F에서 약 400 °F 범위임을 감안할 때 상대적으로 온도가 감소하였다 할 수 있으므로 가동중 원전에 적용 가능할 것으로 예상된다.

### (4) 방사선환경 분석 시범적용

가동중 원전의 방사선환경을 최적화하기 위해 고리 1호기의 참조발전소인 미국 Kewaunee 원전에서 수행한 방법론을 참고하여 고리 2호기에 대해 표준원전 대비 보다 현실화된 누적선량평가를 수행하였다. 동 분석을 위해 ORIGEN 전산코드를 사용하여 노심방사능 재고량을 결정하였으며, 선량평가에는 RUNT-G 전산코드를 사용하였다.

사고후 1년동안의 총 누적흡수선량(TID : Total Integrated Absorption Dose)을 격납건물내 대표적인 지역인 1) 격납건물 대기중심, 2) 격납건물 집수조 액체중심, 3) 격납건물 집수조 액체표면 및 4) 격납건물내벽 표면에 대해 분석한 결과  $\alpha$ 선의 경우 격납건물 집수조 액체중심이 최대  $2.870 \times 10^7$  rad로 계산되었고,  $\beta$ 선의 경우 격납건물 집수조 액체표면이 최대  $2.043 \times 10^7$  rad로 계산되었다. 이들 지역에 대해 고리 2호기 설계문서에는 각각  $2 \times 10^8$  rads 미만,  $2 \times 10^9$  rads를 적용하고 있다. 따라서 본 연구개발을 통해 확립된 방사선환경 분석모델 및 방법론을 가동 원전에 적용함은 타당한 것으로 판단된다.

(5) 고리 2호기 최적 환경조건 개발

상기 세부 항목별 연구결과에서와 같이 격납건물 내.외부의 대표적인 압력, 온도, 방사선 환경조건에 대한 고리 2호기 환경조건이 개발되었다.

표 3.1.47 격납건물 설계자료 (FSAR Table 6.2-1, 41, 42)

Parameter	Value
- Containment Internal Design Pressure	44.8 psig (59.5 psia)
- Containment Net Free Volume	$1.44 \times 10^6$ ft <sup>3</sup>
- Initial Containment Temperature <sup>i)</sup>	120 °F
- Initial Containment Pressure <sup>ii)</sup>	15.0 psia
- Initial Containment Relative Humidity	30 %
- Containment Passive Heat Sink	FSAR Table 6.2-41, 42

Note

i) : LOCA 분석시 격납건물 초기 온도는 128°F로 가정.

ii) : LOCA 분석시 격납건물 초기 압력은 16.0 psia로 가정.

표 3.1.48 격납건물 냉각계통 설계자료 (FSAR Table 6.2-1/2, TS Table 2.2-2)

격납건물살수계통 (Containment Spray System)	
Parameter	Value
- Total Unit	2
- Containment Spray Pump Flow Rate	1064 gpm/pump
- Spray Water (Refueling Water) Temperature	120 °F
- Setpoint Pressure	24.4 psig (39.1 psia)
- CSS Actuation Delay Time Following a LOCA (Actuation Delay after CSAS Generation w/ LOOP)	94.4 sec (92.0 sec)
- CSS Actuation Delay Time Following a MSLB (Actuation Delay after CSAS Generation w/o LOOP)	102.5 sec (78.0 sec)
격납건물송풍냉각기 (Reactor Containment Fan Cooler)	
Parameter	Value
- Total Unit	4
- Cooling Performance	FSAR Figure 6.2-7
- Setpoint Pressure	5.4 psig (20.1 psia)
- RCFC Actuation Delay Time Following a DBA (Actuation Delay after a Setpoint)	63.0 sec (62.0 sec)

표 3.1.48 격납건물 냉각계통 설계자료 (계속)

잔열제거계통 열교환기, 1차측기기냉각수계통 및 재장전수저장탱크	
Parameter	Value
- Total Unit	2
- Heat Transfer Area (절차서 : 2-9-737)	2598 ft <sup>2</sup>
- Heat Transfer Coefficient (절차서 : 2-9-737)	335.9 Btu/hr-ft <sup>2</sup> -°F
- Shell Side Flow Rate	2800 gpm
- Source of Cooling Water	CCW
- Cooling Water Temperature	120 °F
- RWST Useable Capacity	308,000 gal
- RWST Water Temperature	120 °F

표 3.1.49 고리 2호기 FSAR 대비 CONTEMPT-LT/028 코드 검증분석 결과

Case No.	Break Description		P <sub>PEAK</sub>		T <sub>PEAK</sub>		RCFC (unit/sec)	CSS (unit/sec)	%차이 P/T
			psia	sec	°F	sec			
1	DEHLGB, Max ECCS	FSAR	52.9	9.0	258.0	9.0	3/63.0	1/94.4	+0.8/ +0.3
		검증분석	53.2	8.8	258.8	8.8	3/63.0	1/94.4	
2	DECLGB, Max ECCS	FSAR	51.0	10.0	289.6	10.0	3/63.0	1/94.4	+3.9/ -11.2
		검증분석	52.4	8.6	257.4	8.6	3/63.0	1/94.5	
3	DEPSGB, Min ECCS	FSAR	51.0	10.0	287.3	94.4	1/63.0	1/94.4	+1.4/ -0.7
		검증분석	51.5	9.8	285.4	94.5	1/63.0	1/94.4	
4	0.6DEPSB, Max ECCS	FSAR	50.5	11.0	290.2	94.4	3/63.0	1/94.4	+1.4/ -0.7
		검증분석	51.0	11.2	288.2	94.5	3/63.0	1/94.4	
5	DEMSLB1 02,MSIV	FSAR	55.9	102.5	393.0	102.5	3/63.0	2/102.5	-4.9/ -16.2
		검증분석	53.9	230	329.4	102	3/63.0	2/102.5	

표 3.1.50 LOCA시 격납건물 압력/온도 분석 결과

Case No.	Break Description	P <sub>PEAK</sub>		T <sub>PEAK</sub>		RCFC (unit/sec)	CSS (unit/sec)	FSAR 대비 온도 증감 (1)	검증분석 대비 온도 증감 (2)
		psia	sec	°F	sec				
1	DECLB, Max. ECCS Flow, CSS Fail	51.3	11.6	256	13.0	3/63	1/97	-34	-32
2	DEHLB, Max. ECCS Flow, CSS Fail	<b>53.5</b>	16.4	<b>260</b>	15.2	3/63	1/97	-30	-28
3	DESLB, Max. ECCS Flow, CSS Fail	50.4	13.4	254	15.8	3/63	1/98	-36	-34
4	DESLB CD 0.6, Max. ECCS Flow, CSS Fail	47.6	40.0	249	40.0	3/64	1/110	-42	-40
5	DESLB, Min. ECCS Flow, CSS Fail	50.4	13.4	254	15.8	1/63	1/98	-36	-34
6	SBLOCA, 0.2ft <sup>2</sup>	35.3	216	223	216	1/109		-67	-65

Note

(1) : FSAR의 LOCA 온도 Limiting Case인 DESLB CD0.6, Max. ECCS Flow, CSS Fail Case의 첨두온도 290°F 대비 증감을 나타냄.

(2) : 상기 FSAR Limiting Case에 대한 검증분석 첨두온도 288°F 대비 증감을 나타냄.

표 3.151 MSLB시 격납건물 압력/온도 분석 결과

Case No.	Break Description	P <sub>PEAK</sub>		T <sub>PEAK</sub>		RCFC (unit/sec)	CSS (unit/sec)	FSAR 대비 온도 증감 (1)	검증분석 대비 온도 증감 (2)
		psia	sec	°F	sec				
1	102%, 1.42ft <sup>2</sup> , DER, CSS Fail	47.6	111	312	111	3/64.2	1/111	-81	-17
2	70%, 1.42ft <sup>2</sup> , DER, CSS Fail	40.4	109	<u>320</u>	109	3/64.2	1/109	-73	-9
3	30%, 1.42ft <sup>2</sup> , DER, CSS Fail	39.9	58	277	58	3/64.2	1/121	-116	-52
4	0%, 1.42ft <sup>2</sup> , DER, CSS Fail	40.0	89	288	89	3/64.2	1/143	-105	-41
5	102%, Split, 0.96/0.82ft <sup>2</sup> , CSS Fail	42.5	162	318	162	3/69.6	1/162	-75	-11
6	70%, Split, 0.73/0.66ft <sup>2</sup> , CSS Fail	41.7	184	320	184	3/71	1/184	-73	-9
7	30%, Split, 0.74/0.63 ft <sup>2</sup> , CSS Fail	40.1	220	318	220	3/71.6	1/229	-75	-11
8	0%, Split, 0.6/0.57 ft <sup>2</sup> , CSS Fail	38.5	234	313	234	3/71.8	N/A	-80	-16
9	102%, 1.42ft <sup>2</sup> , DER, MSIV Fail	<u>47.8</u>	109	313	109	3/64.2	1/109	-80	-16
10	102%, 1.42ft <sup>2</sup> , DER, SI Fail	47.7	109	311	109	3/64.2	1/109	-82	-18

Note

(1) : FSAR의 MSLB 온도 Limiting Case인 102%, DER, MSIV Fail Case의 첨두온도 393°F 대비 증감을 나타냄.

(2) : 상기 FSAR Limiting Case에 대한 검증분석 첨두온도 329°F 대비 증감을 나타냄.

표 3.1.52 주요 지역의 정상운전시 평균 방사선량을

지역	격납건물 대기 중심부	사고시 Sump 액체 중심에 해당하는 지역	사고시 Sump 액체 표면에 해당하는 지역	격납건물 내벽 표면부
정상운전시 평균 선량을 (mR/hr)	3529	3171	3171	30

표 3.1.53 주요 지역에 대한 정상운전시 총누적흡수선량

지역	격납건물 대기 중심부	사고시 Sump 액체 중심에 해당하는 지역	사고시 Sump 액체 표면에 해당하는 지역	격납건물 내벽 표면부
정상운전시 TID (rads)	8.132E+05	7.309E+05	7.309E+05	6.914E+03

표 3.1.54 LOCA시 노심 방사능의 격납건물내 방출분율

구분	Noble Gas	Iodine	Solid
격납건물 대기	1.0	0.5	0.0
Sump 액체	0.0	0.5	0.01

표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (1/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
H 1	0.00E+00	CL 36	1.38E+10
H 3	1.19E+15	CL 37	0.00E+00
HE 4	0.00E+00	CL 38	1.23E+13
HE 6	6.45E+10	CL 38M	1.47E+11
LI 6	0.00E+00	AR 37	8.70E+11
LI 7	0.00E+00	AR 38	0.00E+00
LI 8	4.05E+12	K 40	5.23E+03
BE 8	4.10E+12	K 41	0.00E+00
BE 9	0.00E+00	K 42	1.68E+10
BE 10	6.59E+06	K 43	5.37E+08
B 11	0.00E+00	K 44	2.03E+08
B 12	3.21E+11	CA 40	0.00E+00
C 12	0.00E+00	CA 44	0.00E+00
C 13	0.00E+00	CA 45	7.11E+11
C 14	2.64E+12	CA 49	7.58E+10
C 15	6.40E+13	SC 45	0.00E+00
N 14	0.00E+00	SC 46	6.40E+12
N 16	4.00E+14	SC 47	1.04E+13
O 16	0.00E+00	SC 48	9.76E+11
O 19	7.37E+12	SC 49	9.88E+11
F 19	0.00E+00	TI 46	0.00E+00
F 20	6.87E+12	TI 47	0.00E+00
NE 20	0.00E+00	TI 48	0.00E+00
NE 21	0.00E+00	TI 49	0.00E+00
NE 22	0.00E+00	TI 50	0.00E+00
NE 23	3.24E+12	TI 51	1.98E+13
NA 23	0.00E+00	V 51	0.00E+00
NA 24	4.87E+14	V 52	2.05E+15
NA 24M	1.99E+14	CR 50	0.00E+00
MG 24	0.00E+00	CR 51	9.29E+16
MG 25	0.00E+00	CR 52	0.00E+00
MG 26	0.00E+00	CR 53	0.00E+00
MG 27	3.17E+13	CR 54	0.00E+00
AL 27	0.00E+00	CR 55	1.35E+15
AL 28	8.94E+14	MN 54	3.06E+15
SI 28	0.00E+00	MN 55	0.00E+00
SI 29	0.00E+00	MN 56	1.77E+17
SI 30	0.00E+00	FE 54	0.00E+00
SI 31	1.62E+14	FE 55	1.76E+16
P 31	0.00E+00	FE 56	0.00E+00
P 32	3.03E+14	FE 57	0.00E+00
S 32	0.00E+00	FE 59	1.47E+15
S 34	0.00E+00	CO 58	1.62E+16
S 35	4.83E+13	CO 59	0.00E+00
CL 35	0.00E+00	CO 60	2.23E+16



표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (2/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
CO 60M	3.40E+16	GA 82	1.83E+15
NI 58	0.00E+00	GA 83	4.98E+14
NI 60	0.00E+00	GE 72	0.00E+00
NI 61	0.00E+00	GE 73	0.00E+00
NI 62	0.00E+00	GE 74	0.00E+00
NI 63	9.08E+14	GE 76	0.00E+00
NI 65	2.01E+15	GE 77M	4.17E+15
NI 72	5.48E+13	GE 78	1.12E+16
NI 73	4.50E+13	GE 79	2.35E+16
CU 63	0.00E+00	GE 80	4.81E+16
CU 64	9.10E+14	GE 81	5.87E+16
CU 65	0.00E+00	GE 82	5.17E+16
CU 66	2.04E+14	GE 83	3.73E+16
CU 72	1.06E+14	GE 84	1.09E+16
CU 73	1.44E+14	GE 85	2.87E+15
CU 74	2.02E+14	AS 75	0.00E+00
CU 75	2.02E+14	AS 77	5.18E+15
CU 76	1.56E+14	AS 78	1.15E+16
CU 77	7.16E+13	AS 79	2.78E+16
CU 78	2.58E+13	AS 80	6.07E+16
ZN 64	0.00E+00	AS 81	9.59E+16
ZN 65	1.85E+14	AS 82	8.69E+16
ZN 66	0.00E+00	AS 82M	3.51E+16
ZN 67	0.00E+00	AS 83	1.57E+17
ZN 68	0.00E+00	AS 84	1.25E+17
ZN 69	1.70E+14	AS 85	7.51E+16
ZN 72	1.23E+14	AS 86	4.04E+16
ZN 73	2.41E+14	AS 87	2.07E+16
ZN 74	4.68E+14	SE 77	0.00E+00
ZN 75	8.78E+14	SE 78	0.00E+00
ZN 76	1.57E+15	SE 79	6.26E+11
ZN 77	1.75E+15	SE 79M	2.78E+16
ZN 78	1.76E+15	SE 80	0.00E+00
ZN 79	1.06E+15	SE 81	1.02E+17
ZN 80	3.95E+14	SE 82	0.00E+00
ZN 81	8.76E+13	SE 83	9.11E+16
GA 69	0.00E+00	SE 83M	1.39E+17
GA 74	4.97E+14	SE 84	3.97E+17
GA 75	1.04E+15	SE 85	2.34E+17
GA 76	2.32E+15	SE 85M	1.73E+17
GA 77	4.26E+15	SE 86	4.64E+17
GA 78	7.62E+15	SE 87	3.68E+17
GA 79	8.31E+15	SE 88	1.39E+17
GA 80	8.71E+15	SE 89	3.95E+16
GA 81	5.04E+15	BR 81	0.00E+00

표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (3/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
BR 83	2.35E+17	Y 89	0.00E+00
BR 84	4.10E+17	Y 91	2.38E+18
BR 85	4.95E+17	Y 91M	1.33E+18
BR 86	3.58E+17	Y 92	2.47E+18
BR 86M	3.60E+17	Y 93	2.83E+18
BR 87	8.15E+17	Y 94	2.84E+18
BR 88	8.82E+17	Y 95	3.04E+18
BR 89	6.25E+17	Y 96	2.88E+18
BR 90	4.04E+17	Y 97	2.47E+18
BR 91	1.37E+17	Y 98	1.76E+18
KR 83	0.00E+00	Y 99	1.00E+18
KR 83M	2.35E+17	Y 100	4.50E+17
KR 84	0.00E+00	ZR 90	0.00E+00
KR 85	1.49E+16	ZR 91	0.00E+00
KR 85M	5.02E+17	ZR 92	0.00E+00
KR 86	0.00E+00	ZR 94	0.00E+00
KR 87	9.68E+17	ZR 95	3.24E+18
KR 88	1.36E+18	ZR 96	0.00E+00
KR 89	1.67E+18	ZR 97	3.24E+18
KR 90	1.65E+18	ZR 98	3.11E+18
KR 91	1.23E+18	ZR 99	3.07E+18
KR 92	5.92E+17	ZR100	2.84E+18
KR 93	2.15E+17	ZR101	1.82E+18
RB 85	0.00E+00	ZR102	1.01E+18
RB 87	3.38E+07	ZR103	3.62E+17
RB 88	1.38E+18	NB 93	0.00E+00
RB 89	1.78E+18	NB 95	3.22E+18
RB 90	1.73E+18	NB 97	3.27E+18
RB 90M	3.99E+17	NB 97M	3.07E+18
RB 91	2.14E+18	NB 98	3.16E+18
RB 92	1.86E+18	NB 99	3.19E+18
RB 93	1.41E+18	NB100	1.77E+18
RB 94	7.34E+17	NB100M	1.77E+18
RB 95	3.70E+17	NB101	2.90E+18
SR 88	0.00E+00	NB102	2.42E+18
SR 89	1.87E+18	NB103	1.64E+18
SR 90	1.16E+17	NB104	7.56E+17
SR 91	2.29E+18	MO 92	0.00E+00
SR 92	2.46E+18	MO 94	0.00E+00
SR 93	2.77E+18	MO 95	0.00E+00
SR 94	2.60E+18	MO 96	0.00E+00
SR 95	2.42E+18	MO 97	0.00E+00
SR 96	1.67E+18	MO 98	0.00E+00
SR 97	8.82E+17	MO 99	3.44E+18
SR 98	3.46E+17	MO100	0.00E+00

표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (4/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
MO101	3.09E+18	PD107	1.47E+11
MO102	2.89E+18	PD108	0.00E+00
MO103	2.70E+18	PD109	5.19E+17
MO104	2.09E+18	PD109M	2.21E+17
MO105	1.44E+18	PD110	0.00E+00
MO106	7.47E+17	PD111	1.16E+17
MO107	2.66E+17	PD112	6.24E+16
TC 99	2.00E+13	PD113	5.00E+16
TC 99M	2.99E+18	PD114	3.53E+16
TC100	6.61E+17	PD115	3.41E+16
TC101	3.09E+18	PD116	2.62E+16
TC102	2.89E+18	PD117	2.36E+16
TC103	2.74E+18	PD118	1.92E+16
TC104	2.23E+18	PD119	1.36E+16
TC105	1.77E+18	AG109	0.00E+00
TC106	1.20E+18	AG109M	5.19E+17
TC107	6.47E+17	AG110	2.15E+17
TC108	3.77E+17	AG110M	5.16E+15
RU100	0.00E+00	AG111	1.17E+17
RU101	0.00E+00	AG111M	1.16E+17
RU102	0.00E+00	AG112	6.26E+16
RU103	2.73E+18	AG113	4.51E+16
RU104	0.00E+00	AG114	3.57E+16
RU105	1.80E+18	AG115	2.56E+16
RU106	7.57E+17	AG116	1.46E+16
RU107	9.98E+17	AG116M	1.46E+16
RU108	6.82E+17	AG117	1.44E+16
RU109	4.22E+17	AG117M	1.44E+16
RU110	1.86E+17	AG118	1.93E+16
RU111	8.38E+16	AG119	2.61E+16
RH103	0.00E+00	AG120	1.82E+16
RH103M	2.46E+18	CD110	0.00E+00
RH104	1.36E+18	CD111	0.00E+00
RH105	1.67E+18	CD112	0.00E+00
RH105M	5.05E+17	CD114	0.00E+00
RH106	8.51E+17	CD115	3.41E+16
RH107	1.00E+18	CD115M	3.22E+15
RH108	6.89E+17	CD116	0.00E+00
RH109	4.39E+17	CD117	1.90E+16
RH109M	2.19E+17	CD117M	1.03E+16
RH110	2.00E+17	CD118	2.90E+16
RH111	1.13E+17	CD119	1.44E+16
PD104	0.00E+00	CD119M	1.44E+16
PD105	0.00E+00	CD120	2.85E+16
PD106	0.00E+00	CD121	2.82E+16

표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (5/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
CD122	2.71E+16	SN128	2.97E+17
CD123	2.58E+16	SN129	1.96E+17
CD124	2.36E+16	SN129M	2.30E+17
CD125	1.66E+16	SN130	6.41E+17
CD126	1.25E+16	SN131	5.71E+17
CD127	6.75E+15	SN132	3.12E+17
IN113	0.00E+00	SN133	9.39E+16
IN115	2.58E+01	SB121	0.00E+00
IN115M	3.35E+16	SB123	0.00E+00
IN116	1.97E+16	SB125	2.38E+16
IN116M	1.43E+16	SB127	1.92E+17
IN117	1.76E+16	SB128M	3.21E+17
IN117M	2.22E+16	SB129	5.78E+17
IN118	2.90E+16	SB130	1.87E+17
IN119	8.30E+15	SB130M	8.51E+17
IN119M	2.16E+16	SB131	1.52E+18
IN120	1.45E+16	SB132	9.12E+17
IN120M	1.45E+16	SB132M	5.97E+17
IN121	2.40E+16	SB133	1.08E+18
IN122	2.91E+16	SB134	1.72E+17
IN123	2.40E+16	SB134M	1.60E+17
IN123M	1.00E+16	SB135	1.00E+17
IN124	3.89E+16	TE127	1.89E+17
IN125	2.43E+16	TE128	0.00E+00
IN125M	1.77E+16	TE129	5.69E+17
IN126	5.53E+16	TE130	0.00E+00
IN127	3.19E+16	TE131	1.61E+18
IN127M	3.20E+16	TE131M	2.61E+17
IN128	5.35E+16	TE132	2.59E+18
IN129	4.37E+16	TE133	2.19E+18
IN130	4.98E+16	TE133M	1.39E+18
IN131	1.80E+16	TE134	3.13E+18
SN116	0.00E+00	TE135	1.63E+18
SN117	0.00E+00	TE136	8.70E+17
SN118	0.00E+00	TE137	2.38E+17
SN119	0.00E+00	I 127	0.00E+00
SN120	0.00E+00	I 129	4.60E+10
SN121	3.70E+16	I 131	1.82E+18
SN122	0.00E+00	I 132	2.63E+18
SN123M	2.82E+16	I 133	3.74E+18
SN124	0.00E+00	I 134	4.10E+18
SN125	2.92E+16	I 134M	3.86E+17
SN125M	4.26E+16	I 135	3.49E+18
SN127	1.22E+17	I 136	1.65E+18
SN127M	5.82E+16	I 136M	9.88E+17

표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (6/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
I 137	1.63E+18	LA144	2.52E+18
I 138	8.14E+17	LA145	1.81E+18
I 139	3.64E+17	LA146	1.17E+18
XE131	0.00E+00	LA147	5.69E+17
XE132	0.00E+00	LA148	2.11E+17
XE133	3.74E+18	CE140	0.00E+00
XE134	0.00E+00	CE141	3.10E+18
XE135	1.01E+18	CE142	4.13E+07
XE135M	7.26E+17	CE143	2.86E+18
XE136	0.00E+00	CE144	2.03E+18
XE137	3.26E+18	CE145	1.94E+18
XE138	3.11E+18	CE146	1.54E+18
XE139	2.44E+18	CE147	1.19E+18
XE140	1.60E+18	CE148	8.60E+17
XE141	5.56E+17	CE149	4.72E+17
XE142	1.92E+17	CE150	2.13E+17
CS133	0.00E+00	PR141	0.00E+00
CS134	2.27E+17	PR143	2.83E+18
CS135	6.62E+11	PR144	2.05E+18
CS137	1.57E+17	PR145	1.94E+18
CS138	3.44E+18	PR146	1.55E+18
CS138M	1.59E+17	PR147	1.22E+18
CS139	3.25E+18	PR148	9.58E+17
CS140	2.93E+18	PR149	6.61E+17
CS141	2.19E+18	PR150	4.33E+17
CS142	1.33E+18	PR151	2.38E+17
CS143	6.63E+17	ND143	0.00E+00
CS144	1.82E+17	ND144	1.51E+03
BA134	0.00E+00	ND145	0.00E+00
BA136	0.00E+00	ND146	0.00E+00
BA137	0.00E+00	ND147	1.22E+18
BA138	0.00E+00	ND148	0.00E+00
BA139	3.35E+18	ND149	6.93E+17
BA140	3.24E+18	ND150	0.00E+00
BA141	3.05E+18	ND151	3.50E+17
BA142	2.90E+18	ND152	2.41E+17
BA143	2.55E+18	ND153	1.41E+17
BA144	1.94E+18	ND154	7.16E+16
BA145	9.83E+17	PM147	2.24E+17
BA146	3.61E+17	PM148	4.58E+17
LA139	0.00E+00	PM148M	5.49E+16
LA140	3.32E+18	PM149	1.05E+18
LA141	3.06E+18	PM151	3.50E+17
LA142	2.97E+18	PM152	2.47E+17
LA143	2.84E+18	PM153	1.60E+17

표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (7/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
PM154	8.79E+16	DY166	5.15E+13
PM155	5.51E+16	HO165	0.00E+00
PM156	3.00E+16	HO166	1.76E+14
SM147	1.94E+06	ER166	0.00E+00
SM148	7.20E+01	ER167	0.00E+00
SM150	0.00E+00	ER167M	3.64E+12
SM151	7.62E+14	ER168	0.00E+00
SM152	0.00E+00	ER169	2.62E+11
SM153	7.04E+17	TM169	0.00E+00
SM154	0.00E+00	TM170	4.60E+10
SM155	6.45E+16	TM170M	5.58E+09
SM156	4.01E+16	TM171	7.60E+08
SM157	2.62E+16	YB170	0.00E+00
SM158	1.41E+16	YB171	0.00E+00
EU153	0.00E+00	YB175	1.24E+04
EU154	1.24E+16	YB175M	8.77E+03
EU155	8.92E+15	LU175	0.00E+00
EU156	2.36E+17	LU176	4.05E+01
EU157	3.76E+16	LU176M	9.61E+12
EU158	1.51E+16	LU177	3.19E+12
EU159	7.99E+15	HF176	0.00E+00
EU160	3.67E+15	HF177	0.00E+00
GD154	0.00E+00	HF178	0.00E+00
GD156	0.00E+00	HF179	0.00E+00
GD158	0.00E+00	HF179M	7.04E+15
GD159	1.01E+16	HF180	0.00E+00
GD160	0.00E+00	HF181	8.51E+14
GD161	1.86E+15	TA181	0.00E+00
GD162	8.63E+14	TA182	5.61E+13
GD163	3.46E+14	TA183	1.55E+14
GD164	1.38E+14	W 182	0.00E+00
TB159	0.00E+00	W 183	0.00E+00
TB160	1.38E+15	W 184	0.00E+00
TB161	2.15E+15	W 185	5.58E+13
TB162	8.55E+14	W 186	0.00E+00
TB163	3.74E+14	W 187	1.21E+15
TB164	1.71E+14	RE185	0.00E+00
TB165	7.59E+13	RE186	2.95E+13
DY160	0.00E+00	RE187	2.98E+04
DY161	0.00E+00	RE188	2.87E+14
DY162	0.00E+00	RE188M	2.77E+14
DY163	0.00E+00	OS186	0.00E+00
DY164	0.00E+00	OS188	0.00E+00
DY165	6.74E+14	OS189	0.00E+00
DY165M	4.17E+14	OS191	2.11E+10

표 3.1.55 고리 2호기 노심 방사능재고량 (8/8)

핵종	방사능 (Bq)	핵종	방사능 (Bq)
OS191M	1.63E+10	PA232	9.05E+11
IR191	0.00E+00	PA233	4.95E+11
IR192	5.50E+09	PA234M	5.90E+11
IR193	0.00E+00	U 235	6.35E+10
IR194	2.48E+08	U 237	1.68E+18
PT192	0.00E+00	U 238	5.82E+11
PT193	3.83E+04	U 239	3.66E+19
PT193M	1.20E+07	NP237	5.18E+11
PT194	0.00E+00	NP238	5.89E+17
AU197	0.00E+00	NP239	3.65E+19
AU198	5.08E-01	PU238	3.65E+15
AU199	1.25E-01	PU239	6.05E+14
HG198	0.00E+00	PU240	6.96E+14
HG199	0.00E+00	PU241	1.89E+17
HG200	0.00E+00	PU242	1.99E+12
TL205	0.00E+00	PU243	4.22E+17
TL208	1.02E+09	AM241	1.72E+14
PB204	3.16E-04	AM242	9.07E+16
PB206	0.00E+00	AM242M	2.06E+13
PB207	0.00E+00	AM243	2.20E+13
PB208	0.00E+00	AM244	7.32E+15
PB209	9.24E+08	AM244M	1.39E+17
PB212	2.84E+09	CM242	4.75E+16
BI209	0.00E+00	CM244	3.07E+15
BI210	7.37E+10	CM245	2.86E+11
BI212	2.84E+09	BK249	2.63E+09
PO210	6.33E+10	BK250	8.60E+09
PO212	1.82E+09	CF249	8.76E+05
PO216	2.84E+09	CF250	3.69E+07
AT217	5.55E+05	CF251	2.44E+05
RN220	2.84E+09	CF252	4.72E+07
RN222	3.10E+04	CF253	4.14E+06
FR221	5.55E+05	ES253	2.63E+06
FR223	9.32E+03	ES254	3.38E+04
RA224	2.84E+09	ES254M	2.19E+05
RA226	3.10E+04		
AC225	5.55E+05		
AC227	6.75E+05		
AC228	9.24E+06		
TH230	5.07E+07		
TH231	1.58E+12		
TH232	3.12E+01		
TH233	2.21E+10		
TH234	5.82E+11		
PA231	2.59E+07		

표 3.1.56 주요 방사선량 평가위치, 기여 방사선원 및 ISOSHLD 기하모델

방사선량 평가위치	기여 방사선원	ISOSHLD 기하모델
격납건물 대기 중심점	격납건물 공기중 방사능	Cylinder Immersion Dose Model
	격납건물 천장내벽 침적 방사능	Disk Source
	격납건물 내벽 침적 방사능	Line Source
	Sump 액체 방사능	Cylinder Source
Sump 액체 중심점	Sump 액체 방사능	Cylinder Immersion Dose Model
Sump 액체 표면	격납건물 공기중 방사능	Cylinder Immersion Dose Model
	격납건물 천장내벽 침적 방사능	Disk Source
	격납건물 내벽 침적 방사능	Line Source
	Sump 액체 방사능	Cylinder Source
격납건물 내벽 표면	격납건물 공기중 방사능	Cylinder Immersion Dose Model
	격납건물 내벽 침적 방사능	Disk Source



표 3.157 사고시 격납건물 공기중 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과

위치	방사선	Noble & Organic Halogen	Elemental Halogen	Particulate Halogen	합 (rads)
격납건물	Gamma	2.781E+06	6.636E+05	3.284E+05	3.773E+06
대기	Beta	1.715E+07	2.306E+06	9.771E+05	2.043E+07
중심점	합	1.993E+07	2.970E+06	1.306E+06	2.421E+07
Sump	Gamma	1.587E+06	3.782E+05	1.877E+05	2.153E+06
액체	Beta	1.715E+07	2.306E+06	9.771E+05	2.043E+07
표면	합	1.874E+07	2.684E+06	1.165E+06	2.259E+07
격납건물	Gamma	1.549E+06	3.693E+05	1.834E+05	2.102E+06
내벽	Beta	1.715E+07	2.306E+06	9.771E+05	2.043E+07
표면	합	1.870E+07	2.675E+06	1.161E+06	2.253E+07

표 3.158 사고시 Sump 액체 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과

위치	방사선	Released from Core*	Washout Elemental Halogen	Washout Particulate Halogen	합 (rads)
격납건물	Gamma	2.569E+06	3.924E+05	2.867E+04	2.990E+06
대기	Beta	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
중심점	합	2.569E+06	3.924E+05	2.867E+04	2.990E+06
Sump	Gamma	2.465E+07	3.774E+06	2.758E+05	2.870E+07
액체	Beta	1.280E+07	9.705E+05	7.182E+04	1.384E+07
중심점	합	3.745E+07	4.745E+06	3.476E+05	4.254E+07
Sump	Gamma	1.252E+07	1.911E+06	1.396E+05	1.457E+07
액체	Beta	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
표면	합	1.252E+07	1.911E+06	1.396E+05	1.457E+07

\* 50% halogen, 1% solid fission product only.

표 3.1.59 사고시 격납건물 내벽 침적 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과

위치	방사선	Noble & Organic Halogen	Elemental Halogen	Particulate Halogen	합 (rads)
격납건물	Gamma	N/A	9.802E+05	N/A	9.802E+05
대기	Beta	N/A	0.000E+00	N/A	0.000E+00
중심점	합	N/A	9.802E+05	N/A	9.802E+05
Sump	Gamma	N/A	6.558E+05	N/A	6.558E+05
액체	Beta	N/A	0.000E+00	N/A	0.000E+00
표면	합	N/A	6.558E+05	N/A	6.558E+05
격납건물	Gamma	N/A	4.283E+06	N/A	4.283E+06
내벽	Beta	N/A	0.000E+00	N/A	0.000E+00
표면	합	N/A	4.283E+06	N/A	4.283E+06

표 3.1.60 사고시 격납건물 천장내벽 침적 방사능에 의한 위치별 방사선량 평가결과

위치	방사선	Noble & Organic Halogen	Elemental Halogen	Particulate Halogen	합 (rads)
격납건물	Gamma	N/A	1.424E+05	N/A	1.424E+05
대기	Beta	N/A	0.000E+00	N/A	0.000E+00
중심점	합	N/A	1.424E+05	N/A	1.424E+05
Sump	Gamma	N/A	4.264E+04	N/A	4.264E+04
액체	Beta	N/A	0.000E+00	N/A	0.000E+00
표면	합	N/A	4.264E+04	N/A	4.264E+04

표 3.1.61 주요 지역에 대한 사고시 1년간 총누적흡수선량

지역	방사선원*	1 Yr TID (rads)		합	
		Gamma	Beta		
격납건물	1)	3.773E+06	2.043E+07	2.421E+07	
	2)	2.990E+06	0.000E+00	2.990E+06	
	3)	9.802E+05	0.000E+00	9.802E+05	
	4)	1.424E+05	0.000E+00	1.424E+05	
	합	7.886E+06	2.043E+07	2.832E+07	
Sump	1)	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
액체	2)	2.870E+07	1.384E+07	4.254E+07	
중심부	3)	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
	4)	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
	합	2.870E+07	1.384E+07	4.254E+07	
	Sump	1)	2.153E+06	2.043E+07	2.259E+07
	액체	2)	1.457E+07	0.000E+00	1.457E+07
표면부	3)	6.558E+05	0.000E+00	6.558E+05	
	4)	4.264E+04	0.000E+00	4.264E+04	
	합	1.742E+07	2.043E+07	3.786E+07	
	격납건물	1)	2.102E+06	2.043E+07	2.253E+07
		내벽	2)	2.990E+06	0.000E+00
표면부**		3)	4.283E+06	0.000E+00	4.283E+06
4)		1.424E+05	0.000E+00	1.424E+05	
합		9.517E+06	2.043E+07	2.995E+07	

Note

- \* 1) 격납건물 공기중 방사능
- 2) Sump 액체 방사능
- 3) 격납건물 내벽 침적 방사능
- 4) 격납건물 천장내벽 침적 방사능

\*\* 이 지역에서는 Sump 액체 방사능 및 격납건물 천장내벽 침적 방사능에 의한 방사선량이 포함되어 있는데, 이들 선량값은 다음과 같은 사항에 기초되어 있다.

- Sump 액체 방사능에 의한 격납건물 내벽 표면부에서의 선량은 격납건물 대기 중심부에서의 선량과 같은 것으로 가정함.
- 격납건물 천장내벽 침적 방사능에 의한 격납건물 내벽 표면부에서의 선량은 격납건물 대기 중심부에서의 선량과 같은 것으로 가정함.

표 3.1.62 주요 지역에 대한 총누적흡수선량

지역	격납건물 대기 중심부	Sump 액체 중심부	Sump 액체 표면부	격납건물 내벽 표면부
TID (rads)	2.913E+07	4.327E+07	3.859E+07	2.996E+07

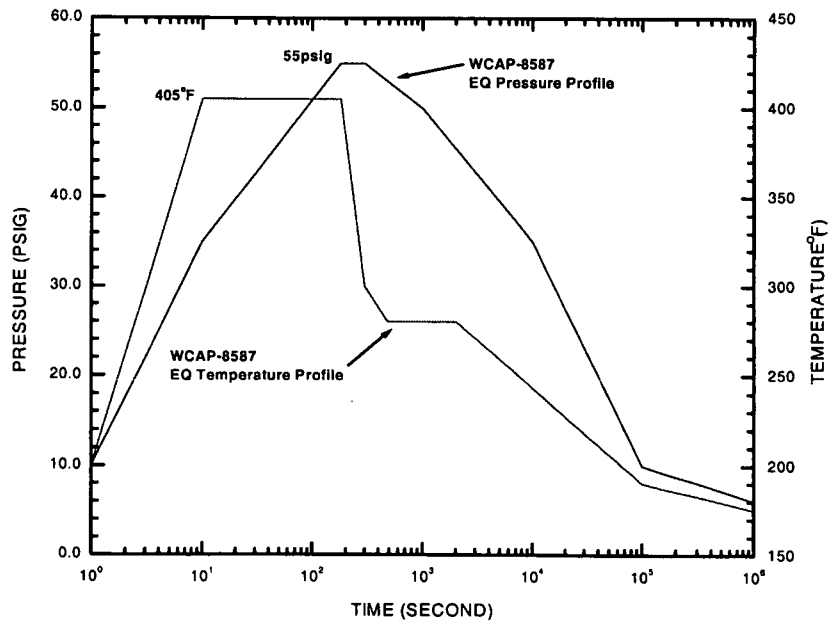


그림 3.1.63 WCAP-8587 환경검증 조건(압력/온도)

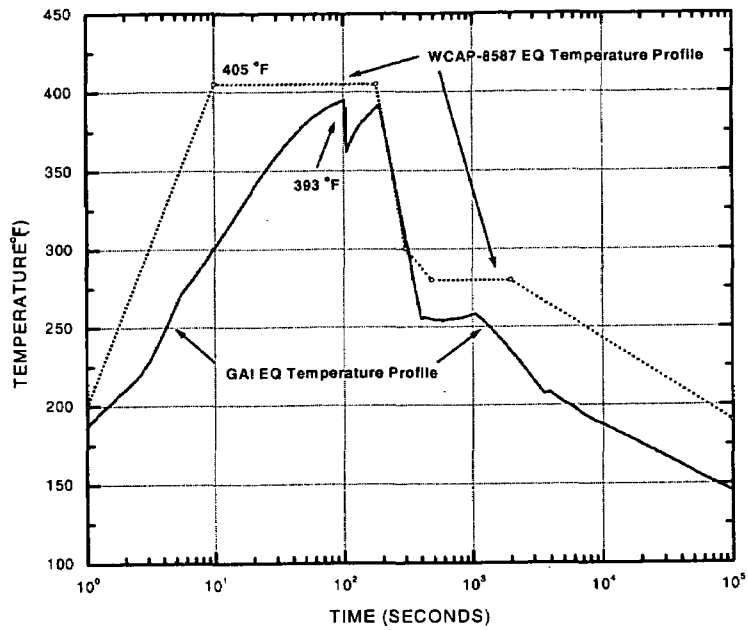


그림 3.1.64 GAI 공급 계측기기의 환경검증온도

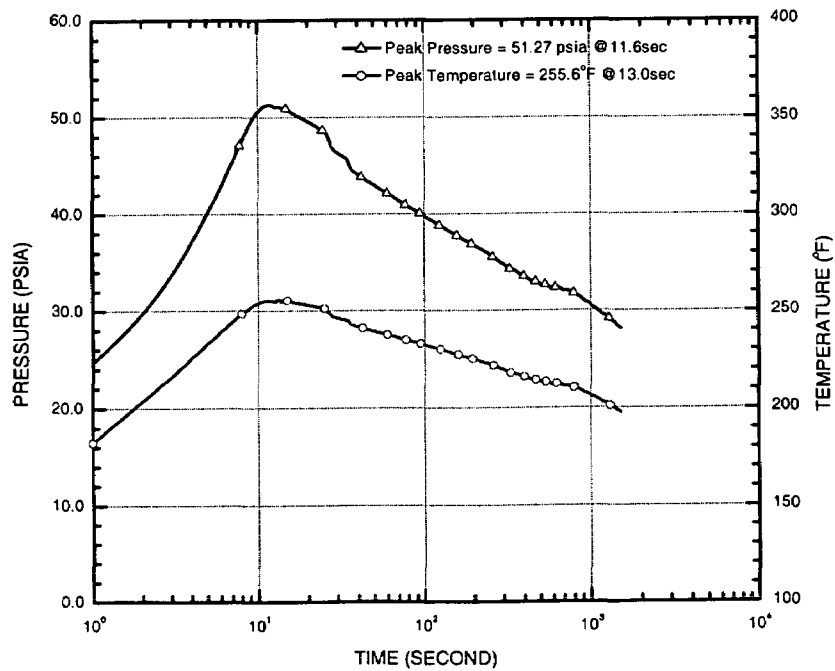


그림 3.1.65 격납건물 압력/온도 분석 결과 - DECLB Max ECCS Flow

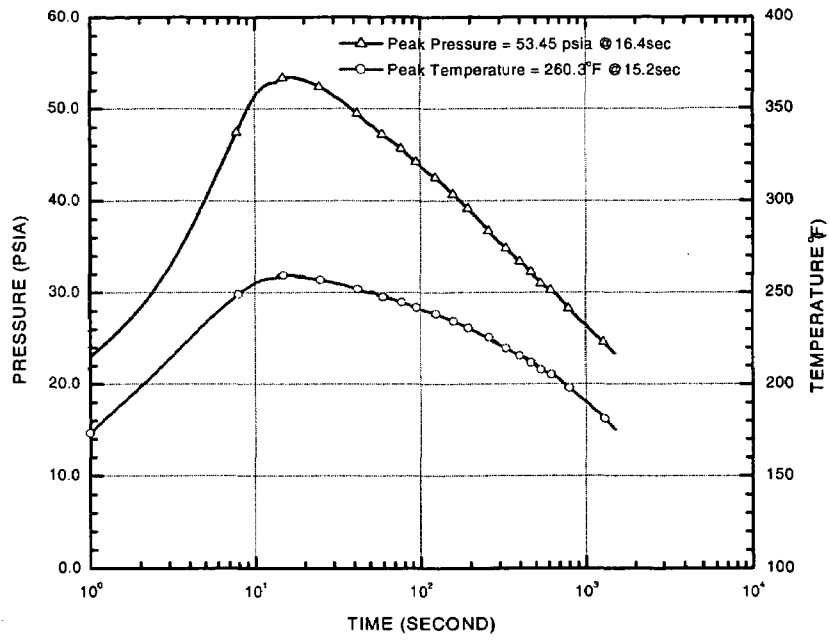


그림 3.1.66 격납건물 압력/온도 분석 결과 - DEHLB Max ECCS Flow

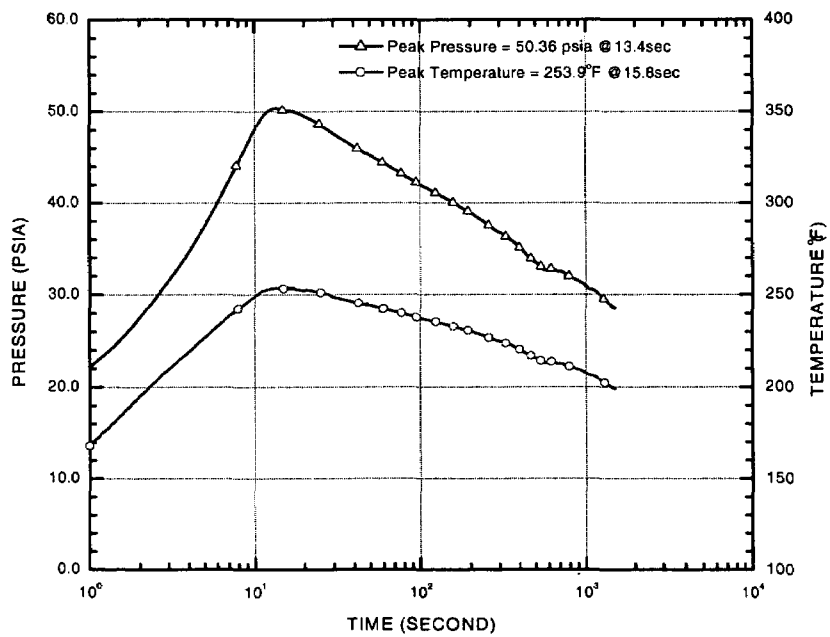


그림 3.1.67 격납건물 압력/온도 분석 결과 - DESLB Max ECCS Flow

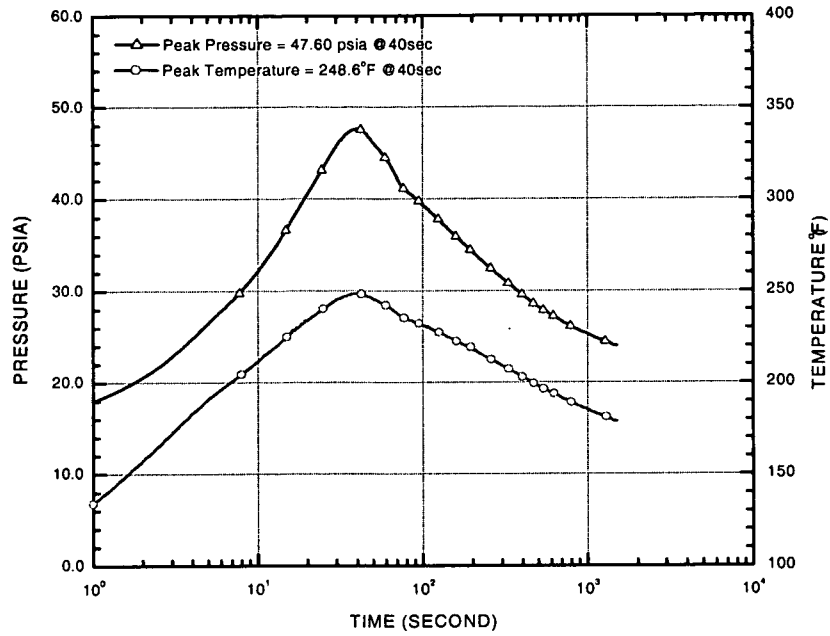


그림 3.1.68 격납건물 압력/온도 분석 결과 - DESLB CD 0.6  
Max. ECCS Flow

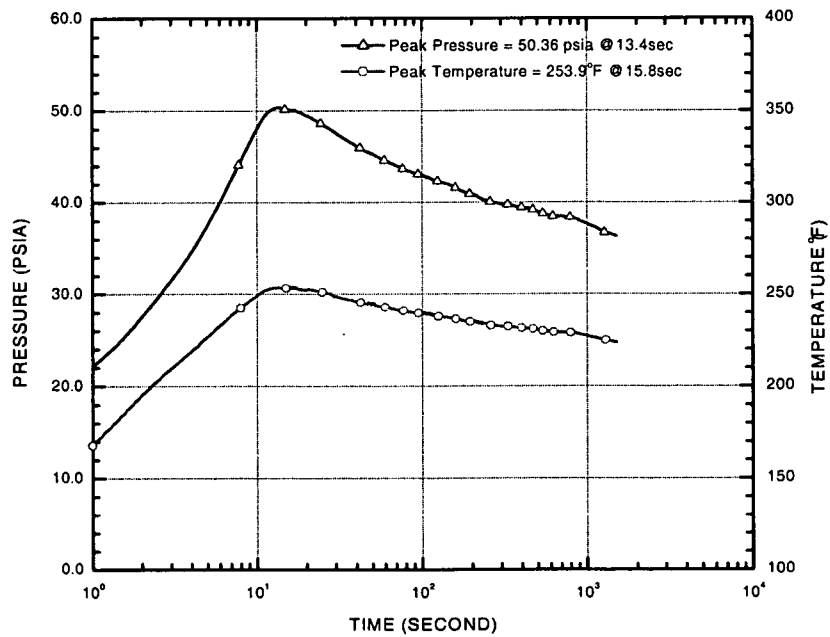


그림 3.1.69 격납건물 압력/온도 분석 결과 - DESLB Min.  
ECCS Flow

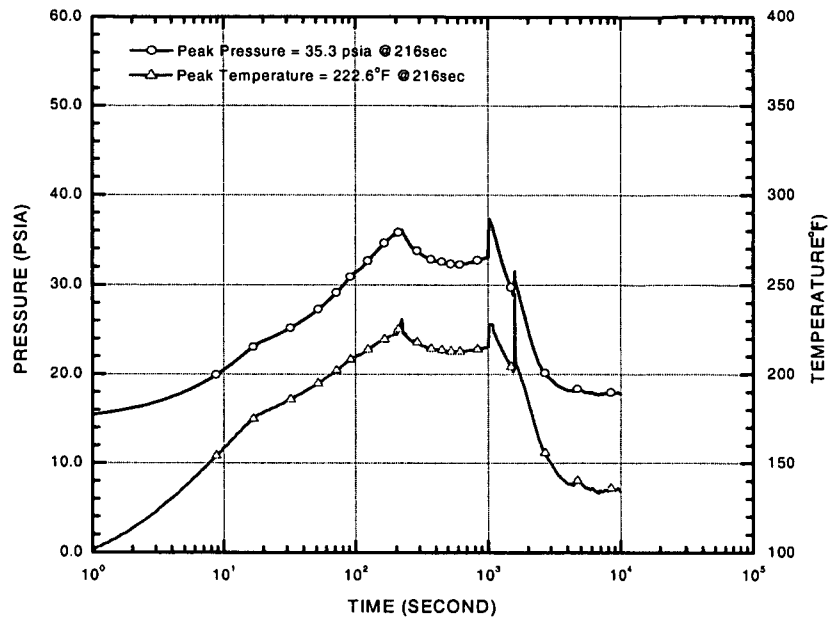


그림 3.1.70 격납건물 압력/온도 분석 결과 - SBLOCA

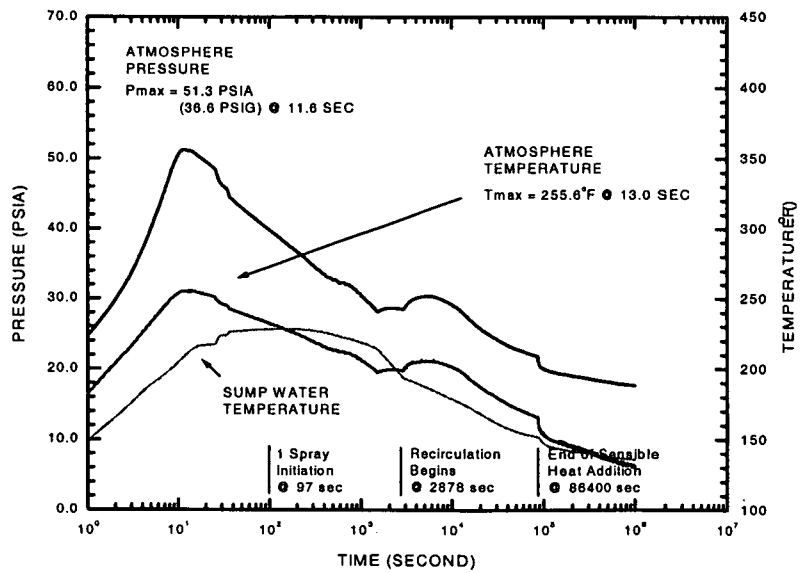


그림 3.1.71 격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DECLB  
Max. ECCS Flow



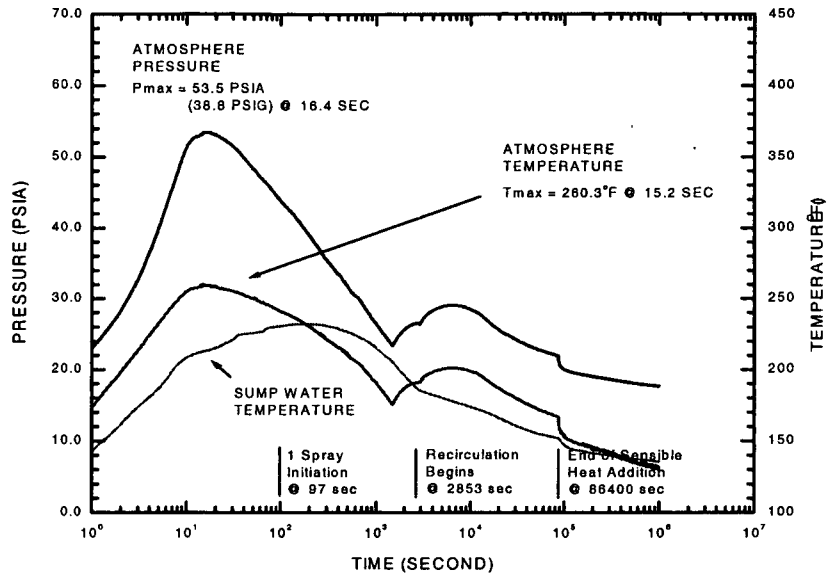


그림 3.1.72 격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DEHLB  
Max. ECCS Flow

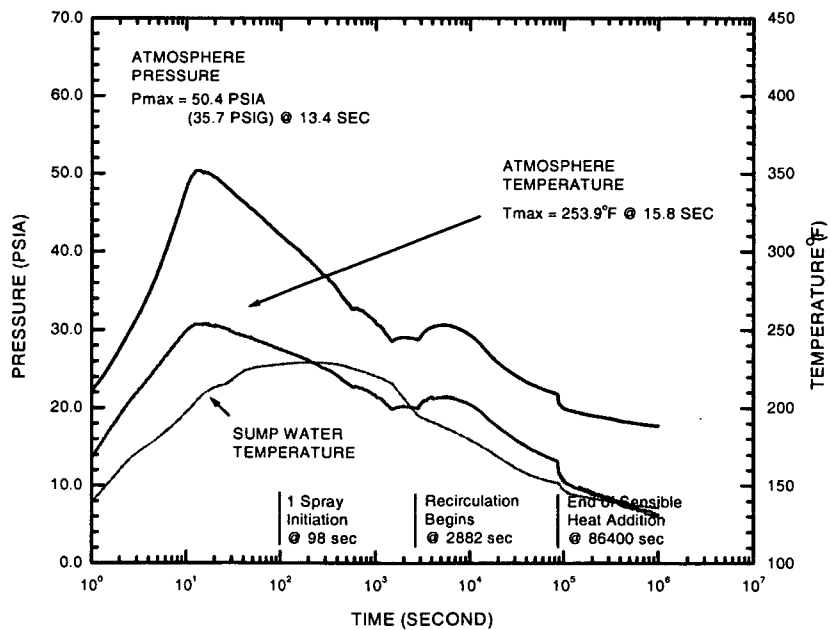


그림 3.1.73 격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DESLB  
Max. ECCS Flow

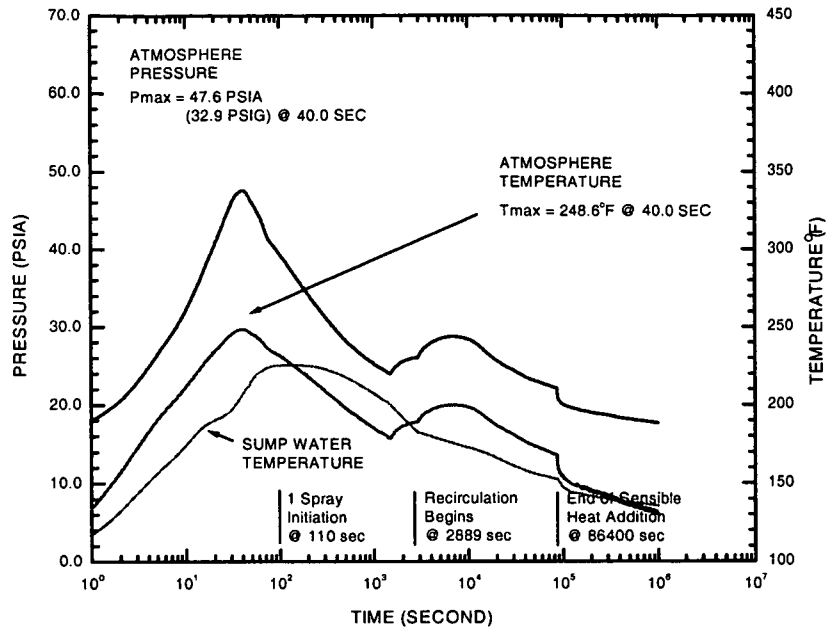


그림 3.1.74 격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DESLB  
 CD0.6 Max. ECCS Flow

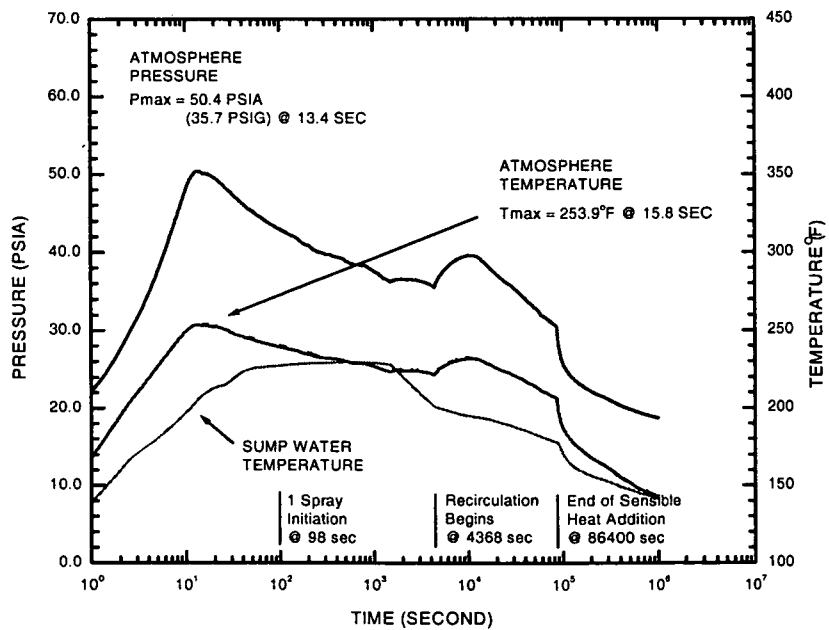


그림 3.1.75 격납건물 압력/온도 분석 결과 - LT DESLB  
 Min. ECCS Flow

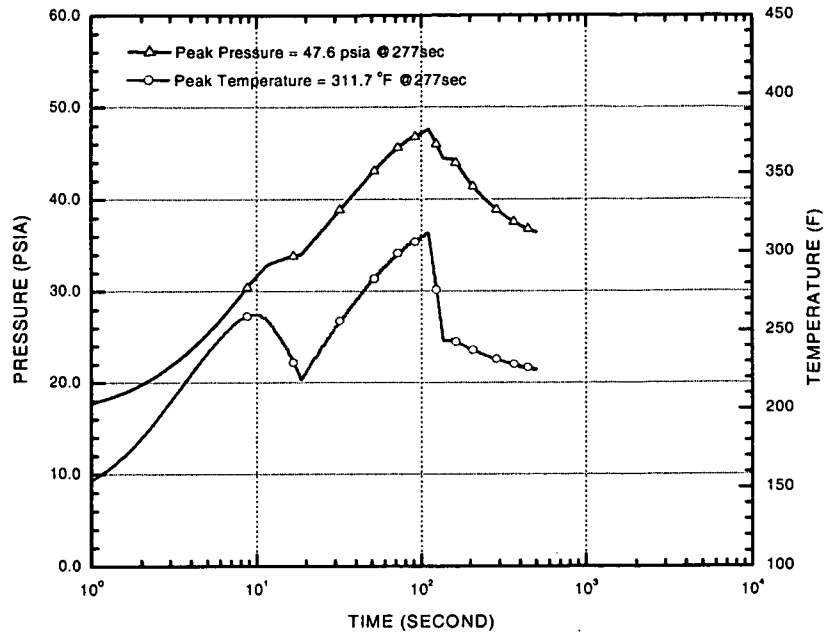


그림 3.1.76 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% DER CSS Failure

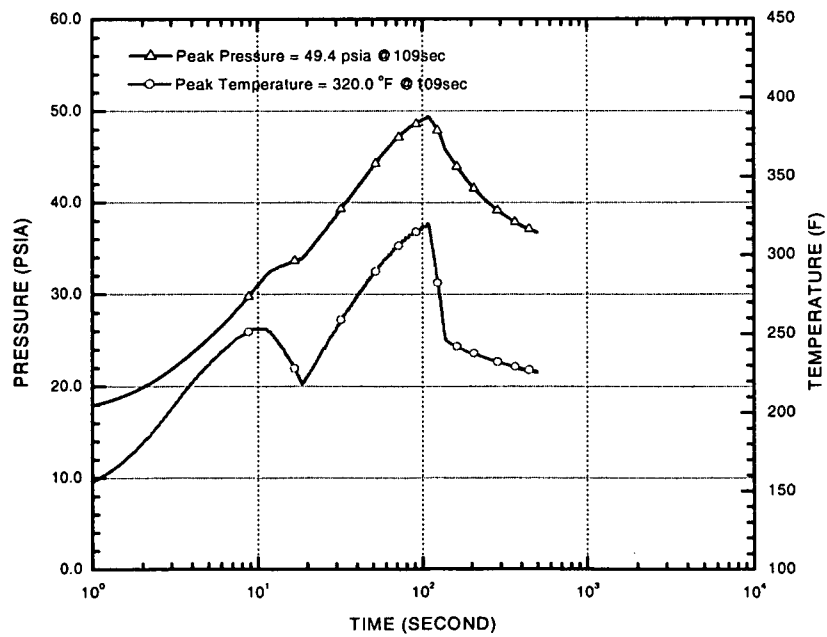


그림 3.1.77 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 70% DER CSS Failure

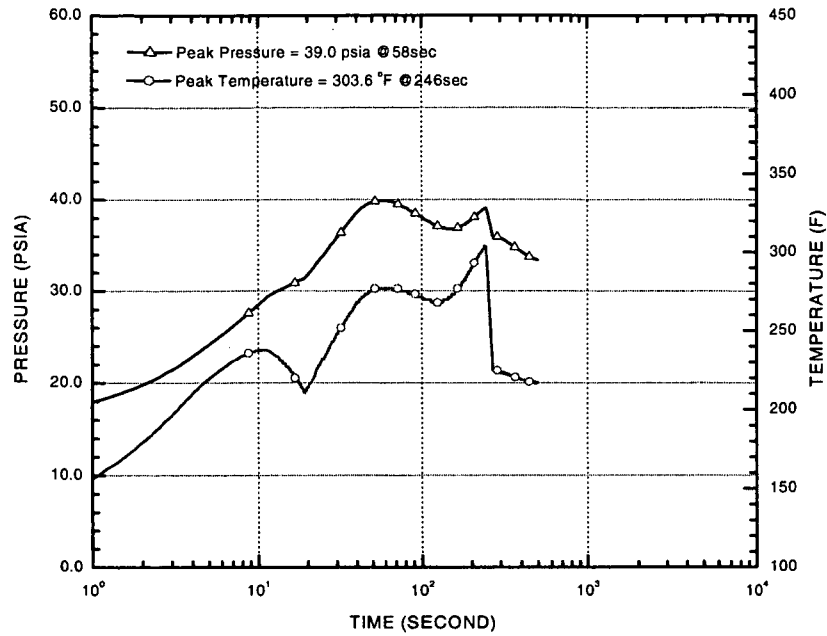


그림 3.1.78 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 30% DER CSS Failure

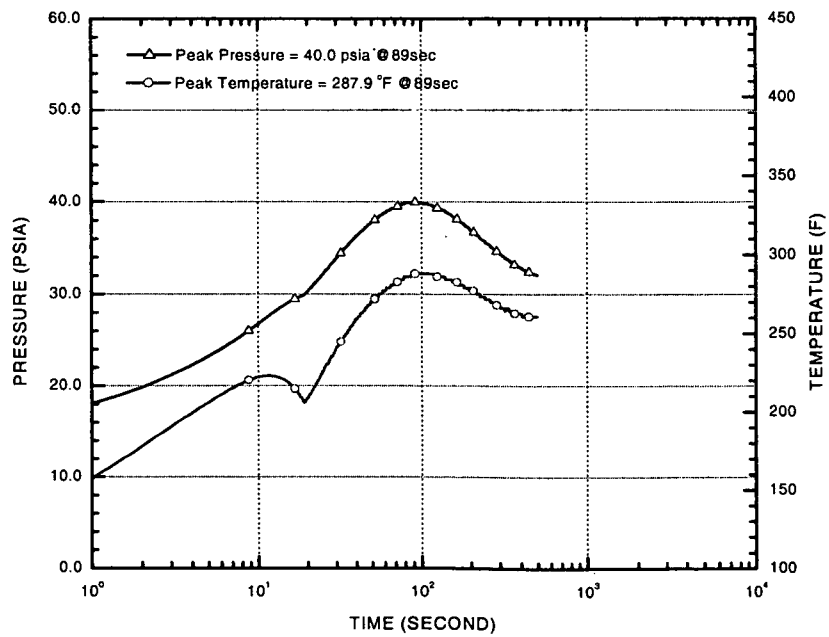


그림 3.1.79 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 0% DER CSS Failure

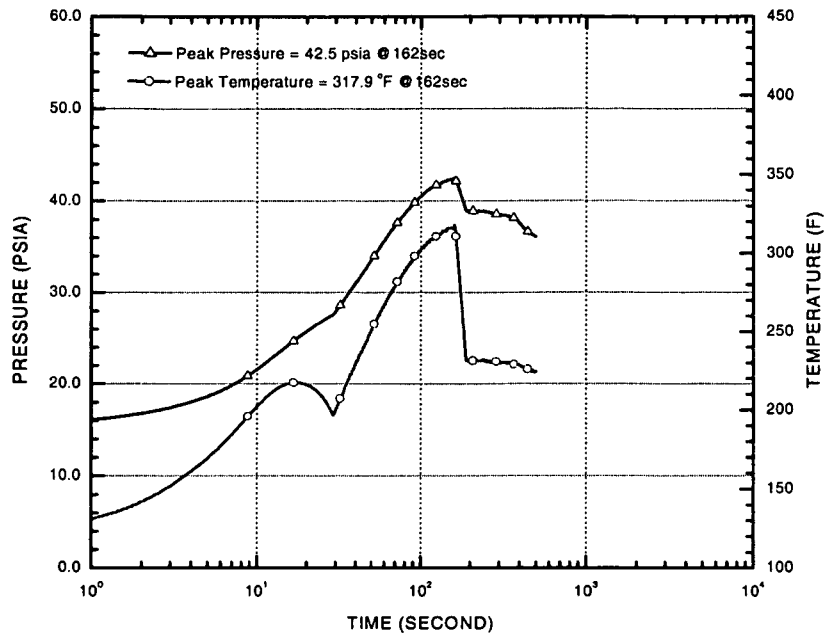


그림 3.1.80 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% Split Break CSS Failure

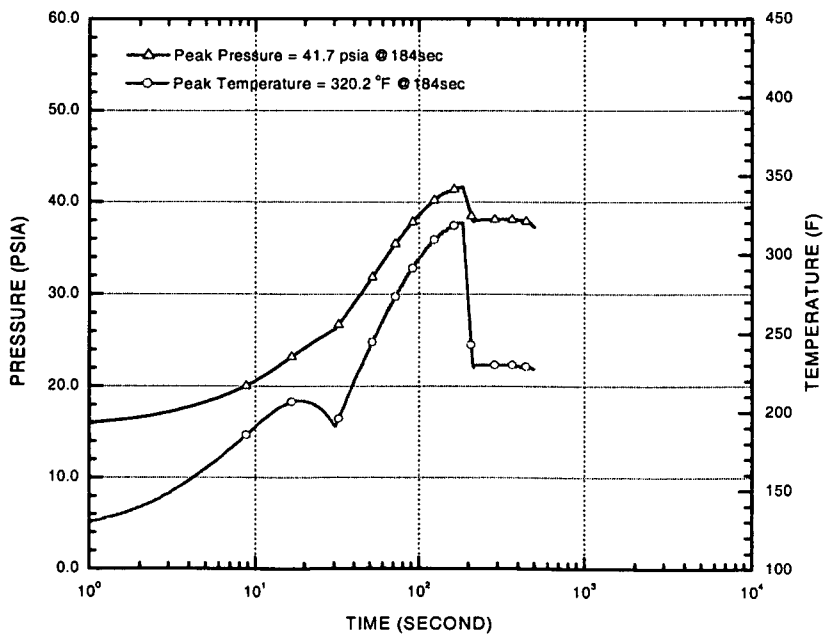


그림 3.1.81 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 70% Split Break CSS Failure

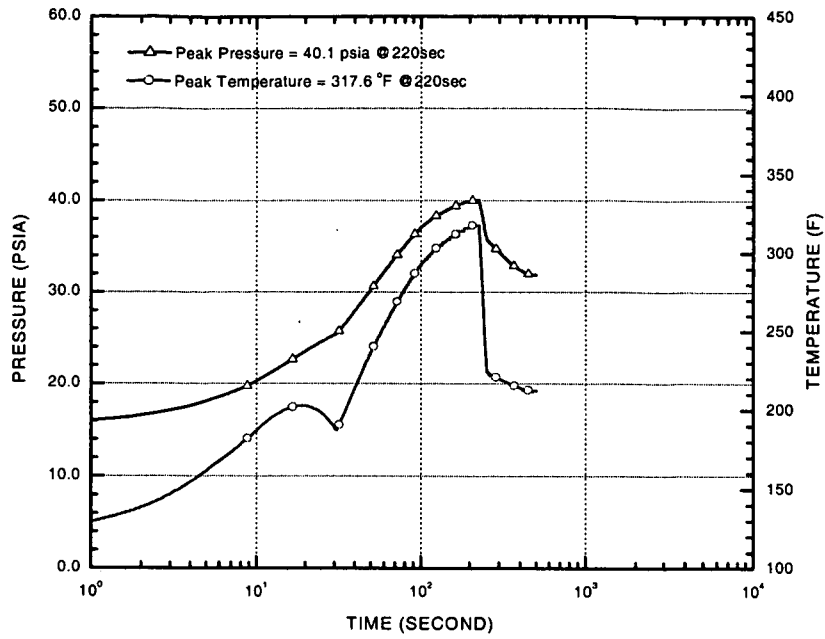


그림 3.1.82 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 30% Split Break CSS Failure

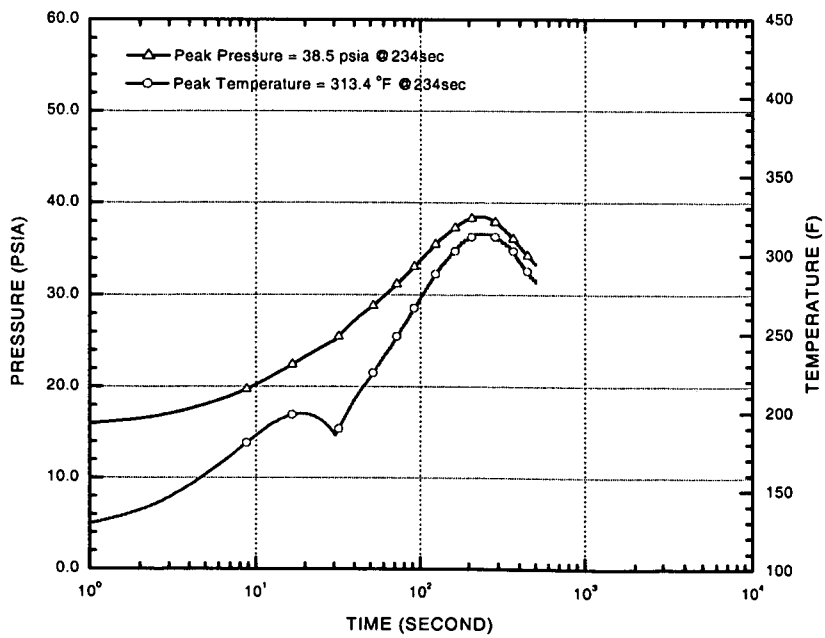


그림 3.1.83 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 0% Split Break CSS Failure

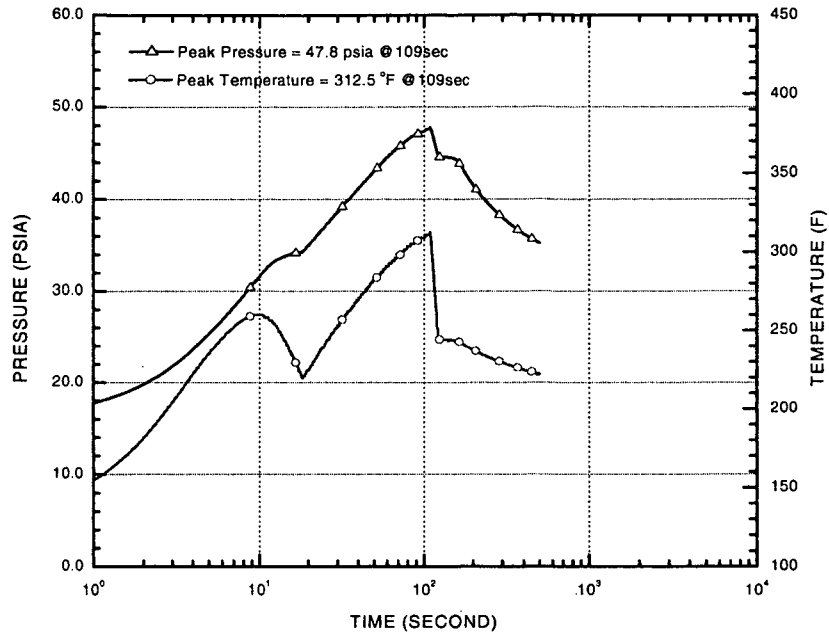


그림 3.1.84 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% DER MSIV Failure

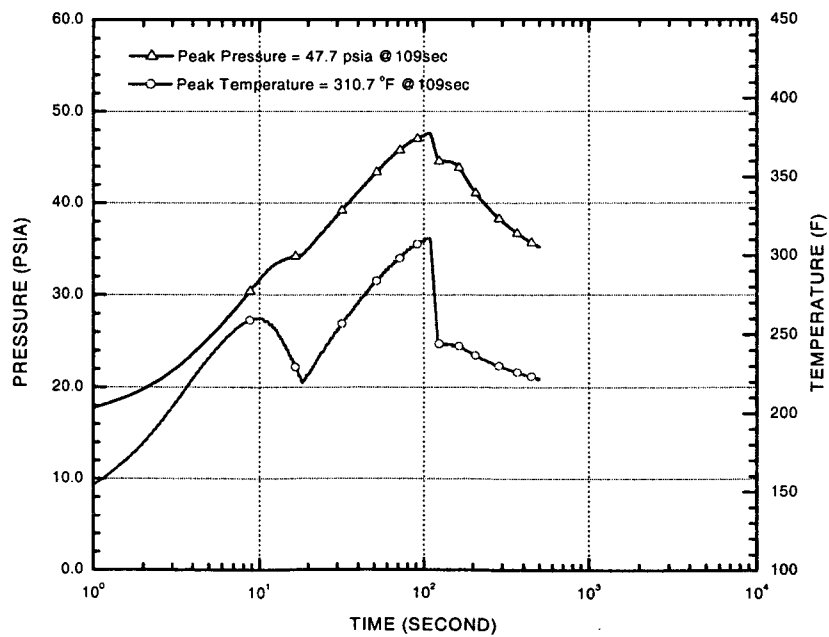


그림 3.1.85 격납건물 압력/온도 분석 결과 - 102% DER SIS Failure

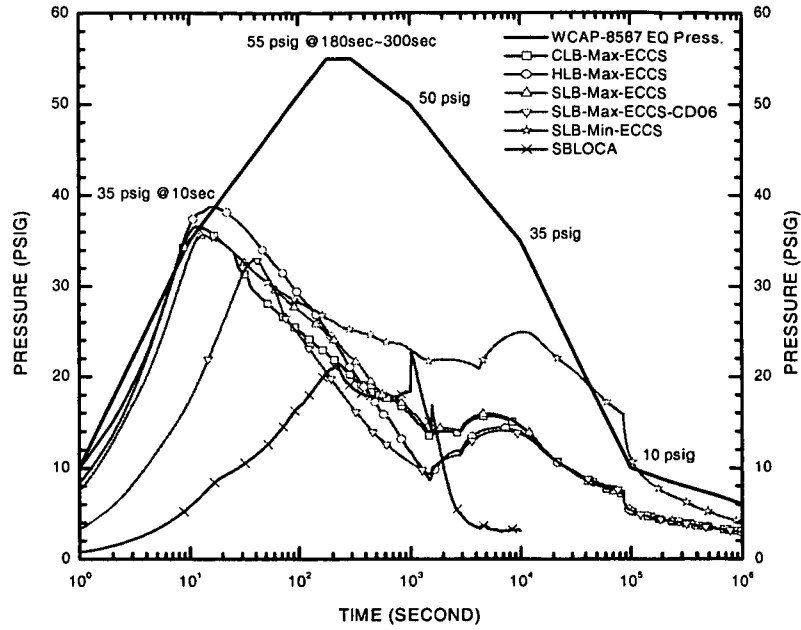


그림 3.1.86 WCAP-8587 EQ Pressure vs. LOCA Pressure Results

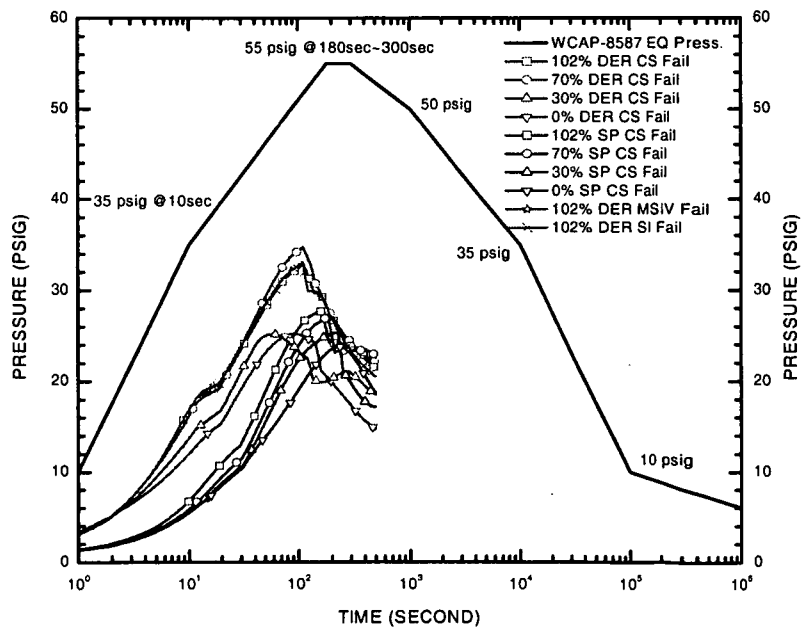


그림 3.1.87 WCAP-8587 EQ Pressure vs. MSLB Pressure Results



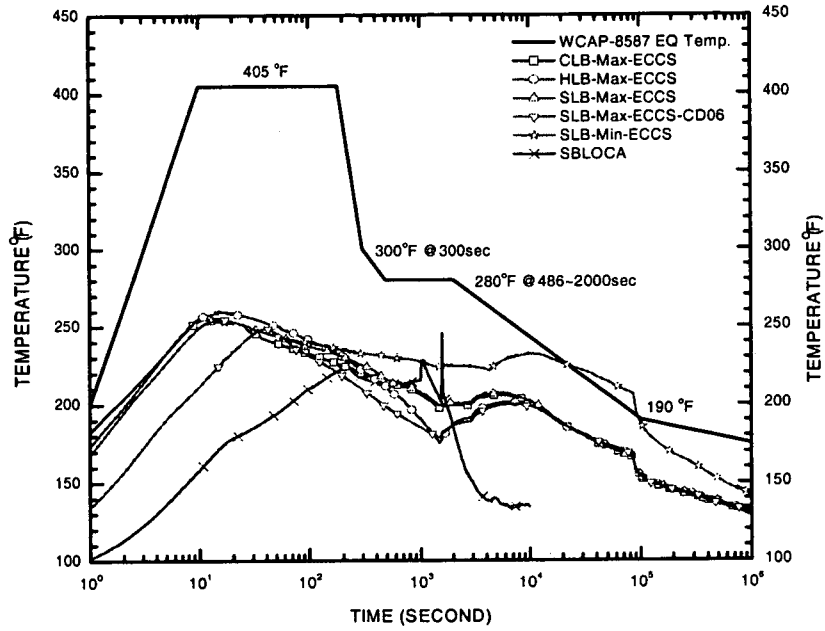


그림 3.1.88 WCAP-8587 EQ Temperature vs. LOCA Temperature Results

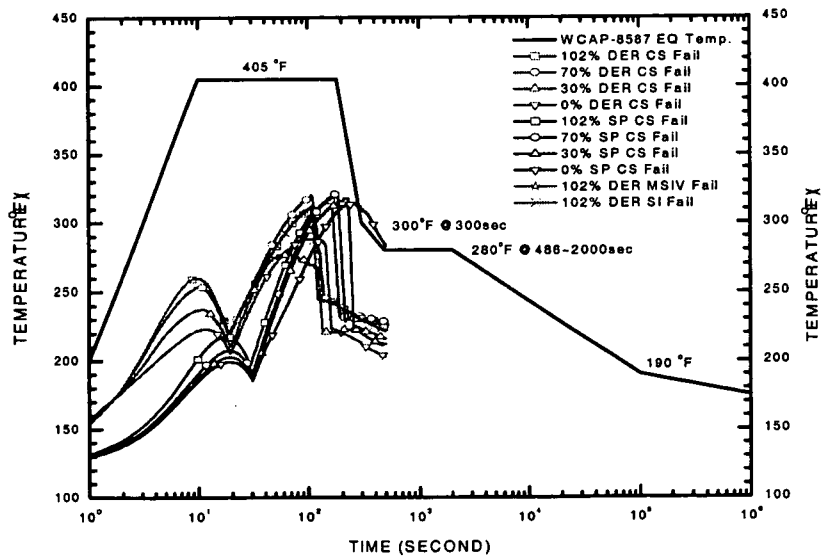


그림 3.1.89 WCAP-8587 EQ Temperature vs. MSLB Temperature Results

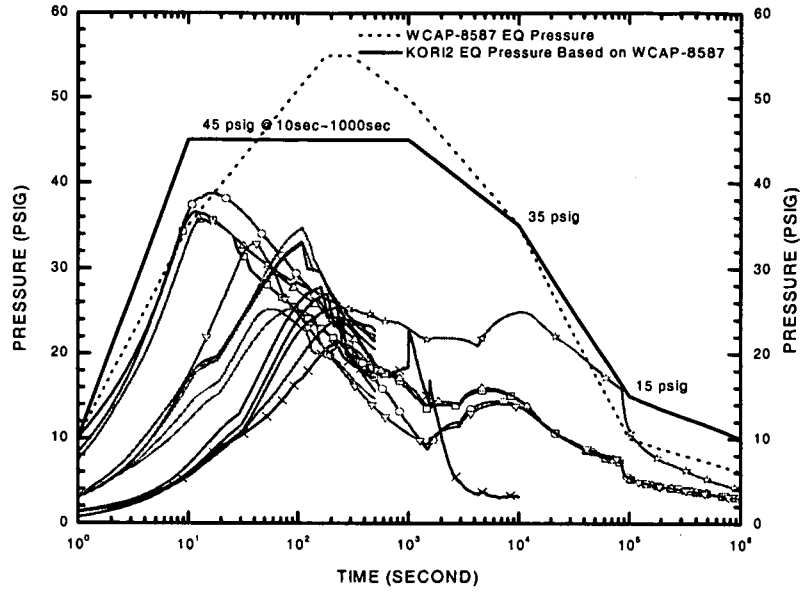


그림 3.1.90 WCAP-8587 대비 완화된 고리 2호기 EQ Pressure Profile

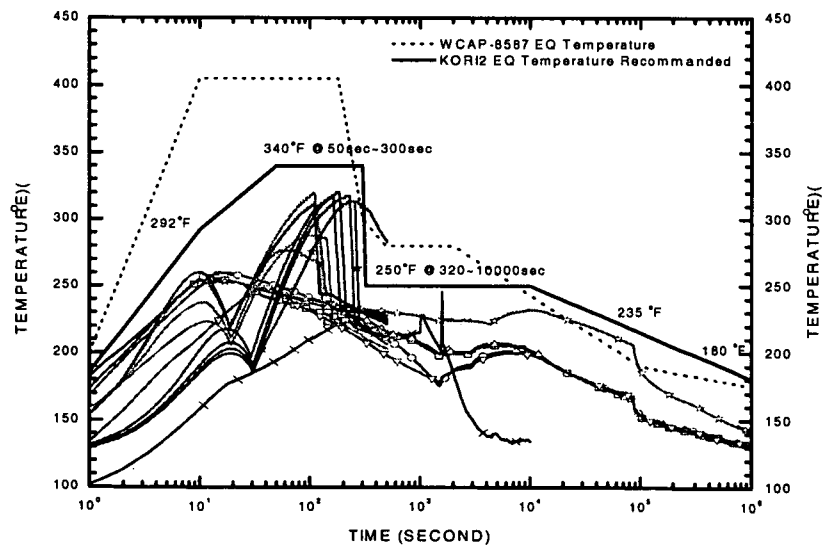


그림 3.1.91 WCAP-8587 대비 완화된 고리 2호기 EQ Temperature Profile

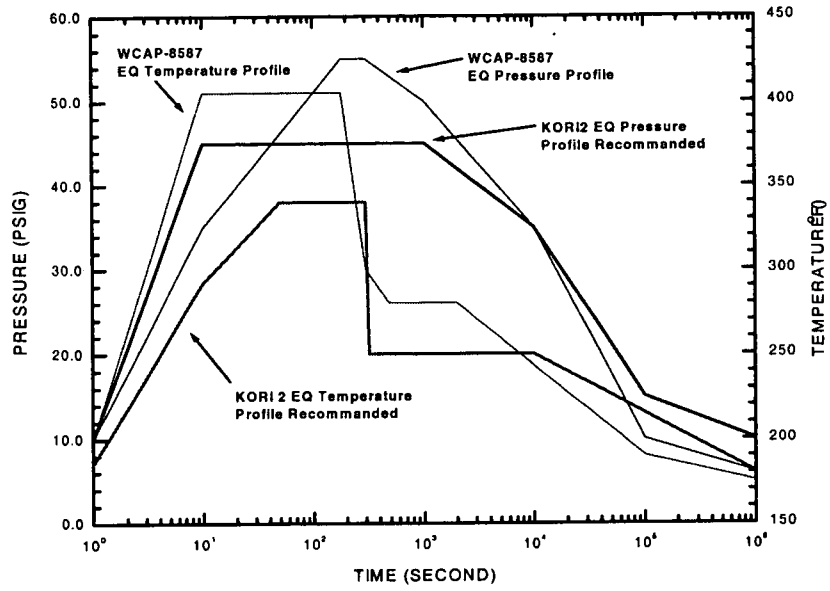


그림 3.1.92 WCAP-8587 대비 고리 2호기 EQ Profile 비교

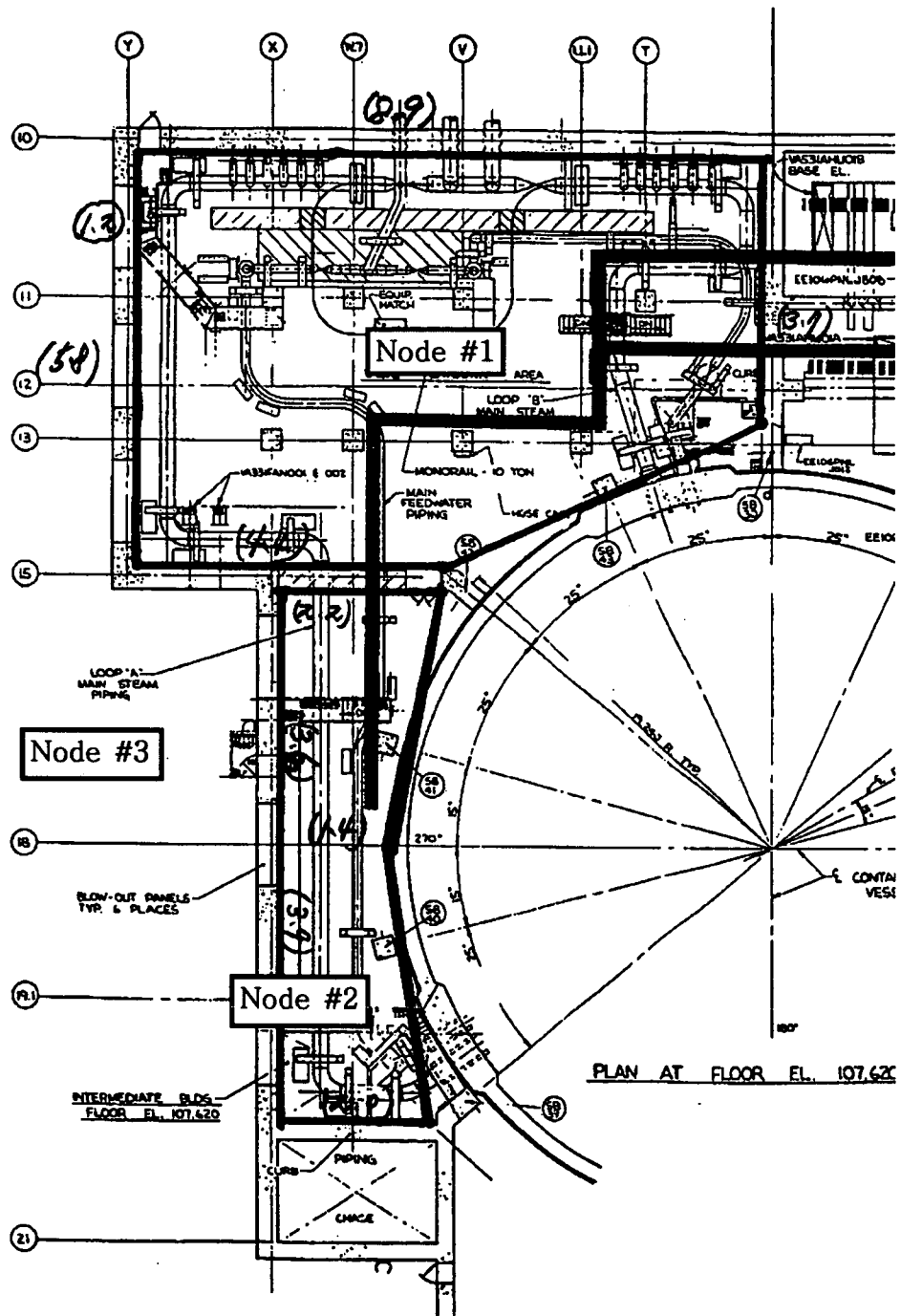


그림 3.1.93 고리 2호기 MSIV 격실 Node Model

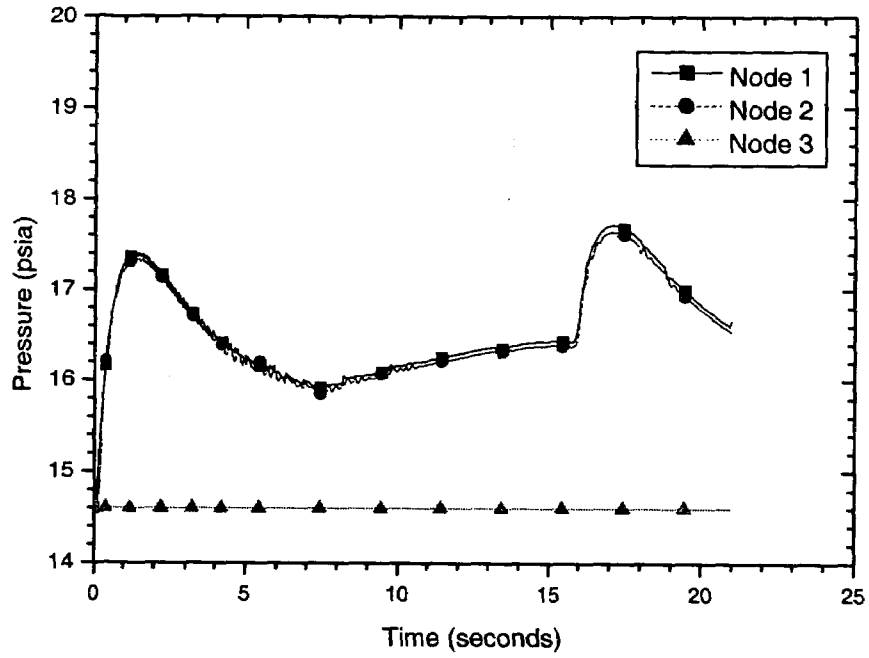


그림 3.1.94 최적 방법론에 따른 MSIV 격실 압력 추이

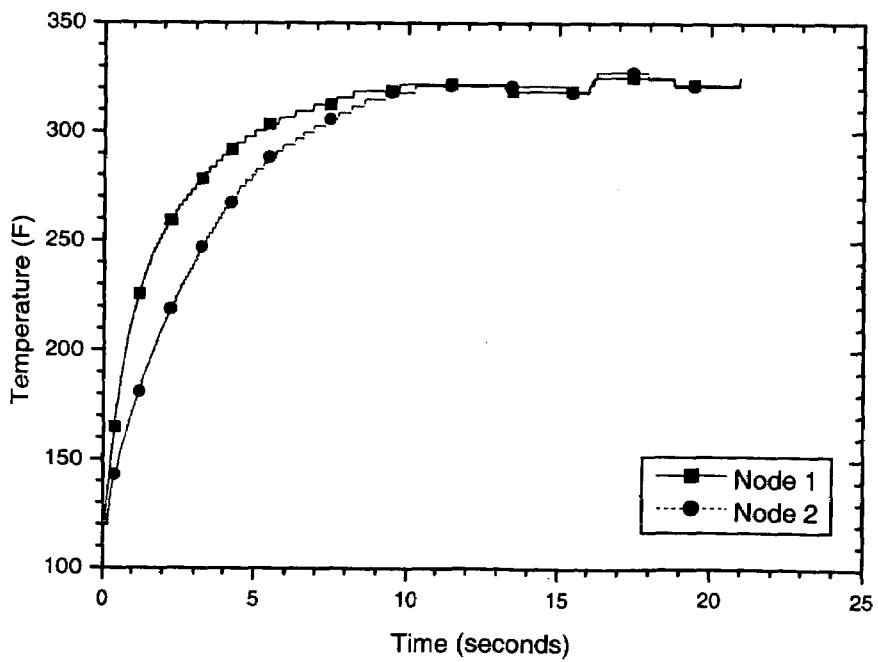


그림 3.1.95 최적 방법론에 따른 MSIV 격실 온도 추이

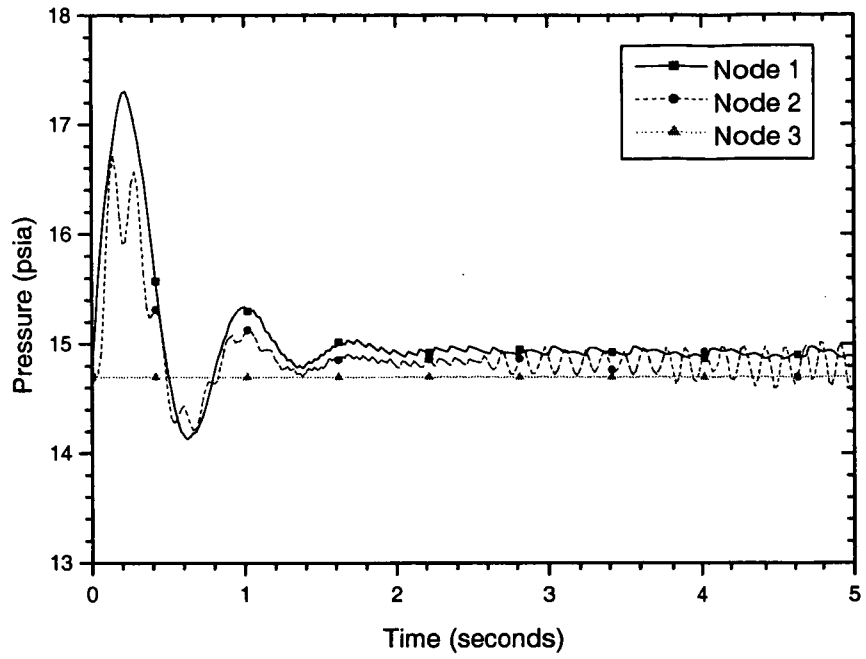


그림 3.1.96 표준원전 방법론에 따른 MSIV 격실 압력 추이

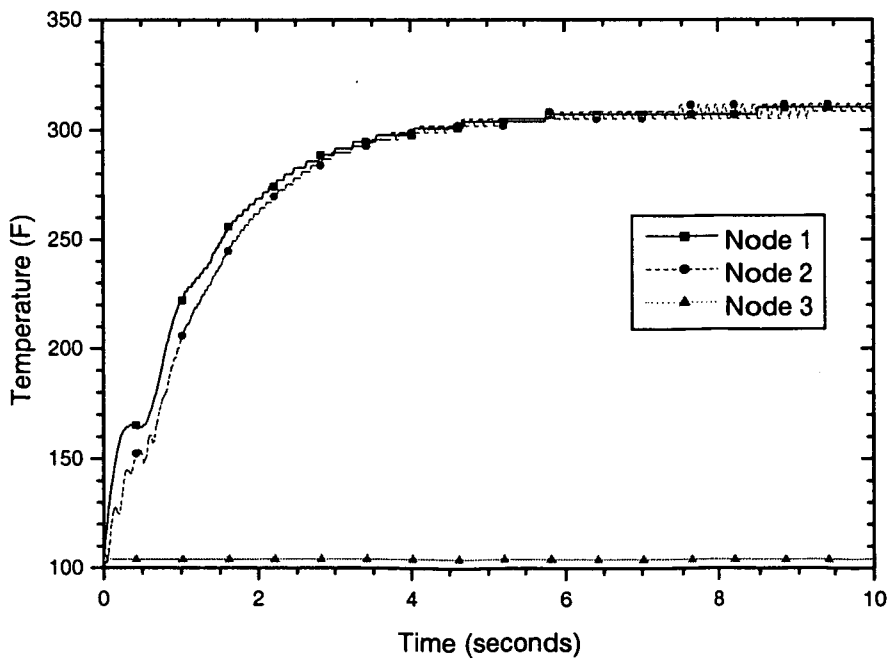


그림 3.1.97 표준원전 방법론에 따른 MSIV 격실 온도 추이

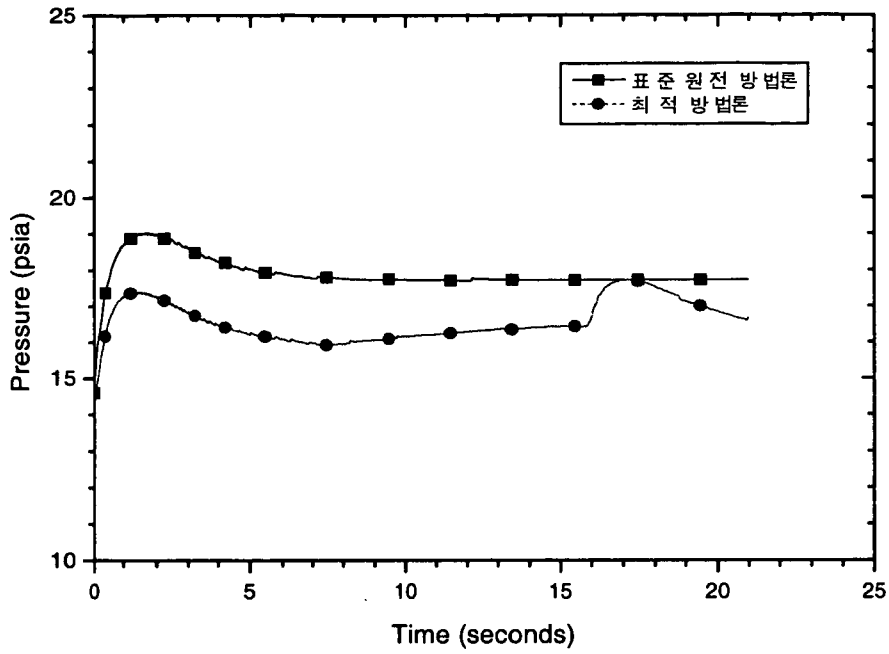


그림 3.1.98 표준원전 및 최적 방법론 압력 추이 비교

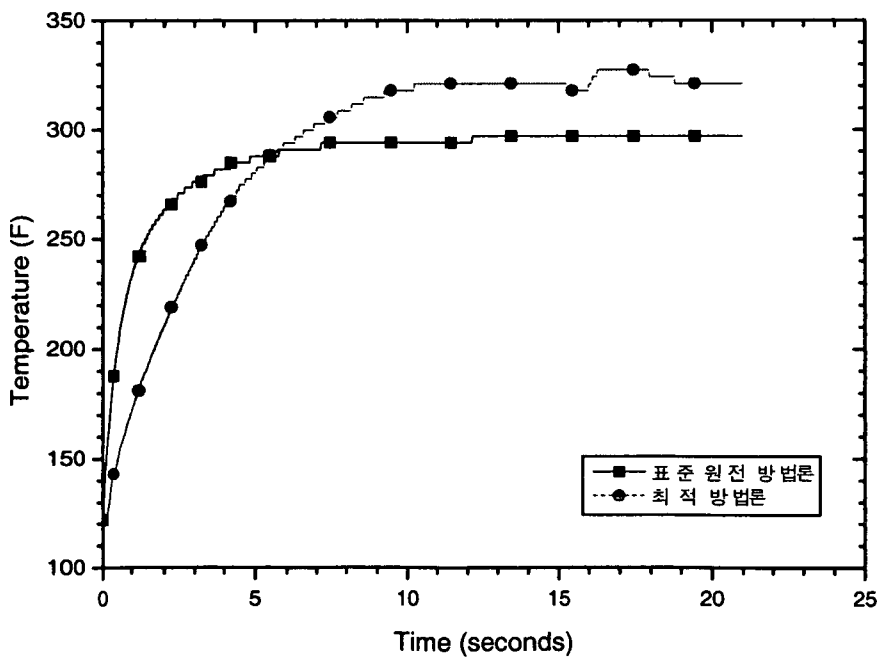


그림 3.1.99 표준원전 및 최적 방법론 온도 추이 비교

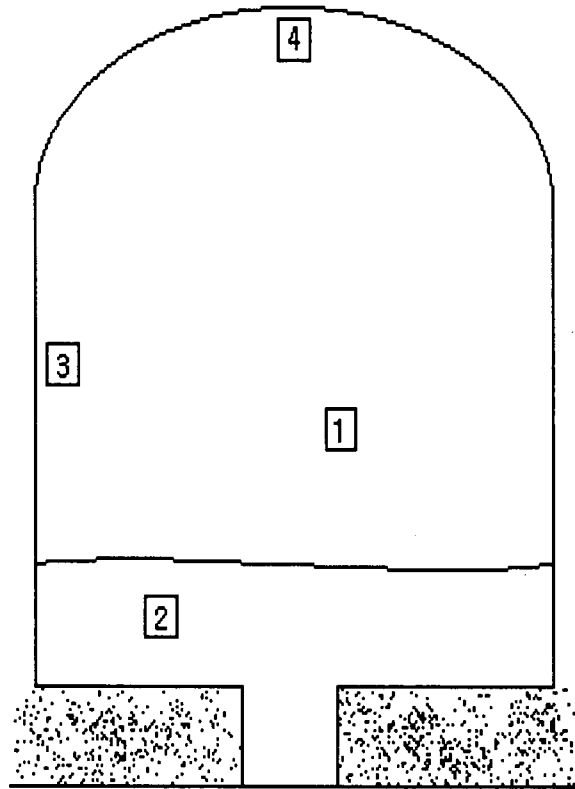


그림 3.1.100 LOCA시 격납건물내 주요 방사선원 종류

- ① : 격납건물 대기중 방사선원
- ② : Sump 액체 방사선원
- ③ : 격납건물 내벽 침적 방사선원
- ④ : 격납건물 천장내벽 침적 방사선원



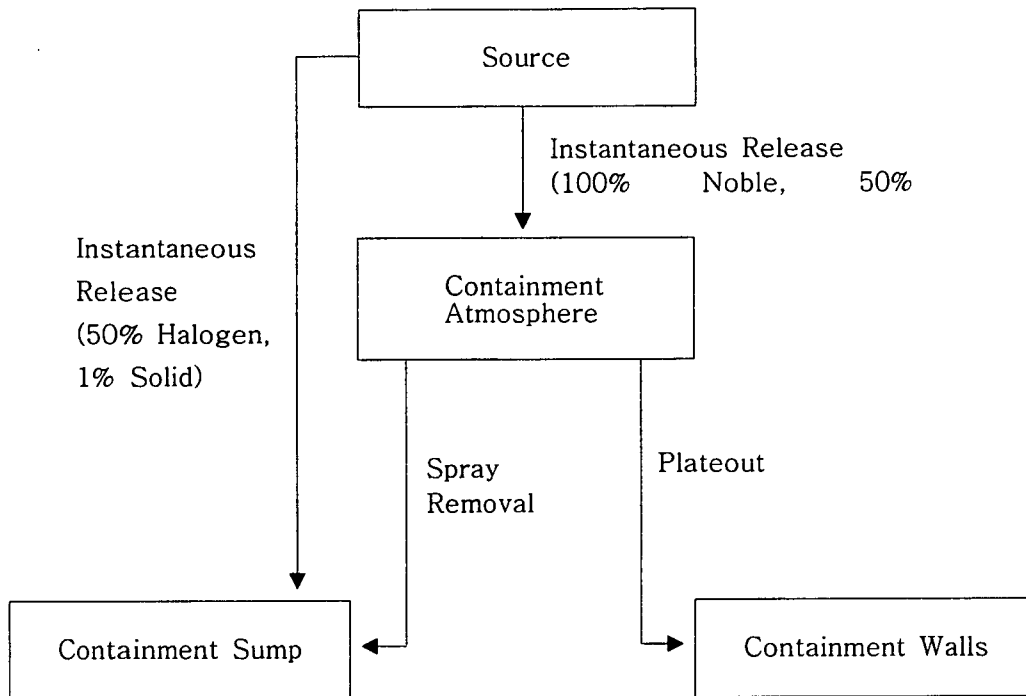


그림 3.1.101 격납건물 살수에 대한 BAFFLE 모델 개략도

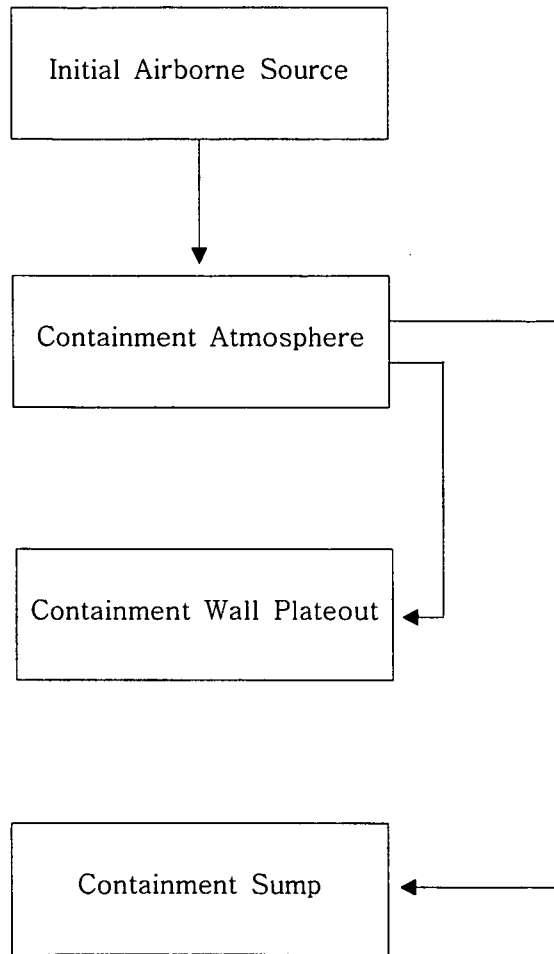


그림 3.1.102 격납건물 침적에 대한  
BAFFLE 모델 개략도

## 제 2 절 기기 내진성능 평가절차 개발

최초의 원전이 가동된 1950년대 후반부터 오늘에 이르기까지 유럽 각국의 상당수 원전들이 노후화 되고, 원자력 안전에 대한 새로운 지식들이 축적되면서 주기적 안전성평가(PSR, Periodic Safety Review)의 필요성이 제기되었다. 내진검증분야는 1971년에 발생한 미국 샌페르난도(San Fernando) 지진을 계기로 괄목할 만한 기술적 진보가 있었으며, 당시 수행된 연구를 통하여, 기존의 내진검증 절차에 심각한 오류가 있음이 밝혀졌다. 이에 따라 1975년을 기점으로 기존의 내진검증 기술기준이 대폭적으로 수정되었다. 유럽의 원전 선진국들은 이러한 노후원전의 현안들을 주기적안전성평가 제도를 통하여 해결하고 있다.

미국의 경우, 유럽 각국에서 수행하고 있는 주기적안전성평가 제도는 채택하지 않았으나, 내진검증 요건이 확립된 1975년도 이전에 설계 및 건설된 원전에 대해, 1981년도에 미국 원자력규제위원회가 가동 원전의 내진검증과 관련하여 A 등급에 해당하는 46번째 미해결안전항목(USI A-46)을 제기하였고 사업자에게 이 문제의 해결을 공식적으로 요구(Generic Letter 87-02) 하였다. 미국에서 가동중인 원전가운데 이 미해결안전항목들의 해결이 요구되는 원전이 약 70여기가 있으며, 이들 원전을 'A-46 원전'이라 통칭하였다. 국내의 경우, 고리 1호기, 고리 2호기 및 월성 1호기 원전이 이에 해당되며, 수명 연장을 포함한 재인허가 과정에서 필수적으로 해결되어야 할 과제로 인식되고 있다.

현행 운전 설비의 내진검증 기술기준은 IEEE 344로서, 이 기준에 따라 내진범주 I등급 기기의 내진검증이 수행되고 있다. 그러나, 가동원전에 대해서 IEEE 344의 내진검증 절차에 따라 내진검증을 재시행하는 방안에 대해서는, 방사능 오염문제 등 현실적으로 많은 어려움이 있다. 따라서, USI A-46의 해결을 위하여 1992년, 미국 원전사업자 모임인 SQUG(Seismic Qualification Utility Group)에서는 기존의 내진검증 절차와는 전혀 다른 새로운 내진적합성평가법(GIP, Generic Implementation Procedure)을 개발하였다. 현재, 내진적합성평가법은 가동원전에 대한 내진검증의 유일한 대안으로 인식되고 있으며, NRC는 A-46 발전소에 대해서 내진적합성평가법의 적용을 허용하고 있다. 뿐만 아니라, 유럽 각국은 주기적안전성평가 제도의 기기 내진검증 시행 방법으로서 이 기법을 채용하고 있다. 현재, 국내에서 가동중인 원자력발전소 가운데서는 월성 1호기와 고리 1호기 및 2호기의 3개 발전소가 USI A-46의 대상에 해당된다.

이 연구는, 국내의 USI A-46 적용대상 원전을 비롯하여 가동중인 원전의 내진검증 현안 문제를 해결하기 위한 선행 과제로 수행되었으며, 주요 연구 내용은 다음과 같이 다섯 가지로 분류된다.

- 기기 내진검증 현황분석 및 절차개발
- 가동중 원전기기의 내진검증과 관련한 Seismic IPEEE(Seismic PSA, SMA), GIP 연계성 평가
- 기존 원전구조물의 지진응답 재평가
- 기기 내진검증 자료 DB 구축

## 1. 가동원전 내진검증 현황 및 절차 개발

원전의 내진검증 기술기준이 기술의 진보와 더불어 점진적으로 발전하므로 원자력발전소마다 인허가에 적용된 내진검증 기술기준이 개별적으로 상이한 것은 일반적인 현상이다. 주기적안전성평가 제도에서는 개별 원전의 평가 절차에 인허가 기반을 이루는 기술기준의 평가를 요구하는 바, 그 평가에는 적용 기술기준의 상이성이 반영되어야 한다.

이 절에서는 원전의 내진설계 기술의 발전 과정을 기술하고, 내진설계 기술의 진보에 따른 국내 원전의 기기 내진검증 현황을 우선적으로 파악한 후, 이렇게 파악된 자료에 근거하여 국내 원전의 분류기준을 설정하였다. 이 분류기준에 따라 국내 원전의 내진상 장점과 단점이 원전별로 간명하게 파악될 수 있으며, 주기적안전성평가(PSR)에서 요구하는 기기 내진검증의 차별적인 적용을 통하여 효과적인 평가를 도모하고자 하였다. 국내 원전에 적용될 수 있는 내진검증 관련 요건과 각 요건을 충족시키기 위한 기술기준은 다음과 같다.

- RG 1.100 요건에 근거한 IEEE 344
- USI A-46 요건에 근거한 내진적합성평가를 위한 일반수행절차
- Seismic IPE 요건에 근거한 내진안전성평가법

이 연구에서는 주기적안전성평가 업무가운데 기기 내진검증 평가에서 고려되어야 할 요건 및 절차를 도출하기 위하여 상기 세 개의 내진검증 요건 및 절차를 분석하였다. 또한, 국내 주기적안전성평가 제도에서 요구하는 기기 내진검증 절차를 수립하기 위하여 미하마 1호기 원전의 주기적안전성평가 절차를 검토하였고, 또한 해외 원전의 연계평가 사례를 검토함으로써 각종 내진검증 요건을 동시에 충족할 수 있는, 국내 적용 가능한 연계 평가 절차를 수립하였다.

### 가. 국내 가동원전 내진검증 현황

우리 나라는 현재 원자력법 시행령 및 과기처장관 고시에서 원전의 내진 설계방법을 개념적으로 규정하고 있다. 그러나, 고리 1호기부터 표준원전에 이르기까지 대부분의 국내 원전은 설계기술의 도입국에서 규정한 내진설계기준에 따라 설계, 건설되어 온 것이 사실이다. 특히, 미국의 원전 내진설계기준은 우리 나라의 모든 원전의 내진설계시에 가장 중요한 지침이 되었다. 다음은 국내 원전별 내진성 관련 인허가 기반을 검토하여 향후 개별 원전의 주기적 내진검증 절차를 작성하는데 활용될 수 있는 기초자료이다.

## (1) 내진검증 기술기준의 변천

1950년대 최초의 상업용 원자로가 가동될 당시에 원전의 내진설계 규정은 일반 산업체의 그것과 비교하여 별다른 기술적 차이점이 없었다. 세계 최초로 내진설계의 필요성을 인식하고, 이를 시행한 국가는 일본이었다. 비록 당시의 내진설계는 극히 초보적인 수준이었지만, 이에 자극을 받은 미국은 최초로 캘리포니아 도로교통국이 편찬한 CAL-TRAN에 내진설계편을 수록하였다.

1961년 동경에서 열린 세계지진학회에서 미국의 Housner 박사는 새로운 개념의 내진설계 이념을 발표하였다. 이 이념은 현행의 내진설계 개념을 정립하기 위한 밑바탕을 마련했다는 사실에 중요한 의미를 가진다. 이와 같은 동적 거동에 대한 이해를 토대로, 현재의 미국 원자력규제위원회(US Nuclear Regulatory Council)의 전신인 원자력에너지위원회(AEC : Atomic Energy Council)는 1963년에 원전 내진설계의 지침이 되는 TID-7024[3.2.1]를 발행하였다. TID-7024는 국내 고리 1호기 원전의 내진설계에 기술적 기반을 제공하였다.

이후 1971년, 미국 샌페르난도 지진을 계기로 원전 시설물에 대한 내진 안전성에 관심을 가지게 되었고, 1975년에는 표준심사지침 3.7절 (SRP, Standard Review Plan 3.7)을 발행함과 동시에 기기 내진검증 기준인 IEEE 344-71을 대폭 개정한 IEEE 344-75가 출간되었다. 1977년에는 USI A-40[3.2.2]을 설정하여, 내진설계와 관련된 항목들에 대한 대대적인 연구 프로그램인 SSMRP (Seismic Safety Margin Research Program)[3.2.3]가 착수되어 이후 7년간에 걸쳐 수행되었다. 당시의 SSMRP 연구 결과는 현재까지도 내진성과 관련된 전 분야에 걸쳐 지대한 영향을 미치고 있으며, 이 연구를 토대로 1989년도에는 표준심사지침 (SRP, Standard Review Plan 3.7 개정번호 2)[3.2.4]의 개정판이 발행되었다.

본 과제에서 다루어진 중요한 항목 중의 하나가 내진안전성평가 기법의 대대적인 연구, 개발이었다. 앞서 밝힌 바와 같이, 미국 LLNL (Lawrence Livermore National Lab.)은 대표적인 내진안전성평가 기법인 SSMRP 방법을 개발하였다. 이 방법은 몬테칼로 방법을 사용한 상세한 응답해석을 요구하므로 투입되는 노력에 비해 얻어지는 결과의 정밀도가 떨어진다는 단점을 가지고 있다.

본래 내진안전성평가 기법은 '원자로 안전에 관한 연구'에서 시작되었으며, 그 연구 보고서 (WASH-1400, Reactor Safety Study)[3.2.5]가 1975년에 발행된 바 있다. 당시 연구 결과에 따르면, 평균적 부지 특성을 가진 경우, 지진에 의한 연간 노심손상빈도는 대략  $5 \times 10^{-7}$  정도로 밝혀짐에 따라 지진은 원전의 위험도에 영향을 주는 주요 인자로 간주되지 못하였다.

그러나, 1970년대 후반 Diablo Canyon 원전의 건설 도중, 부지 인근에서 호스그리 단층 (Hosgri Fault)이 발견됨에 따라 인근 부지의 지진재해도가 급격히 상승하는 결과를 초래하였다. 미국 원자력 규제위원회는 이 영향을 평가하기 위하여 엄격한 내진검증의 실시가 불가능하다고 판단하고, 그 대신 내진안전성평가를 수행토록 요구하였다. 이에 그 영향을 고

려하기 위한 확률적 연구가 수행되었고, 그 결과 지진이 노심손상에 미치는 주요 인자로 나타났다. 특히, 이 연구에서 부지 지진재해도 곡선과 지진취약도 곡선의 통합 절차가 개발되었고, 로그정규분포를 가진 지진취약도 모델이 개발되었다. 현재의 지진 PSA 형태가 이 연구 결과를 토대로 수립되었다.

1980년대 초반 Zion 원전에 대한 확률적 평가가 수행되어 소위 Zion 방법이 구축되었다. 이 방법은 SSMRP 방법에 비해 극히 경제적인 방법으로서 현재 대부분의 지진 PSA 방법은 Zion 방법에 준한 것이다. 이전까지의 적용 사례 및 연구 결과를 토대로 1994년, 미국 전력연구소(EPRI)는 지진취약도 기법을 재정립한 기술 보고서[3.2.6]를 발행하기에 이르렀다.

1983년 미국 원자력규제위원회는, 내진설계된 원전 설비들의 내진여유도를 정량적으로 도출하기 위하여 내진여유도에 관한 두 번째 대대적인 사업을 착수하였다. 이 방법은 기존의 확률적 방법과는 달리, 별도의 평가지진(SME, Seismic Margin Earthquake)을 설정하고 신뢰성 높은 데이터를 확정적으로 처리하는 방법으로서 주어진 평가지진 수준에서 설비들이 충분한 내진성능을 발휘할 수 있음을 입증하는 절차이다.

한편, 1977년 12월, 미국 의회는 1974년도에 공포되었던 에너지재편성법안(Energy Reorganization Act)의 일부를 수정하며 Section 210을 추가했다. Section 210은 NRC로 하여금 원전관련 미해결안전성문제(Unresolved Safety Issues, USI)의 실체 파악 및 대책을 제시하고, 이를 집행하도록 하였다. 즉, 1978년 1월 1일까지 해결계획서를 의회에 제출하고, 이후로는 해결상황을 매년 원자력규제위원회 사업보고서에 수록하도록 하고 있다. 원자력규제위원회는 안전성확보에 미치는 영향 항목들을 A, B, C, D로 분류하였으며, 그 분류 기준은 다음과 같다.

- Category A : 조속한 해결을 위해 인력과 재원의 투입이 필요하다고 판단되는 분야로서, 여기에는 대중의 안전을 현저히 증진시킬 수 있는 항목 및 원자력 인허가 과정에 큰 영향을 미치는 항목이 포함된다.
- Category B : 대중의 안전을 지속적으로 확보하기 위해 중요하지만 조기해결은 필요로 하지 아니하거나 원자력규제위원회가 안전성 확보, 안전 보장, 환경보호 측면에서 Category A보다는 중요성이 작다고 판단되는 항목이 포함된다.
- Category C : 안전성 확보, 안전 보장, 및 환경보호측면에서 직접적이거나 즉각적인 개선이 기대되지는 아니하나, 특정 기술분야의 심사나 인허가 발급과정에서 원자력규제위원회의 능력을 증진시킬 수 있다고 판단되는 분야
- Category D : 안전성 확보, 안전 보장 및 환경보호측면에서 인력이나 재원의 투입이 불필요하거나 인허가 업무 개선에 중요하지 않다고 판단되는 분야

Category A 항목은 NUREG-0371, "Task Action Plan for Generic Activities Category A"로, Category B, C, D 항목은 NUREG-0471, "Generic Task Problem Description Category B, C, D"로 각각 발행되었다. 이후 NUREG-0371 및 NUREG-0471의 항목을 취합, 정리하여 NUREG-0410이 발행되었다. 1977년 말 NUREG-0410을 의회에 제출한 후, 원자력규제위원회는 Energy Reorganization Act Section 210의 요구에 따라 USI를 선정하여 NUREG-0510, "Identification of USIs Relating to NPPs - A Report to Congress"를 1979년 1월에 발간하였다. NUREG-0510은 USI의 정의를 다음과 같이 내리고 있다.

"USI란 수 개의 원전에 대한 기존 안전요건에 중대한 의문이 제기되어 있는데 최종해결책이 아직 제시되지 않아 원전 수명기간 중 허용 불가능할 잠재상황이 초래될 수 있는 안전성 문제를 말한다. 즉, 대중안전 관점에서 그 잠재적 위험성이 현저하고, 이의 해결은 해당 원전에 대한 원자력규제위원회의 개입이 필요한 안전성 문제를 말한다."

NUREG-0510에서 NUREG-0371 Category A 항목 중 17개가 USI로 선정되었고 이후에는 10개의 신규 USI가 도출되어 총 27개 항목이 USI로 등재되었다. 1989년 말 현재 모든 USI가 해결되었으며, 그 결과로서 도출된 규제요건에 대한 이행 현황이 원자력규제위원회에 의하여 주기적으로 추적, 관리되고 있다. 내진검증과 관련하여 IEEE 344-75 규준을 적용 받지 못한 원전에 대한 내진성 재평가의 필요성을 인식하고 이를 46번째 A급 미해결 안전항목 (USI A-46)으로 설정하고, 이에 적용 받는 원전을 USI A-46 원전이라 명명하였다. USI A-46 문제는 해당 원전의 품질보증과 직결되므로 주기적 내진검증과정에서 필히 해결해야 할 문제로 인식되고 있다.

## (2) 국내 원전의 내진검증 기술기준

우리 나라의 경우, 1971년 미국 샌페르난도 지진 발생 직후에 고리 1호기 건설허가를 승인 받았고, USI A-40이 발행된 직후에 월성 1호기와 고리 2호기의 건설허가가 승인되었다. 이들 원전들은 당시 내진설계 기술의 격변기에 집중적으로 건설되어 그 인허가 기반이 일정하지 않다. 반면, 울진 3,4호기는 1989년에 개정된 SRP 3.7 (개정 2)을 적용한 최초의 원전이 됨으로써 최신의 내진 인허가 기반을 가지고 있다. USI A-46 원전 이후부터 SRP 3.7 (개정 2)을 적용 받지 않은 원전들은 또 다른 내진 인허가 기반을 가지고 있다.

결국, 미국 내진설계 기술의 변천에 따라 국내 원전도 서로 다른 인허가 기반을 가지게 되었으며, 아래와 같은 세 그룹의 원전군으로 구분하여 취급되어야 한다. 주기적 내진검증은 평가 대상 원전의 인허가 기반과 밀접한 연관성이 있으므로 인허가 기반에 따라 주기적 내진검증의 평가 범위 및 방법이 크게 달라지기 때문이다.

### (가) 내진그룹 I 원전

1989년도판 표준심사지침 3.7의 개정판에 따라 설계된 원전으로서 울진 3,4호기 이후의 표준 원전이 포함된다. 참고로 월성 2,3,4호기의 경우에는 AECL이 모든 내진설계 관련 자료를 소유하고 있고, 현재 국내에서 보유하고 있는 관련 자료가 부실하여 정확한 판단이 불가능한 실정이다. 추정컨대, 월성 2,3,4호기의 층응답스펙트럼의 작성 방법은 응답스펙트럼 해석법에 의하므로 시간이력에 대한 파워스펙트럼밀도 요건이 반영되지 않은 것으로 이해된다. 한편, 표준 원전을 비롯한 가압경수로 원전은 파워스펙트럼밀도 요건을 반영하여 시간이력해석법으로 층응답스펙트럼을 작성하는 바, 월성 원자력에 적용된 방법과는 상이하다. 다만, 월성 2,3,4호기 설계 당시 적용된 기술기준의 출판년도로 볼 때, 최신의 내진검증 요건을 적용하였다고 간주될 뿐이다. 현행의 내진설계 기법이 적용된 내진그룹 I 원전의 경우, 인허가 기반 상의 특이점은 없다. 다만, 설계 지진의 불확실성에 따른 내진 안전성 여부는 여전히 미해결 과제로 남아 있다. 특히 현행 내진설계 요건은 엄격하게 법으로 규율되어 있어, 최신의 기술기준과 상치되는 경우도 있을 수 있다. 따라서, 이들 원전에 대해서는 설계 보수성이 과다하게 내포된 강점 부분을 발굴하고, 이를 주기적 내진검증 수행 중 도출되는 결점들을 보완하는 데 적용함으로써, 보장에 소요되는 비용을 합리적으로 제거할 수 있다.

### (나) 내진그룹 II 원전

1989년도판 표준심사지침 3.7의 개정 전에 설계된 원전으로서 USI A-40으로 관리되는 원전군이다. 이에 포함되는 울진 1,2호기, 영광 1,2호기, 고리 3,4호기, 영광 3,4호기가 포함된다. USI A-40에서 다루어진 주요 항목은 지반-구조물 상호작용해석, 파워스펙트럼밀도 요건, 그리고 옥외저장조의 내진설계법 등이다. 국내 부지는 암반 부지로서 지반-구조물 상호작용의 영향은 미미한 것으로 알려져 있으므로 이 요건에 별 다른 영향을 받지 않는다. 그러나, 파워스펙트럼밀도함수 요건은 층응답스펙트럼에 큰 영향을 미치고 있는 바, 그림 3.2.1은 USI A-40 요건이 미 적용된 영광 3,4호기와 당 요건이 적용된 울진 3,4호기 보조건물 182' 위치에서의 남북방향과 동서방향 층 응답스펙트럼을 비교, 도시한 것이다. 이 그림에 따르면, 파워스펙트럼밀도 요건이 적용되지 않은 영광 3,4호기의 층응답스펙트럼이 과소 평가되었음을 알 수 있다. 국내 원전 설비의 내진성능에 영향을 미치는 또 다른 요건은 옥외저장조에 대한 내진설계요건이다. 기존의 옥외저장조 내진설계에 적용된 방법은 Housner 방법으로서 탱크 셸 벽체가 강체로 거동한다는 가정에 근거하고 있다. USI A-40은 이 가정의 문제점을 지적하고, 셸 벽체의 연성 거동을 동적 해석에 반영토록 요구하고 있다. 그 대안으로서 제시된 방법이 소위 Haroun 방법이며, 현행 옥외 저장조의 설계법으로 사용되고 있다. 전형적인 원전 설비 중의 하나인 복수 저장조 (Condensate Water Storage Tank)에 대해 Housner 방법과 Haroun 방법을 각각 적용한 바에 따르면, 셸 벽체의 연성거동을 반영한



Haroun 방법으로 계산된 볼트의 인장력이, Housner 방법으로 계산된 볼트 인장력의 약 두 배정도로 큰 값을 보이고 있다. 특히 복수 저장조의 역할은 원전의 위험도 관점에서 매우 중요한 역할을 담당하는 설비이므로, 대상 원전의 내진안전성에 미치는 영향이 매우 크다.

#### (다) 내진그룹 III 원전

이 그룹에 속하는 원전들은 IEEE 344-71년도판 내진검증 기술기준[3.2.7]이 적용된 원전들로서 USI A-46[3.2.8]으로 관리되는 원전군이다. 이에는 고리 1호기, 고리 2호기 및 월성 1호기가 포함된다. 이들 원전군은 당시에 적용한 내진검증 기법에 심각한 문제점을 내포하고 있는 원전군이다. 특히, 고리 1호기의 경우, 현재는 사용하고 있지 않은 Housner형 지반응답스펙트럼이 설계 지진동으로 채택되어 비안전측의 설계가 이루어진 것으로 파악되고 있다. 미국의 경우, 자국 내 USI A-46 적용 대상 원전들에 대해서 원자력규제위원회가 내진재평가를 요구한 바 있고, 현행 내진검증 기준의 적용이 비현실적임을 감안하여 내진검증 대체 방안으로 내진적합성평가를 적용토록 함으로써 이 문제를 해결한 바 있다. 현재 이 방법론은 주기적안전성평가제도를 운영하고 있는 유럽 각국의 내진검증 방법으로 활용되고 있다. 내진그룹 III 원전군의 경우, 국내 원전 사업 초기의 원전들로서 당시 설계자료의 보존 필요성에 대한 인식이 부족하였고, 해외 업체에 전적으로 의존한 일괄계약 방식으로 말미암아 원전 고유의 설계자료가 부족한 실정이다.

#### 나. 현행 내진검증 요건 및 절차

원전 기기는 그 안전에 대한 중요성 때문에, 안전관련 설비뿐만 아니라 파손시 안전관련 기기에 영향을 줄 수도 있는 비안전 관련 설비에 대해서도 엄격한 내진검증을 요구하고 있다. 내진검증 요건은 관련 법규에서 지향하는 안전 목표를 달성하기 위하여 지정되며, 규제 지침서는 규제기관뿐만 아니라 사업자가 주의 깊게 검토하여야 할 주요 근거 문서가 된다. 따라서, 내진검증에 적용되는 모든 기술적 조치는 그 허용 기준의 수립으로부터 시작된다.

##### (1) 허용 기준

원전 설비에 적용되는 대표적인 관련법은 원자력법, 원자력법 시행령, 원자력법 시행규칙 등이며 개별 조항들은 내진검증의 수행 근거를 제시하고 있다. 가동원전에 적용된 내진검증 허용기준의 근거를 구체적으로 살펴보면, 다음과 같다. (1)첫째, 구법 원자력법 시행령 제 61 조에서는 원자로시설 및 그 부속설비는 이들에 작용하는 지진력에 의한 손괴로 일반인에게 방사선장해를 미치지 아니하도록 제한되어야 한다. (2)둘째, GDC 1 및 30에서는 수행될 안전기능의 중요성에 상응하는 품질표준을 충족하도록 기기를 검증토록 하고 있다.

(3)셋째, GDC 2 및 10 CFR Appx. A에서는 지진과 같은 자연현상의 영향에 견딜 수 있도록 기기를 검증토록 요구하고 있다. (4)넷째, 10 CFR 50, App. B에서는 제안된 품질보증 기준을 사용하는 기기를 검증하여야 한다고 명시하고 있다.

이러한 네 항목이 내진검증의 법적 인허가 기반을 형성하고 있으며, 이 조항들이 명시한 법적 안전 목표의 충족 여부를 심사하기 위한 심사 지침으로서 Reg. Guide 1.100[3.2.9]이 발행되었다. 현재 이러한 내진관련 조항들은 ‘원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙’[3.2.10]에 통합되어 새로운 법적 근거를 제시하고 있다. 아울러, 법적 요건은 아니지만, 설계자의 설계 편의를 위하여 SRP이 참고자료로 활용되기도 한다. 그 예로서 1989년에 개정된 SRP 제3.7절은 파워스펙트럼 밀도 규정을 만족하기 위한 구체적인 지침을 제시하고 있다. Reg. Guide의 적용 연구 사례는 미국 NRC가 발행하는 NUREG 보고서에 수록되어 있으며, FSAR에 기기 내진검증과 관련된 별도의 절을 두어, Reg. Guide에 충실한 내진검증이 수행되었음을 기술하고 있다.

표준원전의 경우, 전기기기와 그 지지구조물의 검증은 Reg. Guide 1.100에서 승인한 IEEE 344-87[3.2.11]의 요건 및 제안사항을 만족할 것을 요구하고 있다. 안전에 중요한 기기의 내진검증은 기기의 기능성과 함께 그 지지 구조물의 구조적 건전성이 확보되어야 하므로 이를 보증하기 위한 허용기준은 다음과 같다.

## (2) 내진검증 요건

### (가) 기기 기능성에 관한 요건

명시된 운전조건에서 예상되는, 모든 정적 및 동적 하중이 가해지는 조건에서, 안전정지지진 동안이나 발생 후에, 기계 및 전기 기기의 기능성을 확인하기 위하여 시험 혹은 해석을 통한 검증이 필요하다. 전기 기기와 같이 정확한 동특성을 반영한 해석 모델의 구축이 어렵다고 판단되는 기기의 경우에는, 시험에 의한 검증(이하, 시험검증)을 원칙으로 한다.

시험검증의 경우, 안전정지지진에 대한 검증에 앞서 기기는 구조적 건전성이 상실되지 않고 운전기준지진에 견딜 수 있음을 보증하여야 한다. 실제에 있어서, 시험검증이 필요한 기기의 경우, 5회의 OBE 시험 이후 1회의 SSE 시험을 수행한다. 그러나, 진동대 규격의 제한 때문에 시험검증이 비현실적일 경우, 시험과 해석의 혼용방법을 허용한다. 예를 들어, Chiller와 같은 중량설비들은 해석과 시험의 조합으로 내진검증을 수행하고 있다. 한편, 구조적 건전성의 입증만으로 기기의 기능성이 보증된다면 시험검증 없이 해석검증으로 갈음할 수 있다. 압력용기와 같이 해석모델의 구축이 가능한 경우가 이에 해당된다.

#### 1) 하중조합에 관한 요건

기기의 정상운전하중 상태를 반영하기 위하여, 운전 중에 발생하는 열팽창 하중 및 유동하중이 지진하중과 함께 동시에 고려되어야 한다. 조합된 하중조건에서의 기능성을 보증하기 위하여, 검증에 적용된 하중으로부터 발생된 응력은 기기의 허용응력을 초과하지 말아야

한다. 기기의 허용응력은 파손모드별로 지정되며, 운전조건별로 각각 정의된다. 그러나, 실제에 있어서 전 운전조건에 대해 Level A 조건에서의 허용응력을 사용함으로써 보수적인 설계를 수행한다.

## 2) 가진 요건

요구 입력 지진의 특성은 응답스펙트럼이나 시간이력으로 정의되어야 한다. 지진 하중에 대하여, 실제 사용되는 시험입력운동은 요구입력운동과 같은 방법으로 특성이 기술되어야 하며, 진폭 및 진동수 특성의 보수성이 확인되어야 한다. 예를 들어, 중요한 진동수 범위에서 시험응답스펙트럼(TRS ; Test Response Spectrum)은 요구응답스펙트럼(RRS ; Required Response Spectrum)을 포괄하여야 한다

## 3) 가진 방향 요건

수직방향 응답이 수평방향 지진입력에 민감할 경우, 시험입력운동은 수직축과 하나의 주수평축(또는 직교하는 두 수평축)으로 동시에 가해져야 한다. 수평 및 수직방향의 입력에 대한 시간위상은 순수직선 합성입력이 배제되도록 해야 한다. 이 규정은 주로 삼축방향 동시 가진이 어려운 중규모의 설비에 적용되는 바, 같은 위상의 수직 및 수평입력으로 시험한 후 180도 위상이 다른 입력으로 시험을 수행한 후, 시험체를 수평면내에서 90도 회전시켜 반복 시험한다. 한편, 표준심사지침 3.10에서는 일축시험입력운동을 사용한 것에 대한 정당성을 입증할 수 없다면, IEEE Std 344-1971에 의해 시험된 기기는 다축시험입력을 사용하여 재검증되어야 한다고 규정함으로써 고리 1호기, 고리 2호기 및 월성 1호기 원전의 경우, USI A-46 문제의 해결이 요구[3.2.12, 13]되고 있다.

## 4) 가진 주파수 성분 요건

일반적으로 층응답스펙트럼으로 대표되는 입력 가진은 광대역 주파수 성분을 가지고 있으나, 다음의 경우에는 정현비트와 같은 단일주파수 입력운동도 허용된다.

- 요구입력운동의 특성이 구조물 여과 효과 등으로 협대역 주파수 성분이 지배적인 경우, 혹은
- 예상되는 기기 응답을 하나의 모드로 적절하게 나타낼 수 있는 경우, 또는
- 구조적 건전성 보장을 위하여 그 입력이 충분히 높은 응력을 유발하기에 충분한 크기와 지속시간을 갖고 있는 경우 등

단, IEEE Std 344-1971에 따라 과거에 시험된 기기들은 사용된 입력운동의 적절성을 정당화하기 위해 재평가되어야 하며, 필요하다면 재검증되어야 한다고 규정함으로써 가진방향에 대한 요건과 함께 고리 1호기, 고리 2호기 및 월성 1호기 원전의 경우, USI A-46 문제의 해결이 요구되고 있다..

## 5) 감쇠비 요건

검증되어야 할 기기의 감쇠비 선정은 Reg. Guide 1.61과 IEEE 344-87에 따른다. 입증 가능한 경우, 보다 높은 감쇠비의 사용을 허용하지만, 실제에 있어서 규정 이외의 감쇠비를 적용한 사례는 없다.

### 가) 지지대 설계에 관한 요건

개별 기기의 지지대에 대한 현행 인허가 기반은 모든 기계기기 및 전기기기지지 구조물의 구조적 내진 성능을 보증하는 수단으로서 해석 또는 시험으로 검증할 것을 요구하고 있다.

지지구조물의 조합 응력은 적절한 운전조건별 허용응력을 만족하여야 한다. 시험검증의 경우, 지지구조물은 기기가 설치된 상태로 시험되거나 동등한 기기 관성 질량효과와 지지구조물에 대한 동적 연계를 재현한 모조품이 설치된 상태로 시험되어야 한다. 만약 기기가 정지모드로 지지구조물 시험에 사용되었다면, 기기 설치 위치에서의 응답을 계측한 후, 기기를 분리하여 별도의 기능성 시험을 수행하여야 한다. 이 때, 기기에 가해지는 입력운동은 지지구조물 시험으로부터 계정된 응답의 진폭 및 진동수성분보다 더 보수적이어야 한다. 기기를 포함한 지지대의 정착은 내진검증 요건에서 구체적으로 언급하고 있지 않고 있으나 현실적으로 대부분의 파손은 이들 기기 정착부에서 발생하는 것으로 알려져 있다.

## (3) 내진검증 절차

현행 내진검증 절차는 Reg. Guide 1.100에서 승인한 IEEE 344에 구체적으로 기술되어 있다. IEEE 344는 해석검증 절차 및 시험검증 절차 그리고 해석 및 시험의 조합에 의한 절차와 경험에 근거한 절차로 구분하여 기술하고 있다. 해석 및 시험의 조합에 의한 절차는 해석검증 절차와 시험검증 절차의 내용과 동일하고, 경험에 근거한 검증절차는 거의 사용되지 않으므로 여기서는 다루지 않는다. 따라서 검증 절차에 대한 논의는 해석검증 절차와 시험검증 절차로 국한하여 기술하고자 한다.

### (가) 해석검증 절차

구조적 건전성만으로 설계시 계획된 기능을 입증할 수 있는 경우에는 시험을 하지 않고 해석만으로 검증한다. 그러나 해석적 검증 방법은 내진해석모델의 작성이 불가능한 복잡한 기기에 대해서는 사용치 않는다. 기기 검증을 위한 내진 해석 방법에는 동적해석법과 정적계수해석법 두 가지 방법이 제시되어 있다. 이들 방법의 일반적인 검증 절차는 다음과 같다.

#### 1) 동특성 평가

동특성을 평가하는 것은 대상 설비를 평가하기 전에 수행되어야 할 필수 절차이다. 우선 기기 및 지지 구조물의 질량 분포 및 강성도 특성을 적절하게 반영한 모델을 구축한다. 다

음, 고유치 해석을 통하여 대상 기기가 강체인지 또는 연성체인지를 결정한다. 강체 기기는 정적 해석을 통하여 지진응답을 결정하고, 반면에 연성체 기기는 응답스펙트럼해석법을 이용하여 지진응답을 결정한다. 이 절차를 정리하면 다음과 같다.

- ① 모델링
- ② 고유치 해석
- ③ 고유치 결과의 해석
- ④ 검증 방법의 결정

내진검증 방법이 결정되었으면, 그 방법에 따라 지진응답을 구하고, 이 응답에 의한 부재 내 응력 및 주요 변위를 계산한다. 최종적으로 계산된 응력과 변위를 주어진허용응력과 비교하여 설계 요건의 충족 여부를 입증함으로써 내진검증은 완료된다.

## 2) 동적 해석 절차

동적 해석에 의한 검증 방법(이하, “동적해석검증법”)은 연성체 기기의 내진검증에 이용된다. 응답해석은 모드중첩법 또는 직접적분법에 의해서 수행될 수 있다. 모드중첩법을 사용하는 경우에는 충분한 모드 수를 고려하여야 하며, 응답스펙트럼해석법, 시간이력해석법 및 진동수영역해석법 등이 이용될 수 있다. 특히, 응답스펙트럼해석법을 이용하는 경우에는 시스템의 특성에 맞는 조합방법(SRSS 또는 CQC 방법)을 선택하여 모드별 첨두구조응답(처짐, 응력 또는 가속도)을 조합하여야 한다.

세 방향 지진 성분을 고려한 해석에서는 두 가지의 수평 성분과 하나의 수직 성분 입력에 기인한 방향별 응답을 SRSS 방법으로 조합한다. 시간이력해석에서 통계적으로 독립된 3차원의 시간 이력이 동시에 입력될 경우, 응답은 각 시간 증분에서 대수적으로(algebraic sum) 조합되어 산출된다. 세 방향 시간이력의 통계적 독립성을 입증하기 위해, 모든 시간 지연에 대하여 상관 계수가 0.3보다 작음을 보이면 된다.

## 3) 정적계수 해석 절차

이 방법은 강성체 기기에 적용되는 방법으로서 동적해석에 비해 단순한 반면 보수적인 결과를 보인다. 특히, 고유 진동수 결정이 불필요하므로 기기의 가속도 응답은 요구응답스펙트럼(RRS)의 첨두값으로 가정하여 사용한다. 단순 모델로 표현될 수 있는 경우, 고진동수 영향과 다중 모드 응답의 영향을 고려하기 위하여 경험적으로 1.5의 정적 계수를 적용한다. 합력은 기기 질량 분포에 비례하여 기기 전체에 분배한다.

### (나) 시험 검증 절차

적절한 검증시험법을 선정하기 위하여 기기의 고유 진동수를 파악할 필요가 있다. 이를 위해 저준위 가진(low level excitation)을 이용한 탐색시험이 수행된다. 탐색시험을 통해

밝혀진 기기 진동수 특성에 따라 내진검증 시험법이 선정된다. 시험 방법에는 다음의 세 가지 방법이 있다.

- 입증 시험(proof-testing) : 기기가 한 가지 목적으로만 사용되는 경우, 지정된 요구응답스펙트럼으로 내진검증 실시.
- 포괄 시험(generic testing) : 기기가 여러 가지 목적으로 사용되는 경우, 예측 가능한 모든 스펙트럼을 포괄하는 포괄응답스펙트럼으로 내진검증 실시.
- 파괴한도 시험(fragility testing) : 기기 성능의 한계를 확정하고자 할 때 파괴한도 시험(fragility testing)을 수행.

가장 흔히 사용되는 시험검증 방법은 포괄시험법이다. 이 시험법은 동일한 설비가 건물의 여러 층에 설치되는 경우에 적용되며 Motor Control Center의 경우가 대표적인 예이다. 따라서, 이들 설비는 내진성능이 상대적으로 우수하다.

#### 1) 탐색 시험(Exploratory Tests)

탐색 시험은 내진 검증 요건에 포함되지 않지만, 최적의 시험검증법을 선정하거나 기기의 동적 특성을 파악하기 위해 행해지는 중요한 과정이다. 탐색시험은 공진 검색시험(resonance search test)으로서 저준위 가진을 통하여 기기의 고유진동수를 알아내는 방법이다. 가장 일반적으로 사용되는 가진 입사파는 단일 축방향(uniaxial)으로 서서히 스위프되는 정현파이다.

#### 2) 시험검증 방법

지진 후의 환경을 가장 잘 모의하는 운동 형태는 단일 진동수 가진과 복수 진동수 가진이다. 복수진동수 시험 및 단일진동수 시험의 경우, 규준에서 정한 파형 중에서 적절한 파형을 선정하여, 단축시험, 2축시험 혹은 3축시험을 실시한다. 통상 단축시험법은 단일진동수 시험에서 채택된다. 또한 입증 시험이나 포괄 시험의 지진 모의 파형은 다음과 같은 요건을 만족하여야 한다.

- 단일 진동수 혹은 복수 진동수 입력을 사용하여 진동대 운동을 보수적으로 모사하기 위하여, 요구응답스펙트럼(RRS)을 근접하게 포락하는 시험응답스펙트럼(TRS)을 산출할 것.
- 요구응답스펙트럼의 영주기 가속도(ZPA, Zero Period Acceleration)와 동등하거나 더 높은 최대 가속도를 가질 것.
- 요구응답스펙트럼의 영주기 가속도 이상의 진동수 성분을 포함하지 말 것.
- 충분한 가진 지속시간을 가질 것.
- 단축시험 또는 다축시험 중 어느 하나를 선택할 것.

#### 다. 내진검증 대체요건 및 절차 (USI A-46 내진검증 요건 및 절차)

미국 NRC는 기기 내진검증과 관련하여 현행 인허가 기준에 대해 기기 내진검증을 수행하지 않은 사업자에게 발송한 공문, GL 87-02[3.2.14]를 통해 “인허가 당시에는 사용되지 않았던 내진기준에 대해 가동원전 기기의 내진적합성을 검토”할 것을 요구하였다. 인허가 당시에는 사용되지 않았던 내진기준이란 1980년과 1981년 당시의 인허가 기준(SRP 3.10, 1981년도판 RG 1.100 및 IEEE 344-75)을 의미하며, 미국 NRC는 이 문제의 해결을 위하여 지진경험데이터를 활용하는 방안을 허용하였다. 이에 미국 원전사업자들은 내진검증 사업자 협의회를 결성하여 내진적합성평가를 위한 일반수행절차 (GIP, Generic Implementation Procedure)[3.2.15]를 작성하였다.

내진적합성평가를 위한 일반수행절차는 네 차례의 선별 과정 (screening process)으로 구성되며, 각 선별 과정에는 그에 해당하는 선별기준들이 제시되어 있다. 네 가지 선별기준에 대한 만족 여부가 개별 기기의 내진 적합성 여부를 결정하게 된다. 이들 기준에서 벗어난 기기에 대해서는 구체적인 내력 계산이 필요하며, 내력이 만족되지 못하는 기기들은 예외 기기로 분류되며 보강 혹은 교체된다. 다음은 내진적합성평가를 위한 일반수행절차의 네 가지 선별 절차를 보인 것이다.

- 기기 내력 대비 입력 지진하중 비교 요건
- 기기 데이터베이스 전제조항(caveat) 포괄 요건
- 기기 정착단 내력, 설치, 콘크리트 건전성 요건
- 공간적 간섭 요건

상기의 내진검증 방법은 엄밀한 의미에서 내진검증이 아니며, 내진검증의 대체 방법으로서 제한적으로 승인된 방법이다. 그 절차에서도 알 수 있듯이 내진적합성평가는 평가자의 주관적 판단에 상당 부분을 의존하므로 평가자에 대한 자격조건이 매우 까다롭다. 미국의 경우, 내진성평가팀에 대해 다음과 같이 평가자의 자격 요건을 요구하고 있다.

- 최소 5년 이상 내진 분야 업무에 종사한 경험이 있는 자.
- 최소 1인의 구조기술사 보유
- 내진검증사업자협회가 주관하는 소정의 내진성평가자 훈련과정을 이수한 자.

이 절차의 수행을 위해 소정의 자격 요건을 갖춘 내진성평가팀이 구성된다. 이 때, 내진성평가팀에도 일정한 요건이 적용된다. 즉, 각 평가팀마다 최소 2인의 내진성평가자가 소속되어 현장점검 중에 도출된 사항에 대해 양자 합의를 거쳐 결론을 얻어야 한다. 도출된 결론은 지정된 답사기록지에 기록하여야 하며, 작성자와 승인자 난에 각각 서명하여야 한다. 이

렇게 작성된 답사기록지가 바로 해당 기기의 내진검증보고서 초안이 된다. 제3자 검토 기관이 이 내진검증보고서 초안을 검토하고 승인하면, 비로소 내진검증이 완료된 것으로 간주된다.

### (1) 인허가 요건

원칙적인 요구사항은 설계지진 발생 시, 발전소가 고온정지상태로 전환될 수 있어야 하고, 이 상태를 최소 72시간동안 유지할 수 있어야 한다는 것이다. 여기서 72시간이라는 시간상 제약은, 지진 발생 후, 기기를 검사하고 소규모 손상을 보수하는 데 소요되는 최소시간으로 판단되기 때문이다. 덧붙여 고온정지유지시간을 연장하기 위해 잔열 제거를 위한 추가 용수의 공급도 가능한 시간으로 인정하고 있다.

발생된 설계 지진의 강진지속시간은 최초 30초로 지정되며, 이 때 소외전원 상실을 고려하도록 하고 있다. 이러한 자연 환경 조건과 안전 목표를 고려하여, 지진동안 기능을 유지해야 하는 모든 기기를 확정하고, 평가가 필요한 기기는 안정정지계통의 원활한 작동에 요구되는 보조 계통 범위까지로 확장된다.

USI A-46 요건 중 가장 중요한 항목 중의 하나는 예외기기 처리 규정이다. 예외기기로 선정된 필수 계전기들은 현행 인허가 요건과 모순되지 않도록 시험 검증토록 요구하고 있다. 이는 계전기 해석의 난해성과 상대적으로 적은 비용이 소요되는 계전기 시험특성을 반영한 것이다. 또한, USI A-46은 어떤 특정 기기가 20여 종의 기기 유형별 데이터베이스 내에 포함되지 않는 경우, 일반 절차로서 추가 시험데이터가 가용할 때까지 내진적합성 평가의 연기가 가능하도록 하고 있다. 그러나, USI A-46 이행 보고서 발행일로부터 36개월 이내에 내진적합성이 완료되도록 함으로써, 예외기기 처리에 대한 충분한 시간적 여유를 돕고 동시에 이행의 강제성을 강조하고 있다.

#### (가) 필수 가정 사항

USI A-46 원전 기기의 내진검증을 위한 기존의 방법론이 비현실적임은 앞서 언급한 바와 같다. 이러한 비현실적 상황은 내진적합성평가 기법을 적용한다 하더라도 여전히 평가상의 문제점으로 작용한다. 따라서, 평가의 목적을 훼손하지 않는 범위 내에서 합리적인 가정이 필요하다. A-46을 수행하는 데 필요한 필수 가정사항은 다음과 같다.

- 지진은 LOCA (Loss Of Coolant Accident), SLBA (Steam Line Break Accident), HELBA (High Energy Line Break Accident)를 유발하지 않는다.



- LOCA, SLBA, HELBA는 지진과 동시에 발생하지 않는다.
- 지진동으로 인한 계통의 과도현상이 유발하는 효과를 평가에 고려하여야 한다.
- 소의 전원은 지진동안 및 이후에 상실된다고 가정한다.

#### (나) 평가 범위

안전 목표를 달성하기 위해 고려되어야 할 평가 대상 기기는 요구되는 개별 기기의 수행기능에 따라 선정된다. 원자력 발전소에 요구되는 안전기능은 다음과 같다.

- 발전소를 고온 정지로 전환하고 잔열 제거를 완수
- 고온정지상태를 유지하는 데 필요한 관련계통을 유지
- 고온정지를 감시하는데 필요한 제어설비와 제어실 기능을 유지
- 위의 세 가지 기능을 만족시키기 위하여 발전소 고유 기반에 필요한 교류 및 직류전원의 지속적 공급.

이 안전 기능을 충족하기 위한 평가 대상 기기의 범위는 능동 기계기기, 전기기기 및 케이블 트레이이며, 여기서 배관, 탱크, 열교환기는 제외된다. 다만, 안전정지 상태에 도달하고, 이 상태를 유지하는 데 필요한 탱크 및 열교환기의 정착단은 별도의 평가가 필요하다.

#### (2) 내진적합성평가 절차

내진적합성평가법은 기기별 내진적합성 기준을 제시하고, 개별 기기의 항목별 비교를 통한 선별평가법으로서, 선별과정에서 선별 제거된 (screened-out) 기기는 내진적합성을 가진 것으로 간주된다. 그러나, 선별제거 기준을 통과하지 못한 기기는 예외기기로 분류되며, 이에 대한 구체적인 평가 절차는 내진적합성평가 범위에서 제외된다. 내진적합성평가법의 선별평가 절차는 다음과 같다.

- 기기 내력과 지진하중의 비교 평가
- 기기 데이터베이스 전제조항의 비교
- 기기 정착단의 내력 비교
- 공간적 간섭의 평가

## (가) 기기 내력과 지진하중의 비교 평가

첫 번째 선별 절차로서 기기 내력과 지진하중을 비교하는 절차이다. 사용된 입력지진의 종류에 따라 두 가지 방법, 즉 지반응답 비교 방식과 층응답 비교 방식으로 구분된다. 가장 선호하는 방법은 지반응답 비교 방식이나, 이 방법의 사용상에 일부 제한 조건이 있다. 다음은 각 방법의 제한 사항에 대해 기술한 것이다.

### 1) 지반응답 비교방식 (방법 A)의 제한사항

지반응답 비교방식은 지반응답스펙트럼을 기기내력을 표현하는 한계스펙트럼과 비교하는 방식이다. 이 방법을 적용하려면, 평가 대상 설비가 부지 정지면으로부터 40 ft이하에 위치하고 있어야 하며, 평가 대상 설비의 최저 진동수가 8Hz 이상이어야 한다. 40 ft 제한 조건은 수집된 경험 데이터의 표본 한계에 의한 제한 사항이며, 또한 8Hz 이하는 가속도 증폭 구간으로서 이 구간에서 응답 특성이 매우 불확실하기 때문이다. 따라서, 8Hz 이하의 진동수를 가진 설비의 경우, 아래의 층응답 비교 방식을 사용하거나 보강을 통하여 기기의 진동수를 높임으로써 지반응답 비교 방식을 적용할 수 있도록 유도한다. 그러나 전기 설비와 같이 유연한 판넬 모드가 존재하는 경우, 이 방법의 적용에는 각별한 주의가 요망된다.

### 2) 층응답 비교방식 (방법 B)의 제한 사항

층응답 비교방식은 층응답스펙트럼을 기기내력을 표현하는 1.5배의 한계스펙트럼과 비교하는 방식이다. 층응답 비교방식을 사용하는 데 있어서, 원칙적으로 제한사항은 없다. 표 3.2.1에서 1.5배의 한계스펙트럼(BS, Bounding Spectrum)은 메디안 층응답스펙트럼으로 표현된 기기내력 스펙트럼을 의미한다. 보수적인 설계 층응답스펙트럼이란 인허가 입력지진을 이용하되, 현행기준에 따라 유도된 층응답스펙트럼을 말한다.

## (나) 기기 종별 전제조항 평가

전제조항(caveat)은 개개의 기기 종류별로 그 내진적합성에 중요한 영향을 미치는 특성이나 특징을 대표하는 포함규칙 (inclusion rule)과 배제규칙 (exclusion rule)의 집합으로 정의되며, 현재 20개 기기 종별로 분류된다. 평가하고자 하는 기기의 동특성이 지진 경험 데이터베이스 혹은 기기 시험검증 데이터베이스 내에 포함된 기기의 동특성과 동일한가를 확인하는 절차이다. 만일, 기기 고유의 내진검증자료가 있다면 이러한 검토 방식은 필요치 않다. 기기 경험 데이터베이스의 사용을 위해서는 “경계선 규칙 (Rule of the Box)”의 적용이 우선되어야 한다. “경계선 규칙”의 적용을 통하여 지진경험 데이터베이스 혹은 시험검증

데이터베이스에 포함되는 기기에 대해, 그 기기 내부에 설치된 부품들은 그 기기의 일부로 간주되며, 그 부품에 대한 분리 평가는 수행되지 않는다. 물론 20개 기기 종별에 포함되지 않은 기기는 데이터베이스를 적용할 수 없으며 별도의 상세 평가가 요구된다.

#### (다) 정착단 적합성 평가

정착단에 대한 내진적합성평가는 장비를 이용한 검사(inspection), 역학적 해석 그리고 평가자의 공학적 판단에 근거하여 수행된다. 기기 정착단의 내진적합성 평가 절차는 다음과 같다.

- 정착단 설치상태 검사
- 정착단 내력 결정
- 요구지진력 결정
- 요구지진력과 정착단 내력 비교

#### (라) 공간적 간섭 평가

지진동이 유발하는 현상 중의 하나는 공간적 간섭문제이다. 평가 대상 기기 상호간의 간섭 사항 혹은 평가대상 기기에 인접한 설비와의 간섭 사항 등을 평가한다. 주로 인접 설비간의 과도한 횡변위가 간섭문제를 유발하므로 설비의 동특성이 변위 증폭구간에 존재하는 경우에 특히 유의해야 한다. 따라서, 지지된 경간이 지나치게 긴 배관계나 진자 거동을 유발하는 케이블트레이 등이 주요 관찰 대상이 된다. 이 평가 절차는 현장 점검을 통하여 현장에서 즉시 수행된다. 때때로 설비의 최대 횡변위를 계산할 필요가 있을 경우, 현장에서 관련 데이터를 취득하여 상세 평가를 수행한다. 최종 선별기준은 인접 기기, 계통, 구조물의 부적절한 간섭에 의한 기기의 안전정지 기능의 상실 여부이다. 다음은 현장 점검 중 평가자가 유의하여 할 사항들이다.

- 근접에 따른 충격 가능성
- 추락에 따른 타격 가능성
- 배관 및 케이블의 지나치게 큰 강성에 따른 연결부 파손 가능성

## 라. 유사 내진검증 요건 및 절차 (Seismic IPE 내진검증 요건)

국제원자력기구(IAEA)는 자체 보고서인 Safety Report Series No. 3를 통하여 기기 내진검증 방법론을 정의하고, 주기적 내진검증평가를 위하여, Seismic IPE에서 사용하는 내진안전성평가기법의 사용을 권고하고 있다. 따라서, 본 연구에서는 Seismic IPE 요건을 주기적안전성평가 기기 내진검증 요건으로 간주하여 검토하였다. Seismic IPE는 미국 원자력규제위원회가 개별 원전 사업자에게 발송한 공문 GL 88-20 supplement 4를 통하여, 기존 원전의 내진안전성 재확인의 필요성을 제기함으로써 시작되었다. 원자력규제위원회는 이를 위해 NUREG-1407[3.2.16]을 발행하였으며, 이 보고서에서 두 가지 허용 가능한 평가 방법론, 즉 내진여유도평가법과 지진 PSA 방법을 제시하였다. 아울러 평가자의 편의를 위하여 원자력규제위원회는 미국 전역을 그 지진성에 따라 네 개의 권역으로 구분하고, 캘리포니아 지역을 제외한 세 개의 권역에 대해 각 부지에서 발생 가능한 최대지반가속도를 설정하였으며, 이를 심사기준지진 (RLE, Review Level Earthquake)이라 명명하였다. 심사기준지진에 고정된 지반응답스펙트럼은 해당부지의 요구스펙트럼으로 간주되며, 사업자가 해당 발전소의 목표 내력으로 삼아야 하는 지진수준을 의미한다. 따라서, 이들 권역에 대해 내진여유도평가법을 적용하고자 하는 사업자는 해당 부지의 원전이 지정된 심사기준지진을 만족함을 입증하여야 한다. 한편, 캘리포니아 지역은 지진성이 극히 활발하여 내진여유도평가법과 같은 결정론적 방법으로는 해당 원전의 내진안전성을 입증하기가 곤란하므로 지진 PSA 방법을 선호하는 경향이 있다. 사업자는 개별 원전의 내진안전성을 입증하기 위하여 두 방법 중 어느 한 방법을 사용하여도 무방하다.

지진 PSA는 다음의 세 가지 업무로 구성된다.

- 지질분석을 통한 지진재해도 평가 업무
- 지진응답해석 및 파손모드 평가를 통한 지진취약도 해석 업무
- 지진재해도와 지진취약도 결과를 입력으로 사용하는 계통분석 업무

지진 PSA를 구성하는 세 가지 업무의 수행 결과치는 모두 확률 값으로 표현되는 바, 각 결과에 내재한 불확실성의 처리가 매우 중요하다. 특히, 해당 부지의 지진 재해도 결과에 내재한 불확실성이 노심손상빈도에 미치는 영향이 가장 큰 것으로 알려져 있다. 현재 국내에서는 지진재해도의 불확실성을 저감하는 방안을 연구 중에 있으나, 아직까지 한반도 고유 지진재해도에 대한 신뢰성 있는 평가가 이루어지지 못하고 있는 실정이다. 다음은 각 기법의 요건을 기술한 것이다.

## (1) IPEEE의 목적

지진재해도 해석 기술의 발전은 결과적으로 기존의 내진설계 인허가 기반에 대한 재검토 필요성을 제기하게 되었다. 원전 설비에 대한 현행의 설계 관행은 확정적 관점에서 설계 적절성을 보증하는 방식을 취하고 있다. 이는 내진해석 과정의 각 단계에 보수성을 도입하는 방식이다. 그러나, 현행의 설계 관행은 파손에 대한 실제적인 여유도 뿐만 아니라 지진 위험도를 제시하지 못하고 있는 실정이다. 이러한 문제점을 보완하기 위하여 지진사건에 대한 IPEEE 필요성이 제기되었으며, 이 목적을 위해 개발된 방법이 지진 PSA 방법과 내진 여유도평가법이다. 여기서 IPEEE의 목적을 정리하면 다음과 같다.

- 중대사고 거동에 대한 이해
- 정상 가동 중 가장 발생확률이 높은 중대사고 추이의 이해
- 노심 손상 가능성의 정량적인 이해
- 필요시 보강을 통하여 노심손상 가능성을 저감

규제기관에 제출된 Seismic IPE 수행 보고서를 검토하고, 10 CFR 50.109 소급적용 규정에 의거, 규제기관은 다음과 같은 권한을 가진다. 즉, 모든 관련 인자들을 고려한 결과, 발전소 설계가 현행 인허가 기반을 만족시키지 못한다면, 이에 대한 적절한 조치를 요구할 수 있다. 또한, 실현 가능한 추가 보강조치를 통하여 발전소의 안전성이 향상될 수 있다면, 이것이 규제요건의 범위를 넘는다 할지라도 규제기관은 10 CFR 50.109 소급적용 규정에 의거, 적절한 개선조치를 요구할 수 있다. 그러나, 발전소 인허가 기반을 모두 만족시킬 경우, 안전개선조치가 비현실적이고 과도한 비용을 요구한다면 더 이상의 개선조치는 요구되지 않는다.

## (2) 지진 PSA 내진검증 요건 및 절차

지진 PSA는 모든 원전 설비에 적용 가능하며, 부지 고유의 재해도 곡선이 사용된다. 지진 PSA에서 사용되는 입력지진은 설계지진(DBE, Design Basis Earthquake) 혹은 심사 기준지진보다 훨씬 높은 수준의 지진까지도 포함된다. 단, 지진 PSA에 고려되는 입력지진은 지진 수준별 가중치가 고려된다. 한편, 지진사건분석 (Seismic Event Analysis)에 사용되는 사건수목과 고장수목은 내부사건에서 개발된 고장수목 및 사건수목을 지진관점에서 수정함으로써 완성된다. 예를 들면, 비안전관련 설비의 파손이 인접한 안전관련 설비에 손상을 준다고 판단되는 경우, 내부사건 모델에 이를 추가하여 지진사건 모델을 완성하여야 한다. 고려되어야 할 기기의 범위는 인허가 기반에서 제시하는 안전관련 기준에 관계없이 노

심손상에 영향을 줄 수 있는 모든 설비이다. 덧붙여 배터리 방전 등과 같이 지진과 무관한 파손이나 부적절한 운전원 행위 등은 노심손상빈도에 미치는 영향이 크므로 이들의 경우도 고려 대상이 되어야 한다.

지진 PSA에서 가장 중요한 부분 중의 하나는 대상 기기의 선별이다. 이는 선별 여하에 따라 수행에 소요되는 비용이 결정되기 때문이다. 개별 기기의 선별 기준은 내진여유도평가법의 선별기준을 사용하며, 주로 현장답사 과정 중에 선별이 이루어진다. 단, 지진 PSA에서는 높은 수준의 지진까지 고려되는 반면, 선별제거된 기기는 노심손상에 영향을 주지 않는다고 간주되므로 선별에 각별한 주의가 필요하다. 이 가정은 한계치 분석을 통하여 입증될 수 있다.

현장답사를 통해 선별제거되지 않는 설비는 모두 예외기기로 분류되며, 이 기기들은 상세한 평가를 통하여 지진취약도 변수들이 계산되어야 한다. 지진취약도는 매디안 지반가속도 내력과 불확실성 및 랜덤성의 세 가지 변수로 구성된다. 현재 우리 나라에서 사용하고 있는 지진취약도분석 기법은 소위 변수분리법으로서 내진설계 과정에 포함된 보수성 혹은 비보수성인자를 개별적으로 평가하여 각각의 안전율을 표현하고 이들 안전율을 서로 곱함으로써 최종 지반가속도내력을 구하는 방식이다. 이러한 안전율의 곱의 성질 때문에 현재 공학적으로 사용되는 지진취약도 모델은 정규로그분포로 가정한다.

품질보증 관점에서 모든 평가 대상 설비는 적절한 설계 요건에 충실하게 시공되었다고 가정한다. 고리 1호기, 고리 2호기 그리고 월성 1호기와 같은 노후 원전의 경우, 이들 원전의 USI A-46 문제가 해결되었다는 전제하에 수행된다. 전체 지진 PSA를 구성하는 역무는 다음과 같다.

- 지진재해도 해석
- 발전소 설비 및 구조물 응답해석
- 설비의 지진취약도 및 파손 모드의 평가
- 발전소 계통 및 사고추이 해석
- 방사선원향을 포함한 격납건물 및 격납계통 해석

이 절차에서 알 수 있듯이 지진 PSA 방법은 광범위한 분야의 업무 범위가 포함되어 있고, 평가 절차가 매우 까다롭다. 따라서, 지진 PSA 방법은 내진여유도평가법에 비해 많은 비용이 소요되고, 평가자의 주관적 판단을 허용하고, 상세 해석을 수행하지 않는 한, 실제 이상의 불확실성이 내포되므로 최종 수치 결과는 항상 논란의 여지가 남게 된다. 또한, 지진 재해도분석 결과에 내재한 과도한 불확실성 때문에 지진취약도 결과의 변동이 노심손상빈도나 지진 위험도에 미치는 영향이 거의 나타나지 않는다. 이러한 이유 때문에 지진 위험도를 파악하기 위한 대안으로 내진여유도평가법이 제기되었다.

### (3) 내진여유도평가 내진검증 요건 및 절차

내진여유도평가법은 지진성이 낮은 부지에 대해 주로 적용되는 기법으로서 모든 원전 설비에 적용 가능하며, 부지 고유의 재해도 특성에 따라 다음과 같은 세 부류의 방법론이 제시되어 있다.

- 전범위 내진여유도평가법 (full-scope seismic margin assessment)
- 집중적 내진여유도평가법 (focused-scope seismic margin assessment)
- 제한적 내진여유도평가법 (reduced-scope seismic margin assessment)

우리 나라는 아직까지 지진재해도에 대한 구체적인 분류기준이 없어 보수적으로 전범위 내진여유도평가법을 수행하고 있다. 따라서, 본 절에서는 전범위 내진여유도평가법에 대해 기술한다.

내진여유도평가법에서 사용되는 입력지진은 설계지진(DBE)을 초과하는 평가기준지진(SME, Seismic Margin Earthquake)이다. 이 지진 수준은 국내 부지의 경우 0.3g로 가정되며, 우리 나라와 같이 부지 고유의 지반응답스펙트럼이 없을 경우, NUREG/CR-0098[3.2.17]에서 제시하는 표준지반응답스펙트럼을 사용토록 하고 있다. 특히, 이 스펙트럼을 사용할 경우, 설계지반응답스펙트럼 뿐만 아니라 포괄 기기의 내력을 대표하는 한계스펙트럼을 포괄하므로 USI A-46과의 연계성 평가가 가능해진다.

한편, 내진여유도평가법에서는 지진 PSA와 동일한 사건수목 혹은 고장수목을 작성할 필요가 없다. 그 대신, 안전정지경로의 기기를 중심으로 평가 대상이 선정된다. 여기에 수동 기기와 주기기, 배관, 격납건물 그리고 구조물이 포함된다. 또한, 소구경 배관의 LOCA가 발생한다고 가정되며, 지진에 의한 화재 및 침수, 그리고 지진과 무관한 파손이나 부적절한 운전원 행위 등도 고려 대상이 되어야 한다. 내진여유도평가법에서 가장 중요한 부분은 대상 기기의 선별인 바, 이는 내진여유도평가법 자체가 선별과정으로 이루어진 절차를 구성하기 때문이다. 개별 기기의 선별 기준은 EPRI NP-6041[3.2.18]에 제시된 선별기준을 사용하며, 주로 현장답사 과정 중에 선별이 이루어진다.

현장답사 절차는 EPRI NP-6041 혹은 내진적합성평가법에 제시된 절차를 사용할 수 있다. 이 점이 USI A-46 문제 해결과 연계해서 수행이 가능한 이유이다.

현장답사를 통해 선별제거되지 않은 설비는 모두 예외기기로 분류되며, 이들 기기에 대해 상세한 평가가 요구된다. 단, 설계 기준과 달리, 비탄성 거동을 고려한 평가가 수행되는 바, 이는 내진설계의 기본 요건인 연성 파괴 여부를 확인하기 위함이다.

품질보증 관점에서 모든 평가 대상 설비는 적절한 설계 요건에 충실하게 시공되었다고 가정한다. 고리 1호기, 고리 2호기 그리고 월성 1호기와 같은 노후 원전의 경우, 이들 원전

의 USI A-46 문제가 해결되었다는 전제하에 수행된다.

내진여유도평가법은 수치화된 위험도 평가가 불가능하므로 손익평가를 수행하기 어렵고, 확정적 평가 방법론에 기초하므로 계통 종속성 및 신뢰성에 대한 통찰을 얻기가 어렵다. 또한, 내진여유도평가법은 주로 지진성이 낮은 부지에 적용되며, 높은 지진성을 가진 부지의 경우에는 적용이 어렵다. 예를 들어 심사기준지진이 0.5g인 부지의 경우, 과도한 지진 수준에 대한 경험 자료의 부족 때문에 평가 대상 기기의 범위가 훨씬 광범위해진다.

내진여유도평가법은 계통분석 분야와 내진성능평가 분야로 구성되며, 지진재해도 평가 결과가 직접적으로 사용되지 않는다. 기기 내진성능평가 기법은 확정적 파손내력평가법으로서 지진취약도에서 요구하는 불확실성 평가를 배제한다. 따라서 확률값으로 표현되는 노심 손상빈도를 구하지 않으며, 최종 결과는 발전소 HCLPF로 표현된다. 특히, 우리나라와 같이 설계자료가 부족한 A-46 원전의 경우에는 적용하기 용이하며, 내진적합성평가 기법과의 연계성이 매우 뛰어나다. 다음은 내진여유도평가법의 일반 절차를 기술한 것이다.

- 심사기준지진 설정
- 평가 대상 기기 선정
- 확정적 파손내력 평가
- 사고추이 분석
- 발전소 HCLPF 계산

#### 마. 주기적안전성평가 기기 내진검증 요건 및 절차

##### (1) 미하마 1호기 주기적안전성평가 수행 사례

국제 원자력회원국 중 상당수의 국가가 협약의 목적에 충실하고, 자국의 상황을 반영한 고유의 주기적안전성평가 프로그램을 시행하고 있다. 그러나, 대부분의 주기적안전성평가 수행 보고서가 대외비로 분류되어 입수하기가 용이하지 않다. 설령, 공식적으로 입수하였다 하더라도 기술적 참고가 될 만큼 양질의 내용이 수록되어 있지 않은 실정이다. 본 절에서는 일본 미하마 1호기 원전의 내진안전성평가 보고서에 대한 검토 결과를 요약하였다. 미하마 1호기는 일본 최초의 가압경수로 원전으로서 1970년 11월 상업운전을 개시하였으며, 상업 운전 개시일로 미루어 적절한 내진검증 기법이 적용되지 못한 것으로 추정된다.



## (가) 기기의 분류

평가 대상 기기의 구체적인 기기 분류 기준은 나타나 있지 않으나, 안전에 중요한 기기와 운전에는 필요한 기기를 망라하고 있으며, 이에 덧붙여 이들 기기를 지지하고 있는 철근 콘크리트 건물 및 강구조 건물도 평가 대상에 포함하고 있다. 평가 대상 설비는 총 16종으로 분류하였고, 기기 기초는 지진하중이 지나가는 중요한 하중경로를 형성하므로 별도의 항목으로 다루고 있다.

일본의 경우 개별 기기를 부품별로 나누어 각 부품을 하나의 평가 단위로 간주한다. 우리 나라는 미국의 기기 분류체계를 사용하고 있는 바, 개별 기기가 일체로 거동할 수 있는 공간적 범위를 '경계선 규칙' (Rule of the Box)에 따라 설정하고 있다. 지진에 의한 구조적 거동은 전체 구조시스템의 공간배치에 의존하므로 현재 우리 나라가 사용하고 있는 분류체계가 타당하다고 판단된다.

## (나) 경년열화 지배인자 추출

현재 미국 및 우리 나라에서 사용하는 내진안전성평가 기법에는 경년열화를 고려할 수 있는 기술이 개발되어 있지 않다. 최근에 들어 OECD회원국을 중심으로 이에 대한 활발한 연구가 이루어지고 있다. 미하마 1호기에서 제시하는 경년열화 인자는 다음과 같은 세 가지이다.

- 피로 (fatigue)
- 부식 (erosion & corrosion)
- 열시효 (thermal aging)

경년열화가 설비의 내진안전성에 미치는 영향은 주로 부식에 의한 구조 부재의 단면 감소 또는 구성 재료의 강도 저하이다. 미하마 1호기는 경년열화에 대한 기술평가를 수행한 후, 그 결과를 반영하여 내진안전성평가를 실시하고 있다.

## (다) 내진안전성평가 절차

미하마 1호기에서 수행된 내진안전성평가 절차는 우선적으로 기기 종별로 대표 기기를 선정하는 데서 출발한다. 다음, 선정된 대표 기기의 구성 부품 (예를 들면, 펌프의 모터, 케이싱, 샤프트 및 베어링)들에 대한 주요 열화인자를 추출한다. 주요 인자는 피로, 부식 및 열시효가 대부분이며, 이들 열화 효과가 구조시스템의 동적 거동에 미치는 영향을 판단한다. 간혹 열화 때문에 단면이 감소하면, 전체 구조시스템의 강성 변화가 예상되고, 이는 진동수 특성을 변화시키기 때문이다. 열화 효과가 동적 거동에 미치는 영향이 크다고 판단되면, 구

체적인 내력 평가를 실시한다. 평가시에는 재령 60년을 기준으로 하여 결정된 구조 단면 및 재료 물성치를 사용한다. 아울러, 모든 기기 기초볼트에 대해 평가를 실시한다.

본 연구는 해외 PSR 수행 사례와 내진검증요건 및 절차 검토 결과를 반영하여 IAEA PSR 요건과 원자력법 주기적안전성평가 조항을 충족하는 국내 고유의 내진검증 절차를 수립하는 데 목적을 둔다. 특히, 국내 원전의 내진검증 현황을 분석하여 각 원전 군별 PSR 기기 내진검증 절차를 수립하였다.

## (2) IAEA 주기적 내진검증 요건 및 절차

### (가) IAEA 주기적 내진검증 요건

주기적안전성평가 제도에서 요구하는 기기 내진검증의 궁극적인 목적은, 지진과 같은 자연재해로부터 발전소의 안전성에 중요한 영향을 미치는 기기들 (이하 안전에 중요한 기기)이 그 수명기간 동안 주어진 안전기능을 수행할 수 있음이 검증되었는지 여부를 결정하는 데 있다. IAEA 기기 내진검증요건[3.2.19]에 따르면, 기기의 내진검증은 대상 기기가 그 설치기간동안 의도된 안전기능을 수행할 수 있다는 입증자료를 문서로 작성, 유지하는 과정에 의해 이루어져야 한다. 이는 발전소 설계부터 수명 만료 시까지 지속적으로 진행되어야 하는 과정이며, 발전소 노화, 설계 변경, 보수 및 개수, 기기 고장에 따른 교체, 이상운전조건 등을 모두 반영하여 수행되어야 한다.

기기 내진검증평가 시에는 요구되는 기기 성능에 대한 보장이 인허가 기반에 포함되어 있는지 여부와 기기의 성능 유지를 위해 계획, 정비, 시험 및 보장 등과 같은 일련의 안전조치가 지속적으로 이루어졌는지 여부를 결정하여야 한다.

### (나) 주기적 내진검증 절차

IAEA가 제시하는 주기적 내진검증 요건은 앞 절에서 언급한 유사 내진검증방법인 내진안전성평가 요건과 거의 동일하다. IAEA 50-SG-O12에 나타난 주기적 내진검증 절차는 다음과 같은 세 단계의 업무 절차로 구성된다.

#### 1) 현상태 평가

주기적 내진검증의 첫 단계는 평가 대상 원전의 현상태 파악에서 시작된다. 여기서 인허가 당시의 각종 기술기준 등이 검토되어야 하며 '현행 기준'과 비교, 검토함으로써 내진검증과 관련된 6개 평가인자의 강점 및 결점 목록이 작성되어야 한다. 이 비교 목록을 근거로 현행 요건 대비 초과 사항과 미달 사항을 제시하고, 평가대상원전의 주요 결점을 명확히 규

정한다. 만일, 현상태 평가 결과, 안전에 아무런 결함이 없다면, 더 이상의 평가는 필요치 않다.

## 2) 중간 안전성 평가

현상태 평가로부터 도출된 모든 결점에 대해 즉각적으로 평가가 실시되어야 한다. 즉각적인 평가를 위해서는 상세한 해석방법에 의하기보다는 전문가의 판단에 의존하여야 한다. 높은 안전 중요도를 가진 긴급 사항은 즉시 개선 조치되어야 하며, 높은 안전 중요도를 가지나 비긴급 사항은 단기 개선조치 방안을 제시하여야 한다. 이 단계에서 도출된 평가 결과는 규제기관에 제출되며, 취해진 개선 조치와 잠정 조치들이 현행 안전기준 및 관행에 대해 적합한지 여부가 규제기관에 의해 평가된다. 규제기관의 중간안전성평가 검토 결과에 따라 대상 원전의 계속 가동 여부가 잠정적으로 결정된다.

## 3) 심층 안전성 평가

현상태 평가 및 중간 안전성 평가로부터 도출된 모든 결점에 대해 심도 있는 평가가 실시되어야 한다. 또한, 타 안전인자와 관련된 수정 조치 및 잠정 조치의 적합성 여부를 평가하여야 한다. 개별 결점에 대한 심층평가에서는 최신의 기술을 이용한 평가가 가능하며, 모든 개선조치 및 강점을 조합한 위험도평가와 개선 조치 사항에 대한 손익평가로부터 얻어진 통찰을 적절히 반영하여 평가할 수 있다.

상기와 같은 세 단계의 안전성 평가 결과는 규제기관에 제출되며, 규제기관은 상기의 평가 결과에 근거하여 최종적으로 대상 원전의 운전 가능 여부를 결정한다.

# (3) 국내 법규

## (가) 원자력법

1958년 3월 11일에 제정된 원자력법 (법률 제483호)에서는 기기 내진검증과 관련된 명시적인 조항이 없으므로, 고리 1호기 설계 당시의 내진검증 절차는 동법을 적용 받지 않고 있다. 그러나, 2001년 5월 24일에 개정된 원자력법 (법률 제6472호) 23조3항(주기적안전성 평가)에서는, '원자력법 시행령'(대통령령 제17304호)에 준하여 주기적안전성평가의 이행 의무를 명시하고, 그 결과를 과학기술부 장관에게 제출토록 하고 있다.

## (나) 원자력법시행령

1982년 9월 30일에 제정된 원자력법시행령 (대통령령 제10927호)은 고리 1호기 가동 이후에 제정되었으므로 동 시행령이 적용되지 않았다. 그러나, 상기 원자력법에 근거하여 2001년 7월 17일 개정된 원자력법시행령(대통령령 제17304호) 제42조3에서 기기내진검증을 포함한 11개의 안전인자를 지정하였다. 또한, 동령 제42조4에서 주기적안전성평가의 평가방법 및 평가기준을 제시하고 있는 바, 안전성 평가 당시 해당 원자로 시설에 유효한 기술 기준을 활용하여 평가할 것을 명시하고, 개별 안전인자간의 상호 연관성을 고려한 복합평가를 요구하고 있다. 내진검증은 내환경검증과 유기적인 관계를 가지고 있으므로, 필요시 내환경 평가 결과를 반영한 평가가 이루어져야 한다.

#### (다) 원자력법시행규칙

1983년 4월 13일에 제정된 원자력법시행규칙 (총리령 제275호)에서는 기기 내진검증과 관련된 명시적인 조항이 없었으므로, 고리 1호기 설계 당시에는 동 규칙을 적용 받지 않았다. 이후 2001년 7월 25일 개정된 원자력법 시행규칙 (과학기술부령 제29호) 제19조2(주기적안전성평가의 세부내용)에서 11개 안전인자 및 개별 안전인자의 평가항목을 제시하고 있다. 또한, 동 규칙 제19조3 (주기적안전성평가의 기준)에서는 원자로시설의 구조, 설비 및 성능에 관한 기술기준으로서 ‘원자로시설의 기술기준에 관한 규칙’의 적용을 요구하고 있다. 원자력법시행규칙 제19조2의 3항에 따르면 주기적안전성평가에서 요구하는 기기 검증의 평가항목은 다음과 같다.

- 기기의 검증 계획에 포함된 기기 목록 및 목록 관리 절차
- 기기검증 방법 및 품질보증
- 기기고장이 기기검증에 미치는 영향분석과 기기의 검증을 유지하기 위한 적절한 시정 조치
- 불리한 환경조건으로부터 검증된 기기의 보호대책
- 검증된 기기의 물리적 상태와 기능성
- 기기가 설치된 기간에 취하여진 검증조치기록

#### (4) 국내 원전별 주기적 내진검증 절차

지금까지 IAEA 및 국내 원자력법규에서 요구하는 주기적안전성평가의 목적, 요건 및 개별 평가항목을 검토하였다. 여기서는 각 평가 항목에서 요구하는 수행 방안을 검토하고, 이를 적용한 국내 개별 원전의 주기적 내진검증 평가 절차를 수립하고자 한다.

## (가) 평가 항목

### 1) 기기의 검증 계획에 포함된 기기 목록 및 목록 관리 절차

내진검증 계획에 포함된 기기란 ‘원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙’ 제2조 1항의 5호에서 정의된 ‘안전에 중요한 구조물·계통 및 기기’를 말한다. 이 정의에 따르면 필수 안전기능을 수행하는 안전관련 설비와 고장시 안전관련 설비의 기능수행에 직접 영향을 미칠 수 있는 비안전관련 설비를 말한다. 발전소 가동 중 수명이 종료되어 교체되었거나 운전 편의상 변경된 설비에 대해서는 해당 기기의 이력을 추적·관리하는 방안이 요구된다. 이를 위해 내진등급 및 비내진등급으로 분류된 기기 목록 및 그 유지·관리 절차의 유무를 파악하여야 한다. 또한 관련 기술기준의 변천을 고려하여 개별 기기의 내진범주 분류 근거의 적절성을 파악하고 기기 내진검증 유지관리 절차의 적합성 여부를 평가하여야 한다.

현행 인허가기반에 근거한 평가시에 활용되어야 할 ‘내진검증 계획에 포함된 기기’에는 기존에 내진등급으로 관리되어 왔던 설비와 파손시 내진등급 설비의 기능수행에 직접적인 영향을 미칠 수 있는 비내진등급 설비가 포함되어야 한다. 여기에는 지진 발생시 발전소의 안전정지기능이 유지되어야 할뿐만 아니라 안전정지 상태를 지속적으로 유지할 수 있는 계통의 설비들이 포함된다. 또한 발전소 가동 중 수명이 종료되어 교체되었거나 운전 편의상 변경된 설비에 대해서는 해당 기기의 이력을 추적·관리하는 방안이 요구된다. 이를 위해 내진 I 등급, 내진 II 등급, 그리고 비내진 등급으로 분류된 기기 목록 및 그 유지·관리 절차의 유무를 파악하여야 한다. 관련 기술기준의 변천을 고려하여 개별 기기의 내진범주 분류 근거의 적절성을 파악하고 기기 내진검증 유지·관리 절차의 적합성 여부를 평가하여야 한다. 안전에 중요한 기기 선정을 위해 적용 가능한 방법론은 IPEEE에서 제시하는 PSA 방법, NRC 방법 혹은 EPRI 방법 등이다.

### 2) 기기검증 방법 및 품질보증

기기 내진검증 방법은 내진기술의 발전과 함께 변천하고 있고, 이와 더불어 규제기준도 변천하고 있다. 또한 원전 설비는 지정된 기술기준 및 규제지침에 위배되는 않는 일정 수준의 품질이 요구되므로 적용된 내진검증 절차에도 소정의 품질보증 절차가 필요하게 되었다. 본 항목에서는 현행인허가 기반에 비추어 적절한 방법의 내진검증이 수행되었는지, 내진검증 행위에 대한 품질보증 절차가 확립되어 있는지 여부를 평가한다. 노후 원전의 경우 오랜 가동 기간 중에 일부 기기가 교체되었을 것으로 예상되므로 본 항목에 대한 평가범위는 원전 설계 당시의

내진검증 방법에 대한 평가와 신규 교체 설비의 내진검증 방법에 대한 평가로 분리하여 수행되어야 한다. 각각의 평가를 통하여 내진 검증 프로그램의 적절성을 파악할 수 있다.

### 3) 기기고장이 기기검증에 미치는 영향분석과 기기의 검증을 유지하기 위한 적절한 시정 조치 여부

내진검증 측면에서 볼 때 'Equipment Failure'는 기기고장보다는 기기파손으로 번역하는 것이 평가 목적에 부합되므로 내진검증 평가에서는 기기파손이라는 용어를 사용하고자 한다. '원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙' 제2조 1항의 5호에서 정의된 '안전에 중요한 구조물·계통 및 기기가 안전관련 설비뿐만 아니라 기기파손시 안전관련 설비의 기능수행에 직접 영향을 미칠 수 있는 비안전관련 설비를 포함하고 있으므로 본 항목에서는 비내진등급 설비의 파손에 따른 내진등급 설비의 건전성 여부를 평가한다. 내진등급 설비가 비록 적절한 품질보증 절차에 따라 내진검증이 이루어졌다고 할지라도 인접한 비내진등급 설비의 파손으로 말미암아 내진등급 설비의 안전기능에 영향을 줄 수 있다. 예를 들어 내진등급 배관과 비내진등급배관이 하나의 계통을 구성할 때 비내진등급 배관의 파손은 안전등급 배관의 압력경계 유지에 악영향을 미치므로 이들 두 종의 배관 경계에 격리밸브 설치 여부가 확인되어야 한다. 또한 내진등급 설비와 이와 인접해서 설치된 비내진등급 설비간의 공간적 간섭 여부도 평가되어야 한다. 특히 전기 캐비닛의 경우 인접한 캐비닛 간의 동적효과에 따른 간섭은 진동에 민감한 계전기의 오동작을 유발하는 원인이 된다. 덧붙여 지진동이 유발하는 침수 및 화재의 영향 등이 평가되어야 한다. 이러한 비내진등급 설비의 파손 가능성은 현장점검을 통하여 이루어지며 심층평가 단계에서 구체적인 설계자료를 이용한 기기 파손 여부가 결정되어야 한다.

### 4) 불리한 환경조건으로부터 검증된 기기의 보호대책

고려되어야 할 불리한 환경조건은 방사선 조사에 따른 재료 취화, 습윤 분위기에서의 재료부식, 발전소 수명 기간 중에 발생 가능한 소규모 지진동, 회전기계가 유발하는 동적 피로 누적현상 등이다. 내진검증된 기기들이 이와 같은 유해 환경에 놓일 때 그 검증 수준을 유지할 수 있도록 별도의 보호대책이 마련되어야 한다. 최신기술기준에 따르면 기기 구매시 기기검증 프로그램에서 지정된 설계 수명에 대응하는 환경조건을 설정하고 이에 대한 내환경검증을 수행한다. 또한 동적 피로현상을 검증하기 위한 수단으로서 설계지진의 반에 해당되는 지진 수준으로 5회의 진동노화시험을 수행한 후 최종적으로 설계지진수준에서 1회의 진동시험을

수행할 것으로 요구하고 있다. 따라서 본 항목은 내환경 검증과 매우 밀접한 연관성을 가지고 있으므로 내환경검증 결과에 근거한 평가가 이루어져야 한다.

#### 5) 검증된 기기의 물리적 상태와 기능성

기기 내진검증 항목에서 다루어야 할 핵심적 사항 중의 하나가 기기 정착부의 건전성 여부이다. 기기 정착부의 건전성 유지는 지진동 발생시 기기 기능성을 확보하기 위한 최소한의 요건이다. 따라서 본 평가 항목에서는 검증된 기기가 적절한 설치지침대로 설치되었는지 여부를 확인하고 현 설치 조건에서의 기능성 여부가 평가되어야 한다. 이 항목의 평가는 전문가에 의한 현장점검을 통하여 수행되는 것이 가장 경제적이다. 체계적인 평가를 위하여 일정한 요건을 구비한 내진성평가팀을 구성하고 현장점검기록지를 작성하여 발견된 단점들을 기록하고 이 기록지에 근거하여 심층안전성평가 단계에서 상세 평가를 수행하여야 한다.

#### 6) 기기가 설치된 기간에 취하여진 검증조치기록

검증된 기기의 전 수명기간 동안에 취하여진 모든 내진검증 활동은 기록으로 보존되어야 한다. 이들 기록은 발전소 수명기간 중에 주기적으로 수행되는 내진검증평가의 중요한 기초자료로 활용되기 때문이다. 이에 해당되는 문서는 기기 구매 사양서, 기기 설치절차서, 기기 내진검증계획 및 내진검증보고서, 운전 중 보수·보강 기록, 감시 및 정비 기록 등이다. 가동 중 교체된 기기의 경우 안전에 중요한 기기 목록에 추가되어 지속적으로 관리될 수 있도록 하여야 한다.

다음은 주기적안전성평가 내진검증 목표를 충족하는 국내 원전의 그룹별 내진검증 절차를 기술한 것이다.

#### (나) 내진 그룹 I : 1989년 이후 원전

이에 해당하는 국내 원전은 울진 3,4호기를 포함한 그 이후의 원전들이다. 이들 원전은 미해결안전항목이 모두 해결된 이후에 설계, 건설되어 설계 기준 및 절차상에 내진 현안은 없다. 그러나, 가동 이후 설계 변경으로 인한 내진성능의 저하 가능성이 상존한다. 내진그룹 I 원전군에 적용될 평가 절차는 다음과 같다.

#### 1) 절차 1 : 안전에 중요한 기기 목록 작성

현재 이 그룹에 속하는 유일한 가동원전인 울진 3,4호기의 경우, 지진 PSA가 수행되었

으므로 안전에 중요한 기기 목록이 구비된 상태이다. 단, 울진 3,4호기 지진 PSA 수행 이후 부터 주기적 내진검증평가가 실시되는 시점 사이에 발생한 각종 법적 사항, 규제조치, 사업자 약속사항이 있을 수 있으므로 이로 인해 기기 검증계획에 추가된 기기에 대해서는 별도의 검토를 통한 보완이 이루어져야 하며, 기기 목록의 유지 절차가 수립되어야 한다.

## 2) 절차 2 : 인허가 기반 검토

울진 3,4호기 내진검증 인허가 기반은 규제지침서 1.100 및 IEEE 344-87에 따르고 있다. 내진I등급 설비로 분류된 모든 기기가 이 기술기준에 따라 검증되었고, 엄격한 품질보증 절차를 따라 수행되었다. 내진검증 계획에 추가로 포함되었거나 인허가 획득 이후 설계변경이나 현장조치 결과로 변경된 기기에 대해 적용된 내진검증 적절성을 현행 안전기준 및 관행에 비추어 평가하여야 하며, 이러한 조치들이 적절한 품질보증절차에 따르고 있는지 여부를 평가하여야 한다.

## 3) 절차 3 : 검증된 기기의 물리적 상태 평가

물리적 상태 평가는 현장점검을 통하여 수행된다. 이를 위해 내진평가자 및 대상 원전의 계통별 담당자를 포함한 평가팀이 구성되며, 내진평가자는 지진동으로 유발될 수 있는 각종 안전현안을 육안으로 검토한다. 특히 내진평가자는 일반적인 내진검증 현안 외에도 지진동에 의한 설비간 공간적 간섭 여부나 지진동이 유발하는 침수 및 화재 가능성에 대해 주의 깊게 관찰하여야 한다. 또한, 발전소 운전 편의로 구조 변경된 사항에 대해서는 주요 하중 경로가 유지되고 있는지 여부도 파악하여야 한다. 이때에 발견된 모든 사항은 소정의 답사기록지에 상세히 기록되어야 하고, 결점 사항들이 구체적으로 정의되어야 한다. 이 단계에서 상세한 분석은 불필요하며, 발견된 사안은 그 중요도별로 즉시 조치하거나 조치 방안을 수립하여야 한다.

## 4) 절차 4 : 내진성능평가

내진평가팀이 현장점검으로 도출된 각종 위험요소들에 대해 개별 기기의 기능성을 입증하기 위한 내진성능평가가 요구된다. 내진성능평가 방법론은 확정적 파손내력평가법 혹은 확률적 지진취약도분석법이 적용될 수 있다. 가동 중에 설계변경이 이루어져 원 설계와 구조 특성이 달라질 경우, 개별 설비의 개정 도면 및 원 설계자료를 검토하고, 필요시 상세한 동적해석을 통하여 응답을 재계산하여야 한다. 주기적 내진검증에서 요구하는 수준의 허용기준을 수립하여 결정된 응답에 대한 내진성능을 정량화하는 작업이 필요하다. 이 내진그룹에 속한 원전들은 상대적으로 최신의 내진설계 인허가 기반을 가지고 있고, 타 그룹 원전에 비해 풍부한 설계자료를 보유하고 있다. 따라서 주기적 내진검증평가의 대부분은 기존 설계 자료에 근거한 평가가 이루어질 수 있다.



#### 5) 절차 5 : 위험도 분석 및 손익평가

기기 내진검증 계획에 포함된 기기의 파손이 전체 원전의 내진성능에 미치는 영향을 평가하기 위하여 위험도분석이 수행되어야 한다. 주기적안전성평가에서 요구하는 위험도 평가를 위해 PSA 방법, NRC 방법 혹은 EPRI 방법 등이 사용될 수 있다. 위험도 분석을 통하여 전체 원전의 내진성능에 악영향을 주는 계통 및 기기가 선정될 수 있으며 위험도가 높게 나타난 설비는, 특단의 대책이 없는 한, 내진보강에 들어가야 한다. 단, 위험도 분석을 허용하는 근본적 취지는 안전을 해치지 않는 범위 내에서 과도한 설비 개선에 따른 경제적 손실을 최소화하기 위한 것임을 명심하여야 한다. 한편 향후 한반도 부지 고유의 지진재해도 평가 결과가 제시될 경우, 그 결과는 위험도 분석에 필히 반영되어야 한다.

#### 6) 절차 6 : 내진보강

위험도 분석 결과, 전체 발전소 내진검증 상태에 심대한 영향을 미치는 경우, 해당 설비는 안전 목표에 부합할 수 있을 정도의 내진성능을 유지하도록 구조적으로 보강되어야 한다. 이 그룹의 원전에 대해서는, 내진설계 지침에 따라 설계 및 시공되는 한, 별 다른 내진보강 현안은 없을 것으로 예상되나, 주제어실 천정 등과 같은 내진상 취약부에 대해서는 내진평가팀의 강도 높은 현장점검이 이행되어야 한다.

#### 7) 절차 7 : 지진 후 대응조치 절차 수립

현재 지진에 의한 원전의 운전 정지 여부는 국내의 경우에 0.1g의 운전기준지진으로 표현되는 최대수평지반가속도에 근거하고 있다. 이 최대지반가속도 수준에서 발전소는 구조적 손상을 입는다고 보고, 정지 후 육안검사 등을 통하여 재가동 여부를 결정하고 있다. 그러나, 실제 설비의 손상도는 입력된 지진에너지의 크기에 민감한 것으로 밝혀짐에 따라 미국의 경우, 누적절대속도 (Cumulative Absolute Velocity) 향으로 표현되는 새로운 파라미터를 손상의 판단 기준으로 삼고 있다.

우리 나라의 경우, 구체적인 손상의 정도를 평가하는 절차가 없어, 재가동 준비를 위한 기술적 근거가 미비한 실정이다. 특히 가동 중 운전정지는 막대한 경제적 손실을 유발하므로 운전정지 지진의 설정에 신중을 기하여야 하며, 지진 발생 시, 지진 계측, 정지 절차, 손상 평가 및 재가동 준비 프로그램 전반에 대한 기술적 근거를 제시할 필요가 있다. 따라서, 신 개념을 도입한 지진 후 대응조치 절차를 적용할 필요가 있다.

#### 8) 절차 8 : 기존 내진검증 조치기록의 유지 관리

검증계획에 포함된 기기의 최초 구매, 내진검증 및 설치 기록, 각종 법적 사항, 사업자 약속사항, 행정조치에 따라 취해진 추가 내진검증 기록, 그리고 발전소 수명기간 중에 수행된 주기적 감시 및 정비 조치 기록은 발전소 수명만료 시까지 유지, 보관되어야 한다.

(다) 내진 그룹 II 원전 : 1975년 - 1989년 원전

내진그룹 II에 해당하는 원전은 울진 1,2호기, 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기 그리고 영광 3,4호기이다. 여기서 고리 3,4호기와 영광 1,2호기는 동종의 발전소로서 동일한 시기에 건설되었다. 이들 원전군은 1989년도에 새로이 개정된 SRP 3.7이 적용되지 못하여 소위 USI A-40 적용 대상 원전이 되었다. 내진그룹 II 원전군에 적용될 평가 절차는 다음과 같다.

1) 절차 1 : 안전에 중요한 기기 목록 작성

이 그룹에 속하는 가동원전들의 설계자료 보유현황은 매우 좋지 않은 것으로 파악되고 있다. 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기는 동종의 원전이므로 1회의 지진 PSA가 수행되었으며, 두 원전 모두 동일한 ‘안전에 중요한 기기 목록’을 보유하고 있다. 그러나, 지진 PSA 수행 이후부터 주기적 내진검증평가가 실시되는 시점 사이에 발생한 각종 법적 사항, 규제조치, 사업자 약속사항에 따라 기기 검증계획에 추가된 기기에 대해서는 별도의 검토를 통한 보완이 이루어져야 하며, 기기 목록의 유지 절차가 수립되어야 한다.

한편 울진 1,2호기에 대해서는 가동 이후 안전에 중요한 기기 목록을 도출한 예가 없었으므로 별도의 기기 목록 작성이 요구된다.

2) 절차 2 : 인허가 기반 검토

이 내진그룹에 속하는 원전에 대한 내진검증 인허가 기반은 규제지침서 1.100 및 1975년 이후 판의 IEEE 344 기준이며, 엄격한 품질보증 절차에 준하여 검증이 수행되었다. 그러나, 미국 NRC를 통하여 이들 원전이 USI A-40 문제를 제기한 바 있다. 즉, 기기 내진검증에 필수적으로 요구되는 응답스펙트럼의 안정성에 일부 문제점이 발견되었고, 이들 원전의 응답스펙트럼이 최신 원전의 응답스펙트럼에 비하여 과소평가되어 있다. 또한, 응축수저장조의 내진설계에 적용된 Housner 방법이 현행의 인허가 요건에 미치지 못함에 따라 지진으로 인한 하중이 과소평가 되어 있다. 미국의 경우, 이들 원전의 문제점들을 USI A-40으로 지정하여 관리하고 있다. 아울러, 가동 이후의 내진검증 계획에 추가로 포함되었거나 설계변경이나 교체된 기기에 적용된 내진검증 기법의 적절성을 현행 안전기준 및 관행에 비추어 평가하여야 하며, 이러한 조치들이 적절한 품질보증절차에 따르고 있는지 여부를 평가하여야 한다.

### 3) 절차 3 : 검증된 기기의 물리적 상태 평가

내진평가팀이 현장점검을 통하여 발견된 문제점들을 개별 기기의 답사기록지에 기록하는 것은 내진그룹 I과 동일하다. 그러나 설계자료가 부족한 원전의 경우, 현장점검활동은 주기적 내진검증평가의 핵심적 활동이 된다. 즉, 내진검증 관련 자료가 없는 기기의 경우, 해외에서 별도의 내진검증보고서를 구매하지 않는 한은 현장점검기록지가 그 설비의 내진검증 입증자료가 되기 때문이다. 경우에 따라서는 일부 핵심 설계자료의 구매가 필요할 수도 있다. USI A-40 현안이 대부분 내진해석 단계에 집중되므로, 현장점검을 통한 물리적 상태의 평가 강도가 다소 떨어질 수도 있으나 국내 주기적안전성평가제도의 시행이 늦어짐에 따라 평가 시점에서 이 내진그룹 원전들의 가동 연수는 무시할 수 없을 정도로 길어지게 된다. 이와 함께 이 원전들이 비교적 양호한 내진검증 인허가 기반을 가지고 있다는 사실을 감안하여, 가동기간 중 설계 변경되었거나 교체된 설비에 대해 집중적인 검토를 수행하는 것이 바람직하다.

### 4) 절차 4 : 내진성능평가

상기에서 언급된 USI A-40 관련 내진현안들에 대해 최신의 기술기준을 반영한 상세평가가 이루어져야 한다. 또한, 내진평가팀이 현장점검으로 도출한 각종 위험요소들에 대해 내진성능평가가 수행되어야 한다. 내진성능평가 방법론으로는 확정적 파손내력평가법 혹은 확률적 지진취약도분석법이 적용될 수 있다. 이 원전군이 비교적 최근에 건설되었다고는 하나 일괄계약 방식으로 건설됨에 따라 일부 중요한 설계자료의 보유 상태가 미비한 실정이고, 이들 원전군의 상세 평가를 위해서는 충분한 설계 자료가 확보되어야 한다. 과거 설계자료의 구매는 과도한 경제적 지출이 예상되므로, 도출된 위험 요소별로 전문가의 판단이 우선적으로 수행되어야 하며, 이에 기초하여 자료 구매 여부를 결정하여야 한다.

### 5) 절차 5 : 위험도 분석 및 손익평가

위험도 분석을 통하여 원전의 안전 유지에 핵심적 역할을 담당하는 계통 및 기기가 선정될 수 있으며 PSA 방법, NRC 방법 혹은 EPRI 방법 등이 위험도 분석에 사용될 수 있다. 위험도가 높게 나타난 설비는 내진보강이 필요하며, 한반도 부지 고유의 지진재해도 평가 결과는 평가 시점에서 반영되어야 한다.

기존 내진설계 인허가 기반이 취약한 원전일수록 내진보강이 필요한 설비가 늘어나는 것은 당연하다. 이러한 원전에서 위험도 평가 과정은 매우 중요한 절차로 간주되는데, 이는 위험도 평가 결과에 따라 내진보강 여부가 결정되기 때문이다.

### 6) 절차 6 : 내진보강

충응답스펙트럼의 변동에 따른 지진 요구력의 증가는 기존 내진검증에 사용된 충응답스펙

트럼을 상회할 수도 있으므로 설비의 교체가 필요할 수도 있다. 옥외 저장조에 대한 보강 또한 단순한 작업이 아니므로 평가 단계에서 세심한 주의가 요망된다. 위험도가 높아 내진보강이 필요한 기기에 대해서는 현장 여건을 반영한 최적의 조치 방안이 강구되어야 하고, 제안된 조치 방안은 구조적으로 실현 가능하여야 하며, 기존의 인허가 기반에 부합하여야 할 뿐만 아니라 요구되는 내력을 발휘하는 데 아무런 하자가 없어야 한다. 기본 설계 단계에서 수행되는 내진설계 비용은 비교적 저렴하지만, 기존 설비에 대한 내진보강은 때때로 막대한 경제적 지출을 야기하므로 보강 전에 반드시 손익평가가 수행되어야 한다. 위험도평가와 손익평가로부터 얻어진 통찰을 이용하여 최종적으로 해당 설비의 내진보강 방안을 결정하여야 한다.

#### 7) 절차 7 : 지진 후 대응조치 절차 수립

이 그룹 원전의 경우도 내진그룹 II원전의 경우와 동일한 기준이 적용된다.

#### 8) 절차 8 : 기존 내진검증 조치기록의 유지 관리

내진그룹 I의 원전과 마찬가지로 검증계획에 포함된 기기의 모든 관련 자료를 발전소 수명만료 시까지 유지, 보관되어야 한다.

### (라) 내진그룹 III 원전 (USI A-46 원전)

국내 USI A-46 원전으로 분류된 원전은 고리 1호기, 고리 2호기 및 월성 1호기이다. USI A-46 원전은 건설 당시 내진검증 기술기준이 확립되지 않아, 당시 적용된 내진검증 기법의 타당성이 의심되며, 이로 인하여 원전의 내진안전성을 저해하는 요인이 있는 것으로 알려져 있다. 이들 세 원전에 적용되는 내진검증 및 내진안전에 관한 요건은 각각 USI A-46과 Seismic IPE이다. 두 요건의 평가 방법론은 모두 현장답사에 근거한 방법으로서 국내 A-46 원전과 같이 설계자료가 부족한 원전의 경우에 매우 적절한 방법이라고 할 수 있다. 특히, 두 요건의 연계성 평가가 경제적인 방법으로 알려져 있고, 두 요건을 고려한 연계 평가 절차는 다음 절에서 다루었다. 내진그룹 III 원전군에 적용될 평가 절차는 다음과 같다.

#### 1) 절차 1 : 안전에 중요한 기기 목록 작성

이 원전군의 설비들은 설계 당시 고유의 내진범주가 정의되어 있으나, 기술기준의 발달과 더불어 안전에 필수적으로 인식되고 있는 일부 설비들이 포함되어 있지 않다. 따라서 '원자로서설 등의 기술기준에 관한 규칙'에서 정의한 안전에 중요한 설비의 개념에 준하여 전

반적인 내진 범주의 재정립이 필요하다. 안전정지에 필요한 설비의 목록을 새로이 작성하고, 이후 교체되거나 변경된 설비에 대해서는 목록에서 추가 혹은 삭제하는 등의 체계적인 관리가 요망된다. 2002년 현재, 고리 1호기에 대해서는 PSA가 수행 중에 있으므로 안전에 중요한 기기 목록이 도출될 예정이다. 곧이어, 월성 1호기 및 고리 2호기에 대한 PSA가 예정되어 있는 바, 내진 그룹 III의 원전들은 모두 안전에 중요한 기기 목록을 구비하게 된다. 그러나, 이들 원전군에 대한 USI A-46의 문제 해결이 선행되지 않고는 주기적 내진검증평가의 성공적인 수행이 불가능하므로 USI A-46 요건에 부합하는 별도의 기기목록이 도출되어야 한다. 그 대안으로서, 미국 원자력규제위원회가 USI A-46을 통하여 정의한 안전정지 기기 목록을 이용할 수 있다.

## 2) 절차 2 : 인허가 기반 검토

본 내진그룹 원전의 내진검증 인허가 기반은 1971년도판 IEEE 344 규준이다. 그러나, 당시 내진검증에 대한 인식의 부족으로 말미암아 내진검증 절차상에 일부 오류가 발견되어 현재 사용되지 않고 있다. 미국의 경우, 이들 원전의 문제점들을 해결하기 위하여 USI A-46으로 지정, 관리하고 있다. 특히, 고리 1호기는 인허가 지반응답스펙트럼이 Housner형 응답스펙트럼으로서 현행의 인허가 기반으로 사용하고 있는 Newmark & Hall형 응답스펙트럼에 비하여 현저히 적은 에너지를 포함하고 있어 입력 지진이 상당량 과소평가 되어 있다. 또한, 이들 원전의 건설 당시, 기기 정착부에 대한 구체적인 설계 지침이 없었으므로 여타 원전에 비해 기초 정착부의 파손 가능성이 매우 높을 것으로 예상된다.

아울러 가동 이후 내진검증 계획에 추가로 포함된 기기이거나 설계변경된 기기에 대해서는 당시 적용된 내진검증의 적절성을 현행 안전기준 및 관행에 비추어 평가하여야 하며, 이러한 조치들이 적절한 품질보증절차에 따르고 있는지 여부를 평가하여야 한다.

## 3) 절차 3 : 검증된 기기의 물리적 상태 평가

내진평가팀이 현장점검을 통하여 발견된 문제점들을 개별 기기의 답사기록지에 기록하는 것은 내진그룹 I과 동일하다. 특히 이 그룹의 원전의 경우, 내진그룹 II의 경우와 마찬가지로 이유와 함께 다음과 같은 이유로 현장점검이 가장 중요한 항목으로 간주된다. 즉, 이 그룹의 원전 설비들은 납품 당시 적용된 내진검증 기술기준의 부적절성 때문에 해외에서 별도의 내진검증보고서를 구매한다고 할지라도 해당 기기 고유의 내진검증보고서로는 활용될 수 없다. 따라서 이들 설비의 내진검증을 입증하기 위한 별도의 허용기준이 제시되어야 한다. 다행히도 내진적합성평가 기법에서는 이들 원전에 적용되는 별도의 허용기준을 제시하고 있고, 정형의 현장점검기록지를 마련하고 있다. 이 절차에 따른 현장점검 및 점검 기록지의 완성은 해당 기기의 내진검증보고서의 일부를 구성하게 된다. 특히 이 그룹의 원전에 대한 현장점검 과정에서 USI A-17 (동적 간섭) 문제가 다루어져야 함을 주의할 필요가 있다.

#### 4) 절차 4 : 내진성능평가

이 그룹에 속하는 가동원전들의 설계자료 보유현황은 여타 원전에 비하여 극히 나쁠 뿐만 아니라 적용된 내진설계 기술기준에 대한 신뢰성이 의심되므로 경험에 근거한 확정적 파손내력평가법이 가장 바람직하다. 그러나, 파손내력평가 결과에 신뢰성을 부여하기 위해서는 USI A-46 문제가 우선적으로 해결되어 새로운 내진설계 인허가 기반을 확정해 두어야 한다. 그 이유는 파손내력평가법이 내진설계인허가 기반의 적절성을 가정하고 수행되기 때문이다. 따라서 USI A-46에서 요구하는 내진적합성평가 기법으로 인허가 기반을 확립하고, 이후 파손내력평가법으로 내진여유도를 평가하여야 한다.

이 원전군은 국내 원전 사업 초기에 건설되었고, 당시 일괄계약 방식으로 건설되어, 설계자료의 보유 상태가 극히 미비한 실정이다. 평가에 필요한 필요 설계자료의 구매와 관련하여 내진그룹 II와 마찬가지로 전문가 판단에 근거한 설계자료 구매가 이루어져야 한다. 아울러 이 그룹의 원전에 대한 내진성능평가를 통하여 USI A-40 (내진설계기준) 문제가 다루어져야 함을 주의할 필요가 있다.

#### 5) 절차 5 : 위험도 분석 및 손익평가

위험도 분석을 통하여 원전의 안전 유지에 핵심적 역할을 담당하는 계통 및 기기가 선정될 수 있으며 PSA 방법, NRC 방법 혹은 EPRI 방법 등이 위험도 분석에 사용될 수 있다. 위험도가 높게 나타난 설비는 내진보강이 필요하며, 한반도 부지 고유의 지진재해도 평가 결과는 평가 시점에서 반영되어야 한다.

이 그룹에 속한 원전의 경우, 위험도가 높게 나타나는 설비가 가장 많을 것으로 예상되는 데 이는 안전에 중요한 설비 중 상당수가 설계 당시 비내진등급으로 분류되었고, 이들 설비의 상당수가 비안전관련 구조물에 설치되어 있기 때문이다. 내진성능평가에서 기기를 지지하는 구조물의 붕괴는 지지되는 기기의 기능 상실로 간주되므로 이들 노후원전에서의 위험도분석 결과는 내진보강의 중요한 판단 기준으로 사용된다.

#### 6) 절차 6 : 내진보강

위험도가 높아 내진보강이 필요한 기기에 대해서는 현장 여건, 법적 위반 사항 등을 고려하여 최적의 조치 방안이 강구되어야 한다. 아울러 위험도분석과 손익평가로부터 얻어진 통찰을 이용하여 최종적으로 해당 설비의 내진보강 방안을 결정하여야 한다. 여기서, 주의할 사항은 Seismic IPE 요건에 위배되는 항목에 대해서는 위험도 평가를 통하여 선별제거될 여지가 있으나 USI A-46 요건에 위배될 경우에는 위험도 평가를 통한 선별제거는 허용되지 않는다는 사실이다. 이 그룹에 속한 원전의 내진보강 사례는 해외에서 찾을 수 있다. 다만 진산원전 1호기와 미국 TMI 1호기 원전 보강 사례가 3절 6항에 기술되었다. 해외 사례

에 비추어 볼 때, 국내 USI A-46 원전의 내진보강 혹은 기기 교체는 필연적이므로 신중한 접근이 요구된다.

#### 7) 절차 7 : 지진 후 대응조치 절차 수립

기기검증은 설계 단계에서 고려되는 것이 가장 경제적이고 바람직하다. 그러나 이 그룹에 속하는 원전은 최초 기기검증 단계에서 유해한 동적 환경영향을 피하기 위한 기준 자체가 수립되어 있지 않았다. 이들 원전이 안고 있는 문제점은 가동 중에 이러한 환경영향에 대해 평가가 요구된다는 것이다. 현재 내진검증 시행 이후 현장 가동 중에 그 동적영향을 검증하는 방법은 없다. 그러나 '지진대응 절차'의 방법을 준용하여 가동 중 누적되는 동적 영향을 개략적이거나 평가가 가능할 것으로 예상된다.

#### 8) 절차 8 : 기존 내진검증 조치기록의 유지 관리

내진그룹 I의 원전과 마찬가지로 검증계획에 포함된 기기의 모든 관련 자료를 발전소 수명만료 시까지 유지, 보관되어야 한다.

## 2. 노후원전 기기의 내진검증 연계 평가

국내 가동원전 중 노후원전에 해당되는 고리 1호기, 고리 2호기, 월성 1호기는 소위 USI A-46 원전으로 분류됨은 앞서 설명한 바와 같다. 이들 원전의 설계 당시에는 내진검증 기법이 확립되지 못함에 따라 확실한 기술적 근거없이 내진검증이 수행되었다. 그 대표적인 예로서, 시험검증 기술기준으로 널리 인용되는 산업기술기준인 IEEE 344를 들 수 있다. IEEE 344는 1971년도에 초판이 발행된 후 동년 샌 패르난도 지진의 발생과 더불어 개정의 필요성이 대두되었고, 1975년 기준부터는 새로운 개념의 내진검증 요건 및 절차를 수록하였다.

현재 국내 원전의 대부분이 이 기준에서 제시한 내진검증 절차에 따라 내진검증을 수행하고 있다. 이후, 미국 원자력규제위원회는 LLNL (Lawrence Livermore National Laboratory)을 지원하여 7년여에 걸쳐 장기적인 연구 사업을 착수하였다. 이 연구를 통하여 대부분의 내진현안들을 해결하였다.

이들 원전이 주기적안전성평가(PSR) 제도에서 요구하는 안전목표를 충족하기 위해서는, 당초 설계상의 치명적인 약점을 보완하기 위한 별도의 내진검증 프로그램이 선행되어야 하며, 그 결과를 근거로 설계지진을 초과하는 가상 지진에 견딜 수 있음을 입증하여야 한다. 현재까지 이를 입증하기 위한 구체적인 방법론은 앞서 언급한 바와 같이 내진안전성평가법과 내진적합성평가법 두 가지이다. 이 두 요건 및 절차는 상이하지만, 수행 과정이 일관된

연결성을 가지므로 두 요건의 동시 적용은 경제적으로 유리하다. 특히, 내진안전성평가는 내진적합성평가 결과를 인용하여 수행될 수 있으므로 착수 시점을 조정할 필요성이 있다.

현재 우리나라는 이에 대한 업무 조율이 어려운 상황으로서 두 기법이 개별적으로 수행되고 있다. 그럼에도 불구하고, 두 요건의 연계 평가는 여전히 경제적인 방법으로 판단되므로 본 절에서는 국내 A-46 원전들에 대한 연계 수행 절차를 제시하고자 한다.

#### 가. 평가대상 기기 선정 연계성

PSR은 원전의 고유 안전성과 관련된 중요 기기에 대해 평가를 집중할 것을 요구하는 바, PSR 내진검증 실시 전에 최적의 평가 대상 기기를 선정하는 것은 매우 중요하다. 이를 위해 이 연구에서는 평가대상 기기를 선정하는 절차를 다음의 방법론에 입각하여 검토하였다. 이 절에서는 지진 PSA, NRC, EPRI 및 GIP 방법론에서 제시하고 있는 지진평가 대상 기기 선정 절차와 방법을 검토하고, 그 결과를 서술하였다.

각 방법별 평가대상 기기의 범주는 표 3.2.2에 제시되어 있다.

##### (1) PSA 방법

지진 PSA에서의 평가대상 기기선정은 내부사건에 대한 PSA 분석결과를 활용, 지진사건 발생시 유발될 수 있는 초기사건에 대해 안전정지 상태를 유지하는데 요구되는 계통 및 기기를 중심으로 이루어진다. 특히, 내부사건 분석시, 사용된 사건수목을 중심으로 안전정지 경로를 파악하고, 고장수목의 검토를 통해 안전정지 경로에서 이용되는 계통 및 기기들이 선정된다. 본 절에서는 기존 국내 원전에서 수행된 지진 PSA 분석 결과를 검토하고, 평가대상 기기의 선정방법과 절차를 기술하고자 한다.

앞에서 언급한 바와 같이, 지진 PSA에서 요구되는 평가대상 기기는 기존에 수행된 PSA 분석결과를 활용하여 선정된다. 이는 사고완화를 위해 PSA 분석에서 고려되는 안전정지경로와 계통, 기기들이 지진 사건 시에도 거의 동일하게 사용될 것으로 예상될 뿐만 아니라, 발전소 고유 특성 파악이 용이하기 때문이다. 이때, 주의하여야 할 사항으로 지진사건의 특성을 반영하여 분석대상 기기 선정이 이루어져야 한다는 점이다. 가령, 내부사건 PSA에서는 고려되지 않는 기기나 고장모드가 지진분석에서 고려될 수 있기 때문에 해당 기기가 사용되는 안전정지경로를 지진사건에서는 고려하지 못 할 수도 있다. 다음은 PSA 방법에서 요구하는 기기 선정 절차를 정리한 것이다.



## (가) 발전소 친숙화

발전소 친숙화(Plant Familiarization) 과정은 발전소 고유특성을 확인할 수 있는 모든 자료들을 확인, 검토함으로써 수행된다. 이때, 확인해야 하는 자료는 발전소 계통 설계 및 운영에 관한 전반적인 내용을 포함하는 것이어야 하며, 발전소 배치도, 발전소 최종안전성 분석보고서(FSAR), 발전소 운영절차서, P&ID 및 전기 단선 도면 등 활용 가능한 모든 자료를 조사하여야 한다. 상기 절차를 수행하면, 대략적인 지진 평가 대상 계통 및 기기목록의 윤곽이 파악된다.

## (나) PSA 모델 내의 기기 검토

본 절차는 PSA분석에 고려되었던 모든 계통 및 기기를 파악하여, 분석대상 목록을 작성하는 과정이다. 이는 지진사건 발생 시, PSA 에서 고려되었던 모든 기기들이 사용될 수 있기 때문이며, 주요 검토 대상은 사건수목에 고려된 안전정지경로와 해당 경로에서 사용되는 모든 (기계, 전기, 계측) 기기들을 파악하는데 초점이 맞추어진다. 이때, 전위계통과 보조계통, 보조계통과 보조계통간의 연계성도 함께 확인되어야 하며, 확인된 모든 기기들을 분석대상 기기목록에 포함시킨다.

## (다) 지진사건 특성 반영

PSA 분석에서 고려되는 안전정지경로, 계통 및 기기 파악이 완료되면, 지진으로 유발될 수 있는 기기 및 구조물의 파손으로 이용이 불가능하게 될 수 있는 안전정지기능을 확인, 이를 평가대상 기기목록에 추가하여야 한다. 가령, PSA 분석에서 고려되지 않는 탱크나 열교환기의 파손은 냉각기능 및 안전기능 수행에 요구되는 급수원의 상실을 유발시킬 수 있기 때문에, 이러한 기기들이 평가대상 기기목록에 추가되어야 한다. 상기 절차는 계통분석가와 PSA 분석 담당자가 함께 해당 기기의 고장으로 인한 영향 및 계통파급효과를 검토하고, 고려 여부를 결정하여야 한다.

### 1) 구조물

안전정지를 위해 반드시 사용되어야 하는 기기들이 설치되어 있거나, 그 외 노심의 건전성 확보를 위해 반드시 확인되어야 하는 건물들이 포함된다. 예를 들어, 핵중기공급계통이 설치되어 있는 격납건물이나, 안전관련 기기들이 설치되어 있는 보조건물, 그 외 비상디젤발전기건물 등이 고려될 수도 있다.

## 2) 기기

탱크 및 열교환기 등과 같이, 내부사건 PSA 분석 시, 특별히 고려되지 않는 기기들이 고려된다. 가령, 보조급수계통의 급수원으로 사용되는 복수저장탱크나, 일차기기냉각수계통의 완충탱크 등이 평가대상에 추가된다.

### (라) 현장점검 수행

평가대상 기기목록이 작성되면, 이에 대한 현장점검을 수행하여 해당 기기의 위치, 설치상태 및 운전에 관한 정보를 확인한다. 현장 답사 시에는 계통분석 담당자와 평가대상 기기목록을 근거로 지진취약도분석을 수행해야 하는 지진분석담당자가 함께 참여하는 것이 효과적이다.

### (마) 선정된 기기목록 검토

지진분석대상 기기가 선정되고 나면, 이 결과에 대해 발전소 운전원이나 해당 분야의 경험이 풍부한 전문가로부터 기기 선정의 타당성을 검토 받아야 한다. 이때, 추가 또는 선별되는 기기들을 기기목록에 반영하여 최종 지진 평가대상 기기목록을 작성한다.

## (2) NRC 방법

NRC 방법은, 발전소 HCLPF 값을 도출하기 위한 방법으로서, 기존에 수행된 (지진) PSA 결과를 활용하여 노심손상을 유발하는 시나리오를 검토하도록 권고하고 있다. 지진 PSA 결과를 검토하면, 지진에 의해 유발될 수 있는 주요 초기 사건들을 확인할 수 있다. 지진으로 인한 노심손상빈도에 영향을 미칠 수 있는 중요한 인자로서 기기, 구조물 등의 기능상실이 고려되나, 경우에 따라서는 소외전원상실이 가장 중요한 인자로서 평가되기도 한다. 지진 PSA 분석은 다음과 같은 가정사항을 고려하여 수행된다.

- 구조물이 파손되면, 그 구조물 영향범위에 존재하는 모든 안전기기들은 이 용 불가능하다고 가정한다.
- 지진에 의한 계전기의 오동작이나 회로차단기(Circuit Breaker)의 트립은 운전원이 회복시킬 수 있다고 가정하나, 이를 제외한 모든 운전원 회복조치는 고려하지 않는다.

한편, 소외전원상실사고는 대부분 상당히 낮은 수준의 지진으로도 발생할 수 있으며,

심각한 결과를 초래할 수 있는 것으로 알려져 있다. 또한, 소외전원상실 이후, 이어지는 소내전원계통의 상실은 노심손상에 미치는 영향가운데 상당한 부분을 차지한다. 통상 디젤비상발전기는 지진에 의한 손상확률이 낮은 것으로 밝혀졌으나, 연료탱크(Fuel Tank), 연료이송배관 및 전기적인 연결부는 지진에 취약한 것으로 보고되고 있다.

Zion 원전, Indian Point 2,3호기, 그리고 Millstone 원전 등 미국 내 7개 원전의 PSA 결과에 따르면, 각 발전소별 평가대상 계통 및 기기는 주로 원자로 트립을 통한 반응도 제어, 노심내 냉각수의 공급을 통한 냉각유지 기능을 중심으로 선정된다. 또한, PSA 분석에서 다루어지지 못했던 계통 및 기기가 존재할 경우에는 이에 대한 상세 검토가 이루어져야 한다. 기기 선정과 관련하여 검토 및 확인되어야 할 주요 안전기능은 다음과 같다.

- 원자로 미임계 (Reactor Subcriticality) : 초기사건이 발생할 경우, 원자로 트립신호에 의해 원자로 정지봉을 노심 내로 삽입하여 핵반응을 정지시키는 기능으로 상기 기능이 성공적으로 수행될 경우, 노심에서 발생하는 열은 붕괴열에 의한 것만 발생됨.
- 정상 냉각 (Normal Cooldown) : 노심 냉각을 위해 출력변환계통 (Power Conversion System)을 활용할 수 있는데, 주로 주증기 (Main Steam), 터빈우회 (Turbine Bypass), 복수기 (Condenser) 및 주급수 보조계통 (Main Feedwater Subsystem) 등의 계통들이 사용됨.
- 초기 비상 노심 냉각 (Early Emergency Core Cooling) : 사고 초기과정에서 하나 이상의 비상계통을 사용하여 노심에 냉각수를 공급하는 기능임. 주로 초기에 이루어지는 고압, 저압 안전주입 운전 등이 이에 해당함.
- 후기 비상 노심 냉각(Late Emergency Core Cooling) : 후기 비상노심냉각 기능은 초기 사건에 대한 적절한 대응이 완료된 후, 이를 유지하기 위해 하나 이상의 비상계통을 사용하여 노심에 냉각수를 공급하는 기능임. 시점상으로 정의한다면, 냉각재상실 사고 후, 재순환운전으로 전환(Switchover)하는 시점을 의미함.
- 격납건물 열제거 (Containment Heat Removal) : 격납건물 열제거는 사고 후기에 하나 이상의 비상계통을 사용하여 격납건물 내 축적되는 열을 최종 열제거원 (Ultimate Heat Sink)으로 방출하는 기능임.
- 초기 격납건물 과압방지(Early Containment Overpressure Protection) : 초기 격납건물 과압방지 기능은 사고추이 초기과정에서 격납건물로 방출되는 증기로 인해 누적되는 압력을 제어하기 위한 기능으로, 주입모드와 노심손상발생 시작시점 사이에서 작동될 수 있음.
- 후기 격납건물 과압방지 (Late Containment Overpressure Protection) : 후기 사고추이 과정 중, 하나 이상의 비상계통을 사용하여 격납건물 내로 방출된 증기압력 제어를 위한 기능으로 재순환운전모드 이후에서 작동될 수 있음.

다음은 NRC 방법에 따른 기기 선정 절차를 기술한 것이다.

#### (가) 지진 PSA 모델의 검토

기 수행된 지진 PSA 모델을 검토하여 발전소의 각 사고추이 진행 과정에서 요구되는 계통을 확인한다. 사고추이 완화과정에서 요구되는 계통의 확인은 앞에서 언급된 주요 안전 기능과 직접적인 관련이 있는 계통을 위주로 선정되어야 한다. 또한, 노심손상빈도에 크게 기여하는 초기사건 및 사고추이를 중심으로 검토하고, 선정계통은 안전기능과 직접적인 관련이 있는 전위계통, 전위계통의 정상작동을 위해 요구되는 보조계통 및 해당 보조계통의 정상동작을 위해 필요한 보조계통으로 구분된다.

#### (나) 사고경위 논리도 작성

PSA 내부사건에서 사용된 사건수목을 검토하거나, 지진사건에 따라 발생 가능한 각 초기사건을 검토하여, 단순한 사건수목형태의 논리도를 우선 작성하고, 고장시나리오를 나타내는 고장수목, 부울리안 식을 작성한다. 최종적으로 사고경위 논리도 (사건수목, 고장수목)와 해당 고장시나리오를 작성하여 그 타당성을 확인하여야 한다.

#### (다) 계통 간 종속관계 평가

각 안전기능관련 전위계통, 각 보조계통 간의 종속관계를 평가하여야 한다. 이를 위해, 발전소의 안전기능과 직접적인 관련이 있는 전위계통을 파악하고, 파악된 전위계통의 동작을 위해 요구되는 보조계통을 파악한다. 이를 토대로 보조계통 간의 종속관계 및 그 영향을 평가하고, 최종 분석대상 계통을 확인한다. 확인된 전위계통 및 보조계통을 구성하는 기기 및 구조물 목록을 작성한다.

#### (라) 지진사건 특성을 반영

PSA 수행 시 고려되지 않았거나, 지진사건의 특성에 따라 고려되어야 하는 기기, 구조물을 분석대상 목록에 추가한다. (예를 들어 탱크, 구조물 등)

#### (마) 현장점검 수행

최종 평가대상 기기목록이 결정되면, 현장점검(Walkdown)를 수행하여 필요시 평가대상 기기를 추가할 수 있다.

NRC 방법에 따른 기기 선정절차는 지진 PSA와 유사하기 때문에 중요 평가대상 기기는

거의 동일하게 나타나지만, PSA모델보다 단순한 모델을 사용하므로 평가대상 기기 숫자가 작게 선정된다.

### (3) EPRI 방법

EPRI 방법은 심사기준지진 발생시, 발전소를 고온 또는 저온 정지상태로 유지하고, 노심손상을 방지하기 위해 요구되는 계통 및 기기들을 파악하고, 이에 대한 분석결과를 계통의 HCLPF 값으로 도출한다.

EPRI 방법론의 특징은 지진사건발생 이후, 노심손상을 방지하고, 안전정지상태에 도달하기까지 안전기능을 수행하는 계통을 우선계통 (Preferred Paths) 및 대체계통 (Alternate Path)으로 분류하는 성공경로논리도 (SPLD, Success Path Logic Diagram)를 작성, 활용한다는 점에 있다. 성공경로 논리도란, 지진사건발생 이후, 발전소를 안전정지상태에 도달시키는 동안에 요구되는 경로를 우선계통 및 대체경로의 형태로 나타낸 것이다. 또한 성공경로 논리도는 PSA에서 사용되는 사건수목이나 고장수목처럼 일련의 사고추이완화 과정을 논리적인 배열형태로 제시하고, 안전기능을 수행하는 계통 및 기기를 중심으로 평가대상기기를 선정하는데 이용된다. 그러나, PSA에서 사용되는 사건수목, 고장수목이 정량적인 분석결과를 도출하는데, 사용되는 반면, 성공경로 논리도는 발전소의 사고완화과정에서 가장 취약한 부위(Weak Links)를 제시하고, 이의 HCLPF 값으로 결과를 도출하는데 이용된다는 점에서 차이가 있다.

안전기능을 수행하는 계통은 반응도제어, 원자로 냉각재계통 압력 및 냉각재 재고량 제어, 노심으로부터의 잔열제거기능 수행과 직접적인 관련이 있는 전위계통(Frontline Systems)과 전위계통의 작동에 요구되는 보조계통(Support Systems)으로 나눌 수 있다. 성공경로 논리도는 전위계통을 중심으로 표현되지만, 전위계통의 작동을 위해서는 보조계통의 작동도 요구되기 때문에 이들 계통도 확인해야 한다. 따라서, 전위계통과 보조계통 간의 종속성, 보조계통과 보조계통 간의 종속성을 파악하고, 이를 식별할 수 있는 표로 구성할 필요가 있다. 대표적인 전위계통으로는 원자로보호계통, 고압안전주입계통, 보조급수계통 및 잔열제거계통 등을 예로 들 수 있으며, 보조계통으로는 필수 직류/교류전원계통, 기기냉각수계통, 제어계측계통, 공기조화계통 등이 있다.

성공경로에 제시되는 안전경로는 사고완화를 위해 먼저 고려되는 우선계통(Preferred Systems)과 우선계통을 이용할 수 없는 경우에 고려되는 대체계통(Alternate Systems)으로 구성된다. 가령, 지진사건 발생 후 이차측 열제거를 위해 보조급수계통을 사용하는 방법과 증기발생기 압력방출밸브 개방을 통한 열제거 방법이 가능할 경우, 두 가지 방법 중 어느 것을 먼저 고려하여야 하는지를 확인하여 우선계통과 대체계통을 선정한다. 일반적으로 발전소의 운전절차서에는 보조급수계통이 이용 불가능할 경우, 증기발생기 압력방출밸브를 사

용하도록 규정하고 있기 때문에 보조급수계통을 우선계통으로 고려하고, 대체계통으로 증기 발생기 압력방출밸브를 선정한다.

앞에서도 언급한 바와 같이, 우선계통, 대체계통의 선정은 평가대상 발전소의 비상, 비정상 운전절차서나 운전원의 훈련과정 등을 조사하여, 각 상황에 따라 어떤 계통, 기기가 먼저 사용될 것인지를 결정하는 절차가 필요하다.

#### (가) 가정사항 및 원칙

EPRI 방법에서는 성공경로 논리도의 구성, 평가대상 기기의 선정과정에서 다음과 같은 가정사항과 원칙을 기본적으로 적용하고 있다.

- SME(Seismic Margin Earthquake) 발생시, 소외전원은 이용 불가능하고, 이는 발전소의 고온 및 저온정지상태에 도달하는 72시간 내에도 회복되지 못한다고 가정함.
- 성공경로(Success Path)는 최소 72시간동안 안정된 고온정지 및 저온정지상태를 유지, 수행한다고 정의함.
- 대부분의 지진 PSA분석결과에서 나타난 바와 같이, SME에서는 대형 냉각재 상실사고는 발생되지 않으며, 따라서, 과도사건 및 소형냉각재 상실사고만이 지진으로 유발될 수 있는 사건으로 고려함.
- 기능 및 구성이 동일/유사한 다중 트레인에서 한 트레인의 내진능력이 확인되면, 나머지 트레인들도 동일한 내진능력을 보유한 것으로 가정함.
- 이외의 사유로 인해 계통 또는 기기가 이용 불능한 상태가 되는 경우에 대해서는 별도로 고려하지 않음.(보수 및 시험으로 인해 이용 불능한 경우)
- 지진으로 인해 유발될 수 있는 계전기의 오동작 영향 및 운전원의 회복조치는 평가해야 함.
- 방지와 직접적인 관계가 적은 안전관련 계통들은 평가대상에서 제외함.

)

#### (나) 주요 안전 기능

성공경로논리도(SPLD)에 고려되는 우선경로 및 대체경로는 다음과 같은 안전기능을 수행 계통에 초점을 맞추어 선정된다. 아래에 나타난 안전기능은 지진사건이 발생한 후, 발전소를 정지시키고 노심의 열을 제거하는 기능과 관련된 계통이다.

### 1) 반응도 제어

반응도 제어기능을 수행하는 대표적인 계통/기기로는 원자로 정지봉을 노심으로 삽입하기 위한 원자로 보호계통 (Reactor Protection System)과 비상붕산수주입 (Emergency Boration)을 들 수 있다. 특히, 원자로 정지봉의 삽입은 제어봉구동장치에 공급되는 전원을 차단시키기 위해 원자로 트립 차단기를 개방시키거나, 혹은 소외전원이 상실됨에 따라 자동, 수동으로 작동될 수 있으며, 상기 기능이 얼마나 적절히 수행되는냐에 따라 노심에서 제거되어야 하는 열의 양이 결정되기 때문에 상당히 중요한 기능으로 취급된다.

### 2) 원자로 냉각재 계통 압력제어 및 냉각재량 제어

원자로 제어봉이 노심에 삽입되어, 노심이 미임계상태에 있는 경우에는 노심에 물이 채워져 있기만 해도 충분한 열제거가 이루어진다. 가령, 원자로냉각재 계통의 압력경계부가 건전하고, 증기발생기를 통한 열제거가 원활하게 수행되면 원자로 냉각재계통의 압력제어는 요구되지 않을 수 있다. 그러나, 압력경계부의 파손으로 인해 원자로냉각재의 누설이 있는 경우에는 누설부위의 크기에 따라 원자로냉각재의 보충이 이루어져야 한다. 원자로 냉각재 계통의 압력제어를 위해 사용될 수 있는 대표적인 계통, 기기는 다음과 같으며, 주로 비상노심냉각계통(Emergency Core Cooling System)에 포함된 기기가 이에 해당된다.

- 고압안전주입계통
- 저압안전주입계통
- 안전주입탱크

### 3) 노심 붕괴열 제거(Decay Heat Removal)

노심의 붕괴열 제거기능은 노심에서 발생된 열을 발전소로부터 제거, 방출하기 위해 사용되는 것으로 2차측 열제거, 충전 및 방출 운전 등을 통해 수행된다. 2차측 열제거는 증기발생기에 적절한 급수를 공급함으로써 노심내 열을 제거하는데, 이를 위해 보조급수펌프, 복수저장탱크(Condensate Storage Tank) 및 이를 대신할 급수원이 이용가능해야 한다. 만일 보조급수계통이 사용불가능할 경우, 고압안전주입과 함께 가압기 압력방출밸브를 개방함으로써 노심의 열제거를 수행할 수 있다. 물론, 이런 경우 최종적으로 고온안전정지를 유지하기 위해 고온관재순환 운전이 요구된다. 노심 붕괴열 제거를 위해 사용되는 계통 및 기기는 다음과 같다.

- 보조급수계통
- 급수원(예: 복수저장탱크, 대체급수원)
- 고압안전주입계통

- 가압기 압력방출밸브
- 이차측 증기대기 방출밸브

(다) 기기 선정 절차

EPRI SMA 방법에서의 평가대상 기기의 선정은 다음과 같은 순서로 진행된다.

1) 분석대상 발전소의 성공경로 논리도를 작성

사고후, 정상운전 중인 발전소를 안전정지상태로 만들거나 유지하는데 필요한 계통들을 전위계통을 중심으로 확인하고, 이를 논리적인 순서로 나타내는 성공경로 논리도를 작성한다.

2) 성공경로상의 계통간 관계 확인

확인된 전위계통과 이의 운전에 요구되는 보조계통을 고려하여 각 성공경로의 구성계통 및 계통간의 관계를 확인한다.

- 전위계통과 보조계통 간의 종속성 검토
- 보조계통과 보조계통 간의 종속성 검토

3) 대체경로 파악

운전, 계통측면에 근거하여 우선계통 및 대체계통에 대한 근거 자료를 검토하여 확인하고, 선정된 경로가 지진사건에서 고려할 수 없다고 판정될 경우에는 이를 대체할 수 있는 새로운 경로를 파악한다.

- 비상/비정상 운전절차서
- 운전원 훈련 및 교육과정 검토
- 주제어실의 지시, 대응방법
- 운전원의 대응을 위해 허용되는 시간
- 운전원의 행위에 수반되는 스트레스 수준
- 하드웨어 및 절차서 측면에서 개선되어야 할 부분을 고려



4) 선정된 계통 내 주요 구성기기 확인

전위/보조계통을 구성하는 주요 기기들을 확인하여, 평가대상 기기목록을 작성한다.

5) 지진분석가와 함께 평가대상기기에서 선별 가능한 기기 검토

지진평가 대상기기에 대한 내진여유도를 검토함으로써, 평가대상 기기에서 선별 가능한 기기들의 존재여부를 확인한다. 본 절차는 평가대상 기기목록선정 이후, 지진분석가에 의해 수행되는 과정으로 취약도분석의 일부로서 수행된다.

6) 내진여유도 허용기준(Seismic Margin Acceptance Criteria) 확인

만일, 평가대상 발전소에 대해 기수행된 PSA결과가 활용가능할 경우, 상기에 제시된 안전기능 수행계통 및 기기의 선정, 대체경로 등의 확인이 쉽게 이루어 질 수 있다.

(4) USI A-46 방법

USI A-46 문제 해결을 위한 내진적합성평가법에서는 발전소 내 모든 기기에 대하여 내진 적정성을 평가하지는 않으며, 설계지진 발생시, 발전소를 정상운전 상태에서 안전정지 상태로 전환시키는데 요구되는 계통, 기기만을 평가 대상으로 삼는다. 단, 건물, 배관, 관통부 (Penetration Assemblies) 및 핵증기 공급 계통 내 기기들은 평가대상에 포함되지 않는다. 내진적합성평가법은 경험 데이터를 이용한 평가법으로서 수집된 지진 경험 데이터를 기기의 동특성별로 20종으로 분류하여 이를 선별제거의 기준으로 사용하고 있다. 다음은 20종 기기의 분류를 보인 것이다.

- 분류번호 01 : Motor Control Center
- 분류번호 02 : Low Voltage Switchgear
- 분류번호 03 : Medium Voltage Switchgear
- 분류번호 04 : Transformer
- 분류번호 05 : Horizontal Pump
- 분류번호 06 : Vertical Pump
- 분류번호 07 : Fluid-Operated Valve
- 분류번호 08 : MOV & SOV
- 분류번호 09 : Fans
- 분류번호 10 : Air Handler
- 분류번호 11 : Chiller

- 분류번호 12 : Air Compressor
- 분류번호 13 : Motor Generator
- 분류번호 14 : Distribution Panel
- 분류번호 15 : Batteries on Rack
- 분류번호 16 : Battery Charger and Inverter
- 분류번호 17 : Engine Generator
- 분류번호 18 : Instruments on Rack
- 분류번호 19 : Temperature Sensor
- 분류번호 20 : Instrumentation, Control Panels & Cabinets

이에 추가하여 유체 저장조와 열교환기가 분류번호 21에 포함되며, 케이블 트레이 및 커두잇(Cable conduit)이 별도 그룹으로 처리된다.

#### (가) 안전정지 기능

평가대상기기의 선정은 안전정지경로를 중심으로 이루어지는데, 이 안전정지경로는 해당 경로에서 요구되는 안전기능에 근거하여 결정된다. 일반적으로 원전의 설계특성인 다중성(Redundancy)과 다양성(Diversity)을 고려할 때, 발전소의 안전정지 경로는 하나 이상의 여러 가지가 있을 수 있기 때문에, 발전소의 정상, 비정상 운전절차서 검토나 운전원과의 면담 등을 통해 우선경로와 대체경로를 구분하여 이를 반영해야 한다. GIP 방법에서 제시하고 있는 네 가지 안전정지 기능은 다음과 같다.

##### 1) 원자로 반응도 제어(Reactor Reactivity Control)

초기사건 발생 후, 노심의 반응도는 안전정지를 위해 미임계상태로 유지되어야 한다. 반응도는 크게 두 가지 방법으로 제어될 수 있는데, 하나는 제어봉(Control Rod)을 노심에 삽입함으로써, 단시간 내 반응도를 급격히 제어하는 방법이며, 나머지 하나는 고농도의 붕산수를 원자로 냉각재에 주입하여 반응도를 미임계 상태로 만드는 방법이다. 그러나, 실제 운전 측면에서 지진사건 발생이후, 초기 반응도 제어는 원자로 제어봉의 삽입에 의해서 이루어지고, 장기 반응도 제어는 노심에 주입되는 붕산수에 의해 이루어지는 것으로 고려한다. 장기 노심 반응도 제어를 위해 사용 가능한 계통으로는 화학체적제어계통(CVCS)이나 고압 안전주입계통(High Pressure Coolant Injection System)등이 있다.

## 2) 원자로 냉각재 압력 제어(Reactor Coolant Pressure Control)

원자로 냉각재 계통의 온도-압력은 계통 보호와 정상적인 기기 작동을 위해 정해진 제한치 내로 조절되어야 한다. 원자로 냉각재 계통의 압력제어는 원자로 압력용기의 파손, 원자로 냉각재 계통의 과압, 증기발생기 각 튜브간의 차압 방지와 잔열제거 펌프 작동에 요구되는 유효수두를 유지함으로써 원자로 냉각재 계통의 건전성을 확보하기 위해 반드시 유지되어야 할 기능이다. 원자로 냉각재 계통의 압력은 다음과 같은 방법으로 제어될 수 있다.

### ① 압력 감소 방안

- 가압기 압력방출밸브(PORVs)를 통한 증기방출
- 압력 설정치에 따라 작동하는 가압기 안전밸브를 통한 증기방출
- 가압기 보조살수기를 사용, 가압기 내 증기 응축
- 유출계통(Letdown System)을 통한 방출
- 저압시, 잔열제거 안전방출밸브(RHR Safety Relief Valve)를 통한 방출

### ② 압력 증가 및 유지 방안

- CVCS계통을 통한 냉각재 주입
- 고압안전주입계통을 통한 냉각재 주입
- 가압기에 설치된 히터를 사용, 가압기 내 원자로냉각재의 포화온도 상승
- 저압시, 저압안전주입계통을 통한 냉각재 주입

## 3) 원자로 냉각재 재고량 제어(Reactor Coolant Inventory Control)

원자로 냉각재 재고량 제어기능은 노심 내 냉각재량을 일정한 수준으로 유지함으로써 노심 노출을 방지하는데 그 목적이 있다. 일반적으로 노심의 냉각재량 제어는 압력제어와 밀접한 관계를 가지는데, 원자로냉각재 계통으로부터 증기가 방출되어 압력이 낮아지면, 노심의 냉각재량은 감소되고, 반면 노심으로 냉각재 주입이 이루어질 경우에는 압력이 증가하게 된다. 원전 내 원자로 냉각재량의 증가 및 감소를 시킬 수 있는 방안으로는 다음과 같은 것들이 있다.

### ① 냉각재량 증가 방안

- CVCS를 통한 냉각재 주입
- 고압안전주입계통을 통한 냉각재 주입
- 저압시, 안전주입계통을 통한 냉각재 주입

## ② 냉각재량 감소 방안

- 가압기 압력방출밸브를 통한 증기 방출
- 정해진 압력 설정치에 따라 작동하는 가압기 안전밸브를 통해 증기방출
- 기타 배기 및 유출을 통한 방출
- 원자로냉각재 펌프의 밀봉 부위를 통한 방출

### 4) 붕괴열 제거(Decay Heat Removal)

원자로 냉각재 계통이 고온일 경우, 증기발생기를 이용하여 노심에서 발생하는 붕괴열을 제거할 수 있다. 증기발생기를 통한 냉각은 노심에서 증기발생기로 형성되는 자연순환(Natural Circulation) 유로에 의해 이루어지며, 제거된 열은 이차측 주증기 방출밸브(PORVs)나 주증기 안전밸브(SRVs)를 통해 대기로 방출된다. 이때, 증기방출로 인한 증기발생기 이차측의 손실유량은 보조급수계통을 통해 보충된다. 발전소를 저온정지상태로 가져가야 할 경우에 노심 내 잔열은 원자로 냉각재 계통의 압력과 온도가 잔열 제거 계통의 운전조건에 도달한 후, 잔열 제거 계통을 통해 제거된다. 잔열 제거 계통을 통해 제거된 열은 일차 기기냉각수 계통 및 해수 계통을 통해 외부로 방출된다.

#### (나) 안전정지 기능 선정범위 및 가정사항

내진적합성평가법에서는 내진 적정성 평가를 위해 선정해야 하는 기기목록으로 정상상태의 발전소를 안전정지시키는 과정에서 요구되는 모든 계통 및 기기들을 포함하도록 하고 있지만, 핵증기공급계통(NSSS, Nuclear Steam Supply System) 등은 분석범위에서 제외하도록 하고 있다. GIP 방법론에서의 안전정지 기기목록 작성시, 전체되는 가정사항, 기기 선정 조건은 다음과 같다. 가장 중요한 요건으로서 지진사건 발생 후, 72시간동안은 소외전원을 이용할 수 없다고 가정한다. 안전정지지진과 소외전원 상실 이외의 다른 사건들이 동시에 발생하지 않는 것으로 가정한다. 즉, 냉각재상실사건, 고에너지 배관파단(HELBs), 홍수, 태풍 및 사보타지(Sabotage)등의 사건이 지진사건과 동시에 발생하지 않는 것으로 가정한다.

만일, 지진사건에 의해 필수 안전기능수행을 위해 사용되어야 하는 기기가 이용불가능할 경우, 이를 대체 할 수 있는 경로나 기기들이 존재하는지를 확인해야 한다. 안전정지 기능을 유지하기 위해 운전원 조치가 필요한 경우, 해당 절차를 확인하여, 운전원 행위에 허용되는 시간 및 운전원이 적절한 훈련을 받고 있는지 확인해야 한다. 내진평가(Seismic Evaluation)를 위해 선정되는 기기에는 주로 다음과 같은 기기들이 포함된다.

- 안전정지기능을 수행하기 위해 작동 혹은 기기상태가 변경되는 기계, 전기

적인 능동(Active)기기들, 예를 들어 배터리, 배터리충전기, 변환기, 인버터와 같이 구동부가 없는 전기 기기

- 안전정지 기기의 작동에 필요한 계통 내 능동기기. 예를 들어, 전원공급, 제어, 냉각 및 유탄유계통 등
- 네 개의 안전기능을 수행, 유지하는 동안 필요한 계측기기
- 안전정지 경로에서 사용되는 탱크 및 열교환기
- 선정된 안전정지 기기의 전기케이블의 보조용 도관(Conduit), 케이블

다음 형태의 기기들은 내진평가에 고려되지 않는다.

- 소외전원 상실 시, 작동이 요구되지 않고, 적절한 상태를 유지하는 기기들
- 배관, 필터 및 전기관통 집합체 등의 수동 기기들
- 자체 구동하는 체크밸브 및 수동밸브
- NSSS 내 주요 기기 및 지지물과 이에 장착되는 기기들, 가령 원자로 압력용기, 핵연료 집합체, 원자로 내장용품, 제어봉 및 구동장치, 원자로 냉각재 펌프, 증기발생기, 가압기 및 원자로 냉각재 배관

끝으로 수동 및 전기구동 (Electrically-Powered Equipment) 기기나 전기 제어 기기들(Electrically-Controlled Equipment) 그리고 계전기 오동작시, 안전정지기능에 영향을 줄 수 있는 기기들은 계전기 평가를 위해 확인되어야 한다.

#### (다) 선정 절차

평가대상 계통 및 기기 선정 절차 내용은 다음과 같이 크게 세 가지로 구분할 수 있다. 첫 번째는 안전정지 기능을 수행하는 모든 경로를 조사하는 과정이며, 두 번째는 안전기능 수행경로를 중심으로 안전정지 기기목록(SSEL, Safe Shutdown Earthquake List)을 작성하는 과정이다. 마지막으로 세 번째는 내진평가가 필요한 최종 기기 목록을 작성하고, 이에 근거하여 평가 계전기 목록을 작성하는 과정으로 이루어진다. 이때 작성되는 기기목록은 앞에서 언급한 바와 같이, 평가대상 기기를 22개 부류로 구분하여, 선정된다. 다음에 나타난 선정절차는 GIP 보고서, Appendix A 내에서 제시하고 있는 18단계 안전정지기기 선정 상세 절차를 검토하여, 이를 다음과 같이 크게 다섯 가지로 요약한 것이다.

- 절차 ① : 안전정지경로 및 기기 확인
- 절차 ② : 보조계통 및 기기 확인

- 절차 ③ : 안전정지기기목록 작성 및 현장점검
- 절차 ④ : 계전기 오동작 기기목록 작성
- 절차 ⑤ : 발전소 운전부서의 검토

각 절차상의 수행내용은 다음과 같다.

#### 1) 안전정지경로와 관련 유체계통 및 기기 확인

상기 절차는 네 가지 안전정지기능, 즉, 원자로 반응도제어, 원자로냉각재 압력제어, 원자로 냉각재 재고량 제어 및 붕괴열 제거를 수행하는데 이용할 수 있는 여러 가지 안전정지 경로를 확인하여, 이를 중심으로 평가대상 기기를 22개 기기 부류로 구분하여 작성하는 과정이다. 이때 발전소의 배열은 정상운전 중인 상태를 고려하며, P&ID, 전기계통 단선도면 (Electrical System One-Line Diagram), 계측블록도면(Instrumentation Block Diagram) 등의 자료들을 사용할 수 있다.

#### 2) 보조계통 및 기기 확인

대부분의 안전정지 기기들은 원활한 동작을 위해 관련 보조계통의 지원이 요구된다. 따라서, 본 절차는 절차 ①에서 선정된 안전정지 기기의 작동에 필요한 보조계통 및 해당 보조계통에 요구되는 계통을 확인하여, 구성 기기들을 안전정지 기기목록에 포함시키는데 목적이 있다. 본 절차에서 검토되는 보조계통으로는 다음과 같은 것들이 있다.

- 공기조화계통(HVAC)
- 냉각수계통(Component Cooling Water, Service Water System)
- 제어계통(Instrument)
- 제어공기(Instrumentation Air)

#### 3) 안전정지기기 목록 작성 및 현장점검

본 절차는 안전정지 기기목록을 중심으로 현장점검을 수행하여, 최종 평가대상 기기목록을 작성하는 과정이다. 최종 평가대상 기기목록 내에는 안전정지 기기관련 계전기가 내장되어 있는 캐비닛과 판넬들도 포함되어야 하는데, 이러한 정보는 추후 계전기에 오동작 평가에 이용할 수 있다. 현장점검을 통해 확인해야 할 사항으로는 각 기기들의 발전소 내 실제 위치 확인, 안전정지 기기목록에 추가되어야 하는 기타 기기확인과 하나의 기기경계로 규정할 수 있는 기기들을 확인하여, 선별하는 업무가 포함된다.

#### 4) 계전기 오동작 관련 기기 목록 작성

내진성 평가를 위한 종합적인 기기목록이 작성되면, 계전기의 오동작으로 영향을 받을 수 있는 기기들을 확인하여, 계전기 평가대상 기기목록을 작성해야 한다. 본 절차에서 작성된 결과는 추후 계전기 평가를 위한 자료로서 활용된다.

#### 5) 발전소 운전부서의 검토

최종 안전정지 기기목록은 발전소 운전절차와의 일치성을 확인하기 위해 운전부서의 검토를 받아야 한다. 이는 실제 발전소의 운전원이 어떠한 안전정지 기기를 사용하여, 사고에 대응하는지를 비교함으로써 작성된 기기목록이 실제 발전소의 상태를 적절하게 반영하고 있는지를 확인하기 위한 절차이다.

### 나. 평가대상 계전기 선정 연계성

PSR은 안전에 중요한 기기에 대해 평가를 집중할 것을 요구하는 바, PSR 내진검증 실시 전에 최적의 평가 대상 기기를 선정하는 것은 매우 중요하다. 이를 위해 평가대상 계전기를 선정하는 절차를 다음의 방법론에 입각하여 검토하였다.

- PSA 방법
- NRC 방법
- EPRI 방법
- GIP 방법

각 방법별 평가 대상 계전기의 범주는 앞서 제시된 표 3.2.2와 같다.

#### (1) PSA 방법

지진 발생 시, 평가대상 계전기를 수행하기 위해서는 먼저 평가대상 기기로 선정된 각 기기와 연계된 계전기의 존재여부를 확인하고, 확인된 계전기의 기능 및 특성에 따라 최종 평가대상 계전기 목록을 작성하는 순서로 진행된다. 일반적으로 평가대상 계전기 선정은 계통 전문가나 전기분야 전문가에 의해 수행되며, 선정된 계전기에 대한 발전소 현장점검이 요구되기도 한다. 다음은 지진 PSA에서 적용되는 평가대상 계전기 선정절차를 나타낸다.

### (가) 평가대상 기기에 관련된 계전기 확인

평가대상 기기목록에 고려되는 기기와 연계된 계전기의 확인은 주로 전기단선도면(Single Line Diagram)이나 전기회로 도면(Electric Circuit Diagram) 등을 검토함으로써 이루어진다. 특히, 전기단선도면에는 각 전기 모선과 기기 사이에 설치되어 있는 계전기들의 정보가 잘 나타나 있기 때문에 평가대상 계전기 선정을 위한 기초 자료로 유용하게 사용할 수 있다. 이때, 평가대상 계전기의 확인은 지진평가 대상 기기 및 전기 모선 관련 차단기, 변환기(Transformer), 인버터, 배터리, 배터리 충전기 등의 작동과 관련된 모든 계전기들을 중심으로 이루어진다.

### (나) 계전기의 기능 및 고장영향 확인

각 기기와 관련된 계전기들이 확인되면, 이를 다시 계전기 고유 기능에 따라 분류해야 한다. 가령, 기기의 동작과 직접적인 관련이 없는 지시 및 경보관련 계전기들은 평가대상에서 제외하고, 과전류나 과전압 등으로부터 기기를 보호하기 위해 설치되어 오동작을 일으킬 경우, 해당 기기의 작동에 영향을 줄 수 있는 계전기들은 평가대상 계전기로 고려한다.

- 안전정지기기에 영향을 줄 수 있는 계전기 확인
- 계전기의 기능 및 고장영향 평가
- 지시 혹은 경보발생에 필요한 계전기 선별
- 전원 부하 모선의 차단기를 개방, 전원상실 유발
- 밸브 개방 혹은 닫힘 실패 유발
- 펌프 기동, 운전실패 유발
- 기타

### (다) 계전기 오동작의 운전원 회복조치 평가

일반적으로 발전소에는 비정상 또는 사고에 대응하기 위한 절차서가 갖추어져 있으며, 운전원들은 이에 따라 발전소의 상태를 확인, 필요할 경우 기기 회복을 위한 조치를 수행한다. 계전기의 오동작 발생 시에도 정해진 절차에 따라 기기를 리셋시키는 과정에서 계전기의 오동작이 회복될 수 있기 때문에 이에 대한 확인이 필요하다. 일반적으로, 계전기의 오동작은 주제어실, 또는 현장 캐비닛의 리셋 버튼을 눌러줌으로써 회복될 수도 있고, 혹은 해당 계전기가 설치된 캐비닛을 열어 별도의 회복조치를 수행해야 할 경우도 있다. 단순한 조치로써 계전기의 오동작이 회복될 수 있는 경우에는 이를 지진 사고추이 평가에 반영할 수



있으며, 그렇지 않은 경우에는 계전기 오동작 발생시, 해당 기기를 사용할 수 없는 것으로 고려한다. 본 과정은 평가대상 계전기 목록작성에는 필요하지 않을 수 있으나, 추후 지진사고 추이평가 과정에서 이용될 수 있기 때문에 지진 PSA 과정의 일부로써 수행이 필요할 수 있다.

#### (라) 최종 평가대상 계전기 목록 작성 및 문서화

상기 절차가 완료되면, 평가대상 계전기의 목록을 작성, 문서화해야 한다. 작성된 평가대상 계전기 목록과 관련 문서에는 지진취약도 담당자가 분석에 활용할 수 있도록 계전기 번호, 기능, 제작사, 설치위치 등의 관련 정보가 포함되어야 한다. 계전기의 설치위치 확인은 계전기가 실제 위치하는 전기 모선 관련 캐비닛 혹은 판넬을 확인하는 과정으로 동일한 계전기가 각기 다른 위치에 설치될 수도 있다. 계전기 목록에는 계전기 번호, 제작사, 기능, 관련계통 및 전원모선 등의 정보가 포함되어 있다.

### (2) NRC 방법

NRC 방법론에 제시된 계전기 평가에 대한 내용은 다른 방법에 비해 비교적 단순하게 제시되어 있다. NUREG/CR-4334를 보면, 위험도에 기여할 수 있는 계전기를 확인하고, 발전소를 안전모드로 복귀시킬 수 있는 운전원의 계전기 회복가능성을 평가해야 한다고 기술하고 있다.

NRC SMA 방법론은 원래 계전기 오동작을 위해 별도의 수행절차나 기준을 제시하고 있지는 않지만, NUREG-1407, “Procedure & Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events(IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”에서는 평가 대상 발전소가 USI-46에 해당하는 경우와 그렇지 않은 경우로 구분, 분석범위에 따라 IEEE에 제시되어 있는 계전기를 포함, GIP 방법이나 EPRI 방법 등을 적절히 선택, 적용하여 분석을 수행하도록 권고하고 있다. NUREG-1407에는 계전기 문제를 해결하기 위해 아래에 제시된 방법을 적용하도록 제시하고 있다. 본 절에서는 NRC방법에서 사용할 수 있는 방법으로 제시한 GIP 방법이나 EPRI 방법에 대해 별도의 설명은 기술하지 않았다.

### (3) EPRI 방법

EPRI SMA 방법론에서는 개별 기기에 대한 평가와 함께 별도로 계전기에 대한 평가를 수행하도록 권고하다. 분석방법에 있어서는 지진 PSA나 NRC SMA, GIP 방법과 큰 차이

는 없는 것으로 조사되었으며, 주로 안전정지를 저해할 수 있거나, 안전정지에 요구되는 기기에 영향을 줄 수 있는 계전기에 초점을 맞추어 계전기 평가를 수행하도록 하고 있다.

#### (가) 가정 사항

EPRI 방법론에서는 계전기를 크게 다음의 네 개 그룹으로 분류하고 있으며, 이 중 반도체식 계전기(Solid-State Relays)들과 수동구동 제어스위치(Manually operated control Switch), 모터구동밸브 구동부의 리미트-토크 스위치(Limit & Torque Switches on MOV actuators), 차단기내 피스톤 스위치(Piston Switches on Circuit Breakers), 전기회로 차단기(Power Circuit Breaker) 및 전원스위치 장치(Bulk Power Switching Devices) 등은 계전기 오동작 가능성이 없거나, 고유 내진능력을 보유하여 평가대상 계전기 목록에서 제외시킬 수 있다고 제시하고 있다.

#### (나) 선정 절차

EPRI 방법에서는 계전기 평가를 크게 두 가지로 구분하여 제시하고 있는데, 첫 번째는 계통 및 기기와 연계된 계전기의 확인 및 이의 기능검토를 수행하는 과정과 두 번째는 계전기의 오동작으로 인한 영향평가 및 선별과정으로 구분하고 있다. 지진으로 인한 계전기 오동작 평가의 목적은 계전기의 오동작이 기기의 상태나 동작에 영향을 주는가를 확인하고, 계전기 고유의 내진능력 검증 및 적절한 시간 내 운전원의 회복조치로 이를 원상태로 복귀시킬 수 있는가를 확인하는데 있다. 평가대상 계전기의 선정방법 및 절차는 다음과 같이 요약될 수 있다.

##### 1) 안전정지기능 관련 기기 및 계전기 목록 작성

성공경로논리도, 전기단선도면, 회로도면 등을 검토하여 발전소의 안전정지기능 수행과 관련된 기기 및 계전기 목록을 작성한다.

##### ■ 계전기별 연계된 기기 목록작성

##### 2) 목록에 포함된 계전기의 기능 및 오동작 영향 평가

##### ■ 계전기 오동작으로 인한 FMEA(Failure Mode & Effect Analysis) 수행

##### 3) 선별작업

다음의 선별절차에 따라 해당 계전기를 평가대상에서 선별한다.

- 계전기 고유데이터에 따른 선별(예: 계전기 제작자의 내진시험데이터)
- GERS(Generic Equipment Ruggedness Spectra)데이터에 따른 선별
- 계전기의 오동작 영향, 기능 및 종류에 따른 선별 (예: 지시, 경보 혹은 반도체식 계전기)

#### 4) 계전기의 선정 및 회복조치 가능성 검토

최종 평가대상 계전기를 선정하고, 이때, 선정된 평가대상 계전기의 오동작에 따른 회복조치 가능성을 함께 검토한다.

#### 5) 현장점검을 통한 확인

EPRI SMA 방법론에서는 현장점검을 수행, 현장 확인이 요구되는 계전기를 선정하도록 요구하고 있다. 이때, 확인되어야 하는 사항은 평가대상계전기의 실제 위치 및 도면과의 일치성 확인, 설치형태, 계전기가 설치되어 있는 캐비닛이나 판넬의 특성에 관한 정보들이다.

### (4) GIP 방법

GIP 방법론에서도 타 방법론과 마찬가지로 지진으로 인해 안전정지기능을 수행해야 하는 기기와 연계된 계전기가 오동작을 일으킬 경우, 해당 기기의 부적절한 작동, 정지 및 상태변화가 유발되어 안전정지기능이 저해될 수 있기 때문에 계전기에 대한 평가가 필요하다고 기술하고 있다.

평가대상 계전기의 선정은 기기 내진평가를 위해 작성된 평가대상 기기목록을 중심으로 모든 능동기기, 전기구동(Electrically-Powered)기기들과 연계된 계전기들을 확인함으로써 이루어진다. 상기 평가대상 기기와 계전기의 연계성 확인은 발전소 전기도면을 검토함으로써 확인할 수 있으며, 이때, 다음과 같은 가정사항을 적용하여 평가대상 계전기를 선정한다.

#### (가) 가정 사항

USI A-46 요건에 부합하는 계전기를 선정하기 위하여 다음과 같은 기본 가정사항이 전제된다. 이러한 가정은 분석의 편의와 효율적인 업무 수행을 위해 필수적인 사항이며 안전측의 결과를 유도하기 위하여 보수적으로 가정된다.

- 지진에 취약한 특정 계전기를 제외한 그 외 나머지 계전기는 지진에 의해 손상되지 않는다.
- 미검증된 계전기는 지진 발생시, 단시간의 강한 진동으로 인해 오동작을 일으키는 것으로 가정한다.
- 검토 대상 계전기에는 보조계전기, 보호계전기, 접속기, 제어 스위치 및 기타 계통제어와 관련된 회로 내 접속장치가 포함된다.
- 반도체식 계전기와 기계적 구동스위치는 지진에 대해 고유내진능력을 보유하고 있는 것으로 고려하여, 오동작에 대한 별도의 분석을 수행하지 않는다.

#### (나) 선정 절차

##### 1) 안전정지경로 계통과 기기의 확인

기존에 지진발생에 대비한 평가 대상 기기 목록이 작성되어 있다면, 본 절차는 생략될 수 있으며, 그렇지 않은 경우, 앞 절의 평가대상 기기 선정 방법과 동일한 절차에 따라 안전정지 기기를 확인하여야 한다.

##### 2) 안전정지에 필수적인 계전기의 목록을 확인

평가대상 기기가 확정되면, 평가 대상 기기의 동작에 영향을 줄 수 있는 계전기들을 확인하여야 한다. 예를 들어, 펌프나 전원모선의 차단기에 연계된 계전기가 있을 경우, 이들을 별도의 목록으로 작성하여야 한다.

##### 3) 계전기 오동작 영향 평가

앞에서 확인된 계전기가 모두 안전정지기기의 동작에 영향을 주는 것은 아니기 때문에 계전기의 기능 및 특성에 따라 내진적합성평가가 요구되는 계전기와 그렇지 않은 계전기를 구분해야 한다. 예를 들어, 가정사항에 기술된 바와 같이, 반도체식 계전기는 고유 내진능력을 보유하고 있는 것으로 가정하여 평가목록에서 제외시킬 수 있다. 또한, 원전에 적용된 파손안전개념 (Fail Safe Design)을 고려하여 계전기의 오동작으로 인해 기기가 오동작을 일으키더라도 발전소 전체의 안전정지 측면에서 영향이 없거나, 기기의 정해진 상태에 영향이 없다면 평가대상 계전기 목록에서 제외할 수 있다.

##### 4) 추가선별 및 현장점검

평가대상으로 선정된 계전기에 대하여 현장점검 및 자료 검토를 통하여 평가가 불필요한 계전기를 그 대상 목록에서 제거하는 과정이 필요하다. 추가선별 및 현장점검은 확인 가능한 모든 시험자료 및 고유데이터에 근거하여야 하며, 다음과 같은 자료가 이용될 수 있다.

- Generic Seismic Test Data
- Earthquake Experience Data
- Relay-specific Test Data

현장점검 과정은 평가대상으로 선정된 계전기가 설치된 위치 즉, 캐비넷이나 판넬 등을 확인하고, 이때 계전기가 설치된 방식, 설치 위치에서의 보강재 설치 여부 등도 확인되어야 한다. 뿐만 아니라, 발전소의 운전절차서나 운전원과의 면담 등을 통해 계전기의 오동작을 회복시키기 위한 운전원 조치 가능성도 함께 확인되어야 한다.

#### 다. 현장점검 연계성

##### (1) 평가 대상 기기의 연계성

앞에서 살펴본 바와 같이, PSA 방법, NRC 방법, EPRI 방법, GIP 방법에서 제시하고 있는 평가 대상 기기 선정절차는 각 방법론의 차이에도 불구하고, 결국 지진사건 발생 후 발전소를 안전정지 시키거나 이를 유지하는데 요구되는 계통을 중심으로 기기를 선정하도록 하고 있다. 다만, 평가대상 원전이 USI A-46의 적용을 받는 원전인가에 따라 초기 기기 선정 범위가 달라질 수 있으며, USI A-46 을 적용 받지 않는 원전일지라도 기존 PSA 모델을 활용하였는지, 혹은 단순한 성공 경로 논리도를 작성하여 기기 선정이 이루어 졌는지에 따라 고려되는 구조물이나 기기들이 달라질 수 있다. 그러나, 각 방법론의 수행목적이 필수 기기에 대한 내진성능평가라는 점을 고려해 볼 때, 상기 조건에 해당하여 선별되는 일부 기기나 구조물들을 제외한 대부분의 주요 평가 대상 기기들은 동일할 것으로 예상된다.

USI A-46 요건에서는 기본적으로 원자로 안전정지에 필요한 계통 내의 기기를 포함하도록 요구하지만, 이 외에도 안전정지에 필요한 계통의 기기는 능동 기기를 비롯하여 탱크 및 열교환기, 케이블 트레이, 도관 및 선로(Conduit raceway)가 포함된다. 20개 종별 기기에 대해서는 내진적합성평가를 위한 일반수행절차에서 제시하는 정형의 답사기록지(SEWS, Screening Evaluation Work Sheet)를 사용하여 실시하여야 하며, 검증받은 작성자와 승인자의 서명을 통해 비로소 유효한 내진검증 문서가 된다. 반면, Seismic IPE 요건에서는 노심에 영향을 미치는 기기에 대한 평가를 요구하는 바, 기본적으로 A-46 범주의 기기가 포함되고, 이에 추가하여 수동 기기, 주기기, 배관, 그리고 이들을 지지하는 구조물이 포함된다. 또한, SB-LOCA (Small Bore LOCA)를 완화시키는 데 필요한 기기가 포함되며, 격납건물의 내진성능평가가 요구된다.

Seismic IPEEE 요건을 만족시키는 두 가지 수행 방법론 중, 내진여유도평가법에서 고려하는 평가대상 기기는 확정적 방법으로서 USI A-46 요건에 따른 평가대상 기기와 매우 유사하다.

내진여유도평가법과 USI A-46 요건에 따른 평가대상 범위를 비교하여 보면, USI A-46은 IEEE 344 1975년도 이후 판에 따라 내진검증되지 않은 전 발전소에 적용된다. 반면, 내진여유도평가법은 상대적으로 지진성이 낮은 부지의 원전에 적용된다. USI A-46은 안전정지 기기에 제한되며, 여기에 능동 기계기기 및 능동 전기기기, 탱크, 열교환기, 케이블 트레이 및 전선관로가 포함된다. 내진여유도평가에서 고려되는 평가 대상 범위는 USI A-46의 대상 범위와 동일하며 다만, 수동 기계기기 및 주기기, 배관, 격납건물 및 구조물이 추가된다. 요컨대 개별 요건에서 특별히 고려되는 일부 기기를 제외하면, 상당량의 설비가 중복됨을 알 수 있다.

기기의 선정 요건은 USI A-46의 경우, 모든 능동기기에 대해 다중성(Redundancy)을 확보한 단일 안전정지 경로의 기기를 선정하거나 혹은 두개의 안전정지경로 내의 기기가 선정되며, 단일 능동 고장이 가정된다. 반면 내진여유도평가 요건에 따르면, 두 개의 독립된 안전정지경로가 선정된다. 파손 발생시 노심손상으로 이어지는 설비도 추가된다.

설비의 내진성능을 소위 '파손내력 평가법'이라는 확정적 평가법을 사용한다. 이에 반해 지진 PSA에서는 확률적 방법에 기초한 지진취약도 방법을 사용하고 있다. 지진취약도 내진 적합성평가법과 매우 유사하다.

## (2) 평가대상 계전기 연계성

상기의 각 방법론에서 제시된 평가대상 계전기 선정절차는 모두 안전정지를 위해 필요한 기기를 중심으로 수행된다는 점에서 동일하며, 주로 평가대상 기기목록의 범위에 영향을 받게 된다. 따라서, 선정된 평가 대상 기기의 범위가 크게 차이가 나지 않을 경우에는 그 결과도 거의 동일할 것으로 예상된다.

NUREG-1407에 제시된 계전기 평가 방안은 다음과 같다.

- 우선적으로 고진동수 영역에 민감한 계전기 목록을 작성한다.
- 이중 높은 HCLPF값을 가지는 계전기들을 분석대상에서 선별, 제거한다.
- 선별되지 않고 남아 있는 계전기들은 RLE(Review Level Earthquake)에서 오동작을 일으킨다고 가정한다.
- 계속적인 평가가 필요한 계전기 중, 고진동수 영역에서의 오동작에 취약하지 않은 전기회로로 입증되거나, (운전원에 의한) 오동작 회복가능성이 있거나 오경보관련 계전기들을 선별제거한다.

- 최종적으로 선별되지 않은 계전기들은 고진동수 영역에 민감하지 않은 계전기로 대체한다.

A-46 범주의 계전기는 안전정지 계통 및 그 보조계통과 관련된 계전기가 해당된다. 현장점검이 필요한 계전기는 떨림 현상으로 인해 과도 상태를 유발하는 계전기와 수은계전기와 같은 Bad Actor Relay이다. 이들 계전기에 대해서는 일반수행절차의 부록 G에 준한 상세 평가가 실시된다.

A-46 범주에 포함되는 Seismic IPE 범주의 계전기는 일반수행절차에 따라 평가를 실시한다. 또한 A-46 범주 외의 모든 계전기는 Bad Actor Relay만 평가한다. Seismic IPE 방법론 중 지진 PSA에 포함되는 계전기의 경우, 내진여유도평가법의 절차에 따라 실시한다.

### (3) 현장점검 연계성

각 요건에 따라 선정된 평가 대상 기기 계전기의 상당수가 USI A-46 요건과 Seismic IPEEE 요건에 공통적으로 포함되므로 현장점검 중 두 요건에 대한 연계가 고려되어야 한다.

지진 PSA에서는 내부사건 분석이 전제되어야 하며, 내부사건 분석 결과를 토대로 지진사건 관점에서 본 기기를 추가하게 된다. 평가 대상 기기는 대부분이 안전관련 기기들로서 품질보증 절차에 따른 양질의 설계자료를 이용할 수 있다는 데 의의가 있다.

우리 나라의 경우, 허용하는 노심손상빈도의 수준은  $10^{-5}$ 이다. 목표 노심손상빈도를 만족시키지 못한다고 판단되는 경우, 안전에 중요한 기기에 영향을 줄 수 있는 비안전등급 기기도 모델에 포함된다. 그러나, Seismic IPE 요건에 깔린 기본 정신은 평가 자체가 비용-편익에 근거하여야 한다는 것으로서 최적의 평가대상 기기가 선정되도록 주의하여야 한다.

PSA 기법을 사용하여 평가 대상 기기 선정할 경우, 분석가의 역할이 특히 중요하다. 지진 PSA는 근본적으로 해석에 기초한 평가법이므로 명시적으로 규정한 현장점검 절차가 없다. 그러나, 현장점검의 중요성이 인식됨에 따라 내진여유도평가법에 준한 현장점검을 실시토록 하고 있다.

지진 PSA 방법에서 채택하고 있는 지진취약도 분석법은 주로 해석에 근거한 평가법으로서 현장과 무관하게 진행되어 왔다. 이후 현장점검의 중요성이 부각되면서, 내진여유도평가법에서 정한 현장점검 기법을 사용하도록 요구하고 있다. 지진취약도방법은 애당초 현장점검을 고려해서 개발된 평가법이 아니므로 이러한 태생적 한계 때문에 아직까지도 지진취약도 고유의 현장점검 절차는 개발되지 않고 있다.

반면, 내진여유도평가법은 현장점검에 근거한 평가법일 뿐만 아니라 평가 과정이 일련

의 선별제거과정으로 구성되므로 그 연계성이 매우 탁월하다. 이러한 절차는 내진적합성평가법과 매우 유사하므로 내진여유도평가법에서 요구하는 현장점검 절차는 고유의 절차 외에도 내진적합성평가법에서 사용하는 현장점검 절차를 준용하여 사용할 수 있도록 하고 있다. 다만, 내진여유도평가법을 사용할 경우, 지진에 의해서 유발될 수 있는 화재 발생 여부 및 침수 발생 여부가 추가로 평가되어야 한다.

## 라. 내진성능평가 연계성

확률적 지진취약도분석법, 확정적 파손내력평가법, 내진적합성평가법은 상호 긴밀한 관계를 가지므로 이들의 연계성 평가 기법의 개발은 매우 효과적이다. 우선 내진적합성평가법과 지진취약도분석법의 연계성을 검토한 후, 내진적합성평가법과 파손내력평가법의 연계 평가 절차에 대한 내용을 기술한다. (표 3.2.3 참조)

### (1) 내진적합성평가법 및 지진취약도분석법 연계성 검토

지진취약도분석법은 내진안전성평가를 위해 Seismic IPE에서 제시한 두 가지 방법론 중의 하나이다. 그러나, 지진취약도분석법과 내진적합성평가법 간의 연계 수행 사례는 없으며 다만, 고리 1호기 모델 원전인 키와니 원전의 경우에, 두 기법이 개별적으로 적용되어 연계 평가에 대한 참고자료로서의 가치가 떨어지고 있다. 따라서, 지진취약도분석법과 내진안전성평가절차 간의 연계 수행 유효성에 대한 판단을 위해 각종 문헌에 산재한 개별 평가 사례의 내용을 검토하고, 과거 내진안전성평가 수행 경험에 근거하여, 국내 여건을 감안하여 두 방법론간의 연계성을 찾고자 한다.

#### (가) 입력 지진

지진재해도평가는 지진 PSA에서 매우 중요한 역할을 담당한다. 지진재해도 곡선은 지질 조사 및 계측 결과와 이에 근거한 전문가 판단에 따라 작성되며, 지진 PSA는 다양한 수준의 지반 가속도 값이 평가에 고려된다. 따라서, 어느 방법론보다도 고려하는 입력지진의 크기 및 범위가 광범위하다. 한편, 지진취약도분석법에서 사용하는 평가 지진은 메디안 입력 지진이며, HCLPF 결과에는 구해진 메디안 값에 대한 불확실성 및 랜덤성이 포함된다. 반면, 내진적합성평가법에서 요구하는 입력지진은 84% 비초과확률 스펙트럼으로 정의되며, 파손내력평가법에 직접적으로 이용된다.



#### (나) 선별 제거 기준

지진취약도분석법과 내진적합성평가법에서 사용되는 평가지진의 크기가 서로 다르므로 기기 선별 기준에서 큰 차이가 난다. 영광 부지의 경우, 노심에 영향을 주지 않는 기기의 지반 가속도 내력은 0.65g로 알려져 있다. 따라서, 0.65g 이하의 지반가속도 내력을 가진 설비에 대해서는 선별이 불가능하며, 정량적인 평가가 필요하다. 한편, 내진적합성평가법은 각 단계가 선별제거 절차로 이루어져 있으며, 특히 한계스펙트럼(Bounding Spectrum)에 대한 지반응답스펙트럼의 비교 혹은 층응답스펙트럼과 기기내력스펙트럼의 비교를 통하여 선별제거가 가능하다.

#### (다) 평가 방법론

지진 PSA에서 채택한 개별 설비의 내력평가 기법은 지진취약도분석법으로서 근본적으로 확률론적 평가가 요구된다. 여기에는 메디안 내력의 평가뿐만 아니라 재료 물성치 및 해석과정 상의 불확실성, 입력지진이 내포하고 있는 고유한 랜덤성에 대한 평가 절차가 수반된다. 이에 반하여 내진적합성평가법은 확정적 방법을 취하고 있어 평가 방법론간에 심한 차이를 보이고 있다.

#### (라) 설계 자료

Seismic IPE와 USI A-46 두 기법의 동시 적용이 요구되는 국내 원전은 고리 1호기, 고리 2호기 및 월성 1호기이다. 그러나, 우리 나라 원전 산업 초기 턴키 방식에 의한 계약과 기술자료 관리체계의 부재로 상당량의 설계 문헌이 부족한 실정이다. 지진취약도분석법에서 요구하는 불확실성의 평가에는 상세한 설계 자료의 확보가 필수적인 바, 국내 A-46 원전과 같이 초기 설계자료가 부족한 원전에는 그 적용이 사실상 불가능할 것으로 판단된다. 적용 가능하다 할지라도 보수적인 가정에 따라 계산 결과에 높은 불확실성을 주게 되어 최종 노심손상빈도는 과대 평가될 가능성이 높아 현행 목표 기준인  $10^{-5}$  노심손상빈도를 만족시키지 못할 것으로 예상된다. 덧붙여, 지진재해도평가 결과에 내재된 과도한 불확실성 문제가 미해결 과제로 남아 있는 상황에서 지진취약도분석법의 적용은 그 타당성을 상실한다.

## (2) 내진적합성평가법 및 파손내력평가법의 연계성

파손내력평가법은 지진취약도분석법과 함께, Seismic IPE에서 제시한 두 가지 방법론 중의 하나이다. 내진적합성평가법과 파손내력평가법의 연계 탁월성은 Hatch 원전 1호기의 적용 사례 (EPRI NP-7217-SL)[3.2.20]에서 이미 입증된 바 있다. 특히, 두 방법 모두 현장 점검에 근거한 확정적 평가법으로서 확률적 해석에 의존하는 지진취약도분석법보다는 연계성 여지가 많다. 여기서는 내력 평가 단계에서의 상호 연계성을 알아보고자 한다.

### (가) 입력 지진

확정적 파손내력평가법은 부지의 상세한 지진재해도 특성과 무관하게 수행될 수 있다. 다만, 구체적인 평가에 앞서, 대상 부지의 심사기준지진 (RLE, Review Level Earthquake)이 설정되어야 한다. 심사기준지진은 크게 설계지진, 0.3g 지진 및 0.5g 지진으로 대별되며, 0.3g 지진 및 0.5g 지진 수준에 대해 선별기준이 제시되어 있다. 한편, 내진적합성평가법에서는 한계스펙트럼을 선별기준으로 사용하고 있어, 한계스펙트럼이 심사기준지진을 포괄한다면 두 방법의 연계성이 유효하게 된다. 국내 부지의 경우, 심사기준지진으로서 0.3g가 타당할 것으로 추정되며, 한계스펙트럼이 심사기준지진을 포괄하므로 입력지진에 대한 연계성 요건이 충족된다.

### (나) 선별 제거 기준

내진적합성평가법과 확정적 파손내력평가법 간의 입력 지진은 서로 다르나, 두 방법 모두 설비의 기능성 혹은 구조적 건전성 내력으로서 한계스펙트럼을 이용하므로, 이 수준의 지반응답스펙트럼을 포괄하는 한, 두 방법의 연계성은 매우 높아진다. 국내 부지의 경우, 심사기준지진이 잠정적으로 0.3g로 추정되고 있어 두 방법의 연계성이 뛰어난 경우에 해당된다.

그러나, 설비의 정착단 내력에 대한 두 방법의 허용 내력이 서로 다르므로 이 부분에 대한 연계성을 파악하기 위해서는 다음과 같은 기준을 수립하여야 할 필요가 있다.

- 서로 유사한 정착 시스템을 그룹화 하여 각 그룹별 정착단 내력을 계산하고, 그 하한 포괄 값을 선정한다.
- 각 그룹별 정착단 내력에 대해 Seismic IPE 요건에 따른 기기 내력을 구하고, 이에 대비한 입력 지진하중의 비율을 계산한다.
- 각 그룹별 정착단 내력에 대해 USI A-46 요건에 따른 기기 내력을 구하고,

이에 대비한 입력 지진하중의 비율을 계산한다.

- 두 요건에 따라 계산된 기기 내력 대비 지진하중의 비에서 가장 큰 비율을 보이는 요건이 해당 설비의 파손을 지배하는 요건으로 간주된다.
- Seismic IPE 범주의 기기에 대해 USI A-46 요건을 적용하여 선별제거될 수 없는 경우, Seismic IPE 요건에 따라 평가를 실시한다.

#### (다) 현장점검

Seismic IPE 범주 기기에 대해 내진적합성평가법에 따라 현장점검을 수행할 경우, 충족되어야 할 몇 가지 전제 사항이 있다. 가장 중요한 전제사항은 응답스펙트럼에 주어지는 제한조건이다. 즉, 기기 지진경험데이터베이스, 기기 시험검증데이터베이스, 그리고 한계스펙트럼으로 정의된 기기내력스펙트럼이 전 진동수 구간에서 입력지진스펙트럼을 포괄하여야 한다. 또한, 기기 지진경험데이터베이스 및 기기 시험검증데이터베이스를 사용할 수 있도록 기기 종별 전제사항 (caveat)이 만족됨을 확인하여야 한다. 기기 정착단의 평가에 있어서 내진적합성평가법에 기술된 기술적 내용들이 타당성을 가지기 위해서는 기기 정착단의 내력, 앵커 설치상태, 그리고 기기 하부 베이스플레이트의 강성이, 작용하는 지진하중을 견딜 수 있음이 보장되어야 한다. 인접한 기기나 배관 그리고 구조물들은 그들의 파손이 주변 안전관련 기기의 기능에 영향을 주지 않음이 확인되어야 한다.

한계스펙트럼이 평가지진(Seismic Margin Earthquake)을 포괄한다는 상기의 조건이 만족되면, A-46 범주와 Seismic IPE 범주에 공통적으로 포함되는 기기는 내진적합성평가법에 따른 현장점검을 우선적으로 실시하며, 이때 일반수행절차 (GIP) 부록 G에 제시된 현장점검기록지 (SEWS, Screening Evaluation Work Sheet)를 사용하되, Seismic IPE 요건을 추가하여야 한다. 추가되는 항목은 지진이 유발하는 화재 발생 여부와 지진이 유발하는 침수 유발 여부이다. 나머지 A-46 범주에만 포함되는 기기는 내진적합성평가법에 따른 현장점검만을 실시하고, Seismic IPE 범주 기기는 확정적 파손내력평가법에 따른 현장점검을 실시하는 등 개별 요건 혹은 절차를 적용하면 된다.

현장점검로부터 입수되어야 할 설계 정보는 다음과 같은 총 14개 항목이다.

- 기기 특성
- 정착단 유형
- 정착단 크기 및 위치
- 설치 적절성 여부 (주로 가해진 토크력의 확인)
- 문힘 깊이
- threaded anchor의 이격거리(gap)

- 앵커볼트 간격
- 연단 거리
- 콘크리트 강도 및 상태
- 콘크리트 균열 위치 및 크기
- 캐비넷상의 필수 계전기 설치 여부
- 기기 베이스 플레이트의 강성도 및 프라이 작용
- 기기 베이스 플레이트의 강도와 하중 경로
- 문힘 철근과 콘크리트 페드

또한, 정착단에 발생하는 지진하중을 결정하기 위해 다음과 같은 기기 특성이 파악되어야 한다.

- 기기 질량
- 질량 중심 위치
- 기기 고유 진동수
- 기기 감쇠비
- 전도모멘트에 의한 기기 회전 중심

#### (라) 평가 방법론

ASME Section III는 원전에 사용되는 압력용기의 설계 기준인 바, 네 단계의 사용 조건을 제시하고, 각각의 사용 조건에 대해 허용응력을 규정하고 있다. 압력용기의 경우, 지진하중에 대한 설계 허용기준은 level D 조건의 허용기준으로서 파손내력평가법과 내진적합성평가법이 서로 동일하다. 그러나 파손내력평가법과 내진적합성평가법의 가장 큰 차이점은 사용하는 비탄성 거동에 따른 허용기준에서 나타난다. 즉, 파손내력평가법은 재료의 비탄성 거동을 허용하는 반면, 내진적합성평가법에서는 제한된 범위 내에서 재료의 비탄성 거동을 고려하기도 하지만, 기본적으로 탄성 거동을 전제로 한다. 이는 설계 조건과 동일한 허용기준으로서, 보다 더 보수적인 평가 결과를 유도한다. 한편, 파손내력평가법에서 최소 비탄성 거동에 따른 내력 증가량을 탄성 내력의 1.25배로 간주한다. 또한, 셀형 확장 앵커의 경우, 파손내력평가법에서 사용하는 안전율은 3인 반면, 내진적합성평가법에서 사용하는 안전율은 4로서 더욱 보수적이다.

비록 두 방법의 허용기준이 상이하다 할지라도 여전히 두 방법의 접근 방법이 확정적인 평가법에 따른다는 점에서 여타 다른 방법과 비교될 수 없을 정도로 높은 연계성을 제공하고 있다.

## (마) 설계 자료

국내 USI A-46 적용 대상 원전이 모두 고유 설계 자료가 부족하다는 사실은 이미 앞서 언급한 바와 같다. 비록 파손내력평가법이나 내진적합성평가법 모두 기본적인 설계자료를 필요로 하나, 이 방법들의 설계자료에 대한 종속성은 여타 방법에 비해 크지 않다. 이는 두 방법 모두 과거 지진경험 데이터에서 추출한 내력을 사용할 뿐만 아니라, 나아가 현장점검을 통한 기기 선별제거과정에서 전문가의 주관적 판단에 크게 의존하기 때문이다. 따라서, 두 방법은 평가자의 자질이 매우 중요한 인자가 된다.

## 마. 내진검증 연계 수행 절차

### (1) 해외 수행 사례

Hatch 1호기 원전은 1960년대 말부터 1970년대 초에 걸쳐 설계, 건설된 USI A-46 적용 대상 원전이다. Hatch 1호기 원전에 대해 USI A-46과 Seismic IPE가 동시 수행되었으며, Seismic IPE 수행 방법으로서 내진여유도평가법을 사용하였다[3.2.20]. Hatch 1호기 원전의 SMA 결과와 Catawba 원전의 SMA 결과를 토대로 SMA 기법이 최종 개발되었으며, 그 결과를 반영하여 EPRI NP-6041을 발행하였다.

### (가) 입력지진

설계 입력 지진동으로 1호기는 Housner형 스펙트럼을 사용하였고, 설계 최대지반 가속도는 수평방향으로 0.15g이다. 이들 지반응답스펙트럼은 자유장 지표면에 정의되었으나, 실제 SSI 해석 수행시에는 각 구조물 기초에 정의하여 사용하였다. Seismic IPE와 USI A-46의 연계 평가를 위하여 두 요건에 포괄하도록 SSE보다 보수적인 SME를 평가 지진으로 사용하였다.

### (나) 지진응답 재해석 실시

Hatch 1호기 원전의 경우, 설계 당시의 지반-구조물 상호작용해석 과정에 과도한 보수성이 발견되었고, 이에 따라 설계 총응답스펙트럼이 극히 보수적인 것으로 밝혀졌다. 더군다나 Housner형 스펙트럼이 가지는 평균 증폭계수에 근거한 비례평가법 (scaling approach)의 부적절성을 밝히고, 내진설계해석 과정에 내재된 보수성을 배제하기 위해 미국 NRC의

승인하에 지진응답 재평가가 실시되었다.

#### (다) 현장점검 및 선별기준

USI A-46 입력지진을 포괄하는 SME 입력 지진을 사용함으로써 두 기법의 연계 수행을 위하여 우선적으로 USI A-46 요건에 따른 GIP 답사기록지를 사용하였다. 특히, 답사 기록지에 Seismic IPE 요건을 반영하여 지진-유발 홍수 및 지진-유발 화재에 대한 검토 사항을 보완하였다.

필수 계전기는 두 요건에 모두 포함되는 평가 대상으로서 동시 답사가 이루어졌다.

내진 평가시에 가장 중요한 부분은 기기 기초 시스템의 건전성을 확인하는 것이다. 0.3g SME의 경우, USI A-46과 Seismic IPE 요건을 동시에 충족되는 EPRI NP-5228에 따른 정착단 답사가 실시되었다.

아울러 EPRI NP-6041에서 제시하는 선별기준을 적용하여 구조물에 대한 선별제거를 실시하고, USI A-46 추가 요건을 적용 받는 기기에 대해서는 별도의 답사가 이루어졌다.

#### (2) 내진검증 연계평가 절차

지금까지 평가대상 기기, 평가대상 계전기, 그리고 내진적합성평가법과 확률적 지진취약도분석법간의 연계성, 그리고 내진적합성평가법과 확정적 파손내력평가법간의 연계성을 검토하였다. 검토 결과, 평가대상 기기 및 평가대상 계전기에서 상당한 연계성이 존재함을 확인하였고, 아울러 내진적합성평가법과 확정적 파손내력평가법간의 연계성이 다른 연계 방법에 비해 탁월한 것으로 파악되었다. 본 절에서는 상기의 연구, 검토 결과를 반영하여 내진적합성평가법과 확정적 파손내력평가법간의 연계 수행 절차를 기술하고자 한다.

#### (가) 응답스펙트럼 포괄 조건 만족

기본 전제사항의 하나는 주요 진동수 구간에서 한계기기내력스펙트럼이 해당 부지의 지반응답스펙트럼을 포괄하여야 한다는 것이다. 여기서, 지반응답스펙트럼은 심사기준지진을 말하며, 우리 나라 부지에서 예상되는 심사기준지진은 최대지반가속도가 0.3g이다. 0.3g의 평가지진의 타당성 여부는 본 역무 밖이나 0.2g의 SSE로 설계된 원전의 경우, 0.3g의 평가지진은 타당한 것으로 알려져 있다. 0.3g의 평가지진을 가정했을 경우, 심사기준지진은 설계지반응답스펙트럼을 포괄하며, 한계기기내력스펙트럼에 의해 포괄된다. 그림 3.2.2는 국내 USI A-46 원전 부지에 적용되는 지반응답스펙트럼을 도시한 것이다.

#### (나) 일반수행절차 전제사항 만족

선별평가 단계에서 일반수행절차에서 기술하고 있는 전제사항들을 개별 기기와 비교함으로써 내진적합성평가법의 적용 타당성을 입증하여야 한다.

상기와 같이 주요 진동수 구간에서 한계기기내력스펙트럼이 해당 부지의 심사기준지진을 포괄하고 심사기준지진 역시 설계지반응답스펙트럼을 포괄함이 입증되었다면, 다음의 절차에 따라 평가를 실시한다.

#### (다) 현장점검

보다 빠르고 효과적인 평가를 위하여 현장점검을 통한 선별제거 절차가 필요하다. 이를 위해 시공 도면이나 앵커 사양서를 검토한 후, 정착단 유형별 내력의 하한 포괄치를 계산한다. 평가에 사용할 입력지진에 의한 최대 발생 하중을 계산한다. 이렇게 계산된 하중 기준을 만족하는 정착단은 더 이상의 평가가 필요치 않으며, 선별제거가 가능하다. 예를 들어, 심사기준지진에 의한 스펙트럼 가속도에 의해, 수직 압력용기에 발생하는 최대 볼트 인장 하중을 계산한 후, USI A-46 요건에 따른 앵커 볼트 인장강도와 비교하는 일련의 절차를 수행하면, 현장점검 중에 상당수의 기기를 선별제거 할 수 있다. 더군다나, 여러 정착단 유형에 대한 일반적인 평가 결과를 가지고 있으면, 어느 요건이 지배적인지를 파악하는 데 도움이 된다.

내진적합성평가법과 확정적 파손내력평가법에서 사용하는 입력 지진이 서로 다르고, 두 기법에서 요구하는 정착단 내력에 대한 허용 기준이 서로 다르므로, 연계 평가를 위한 선별 기준의 수립이 필요하다.

우선, 서로 유사한 정착 시스템 별로 그룹화 하여 정착단 내력의 하한 포괄 값을 선정한다. 이를 위해 기기 정착단 표준도면이 필요하다.

다음, Seismic IPE 요건에 따른 기기 내력 대비 입력 지진하중의 비율을 계산하고, 아울러 USI A-46 요건에 따른 기기 내력 대비 입력 지진하중의 비율을 계산한다. 두 요건에 따라 계산된 기기 내력 대비 지진하중의 비에서 가장 큰 비율을 보이는 요건을 평가 대상 기기의 지배적인 요건(우세 요건)이 된다. 만일, 우세 요건에 따라 기기 성능평가를 실시한 결과, 목표 성능을 만족시키지 못한다면, 개별 요건을 각각 적용하여 성능을 재평가하여야 한다.

## 바. 예외기기의 내진적합성평가 사례연구

TMI 1호기, 대만 진산 1호기는 A-46 원전으로서 미국 SQUG가 개발한 내진적합성평가를 실시하였다. 본 절에서는 내진적합성평가 실시 결과, 도출된 예외기기의 종류와 그 처리 방법을 검토하였다.

### (1) TMI 1호기 평가 사례

현장점검 기록지로서 일반수행절차 개정 2에서 제시하고 있는 현장점검 기록지, SEWS (Screening Evaluation Work Sheet)를 사용하였다. TMI 1호기의 경우, 설계해석 당시, 충응답스펙트럼이 극히 보수적으로 평가되어 지진응답재평가를 실시하였다. 보수성의 원인은 토층 지반의 모델링에 기인하며, 지반-구조물 상호작용효과를 고려한 지진응답해석을 수행함으로써 구조물 응답의 보수성을 획기적으로 저감하였다. 이 해석 결과를 이용해서 기기에 가해지는 입력지진하중을 결정하였다.

내진적합성평가 결과, 총 250여 개의 예외기기가 발견되었으며, 이 예외기기가 가지고 있는 내진상 문제점들을 약 46개 유형의 해법으로 해결하였다. 기기 본체가 교체된 경우는 없는 것으로 확인되었으며, 대부분의 예외기기는 재해석 및 내진 보강을 통하여 해결하였다. 다만, 예외기기로 분류된 10여 개의 계전기는 교체되었고, 이중 6개는 시험검증을 통하여 해결하였다.

해의 출장을 통하여 내진적합성평가 결과 예외기기로 선정된 스위치기어와 변압기 캐비닛의 평가 사례를 입수하여 이를 검토하였다.

변압기는 변압기 캐비닛 내부에 장착된 중량물로서, 부적절한 정착단이 문제점으로 지적되었는 바, 그 전도 가능성에 대한 평가가 실시되었다. 변압기 캐비닛은 길이 92", 깊이 48", 높이 90"의 치수를 가진다. 5.6 kip 중량의 변압기는 두 개의 채널 단면에 볼트 정착되어 있고, 이 채널을 가로질러 두 개의 앵글 형강이 지나가고 형강의 양단은 외함(enclosure) 프레임에 연결되어 있다. 따라서, 앵글 지지보의 수직방향 진동수가 지배적인 진동모드로 파악되어 이에 대한 진동수를 평가하였다(약 20Hz). 변압기 코어 및 코일 질량과 외함의 질량, 그리고 터미널 체임버의 질량을 별도로 구하였고, 내진해석 결과로부터 얻은 스펙트럴 가속도를 가하여 전도모멘트를 계산하였다. 저항 모멘트는 수직 응답의 효과를 고려하여 평가하였다. 평가 결과, 전도에 대한 안전율은 1.1로서 안전한 것으로 나타났다.

### (2) 대만 진산 원전 평가 사례

대만 진산 원전의 경우에도 TMI 원전과 마찬가지로 현장점검 기록지로서 SEWS



(Screening Evaluation Work Sheet)를 이용하였다. 설계해석 당시 층응답스펙트럼이 극히 보수적이므로 평가되어 지진응답재평가를 실시하였다. 과거의 지진응답해석모델에서는 지반-구조물 상호작용 효과를 적절히 반영하지 못하여 지반-구조물 상호작용 효과를 고려한 최적 응답을 도출하였고, 이에 따라 구조물 응답의 보수성을 획기적으로 저감하였다. 대부분의 예외기기는 재해석을 통하여 해결되었으나, 재해석에도 불구하고 목표 내력을 가지지 못하는 예외기기는 총 39개로 나타났다. 그 가운데 18개의 예외기기는 그 본체를 교체하였고, 10개의 예외기기에 대해서는 활동 방지 설비를 부착하는 등 내진보강을 실시하였다. 2개의 계전기는 최초 설치 위치를 변경하여 재 설치함으로써 해결하였다. 진산 원전의 경우, 구체적인 예외기기 평가 사례를 입수하지 못하였다.

### 3. 입력지진운동

#### 가. 일반사항

입력지진운동의 작성은 지진응답해석모델 구축에 있어 시간이력해석을 수행하기 위해 우선적으로 작성되어야 한다. 그리고 작성된 입력지진운동의 최대 수평지반가속도 값은 안전정지지진(SSE)에 대해서 0.2g, 운전정지지진(OBE)에 대해서는 0.1g이다.

이 연구과제에 포함된 지진응답해석 모델 구축은 수평방향 응답에 대해서만 고려한 해석모델로써, 수직방향 응답에 대해서는 고려하지 않도록 한다. 설계지반응답스펙트럼(DGRS)은 미국 원자력위원회 규제지침서 1.60에 따르며, 안전정지지진 최대지반가속도(0.2g)에 크기를 조정된 미국 원자력위원회의 설계응답스펙트럼 세로축 값이 표3.2.4에 나타났다. 감쇠율 1%에 대한 응답스펙트럼 세로축 값은 0.5%와 2% 감쇠 응답스펙트럼 사이의 보간치에 의해서 얻어졌고, 2%와 5% 감쇠 응답스펙트럼 보간치에 의해 3%와 4% 감쇠 응답스펙트럼 값을 얻었다. 설계응답스펙트럼의 값은 그림 3.2.1에 나타냈으며, 2개의 수평방향성분(EW,NS)으로 구성된 가속도시간이력은 인위적인 수치해석방법으로 작성되었다.

#### 나. 설계가속도 시간이력

수평방향성분(EW, NS)으로 구성된 단일가속도 시간이력은 앞 절에서 언급한 바와 같이 수치해석법으로 인공적으로 작성되며, 각 가속도시간이력의 총 지속시간은 24초이고, 약 9초의 강지진동과 시간간격은 0.005초이다. 이들 파라미터 값은 6초와 15초 사이의 강지진동과 총 지속시간이 10초에서 25초를 제시한 미국 원자력위원회 표준안전심사지침(SRP)의 규제조건을 만족하고 있다. 그림3.2.3과 그림3.2.4는 각 방향별로 규제조건을 만족하는 인공지진의 시간이력을 나타내고 있으며, 시간이력의 최대가속도값은 표3.2.5와 같다.

## 다. 규제 요건 검토

미국 원자력위원회 표준안전심사지침(SRP) 3.7.1장에 따라, 각 계산된 설계시간이력의 응답스펙트럼은 설계응답스펙트럼을 포괄하여야만 한다. 추가적으로 시간이력은 목표PSD 함수에 적절하게 접근해야하는 요건을 만족해야만 한다. 지진해석을 위해서 시간이력해석법이 수행되고 지진운동의 세방향 성분이 동시에 적용되어질 때, 지진운동은 미국 원자력위원회 표준안전심사지침(SRP) 3.7.2장의 요구기준에 따라 통계적으로 독립적이어야 한다.

시간이력의 통계적 독립성은 ASCE 4-86에 제시된 기준에 따라 상호상관계수를 계산함으로써 검토된다.

### (1) 설계응답스펙트럼 포괄요건

응답스펙트럼의 포괄요건[3.2.4]은 다음과 같다.

- 자유장에서 사용되는 설계시간이력의 응답스펙트럼은 응답해석에 사용되는 모든 실제 감쇠값에 대해서 자유장 설계응답스펙트럼을 포괄해야만 한다.
- 작성된 시간이력으로부터의 스펙트럼 값을 계산할 때 스펙트럼 값이 결정되는 진동수 구간은 이 구간을 보다 작게 함으로써 계산된 스펙트럼의 변화가 10% 이상 되지 않을 정도로 충분히 작아야 한다..
- 각 계산된 설계시간이력으로부터 구한 응답 스펙트럼 값은 설계 응답스펙트럼 값보다 작게되는 진동수가 5점 이하이고, 작은 정도가 10%이내일 경우 설계응답스펙트럼을 포괄한다고 간주한다.

설계응답스펙트럼을 검토하기 위해서 사용되는 감쇠율은 1%, 2%, 3%, 4%, 5% 그리고 7%이며, 각 감쇠율에 대한 응답스펙트럼의 비교는 그림3.2.5와 그림3.2.6에 나타냈다. 그림에서 알 수 있는 것처럼, 인공지진으로부터 계산된 응답스펙트럼이 검토 대상 감쇠율에 대해서 설계응답스펙트럼을 포괄하고 있음을 알 수 있다.

### (2) PSD함수 요건[3.2.21, 22]

단일시간이력은 중요한 진동수범위에 걸쳐 목표 PSD함수 보다 크게 발생된 PSD함수를 통해 대상 진동수영역에서 충분한 에너지를 갖고 있음을 보일 수 있을 때 정당화된다. 1.0g에 해당하는 수평응답스펙트럼에 대해 다음의 최소 PSD요건이 만족되어야만 한다. 첨두가속도에 대해 PSD요건을 첨두가속도의 자승비율로 조정한다.

일면충첩 PSD는 시간이력의 푸리에 진폭(F(w))과 다음과 같은 관계가 있다.

$$S_0(\omega) = \frac{2 |F(\omega)|^2}{2 \pi T_D}$$

여기서,  $T_D$ 는 F(w)가 계산되는 강진지속시간

위 식에 의해 정의된 평균 일면충첩 PSD( $S_0$ )는 0.3Hz에서 24Hz 에 대해 다음과 같이 정의함으로써, 목표PSD의 80%을 초과해야만 한다.

$$\begin{aligned} 0.3 \text{ Hz to } 2.5 \text{ Hz} : S_0 &= 650 \text{ inch}^2/\text{sec}^3 (f/2.5)^{0.2} \\ 2.5 \text{ Hz to } 9.0 \text{ Hz} : S_0 &= 650 \text{ inch}^2/\text{sec}^3 (2.5/f)^{1.8} \\ 9.0 \text{ Hz to } 16.0 \text{ Hz} : S_0 &= 64.8 \text{ inch}^2/\text{sec}^3 (9.0/f)^3 \\ 16.0 \text{ Hz to } 24.0 \text{ Hz} : S_0 &= 11.5 \text{ inch}^2/\text{sec}^3 (16.0/f)^8 \end{aligned}$$

임의의 진동수 F에서, 평균 PSD는 진동수 F를 중심으로  $\pm 20\%$ 의 진동수대역에 대해서 계산된다.(예를 들어, F=5Hz 인 경우 4~6Hz)

목표PSD와 계산된 PSD의 결과를 그림3.2.7과 그림3.2.8에 나타내었다. 그 결과 계산된 PSD가 목표PSD를 포괄함을 알 수 있다.

### (3) 시간이력의 통계적 독립성

운동성분으로부터 응답이 하나의 시간이력근거로 동시에 계산되어질 때, 이 시간이력은 통계적으로 독립성을 갖도록 요구된다. 이 통계적 독립성에 대한 허용기준은 0.3을 초과하지 않는 시간이력사이의 상호상관계수 값으로 정의된다. 계산된 최대 상호상관계수 값은 EW와 NS 성분에 대해서 0.2073이다. 그러므로, 계산된 최대 상호상관계수가 0.3보다 작기 때문에 지진응답해석 모델의 설계가속도시간이력은 통계적으로 독립성을 가진 것으로 간주된다.[3.2.21, 22]

## 4. 월성 1호기 서비스건물 지진응답해석

이 절은 국내에서 운전 중인 A-46원전 중에서 월성 1호기 원전 구조물의 지진응답해석 모델의 구축 및 지진응답해석에 대하여 기술하고 있다. 또한, 월성 1호기의 지진해석에

적용된 내진설계기준(Design Criteria), 전산해석모델 및 사용된 전산프로그램과 해석결과에 대한 요약 설명이 포함된다.

이번 연구에서는 월성 1호기의 여러 건물들 가운데 다수의 필수적인 설비를 수용하고 있는 서비스건물을 대상으로 하였다. 이 해석은 월성 1호기의 건물 내부에 위치한 주요 기기 지지점 위치에서의 층응답스펙트럼을 생산하는 것을 주요 목표로 한다. 이 층응답스펙트럼은 향후에 실시될 기기의 내진성 평가에 이용된다.

이 해석은 실제 건설에 적용된 설계문서를 토대로 수행되었으며, 완성된 구조물의 실제 상태를 반영하기 위하여 해석 자료의 수집과정과 해석이 진행되는 도중에도 수차례의 현장 답사를 실시하였다. 설계자료로부터 확인하기 어려운 사항이나, 설계자료와 실제 현장의 상태가 상이한 부분은 현장에서 확인된 사항을 중시하였다.

## 가. 구조물 및 부지 특성

### (1) 구조물 배치

서비스건물은 원자로 건물에 인접한 3개 동의 건물 집합체(structural complex)를 지칭하며, 원자로의 기능 및 계통과 관련된 설비를 수용하고 있다.

그림 3.2.9에 보인 바와 같이, 서비스건물의 상부구조물은 각 건물의 사이에 설치된 3인치 이격(gap)을 기준으로 세 개의 구역으로 분할된다.

- 구역 I : 기둥선 번호 1과 8 사이에 위치한 구역으로서 사용후연료 구역(spent fuel bay)을 포함한다.
- 구역 II : 기둥선 번호 8ax와 12by의 사이에 위치한 구역
- 구역 III : 기둥선 번호 13a와 17의 사이에 위치한 구역

이하에서는 보고서 서술의 편의를 위하여, 도면의 동서방향은 B-D방향으로 칭하고, 남북방향은 A-C방향으로 명명하였다.

### (2) 상부구조물

전체 서비스건물 가운데 상부구조물은 EL100.0m 이상에 해당되며, 건물의 주요 골조인 기둥과 보가 볼트로 연결된 철골 구조물(steel framed structure)이다.

각 층에는 철근콘크리트 슬래브가 설치되어 수평사재(bracing member)를 대신하여 지진과 같은 횡력의 작용 시에 수평방향으로 강체 거동(rigid action)을 발휘할 것으로 기대

된다. 또한, 지붕은 금속 데크플레이트(metal deck plate)와 도리(purlins)로 구성된 평면 뼈대구조시스템으로 형성되었다. 횡력에 대비한 보강을 위하여, 지붕에는 수평사재(horizontal bracing)를 설치하였으며, 건물의 수직단면 내에는 수직사재(diagonal bracing members)를 설치하였다. 각 층의 보요소와 사재들은 핀연결(pin connection) 방식으로 기둥에 연결된다.

원자로건물에 인접한 서비스건물의 일부 구역에서는 캔틸레버식으로 지지된 몇 개의 수평부재가 존재한다. 이 캔틸레버식 수평부재는 서비스건물의 기둥에 연결된 브라켓이나, 기둥을 가로질러 설치된 연속보 등으로서 인접한 원자로건물이나 별도의 독립된 기초에 의해 지지되지 않는다.

앞서 분할된 각 구역별 구조물의 형상과 특성은 다음과 같다.

#### (가) 구역 I

서비스 건물의 구역 I (Division I)은 종방향(B-D 방향)으로 기둥선 번호 1번부터 8번까지의 구간에 해당되고, 횡방향(A-C 방향)으로 기둥선 번호 C선에서 K선까지에 해당된다. 따라서, 이 구역의 B-D 방향 길이는 59.1m(194ft)이고, A-C 방향 길이는 53.3m(175ft)이다. 이 구역 건물은 A-C 방향을 따라 다음의 세 가지 단면으로 구분된다.

- 단층 구역(one-story section)  
기둥선 번호 C와 D2 사이의 구간으로서 구간 길이는 약 12.2m(40ft)이고, 지붕의 표고는 107.01m(32ft 8in)이다.
- 크레인 구역(crane hall)  
기둥선 번호 E에서 F까지에 해당되는 단면으로 14.02m(46ft) 구간
- 복층 구역(two-story section)  
기둥선 번호 F에서 K 구간의 단면으로서 구간 길이는 약 32.92m(108ft)이고, 각 층과 지붕의 표고는 각각 100.0m, 105.41m 및 111.51m이다.

주요 수직 브레이싱 시스템은 기둥선 번호 1, 5, 8과 C, E, F 및 K의 위치에 설치되어 있다. 이에 추가하여, 지붕트러스로 연결된 크레인 구역의 기둥(crane hall column)이 A-C 방향의 안정성에 기여한다.

#### (나) 구역 II

서비스 건물의 구역 II (Division II)는 B-D 방향 기둥선 번호 8a와 12b 그리고 A-C

방향 기둥선 번호 G와 K로 둘러싸인 영역에 해당된다. 이 구역의 종방향 길이는 약 41.07m(134ft 9in)이고, 폭은 24.69m(81ft)이다. 상부구조물은 세 개의 층으로 구성되며, 각 층의 표고는 100.0m, 105.4m(단, 중간층의 경우만 해당), 109.2m이고, 지붕의 표고는 도리(purlin)의 상단 높이를 기준으로 할 때, 114.7m이다. 주요 수직 브레이싱 시스템은 기둥선 번호 8ax, 12by, H 및 K의 위치에 설치되어 있다.

#### (다) 구역 III

구역 III(Division III)은 B-D 방향으로 기둥선 번호 13a에서 17b까지에 해당되고, A-C 방향으로 기둥선 번호 F에서 K까지의 구간에 해당된다. 이 구역의 종방향(B-D 방향) 길이는 33.59m(110ft 2in)이고, 횡방향(A-C 방향) 폭은 32.3m(106ft)이다. 상부구조물은 세 개의 층으로 구성되며, 각 층의 표고는 100.0m, 105.4m와 109.2m이고, 지붕의 표고는 114.7m이다. 수직브레이싱은 기둥선 번호 13a, 17, F1 및 K의 위치에 설치된다. 이 건물의 지붕 상단에는 배관지지대 구조물이 설치되어 있으며, 그 상단의 높이는 EL117.0m에서 EL120.0m까지 변화한다.

#### (라) 사용후 연료 구역

사용후 연료 구역의 상부구조물은 구역 I에 인접하여 비연계(uncoupled)된 구조물로서 존재한다. 이 건물의 상부구조물은 이번 해석의 대상 건물에는 포함되지 않으나, 하부구조물이 구역 I과 연계되어 있으므로 구역 I의 해석모델시 상부구조물의 질량이 기초 위치에 집중된다.

이 건물은 B-D 방향으로 기둥선 번호 5에서 7a에 걸쳐 있으며, A-C 방향으로 기둥선 번호 A1에서 D1의 구간에 존재한다. 이 구조물은 연속된 다섯 개의 강철 프레임(one-bay rigid frame)으로 구성되며, B-D 방향의 경간장(span length)은 13.72m(45ft)이고, 높이는 8.40m이다. 각 프레임 간격은 A-C 방향으로 6.10m(20ft)로서 구조물의 총 길이는 80ft이다. 이 프레임들은 지붕에 설치된 수평사재(horizontal bracing)에 의해 서로 연결된다. 월성 2호기와 달리, 월성 1호기 사용후 연료구역 건물은 기둥과 기둥 사이에 수직사재를 보강하지 않았으며, 현장 답사를 통하여 이 사실을 확인하였다. 이 건물의 외측 삼면에는 콘크리트 블록벽이 둘러싸고 있다.

#### (3) 하부구조물

서비스 건물의 하부구조물은 기반암으로부터 EL100.0m까지에 해당된다. 이 하부구조물은 각 구역별로 기초 하단의 표고가 변화한다는 사실을 제외하고는 각 구역별로 다음과 같이 유사한 구조 시스템으로 시공되었다.

기둥선 번호 1번과 5번 사이의 하부구조물은 EL100.0m에 위치한 구조용 슬래브를 포함하여 독립기초, 기둥, 보 및 전단벽으로 구성된다. 이 구간에서 독립기초 하단의 기반암 표고는 EL88.11m에서 EL93.7m까지 변화한다.

기둥선 번호 5번과 17번 사이의 하부구조물은 구조용 슬래브, 독립기초, 기둥, 보 및 전단벽으로 구성된다. 여기에는 폐수저장탱크(spent resin storage tank)를 형성하는 상자형 전단벽체와 구조용 슬래브가 포함된다. 이때, 구조용 슬래브는 EL92.23m와 EL100.0m에 위치하고 있으며, 이 슬래브는 전단벽들로 연결되고, 이 전단벽들은 기반암(bedrock)까지 연장된다. 하부 슬래브의 하단 즉, EL93.9m로부터 독립기초 사이의 공간은 뒤채움재로 채워져 있다. 이 구간에서 기반암의 위치는 EL 86.0m으로부터 EL91.0m까지 변화한다.

한편, 기둥선 번호 5번에서 7a 구간의 사용후 연료구역 건물의 하부구조물은 구조용 슬래브, 독립기초, 기둥, 보 및 전단벽으로 구성된다. 이 구역의 EL100.0m에는 구조용 슬래브가 설치되어 있으며, EL92.23m에 약 30cm(2ft) 두께의 기초매트가 존재한다. 이 기초매트로부터 EL100.0m 위치의 슬래브는 전단벽들에 의해 연결된다.

#### (4) 부지 특성

월성 설계기준서(Design Guide)를 참조하면, 월성 1호기 부지는 안산암(andesite)을 비롯하여 전단파속도 1000~2200m/sec (300~670ft/sec)인 단단한 암반이 약 30m 두께로 분포되어 있다. 표 3.2.6에 월성 1호기 부지의 암반특성치를 정리하였다.

#### (5) 구조물 등급

사용후 연료구역 건물을 포함하여 서비스건물은 현행 기준을 따라 내진I등급으로 분류하였으며, 안전정지지진(SSE) 수준의 지진하중을 평가지진하중으로 정하였다.

원설계시에는 서비스건물의 안전등급을 1(d)등급으로 분류하고, 사용후 연료구역(spent fuel bay)은 1(b)등급으로 분류하였다. 또한, 이 구조물들의 내진등급은 A등급으로 분류하고, 설계기준지진(DBE) 수준의 지진하에서 탄성적으로 거동하도록 설계되었다.

## 나. 기본 자료

### (1) 설계 정보

월성 1호기 서비스건물의 지진응답해석은 원설계시 작성된 설계기준(Design Criteria)을 참조하여 현행 원자력법과 관련 설계기준을 적용하여 수행하였다.

이 해석을 위하여 참조된 주요 기준 및 설계 자료의 목록은 다음과 같다.

- 월성 1호기 설계기준(Design Guide)
- 월성 1호기 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report)
- 월성 2호기 설계지침서(Design Criteria)
- 월성 2호기 설계보고서(Design Report)
- 울진 3,4호기 내진설계보고서(Seismic Design Report)

또한, 구조해석 모델의 작성을 위하여 참조된 건물의 주요 도면 목록은 다음과 같다.

- 월성 1호기 발전소 일반배치도(General Arrangement DWG)
- 월성 2호기 발전소 일반배치도(General Arrangement DWG)
- 월성 1호기 하중데이터 평면도(Load Data Plan)
- 월성 1호기 층시공 단면도 (Floor Frame Work DWG)
- 월성 1호기 구조용 강재 수직단면도 (Column & Elevation Structural Steel DWG)
- 월성 1호기 층별 구조용 강재 배치도 (Floor Structural Steel DWG)

### (2) 하중 및 질량

동적 해석모델의 작성시에는 구조물의 자중과 각 층에 재하되는 고정하중(dead load) 및 지진시 활하중에 해당하는 질량이 포함된다. 이 해석에서 고려한 하중의 크기는 대부분 월성 1호기 구조도면과 월성 2호기의 설계지침서(Design Criteria)에 명시된 하중의 크기를 참조하여 결정하였다. 그러나, 추적이 어려운 일부 건설재료의 중량은 국내 표준원자력발전소라 할 수 있는 울진 3,4호기의 내진해석보고서[3.2.23]에 명시된 중량을 참조하여 결정하였다.

서비스건물의 지진응답해석을 위하여 적용된 하중의 종류 및 크기는 다음과 같다.



#### (가) 구조물 자중

구조물을 형성하는 부재 가운데 철골 부재는 연결재, 보강판, 볼트 등의 중량을 고려하여 강재의 단위중량을 10% 할증시킨 단위중량을 구조물의 자중으로 고려하였다.

- 콘크리트 단위중량 : 150pcf
- 강재 단위중량 : 539pcf
- 지붕층 금속 데크플레이트 : 23psf
- 블럭 벽
  - 150mm(6") : 310kg/m<sup>2</sup>
  - 200mm(8") : 410kg/m<sup>2</sup>
  - 300mm(12") : 650kg/m<sup>2</sup>
- 건물 외벽 금속 쉬트(Metal Siding including Girts) : 15pcf
- 건식 벽(Dry Wall) : 15pcf

#### (나) 고정하중 및 활하중

월성 1호기의 구조도면을 참조하여 각 층에 일정하게 재하되는 고정하중과 활하중을 정리하면 표 3.2.7과 같다. 표 3.2.7의 값과 다르게 재하되는 일부 특정 구역의 하중에 대한 상세한 정보는 이 보고서에서 기술을 생략하였으나, 해석모델에 국부적으로 고려하였다.

한편, 지진시 재하되는 활하중 질량은 상시 활하중의 25%가 전체 층에 고르게 분포하는 것으로 가정하였다.

#### (다) 기기 중량

경량 기기의 중량은 각 층 슬래브의 분포중량으로 고려하여 고정하중에 포함하였다. 이에 더하여, 구조물의 절점질량으로 고려한 대형 기기(Heavy Equipment)의 중량 정보는 다음과 같다.

- 열교환기(Heat Exchanger) : 50 ton
- D2O 공급탱크(D2O Supply Tank) : 100 ton

## 다. 해석모델

### (1) 기본 사항

지진응답해석을 위해서 서비스건물의 각 구역별로 구분하여 총 3개의 3차원 유한요소 모델을 작성하였다. 이때, 각 건물의 강성은 3차원 보요소와 3차원 판요소의 조합으로 표현하였으며, 구조물의 자중과 하중으로 인한 질량은 절점당 집중질량으로 입력하였다.

구조물의 동적거동과 관련하여 고려한 기본 사항은 다음과 같다.

- 하부구조물의 전단벽과 콘크리트 기둥의 하단에 시공된 확대기초는 암반과 접하고 있다.
- 각 층의 보와 수평 및 수직 브레이싱 부재는 기둥에 편연결된다.
- 상부구조물에서는 각 층의 주요 수평사재가 지진으로 인한 횡력에 저항하고, 지표이하에서는 하부구조물에 포함된 전단벽들이 이에 저항한다.
- 블럭벽(block wall), 콘크리트벽 및 건식 벽체(dry wall)의 강성은 전단벽의 강성에 비하여 무시할 수 있다.
- 데크플레이트가 설치된 콘크리트 슬래브의 복합단면효과(composite action)로 인한 강성의 증가는 무시한다.
- 구역별로 인접한 건물의 하부에서 콘크리트 구조물은 서로 1인치의 이격(gap)을 유지하고 있으며, 상부 구조물인 철골구조물은 3인치의 이격(Gap)이 존재한다.
- 구조물 감쇠는 임계감쇠에 대한 감쇠비로서 5%를 고려한다.
- 재료특성 : 표 3.2.8 참조

### (2) 강성 및 질량 표현

서비스건물은 3차원 유한요소를 이용하여 모델링되므로 건물의 주요 골조인 철골 부재는 3차원 보요소로 표현하였으며, 하부구조물에 포함된 전단벽과 각 층의 콘크리트 슬래브는 3차원 판요소로 표현하였다.

대상 부지는 상기한 바와 같이, 단단한 암반부지로서 지반-구조물 상호작용 효과는 무시할 수 있다. 따라서, 각 구역별 구조물의 하단부, 즉 독립기초의 상단점은 경계지점으로 고정단으로 모델링 하였다.

### (가) 구조 강성의 표현

구조물의 강성을 표현하기 위하여 각 구조요소별로 사용된 유한요소의 종류는 다음과 같다.

- 철골 기둥 : 3차원 보요소
- 철골 보 부재 : 3차원 보요소. 양단 모멘트 구속조건 해제(end-released)
- 브레이싱 부재 및 지붕트러스 : 3차원 트러스요소
- 전단벽 및 층슬래브 : 3차원 판요소
- 데크플레이트가 설치된 콘크리트 슬래브 : 등가의 유효 두께를 고려한 3차원 판요소

### (나) 질량의 입력

- 구조물의 강성요소로 모델링된 부재의 질량은 전산프로그램에 내장된 단위 질량 입력기능을 통하여 자동적으로 질량행렬에 포함된다.
- 블럭벽(block wall), 콘크리트벽 및 건식 벽체(dry wall)의 질량은 이와 연결된 구조요소의 절점에 집중질량으로 입력한다.
- 구조물 하단은 고정지반으로서 기초의 관성효과는 무시할 수 있으므로 기초의 질량은 해석모델에서 제외된다.
- 각 층에 재하되는 기기중량, 고정하중 및 활하중 질량은 수계산을 통하여 이를 지지하고 있는 기둥의 절점에 집중질량으로 분배한다.

### (3) 모델 형상

구조물의 고유치해석과 지진응답해석은 범용 유한요소해석프로그램인 SAP2000을 이용하여 수행하였다. 앞서 기술된 구조물의 강성과 질량은 SAP2000의 전처리프로그램을 통하여 입력된다. 각 건물별로 별도 작성된 3개의 해석모델의 형상은 그림 3.2.10에서 그림 3.2.12에 보인 바와 같다.

## 라. 지진응답해석결과

### (1) 고유진동특성

작성된 해석모델에 대하여 SAP2000에 포함된 기능가운데 부분공간반복법(sub-space iteration method)으로 고유치해석을 수행하고, 각 구역별 구조물의 고유진동특성을 표 3.2.9에서 표 3.2.11에 수록하였다. 이때, 표에 수록된 신규 해석의 고유진동모드는 고유치해석결과 얻어진 전체 진동모드가운데 참여율이 극히 작은 국부모드를 제외한 경우이다. 또한, 원설계 자료와 비교를 위하여 월성 2호기의 서비스 건물에 대한 고유치 해석결과를 함께 수록하였다[3.2.24]. 이는 월성 1호기의 구조물에 대한 원설계자료가 보존되어 있지 않으므로 이를 참고발전소로 하여 인접 부지에 건설된 월성 2호기를 비교 대상으로 선정하여 설계자료를 기존 해석결과로서 함께 수록하였다.

각 구조물별로 지배적인 진동모드의 형상은 그림 3.2.13에서 그림 3.2.15에 보인 바와 같다.

### (2) 층응답스펙트럼

새롭게 계산된 월성 1호기 서비스건물의 지진응답 특성을 분석하기 위하여 그림 3.2.16에서 그림 3.2.18에 각 건물별로 EL100.0m 위치를 대표 층으로 선정하여 계산된 층응답스펙트럼 가운데서 5% 감쇠곡선을 비교하였다. 비교 대상이 되는 기존 설계 스펙트럼은 월성 1호기 자료로서 4% 감쇠곡선이다[3.2.25]. 이것은 원설계시에 계산된 응답스펙트럼이 5%의 감쇠곡선 대신에 4%의 감쇠곡선을 이용하였기 때문이다.

이때, 신규로 작성된 층응답스펙트럼은 각 층의 대표 응답스펙트럼으로서 3차원 유한요소모델의 해당 층에 있는 모든 절점에서 계산된 응답스펙트럼 곡선을 포괄(Enveloping)하는 최대 값 곡선이다. 각 건물별로 모든 주요 층에서 생산된 층응답스펙트럼은 부록 A에 수록하였다.

그림에서 보는 바와 같이, 건물의 종류별로 계산된 스펙트럼 첨두값의 크기와 위치가 비슷한 경우도 있고, 상이한 부분도 있다. 이는 적용된 기준(criteria)과 참고한 도면상 구조 부재의 위치 및 크기, 입력운동 스펙트럼과 인공지진 등의 차이에서 비롯된 것이라 할 수 있다.

### (3) 결과분석

앞서 제시된 월성 1호기 서비스건물의 고유치해석결과와 지진응답해석 결과 생산된 층응답스펙트럼의 비교에서 보듯이, 각 구조물의 전반적인 동적 거동 특성과 첨두 응답의 크

기 및 위치의 예측에 있어서 대부분의 경우에 두 결과가 비교적 잘 부합되는 것으로 확인되었다. 그러나, 일부 응답은 예전의 결과와 비교하여 부분적으로 차이를 보이고 있는데, 이는 다음과 같은 사실에 기인한 것으로 판단할 수 있다.

- 통상적으로 설계단계에서 수행하는 원전 구조물의 지진응답해석은 상세설계 이전 단계에서 수행되기 때문에 발전소의 일반배치도면을 기준으로 개략적인 건물의 치수를 가정하여 해석모델을 작성하게 된다. 그러나, 이 해석에서는 보다 실제적인 모델을 작성하기 위하여 상세설계 이후와 공사중 발생한 설계변경 사항을 반영한 구조도면을 토대로 해석모델을 구축하였으므로 이로 인한 강성의 입력과 질량의 입력에 있어 부분적인 차이가 있을 수 있다.
- 이 해석에서 적용된 설계기준(design criteria) 및 지침은 건설 당시에 적용된 것과 달리, 개정된 규제기준 및 설계기준을 포함하고 있다. 따라서, 건물의 구역별로 재하되는 하중 혹은 질량의 크기와 건물의 전체 강성에 기여하는 국부적인 구조요소의 강성 기여 효과의 표현 방법 등으로 인하여 해석결과에 차이가 있을 수 있다.
- 지반입력운동을 정의하는 기준응답스펙트럼의 형태와 적용되는 감쇠값의 차이, 또 가속도시간이력의 차이로 인하여 층응답스펙트럼상의 침두 응답의 크기와 위치가 변경될 수 있다.

## 5. 고리2호기 지진응답해석

### 가. 구조물 및 부지특성

#### (1) 구조물의 배치

복합보조건물은 원자로 건물을 둘러싸고 있는 여러 가지 건물을 총칭하는 것으로 보조 건물(Main Auxiliary Building), 중간건물(Intermediate Building), 핵연료건물(Fuel Handling Building), 기기냉각건물(Component Cooling Building), 제어건물(Control Building)등 각종 발전 설비의 대부분을 차지하고 있는 건물들로 이루어져 있으며, 각 건물별 구성과 기능은 다음과 같다. 그리고 그 구체적인 배치형태는 그림3.2.19와 같다[3.2.26].

#### (가) 주 보조건물

철근 콘크리트 구조물로서 원자로 건물의 남쪽에 위치하며, 표고 123.17m에 지붕 슬래

브가 있고, 표고 82.85m에 바닥 슬래브가 있다. 각 층은 안·밖의 벽체와 기둥으로 지지되어 있다. 본 건물의 주된 기능은 잔류 열제거 계통 및 안전주입 계통중의 펌프 및 모터를 포함한다. 안전에 관련된 기기(Safety Class System)들을 수용하고 보호하는 것이다.

#### (나) 중간건물

철근콘크리트 건물로서 원자로 건물과 터빈건물 사이에 위치한다. 바닥의 표고는 100.30m에, 지붕은 123.77m에 있다. 이 건물에는 비상 급수 펌프, 기기 공기계통, 직류 전원 공급 축전기, 주 증기 및 주 급수 헤더, 격납건물과 제어실의 환기 장치와 제어봉 구동장치 제어 구역이 있다. 또한 원자로 건물에서 터빈 건물로 나가는 주증기 배관과 주 급수 배관이 이 건물을 통과하는데, 배관 진동 억제 장치들과 격리벽, 슬래브 등으로 이 파이프들의 파열로 인한 손상을 방지한다.

#### (다) 핵연료취급건물

보조건물 동쪽에 위치하고 있는 2층 건물로서 바닥 슬래브의 높이는 EL.100.3m, 운전층의 높이는 EL.115.55m이다. 이 건물은 기능별로 보아 Cast Storage and Loading Pit, 기사용 연료저장조 및 연료운송통의 세 부분으로 구성되어 있다. 바닥슬래브에서 운전층까지는 철근콘크리트 구조로 되어 있으며 기사용연료 저장조와 연료운송통로의 상부에 있는 벽체 및 지붕 또한 철근콘크리트를 사용하였다.

Cast Storage and Loading Pit의 운전층 상부는 강재 뼈대 구조로 되어 있으며 연료집합체(Fuel Assemblies)를 운반하기 위하여 상기의 세지역 사이를 운행하는 Overhead Gantry Crane이 설치되어 있다. 기사용연료 저장조 및 연료운송통로위에 연료통(Fuel Cask)이 떨어지는 것을 방지하기 위하여 별도로 Cask Storage and Loading Pit 지역에 Bridge Crane을 설치하였다.

#### (라) 기기 냉각 건물

2층 철근 콘크리트 구조로 되어 있으며, 표고 99.00m에 기초 슬래브가 있고 표고 100.30m에 중간 슬래브, 표고 107.87m에 지붕 슬래브가 있다. 각 층은 외벽 및 기둥으로 지지되어있다. 이 건물은 기기 냉각 펌프와 열교환기 및 기타 안전에 관련된 펌프와 가열기 등을 수용하고 보호한다.

#### (마) 제어건물

핵 연료 취급 건물의 북쪽에 위치하는 3층의 철근 콘크리트 구조물로서 벽체 및 기둥으로 지지되고 있다.

바닥층에는 Nuclear Sample 설계가 있고, 중간 층에는 중요한 기기나 변압기의 스위치기어가 들어 있으며, 전선은 이 슬래브의 위와 아래부분으로 지나간다. 운전층에는 원자로와 터빈 발전기의 제어를 위한 제어실, 컴퓨터실, 비상시 취사실, 기기 검사 및 기록실과 제어판과 같은 계측 기기등이 있다.

## (2) 부지특성

고리2호기의 부지특성은 암반에 가까운 토층으로 이루어져 있으므로, 해석모델 구축에 있어 구조물의 기초저면을 암반으로 가정하여 해석 모델을 구축하였다.

## (3) 구조물의 등급

복합보조건물은 원자로 건물과 마찬가지로 내진등급 I 급 구조물로 분류되며, 안전정지 지진(SSE) 수준의 지진하중에 대하여 지진응답해석을 수행하였다.

## 나. 기본자료

고리2호기 복합보조건물의 지진응답해석은 원설계시 작성된 설계기준(Design Criteria)을 참조하여 현행 원자력법과 관련 설계기준을 적용하여 수행하였다.

이 해석을 위하여 참조된 주요 기준 및 설계 자료의 목록은 다음과 같다.

- 고리 2호기 보조건물 설계 검토보고서(I)
- 원자력2호기 설계 및 공사방법 기술검토보고서 보조건물(II)
- 고리 2호기 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report)
- 울진 3,4호기 내진설계보고서(Seismic Design Report)

또한, 지진해석 모델의 작성을 위하여 참조된 건물의 주요 구조도면 목록은 다음과 같다.

- EQUIPMENT ARRANGEMENT DWG(04-4769-E-002 계열)
- WALL OUTLINE DWG,CONSTRUCTION OPENING DWG,FLOOR

## THICKNESS DWG

(04-4769-E-003 계열)

### ■ STEEL GIRT FRAMING DWG(04-4769-E-515 계열)

#### 다. 해석모델

##### (1) 일반사항

복합보조건물의 지진해석은 각각의 건물을 높이에 따라 분할하여 2방향의 병진 자유도와 수직축에 대한 회전자유도를 갖는 총 29개의 집중질량요소로 이산화하고, 각각의 집중질량을 등가 보요소로 연결하여 전체 지진해석 모델을 작성하였다. 설계응답스펙트럼에 부합하는 인공지진을 입력지반운동으로 하여 각각의 구성 건물의 집중질량점에서 가속도 시간이력을 구하여 최종적으로 층응답스펙트럼을 작성하게 된다.

지진해석모델의 작성에 있어 좌표원점은 원자로를 중심으로 하여 남서쪽의 기기냉각건물 좌측아래쪽 전단벽 끝점을 택하여 동서방향을 X축, 남북방향을 Y축, 그리고 수직방향을 Z축으로 하였다. 본 모델의 대상인 복합보조건물인 경우, 주 보조건물, 중간건물, 핵연료취급건물, 기기냉각건물 그리고 제어건물 등은 서로 층간 및 지붕부가 연계 되어있으며, 공통된 기초 위에서 놓여있다.

##### (2) 해석방법

집중질량의 크기와 등가보요소의 강도 및 위치가 산정 되면 이를 바탕으로 유한요소해석모델이 작성되고, 기 생성된 인공지진을 입력자료로 하여 동적해석을 수행하게 된다. 본 연구에서는 범용 유한요소해석 프로그램인 SAP2000을 사용하여 먼저 구조물의 고유진동해석을 수행하고, 각각의 모드에 대한 응답을 선형 조합하는 모드 중첩법을 사용 각 집중질량점에서 가속도시간이력을 구하였다. 이를 바탕으로 층응답스펙트럼을 작성하였으며, 특히 동적해석시 구조물 감쇠율은 USI A-46 해결 지침(GIP)에 따라 안전정지지진(SSE) 하중에 대해 5%를 적용하였다.

##### (3) 모델의 구획 및 절점수

###### (가) 구획

본 해석 모델의 구획은 기존 고리2호기 FSAR에 제시된 모델 구획을 참고하여, 건물별로 6개 구획으로 다음과 같이 나누었으며, 모델의 형상은 그림3.2.20과 같다.



- 기기 냉각건물과 보조건물(CCW & Auxiliary Building)
- 드럼저장지역(Drum Storage Area)
- 기사용 핵연료지역(Spent Fuel Area)
- 중간건물(Intermediate Building)
- 핵연료취급건물(Fuel Handling Building)
- 제어건물(Control Building)

(나) 구획별 모델의 절점수

해석 모델의 절점은 각 건물별, 높이별로 나눈 위치점에서 절점을 정하였으며, 질량점 및 강성요소의 절점수를 살펴보면 다음과 같다.

- 기기 냉각 및 보조건물: 질량절점 9개, 강성요소 절점 25개
- 드럼저장지역 : 질량절점 4개, 강성요소절점이 8개
- 기사용 핵연료지역 : 질량절점 2개, 강성요소절점 4개
- 중간건물 : 질량절점 5개, 강성요소절점 14개
- 핵연료취급건물 ; 질량절점 4개, 강성요소절점 8개
- 제어건물 : 질량절점 5개, 강성요소절점 9개

따라서, 총 질량절점은 29개이고 강성요소절점은 68개이다.

(4) 해석모델의 입력자료

(가) 구조물의 재료 특성

해석모델 구축에 있어 사용된 재료 특성은 다음과 같다.

1) 콘크리트 [3.2.27]

- 탄성계수 :  $2.615 \times 10^6 \text{ ton/m}^2$
- 포아송 비 : 0.17
- 단위중량 :  $2.4 \text{ ton/m}^3$
- 열팽창 계수 :  $1 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$
- 28일 강도 :  $3.0 \times 10^3 \text{ ton/m}^2$

## 2) 강재

핵연료취급건물 EL.115.55 m 이상 부터는 강재(Steel)구조로써, 뼈대구성재 및 Base Plate는 ASTM A36 강재로 되어 있으며, 뼈대구성재의 단면특성은 DIN Code에 의한 것이고, 그들의 재료특성은 다음과 같다[3.2.28].

- 단위중량 :  $7.85 \times 10^{-3} \text{kg/cm}^3$
- 단위질량 :  $8.01 \times 10^{-6} \text{kg/cm}^4/\text{sec}^2$
- 포아슨 비 : 0.3
- 탄성계수 :  $2.039 \times 10^6 \text{kg/cm}^2$

### (나) 강성특성치

#### 1) 수직보요소

구획별 대부분의 전단벽에 대해서 EW방향과 NS방향에서 각 전단벽의 특성치를 구하게 된다. EW방향의 전단벽은 X방향에서 전단벽 길이(Lx)와 Y방향의 전단벽 두께(ty), NS방향은 X방향의 전단벽 두께(tx)와 Y방향의 전단벽 길이(Ly)의 곱으로 축방향 전단벽의 단면적을 구함으로써, 다음과 같이 수직보요소에 대한 강성특성치를 얻게 된다. 그리고 각 층간 동적거동에 기여하지 않는 즉, 천장(Ceiling)과 틈(gap)이 있는 벽이나, 벽체의 두께가 작아 전단에 대한 강성의 기여도가 작을 것으로 판단되는 벽체들은 수직보요소 강성특성치 계산에서 제외시켰다.

총 축방향의 전단벽 단면적은 식(1)과 같으며,

$$A_z = \sum A_{xi} + \sum A_{yi} \quad (1)$$

여기서,  $A_{xi}(= L_{xi} \times t_{y_i})$ 는 i번째의 X방향 전단벽 단면적이고,  $A_{yi}(= L_{y_i} \times t_{x_i})$ 는 i번째의 Y방향 전단벽 단면적이다.

축방향의 전단벽 질량중심(C.A)은 식(2), (3)과 같다.

$$X_c = (\sum A_{xi} \times x_i + \sum A_{yi} \times x_i) / A_z \quad (2)$$

$$Y_c = (\sum A_{xi} \times y_i + \sum A_{yi} \times y_i) / A_z \quad (3)$$

그리고 축방향의 전단벽의 강심(C.S)은 형상계수(Shape factor) 5/6을 고려하여, 식 (5),(6)과 같이 구할 수 있다.

$$X_g = 5/6 \times [\Sigma(Ax_i \times x_i)] / A_y \quad (4)$$

$$Y_g = 5/6 \times [\Sigma(Ay_i \times y_i)] / A_x \quad (5)$$

여기서,  $A_x$ 는 X방향의 총 전단벽 면적이며,  $A_y$ 는 Y방향의 총 전단벽 면적이다. 그러므로 축방향의 전단벽 강심(C.S)에 대한 X축, Y축의 회전관성모멘트( $I_{xx}$ ,  $I_{yy}$ )는 식(6), 식(7)과 같다[3.2.29, 30]

$$I_{xx} = \Sigma A_{x_i} \left[ \frac{t y_i^2}{12} + (y_i - y_g)^2 \right] + \Sigma A_{y_i} \left[ \frac{L y_i^2}{12} + (y_i - y_g)^2 \right] \quad (6)$$

$$I_{yy} = \Sigma A_{x_i} \left[ \frac{L x_i^2}{12} + (x_i - x_g)^2 \right] + \Sigma A_{y_i} \left[ \frac{t x_i^2}{12} + (x_i - x_g)^2 \right] \quad (7)$$

전단벽 강심(C.S)에 대한 Z방향 관성비틀림모멘트( $J_{zz}$ )는 다음과 같다.

$$J_{zz} = \Sigma A_{x_i} \left[ \frac{L x_i^2}{12} + (x_i - x_g)^2 \right] + \Sigma A_{y_i} \left[ \frac{L y_i^2}{12} + (y_i - y_g)^2 \right] \quad (8)$$

위 절차에 따라, 해석 모델의 구획별로 계산한 전단벽의 강성특성치를 요약하면 표 3.2.12에서 3.2.17과 같다.

## 2) 구획별 수평보요소 강성특성치

각 높이별 집중질량은 무질량의 강결한 수평보요소로써 연결하며, 또한 구획별 수평보요소 역시 수직보요소보다 무한한 강성을 가진다. 그러므로 강성 특성치를 다음과 같이 정의하였다.

- 축방향단면적,  $A_1 = 1 \times 10^6 \text{ m}^2$
- 전 단 면 적,  $A_2 = A_3 = 1 \times 10^6 \text{ m}^2$
- 관성 모멘트,  $J_{zz} = I_{xx} = I_{yy} = 1 \times 10^8 \text{ m}^4$

(다) 집중질량 특성치

1) 적용하중 및 질량산정

집중질량 특성치 계산시 일반적으로 사용하는 하중값은 다음과 같이 적용하였다.

- 콘크리트의 자중(D) : 2.4 ton/m' (150 pcf)
- 경량물 기기, piping, HVAC 그리고 보에 매입물 등을 고려한 등가등분포하중
  - 층바닥 : 0.488 ton/m' (100 psf)
  - 지붕부 : 0.146 ton/m' (30 psf)
- 중량물 기기의 집중하중( 약 50 kips 정도 이상)
- 벽에 매입되거나 부착물에 대한 등가등분포하중
  - 내벽 : 0.10 ton/m' (20 psf)
  - 외벽 : 0.05 ton/m' (10 psf)
- 층바닥 위의 활하중 : 0.05 ton/m' (10 psf)
- Roofing : 0.24 ton/m'(50 psf)

위에서 언급한 하중에서 경량물 및 중량물 기기 및 piping 하중, 벽체에 매입되거나 부착물 등을 고려한 하중, 그리고 층바닥 위의 활하중값 등은 고리2호기의 설계 자료에서 구할 수 없었으므로 기존 표준원전 울진3,4호기 '보조-터어빈-제어빌딩 접근로 내진해석 계산서', 계산서 No.9-320-C305- 001'에 적용된 하중자료를 참고하였다. 따라서, 슬래브 질량과 지붕질량 및 벽체질량은 다음과 같이 구하였다.

- 슬래브질량,  $M_s = (\text{슬래브면적}) \times \{(\text{슬래브두께}) \times 2.4 + 0.488 + 0.05\} / 9.8$

위 식과 같이 슬래브질량 계산에서는 콘크리트 자중, 경량물 기기 및 배관(pinping)의 층바닥하중, 그리고 층바닥 활하중, 슬래브의 개구부(opening) 등을 고려하였다.

- 지붕질량,  $M_r = (\text{지붕면적}) \times \{(\text{지붕두께}) \times 2.4 + 0.146 + 0.05 + 0.24\} / 9.8$

지붕질량은 콘크리트 자중, 경량물 기기 및 배관의 지붕하중, 층바닥 활하중, 지붕마감재(Roofing) 하중 등을 고려하여 산정한다.

벽체질량은 벽에 매입되거나 부착물등을 고려한 하중값을 적용하여 다음과 같이 산정하였다.

- 벽체질량,  $M_w = (\text{벽면적}) \times \{(\text{벽두께}) \times 2.4 + (0.02 \text{ or } 0.01)\} / 9.8$

약 50 kips 정도의 중량물 기기 하중은 집중하중으로 각 높이별 집중 질량절점에 포함시켰으며, 중량물 기기 하중 자료는 표 3.2.18에 요약하였다.

등가보요소 모델의 각 구획별, 높이별 총질량( $M_t$ )은 위 산정식에 따라 모든 벽체 질량과 슬래브 질량 그리고 중량물 기기하중 등을 합한 것과 같다.

## 2) 질량특성치 입력

앞절에서 언급한 바와같이 각 구획별, 높이별 총질량( $M_t$ )이 산정되면 아래식 (9)와 같이 질량중심( $x_m, y_m$ )을 구할 수가 있다.

$$x_m = \frac{(\sum M_i x_i)}{M_t}, \quad y_m = \frac{(\sum M_i y_i)}{M_t} \quad (9)$$

위 식과 같이 질량중심 값이 얻어지면, 관성질량모멘트( $M_{Ixx}, M_{Iyy}, M_{Jzz}$ )값은 다음과 같이 계산한다.

$$M_{Ixx} = \sum M_{Ixxi} + \sum \{M_i (y_i - y_m)^2\} \quad (10)$$

$$M_{Iyy} = \sum M_{Iyyi} + \sum \{M_i (x_i - x_m)^2\} \quad (11)$$

$$M_{Jzz} = M_{Ixx} + M_{Iyy} \quad (12)$$

그러므로, 위 절차에 따라, 모델의 각 구획별, 높이별 질량특성치의 계산결과를 요약하면 표 3.2.19에서 3.2.24와 같다.

## 라. 해석결과

복합보조건물의 각 건물별, 각 위치별 층응답스펙트럼은 복합보조건물 지진 발생시 구조물 및 기기 계통의 내진안전성 평가에 사용되며, 그 구체적인 내용은 다음과 같다.

집중질량과 등가보요소를 연결하여 작성된 해석모델의 형상은 그림 3.2.20과 같고, 자유진동해석결과는 표 3.2.25에 나타나있다. 그리고 그림 3.2.21과 그림 3.2.22를 보면, 복합보조건

물의 전체 주요 모드에서 X축 및 Y축방향에 대해 병진운동을 하고 있음을 알 수 있다.

기존 고유치 해석결과(고리2호기,FSAR)와 신규해석결과를 비교해 볼 때, 표3.2.25에 나타난 것처럼 기존 해석결과에서는 모드 3,4에서 각각 Y방향과 X방향에 대해 고유치가 8.97Hz ,10.90Hz 이고, 신규 해석결과에서는 주요 모드 11,12에서 고유치가 9.71Hz ,11.4Hz 정도로 얻어졌다. 이는 지진응답해석 모델의 구축에 있어 여러 인자의 불확실성(입력지진운동, 구조물의 재료특성 등)을 고려해 볼 때 비슷한 고유치가 얻어짐 알 수 있다.

충응답스펙트럼의 작성 위치는 각각의 건물에 설치되는 기기의 중요성을 고려하여 설정하였으며, 모든 집중질량점에서 충응답스펙트럼을 작성하였다. 특히, 충응답스펙트럼 작성 시 기기내진안전성 평가를 위해 사용 감쇠값은 안전정지지진(SSE) 하중에 대해 2% ,3% ,5% ,7%를 사용하였다. 그리고 작성된 충응답스펙트럼에 있어 해석 모델 구축 및 구조물 재료특성등의 불확실성을 고려하여, 미국 원자력위원회 규제지침(Regulatory Guide 1.122)에 따라 그 침투값을 양방향으로 20% 증폭시켜 재 작성하였다[3.2.31]. 그 결과, 재 작성된 충응답스펙트럼을 최종 결과물로 부록 B에 수록하였다.

## 6. 기기의 내진검증 자료구조 구축

외국의 원전 보유국에서는 USI A-46의 문제해결을 위하여 경험자료에 의한 기기의 내진성 입증기법을 개발하여 시행하고 있다. 이는 원전에 설치된 각종 안전관련기기의 시험 또는 경험자료로부터 작성된 포괄기기내진성스펙트럼(GERS)의 사용을 전제로 하고 있다. 동일한 종류의 기기에 대한 내진성 입증 기준으로 이 GERS를 이용하기 위해서는 많은 양의 자료 수집이 요구되며, 이 자료를 체계적으로 관리하고, 이용할 수 있도록 데이터베이스 구조로 작성되어야 한다.

미국을 비롯한 다수의 원전 보유국에서는 이미 관련 경험자료에 대한 DB 구축을 완료하고, 이를 USI A-46 적용 대상 발전소들의 내진성 문제 해결에 이용하고 있다. 그러나, 국내의 경우에는 현재까지 이용 가능한 지진경험자료가 전무할 뿐만 아니라, 체계적인 내진검증 자료의 DB가 마련되어 있지 않은 실정이다. 따라서, 현재까지는 국내의 미해결안전성 문제 해결을 위하여 외국에서 축적된 자료를 이용하고 있다.

외국에 축적된 자료를 이용하여 국내의 USI A-46 적용 대상 발전소들에 설치된 각종 기기들의 내진안전성을 입증하는 것은 그 적용성에 있어서 한계가 있으며, 국내의 자료 특성을 반영할 필요성이 제기된다. 따라서, 보다 합리적으로 국내의 USI A-46 문제해결을 위해서는 국내에 건설된 원자력발전소의 내진검증자료를 토대로 국내 고유의 DB를 구축하는 작업이 선결과제로 요구된다.

이러한 여건에 따라, 이 연구에서는 국내 원자력발전소에 설치된 주요 안전관련기기들을 미국전력연구소에서 추천하는 기기 그룹으로 분류한 후, 각 그룹별 중요 기기들에 대한

내진검증자료를 수집하였다. 이후, 이 기기들 가운데 시험을 통하여 내진성이 입증된 기기들의 내진검증 자료로부터 DB에 필요한 기본자료와 함께 시험응답스펙트럼(TRS)을 추출하였다. 이로부터 축적된 관련자료는 기기의 종류별로 분류하고, 정리하여 DB로 구축하였다. 수집된 TRS는 미국전력연구소에서 추천하는 GERS와 비교한 후 국내의 적용성 방안을 검토하였다[3.2.32].

#### 가. 기본 전략

이 연구에서는 국내 원전에 설치된 기기 내진검증 자료의 DB 구축에 필요한 자료의 수집 대상 발전소로서 국내의 표준원자력발전소인 울진 3,4호기와 그 후속기라 할 수 있는 영광 5,6호기 및 울진 5,6호기를 선정하였다. 이후, 이 발전소들에 설치된 안전관련기기들 가운데 시험에 의한 방법으로 내진검증이 수행된 기기들을 선별하고, 이 기기들을 DB 구축의 대상 기기로 선정하였다.

기기의 내진검증 DB 구축을 위하여 수행된 주요 수행 업무는 다음과 같다.

- 기존의 절차서 및 관련 자료의 검토
- DB 작성 항목 및 양식 개발
- 대상 발전소의 내진검증보고서 수집
- DB 구축 대상 기기의 선별
- 대상 기기별 내진검증보고서에 수록된 자료의 추출 및 DB 입력
- 기기의 TRS Plot로부터 수치자료 검출
- TRS 자료의 통합 및 포괄 곡선 작성

이 연구는 과거에 축적된 시험자료 혹은 경험자료를 DB로 구축하여 향후 USI A-46의 문제해결을 위한 기초자료로 제공하기 위한 것이다. 이에 따라, 이 연구에서는 보다 많은 양과 질적으로 신뢰성이 입증된 자료의 수집과 분석을 궁극적인 목표로 정하고 다음과 같은 추진전략을 동원하였다.

- 과거 외국에 수집된 자료의 분석 및 검토
- A/E가 축적한 설계자료의 수집 및 분석
- 기기의 현장 설치 상태 확인 및 기기 정보의 입수를 위한 현장확인조사
- 발전소 현장에 보관된 기기설치 자료의 검토
- 전문가의 자문을 통한 합리적인 DB 항목의 선정 및 기술내용 결정
- 외국 자료의 비교, 검토를 통한 국내 자료의 신뢰성 확보

## 나. 내진검증 자료의 수집

기기 검증자료 DB 구축의 궁극적인 목표는 기기의 내진성을 입증하기 위한 포괄 시험 응답스펙트럼(GERS)을 작성하기 위한 것이다. 따라서, GERS를 작성하기 위해서는 기기의 선정과 분류, 자료의 신뢰성 판별 등에 보다 각별한 주의와 세심한 노력이 요구된다.

이 연구에서는 국내의 표준원자력발전소와 그의 후속호기를 대상 발전소로 하고, 해석적인 방법으로 내진성을 입증하기 어려운 전기기기(electric equipment)를 주대상으로 하였다. 이에 따라, 이 연구에서 입수 및 분석을 수행한 내진검증 자료의 목록은 다음과 같다.

- 125V Motor Control Center, E216-ER-A01-01 : UCN 3&4, YGN 5&6, UCN 5&6
- 480V Motor Control Center, E209-ER-A01-01 : UCN 3&4, YGN 5&6, UCN 5&6
- Metal-Clad Switch Gear, E207-ER-A01-01 : UCN 5&6
- Batteries with Racks, E212-ER-A01-01 : UCN 3&4
- Battery Charger, E214-ER-A01-01 : UCN 3&4, YGN 5&6
- 30KVA Inverter, E214-ER-A01-01 : UCN 3&4, YGN 5&6
- 42KVA Regulating Transformer, E214-ER-A01-01 : UCN 3&4, YGN 5&6,

이상의 내진검증 자료를 발전소별로 분류하면, 표 3.2.26과 같다.

## 다. DB 구축

이상에 열거한 내진검증 자료를 토대로 이 연구를 통하여 개발된 DB는 두 가지로 구분할 수 있으며, 그 중 하나는 기기의 고유 정보를 포함하는 것이고, 다른 하나는 그 기기의 시험응답스펙트럼을 포함하는 것이다. 이 DB에 포함되는 하위 정보들은 필드로 구분하여 입력하게 된다. 각 필드에 포함되는 내용에 대해서는 이하에서 기술하고자 한다.

미국의 경우에는 각 기관별로 수집된 자료를 공유하기 위하여 DB에 포함되는 내용 및 필드의 정보를 동일하게 선정하고 있다. 국내에서 수집되는 자료도 향후의 이용 가능성과 자료간의 호환성을 고려하여 미국 전력연구소에서 제시하고 있는 필드의 종류를 고려하여 선정하였다.



## (1) 기기 정보

기기의 고유 정보를 설명하기 위하여 데이터베이스에 포함되는 내용은 다음과 같이 요약할 수 있다. 이 내용은 각각의 필드로 구분하여 입력된다.

- 기기의 고유 명칭
- 기기의 분류
  - 기능상 분류
  - GERS의 분류 그룹
- 기기의 제작사항
  - 제작자(manufacturer)
  - 제작사양(manufacturing specification)
  - 제작사가 부여한 모델명
- 기기 형상 및 특징
  - 크기 : 가로×세로×높이
  - 총 중량
  - 중량 중심점의 높이(입수 가능한 경우)
- 인용문서 정보
  - 내진검증보고서 제목
  - 보고서 번호, 개정사항 및 작성 일시
- 검증 시험 개요
  - 시험수행기관
  - 시험 파형의 종류
  - 가진 방법
- 시험중 설치 상태
  - 설치 방향 : 진동축과 기기축이 이루는 방향각
  - 설치 방법 : 고정구의 여부, 볼트 정보 혹은 용접 사항
- 진동수 탐색 시험
  - 시험파형의 종류
  - 방향별 고유진동수
- 기능성, 구조적 건전성 또는 시험중 발견된 비정상성
  - 시험 수행 동안 및 그 이후의 성능
  - 시험전후의 특성 변화
- 연결 데이터베이스 정보

- TRS DB의 수량
- 부속성분(sub-component)에 대한 시험 수행 여부
- 기타 사항

그림 3.2.23은 DB 입력을 위한 양식지의 형태이다.

(2) 시험응답스펙트럼

기기의 기본 정보에 대한 DB와 더불어 기기의 TRS 자료는 별도의 DB로써 작성된다. 이 부속 DB는 앞서 기술한 기기의 기초자료 DB와 일관성 있는 DB 번호로써 연결된다. TRS DB에 포함되는 내용은 다음과 같다. TRS DB의 입력형태는 그림 3.2.24에 보인 바와 같으며, 이 DB에는 다음 항목을 포함한다.

- TRS의 감쇠값
- TRS의 진동수 및 스펙트럼 가속도의 수치 자료
- 첨두가속도 및 영주기가속도

그림 3.2.25는 TRS DB 중에서 대표적으로 480V MCC에 대한 두 수평 방향 TRS의 형태이다.

표 3.2.1 기기 내력과 지진하중의 비교

방법	기기내력		입력 지진 하중
A	한계스펙트럼 (BS)	$\geq$	(설계)지진응답스펙트럼
	포괄내력스펙트럼 (GERS)	$\geq$	1.5×1.5×(지반응답스펙트럼)
B	1.5×BS	$\geq$	보수적인 설계 층응답스펙트럼 또는 메디안 층응답스펙트럼
	포괄내력스펙트럼 (GERS)	$\geq$	설계 층응답스펙트럼
	포괄내력스펙트럼 (GERS)	$\geq$	1.5×메디안 층응답스펙트럼

표 3.2.2 : 평가 대상 기기 및 계전기

	USI A-46	SMA	SPRA
기기	<p><u>안전정지기기 계통 내의 기기</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 능동기기</li> <li>◦ 탱크 및 열교환기</li> <li>◦ 케이블 트레이</li> <li>◦ 컨듀잇 레이스웨이</li> </ul> <p><u>평가에서 제외되는 설비</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 구조물</li> <li>◦ 배관</li> <li>◦ 수동 체크 밸브</li> <li>◦ 덕트</li> <li>◦ 주기기</li> </ul> <p>GIP에 따른 상세 현장 평가 실시 GIP 답사기록지 사용</p>	<p>A-46 범주 기기 및 <u>추가 기기</u></p> <p><u>추가 기기</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 수동 기기</li> <li>◦ 주기기</li> <li>◦ 배관</li> <li>◦ SBLOCA 완화에 필요한 기기</li> <li>◦ 격납건물 (내진성능)</li> <li>◦ 구조물 (지지 내력)</li> <li>◦ 지진유발 화재</li> <li>◦ 지진유발 침수</li> </ul> <p>GIP에 준한 상세 현장 답사 실시 GIP 답사기록지에 SMA 요건 추가.</p>	<p><u>내부사건 모델에 포함된 기기</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 대부분의 안전관련 기기</li> </ul> <p><u>추가 기기</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 안전에 중요한 기기에 영향을 줄 수 있는 기기</li> </ul> <p>SMA에 준한 상세 현장 답사 실시 SMA 답사기록지 사용</p>
계전기	<p>A-46 범주의 계전기</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 안전정지 계통 및 그 보조계통과 관련된 계전기</li> <li>- 떨림 현상으로 인해 과도 상태를 유발하는 계전기</li> <li>- Bad Actor Relay</li> </ul> <p>GIP에 준한 상세 평가 실시</p>	<p>A-46 범주의 모든 계전기는 GIP 절차에 따라 평가 실시</p> <p>A-46 범주 외의 모든 계전기는 Bad Actor Relay만 평가 실시</p>	<p>SMA 방법 준용</p>

표 3.2.3 평가 연계성 비교 분석표

평가 항목	GIP	SMA	SPSA
입력 지진	SSE 혹은 SME	SME	지진재해도 곡선
평가 대상	두 개의 안전정지경로	두 개의 안전정지경로	노심에 영향을 주는 기기
선별 기준	경험 및 시험 자료	SMA 선별기준 표 GIP 절차 준용 허용	SMA 선별기준 이용
현장 답사	GIP 절차	SMA 고유 절차 GIP 절차 준용 허용	SMA 절차 준용
예외 기기	결정론적 평가	결정론적 평가	확률론적 평가
정착단	결정론적 평가	결정론적 평가	확률론적 평가
최종 결과	SSE 견담을 입증	SME 견담을 입증	노심손상빈도
기타 사항	상세 설계자료없이 평가 가능.	상세 설계자료없이 평가 가능. 국내 A-46 원전에 적용 가능.	상세 설계 자료없이 평가할 경우, 과다한 노심손상빈도 도출 가능성
평가 결과		연계성 탁월	연계성 부족

표 3.2.4 수평성분 안전정지지진(SSE) 설계응답스펙트럼

진동수 (cps)	50.0	33.0	9.0	2.5	0.25	0.2	
주기 (sec.)	0.02	0.03	0.111	0.4	4.0	5.0	
감쇠율	1%	0.20	0.20	0.850	1.020	0.131	0.084
	2%	0.20	0.20	0.708	0.850	0.115	0.074
	3%	0.20	0.20	0.646	0.775	0.108	0.069
	4%	0.20	0.20	0.584	0.701	0.101	0.065
	5%	0.20	0.20	0.522	0.626	0.094	0.060
	7%	0.20	0.20	0.454	0.544	0.086	0.055
	10%	0.20	0.20	0.380	0.456	0.078	0.050

표3.2.5 인공지진운동의 방향별 최대가속도

지진종류	방향	최대가속도
안전정지지진 (SSE)	E-W	-0.2000g
	N-S	0.2101g

표 3.2.6 월성 1호기 부지의 암반 특성

Properties Rock Type	Wave Propagation Velocity (m/sec)		Elastic Modulus (kg/cm <sup>2</sup> )		Poisson's Ratio
	Compressive	Shear	Static	Dynamic	
Tuff	1800	1000	7.5×10 <sup>3</sup>	50×10 <sup>3</sup>	0.3
Agglomerate	2000	1000	11.2×10 <sup>3</sup>	74×10 <sup>3</sup>	0.3
Dacite	3000	1500	24.5×10 <sup>3</sup>	163×10 <sup>3</sup>	0.3
Dacite Breccia	3000	2000	24.5×10 <sup>3</sup>	163×10 <sup>3</sup>	0.3
Andesite	2500	1300	17×10 <sup>3</sup>	113×10 <sup>3</sup>	0.3
Basalt	2500	1800	17×10 <sup>3</sup>	113×10 <sup>3</sup>	0.3
Argillite	3000	2200	24.5×10 <sup>3</sup>	163×10 <sup>3</sup>	0.3

표 3.2.7 월성 1호기 서비스건물의 구역별 재하 하중

구역 \ 하중종류	고정하중	활하중
EL93.90m	100 psf	150 psf
EL100.0m	100 psf	150 psf
EL105.4m	50 psf	100 psf
EL109.2m	50 psf	100 psf
지붕층	30 psf	40 psf
계단실	75 psf	100 psf

표 3.2.8 월성 1호기 서비스건물 구조요소의 재료특성

	단위중량	탄성계수	포아송 비
강 재	7.85ton/m <sup>3</sup>	29×10 <sup>6</sup> psi	0.30
콘크리트	150 pcf	3.97×10 <sup>6</sup> psi	0.15

표 3.2.9 월성 1호기 서비스건물 구역 I의 고유진동특성

월성 2호기 (기존 해석)				월성 1호기 (신규 해석)			
모드 번호	진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)		모드 번호	진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)	
		X-방향	Y-방향			X-방향	Y-방향
1	1.672	0.01	3.22	1	1.879	0.00	7.23
2	2.497	8.78	0.53	2	2.358	15.25	0.30
3	2.782	3.43	1.04	3	2.641	5.47	1.46
4	3.291	0.10	7.93	4	2.935	0.01	11.20
5	3.658	3.82	0.64	26	9.681	0.43	5.17
27	8.931	26.56	3.85	28	9.973	0.63	19.63
31	9.777	5.63	23.91	34	11.150	16.80	6.18
35	10.890	16.03	1.37	40	11.623	25.62	0.14
42	12.985	11.51	0.05	43	12.522	7.24	3.72
53	16.640	0.20	34.90	75	24.721	1.08	4.18
65	22.148	3.57	0.00	76	25.510	0.40	5.14
72	31.527	4.89	0.92	100	32.166	0.017	0.111

표 3.2.10 월성 1호기 서비스건물 구역 II의 고유진동특성

월성 2호기 (기존 해석)				월성 1호기 (신규 해석)			
모드 번호	진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)		모드 번호	진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)	
		X-방향	Y-방향			X-방향	Y-방향
1	2.170	0.009	25.013	1	2.155	0.042	13.723
2	2.566	18.987	0.018	2	2.820	21.645	0.052
7	3.650	0.004	4.619	3	3.555	0.053	14.368
8	5.134	0.645	19.717	5	5.781	0.118	21.376
9	5.429	0.308	5.327	6	5.901	5.438	9.798
10	5.536	0.000	6.081	7	6.195	1.016	3.447
14	7.168	15.923	0.439	8	7.394	22.708	0.693
18	8.888	7.760	1.365	11	10.463	8.913	0.126
29	13.788	0.693	10.867	17	13.555	0.702	5.314
32	14.530	3.923	5.012	19	15.134	0.395	19.757
34	15.689	8.592	7.648	29	20.055	5.864	0.055
36	16.717	1.951	7.525	36	23.815	1.563	5.284
45	26.071	30.403	0.007	68	38.563	7.529	0.037
46	33.163	1.470	1.436	100	50.026	0.044	0.053

표 3.2.11 월성 1호기 서비스건물 구역 III의 고유진동특성

월성 2호기 (기존 해석)				월성 1호기 (신규 해석)			
모드 번호	진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)		모드 번호	진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)	
		X-방향	Y-방향			X-방향	Y-방향
1	2.577	24.852	0.369	1	2.770	16.161	4.918
2	2.634	0.495	25.407	2	2.849	4.213	16.057
9	8.127	12.245	0.003	5	4.995	6.359	0.535
10	8.242	0.009	8.142	6	5.498	0.162	4.211
11	9.210	3.753	6.817	10	9.265	3.938	1.550
12	9.315	12.590	2.692	13	11.018	15.365	10.768
13	9.552	27.705	10.551	14	12.607	30.838	14.141
16	12.520	0.488	7.781	18	19.751	5.760	6.361
17	13.214	0.001	0.007	21	20.923	0.642	10.921
19	13.983	1.382	12.078	24	23.486	0.577	8.400
50	32.774	0.10	0.06	100	52.526	0.004	0.001

표 3.2.12 고리2호기 기기냉각 및 보조건물 강성특성치

높이 (m)		강심 위치		Ax (m <sup>2</sup> )	Ay (m <sup>2</sup> )	Ixx (m <sup>4</sup> )	Iyy (m <sup>4</sup> )	J (m <sup>4</sup> )
		xg(m)	yg(m)					
82.25	89.64	32.79	13.34	106.56	100.37	17,292.91	16,136.68	27,014.27
89.64	94.21	32.36	7.15	70.52	102.49	15,917.87	16,331.68	23,674.13
94.21	98.17	42.27	18.96	10.25	28.72	706.32	4,066.46	3,410.06
94.21	100.3	18.72	8.97	63.77	71.01	17,927.71	23,242.56	23,296.02
98.17	100.3	35.73	18.96	9.60	5.13	11.96	542.43	396.12
100.3	103.7	44.16	8.85	61.16	20.05	4253.60	3725.61	5,125.88
100.3	107.62	20.38	8.88	39.94	53.92	7830.97	16977.24	15,760.69
103.7	107.62	42.79	7.30	72.04	15.19	3,765.94	8,223.28	7,252.30
107.62	111.22	38.31	10.78	106.68	32.44	5,810.51	19,166.27	10,808.95
107.62	115.55	22.63	6.97	20.13	19.02	5,296.24	1,132.54	2,843.01
111.22	115.55	28.69	9.57	42.43	16.10	4147.72	10893.73	5,649.43
115.55	123.17	24.52	23.35	5.67	13.90	783.96	3129.21	3,821.54

표 3.2.13 고리 2호기 드럼저장지역 강성특성치

높이 (m)		강심 위치		Ax (m <sup>2</sup> )	Ay (m <sup>2</sup> )	Ixx (m <sup>4</sup> )	Iyy (m <sup>4</sup> )	J (m <sup>4</sup> )
		xg(m)	yg(m)					
100.3	107.62	73.97	11.84	51.31	54.85	71,623.17	434,527.96	274,004.71
107.62	111.22	72.83	9.41	77.15	66.32	408,965.31	1,881,687.58	1,012,573.23
111.22	115.55	75.66	6.10	27.70	28.78	7,108.24	2,588.16	2,636.63
115.55	123.17	66.62	22.70	1.68	2.59	424.80	633.58	862.95

표 3.2.14 고리 1호기 중간건물 강성특성치

높이 (m)		강심 위치		Ax (m <sup>2</sup> )	Ay (m <sup>2</sup> )	Ixx (m <sup>4</sup> )	Iyy (m <sup>4</sup> )	J (m <sup>4</sup> )
		xg(m)	yg(m)					
100.3	104.26	38.26	77.13	26.36	32.26	1,274.01	93,004.57	47,023.61
100.3	107.62	13.88	65.48	65.89	49.41	36,259.73	19,880.11	28,601.23
104.26	107.62	37.34	66.46	30.08	30.25	19,065.87	9,760.47	14,895.67
107.62	115.55	27.82	65.54	67.11	55.01	51,661.59	39,887.11	50,667.08
115.55	119.82	54.89	71.91	22.86	1.14	1,210.73	2,561.80	3,270.94
115.55	123.17	18.02	70.15	42.50	22.96	4,980.99	15,265.79	12,969.71
119.82	123.17	45.67	71.93	22.91	0.00	1,170.59	776.01	1,736.87



표 3.2.15 고리 1호기 기사용핵연료지역 강성특성치

높이 (m)		강심 위치		Ax (m <sup>2</sup> )	Ay (m <sup>2</sup> )	Ixx (m <sup>4</sup> )	Iyy (m <sup>4</sup> )	J (m <sup>4</sup> )
		xg(m)	yg(m)					
100.3	107.62	75.35	38.60	53.85	48.20	1,168.63	173,430.23	79,749.67
107.62	115.55	75.35	38.60	53.85	48.20	1,168.63	12,320.62	9,971.14

표 3.2.16 고리 2호기 핵연료취급건물 강성특성치

높이 (m)		강심 위치		Ax (m <sup>2</sup> )	Ay (m <sup>2</sup> )	Ixx (m <sup>4</sup> )	Iyy (m <sup>4</sup> )	J (m <sup>4</sup> )
		xg(m)	yg(m)					
100.3	107.62	90.25	30.62	8.42	20.12	3,188.55	115,144.21	74,496.41
107.62	115.55	89.47	31.31	33.91	18.55	10,041.02	20,727.07	14,422.48
115.55	123.17	78.354	23.759	5.8448	6.2207	1E+08	1E+08	352.356
123.17	133.18	85.928	30.031	0.8468	0.637	1E+08	1E+08	232.0336

표 3.2.17 고리 2호기 제어건물 강성특성치

높이 (m)		강심 위치		Ax (m <sup>2</sup> )	Ay (m <sup>2</sup> )	Ixx (m <sup>4</sup> )	Iyy (m <sup>4</sup> )	J (m <sup>4</sup> )
		xg(m)	yg(m)					
100.3	104.87	68.52	62.35	27.22	42.38	10,901.77	7,802.74	15,712.14
104.87	107.62	76.97	63.48	22.63	19.93	8,113.92	1,788.28	7,830.96
107.62	111.89	76.95	63.39	24.00	25.48	9,085.74	1,989.51	8,771.02
111.89	115.55	76.94	66.39	20.88	21.49	7,920.94	1,928.35	7,280.99
115.55	123.77	76.97	77.90	13.00	18.96	3,549.36	1,465.62	2,445.26

표 3.2.18 고리 2호기 중량기기 하중

구획	높이 (m)	기기 번호	기 기 명	중량(kips)	
				dry	flooded
보조 건물	94.21m	65	LAUNDRY AND HOT SHOWER TANK	6.0	89.0
	100.30m	63	WASTE EVAPORATOR CONDENSATE TANK	6.0	47.0
	107.62m	66A	WASTE MONITOR TANK A	5.6	49.0
		66B	WASTE MONITOR TANK B	5.6	49.0
		82A	GAS DECAY TANK A	12.5	49.6
		82B	GAS DECAY TANK B	12.5	49.6
		82C	GAS DECAY TANK C	12.5	49.6
		82D	GAS DECAY TANK D	12.5	49.6
		82E	GAS DECAY TANK E	12.5	49.6
		82F	GAS DECAY TANK F	12.5	49.6

표 3.2.19 고리 2호기 기기 냉각 및 보조건물 질량특성치

높이 (m)	위 치		질 량 (t-sec <sup>2</sup> /m)	M <sub>xx</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>yy</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>zz</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)
	xm (m)	ym (m)				
89.64	31.82	12.84	549.92	1,496,812.49	361,893.69	1,858,706.18
94.21	31.31	12.39	323.01	302,423.23	131,417.07	433,840.30
98.17	40.09	13.05	101.04	67,983.80	138,986.91	206,970.72
100.3	31.52	13.82	759.52	1,707,074.38	2,567,805.87	4,274,880.26
103.7	48.38	10.12	241.37	39,938.05	178,272.99	218,211.04
107.62	33.44	12.03	792.47	1,108,837.00	1,851,024.71	2,959,861.71
111.22	40.48	10.29	310.61	35,528.07	231,226.01	266,754.07
115.55	36.39	14.62	474.49	359,927.26	679,081.46	1,039,008.72
123.17	37.43	14.05	241.57	2,282,184.34	2,431,130.74	4,713,315.08

표 3.2.20 고리 2호기 드럼저장지역 질량특성치

높이 (m)	위 치		질 량 (t-sec <sup>2</sup> /m)	M <sub>xx</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>yy</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>z</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)
	xm (m)	ym (m)				
107.62	69.98	10.90	290.62	135,482.85	35,309.67	170,792.52
111.22	69.10	10.43	218.39	80,417.42	36,609.73	117,027.15
115.55	68.61	14.38	303.72	133,707.03	362,805.44	496,512.46
123.17	67.95	15.19	214.81	329,054.32	213,047.32	542,101.64

표 3.2.21 고리 2호기 중간건물 질량특성치

높이 (m)	위치		질량 (t-sec <sup>2</sup> /m)	M <sub>xx</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>yy</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>zz</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)
	xm (m)	ym (m)				
104.26	36.40	69.33	141.36	62,393.15	128,121.65	190,514.81
107.62	24.46	62.51	625.22	2,379,465.20	6,949,539.17	9,329,004.37
115.55	25.56	62.78	582.71	3,357,286.23	2,152,284.98	5,509,571.21
119.82	41.74	65.15	105.96	212,403.72	572,330.26	784,733.98
123.17	29.04	66.61	326.13	970,456.59	824,696.03	1,795,152.63

표 3.2.22 고리 2호기 기사용 핵연료지역 질량특성치

높이 (m)	위치		질량 (t-sec <sup>2</sup> /m)	M <sub>xx</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>yy</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>zz</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)
	xm (m)	ym (m)				
107.62	87.02	30.35	262.14	513,937.67	2,409,380.61	2,923,318.28
115.55	87.85	30.39	196.41	266,426.70	1,494,254.47	1,760,681.17
123.17	77.65	22.21	27.40	3,253.17	2,190.23	5,443.40
133.18	87.75	32.06	36.87	4,082.99	2,824.95	6,907.93

표 3.2.23 고리 2호기 핵연료취급건물 질량특성치

높이 (m)	위치		질량 (t-sec <sup>2</sup> /m)	M <sub>xx</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>yy</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)	M <sub>zz</sub> (t-sec <sup>2</sup> -m)
	xm (m)	ym (m)				
107.62	87.02	30.35	262.14	513,937.67	2,409,380.61	2,923,318.28
115.55	87.85	30.39	196.41	266,426.70	1,494,254.47	1,760,681.17
123.17	77.65	22.21	27.40	3,253.17	2,190.23	5,443.40
133.18	87.75	32.06	36.87	4,082.99	2,824.95	6,907.93

표 3.2.24 고리 2호기 제어건물 질량특성치

높이 (m)	위치		질량 (t-sec <sup>2</sup> /m)	Mxx (t-sec <sup>2</sup> -m)	Myy (t-sec <sup>2</sup> -m)	Mzz (t-sec <sup>2</sup> -m)
	xm (m)	ym (m)				
104.87	66.9	60.1	179.89	2,619,894.76	1,060,682.90	3,680,577.66
107.62	67.5	61.3	163.39	3,358,907.70	1,255,907.99	4,614,815.68
111.89	67.5	61.1	169.55	3,091,478.72	1,153,150.55	4,244,629.26
115.55	67.3	60.3	230.64	2,623,630.20	1,184,596.92	3,808,227.12
123.77	67.0	57.2	268.19	8,624,760.63	2,576,746.14	11,201,506.77

표 3.2.25 고리 2호기 복합보조건물의 고유치 해석결과 비교

기존 해석결과(고리2호기, FSAR)				신규 해석결과			
모드수	고유진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)		모드수	고유진동수 (Hz)	모드참여질량비(%)	
		X	Y			X	Y
1	5.440	0.015	0.558	1	3.305	0.192	0.013
2	5.650	0.524	0.016	2	5.063	0.126	0.045
3	<b>8.970</b>	0.289	<b>60.032</b>	3	5.743	0.187	0.529
4	<b>10.900</b>	<b>76.004</b>	0.735	4	6.812	0.099	0.140
5	11.800	0.000	8.008	5	6.992	0.028	0.307
6	12.700	0.413	1.613	6	7.179	0.758	0.667
7	14.500	1.099	6.044	7	7.555	0.178	0.020
8	16.300	0.048	0.003	8	8.496	7.770	5.737
9	20.100	6.588	7.281	9	9.011	1.496	1.844
10	20.300	4.976	10.248	10	9.134	0.001	0.067
11	21.200	0.455	0.007	11	<b>9.712</b>	2.509	<b>48.079</b>
12	21.400	0.168	0.008	12	<b>11.420</b>	<b>50.357</b>	0.508
13	21.900	1.184	0.001	13	11.639	0.606	0.093
14	25.000	0.009	1.167	14	12.027	0.017	0.014
15	26.100	2.810	0.724	15	12.790	0.002	0.002
16	26.900	2.400	1.518	16	13.896	0.000	0.000
17	27.100	0.105	0.005	17	14.404	0.000	0.018
18	27.800	1.960	0.115	18	16.104	2.460	1.407
19	28.700	0.722	0.249	19	17.508	0.276	14.925
20	30.200	0.131	0.320	20	19.838	0.013	0.005

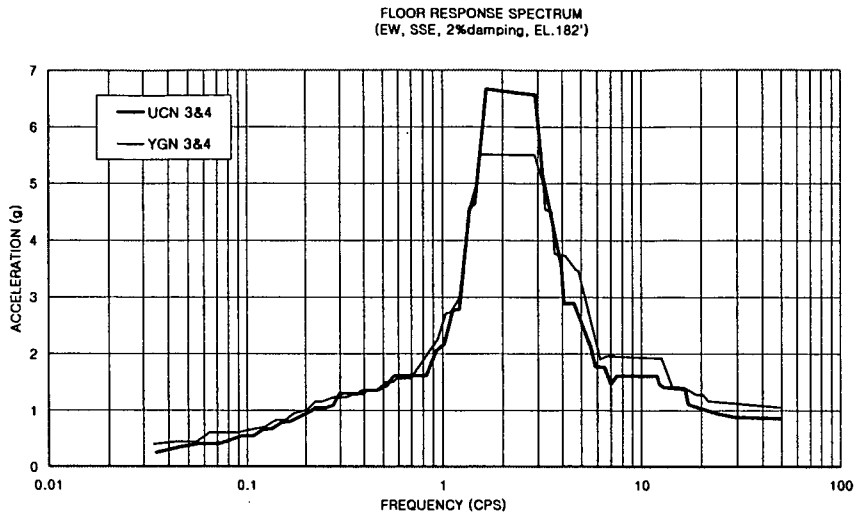
표 3.2.26 기기 내진검증 자료 분석 대상 발전소

		내진검증보고서	대상 발전소		
			UCN3&4	YGN5&6	UCN5&6
Motor Control Center	125VDC	E216-ER-A01-01	○	○	○
	480VDC	E209-ER-A01-01	◆ <sup>1)</sup>	○	○
Metal-Clad Switch Gear		E207-ER-A01-01	◆ <sup>2)</sup>	◆ <sup>2)</sup>	○
Batteries w/ Racks		E212-ER-A01-01	○	◆ <sup>3)</sup>	◆ <sup>3)</sup>
Battery Charger		E214-ER-A01-01	○	○	-
30KVA Inverter		E214-ER-A01-01	○	○	-
42KVA Regulating Transformer		E214-ER-A01-01	○	○	-

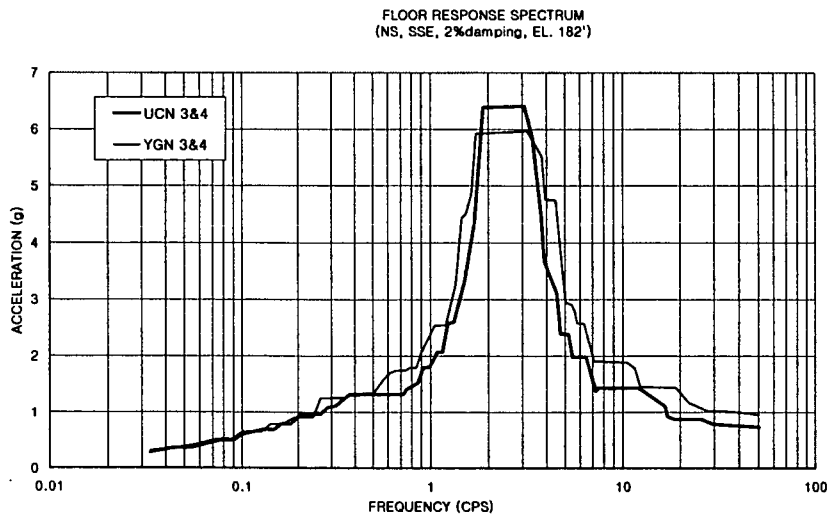
1) Unreadable TRS

2) Not Containing TRS

3) Same as UCN 3&4



(a) EW 방향



(b) NS 방향

그림 3.2.1 영광 3,4호기와 울진 3,4호기의 층응답스펙트럼의 비교

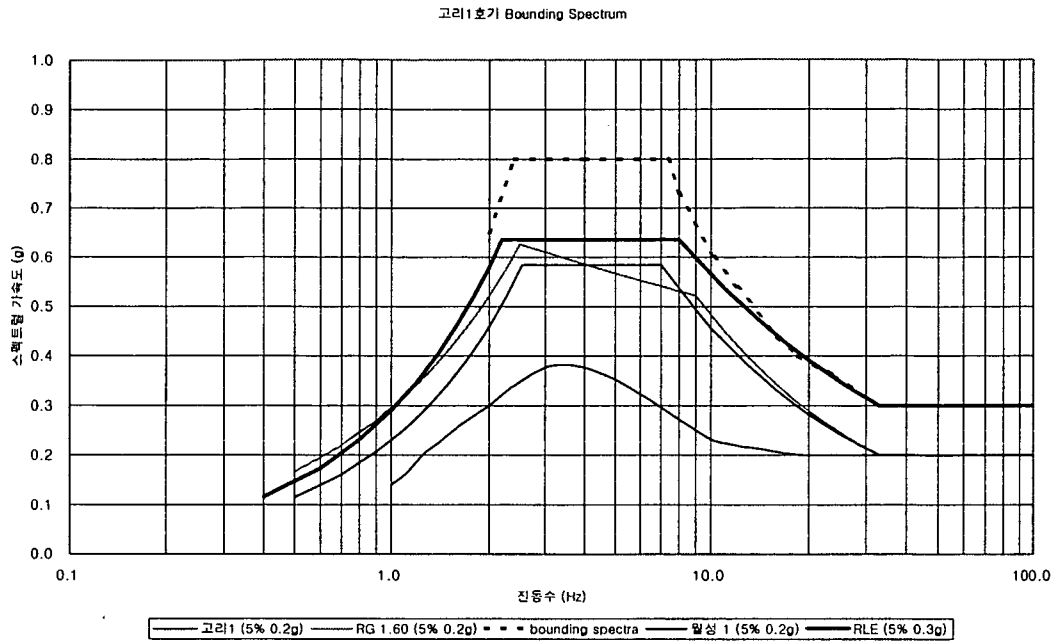


그림 3.2.2 : 국내 USI A-46 원전의 지반응답스펙트럼

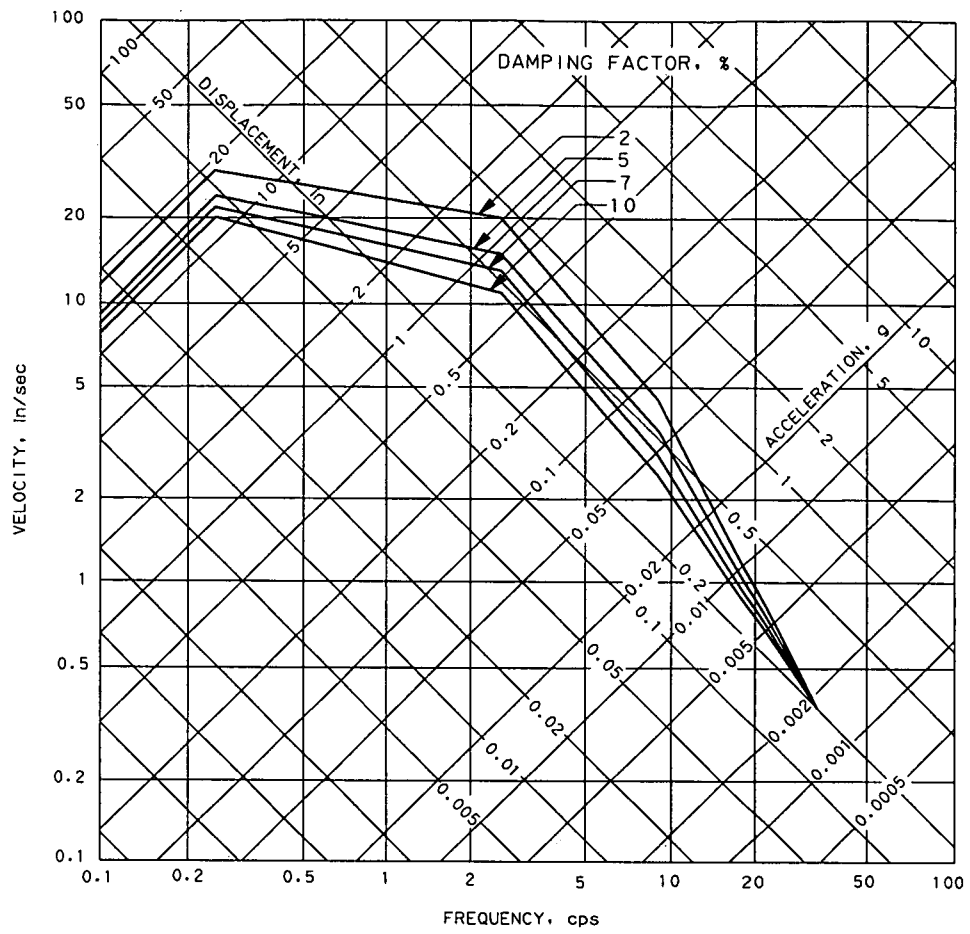
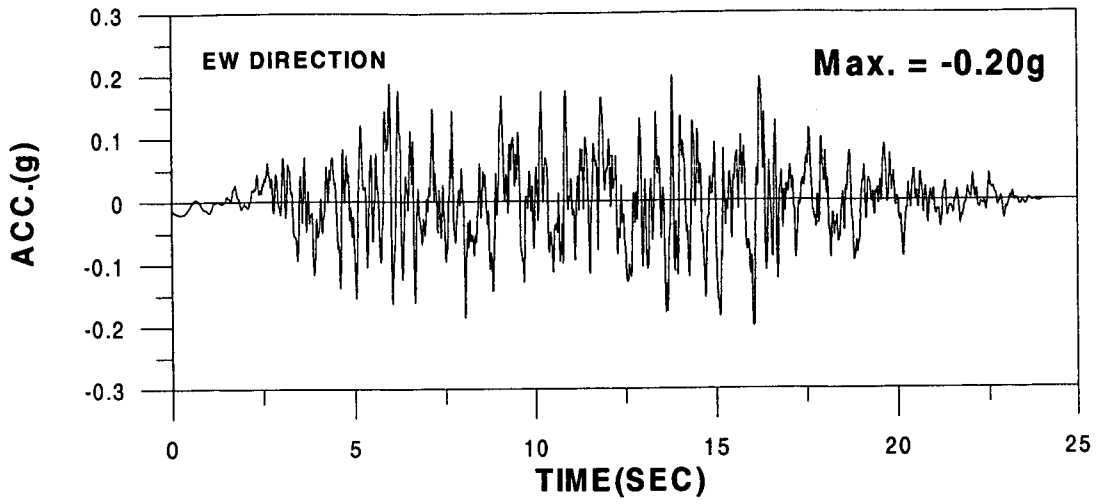
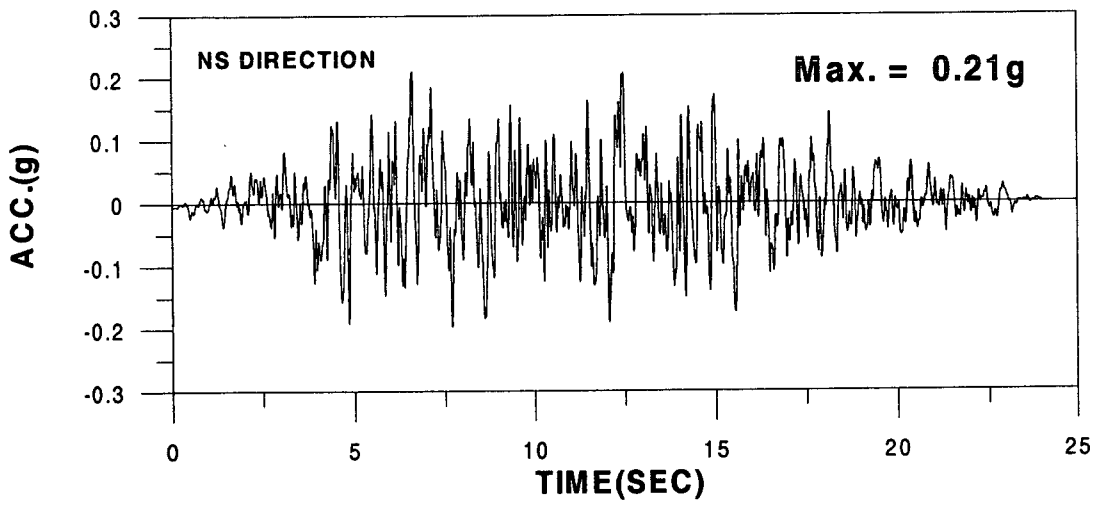


그림3.2.3 설계응답스펙트럼 (안전정지지진(SSE), 수평방향)





(a) 동서방향



(b) 남북방향

그림3.2.4 인공가속도 시간이력

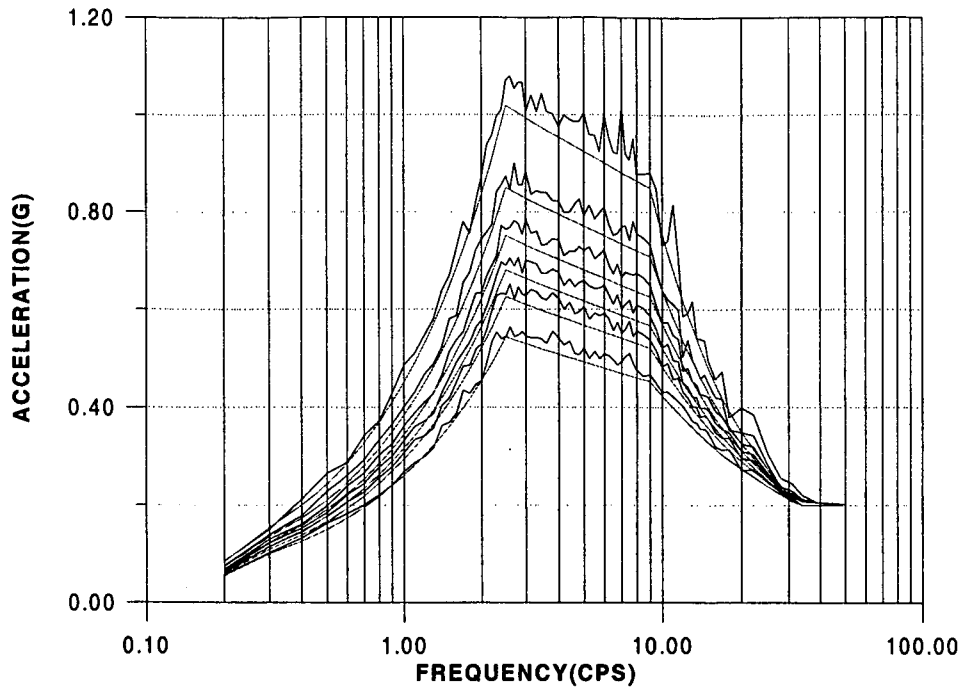


그림 3.2.5 시간이력의 설계응답스펙트럼(EW방향)  
(SSE, 감쇠비 1%, 2%, 3%, 4%, 5% and 7%)

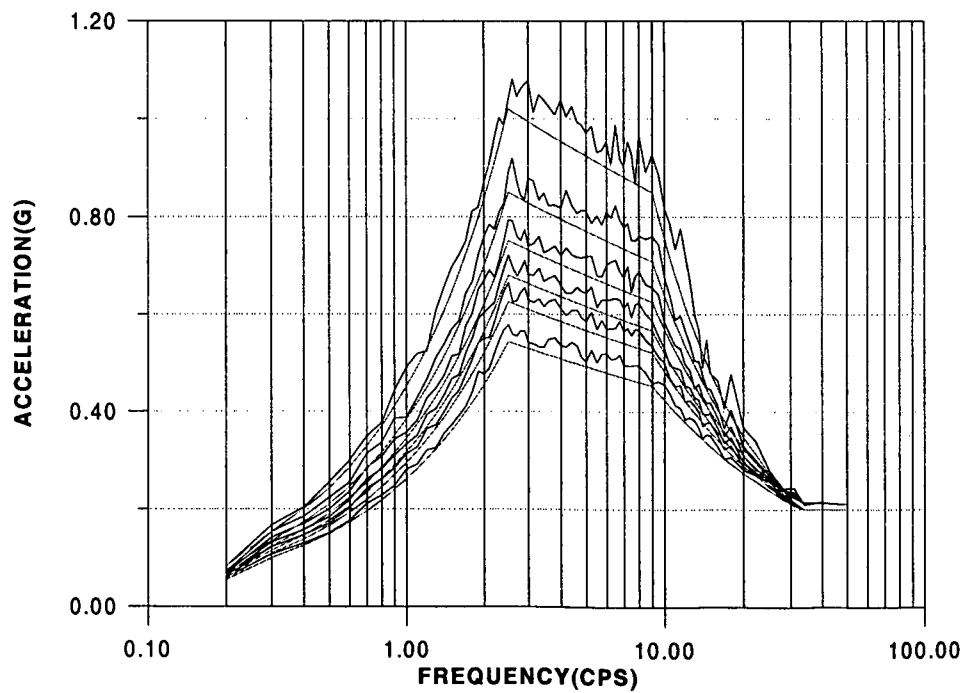


그림 3.2.6 시간이력의 설계응답스펙트럼(NS방향)  
(SSE, 감쇠비 1%, 2%, 3%, 4%, 5% and 7%)

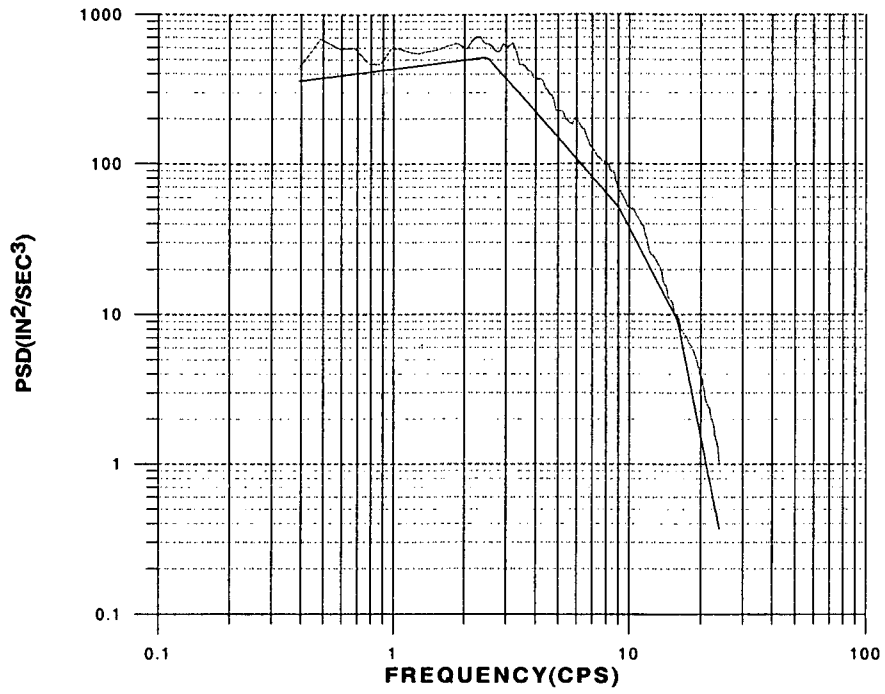


그림 3.2.7 목표PSD와 계산된 PSD 비교(EW방향)

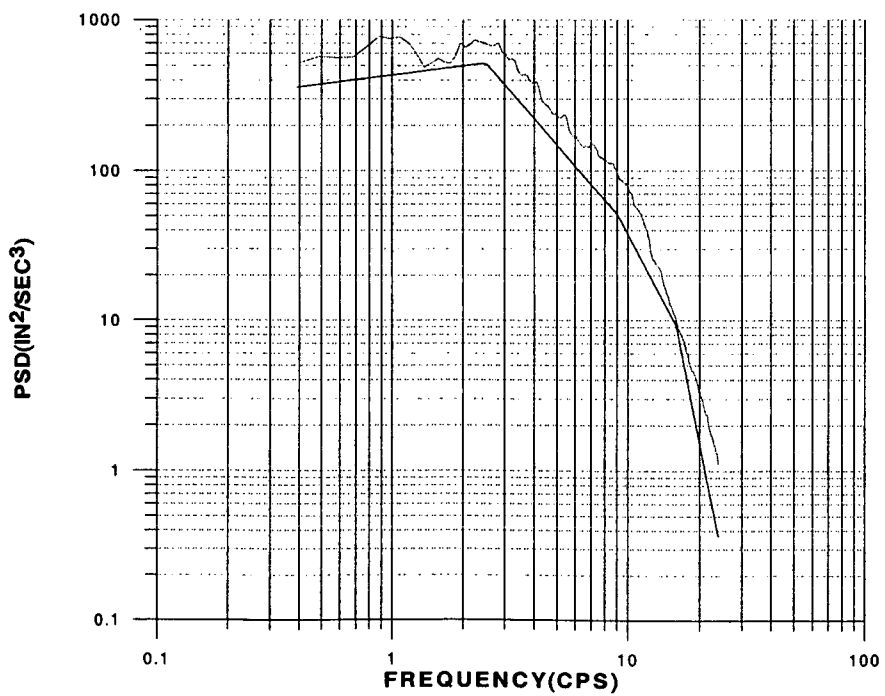


그림 3.2.8 목표PSD와 계산된 PSD 비교(NS방향)

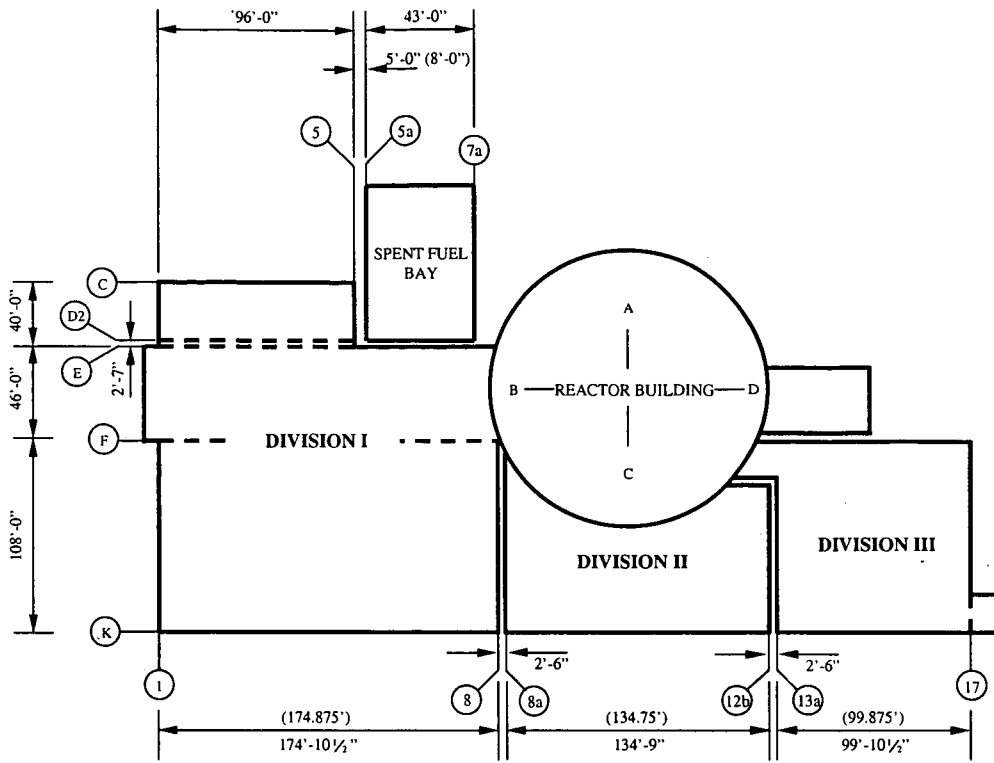


그림 3.2.9 월성 1호기 서비스건물의 구역 분할

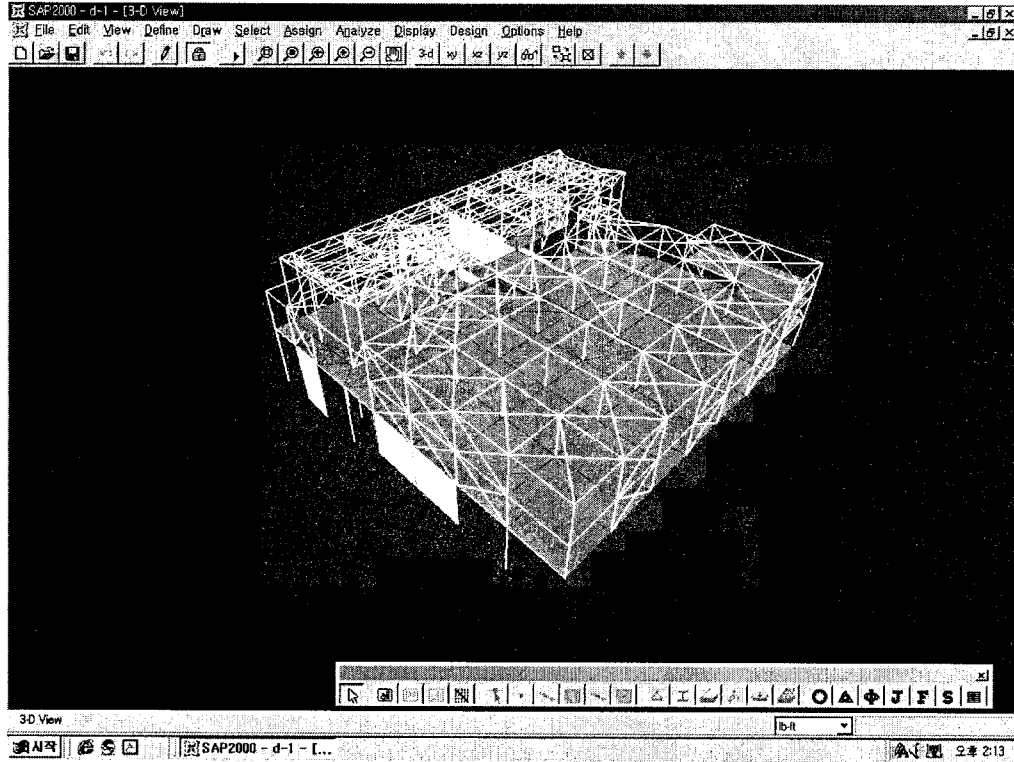


그림 3.2.10 월성 1호기 서비스건물 구역 I의 해석모델

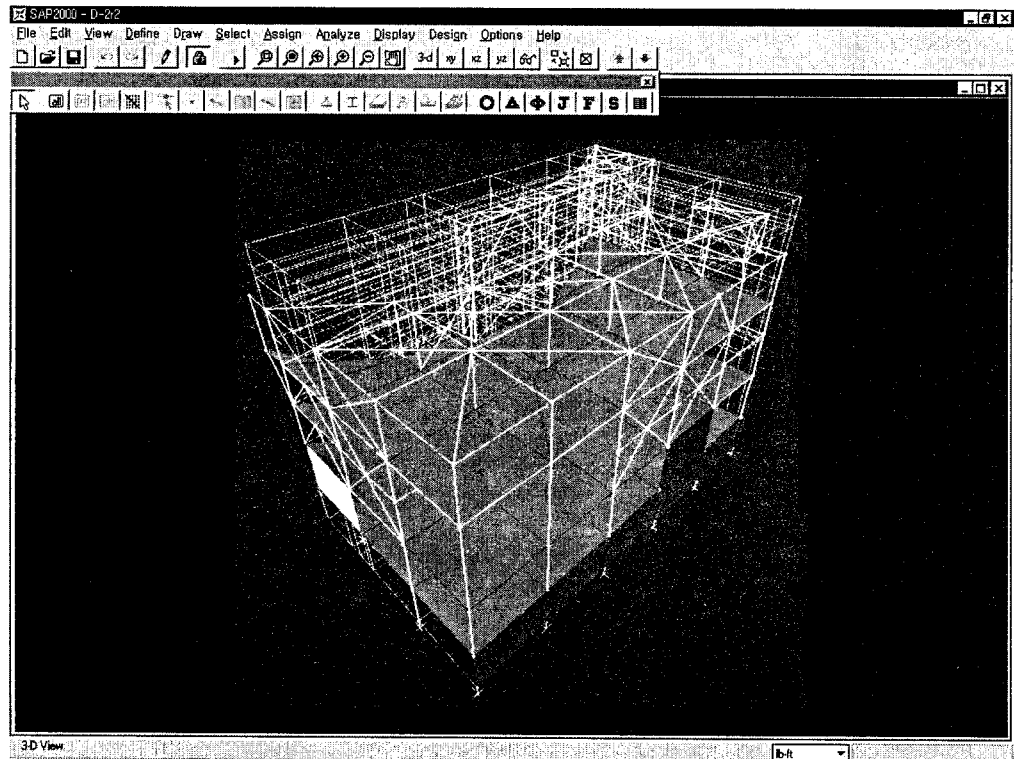


그림 3.2.11 월성 1호기 서비스건물 구역 II의 해석모델

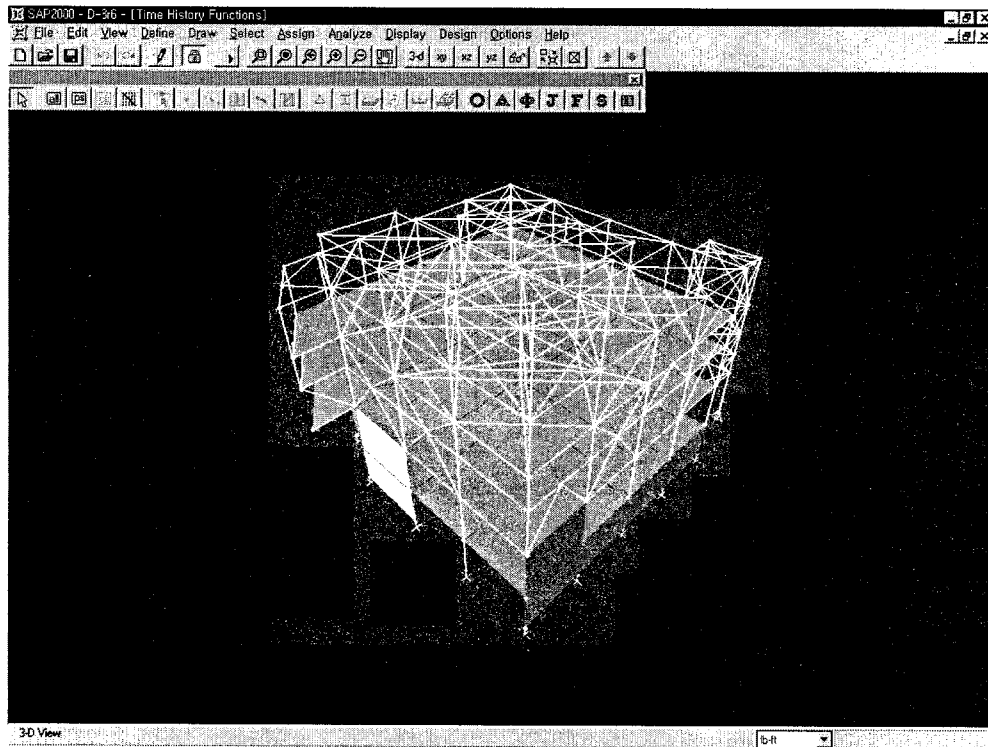


그림 3.2.12 월성 1호기 서비스건물 구역 III의 해석모델

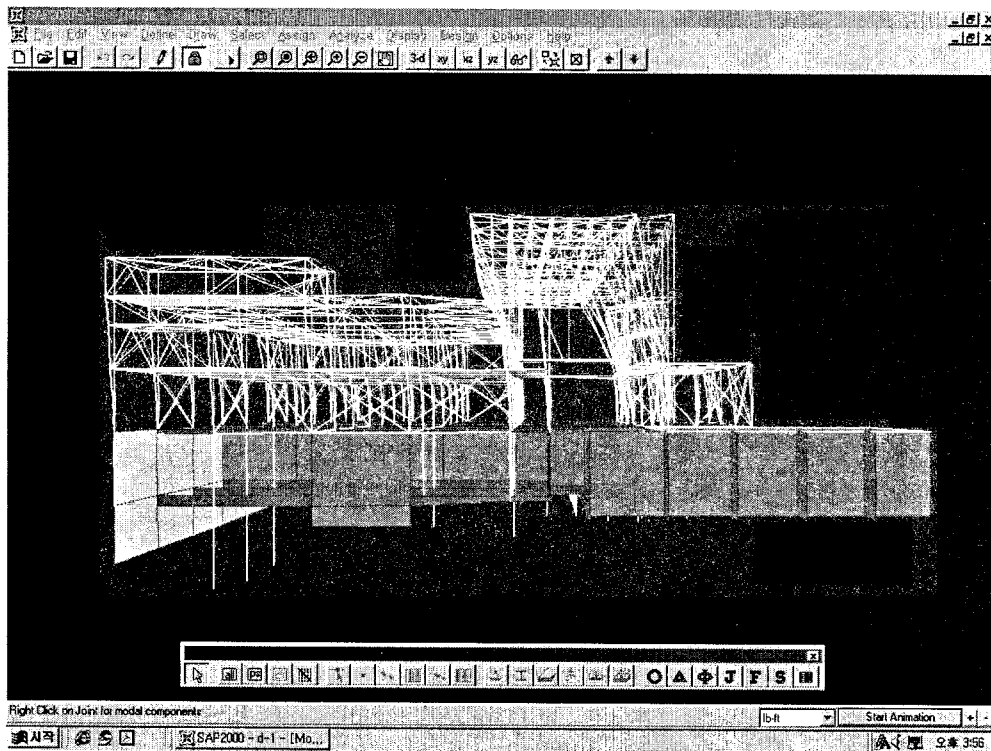


그림 3.2.13 월성 1호기 서비스건물 구역 I의 기본고유모드

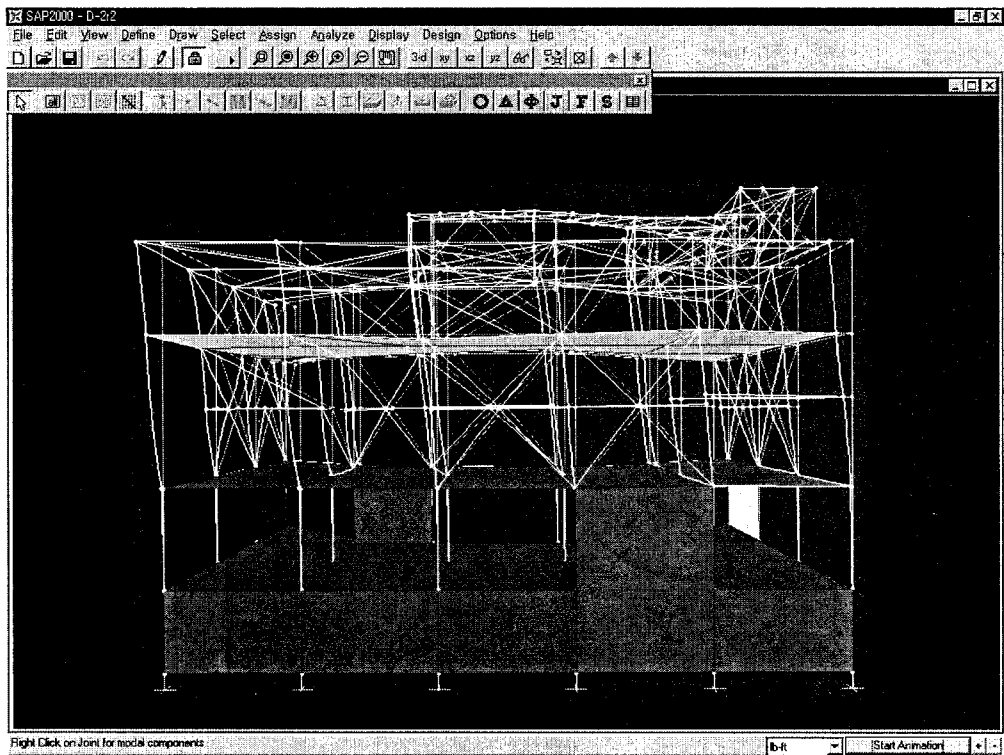


그림 3.2.14 월성 1호기 서비스건물 구역 II의 기본고유모드

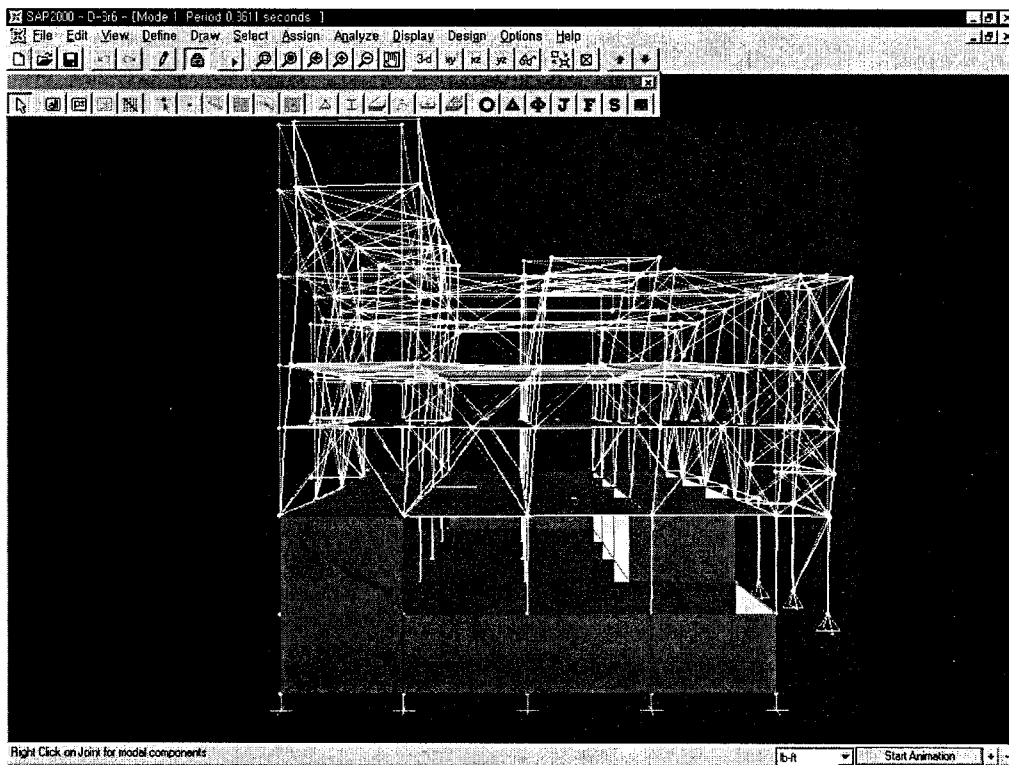
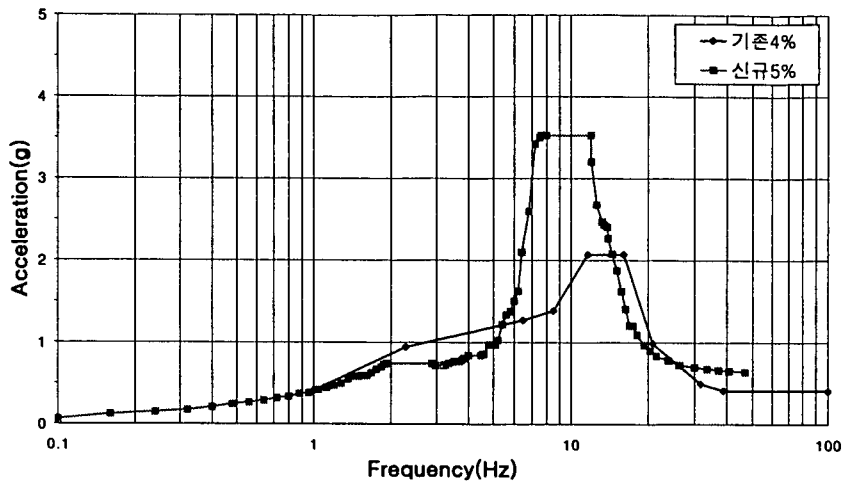
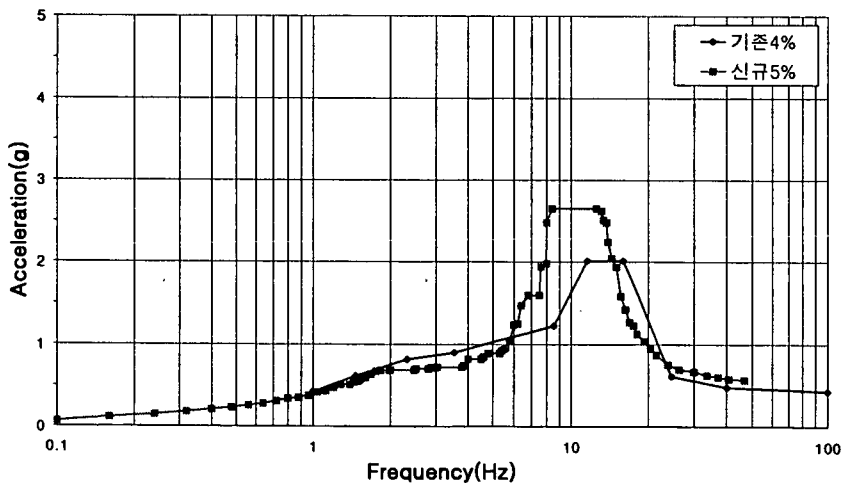


그림 3.2.15 월성 1호기 서비스건물 구역 III의 기본고유모드



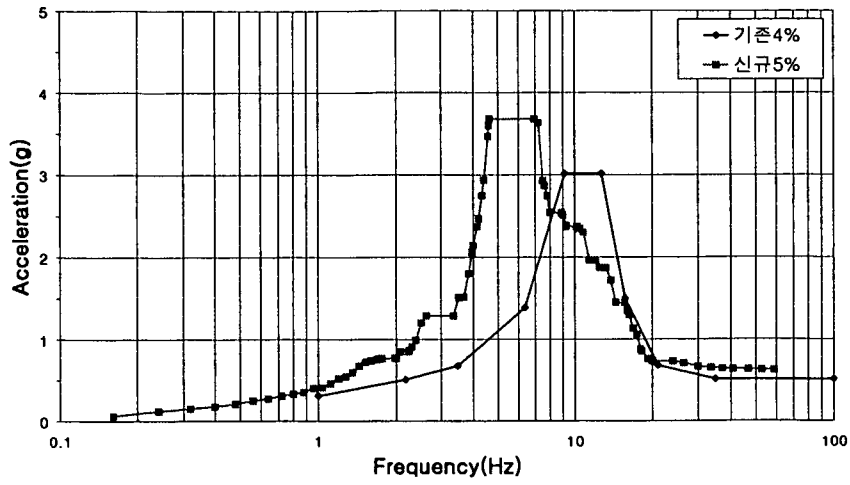
(a) 남북 방향



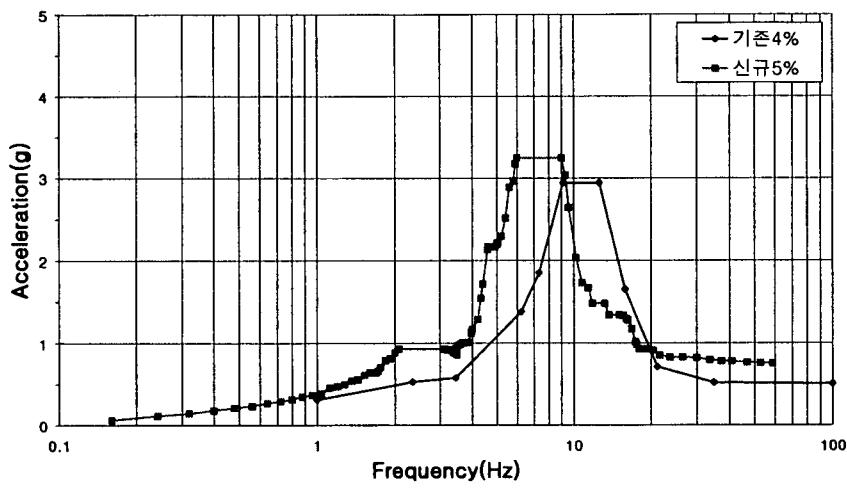
(b) 동서 방향

그림 3.2.16 월성 1호기 서비스건물 구역 I 층응답스펙트럼의 비교



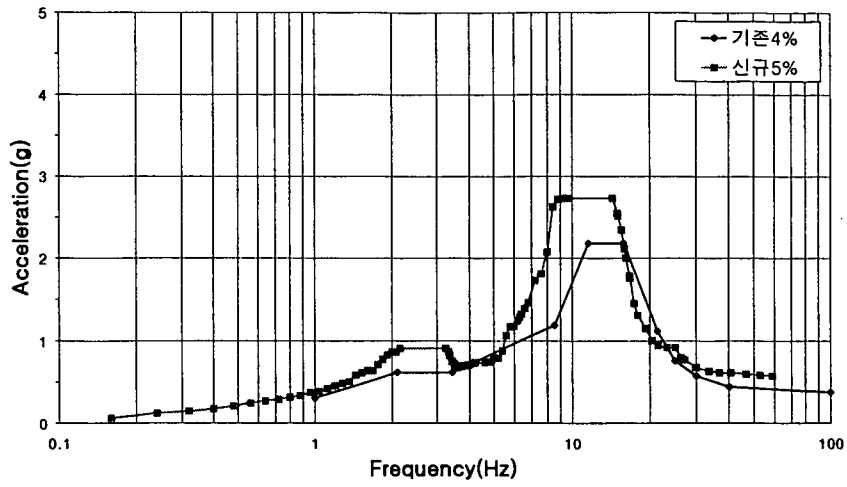


(a) 남북 방향

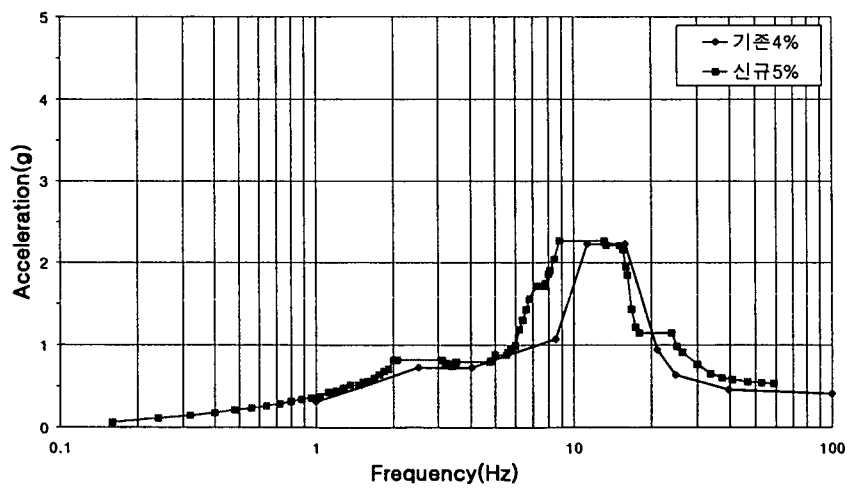


(b) 동서방향

그림 3.2.17 월성 1호기 서비스건물 구역 II 층응답스펙트럼의 비교



(a) 남북 방향



(b) 동서 방향

그림 3.2.18 월성 1호기 서비스건물 구역 III 층응답스펙트럼의 비교

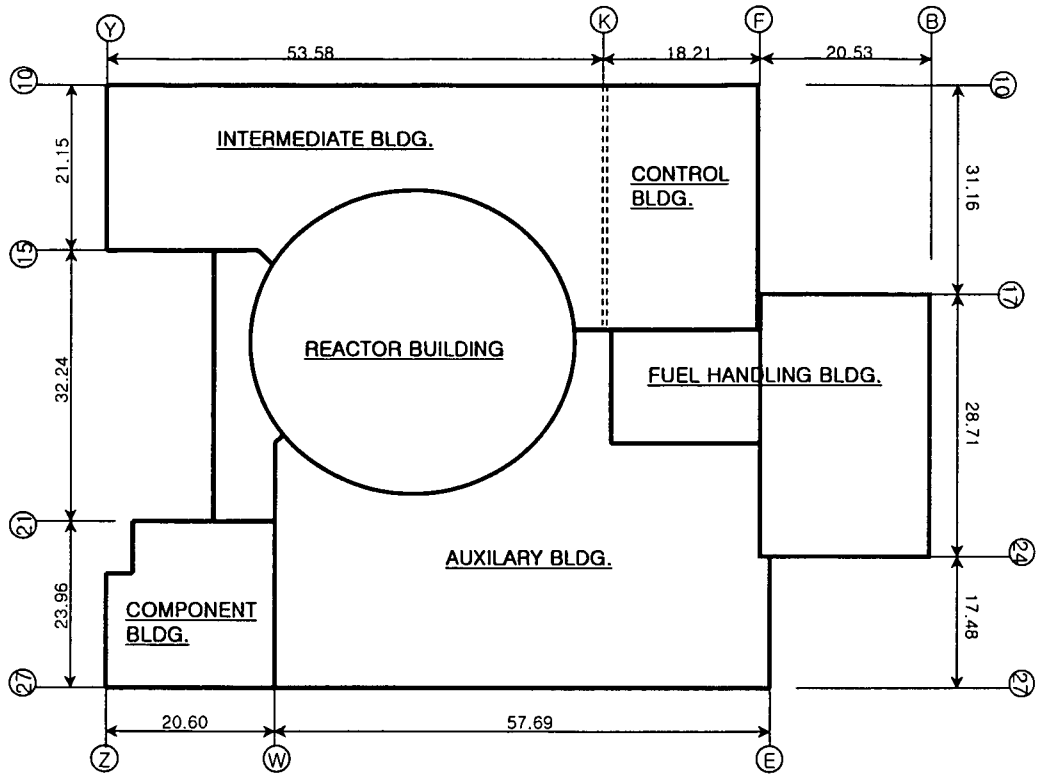


그림 3.2.19 고리1호기 복합보조건물 배치도

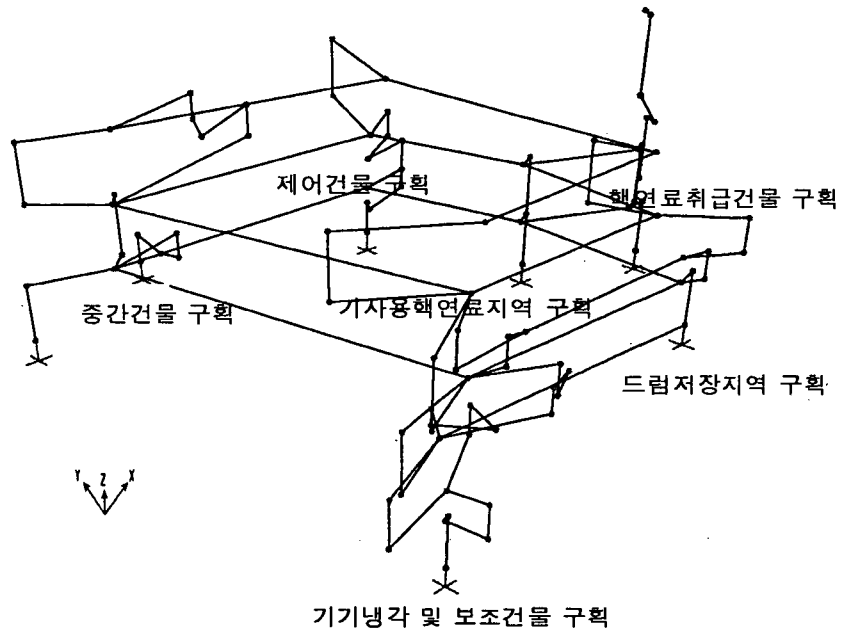


그림 3.2.20 고리1호기 복합보조건물 해석 모델 형상

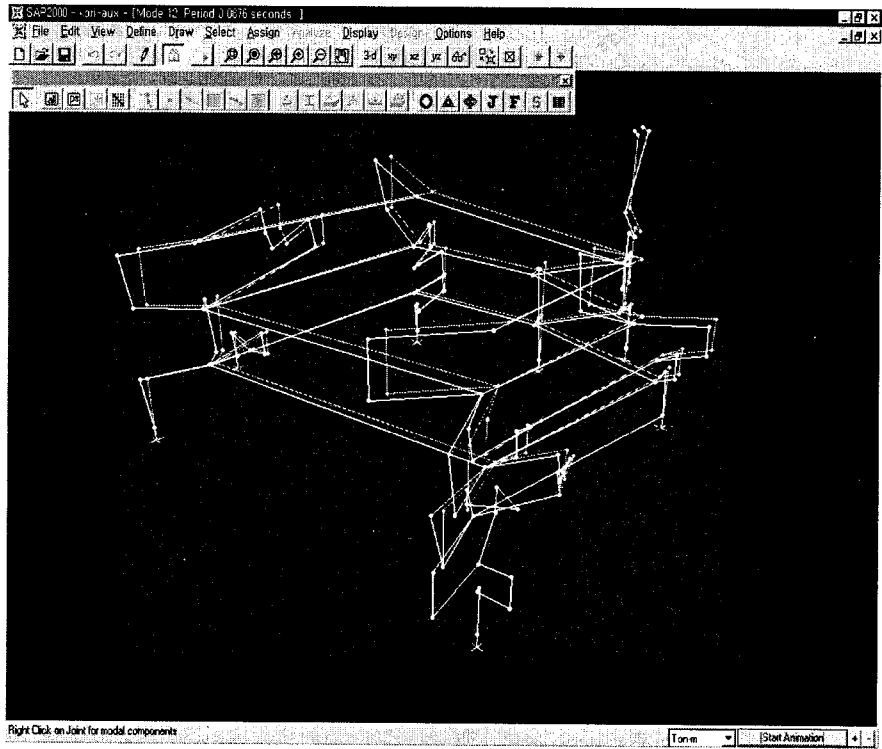


그림 3.2.21 고리2호기 복합보조건물의 주요 진동 모드(모드12,EW방향)

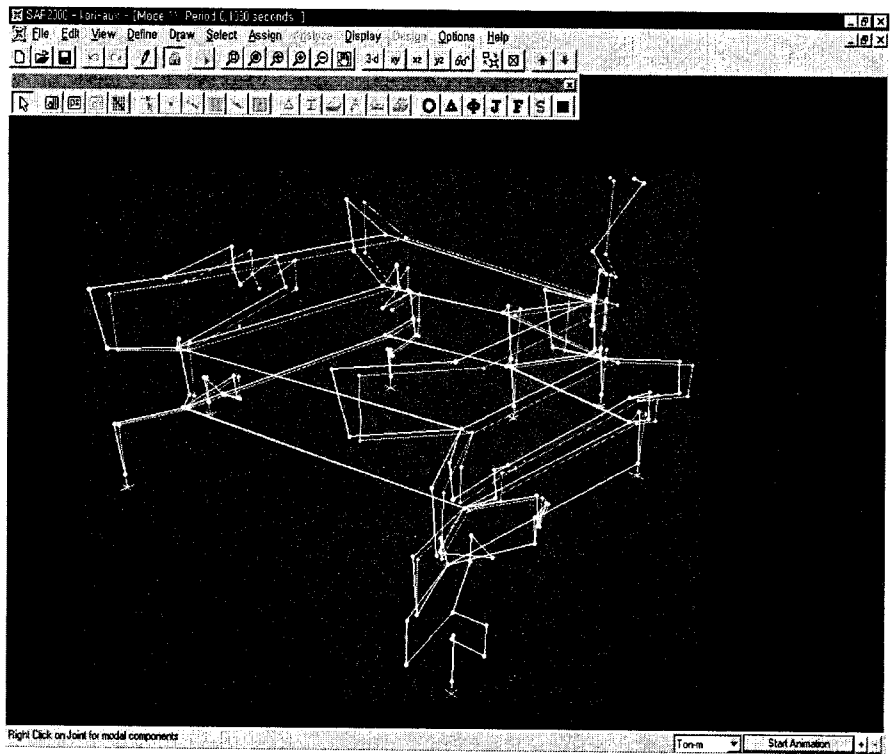


그림 3.2.22 고리2호기 복합보조건물의 주요 진동 모드(모드11,NS방향)

## EQUIPMENT DESCRIPTOR FILE

		Form ID : 1201
Equipment Label	480V Motor Control Center	
Equipment Class	Functional Class : Electrical	Generic Class : Motor Control Center
Specific Equip Type		
Manufacturing	Manufacturing Standard :	
	Manufacturer : Hyundai Heavy Industry Co., LTD	
	Model : N/A	
Configuration	Size(LXWXH) : 508X508X2700.8(m)	Weight :      CG :
Source Document	SQR No. : E209-EH-A01-01	Rev : Rev 1      Date : 05-27-99
Test Organization	Institute : KIMM	Date : Dec-1998
Test Report	Report No. : BS1326-668.M(1)	Plan Report No. : QP-S,IM326U (Rev. C)
Environ Qualification		
Test Input Motion	Type : Multi-Frequency Random Motion	
	Duration : 40 sec	Control : 1/16 octave
	Axis : Triaxis	Dep/Indep : Independent
Test Orientation	X (H1) : side-to-side	Angle : 0 (Deg)
Test Mounting	Condition : Floor	Method : Weld
Bolt/Weld Description		
Resonance Frequency	H1 : 22 (Hz)	H2 : 11 (Hz)      VT : 40 (Hz)
Function Monitored		
Acceptance Criteria		
Base/Frame Damage		
Append Simulated		
Exceptions		
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :	Number of TRS :
Comments	5 OBE test & a SSE test	

그림 3.2.23 기기내진검증 데이터베이스 구축 입력 양식

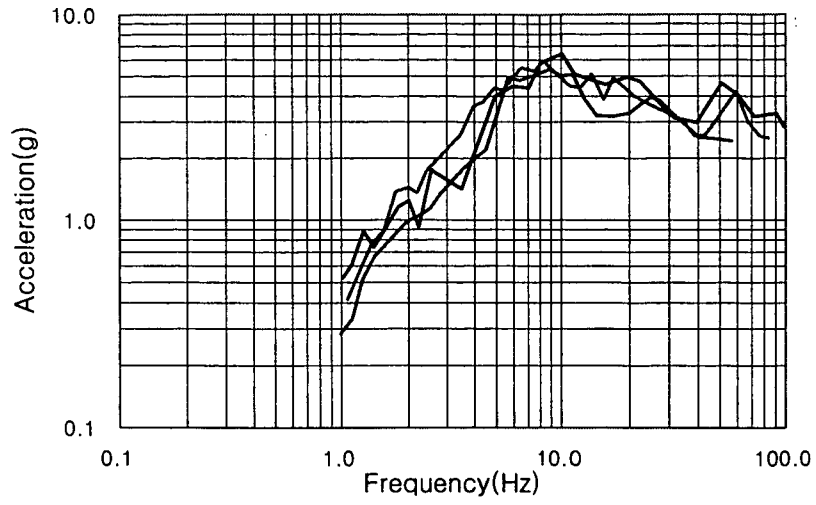
## TRS FILE

Form ID	1201				
FRS	Type : SSE	Damp : 5%	Location : base		
Peak of TRS	H1 : 5.421 g	H2 : 4.946 g	VT : 2.788 g		
ZPA of TRS	H1 : 2.423 g	H2 : 2.191 g	VT : 1.097 g		

Side to Side		Front to Back		Vertical	
Freq(Hz)	Acc(g)	Freq(Hz)	Acc(g)	Freq(Hz)	Acc(g)
0.99	0.28	0.95	0.16	1.24	0.29
1.12	0.33	1.05	0.26	1.54	0.50
1.25	0.51	1.33	0.58	1.72	0.52
1.41	0.67	1.45	0.75	2.05	0.61
1.97	0.99	1.91	0.87	2.44	0.79
2.21	1.04	2.08	0.89	2.65	0.81

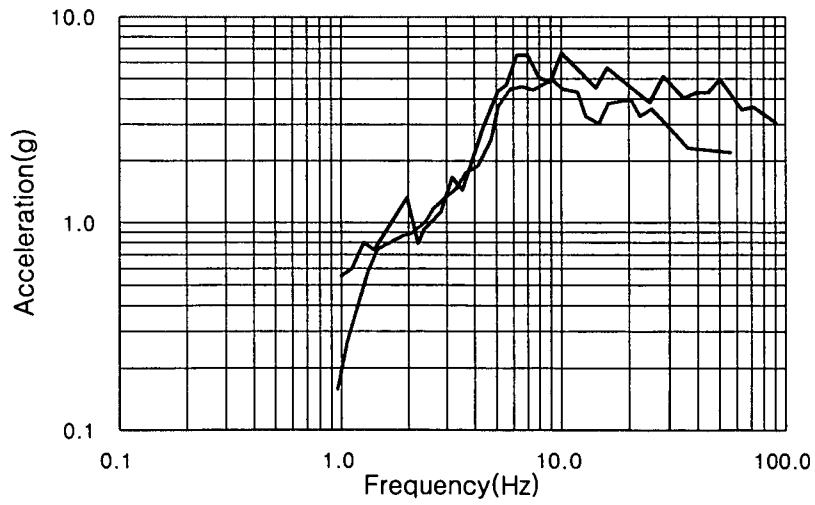
그림 3.2.24 기기 시험응답스펙트럼 데이터베이스 입력 양식

480V MCC (side-to-side)



(a) 좌우 방향

480V MCC (front-to-back)



(b) 전후 방향

그림 3.2.25 480V MCC TRS



### 제 3 절 기기 기초시스템 내진성능 평가기술 개발

#### 1. 기기 기초시스템 내진설계 및 평가기술 현황분석

현재까지 원자력발전소 내에 설치되는 기기, 배관, 전기설비 등을 콘크리트 구조물에 정착하기 위한 앵커시스템은 ACI 349 code 를 기준으로 설계되어 왔다. 그러나, 최근에 유럽에서 많은 실험결과들을 근거로 하여 개발된 CEB Code 의 CCD ( Concrete Capacity Design ) 방법은 ACI 349 Code 에 의하여 설계된 앵커시스템이 비보수적으로 설계될 수 있음을 밝히고[3.3.31], 콘크리트의 파괴에 초점을 맞춘 앵커시스템의 설계를 채택하고 있다.

물론 이러한 내용에 대하여 많은 이견이 있으며, 이러한 ACI 349 Code 와 CEB Code 의 CCD 방법의 차이는 설계개념상에 내재하고 있는 차이점에 기인하고 있는 것도 사실이다. 즉, ACI 349 Code 는 주요 접합기구나 앵커설계에 있어서 파괴는 콘크리트에서 일어나는 것이 아니고 앵커 강재 자체에서 발생한다는 연성파괴개념에 바탕을 둔 반면, CCD 방법은 콘크리트 파괴에 초점을 맞추고 있다는 점이다.

ACI 349 Code의 비보수성을 감안하여 ACI 355 Code 의 보강이나 ACI 318 Code 의 새로운 장으로 CEB Code 의 CCD 방법에 근거한 설계기준을 추가하려는 움직임이 있었으며, 미국 NRC 에서도 1996 년에 발행한 SRP 에 상기 문제점과 관련하여 앵커시스템에 대한 ACI 349 Code 의 설계기준을 인정하지 않고 ACI 318 또는 349 code 가 개정 또는 신규 발행되는 시점까지는 각각의 경우에 따라 시험결과에 부합되는 설계를 수행하도록 요구하였다. 이러한 시도의 결과로서, 최근 확정된 ACI 349 2001년 판에 CEB Code의 CCD방법의 개념이 포함되었다.

국내 원자력 규제기관인 KINS 에서도 앵커기초시스템 설계에 대한 미국 NRC 의 정책변화에 따라 원전 기기 앵커기초시스템 설계시 ACI 349 Code 로부터 CCD 방법을 준용할 것을 요구하고 있으며, 기설계되어진 울진 5, 6 호기 및 영광 5, 6 호기에 대해 CCD 방법에 의한 앵커기초시스템의 구조건전성을 입증할 것을 요구하한 바 있다. 또한 신고리 1, 2호기부터는 개정된 ACI 349-01에 따라 설계가 수행될 것이다.

따라서, 본 장에서는 현재 원전기기의 앵커기초시스템 설계기준으로 활용가능한 ACI 349 Code 와 CEB Code 의 CCD 방법에 대한 이론 및 설계절차를 비교 분석하여 두 설계기준의 차이점을 파악하고 기존의 시험결과를 근거로 국내 원전에 적합한 설계기준을 파악하고자 한다.

## 가. 앵커시스템

### (1) 앵커의 정의와 분류

앵커시스템은 크게 앵커 설치시점을 기준으로 그림 3.3.1 과 같이 Cast-in-place 앵커와 Post-installed 앵커로 분류된다. Cast-in-place 앵커는 콘크리트를 타설하기 전 거푸집에 설치하는 앵커이며, Post-installed 앵커는 콘크리트 타설후 경화된 콘크리트에 설치하는 앵커로서 중요한 하중전달 메카니즘에 따라 다음과 같이 상세히 분류된다.

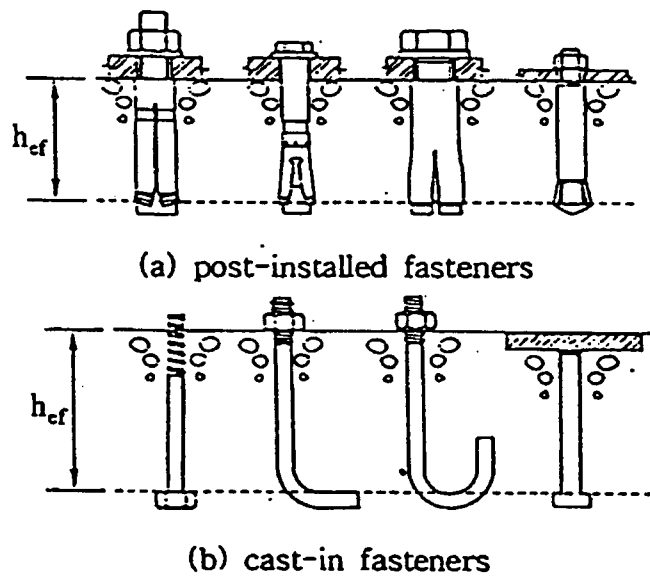


그림 3.3.1 앵커시스템의 종류

#### (가) Cast-in-place ( CIP ) 앵커

앵커를 거푸집과 함께 설치한 후 앵커 주위에 콘크리트를 타설하여 고정시키는 앵커로서, CIP 앵커는 헤드, 갈고리 혹은 이형 등에 의한 지압을 통하여 하중이 콘크리트에 전달되는 앵커로 헤드 스테드를 플레이트에 용접한 형태가 보편적으로 많이 사용되며 그밖에 헤드볼트, J 볼트, L 볼트, 나사형 볼트 및 이형철근 등이 있다.

#### (나) Post-installed 앵커

이 앵커는 CIP 앵커와 달리 굳은 콘크리트에 설치되며, 천공기술의 발달과 콘크리트가 양생된 후 필요에 따라 위치 및 크기를 선정하여 설치가 가능하기 때문에 신규 시공뿐 아니라 기존 구조물의 보수, 보강 등에도 널리 사용된다.

Post-installed 앵커는 설치절차에 따라 자천공형 ( Self-drilling ), 부착형 ( Bonded ), 확장형 ( Expansion ), 언더컷 ( Undercut ) 앵커로 세분된다.

1) 자천공형 앵커

스크류 앵커로 알려져 있으며, 천공기를 사용하여 구조부재에 설치된다.

2) 부착형 앵커

볼트의 직경보다 큰 구멍에 설치되며, 볼트와 접착제 그리고 접착제와 콘크리트 사이의 부착력에 의해 정착되는 앵커이며, 에폭시, 비닐 에스테르, 폴리 에스테르 및 시멘트 그라우트와 같은 접착제가 사용된다.

3) 확장형 앵커

그림 3.3.1과 3.3.2 에 나타난 바와 같이 미리 뚫어 놓은 구멍에 설치되어 앵커와 콘크리트 사이에 하중을 전달하는 썸머의 확장에 의해 정착되는 앵커이며, 앵커 몸체, 원추모양의 썸머, 그리고 바닥 끝 부분의 확장부로 구성되어 있다. 볼트와 천공구멍의 상대적인 직경에 따라 볼트형 ( Bolt-type ) 과 슬리브형 ( Sleeve-type ) 으로 분류된다.

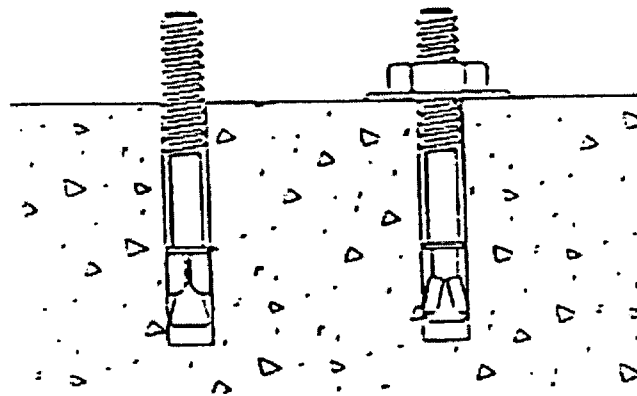


그림 3.3.2 확장형 앵커시스템

4) 언더컷 앵커

그림 3.3.3 에 나타난 바와 같이 설치시 미리 뚫은 구멍의 바닥부에 종모양 ( Bell-shaped ) 을 갖는 구멍이 필요하며, 앵커의 콘이 종모양의 구멍으로 확장되어 설치되며 콘크리트 지압력에 의해 정착되는 앵커이다.

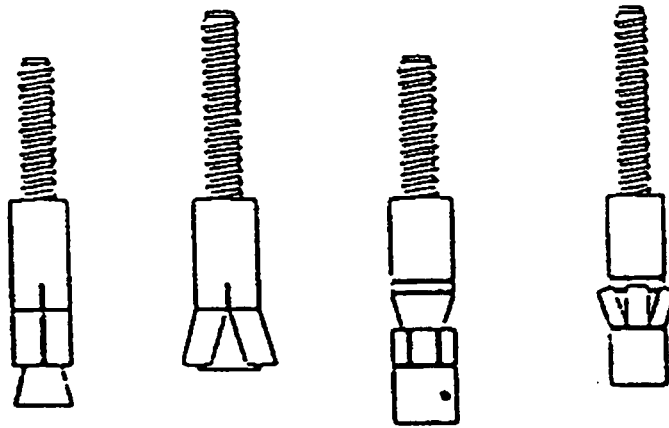


그림 3.3.3 언더컷 앵커시스템

## (2) 앵커의 파괴양상

앵커는 주요 기기를 구조물에 정착시켜 주는 역할을 하며, 주요 기기에 가해지는 인장 및 전단하중을 구조물에 전달한다. 여기서, 앵커에 가해진 하중이 앵커의 하중저항능력보다 클 경우 파괴가 일어날 수 있는데 앵커의 파괴양상은 앵커의 형태, 앵커 강재의 강도, 콘크리트의 강도, 앵커 설치시 천공구멍의 조건에 따라 다르게 나타난다.

### (가) 인장하중

인장하중을 받는 단일 앵커시스템의 파괴양상은 그림 3.3.4 에 나타난 바와 같은 앵커 강재의 항복 혹은 절단파괴, 그림 3.3.5 에 나타난 바와 같이 콘크리트 파열파괴 ( Breakout failure ), 앵커강재의 인발파괴 ( Pullout failure ), 슬리브 또는 웨지로부터 앵커몸체가 미끄러짐에 의한 인발파괴 ( Pull-through failure ), 모서리파괴 ( Side-face blowout ), 쪼개짐파괴 ( Splitting failure ) 등의 형태로 나타난다. 이러한 앵커의 파괴양상 중 앵커의 하중저항능력을 결정하는 지배적인 파괴양상은 모재인 콘크리트의 파열파괴이다.

### (나) 전단하중

전단하중을 받는 단일 앵커시스템의 파괴양상은 앵커강재의 전단파괴, 전단에 의한 콘크리트 파열파괴, Pryout 파괴 등의 형태로 나타나며, 그림 3.3.6 에 나타난 바와 같이 앵커의 전단강도, 콘크리트 강도, 연단거리와 인접앵커의 여부에 따

라 다양한 파괴형태를 보여준다.

콘크리트의 전단파열파괴는 앵커가 콘크리트 연단 근처에 설치되고 전단력이 연단쪽으로 작용할 때 발생된다.

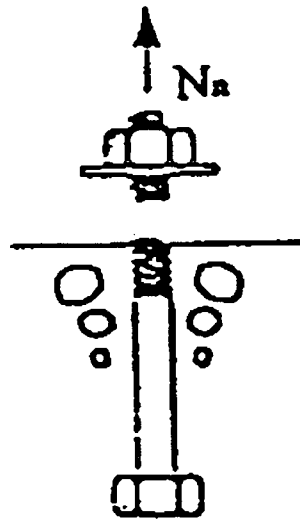
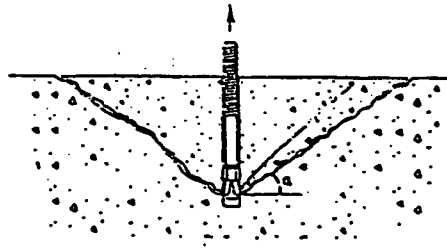
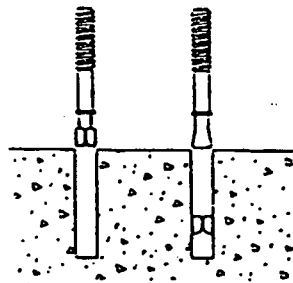


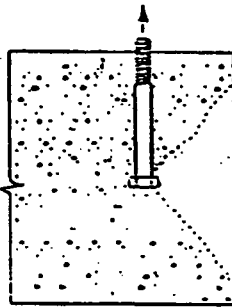
그림 3.3.4 앵커강재의 절단파괴



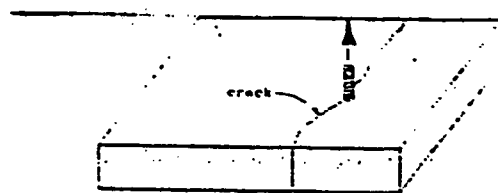
(a) 콘크리트 파열 파괴



pullout pull-through  
(b) 앵커 강재의 인발 파괴

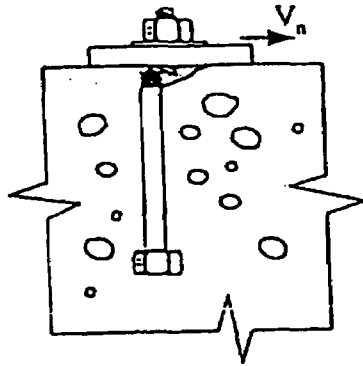


(c) 콘크리트 모서리 파괴

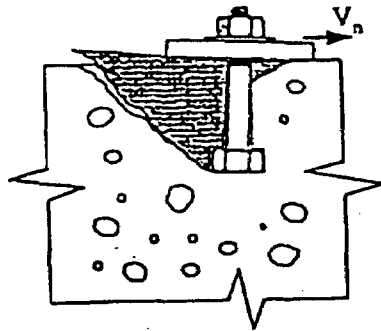


(d) 콘크리트 쪼개짐 파괴

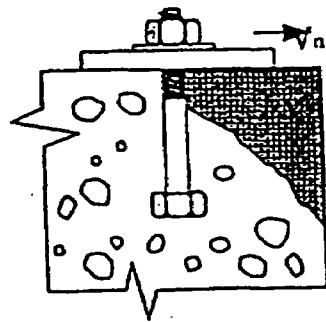
그림 3.3.5 인장하중에 의한 앵커시스템의 파괴양상



(a) 앵커 강재의 전단 파괴



(b) 콘크리트 pryout 파괴



(c) 콘크리트 전단 파열 파괴

그림 3.3.6 전단하중에 의한 앵커시스템의 파괴양상

나. 앵커기초시스템의 설계기준

(1) ACI 349-97 Code [3.3.23]

(가) 인장하중

인장하중하에서 ACI 349 Code 는 45°기울어진 원추형 파괴모양의 투영된 단면적 전체에  $4\phi\sqrt{f'_c}$  의 균일한 인장응력이 작용한다고 가정하였으며, 부재의 두께는 콘크리트 원추형 파괴강도의 저하를 막기 위하여 충분히 크다고 가정하여 유도되었다.

$$N_n = f_{ct} A_N \quad (3.3.1)$$

$$f_{ct} = \phi 4\sqrt{f'_c} \quad (3.3.2)$$

여기서,  $\phi$  = 강도 감소 계수 (= 1.0 )

$A_N$  = 실제 투영 면적

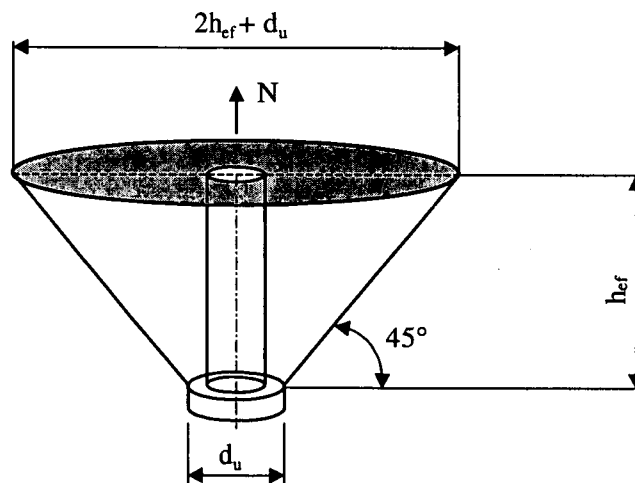


그림 3.3.7 인장하중 작용시 파괴양상

따라서, 콘크리트 연단으로부터 멀리 떨어진 단일 앵커시스템에 있어서 공칭 인장파괴강도는 원추형의 실제 투영면적에 인장응력을 곱한 식 3.3.3 에 따라 계산된다.



$$N_{no} = 4 \sqrt{f'_c} \pi h_{ef}^2 \left( 1 + \frac{d_u}{h_{ef}} \right) \quad (\text{lb}) \quad (3.3.3a)$$

$$N_{no} = 0.96 \sqrt{f'_c} h_{ef}^2 \left( 1 + \frac{d_u}{h_{ef}} \right) \quad (\text{N}) \quad (3.3.3b)$$

여기서,  $N_{no}$  = 공칭 인장 파괴강도

$d_u$  = 앵커헤드의 직경

$h_{ef}$  = 앵커의 유효 매입깊이

$f'_c$  = 콘크리트의 설계기준강도

콘크리트의 원추형 파열면적이 콘크리트 연단거리 ( $c$ ) 에 의해 영향을 받는 경우, 즉 콘크리트 연단으로부터의 거리가 앵커의 유효 매입깊이보다 작을 경우 ( $c < h_{ef}$ ) 와 인접한 원추형 파열면적에 의해 상호영향을 받을 경우 앵커의 공칭 인장 파괴강도는 식 3.3.4 에 따라 외부영향을 받지않는 앵커의 투영면적에 대한 실제 투영면적의 비를 곱하는 것으로 고려될 수 있다.

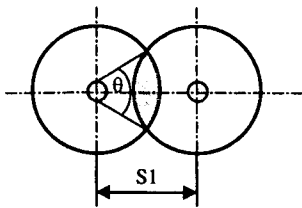
$$N_n = \left( \frac{A_N}{A_{N_0}} \right) N_{no} \quad (3.3.4)$$

여기서,  $A_{n_0}$  = 겹쳐진 원추, 모서리 효과, 또는 부재의 두께 등 외부영향을

받지 않는 단일앵커의 투영면적

$c$  = 앵커에서 콘크리트 연단까지의 거리

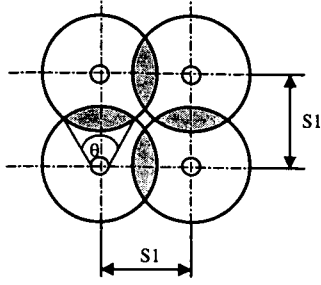
앵커가 인접하여 설치됨으로써 원추형 파열면적이 겹쳐져 콘크리트의 공칭 인장파괴강도가 작아지는 경우의 투영면적  $A_N$  은 다음과 같이 계산할 수 있다.



$$s_1 \leq 2h_{ef} + d_u$$

$$A_N = \left( 2\pi - \frac{\theta}{180} \pi + \sin \theta \right) \left( h_{ef} + \frac{d_u}{2} \right)^2 - \frac{\pi}{2} d_u^2$$

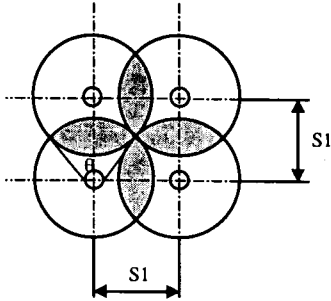
$$\theta = 2 \cos^{-1} \frac{s_1}{2h_{ef} + d_u}$$



$$s_1 \leq 2h_{ef} + d_u$$

$$A_N = \left( 4\pi - \frac{\theta}{45} \pi + 4 \sin \theta \right) \left( h_{ef} + \frac{d_u}{2} \right)^2 - \frac{\pi}{2} d_u^2$$

$$\theta = 2 \cos^{-1} \frac{s_1}{2h_{ef} + d_u}$$



$$s_1 \leq \sqrt{2}(h_{ef} + d_u/2)$$

$$\theta = 2 \cos^{-1} \frac{s_1}{2h_{ef} + d_u}$$

$$A_N = \left( 3\pi - \frac{\theta}{90} \pi + 2 \sin \theta 2 \cos \theta + 2 \right) \left( h_{ef} + \frac{d_u}{2} \right)^2 - \frac{\pi}{2} d_u^2$$

#### (나) 전단하중

공칭 전단파괴강도는 인장하중을 받는 앵커시스템과 동일하게 45°기울어진 반원추형의 투영면적에  $4\phi \sqrt{f'_c}$  의 인장응력이 균일하게 작용한다고 가정하여 식 3.3.5 에 따라 계산된다.

$$V_{no} = 2\pi \sqrt{f'_c} c_1^2 \quad (\text{lb}) \quad (3.3.5a)$$

$$V_{no} = 0.48\sqrt{f'_c} c_1^2 \quad (\text{N}) \quad (3.3.5b)$$

여기서,  $V_{no}$  = 공칭 전단파괴강도 (Nominal shear breakout capacity)

$c_1$  = 하중 작용방향의 연단거리

콘크리트 구조물의 두께가 연단거리보다 작거나, 앵커의 간격이  $2c_1$  미만 또는 콘크리트 부재의 폭이  $2c_1$  보다 작다면 공칭 전단파괴강도는 식 3.3.6 과 같이 계산된다.

$$V_n = \left( \frac{A_v}{A_{v_0}} \right) V_{no} \quad ( 3.3.6 )$$

여기서,  $A_v$  = 콘크리트 옆면에서의 실제 반원추형 투영면적

$A_{v_0}$  = 연단거리의 영향을 받지 않는 단일앵커의 이상화된 반원추형 투영면적

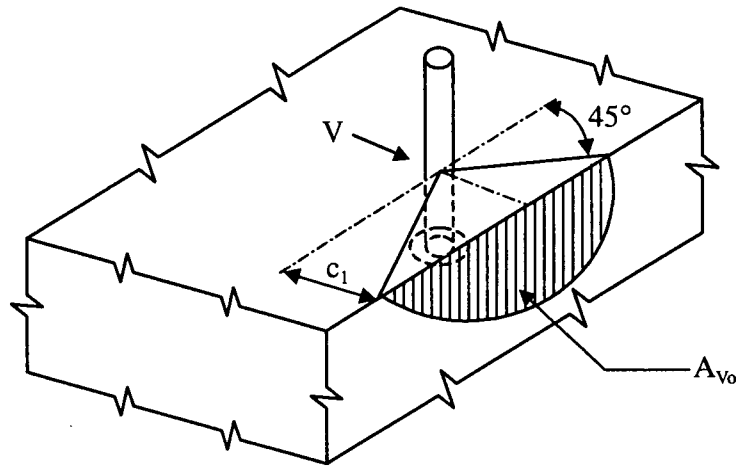
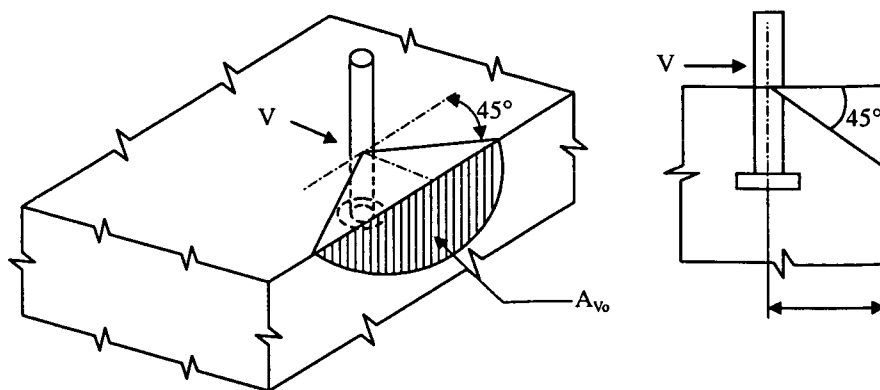


그림 3.3.8 전단하중 작용시 파괴양상

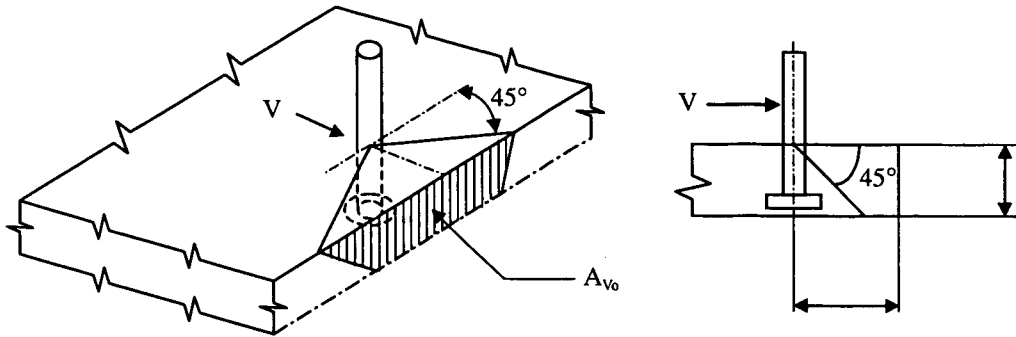
다음은 여러 경우에 대한 실제 투영면적  $A_v$  를 구하는 방법이다.

1) 두꺼운 콘크리트 부재에 단일앵커가 있는 경우



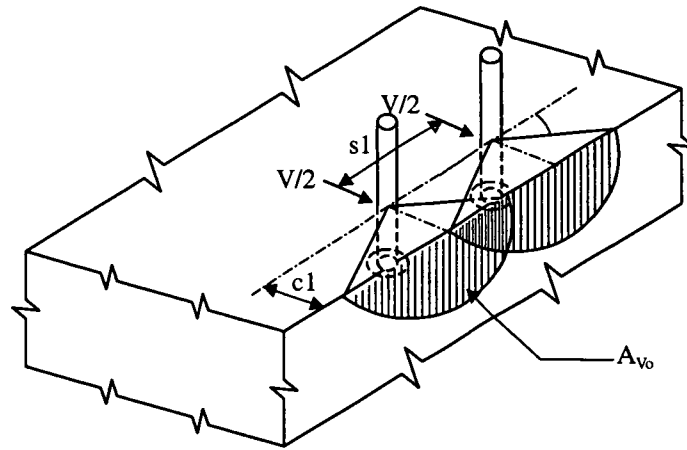
$$A_{v_0} = \frac{\pi}{2} c_1^2$$

2) 얇은 콘크리트 부재에 단일앵커가 있는 경우 (  $c_1 \geq h$  )



$$A_v = \left( \pi - \frac{\pi\theta}{180} + \sin \theta \right) \frac{c_1^2}{2} \quad \theta = 2 \cos^{-1} \left( \frac{h}{c_1} \right)$$

3) 두꺼운 콘크리트 부재에 두개의 앵커가 있는 경우 (  $s_1 < 2c_1$  )



$$A_v = \left( \pi - \frac{\pi/20}{180} + \sin \theta \right) c_1^2 \quad \theta = 2 \cos^{-1} \left( \frac{s_1}{2c_1} \right)$$

(2) CEB Code 의 CCD 방법[3.3.31]

(가) 인장하중

인장하중하에서 CCD 방법은 파괴면과 콘크리트 부재의 표면사이가 35°기울어져 파괴가 일어난다고 가정하함으로써 계산된다. 따라서, 콘크리트 파괴표면의 수평길이는 앵커의 유효 매입깊이의 3 배 정도가 된다.

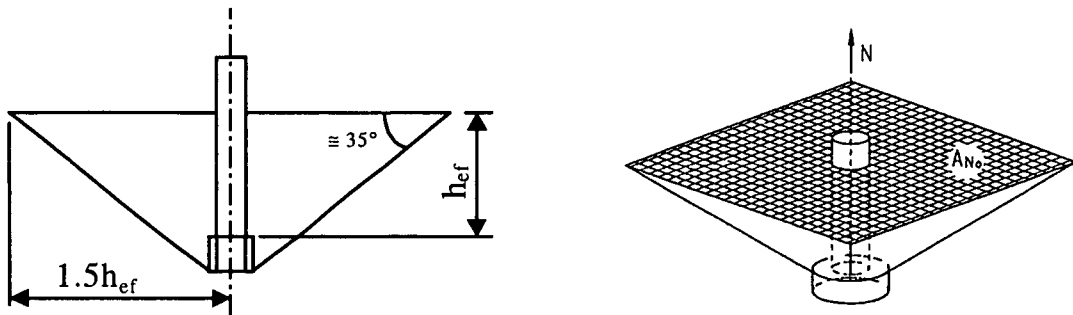


그림 3.3.9 인장하중 작용시 파괴양상

무균열 콘크리트 부재에서 모서리 영향을 받지 않거나 인장하중을 받고 있는 주위 앵커의 피라미드 분포와 겹치는 부분이 없는 단일앵커의 경우 공칭 인장파괴강도  $N_{no}$  는 식 3.3.7 과 같다.

$$N_{no} = k_1 \sqrt{f'_c} k_2 h_{ef}^2 k_3 h_{ef}^{-0.5} \quad (3.3.7)$$

여기서,  $N_{no}$  = 공칭 인장 피라미드 파괴강도

$k_1, k_2, k_3$  = 측정계수

식 3.3.7 에서  $k_1 \sqrt{f'_c}$  은  $k_2 h_{ef}^2$  으로 주어지는 파괴면적에 작용하는 파괴시 공칭 인장응력을 나타내며,  $k_3 h_{ef}^{-0.5}$  은 크기효과를 나타낸다.  $k_1, k_2, k_3$  는 식 3.3.8 과 같이 나타낼 수 있으며, 따라서 식 3.3.7 은 식 3.3.9 와 같이 표현할 수 있다.

$$k_{nc} = k_1 k_2 k_3 \quad ( 3.3.8 )$$

$$N_{nc} = k_{nc} \sqrt{f_c'} h_{ef}^{1.5} \quad ( \text{lb} ) \quad ( 3.3.9a )$$

$$N_{nc} = k_{nc} \sqrt{f_c'} h_{ef}^{1.5} \quad ( \text{N} ) \quad ( 3.3.9b )$$

여기서,  $k_{nc} = 35$  ( lb 단위 ), 13.5 ( N 단위 ) - Post installed 앵커  
 $= 40$  ( lb 단위 ), 15.5 ( N 단위 ) - Cast-in-place 앵커  
 $\sqrt{f_c'}$  = 6×12 in 원형 콘크리트 공시체의 압축강도

콘크리트의 피라미드형 파열면적이 콘크리트 연단거리 (  $c_1$  ) 에 의해 영향을 받는 경우, 즉 콘크리트 연단으로부터의 거리가 1.5 배의 앵커 유효 매입깊이보다 작을 경우 (  $c_1 < 1.5 h_{ef}$  ) 와 인접한 피라미드형 파열면적에 의해 상호영향을 받을 경우 앵커의 공칭 인장 파괴강도는 식 3.3.10 에 따라 외부영향을 받지 않는 앵커의 투영면적에 대한 실제 투영면적의 비를 곱하는 것으로 고려될 수 있다.

$$N_n = \left( \frac{A_N}{A_{N_0}} \right) \psi_2 N_{no} \quad ( 3.3.10 )$$

여기서,  $A_{N_0}$  = 피라미드 파괴형상으로 이상화된 단일앵커의 투영면적

$$= 9h_{ef}^2$$

$A_N$  = 실제 투영면적

$\psi_2$  = 콘크리트 연단거리에 의하여 발생한 방사방향 응력분포의 교란을 고려한 조정계수

$$= 1 \quad \text{if} \quad c_1 \geq 1.5 h_{ef}$$

$$= 0.7 + 0.3 \frac{c_1}{1.5h_{ef}} \quad \text{if} \quad c_1 \leq 1.5h_{ef}$$

$c_1$  = 가장 가까운 콘크리트 연단까지의 거리

(나) 전단하중

두꺼운 무균열 콘크리트 부재에서 단일앵커의 공칭 전단파괴강도는 식 3.3.11 과 같이 계산될 수 있다.

$$V_{no} = 13(l/d_0)^{0.2} \sqrt{d_0} \sqrt{f'_c} c_1^{1.5} \quad (\text{lb}) \quad (3.3.11a)$$

$$V_{no} = (l/d_0)^{0.2} \sqrt{d_0} \sqrt{f'_c} c_1^{1.5} \quad (\text{N}) \quad (3.3.11b)$$

여기서,  $V_{no}$  = 공칭 전단파괴강도 (Nominal shear breakout capacity)

$l$  = 앵커의 Activated load-bearing length

$d_0$  = 앵커의 외부직경

$c_1$  = 하중방향으로 콘크리트 연단까지의 거리

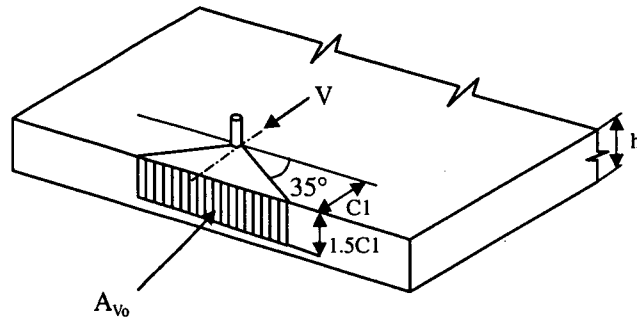


그림 3.3.10 전단하중 작용시 파괴양상

식 3.3.11 에 의하면 공칭 전단파괴강도는 파괴 표면적에 비례하지 않으나  $c_1^{1.5}$  에 비례하는데 이것은 크기효과 때문이며, 또한 공칭 전단파괴강도는 앵커의 강성과 직경에 영향을 받는다.

단일 또는 다중앵커에 대한 공칭 전단파괴강도는 식 3.3.12 로부터 구할 수 있다.

$$V_n = \frac{A_v}{A_{v0}} \psi_4 \psi_5 V_{no} \quad (3.3.12)$$

여기서,  $A_v =$  콘크리트 측면의 실제 투영면적 ( 그림 3.3.11 )

$A_{v0} =$  모서리의 영향, 앵커간격, 콘크리트 부재의 두께에 제한이 없는 단일앵커의 투영면적

$\Psi_4 =$  전단하중의 편심효과

$$= \frac{1}{1 + 2e_v' / (3c_1)}$$

$e_v' =$  다중앵커의 도심과 전단하중점과의 거리

$\Psi_5 =$  콘크리트 연단거리에 의하여 발생한 응력분포의 교란을 고려한 조정계수

$$= 1 \quad \text{if } c_2 \geq 1.5 c_1$$

$$= 0.7 + 0.3 \frac{c_2}{1.5c_1} \quad \text{if } c_2 \leq 1.5c_1$$

$c_1 =$  하중방향으로 콘크리트 연단까지의 거리

$c_2 =$  하중방향과 수직한 콘크리트 연단까지의 거리

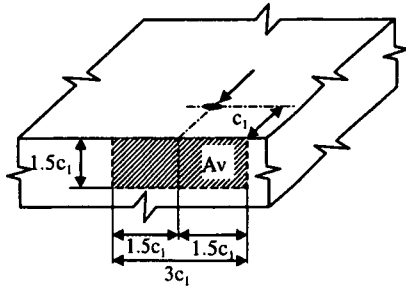
그림 3.3.11 은 전단하중 작용시 콘크리트 부재에 발생하는 측면 투영면적을 계산하는 여러 경우를 나타낸 것이다.

### (3) 비교분석

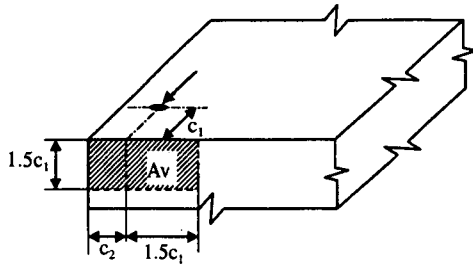
CEB Code 의 CCD 방법과 ACI 349 Code 는 다음과 같은 세가지 주요 차이점을 갖고 있다. 첫째, 앵커의 지압연단으로부터 콘크리트 표면까지의 파괴 경사각을 CCD 방법은 ACI 349 Code 에 따른 45°대신 35°의 파괴 경사각을 채택하고 있고, 둘째 ACI 349 Code 는 콘크리트 강도가 앵커 매입깊이의 제곱에 비례한다고 가정하고 있으나 CCD 방법은 앵커 매입깊이의 1.5 제곱에 비례한다고 규정하고 있으며, 셋째 ACI 349 가 파괴면을 원추형으로 이상화한데 반해서 CCD 방법은 사각형의 피라미드 형태를 채택하고 있다는 점이다. 또한, CCD 방법은 콘크리트 연단거리와 편심하중에 의하여 발생한 응력교란을 고려하였으나 ACI 349 Code 는 고려하지 않았다.

CEB Code 의 CCD 방법과 ACI 349 Code를 검증하기 위하여 많은 앵커기초 시험들이 수행되었으며, 그림 3.3.12 와 그림 3.3.13 은 인장하중과 전단하중하에서 단일앵커에 대한 많은 시험결과들을 도시하고 있다.

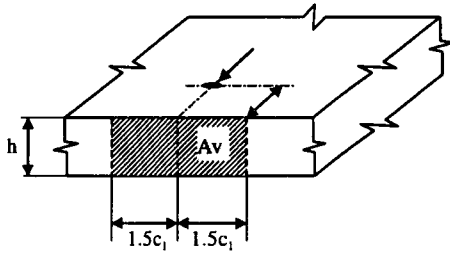




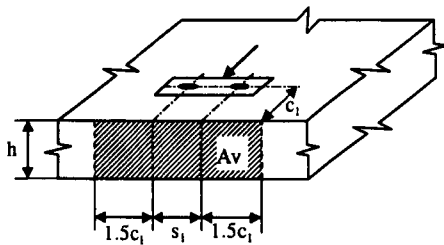
$$\begin{aligned}
 A_v &= A_{v0} \\
 &= 1.5c_1(2 \cdot 1.5c_1) \\
 &= 4.5c_1^2
 \end{aligned}$$



$$\begin{aligned}
 A_v &= 1.5c_1(1.5c_1 + c_2) \\
 \text{if : } &c_2 \leq 1.5c_1
 \end{aligned}$$

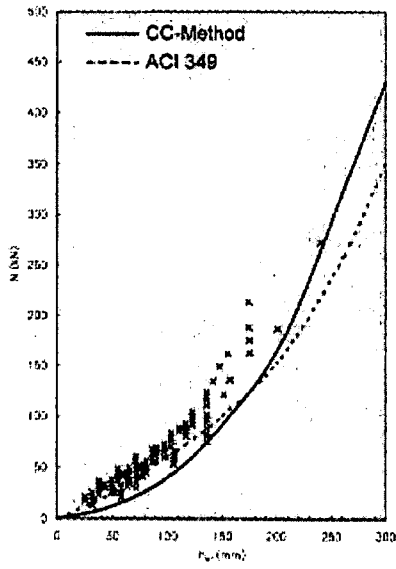


$$\begin{aligned}
 A_v &= 2 \cdot 1.5c_1 h \\
 \text{if : } &h \leq 1.5c_1
 \end{aligned}$$

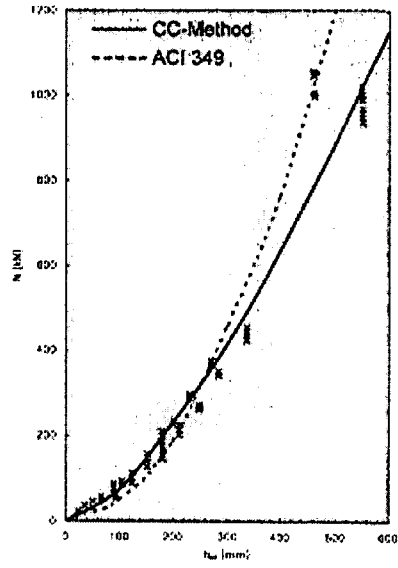


$$\begin{aligned}
 A_v &= (2 \cdot 1.5c_1 + s_1) \cdot h \\
 \text{if : } &h \leq 1.5c_1 \\
 &s_1 \leq 1.5c_1
 \end{aligned}$$

그림 3.3.11 전단하중 작용시 투영면적

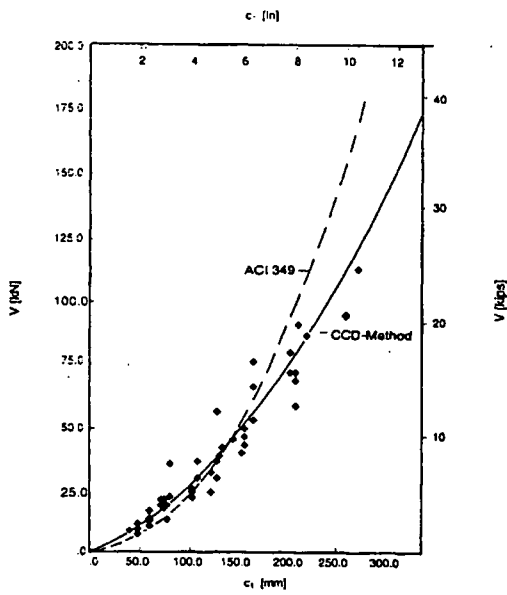


(a) Post-installed

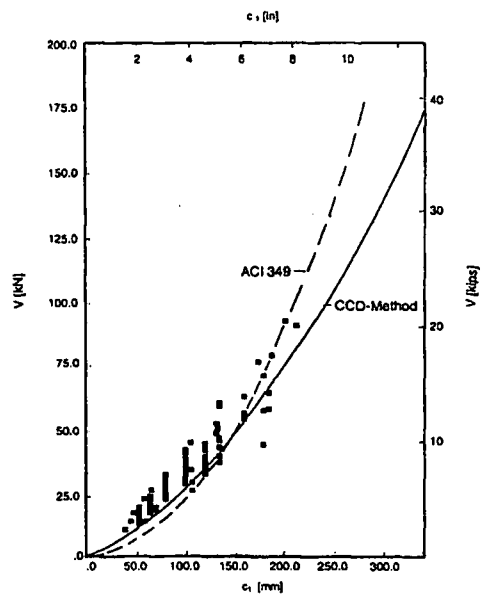


(b) Cast-in-place 앵커

그림 3.3.12 인장하중하에서 단일앵커의 콘크리트 파괴강도



(a) 유럽 시험결과



(b) 미국 시험결과

그림 3.3.13 전단하중하에서의 단일앵커 콘크리트 파괴강도

그림 3.3.12 에서 알 수 있는 바와 같이 인장하중하에서 CEB Code 의 CCD 방법은 Post-installed 앵커에 대하여는 전체적으로 보수적인 설계결과를 제시하고 Cast-in-place 앵커에 대하여는 시험결과를 정확하게 예측하는 설계결과를 보여주고 있다. 반면에, ACI 349 Code 는 Post-installed 앵커에 대하여는 전체적으로 시험결과와 일치하는 설계결과를 제시하는 반면에 Cast-in-place 앵커에 있어서 앵커가 얇게 매입된 경우는 콘크리트 파괴강도를 잘 예측하나 앵커가 깊게 매입된 경우는 비보수적인 설계결과를 보여주었다. ACI 349 Code 가 앵커의 매입깊이 별로 시험결과와 다른 설계결과를 보여주는 원인은 앞서 언급한 바와 같이 ACI 349 Code 가 크기효과를 고려하지 못하기 때문인 것으로 판단된다.

그림 3.3.13 은 전단하중하에서 미국과 유럽에서 수행된 단일 Post-installed 앵커에 대한 시험결과를 도시한 것으로 이 시험은 각기 다른 강도의 콘크리트와 앵커직경, 정착깊이 대 앵커직경비에 대하여 수행되었다. 그림 3.3.13 에서 알 수 있는 바와 같이 CEB Code 의 CCD 방법은 콘크리트 연단거리와 상관없이 시험결과를 잘 예측하는 설계결과를 제시하고 있으나, ACI 349 Code 는 콘크리트 연단거리가 작은 경우는 시험결과에 대해 보수적인 설계결과를 제시하나 콘크리트 연단거리가 큰 경우는 비보수적인 설계결과를 나타내었다. 이는 앞서 인장하중하에서 설명한 바와 같이 ACI 349 Code 가 크기효과를 고려치 못하기 때문인 것으로 판단된다.

위의 시험결과들은 원전 기기에서 많이 발견할 수 있는 앵커가 서로 인접하여 설치됨으로써 발생하는 파괴영역의 겹침현상이나 콘크리트 연단거리의 영향에 의한 콘크리트 파괴강도의 저하를 고려치 못한 경우로서 이러한 영향을 고려한 시험들이 추가되어야 국내 원전기기의 앵커기초시스템 설계에 필요한 합리적인 설계기준을 파악할 수 있을 것으로 판단된다.

## 다. CIP 앵커기초시스템의 내진성능평가지험

### (1) 시험목적

현재까지 원자력발전소 내에 설치되는 기기, 배관, 전기설비 등을 콘크리트 구조물에 정착하기 위한 앵커시스템은 ACI 349 code 를 기준으로 설계되어 왔다. 그러나, 최근에 유럽에서 많은 실험결과들을 근거로 하여 개발된 CEB Code 의 CCD ( Concrete Capacity Design ) 방법은 ACI 349 Code 에 의하여 설계된 앵커시스템이 비보수적으로 설계될 수 있음을 밝히고, 콘크리트의 파괴에 초점을 맞춘 앵커시스템의 설계를 채택하고 있다.

미국 NRC 에서도 1996 년에 발행한 SRP 에 상기 문제점과 관련하여 앵커시스템에 대한 ACI 349 Code 의 설계기준을 인정하지 않고 ACI 318 또는 349 code 가 개정 또는 신규 발행되는 시점까지는 각각의 경우에 따라 시험결과에 부합되는 설계를 수행하도록 요구하고 있다. 국내 원자력 규제기관인 KINS 에서도 앵커기초시스템 설계에 대한 미국 NRC 의 정책변화에 따라 원전 기기 앵커기초시스템 설계시 ACI 349 Code 로부터 CCD 방법을 준용할 것을 요구하고 있으며, 기 설계되어진 울진 5, 6 호기 및 영광 5, 6 호기에 대해 CCD 방법에 의한 앵커기초시스템의 구조건전성을 입증할 것을 요구하고 있는 실정이다.

따라서, 본 장에서는 앞서 수행된 CEB code 의 CCD 방법과 ACI 349 Code 의 설계전반에 대한 관련 문헌분석과 분석내용을 토대로 콘크리트 앵커기초시스템의 실물제작 및 실험을 통하여 국내 원자력발전소의 앵커기초시스템에 적용할 수 있는 합리적인 설계기준을 정립하고자 한다.

### (2) 실험시험

본 시험은 국내 원전에서 가장 많이 사용되는 Cast-in-place ( CIP ) 앵커시스템의 실험시험을 통하여 ACI 349 Code 와 CEB Code 의 CCD 방법을 비교 분석하고, 그중 국내 원자력발전소에 적용할 수 있는 합리적인 앵커시스템의 설계기준을 정립하기 위한 것으로, 시험대상은 설계자료의 확보가 용이하고, 검증이 가능한 국내 원자력발전소 중 대다수를 차지하고 있는 한국형 표준원전 (KSNP) 을 대상으로 앵커기초시스템에 대한 시험계획을 수립하고자 한다.

#### (가) 시험변수

본 시험에서 앵커기초시스템의 내진성능평가를 위하여 고려한 시험변수는 그림 3.3.14 과 같으며, 이들 시험변수에 대한 세부사항은 다음과 같다.

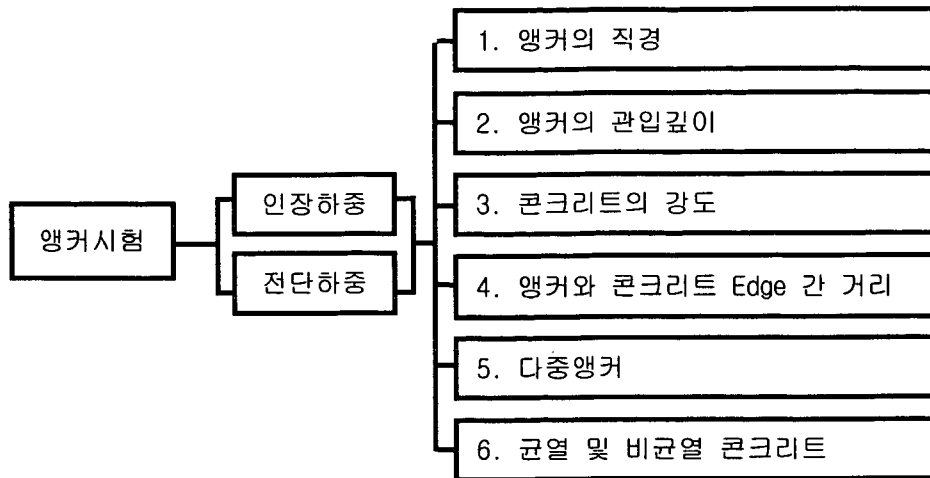


그림 3.3.14 앵커기초시스템의 시험변수

### 1) 하중조건

앵커기초시스템은 일반적으로 기기로부터 전달되는 인장하중 및 전단하중에 대하여 설계되기 때문에 본 시험에서도 인장하중과 전단하중을 앵커기초시스템의 내진성능평가를 위한 하중조건으로 고려하도록 한다. 일반적으로 앵커는 매입깊이가 충분한 경우 전단하중에 대하여 충분한 지지력을 발휘하기 때문에 시험횟수의 축소가 가능하나, 인장하중은 앵커의 설계를 지배하는 주요 하중이기 때문에 ASTM 에 의한 시험규정을 준수할 필요가 있다.

본 시험범위는 전체 연구수행범위 중 1 차년도로서 CIP 앵커기초시스템에 대한 인장성능만을 평가하도록 계획되어 있어 본 시험에서는 인장하중만을 고려하도록 한다. 앵커기초시험체에 인장하중을 작용시킬 가력장비로는 100 tonf 용량의 Actuator 를 사용하며, 앵커볼트에서 0.5 mm/min. 의 변위속도가 발생하도록 앵커볼트의 변위제어를 통하여 앵커기초시험체에 인장하중을 작용시켰다.

### 2) 앵커직경

본 연구에서 비교대상으로 하고 있는 ACI 349 Code 와 CEB Code 의 CCD 방법의 주요 차이점인 작용하중에 의한 콘크리트의 파괴형상을 비교분석할 수 있도록 본 연구의 시험체들이 앵커볼트에서의 연성파괴가 아닌 콘크리트에서 취성파괴가 발생하도록 앵커의 직경은 KSNP 에서 많이 사용되고 있는 4 종류의 ASTM A193 Gr B7 의 3/4, 1 $\frac{1}{8}$ , 1 $\frac{5}{8}$ , 2 in. Headed CIP anchor 를 사용하였다.

### 3) 앵커의 매입깊이

기존의 앵커기초시스템과 관련된 시험결과와 앵커설계와 관련된 두 설계기준은 모두 앵커의 매입깊이가 클수록 콘크리트 파괴강도가 증가하는 경향을 보이나, 일정한 앵커의 매입깊이 이상에서는 서로 상이한 결과를 보여준다. 즉, ACI 349 Code 와 CEB Code 의 CCD 방법이 매입깊이 20 cm 이하의 경우에는 모두 보수적인 설계결과를 보이나, 매입깊이 20 cm 이상부터는 두 설계기준이 큰 차이를 보이며 ACI 349 Code 가 비보수적인 설계결과를 나타내는 경우가 있다. 따라서, 본 시험은 앵커기초시스템의 설계를 위하여 현재 활용 가능한 ACI 349 Code 와 CEB Code 의 CCD 방법의 실험에 의한 적정성 비교이기 때문에 매입깊이를 다양하게 5 cm, 10 cm, 20 cm, 30 cm, 35 cm 의 5 경우에 대하여 앵커시험을 수행하였다.

### 4) 콘크리트의 설계기준강도

콘크리트의 설계기준강도는 다른 시험변수에 비하여 앵커기초시스템의 파괴강도에 미치는 영향이 작기 때문에 일정한 KSNP 구조물의 콘크리트 설계기준강도인 4,500 psi 를 사용하여 앵커기초시험체를 제작하였다.

### 5) 앵커볼트와 콘크리트 연단까지의 거리

앞서 언급한 바와 같이 기존의 앵커기초시험결과는 단일앵커에 대한 성능평가가 대부분으로 외부요인, 즉 앵커간의 밀집배치로 인한 파괴영역의 겹쳐짐과 앵커볼트와 콘크리트 연단까지의 거리가 작음으로 인하여 발생하는 콘크리트 파괴강도의 변화를 비교분석하기 위하여 본 시험에서는 앵커볼트와 콘크리트 연단까지의 거리 및 다중앵커의 설치로 인한 파괴영역의 겹쳐짐을 시험변수로 고려하였다.

본 시험에서는 먼저, 콘크리트에 매입된 앵커볼트와 콘크리트 연단까지의 거리에 의한 콘크리트의 파괴강도 및 파괴형상을 분석하기 위하여 앵커볼트와 콘크리트 연단까지의 거리를 시험변수로 고려하였다. 콘크리트가 파괴될 경우 나타나는 원추형 파괴모드나 역피라미드형 파괴모드의 파괴반경보다 작게 통일된 일정한 연단거리, 즉 5 cm, 10 cm, 15 cm, 17.5 cm 에 앵커볼트를 매입하여 콘크리트 연단거리에 의한 콘크리트 파괴강도의 변화를 비교분석하였다.

### 6) 다중앵커

원전기기의 기초로 사용되는 앵커시스템의 경우 앵커간의 간격이 작아 파괴영역이 겹쳐짐으로 인해 앵커시스템의 콘크리트 파괴강도에 상호 영향을 미치는 경우가 대부분이므로 본 시험에서도 이러한 다중앵커의 영향을 고려하여 시험을 수행하였다. 다중앵커의 영향을 고려하기 위하여 KSNP 에서 가장 많이 설치되

는 C1 Type 의 앵커기초시스템을 모형화하기 위해 앵커의 수는 4 개로 설정하였고 앵커간의 간격은 20 cm 로 하였다. 그리고 앵커볼트의 매입깊이는 10 cm, 20 cm, 30 cm 로 하였다.

### 7) 균열 및 비균열 콘크리트

콘크리트는 외부의 하중과 내부의 열팽창 혹은 건조수축, 크립 등의 현상으로 인해 균열이 발생하는 경우가 많다. 이러한 콘크리트의 균열은 앵커기초시스템의 콘크리트 파괴강도에 영향을 미치며, 또한 균열은 앵커 주위의 인장 응력장을 교란시켜 응력분포를 바꾸게 된다. 따라서, 균열 및 비균열 콘크리트에 대하여 앵커기초시스템의 내진성능평가를 수행할 필요가 있으나, 본 시험은 기기 기초시스템 내진성능평가 중 1 차년도 시험으로서 비균열 콘크리트만을 대상으로 하였다.

#### (나) 시험횟수

ASTM ( American Society for Testing and Materials ) E 488 기준에 따르면 인장시험이나 전단시험의 경우 동일한 시험조건에 대하여 최소 5 번 이상의 시험이 요구되며, 각각 5 번의 시험결과에 대한 평균값으로 앵커기초시스템의 콘크리트 파괴강도를 결정하게 된다. 표 3.3.1 은 ASTM E 488 기준에 의한 시험 결과의 분산계수에 따른 최소 시험횟수를 나타내고 있다. 따라서 본 시험에서도 ASTM E 488 의 기준에 따라 동일한 시험조건에 대하여 5 번의 인장성능시험을 수행하고 그 시험결과에 대한 평균값을 사용하여 앵커기초시스템의 콘크리트 파괴강도를 결정하였다.

표 3.3.1 시험결과에 대한 통계처리를 위한 최소 시험횟수

분산계수 ( % )	최소 시험횟수
~ 12	5
12 ~ 15	10
15 ~	30

(다) 변위측정

일반적으로 앵커볼트의 강도는 50 ksi ~ 60 ksi ( 3,500 ~ 4,220 kg/cm<sup>2</sup> ) 이므로 앵커기초시스템의 파괴가 콘크리트의 취성파괴라 가정할 경우, 앵커볼트 자체의 탄성변위는 매우 작기 때문에 무시할 수 있다. 따라서 본 시험에서는 인장하중 작용에 따른 앵커볼트 자체의 Slip 변위와 앵커기초시험체의 변위를 측정하였다. 앵커볼트 자체 변위는 가력장비인 Actuator 에서 측정가능하며, 앵커기초시험체의 변위는 LVDT 를 설치하여 측정하였다.

(라) 앵커기초시험체

앵커기초시험체는 ASTM E 488 기준에 따라 표 3.3.2 에서 주어진 시험체 크기와 동등 또는 그 이상으로 설계, 제작하였으며, 표 3.3.3 의 시험변수를 고려할 수 있도록 그림 3.3.15 과 같이 단일앵커 및 다중앵커에 대해 구분하여 80 개의 앵커기초시험체를 제작하였다. 그림 3.3.16 은 앵커기초시험체의 인장성능시험을 위하여 제작된 시험체를 보여주고 있다.

표 3.3.2 앵커기초시험체의 최소 경간 요구조건

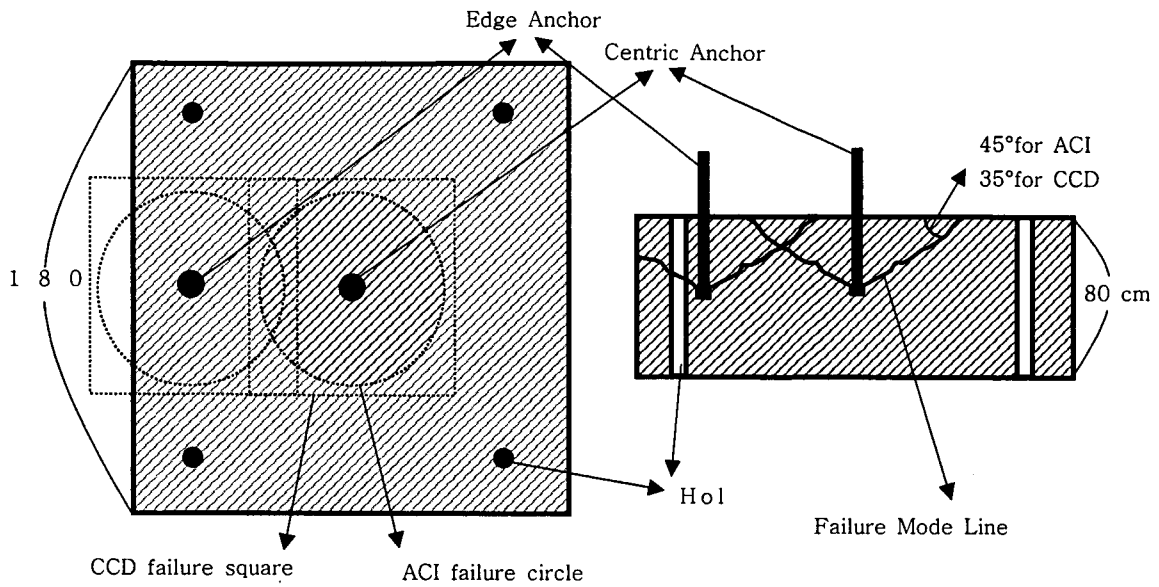
Post-installed 앵커		Cast-in-place 앵커	
지지부사이의 경간	콘크리트 연단까지의 최소거리	지지부사이의 경간	콘크리트 연단까지의 최소거리
인장하중			
2.0 h <sub>ef</sub>	1.0 h <sub>ef</sub>	4.0 h <sub>ef</sub>	2.0 h <sub>ef</sub>
전단하중			
4.0 h <sub>ef</sub>	2.0 h <sub>ef</sub>	4.0 h <sub>ef</sub>	2.0 h <sub>ef</sub>



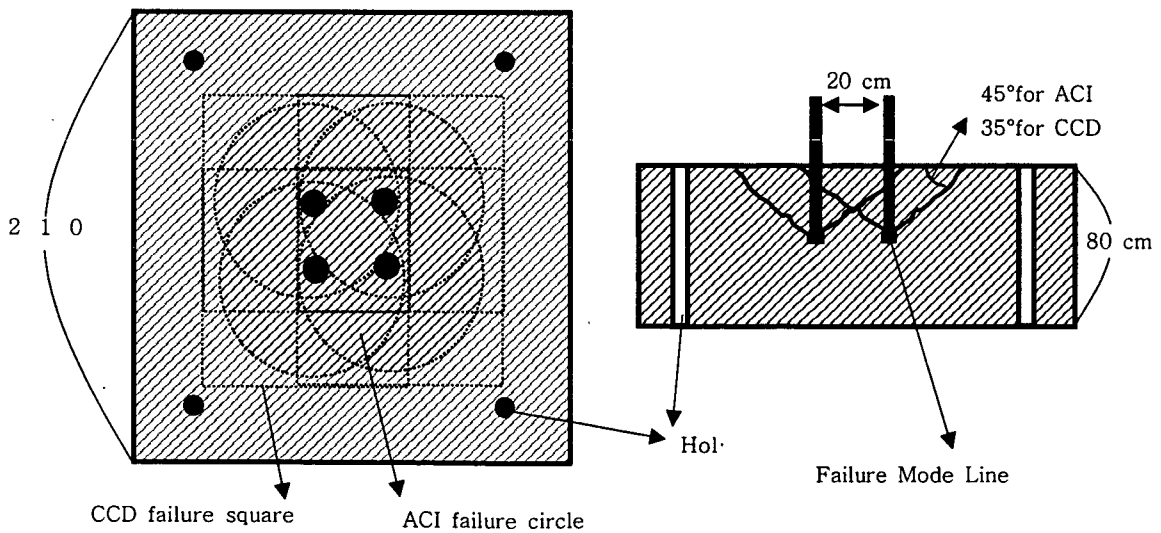
표 3.3.3 앵커기초시험체의 인장성능시험을 위한 시험변수

시험 변수	하중조건	매입깊이 ( cm )	단일 및 다중앵커	콘크리트 연단거리	수 량 ( 개 )	비 고
1	인장하중	5	단일앵커	중앙부	5	직매형
2		10			5	
3		20			5	
4		30			5	
5		35			5	
6		10	다중앵커		5	직매형
7		20			5	
8		30			5	
9		10	단일앵커	측면부	5	직매형
10		20			5	
11		30			5	
12		35			5	
13		5	단일앵커	중앙부	5	슬리브 매립형*
14		10			5	
15		20			5	
16		30			5	
합 계				80		

\* 국내 원전의 경우 CIP 앵커에 대하여 직매형과 슬리브매립형의 두가지 형태로 시공하기 때문에 두 형태에 대한 콘크리트 파괴강도를 비교분석하기 위하여 시험 수행.



(a) 단일 앵커기초시험체 - 중앙부 및 측면부



(b) 다중 앵커기초시험체

그림 3.3.15 앵커기초시스템의 인장성능평가를 위한 시험체

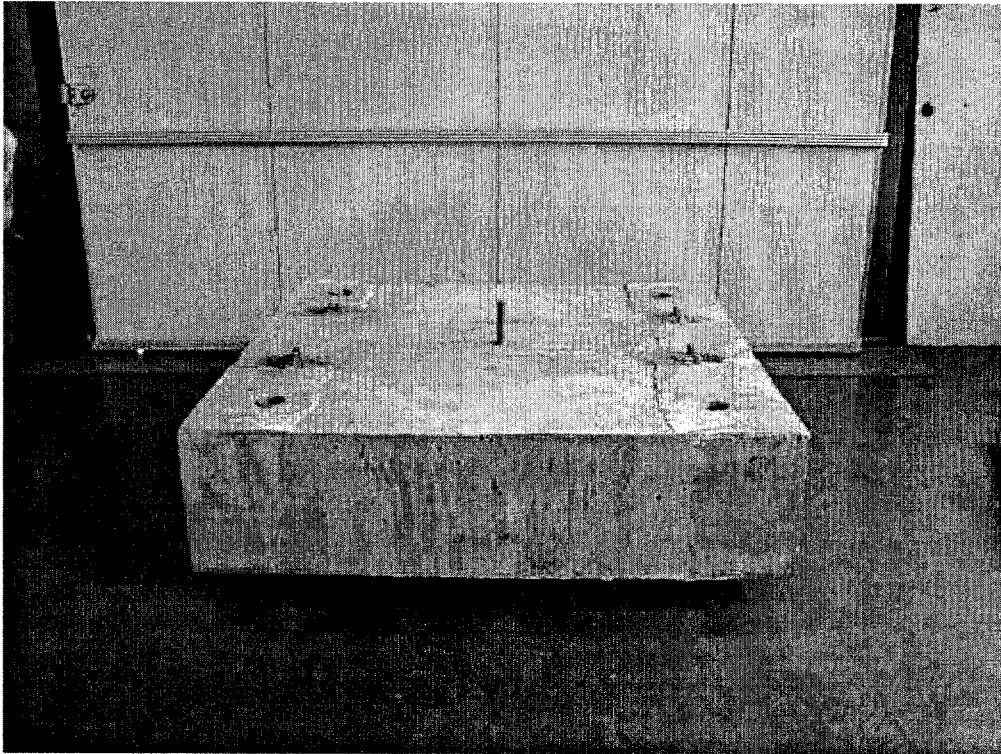


그림 3.3.16 앵커기초 시험체

(마) 부속 시험장비

본 시험에서는 앵커기초시스템의 인장성능시험을 수행하기 위하여 앵커기초 시험체에 하중원으로 사용하게 될 100 tonf 용량의 Actuator 이외에 인장성능시험에 필요한 부속 시험장비들을 별도 제작하였다. 특히 앵커기초시험체를 반력 슬래브 위에 고정시키기 위하여 앵커기초시험체 제작시 슬리브를 시험체의 4 곳에 매설하고, 또한 앵커기초시험체의 이동 편의를 위해 시험체의 4 부분에 이동용 크레인을 걸 수 있는 고리를 설치하였다.

또한, 앵커기초시험체에 인장하중을 전달하기 위하여 앵커볼트와 Actuator 를 연결하는 Coupler 를 제작하였고, 앵커기초시험체를 반력 슬래브에 고정시키기 위한 Rod 를 제작하였다. 그림 3.3.17 는 100 tonf 용량의 Actuator 가 앵커기초시스템의 인장성능시험을 위하여 반력 프레임에 설치된 전경을 보여주고 있다.

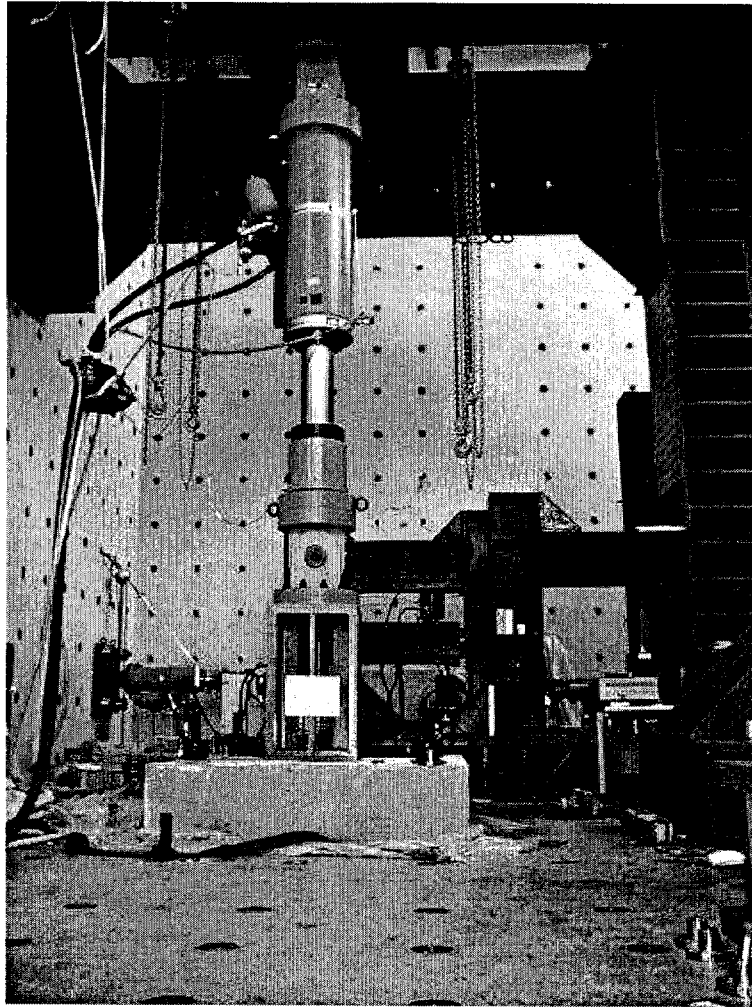


그림 3.3.17 앵커기초시험체의 인장성능시험 전경

### (3) 시험결과 및 분석

표 3.3.3 에서 언급한 시험변수에 대한 인장성능시험결과를 그림 3.3.18 에서 3.3.20 에 나타내었으며, 표 3.3.4 에 앵커의 설치방법, 즉 직매형과 슬리브매립형에 대한 인장성능시험결과를 나타내었다.

그림 3.3.18 은 표 3.3.3 의 시험변수 1 ~ 5 의 단일 앵커기초시험체에 대한 인장성능 시험결과를 도시한 것으로 그림 3.3.18 에서 알 수 있는 바와 같이 앵커간의 근접설치로 인한 콘크리트 파괴영역의 겹쳐짐이나 앵커볼트와 콘크리트 연단사이의 거리에 의한 영향 등 외부요인에 의하여 앵커시스템의 콘크리트 파괴강도가 저하되지 않는 단일 앵커시스템의 경우, ACI 349 Code 와 CEB Code 의 CCD 방법이 기존의 외국 시험결과와 동일하게 모두 시험결과에 대하여 보수적인 설계결과를 제시하고 있다.

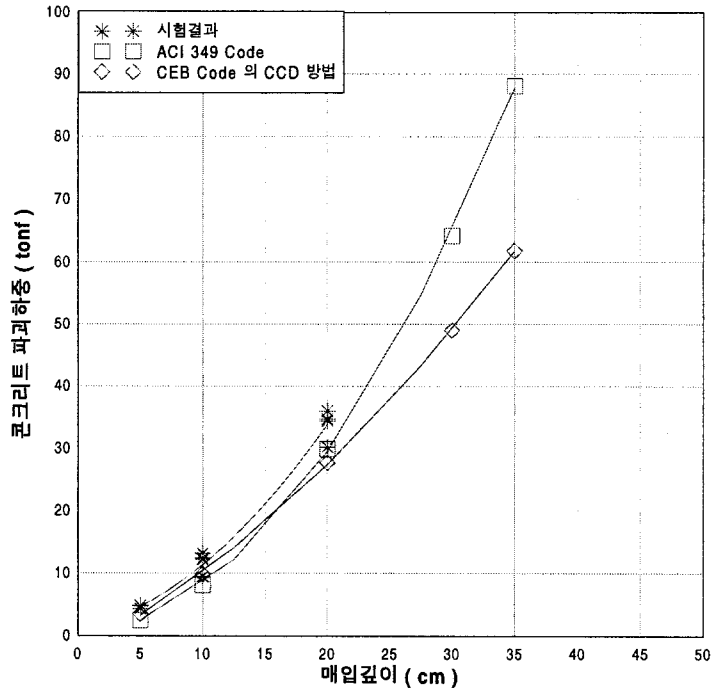


그림 3.3.18 단일 앵커시스템의 콘크리트 파괴하중

그림 3.3.19 는 표 3.3.3 의 시험변수 6 ~ 8 의 다중 앵커기초시험체에 대한 인장성능 시험결과를 도시한 것으로 이는 앵커간의 근접설치로 인해 콘크리트 파괴영역의 겹쳐짐이 발생하여 앵커시스템의 콘크리트 파괴강도가 저하되는 다중 앵커시스템의 경우를 나타낸다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 콘크리트 파괴영역이 겹쳐지는 다중 앵커시스템의 경우, CEB Code 의 CCD 방법은 시험결과에 대해 보수적인 설계결과를 보여주나 ACI 349 Code 는 앵커기초시스템의 인장성능을 실제보다 과대하게 평가하는 것으로 나타나고 있다.

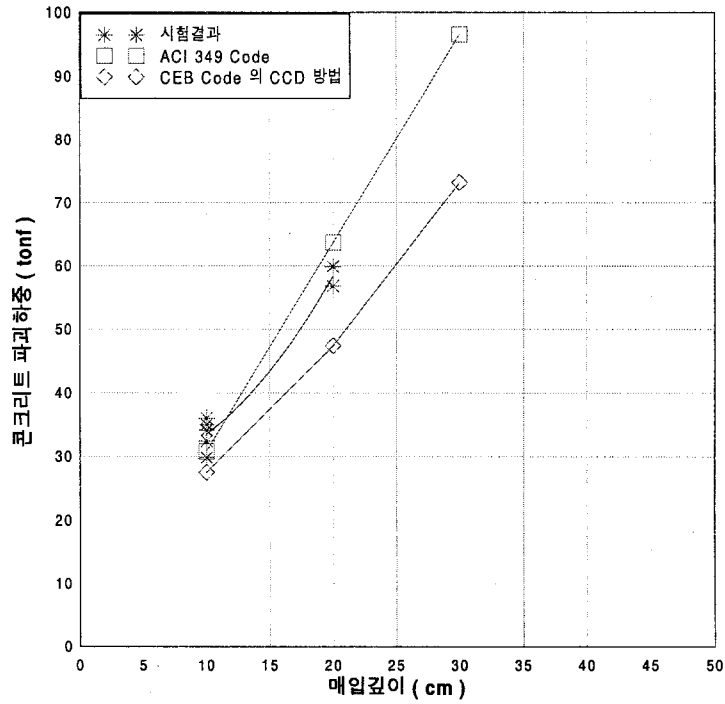


그림 3.3.19 다중 앵커시스템의 콘크리트 파괴하중

그림 3.3.20 은 표 3.3.3 의 시험변수 9 ~ 12 의 단일 앵커기초시험체 중 앵커와 콘크리트 연단사이의 거리가 작아 앵커시스템의 콘크리트 파괴강도가 저하되는 경우를 도시한 것이다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 CEB Code 의 CCD 방법은 시험결과를 정확히 예측하고 있는 반면에 ACI 349 Code 는 다중 앵커시스템의 경우와 동일하게 앵커시스템의 인장성능을 실제보다 과대평가하는 것으로 나타났다.

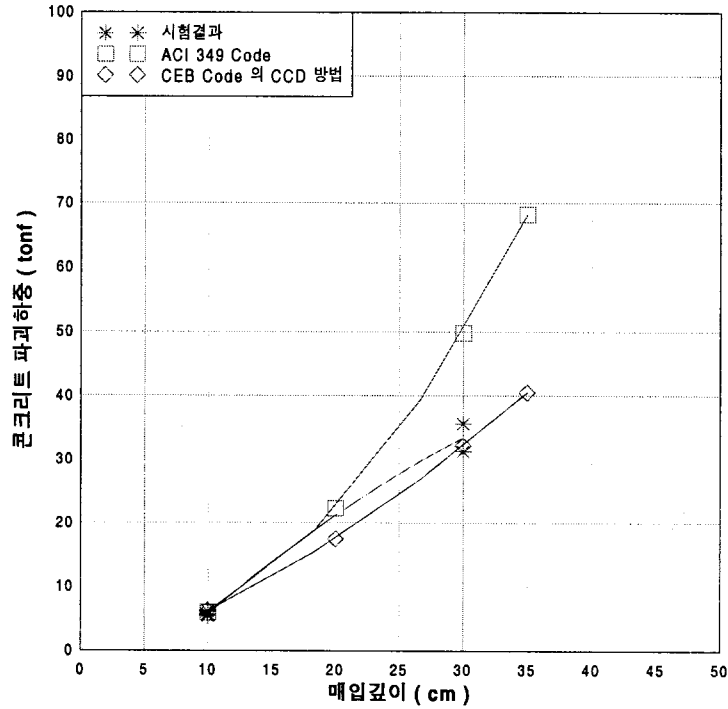


그림 3.3.20 콘크리트 연단거리의 영향에 의한 콘크리트 파괴하중

또한 앵커시스템의 설치방법에 따른 인장성능평가를 위하여 직매형과 슬리브 매립형에 대한 앵커시스템의 인장성능시험을 수행한 결과, 표 3.3.4 와 같이 직매형이 슬리브매립형 보다 콘크리트 인장파괴강도가 크게 나타났으나 두 결과 모두 CEB Code 의 CCD 방법에 의하여 계산된 설계결과보다 크게 나타나 앵커기초시스템의 콘크리트 파괴강도는 앵커 설치방법과는 무관한 것으로 판단된다.

표 3.3.4 앵커 설치방법에 따른 인장성능 평가결과

매입깊이 ( cm )	시험횟수	인장성능시험결과 ( tonf )		설계결과 ( tonf )
		직매형	슬리브매립형	
10	1	16.9	14.0	9.44
	2	16.4	15.1	
	3	16.1	14.1	
	4	18.3	13.2	
	5	17.2	15.8	
	평균값	17.0	14.4	
20	1	-	-	26.7
	2	34.2	-	
	3	28.1	-	
	4	-	28.3	
	5	33.1	26.8	
	평균값	31.8	27.6	

그림 3.3.21 은 인장하중하에서 앵커기초시험체의 콘크리트 파괴형상을 보여주고 있다.

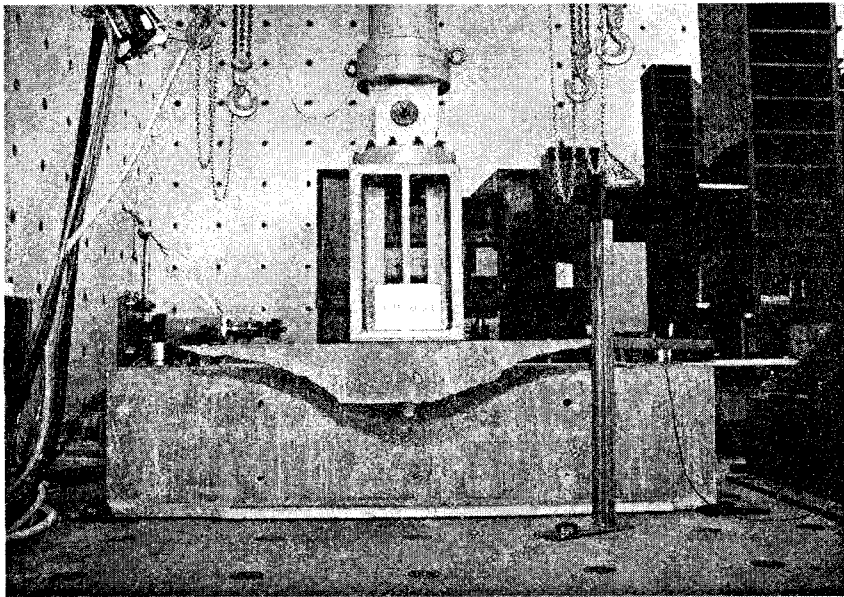


그림 3.3.21 인장하중하에서 앵커기초시험체의 콘크리트 파괴형상



## 2. 기기 정착부의 지렛대 효과

### 가. 개요

기기를 콘크리트 기초에 정착할 때에는 일반적으로 기초 콘크리트에 현장매입 앵커볼트 또는 확장형 앵커볼트를 설치하고 기기 저부에 부착된 Base Plate와 조립하여 체결한다. 기기의 정착부를 설계할 때는 하중의 경로(load path)가 부드럽게 이어져서 기기에 가해진 여러 가지 하중들이 무리없이 기초 콘크리트로 전달되도록 하여야 한다. 그러한 목적으로 발전소 기기들은 그 정착부에서의 하중 흐름선을 되도록 일직선으로 유지시킨다. 그러나 현재 발전소에 존재하는 일부 기기들 중에서 그 상세가 표준적인 형태와는 다르게 설치된 정착부가 발견되고 있다. 이러한 설치 상세의 이유로는 기기 기초 콘크리트에 케이블이 지나가서 확장형 앵커볼트를 시공할 만한 충분한 연단거리가 확보되지 못할 때 어쩔 수 없이 설치되는 것으로 판단된다.

이러한 정착부에서는 지렛대 효과로 불리우는 하중 증폭현상이 발생하게 된다. 지진이 발생하면 기기 자중에 비례하는 수평력이 기기의 무게 중심에 작용한다. 이 수평력은 기기 바닥에 설치된 앵커시스템에서 전단력 및 모멘트를 발생시킨다. 적절하게 설계되지 않은 앵커시스템의 경우, 지진에 의한 상부인장력보다 더 큰 인장 하중이 볼트에 증폭되어 작용하게 되며, 이 증폭값의 정확한 산정이 기기 내진검증에 중요한 요소로 평가되고 있다[3.3.32].

한편, SQUG에서 가동원전의 내진적합성 확인을 위한 절차서로서 미국에서 1992년 개발한 GIP (General Implementation Procedure for seismic verification of nuclear plant equipment) [3.3.31] 와 그 보충자료들은 prying action에 대한 주의를 해야 할 것임을 명시하고 있다. 하지만 이들 보고서들은 prying action을 평가하기 위한 특별한 지침을 수록하지 않았다.

본 연구에서는 지렛대효과에 의한 하중증폭계수에 영향을 주는 다양한 변수들을 정의하고 이들 변수에 따른 하중증폭계수를 구하는 것을 목적으로 하였다. 이를 위해 1단계로 간략히 모델링된 탄성해석을 통해 하중증폭계수와 변수들간에 존재하는 전체적인 경향을 파악하고, 2단계로 실증 실험을 수행하여 보다 정확한 하중증폭계수를 도출하였다. 또한 실험에서 다루지 못하였거나 추후에 추가로 발견될 기기 기초 시스템의 하중증폭계수 계산을 위한 수치해석 모델을 개발하였다.

하중증폭계수  $\lambda$ 는 GIP에서 개발된 기기 기초시스템에 대한 내진평가 방법론 중에서 기기 기초의 성능감소계수의 형태로 표시될 수 있다. GIP에서 정착부의 허용인발성능(pull-out strength)는 다음과 같다.[3.3.32]

$$P_{all} = P_{nom} RT_p RS_p RL_p RE_p RF_p RC_p RR_p \quad (3.3.13)$$

여기서

- $P_{all}$  : 허용인발성능
- $P_{nom}$  : 공칭허용인발성능
- $RT_p$  : 앵커종류에 따른 성능감소계수
- $RS_p$  : 매입깊이에 따른 성능감소계수
- $RL_p$  : 앵커간격에 따른 성능감소계수
- $RE_p$  : 연단거리에 따른 성능감소계수
- $RF_p$  : 콘크리트 강도에 따른 성능감소계수
- $RC_p$  : 크랙 유무에 따른 성능감소계수
- $RR_p$  : 필수계전기 유무에 따른 성능감소계수

하중 증폭계수는 새로운 성능감소계수의 형태로 위 식에 곱해질 수 있다. 지렛대효과를 고려한 성능감소계수  $RP_p$ 는 다음과 같이 정의된다.

$$RP_p = \frac{1}{\lambda} \quad (3.3.14)$$

#### 나. 지렛대현상(Prying action)

그림 3.3.22, 3.3.23 는 각각 지렛대 현상이 발생할 수 있는 기초 시스템의 사진과 정착부 부분 개념도이다.

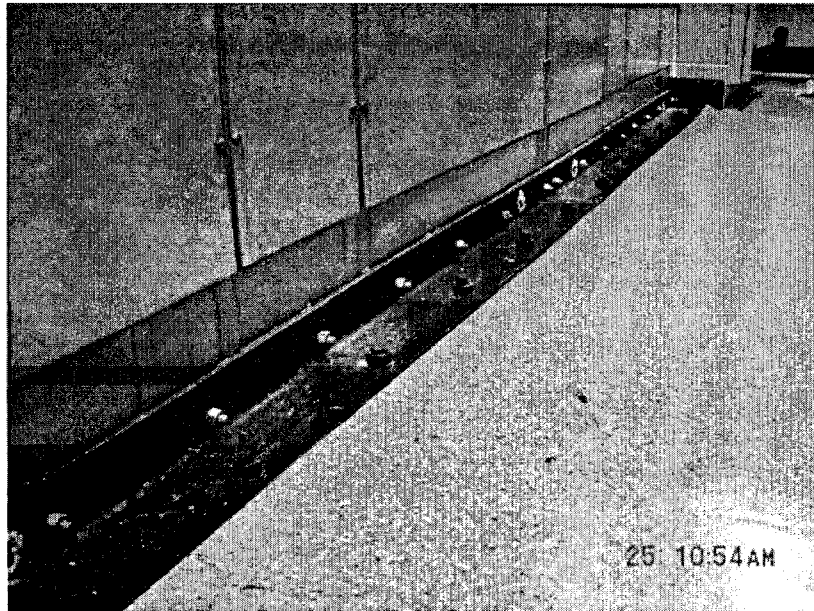


그림 3.3.22 지렛대 현상 발생이 의심되는 정착부 형태

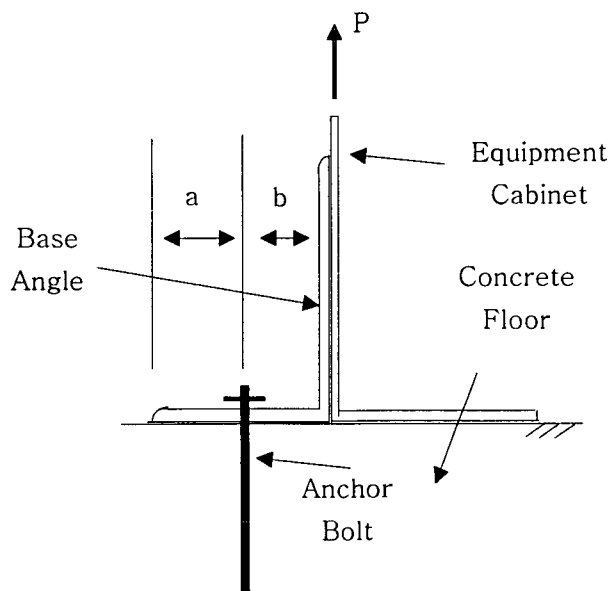


그림 3.3.23 앵글형 기초 시스템의 개념도

그림 3.3.23 는 기기의 Angle형 기초 형상을 일반화한 것이다.  $a$ 는 앵글 끝에서부터 볼트 중심선까지의 연단거리이고  $b$ 는 볼트중심선에서 지진에 의한 인장 하중  $P$ 의 작용선까지의 편심거리이다. 수직방향 인장력( $P$ )이 작용하게 되면 콘크리트 면에 부착되어있는 앵글 플랜지 끝에 지점이 형성되어, 앵커볼트 체결 지점과 하중( $P$ ) 작용점 거리( $a, b$ )에 의해 주로 지배되는 지렛대현상(Prying Action)이 발생한다. 즉 앵커 시스템에 작용하는 인장력  $P$ 보다 큰  $\lambda P$ 의 하중이 앵커볼트에

작용하게 된다. 이러한 기하학적 형상만을 고려한 앵커볼트에 작용하는 하중의 증폭계수( $\lambda$ )는 식(1)으로 간략하게 표현된다.

$$\lambda = \frac{(a+b)}{a} \quad (3.3.15)$$

#### 다. 기존 연구

지렛대 현상(Pyng Action)에 관련된 연구는 지금까지 활발히 진행되지 않았다. EPRI에서 1994년 발간한 TR-103960에서는 정착부에 관련된 구조적 문제들 중 하나로서 지렛대 효과를 포함시켜 연구하였다[3.3.22]. 이에 따르면 식 3.3.1의 기하학적 변수  $a$ ,  $b$ 이외에도 그림 3.3.24에서 표시된 앵커볼트의 축강성( $K_1$ ), Angle의 횡지지 강성( $K_2$ ) 및 Angle자체의 휨강성이 하중증폭계수의 산정에 관계가 있다는 것이 밝혀졌다. EPRI 보고서에서는 기기 정착부를 그림 3.3.24과 같이 단순화시켜 탄성해석을 통해 해석인자들의 영향을 평가하였다.

그림 3.3.24에서 앵글은 보요소들로 간략하게 모델링된다. 앵글의 중심부에는 강성이  $K_1$ 으로 표시된 볼트가 연결되어 있다. 이 값은 일반 볼트인 경우 직접적으로 구할 수 있으나 확장볼트인 경우는 앵커볼트의 설치면에서 미끄러짐이 발생

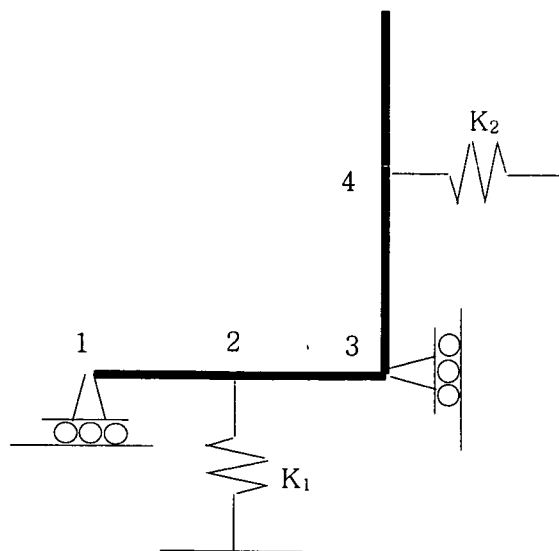


그림 3.3.24 탄성해석 모델 (앵글)

하기 때문에 직접 구하기 어렵다. 이 확장형 앵커볼트에 대한 스프링 계수는 참고 문헌 [3.3.35]에 수록되어 있으며 표 3.3.5과 같다.

표 3.3.5 볼트 축강성

Bolt Diameter Inch	Bolt Stiffness(평균+표준편차) kips/inch
3/8	159
1/2	530
5/8	645
3/4	1098
7/8	1022
1	1942

앵글의 수직 플랜지는 절점 3과 4에서 횡방향으로 구속조건을 가지고 있다. 절점 3은 앵커볼트의 수평방향 강성과 콘크리트 슬래브의 강성의 조합된 효과이다. 절점 4는 앵글에 부착된 케비넷 옆판의 강성을 나타낸다. 이 값의 변화에 따른 탄성해석 결과가 참고문헌 [3.3.32]에 수록되어 있으며 표 3.3.6와 같다. 이 값은 4"X4"X1/2" 앵글을 대상으로 해석한 결과이다. 90인치 높이, 10인치 폭, 0.15인치 두께를 가진 단순지지된 플레이트로 가정하고 기기 바닥의 3인치 높이에서 하중이 가해진다고 보았을 때  $K_2$ 의 값은 0.345(kip/inch)이다. 표 3.3.6에서 보는 바와 같이 강성이 무한대일 때는 하중증폭계수 값이 매우 작아지게 된다. 그러나 횡강성 값을 실제와 같도록 정확히 계산하는 것은 현실적으로 곤란하므로 횡강성이 없는 경우를 가정하여 하중증폭계수를 평가하도록 하고 있다.

그림 3.3.24의 탄성해석 모델에서 볼트의 축강성  $K_1$ 은 앵커볼트를 스프링으로 이상화한 값이다. 표 3.3.7을 보면 앵커볼트의 축강성이 작을 경우에는 하중증폭값이 적어지게 된다. 만약 앵커볼트의 강성이 영에 가깝게 되면 앵글의 하부 플랜지 끝부분에 지점이 형성되지 않고 들리게 되므로 지렛대 작용이 발생하지 않는다.

표 3.3.6 횡강성  $K_2$ 에 따른 하중증폭계수

$K_2$ (kip/inch)	$\lambda$ (하중증폭계수)
0.000	2.67
0.345	2.61
3.450	2.26
34.500	1.46
345.000	1.16
3450.000	1.12
rigid	1.12

표 3.3.7 볼트 축강성  $K_1$ 에 따른 하중증폭계수

단면	강성(kip/in)	$\lambda$
3" X 3" X 3/8"	1942.000	2.57
	194.200	2.54
	19.420	2.32
	1.942	1.23
4" X 4" X 1/2"	530.00	2.56
	53.00	2.47
	5.30	1.84

C형 채널로 구성된 앵커 시스템에서도 볼트에 걸리는 하중이 증폭될 수 있다. 그림 3.3.8 는 채널로 구성된 앵커시스템을 탄성해석 하기 위한 모델을 제시하고 있다. 인장력 P는 절점 4, 5, 또는 6에서 작용한다. 그 이외에는 앵글을 사용한 앵커 시스템과 유사한 모델이다.

EPRI는 다양한 폭을 가진 앵글과 채널 및 볼트 직경을 대상으로 탄성 해석을 하여 하중증폭계수를 구하였다. 하중증폭계수에 가장 큰 영향을 주는 것은 그림 3.3.23 에서 a, b로 표시된 앵글에서의 볼트 설치위치이다. a 값이 감소하게 되면 볼트에 작용하는 지렛대 하중은 점차 증가하게 된다. 앵글에서의 a, b값은 AISC에 규정되어 있는 값을 사용하였으며 채널은 하부 플랜지의 중앙부에 볼트를 설치한다.

라. 탄성해석

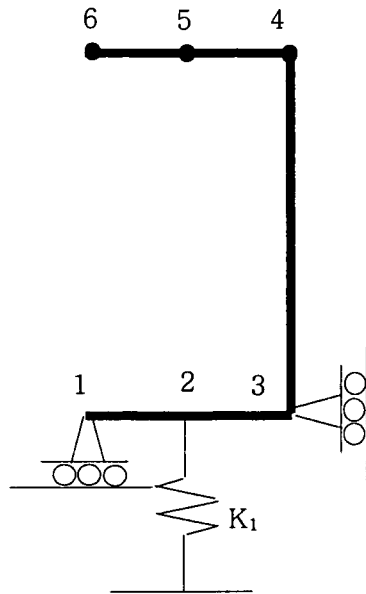


그림 3.3.25 탄성해석 모델 (채널)

앵커볼트의 축하중 증폭에 관한 메커니즘을 확인하고 증폭계수( $\lambda$ )에 영향을 미치는 요인들을 파악하기 위하여 그림 3.3.24과 같이 모형화된 앵글 기초에 대한 탄성해석을 MIDAS GENw으로 수행하였다. 앵커볼트의 축강성(K1), 캐비닛의 횡강성(K2), 연결부(앵글, 채널, 플레이트)의 강성, 볼트위치(a:b), 연결부의 유효폭(W, 참고문헌[3.3.31]에서 추천한 값)등을 다양하게 조합하여 해석을 수행하였으며, 기준앵글모형의 제원을 표3.3.8와 같이 설정하여 각 변수에 따른 영향을 파악하였다.

표 3.3.8 탄성해석 기준 앵글

Angle size	H	B	t	W	a	b	D	k1 (kip/in)	k2 (kip/in)	(a+ b)/a
4X4X1/4	4"	4"	1/4"	4"	1.5"	2.5"	3/8"	159	0.345	2.67
3X3X1/4	3"	3"	1/4"	3"	1.25"	1.75"	3/8"	159	0.345	2.4
6X6X3/8	6"	6"	3/8"	6"	2.5"	3.5"	3/8"	159	0.345	2.4
4X4X1/2	4"	4"	1/2"	4"	1.5"	2.5"	3/8"	159	0.345	2.67
4X4X3/4	4"	4"	3/4"	4"	1.5"	2.5"	3/8"	159	0.345	2.67

(1) 앵커볼트 직경에 따른 증폭계수

기준 앵글은 4"x4"x1/4"이다. 볼트의 직경 D(볼트의 축강성 K1과 직접 관련)에 따른 하중 증폭계수 표 3.3.9와 같다.

표 3.3.9 앵커볼트 직경에 따른 증폭계수

D(bolt)	k1	k2	(a+ b)/a	$\lambda$
FLEXIBLE	1	0.345	2.67	0.83
3/8	159	0.345	2.67	2.54
1/2	530	0.345	2.67	2.56
5/8	645	0.345	2.67	2.56
3/4	1022	0.345	2.67	2.57
7/8	1098	0.345	2.67	2.57
1	1942	0.345	2.67	2.57
RIGID	무한대	0.345	2.67	2.57

하중증폭계수  $\lambda$ 는 볼트의 직경이 작을 때(축강성 값이 작을 때) 가장 작고 볼트의 직경이 커지면서 증가한다. 하중증폭계수 값은 최소한의 볼트 강성만 확보되면 거의 일정 값에 수렴한다고 볼 수 있다. 특히 표 3.3.9에서 구한 볼트 축강성 값은 확장형 앵커볼트일 때를 가정한 것이다. 따라서 CIP 앵커볼트인 경우에는 그 축강성 값이 상당히 증가하게 되며 결과적으로 CIP 앵커볼트에서 볼트의 축강성은 하중증폭계수에 영향을 주지 않는다.

(2) 앵글의 강성에 따른 증폭계수

표 3.3.8의 다섯 개 기준 앵글 치수 변화에 따라 하중 증폭계수가 영향받는 것을 관찰하였다. 표 3.3.10에는 그 결과가 수록되어 있다. 4"x4"x1/4"앵글에서의 하중증폭계수는 이미 언급한 바 있다. 나머지 앵글의 경우도 볼트 축강성이 최소한의 값만 가지면 그 이후로는 하중증폭계수 값이 별로 영향받지 않는다는 것을 다시 확인할 수 있다. 4"x4"x1/4", 4"x4"x1/2", 4"x4"x3/4"의 순서로 앵글의 치수(강성)이 증가함에 따라 하중증폭계수는 점차 증가한다. 그러나 앵글의 강성변화에 비해 하중증폭계수의 증가는 그다지 크지 않았다.



표 3.3.10 앵글치수 및 축강성에 따른 하중증폭계수

축강성	하중증폭계수				
	4"x4"x1/4"	4"x4"x1/2"	4"x4"x3/4"	3"x3"x1/4"	6"x6"x3/8"
1	0.83	0.78	0.77	0.83	0.84
159	2.54	2.61	2.62	2.33	2.32
530	2.56	2.64	2.65	2.35	2.34
645	2.56	2.64	2.65	2.35	2.34
1022	2.57	2.64	2.66	2.35	2.34
1098	2.57	2.65	2.66	2.35	2.34
1942	2.57	2.65	2.66	2.35	2.34

(3) 횡지지 강성에 따른 하중 증폭계수

표 3.3.11에서 횡지지 강성을 변화시키면서 두가지 치수의 앵글에 대해 하중 증폭계수를 구하여 정리하였다. 횡지지 강성이 커지게 되면 하중증폭계수는 점점 작아진다. 그 이유는 다음과 같다. 횡지지 강성이 크면 앵글은 수직 플랜지 부분이 횡방향으로 구속되게 되고 따라서 앵글의 회전이 제한된다. 지렛대 작용이 발생하기 위해서는 앵글이 회전을 하여야 하지만 위에서 언급한 바와 같이 횡지지 강성이 클 경우 앵글의 회전이 제한되기 때문에 결과적으로 지렛대 작용이 발생하기 힘들다. 횡지지 강성은 캐비닛의 골조를 형성하는 부분에서 크고 옆판 중앙부에서는 작다. 따라서 최초 평가시에는 횡지지 강성을 적게 평가하는 것이 보수적인 평가가 될 것이다.

표 3.3.11 횡지지 강성에 따른 하중증폭계수

k2	하중증폭계수		
	(a+b)/a	4"x4"x1/4"	4"x4"x3/4"
0	2.67	2.67	2.67
0.1725	2.67	2.60	2.64
0.345	2.67	2.54	2.62
3.45	2.67	2.13	2.29
34.5	2.67	1.86	1.23
345	2.67	1.82	0.65

(4) 볼트 구멍 위치에 따른 하중증폭계수

볼트 구멍이 설치되는 위치 a, b는 하중증폭계수에 가장 큰 영향을 주는 변수이다. 표 3.3.12에 a, b값을 변화시키면서 하중증폭계수를 구하였다. 표에서 보는 바와 같이 하중 증폭계수에 절대적인 영향을 주는 해석 변수가 a, b임을 알 수 있다. 또한 표 3.3.11과 표 3.3.12에서 관찰할 수 있는 것은 탄성해석에 의해 구한 하중증폭계수는 이론적인 하중증폭계수 (a+b)/a보다 작으며 그러한 경향은 앵글의 강성이 클수록 더욱 뚜렷하다는 것이다.

표 3.3.12 a, b 값에 따른 하중증폭계수

a	b	하중증폭계수		
		(a+b)/a	4"x4"x1/4"	4"x4"x3/4"
1	3	4.00	3.70	3.86
1.5	2.5	2.67	2.54	2.62
2	2	2.00	1.93	1.98
2.5	1.5	1.60	1.56	1.59
3	1	1.33	1.31	1.33

## (5) 탄성해석 결과 분석

- 앵커볼트의 축강성(앵커볼트 직경에 대응되는 값) 증가에 따라 하중증폭계수가 점차 증가한다. 이러한 경향은 앵글의 강성이 증가할수록 확연해진다.
- 축하중 증폭계수는 캐비닛의 횡강성이 작아질수록 매우 크게 증가하는 경향을 나타내었으며, 이러한 경향은 앵글의 강성이 클수록 더욱 큰폭으로 나타났다.
- a, b 변수에 따라 축하중 증폭계수가 변화하지고  $(a+b)/a$ 값과 밀접한 관계가 있다는 것이 확인된다. 그러나 축하중 증폭계수의 값 자체는  $(a+b)/a$ 보다는 다소 적게 나타난다.
- 연결부(앵글)의 강성이 증가함에 따라 앵커볼트의 축하중 증폭계수는 증가하지만, 그 증가폭은 다른 변수에 비해 비교적 작게 나타난다.  
즉, 축하중 증폭계수는 a,b값에 밀접한 관련이 있는 것이 사실이나, 그 외에도 앵커볼트, 캐비닛, 앵글의 강성등에도 영향을 받고 있음이 확인되었다. 이러한 경향 파악 후 실증 실험을 수행하였다.

## 마. 실험

### (1) 실험변수 및 실험체 형상

탄성해석 결과는 두가지 면에서 앵커시스템의 물리적 현상과 큰 차이를 보인다. 첫 번째는 지렛대의 지점 위치이다. 이 위치는 앵글의 끝부분인 것으로 가정되었으나 실제로는 앵커볼트와 앵글 끝단의 임의의 점에서 형성될 수 있다. 이러한 지렛대 지점의 위치는 앵글강성이 약할수록 볼트에 가깝게 형성되어 그림 3.3.23의 a값이 작아지게 된다. 그 결과로 탄성해석 결과와는 다르게 앵글의 강성이 작을수록 오히려 하중증폭계수가 커질 수 있다. 두 번째는 실제 앵커시스템은 최초 앵커볼트 설치시 체결축력을 도입하지만 탄성해석에서는 이것을 고려하지 않았다는 것이다.

앵커시스템에 인장력 (P)이 0에서부터 점점 증가하게 되면 앵커볼트에 작용하는 축력도 점차로 증가하게 되는 것이 일반적이다. 그러나 최초 볼트 체결력이 존재하는 경우에는 인장력이 작을 때에는 다른 현상이 발생한다. 인장력에 의해 발생하는 볼트축력이 초기의 볼트 체결력보다 작을 때에는, 인장력이 증가하더라도

도 볼트에 축력 증가분이 발생하지 않는다. 대신 앵커시스템에 작용하는 인장력은 주변 앵글의 변형 등으로 흡수하게 된다. 따라서 앵커볼트에 작용하는 하중은 탄성해석 결과와는 다르며 특히 인장력이 상대적으로 작을 때는 해석 결과와 상당한 차이를 내게 될 것이다.

이러한 이유로 인하여 실증실험을 통하여 하중 증폭계수를 구하였다. 이 때의 실험 변수는 Angle규격(휨강성), 앵커볼트의 직경(앵커볼트 축강성(K1)), 횡지지 강성(K2). 기하학적 형상(a, b), 및 Angle의 길이(L)이다.

Angle실험체는 탄성 해석에서 수행한 4"x4"x1/4", 4"x4"x1/2", 4"x4"x3/4", 3"x3"x1/4", 6"x6"x3/8" 앵글이 국내에서 생산되지 않는 제품이었기 때문에 확보하는 데에 현실적인 어려움이 있어 그와 유사한 L100x100x7, L100x100x10, L100x100x13, L75x75x6, L150x150x10 Angle을 사용하였다. 앵글의 길이(L)는 기존 연구에서 추천한 길이 L100x100x7인 실험체에 대해 100mm를 기준으로 하였으나 그 길이의 적절성을 확인하기 위해 앵글길이가 100mm, 150mm, 200mm인 경우도 비교 실험체로 제작하였고 실험 결과 100mm의 앵글길이가 충분한 것으로 판단되었다. 앵커볼트는 직경10mm, 16mm, 20mm의 세가지를 실험변수에 포함시켰다. 횡지지 강성(K<sub>2</sub>)은 등가의 처짐변형을 갖는 원형봉강의 휨강성을 이용하였다. 볼트 체결력은 앵커볼트 직경에 대응하여 직경10, 16, 20mm에 대해 각각 0.4, 0.95, 1.45ton을 가하였다.

표 3.3.13는 앵글형 앵커시스템에 일반볼트를 설치한 경우에 대한 실험 변수 설정값들이다. 실험은 실험 번호에 따라 진행되었다. 표 3.3.14은 앵글형 앵커시스템에 확장형 앵커볼트가 설치된 경우에 대한 실험 변수 설정값들이다. 표 3.3.15은 채널형 앵커 시스템에 일반볼트를 설치한 경우에 대한 실험변수 설정값들이다. 채널형 실험체 계획중 가력점이 중앙인 경우는 인장하중이 가해지는 지점이 그림 3.3.25 의 절점 5에 하중이 가해진다는 의미이고 가력점이 연단인 경우는 인장하중이 절점 4에 가해진다는 의미이다. 실험체를 정리한 표들에서 실험번호에 '\*'가 붙어 있는 경우는 '\*' 부호 뒤의 실험을 참고하라는 의미로써 새로운 실험을 수행하는 것은 아니다. 실험결과를 분석 할 때에는 실험번호를 기준으로 분석한다. 각각의 실험 번호에 대해 3개씩의 실험체를 준비하였다.

표 3.3.13 앵글 실험체 계획(일반볼트)

실험변수	실험 번호	B (mm)	T (mm)	a (mm)	b (mm)	W (mm)	D (mm)	K1 (kip/in)	K2 (kip/in)
앵커볼트 직경	1	100	7	37.5	62.5	100	10	159	0.345
	2	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	3	100	7	37.5	62.5	100	20	1022	0.345
	4	75	6	31.5	43.5	75	10	159	0.345
	5	75	6	31.5	43.5	75	16	645	0.345
	6	75	6	31.5	43.5	75	20	1022	0.345
	7	150	10	62.5	87.5	150	10	159	0.345
	8	150	10	62.5	87.5	150	16	645	0.345
	9	150	10	62.5	87.5	150	20	1022	0.345
	10	100	10	37.5	62.5	100	10	159	0.345
	11	100	10	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	12	100	10	37.5	62.5	100	20	1022	0.345
	15	100	13	37.5	62.5	100	10	159	0.345
	14	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	13	100	13	37.5	62.5	100	20	1022	0.345
횡지지 강성	2 *	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	16	100	7	37.5	62.5	100	16	645	34.500
	17	100	7	37.5	62.5	100	16	645	34.500
	14 *	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	18	100	13	37.5	62.5	100	16	645	34.500
	19	100	13	37.5	62.5	100	16	645	34.500
a,b값	2 *	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	20	100	7	43.5	56.5	100	16	645	0.345
	21	100	7	50	50	100	16	645	0.345
	14 *	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	22	100	13	43.5	56.5	100	16	645	0.345
	23	100	13	50	50	100	16	645	0.345
앵글길이	2 *	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	24	100	7	37.5	62.5	150	16	645	0.345
	25	100	7	37.5	62.5	200	16	645	0.345
앵글강성	2 *	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	11 *	100	10	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	14 *	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345

표 3.3.14 앵글 실험체 계획(확장형 볼트)

실험변수	실험번호	B (mm)	T (mm)	a (mm)	b (mm)	W (mm)	D (mm)	K1 (kip/in)	K2 (kip/in)
앵커볼트 직경	26	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	27	100	7	37.5	62.5	100	20	1022	0.345
	28	75	6	31.5	43.5	75	16	645	0.345
	29	75	6	31.5	43.5	75	20	1022	0.345
	30	150	10	62.5	87.5	150	16	645	0.345
	31	150	10	62.5	87.5	150	20	1022	0.345
	32	100	10	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	33	100	10	37.5	62.5	100	20	1022	0.345
	34	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	35	100	13	37.5	62.5	100	20	1022	0.345
횡지지 강성	34 *	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	36	100	13	37.5	62.5	100	16	645	3.450
	37	100	13	37.5	62.5	100	16	645	34.500
a,b값	34 *	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	38	100	13	43.5	56.5	100	16	645	0.345
	39	100	13	50	50	100	16	645	0.345
앵글길이	26 *	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	40	100	7	37.5	62.5	150	16	645	0.345
	41	100	7	37.5	62.5	200	16	645	0.345
앵글강성	26 *	100	7	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	32 *	100	10	37.5	62.5	100	16	645	0.345
	34 *	100	13	37.5	62.5	100	16	645	0.345

표 3.3.15 채널 실험체 계획(일반볼트)

실험번호	실험번호	B	H	Tw	Tf	a	b	D	W	가력점	
	호	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)		
볼트직경 앵글강성	42	90	250	9	13	45	45	10	100	중앙	
	43	90	250	9	13	45	45	16	100		
	44	90	250	9	13	45	45	20	100		
	앵글길이	54	90	250	9	13	45	45	10	100	연단
		55	90	250	9	13	45	45	16	100	
		56	90	250	9	13	45	45	20	100	
		51	90	200	8	13.5	45	45	10	100	
		52	90	200	8	13.5	45	45	16	100	
		53	90	200	8	13.5	45	45	20	100	
		48	80	200	7.5	11	40	40	10	100	
		49	80	200	7.5	11	40	40	16	100	
		50	80	200	7.5	11	40	40	20	100	
앵글길이		44 *	90	250	9	13	45	45	16	100	
	45	90	250	9	13	45	45	16	200		
	46	90	250	9	13	45	45	16	300		

\* 실험번호 47 없음

### (2) 실험장치

하중증폭계수를 구하기 위한 가력 프레임과 실험장치는 그림 3.3.9와 그림 3.3.10와 같다. 가력 프레임과 유압 실린더를 비롯한 실험장치는 전력연구원에서 제작하였다. 실험중 측정하는 값들은 앵커시스템에 가해지는 하중, 앵커볼트에 걸리는 축하중, 앵커볼트 선단의 수직변위, 앵글 수직 플랜지의 수직 및 수평 변위이다. 각각은 하중계(load cell) 2개와 변위계(LVDT) 3개를 이용하여 측정하였다.

### (3) 실험결과 분석 방법

실험은 전력연구원 구조실험동에서 수행하였다. 인장력 P에 따른 볼트의 축력(초기 체결력을 제외한 값), 볼트 선단의 수직변위, 앵글(또는 채널)의 수평변위를 그래프로 도시하였다. 모든 실험 경우에 대한 그래프는 (9), (10), (11)에 첨부되었다. 각각의 실험 결과를 상호 비교하는 기준은 인장하중에 따른 볼트축력을 대상으로 하였다. 확장형 앵커볼트를 사용한 경우는 그 거동 특성이 일관되지 않기 때문에 별도로 결과 분석((8)항)을 하였다.

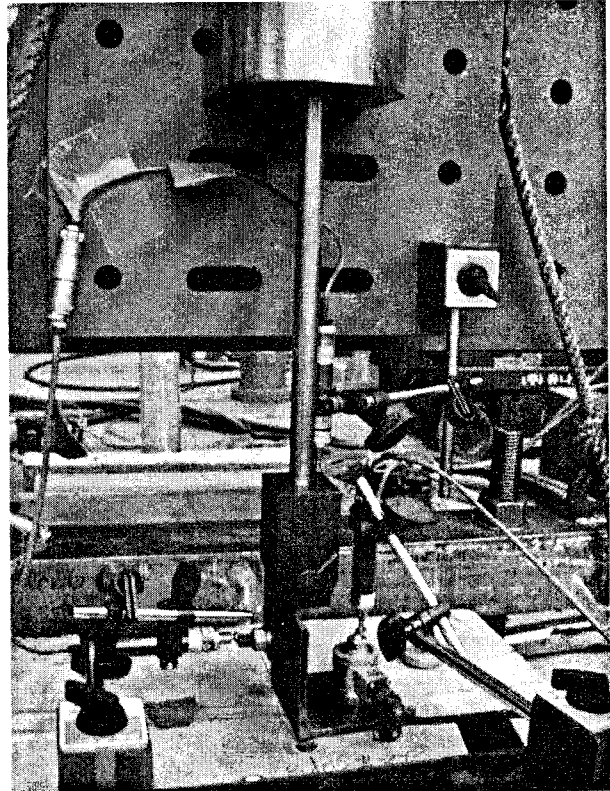
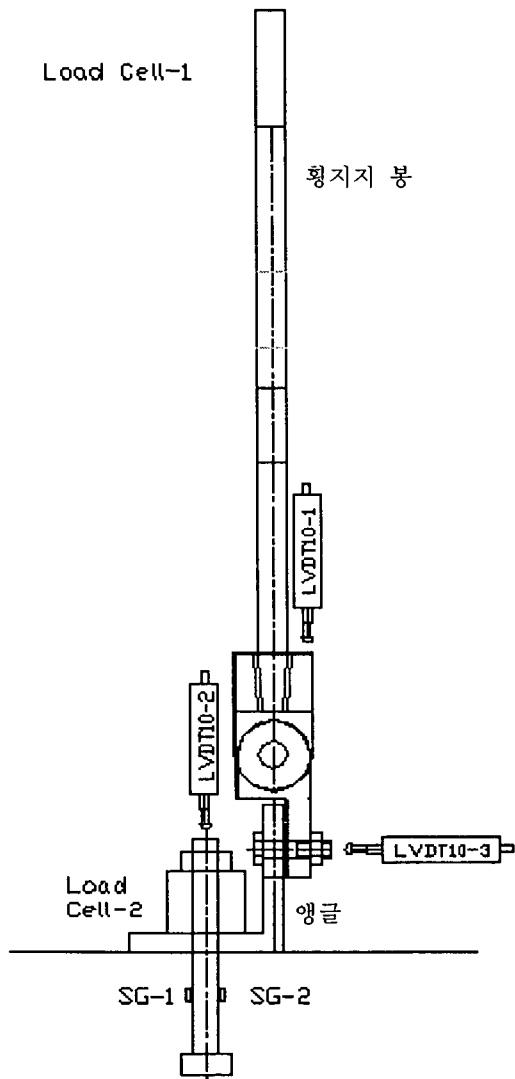


그림 3.3.36 실험장치



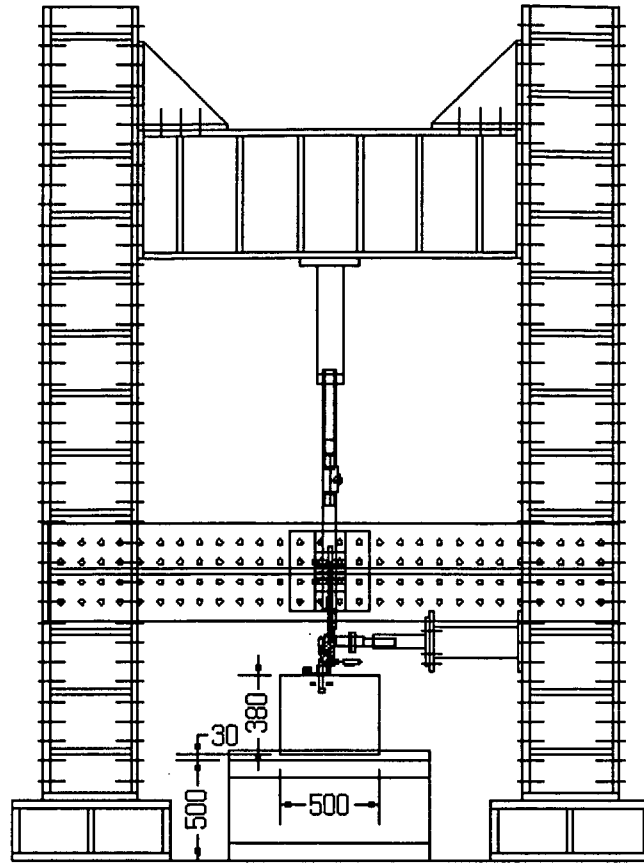


그림 3.3.27 가력 프레임

#### (4) 앵커볼트 직경에 따른 증폭계수

그림 3.3.11은 4"x4"x3/4"앵글, 횡강성=0.345(kip/in), 및 a=1.5", b=2.5"인 앵커 시스템들에서 볼트의 직경을 변화시킨 경우를 비교한 것이다. 범례에는 세가지 정보가 수록되어 있다. 첫 번째 번호 (15, 14, 13 등)은 실험 번호이다. 이것은 표 3.3.13 부터 표 3.3.15까지에서 실험체를 구분하기 위해 사용된 번호이다. 두 번째 문자열(여기서는 '볼트')은 비교를 위해 어떤 실험변수를 변화시켰는가를 설명하는 것이다. 마지막 문자열은 실험변수(볼트)에 대한 상세 설명으로서 그림 3.3.7에서는 볼트의 직경이 10, 16, 20mm로 변화되었음을 알수 있다. 실험체에 대한 보다 상세한 정보들은 표 3.3.13부터 표 3.3.15까지에서 실험번호를 기준으로 찾을 수 있으므로 이후 보고서에서는 언급하지 않는다. 그림 3.3.28과 그림 3.3.29은 각각 볼트의 체결력을 제외한 경우와 포함시킨 경우에 볼트에 걸리는 축력의 크기를 도시한 것이다. 볼트의 직경에 관계없이 그래프의 기울기는 거의 일정하다. 다만 그래프의 x 절편이 볼트직경이 클수록(또는 체결력이 클수록) x방향으로 이동하

는 것을 볼 수 있다. 즉, 기존 탄성해석에서는 고려하지 않았던 축력의 영향이 인장력이 작은 부분에서 볼트 축력에 상당한 영향을 준다는 것이다. 그림 3.3.29은 초기체결력을 포함한 볼트 축력을 인장력의 함수로 도시한 것이다. 앵커볼트의 강성이 변화하는 다른 경우에 대한 비교 분석 그래프를 그림 3.3.30부터 3.3.38에 걸쳐서 수록하였다.

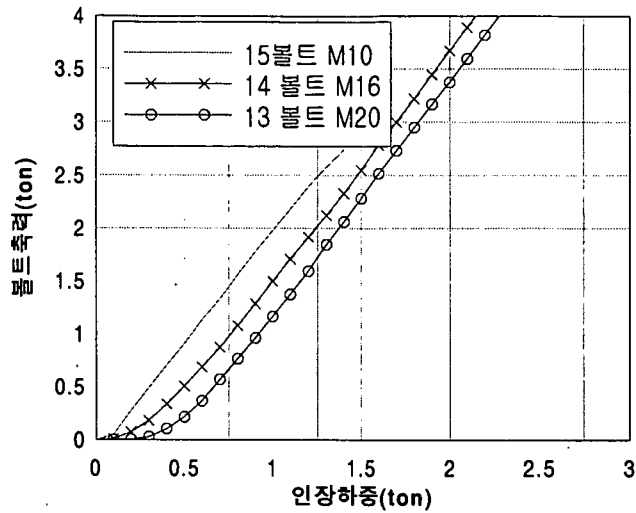


그림 3.3.28 초기체결력을 제외한 경우 볼트강성의 변화에 따른 볼트축력

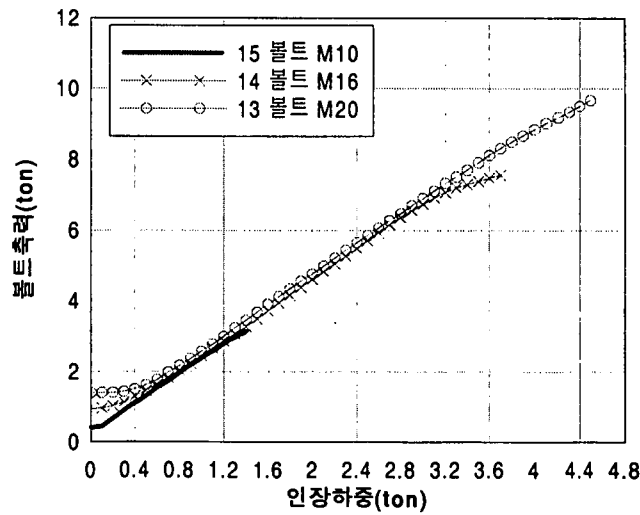


그림 3.3.29 초기체결력을 포함한 경우  
볼트강성의 변화에 따른 볼트축력

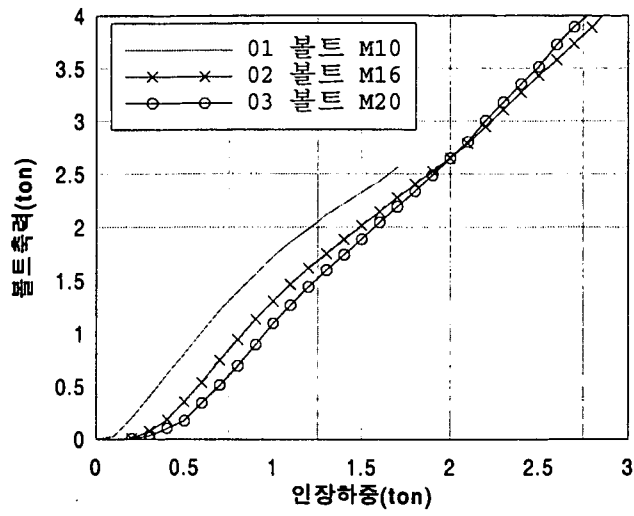


그림 3.3.30 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(앵글, 01,02,03)

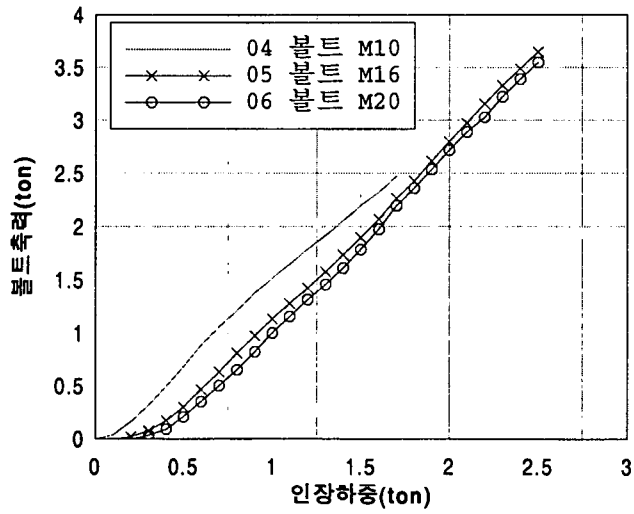


그림 3.3.31 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(앵글, 04,05,06)

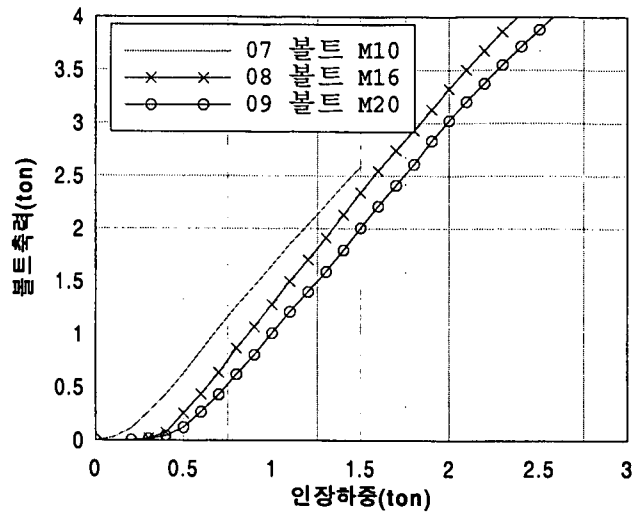


그림 3.332 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(앵글, 07, 08, 09)

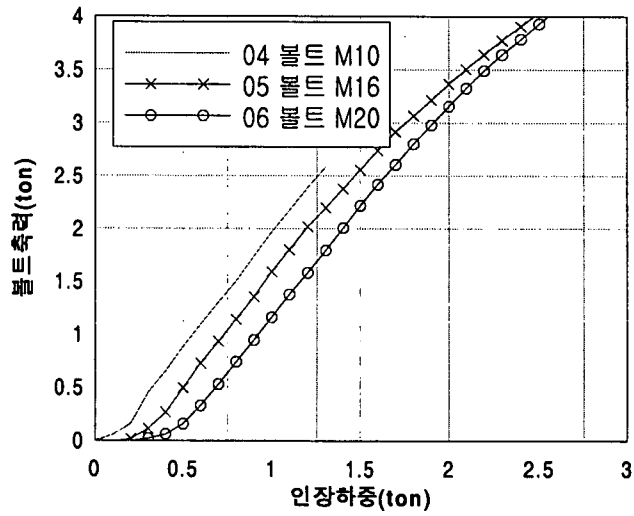


그림 3.333 볼트축력(앵글, 10, 11, 12)

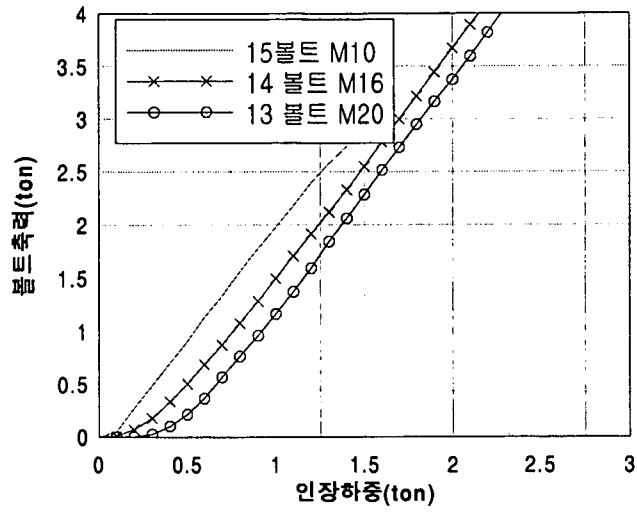


그림 3.3.34 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(앵글, 15, 14, 13)

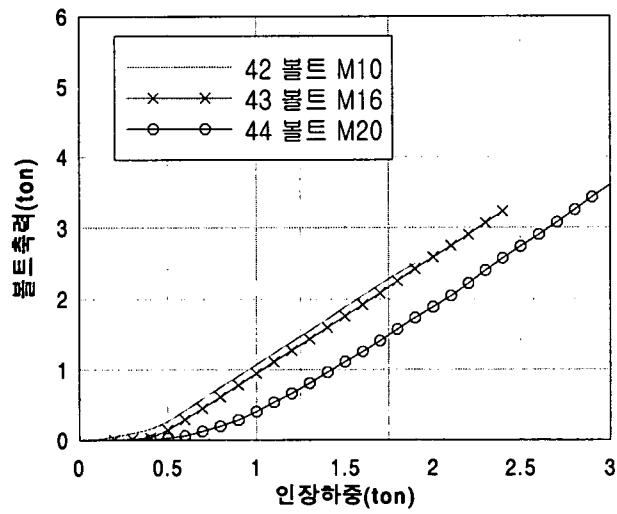


그림 3.3.35 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(채널, 42, 43, 44)

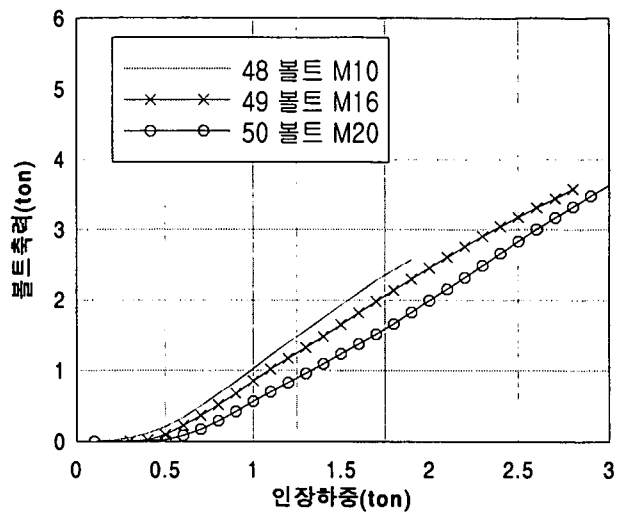


그림 3.3.36 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(채널, 48, 49, 50)

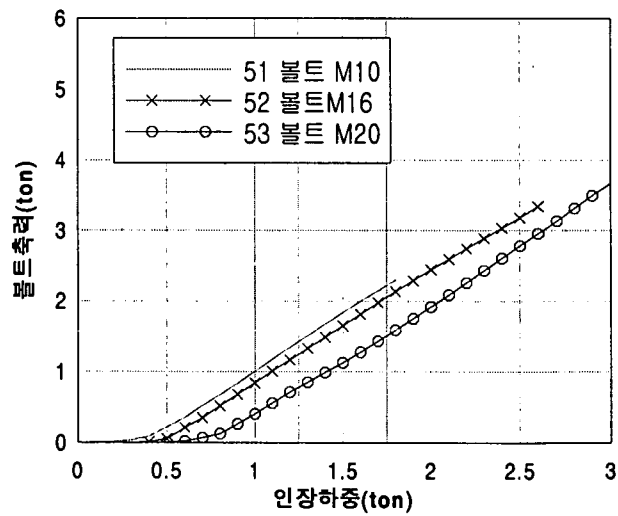


그림 3.3.37 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(채널, 51, 52, 53)

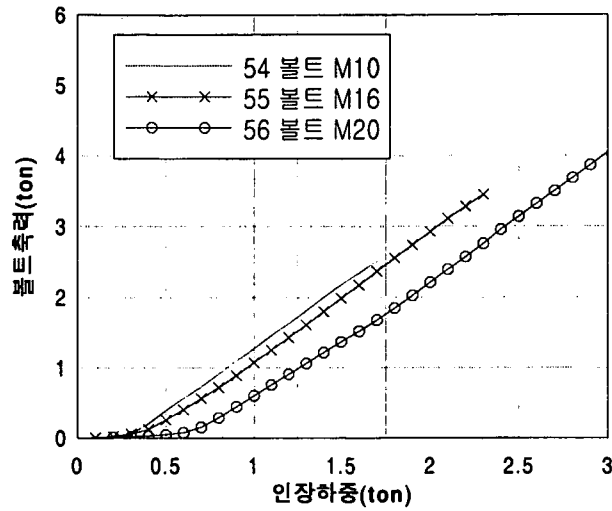


그림 3.3.38 볼트강성변화에 따른 볼트축력  
(채널, 54, 55, 56)

(5) 앵글강성에 따른 증폭계수

그림 3.3.39은 4"폭을 가진 앵글의 두께를 1/4", 1/2", 3/4"로 변화시키면서 실험을 수행한 결과이다. 세가지 모두 초기에는 거의 동일하게 축력이 증가하는 양상을 보였으나 하중이 증가하면서 앵글이 항복을 한 이후에는 서로 다른 결과를 보인다. 실험 케이스 2번 (앵글 두께 1/4)같은 경우는 앵글이 인장하중 1톤 근처에서 이미 항복을 하게 된다. 이러한 항복으로 인해 이후에 볼트에 걸리는 축력은 여타의 경우와 현격한 차이를 보이게 된다. 이러한 이유로 인해 1/4"두께를 가진 앵글의 경우 하중증폭계수  $\lambda$ 값을 인장하중 1ton 이상에서 구하게 되면 기타의 경우에 비해 훨씬 작은 값을 구하게 될 것이다. 앵글강성이 변화하는 다른 경우에 대한 비교 분석 그래프를 그림 3.3.40부터 3.3.41에 걸쳐서 수록하였다.

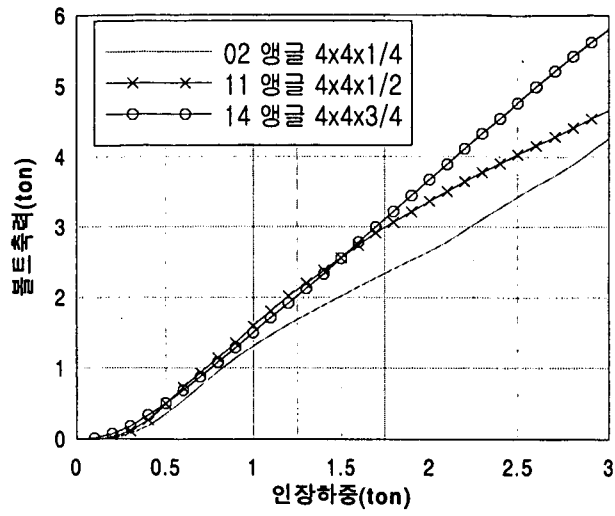


그림 3.3.39 앵글 강성 변화에 따른 볼트축력

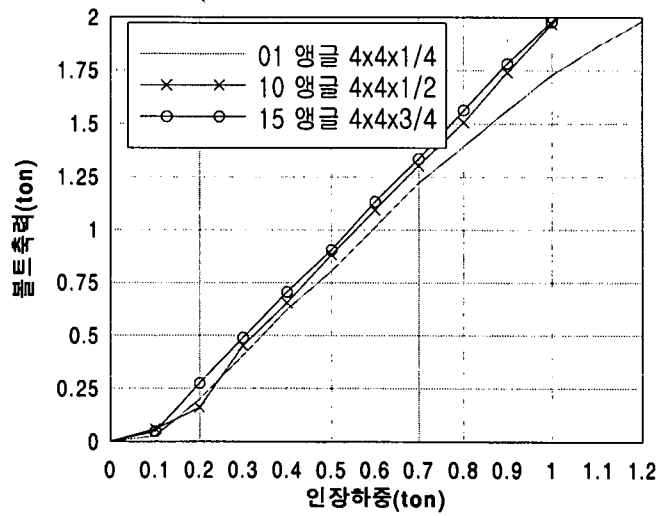


그림 3.3.40 앵글 강성 변화에 따른 볼트축력  
(앵글, 01, 10, 15)



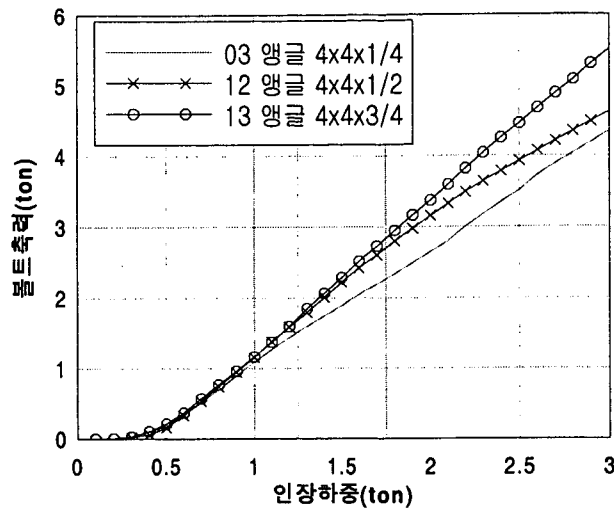


그림 3.3.41 앵글 강성 변화에 따른 볼트축력  
(앵글, 03, 12, 13)

#### (6) 횡강성

그림 3.3.42는 앵글 옆에 부착하는 스프링의 횡강성을 변화시키면서 볼트에 걸리는 축력을 구한 것이다. 이때의 횡강성은  $K1 < K2 < K3$ 의 관계에 있다. 또다른 경우의 볼트 축력을 그림 3.3.43에 수록하였다. 두 경우 모두 횡강성에 따라 볼트 축력이 변화하는 것을 발견할 수 없다. 즉, 횡강성은 볼트 축력과 상관관계가 없다고 볼 수 있다. 횡강성  $K1, K2, K3$ 값은 실험장치 설치 후에 가력실험을 통해 측정된 결과 각각 0.345, 1.725, 17.25 kip/in이다. 여기서 0.345는 참고문헌 [3.3.32]에서 추천한 값과 일치하며 간단한 구조해석으로 확인한 결과 적절한 것으로 평가되었다(단순 지지된 플레이트 요소로 해석하였으나 본 보고서에 그 내용을 수록하지는 않았음).

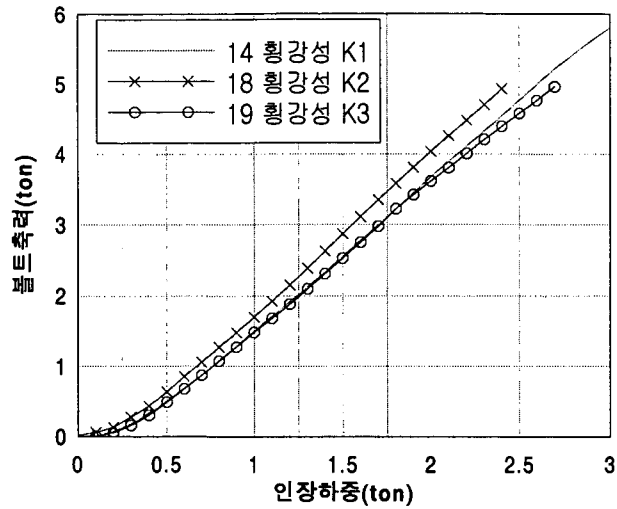


그림 3.3.42 횡강성 변화에 따른 볼트축력

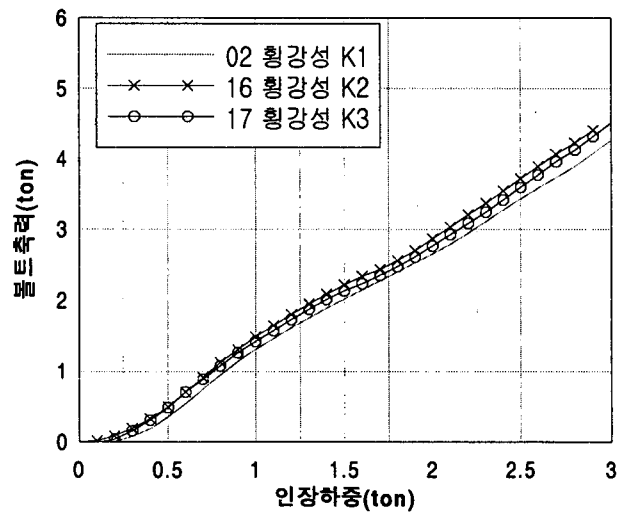


그림 3.3.43 횡강성 변화에 따른 볼트축력  
(앵글, 02, 16, 17)

(7) 볼트위치

볼트위치의 변화는 지렛대 효과(Prying Action)의 개념으로 보거나 탄성해석 결과로 볼 때 가장 뚜렷하게 하중증폭효과가 대비되어 나타날 것이다. 그림 3.3.44은 그 결과를 나타낸 것이다. 위치 L1, L2, L3는 각각 a값이 1.5, 1.75, 2.0"에 대응한다. 그림에서 관찰할 수 있는 바와 같이 L3의 경우가 가장 하중 증폭 효과가 작다.

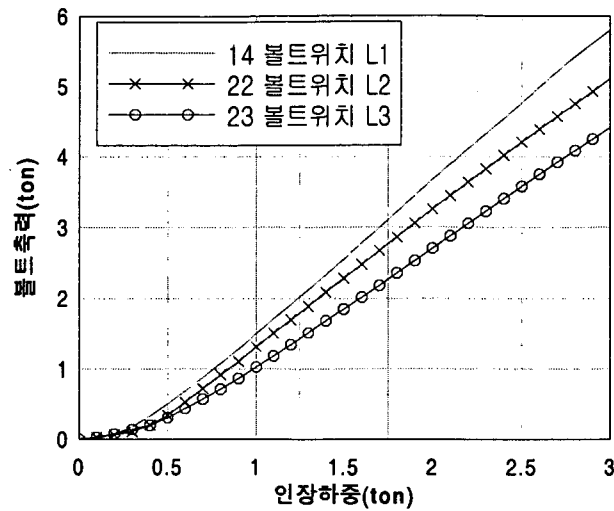


그림 3.3.44 볼트의 설치위치에 따른 볼트축력

#### (8) 확장형 볼트(Expansion Anchor Bolt) 실험 결과

확장형 볼트 실험 결과는 일반볼트를 사용한 앵커시스템의 실험 결과와 별도로 본 항에서 정리하였다. 확장형 볼트란 콘크리트에 구멍을 뚫고 앵커볼트를 설치한 후 볼트에 토크를 가하여 볼트와 콘크리트 사이에 마찰에 의한 지지력을 도입하는 볼트이다. 이 볼트를 이용한 실험 중에 여러 가지 문제점이 발생하였다. 그 결과로 실험으로 구한 앵커볼트의 축력이 일관된 방향성을 갖추지 못하였다. 앵커볼트의 축력을 측정하는 데에 영향을 미치는 인자들 중 확장형 앵커볼트를 대상으로 하는 실험에서 그 량을 정확히 평가하기 어려운 인자들은 다음과 같다.

##### (가) 볼트에 걸리는 하중의 측정

볼트에 걸리는 하중은 그림 3.3.26의 개념도에서 Load Cell 2로 표시되어 있다. 그러나 이 Load Cell을 그림에서처럼 앵글 또는 채널의 상부면에 장착하게 되면 접촉면적이 볼트의 머리보다 너무 넓어서 앵커시스템의 거동을 변화시키게 된다. 따라서 일반 볼트의 경우 볼트의 하부에 하중계를 장착하였다. 즉, 앵글 또는 채널의 바닥을 콘크리트 대신 강판(두께 35mm)을 대고 강판에 뚫린 구멍을 통해 볼트를 삽입하여 하중계를 설치하였다. 그러나 콘크리트의 경우 이러한 방법이 불가능하다.

따라서 확장형 앵커볼트에 걸리는 하중을 측정하기 위해 별도의 측정 방법이 필요하다. 본 연구에서는 앵커볼트의 중심부에 축방향으로 소구경 구멍을 뚫고 그 내부에 pin 형 스트레인 게이지를 삽입한 후, 에폭시로 마감을 하였다. 그러나 제

작된 앵커볼트의 하중-변위 관계에서 볼트별로 상당한 편차들이 존재하는 것이 확인되었다. 따라서 각각의 볼트에 대해 모두 하중-변위 시험을 수행하여 볼트의 특성 곡선을 구하였다.

#### (나) 체결력 도입

앵커볼트를 콘크리트에 삽입하고 토크를 가하게 되면 앵커볼트가 콘크리트 표면 밖으로 끌려 나오면서 하부의 셸이 확장을 하여 마찰력이 도입된다. 그 토크 값은 앵커볼트의 종류에 따라 결정된다. 앵커볼트 설치에 관한 HILTI 매뉴얼 [3.3.36]에는 토크값들이 나와 있다. 직경 10mm, 16mm, 20mm볼트에 대한 조임 토크는 각각 30, 100, 200 Nm이다. 측정하는 실험변수가 볼트에 걸리는 축력이므로 조임토크를 앵커볼트에 걸리는 축력으로 표시할 수 있어야 한다. 앵커볼트 축력을 검사하기 위해 하중계를 앵커볼트 상부에 부착한 상태에서 조임토크를 가하여 직경 10mm, 16mm, 20mm볼트에 대한 축력이 각각 0.8, 1.9, 2.8ton임을 확인하였다.

앵글을 포함한 앵커시스템을 구성한 후 앵커볼트에 체결력을 도입할 때에는 HILTI 매뉴얼에 주어진 조임토크보다는 ‘(가) 볼트에 걸리는 하중의 측정’에서 구한 볼트별 축력과 스트레인 게이지의 응답치를 이용하여 산정한 체결력을 도입하였다. 앵커볼트를 설치한 후에는 설치 즉시 앵커볼트 축력이 급속하게 감소한다. 축력의 감소는 최초 1시간 이내에 전체 감소분의 70%이상 발생하였으며 이후 약 1일간 50% 정도 감소하였다. 그러나 그 감소치는 볼트별로 편차가 심하여 일률적으로 정하기 어렵다. 따라서 각각의 앵커별로 지렛대 효과 관찰을 위한 실험을 시행할 때 기 체결력의 크기를 정확히 평가하기가 곤란하다.

#### (다) 앵커볼트의 미끄러짐

확장형 볼트는 축력이 가해지면 콘크리트와의 마찰면에서 미끄러짐이 발생한다. 최대한도로 견딜 수 있는 마찰력이 그 앵커 시스템의 Pull-out 강도가 된다. GIP[3.3.31]에서는 표 3.3.16과 같은 pull out 강도를 제시하고 있다. 그러나 앵커볼트는 pull-out 강도에 도달하기 전이라도 이미 콘크리트 내부에서 미끄러짐이 발생하며 이로 인해 콘크리트의 축강성은 일반볼트보다 훨씬 작은 값이 된다. 이에 대해서는 참고문헌 [3.3.32]에서도 언급을 하였고 표 3.3.5에 수록하였다. 그 축강성과 하중중폭계수와의 관계는 역비례의 관계에 있어서 축강성이 작을 수록 지렛대 현상이 약하게 발생한다. 따라서 축강성 값을 정확히 산정하는 것이 앵커시스템의 하중중폭계수를 구하는 데 있어서 중요한 요소이다. 또한 축강성 값의 평균에 대한 표준편차가 클 경우에는 소수(본 연구에서는 3개)의 실험 결과만으로 통계처리를 하는 데에는 난점이 존재한다.

표 3.3.16 확장 볼트의 공칭 인발 성능

Bolt/Stud Diameter		Pull-out Capacity	
GIP (D, in)	본연구(D, mm)	GIP(kip)	본연구(ton)
3/8	10	1.46	0.584
1/2		2.29	
5/8	16	3.17	1.441
3/4	20	4.69	2.132
7/8		6.09	
1		6.95	

위에서 언급한 여러 가지 문제점에 대한 해결이 선결되지 않았기 때문에 본 보고서에는 콘크리트에 정착된 확장형 앵커볼트에 대한 실험 결과 분석은 다루지 않았으며 이후 연구자들의 참고를 위해 (11)항에 확장 볼트를 사용한 앵글형 앵커 시스템의 실험결과를 첨부하였다.

(9) 일반볼트를 사용한 앵글형 앵커 시스템 실험결과

일반볼트를 사용한 앵글형 앵커시스템에서 인장하중에 대한 볼트축력, 볼트 수직변위, 앵글 횡변위를 모든 경우에 대해 수록하였다.

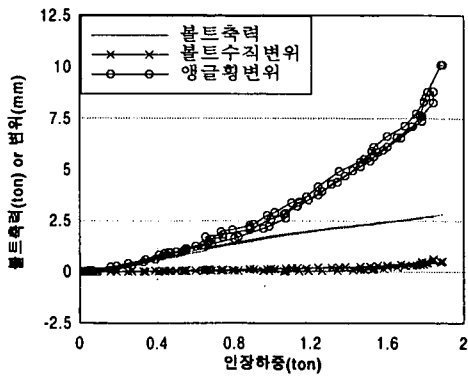


그림 3.3.45 실험번호 01

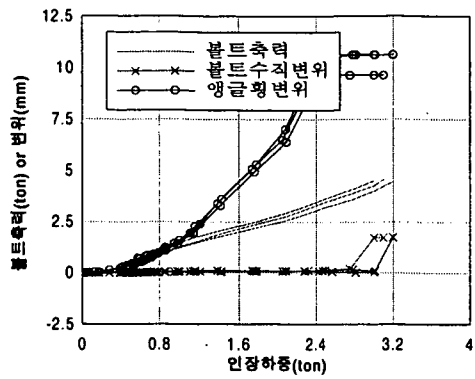


그림 3.3.46 실험번호 02

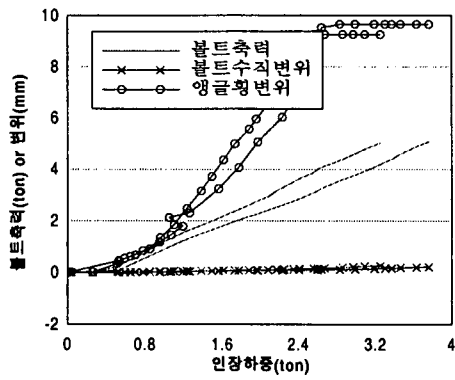


그림 3.3.47 실험번호 03

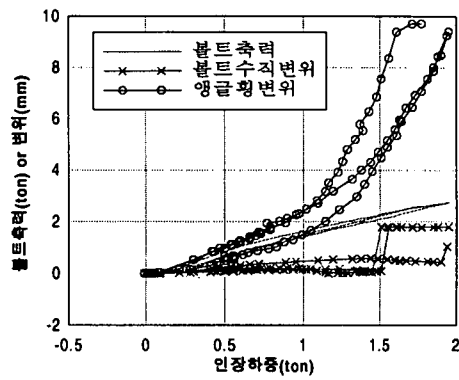


그림 3.3.48 실험번호 04

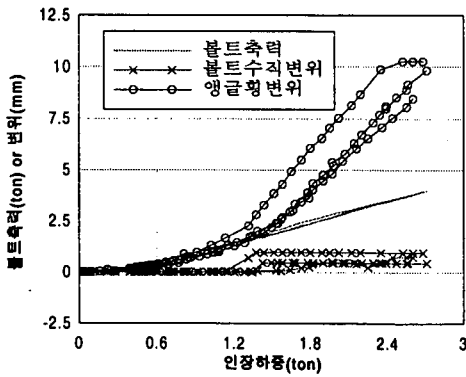


그림 3.3.49 실험번호 05

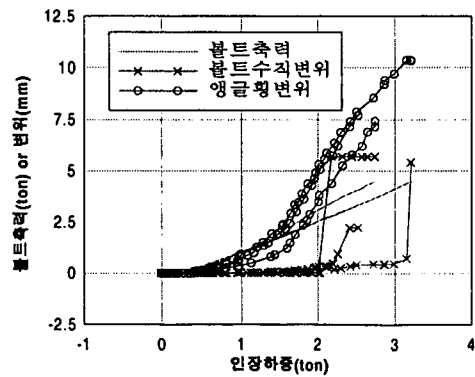


그림 3.3.50 실험번호 06

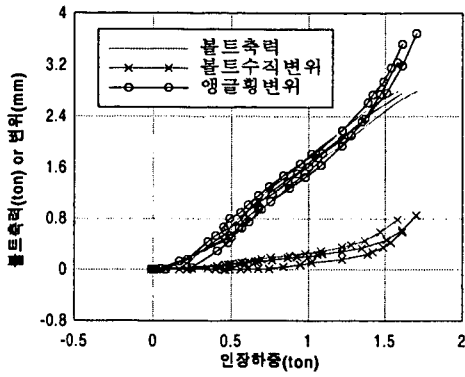


그림 3.3.51 실험번호 07

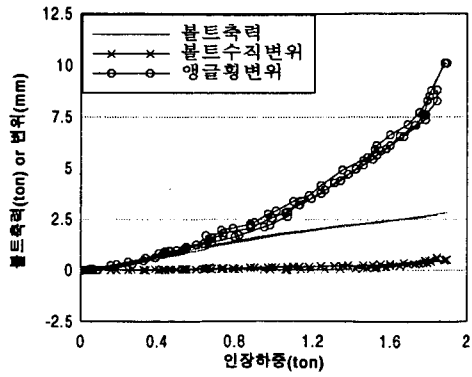


그림 3.3.52 실험번호 08

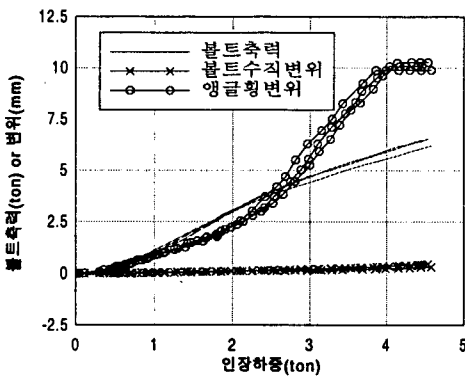


그림 3.3.53 실험번호 09

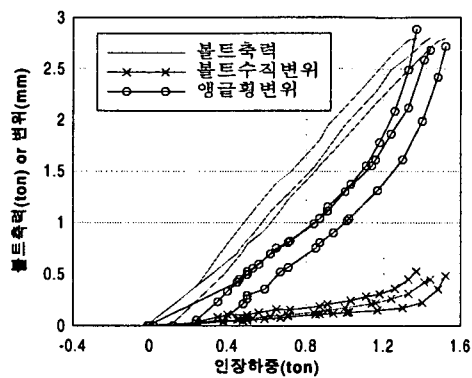


그림 3.3.54 실험번호 10

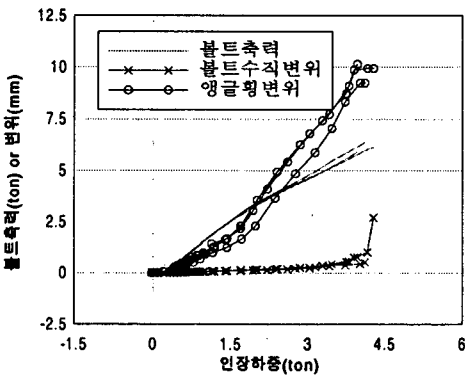


그림 3.3.55 실험번호 11

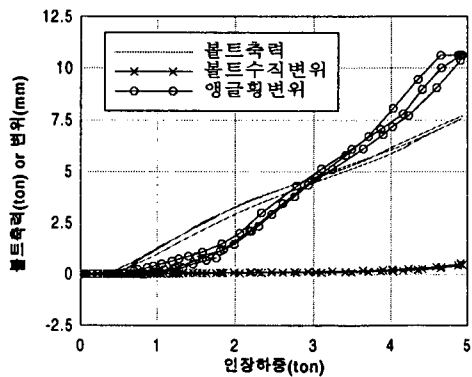


그림 3.3.56 실험번호 12

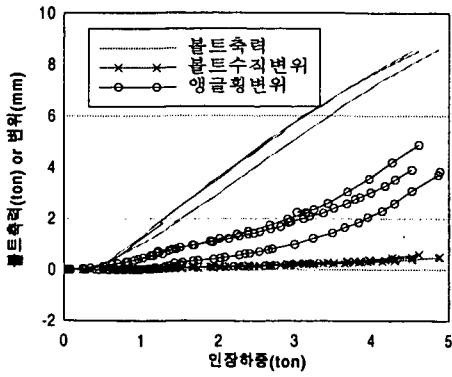


그림 3.3.57 실험번호 13

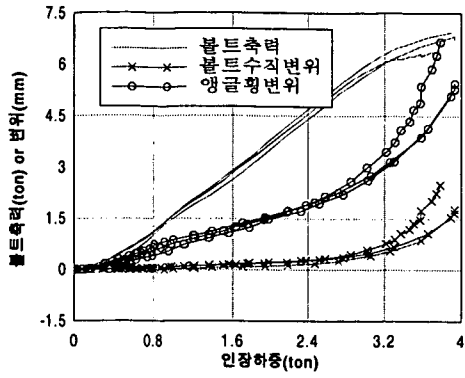


그림 3.3.58 실험번호 14

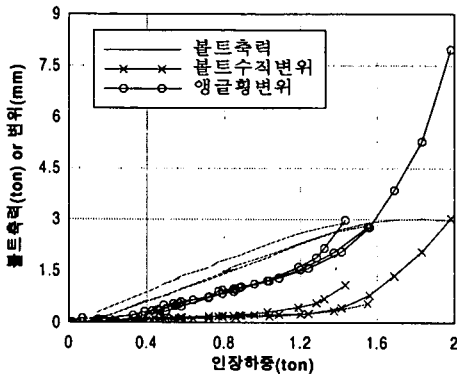


그림 3.3.59 실험번호 15

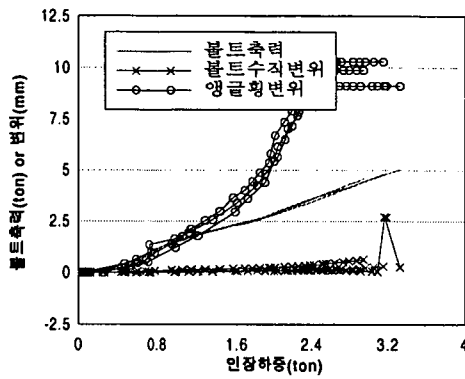


그림 3.3.60 실험번호 16

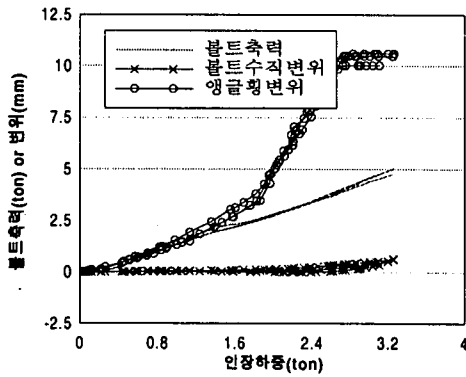


그림 3.3.61 실험번호 17

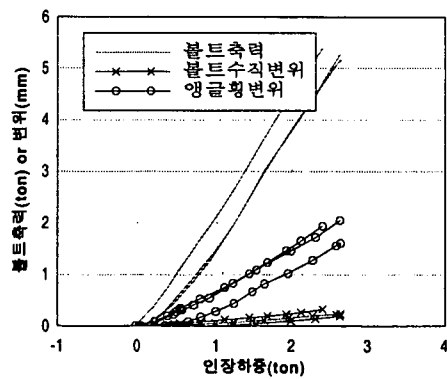


그림 3.3.62 실험번호 18



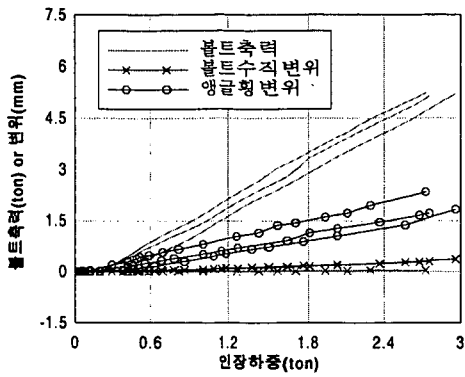


그림 3.3.63 실험번호 19

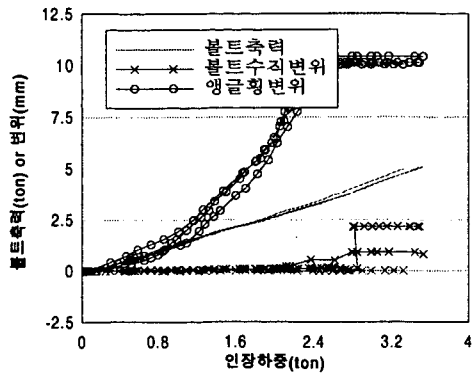


그림 3.3.64 실험번호 20

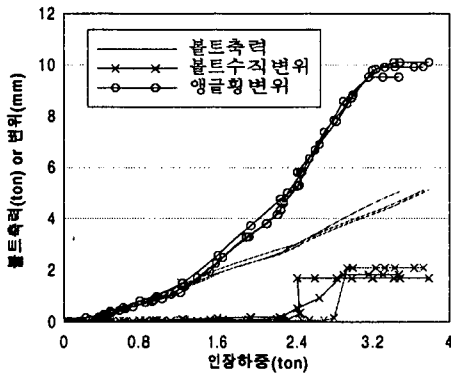


그림 3.3.65 실험번호 21

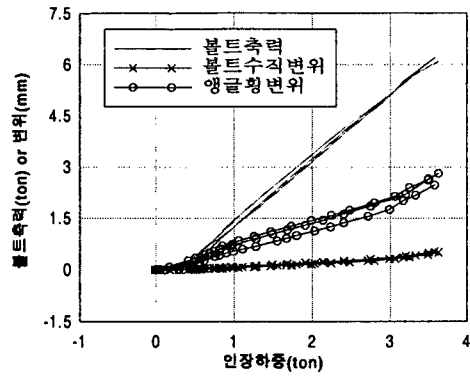


그림 3.3.66 실험번호 22

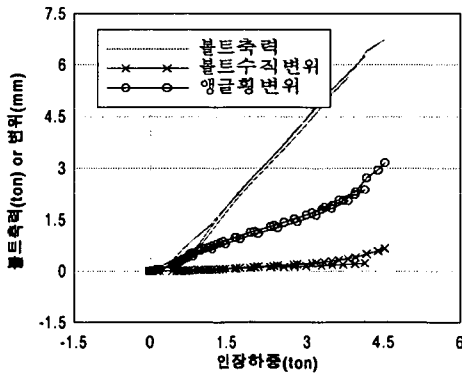


그림 3.3.67 실험번호 23

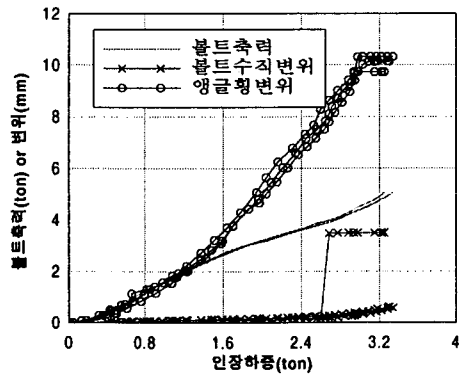


그림 3.3.68 실험번호 24

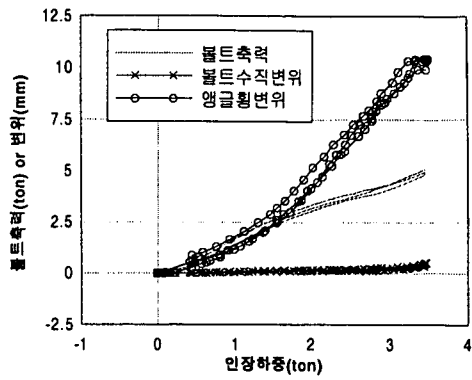


그림 3.3.69 실험번호 25

(10) 일반볼트를 사용한 채널형 앵커 시스템 실험결과

일반볼트를 사용한 채널형 앵커시스템에서 인장하중에 대한 볼트축력, 볼트 수직변위, 채널 횡변위를 모든 경우에 대해 수록하였다. 실험번호 47은 시행되지 않은 가상의 실험이므로 아래 그림들에서 제외된다.

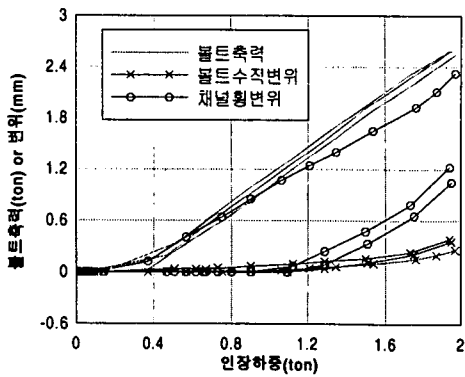


그림 3.3.70 실험번호 42

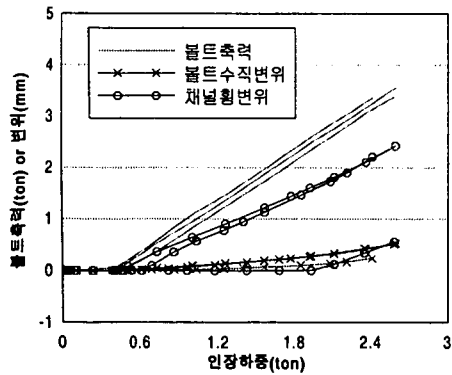


그림 3.3.71 실험번호 43

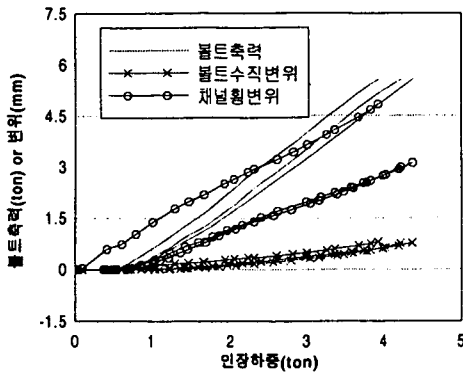


그림 3.3.72 실험번호 44

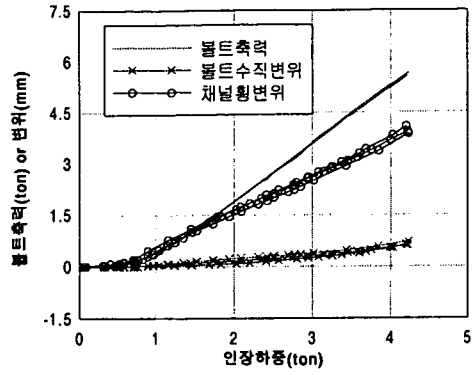


그림 3.3.73 실험번호 45

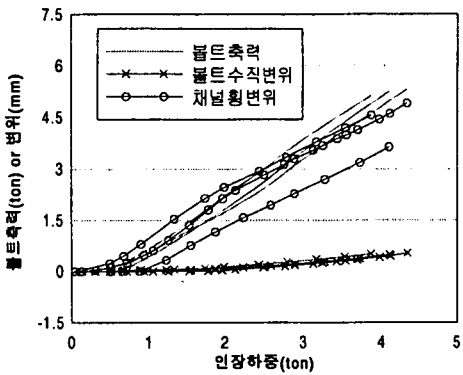


그림 3.3.74 실험번호 46

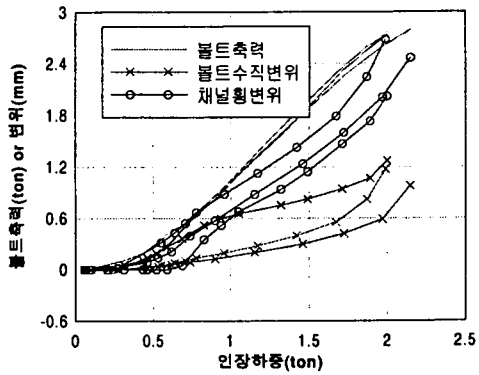


그림 3.3.75 실험번호 48

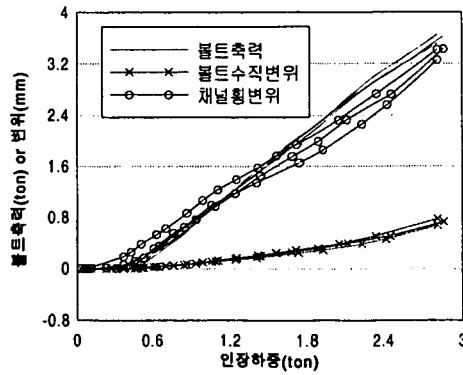


그림 3.3.76 실험번호 49

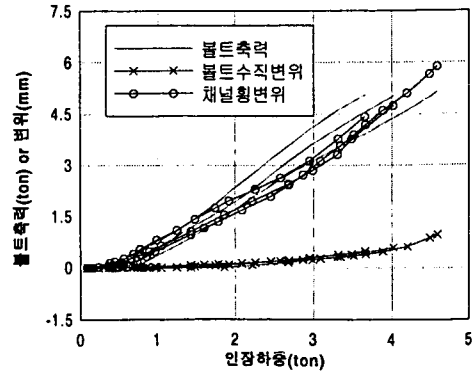


그림 3.3.77 실험번호 50

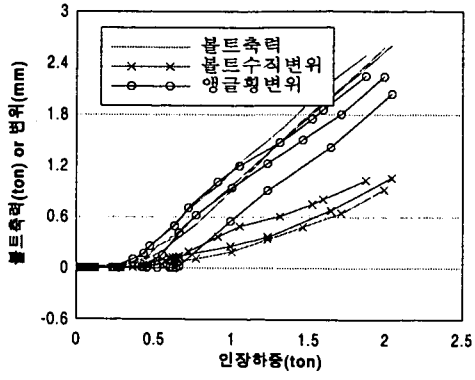


그림 3.3.78 실험번호 51

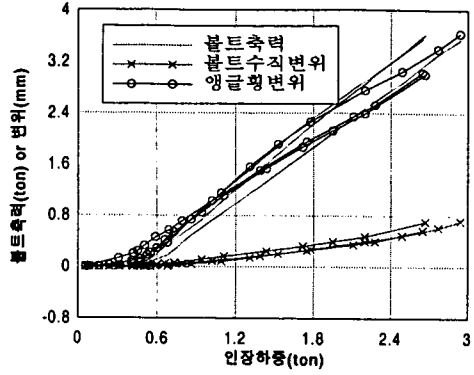


그림 3.3.79 실험번호 52

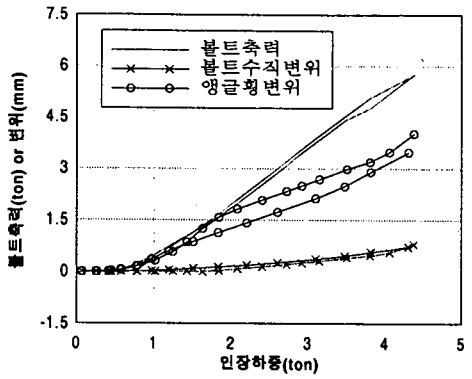


그림 3.3.80 실험번호 53

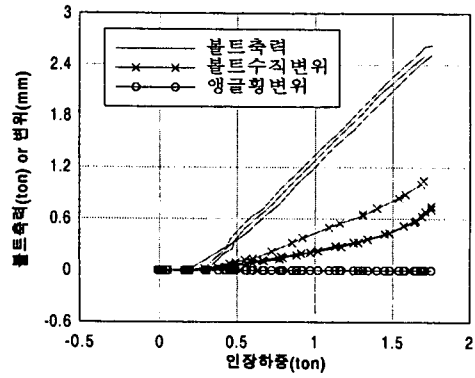


그림 3.3.81 실험번호 54

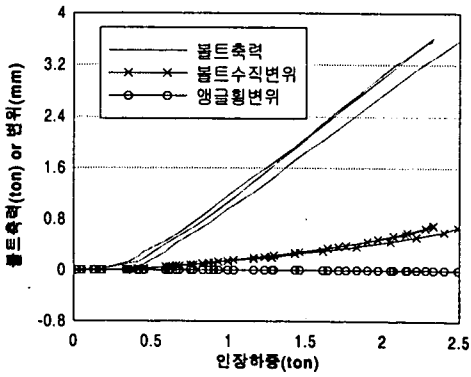


그림 3.3.82 실험번호 55

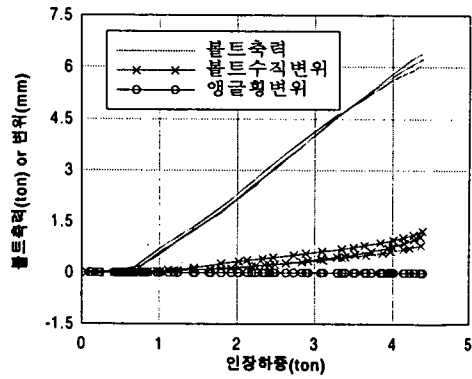


그림 3.3.83 실험번호 56

(11) 확장 볼트를 사용한 앵글형 앵커 시스템 실험결과

확장볼트를 사용한 앵글형 앵커시스템에서 인장하중에 대한 볼트축력, 볼트 수직변위, 앵글 횡변위를 모든 경우에 대해 수록하였다. 실험 번호 30, 31은 시행되지 않은 실험이므로 아래 그림들에서 제외되었다.

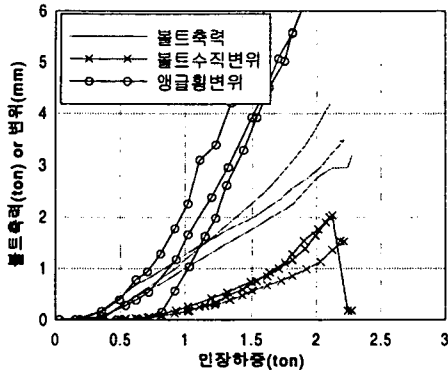


그림 3.3.84 실험번호 26

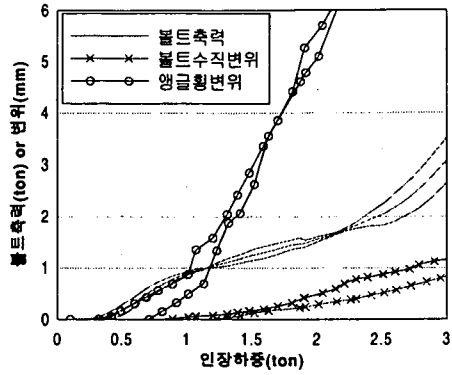


그림 3.3.85 실험번호 27

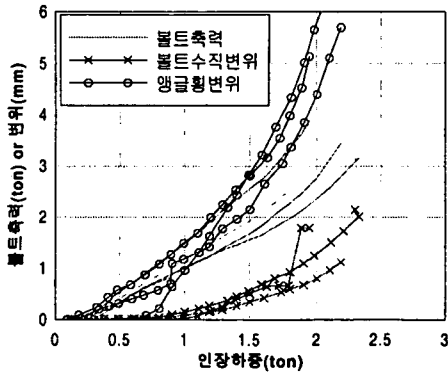


그림 3.3.86 실험번호 28

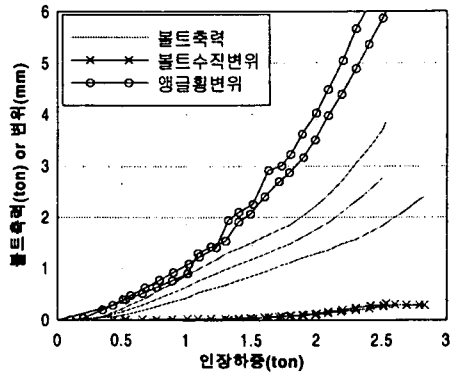


그림 3.3.87 실험번호 29

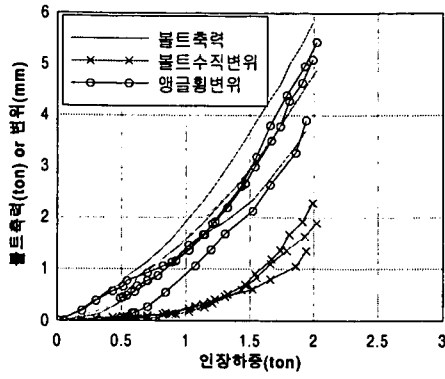


그림 3.3.88 실험번호 32

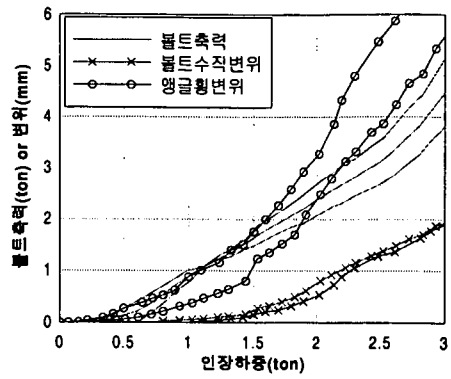


그림 3.3.89 실험번호 33

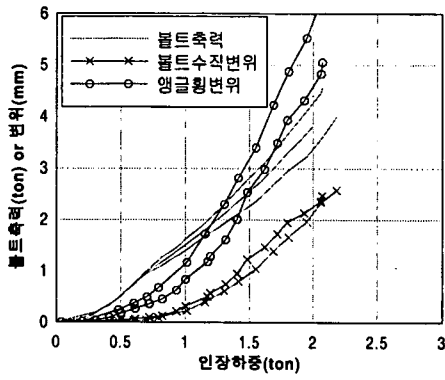


그림 3.3.90 실험번호 34

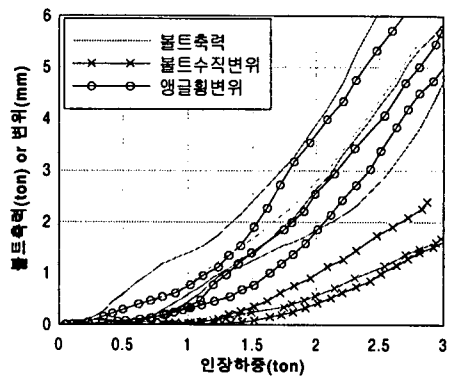


그림 3.3.91 실험번호 35

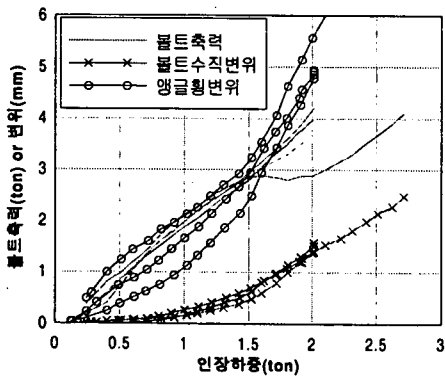


그림 3.3.92 실험번호 36

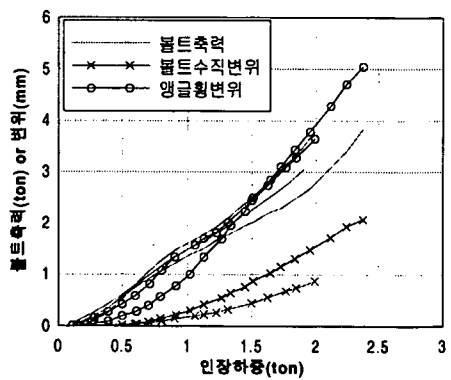


그림 3.3.93 실험번호 37

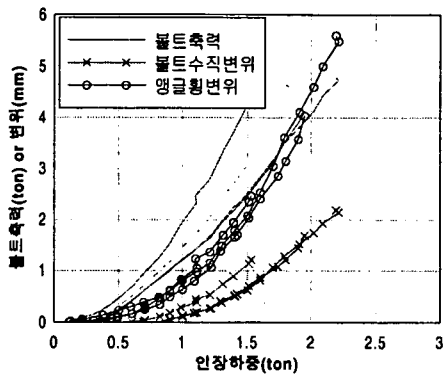


그림 3.3.94 실험번호 38

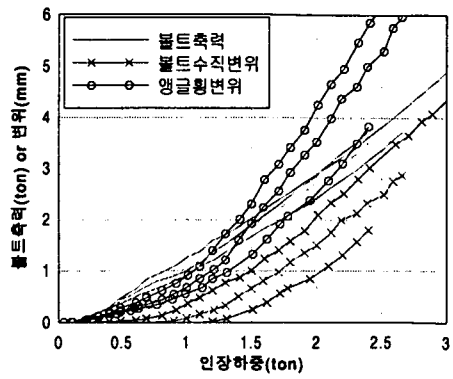


그림 3.3.95 실험번호 39

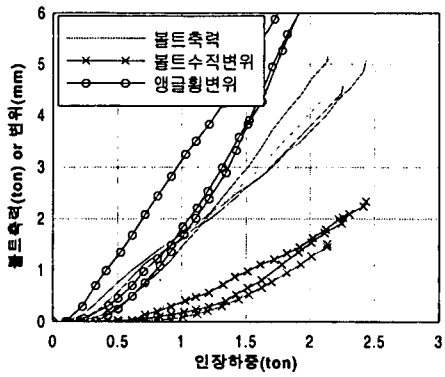


그림 3.3.96 실험번호 40

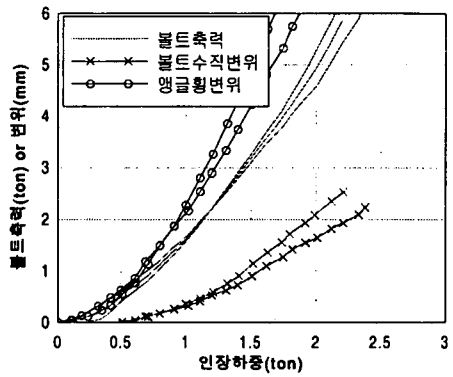


그림 3.3.97 실험번호 41

## 바. 비선형 수치해석

### (1) 해석 목적

탄성해석과 실증실험의 결과로 하중중폭계수를 구하기 위해 고려할 변수들과 절차들이 확인되었다. 그러나 실제 기기 정착부의 경우 다양한 치수와 재료로 구성되어 있다. 모든 개별적인 정착부의 상세거동을 관찰하기 위해 실험을 수행하는 것은 비경제적이며, 탄성해석은 실제현상을 고려하기에 미흡하다. 따라서 본 연구에서는 실제 물리적 현상을 정확히 파악할 수 있는 수치모형을 정립하고자 하는 목적으로 비선형 수치해석 기법을 개발하였다.

### (2) 모델링 방법

해석에 사용한 프로그램은 ABAQUS 6.1이다. 앵글의 Prying action을 해석하기 위해 재료의 비선형성, 초기체결력 도입, 앵글과 바닥의 접촉문제 등을 모델링 시에 고려하였다. 초기체결력과 접촉면을 도입하고 인장력을 가하는 절차는 5단계에 걸쳐 이루어졌다.

모델은 크게 3개의 부분으로 구분되어 있다. 우선 앵글과 볼트로 이루어진 집합체가 있다. 볼트는 별도의 인장시험을 통해 탄성계수와 항복변형률을 구하였다. 그 값은 탄성계수  $E=180 \text{ Gpa}$ ,  $\epsilon=0.0018$ 이다. 그 외의 물성치는 일반적인 철의 물성치( $E=210 \text{ Gpa}$ ,  $\epsilon=0.002$ )를 이용하였다. 초기체결력은 직경 12, 16, 20mm 볼트에 대하여 각각 0.5, 0.95, 1.4ton을 가하였다. 횡강성은 내민보로 모델링된 횡지지보의 처짐강성을 이용하여 모델링하였다.

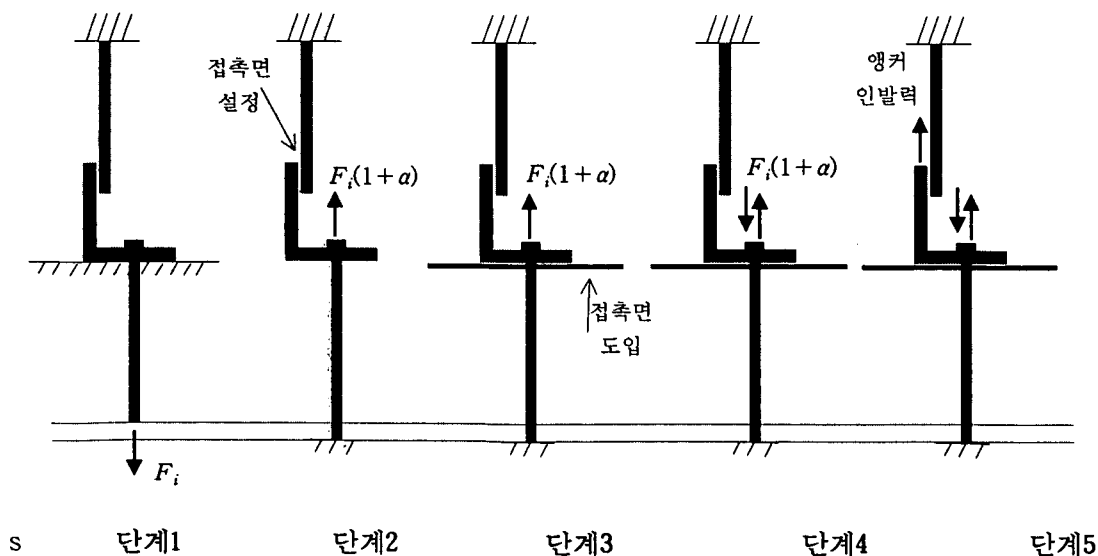


그림 3.3.98 Prying action 의 단계별 모델링



해석은 그림 3.3.98과 같이 5단계로 나뉘어 이루어졌다. 단계 1에서는 체결력에 해당하는 하중을 볼트의 하부에 가한다. 이때의 경계조건은 앵글의 바닥을 고정으로 두는 것이다. 단계 2에서는 단계 1에서 신장된 볼트의 하단을 고정시키고 앵글의 바닥면을 자유 경계조건으로 바꾼다. 이 때 초기 체결력보다 약간 더 큰( $\alpha$  배) 하중을 가하여 단계 3에서의 접촉면 도입 준비를 한다. 또한 단계 2에서 횡지보와 앵글의 수직 플랜지와의 접촉면을 설정한다. 단계 3에서는 앵글바닥과 콘크리트 면과의 접촉면을 설정한다. 이 때 콘크리트 바닥은 앵글의 휨강성에 비해 충분히 강하다고 판단되기 때문에 해석에서는 rigid 면으로 가정하였다. 단계 4에서는 단계 2에서 가했던 하중의 역방향으로 동일한 크기의 하중을 가하면서 앵글을 콘크리트 면에 밀착시킨다. 1단계에서 4단계에 걸쳐, 콘크리트에 구멍을 뚫고 볼트를 삽입한후 앵글을 끼우고 앵커볼트에 마찰력을 도입하는 실제의 물리적인 상황을 수치적으로 모델링하였다. 단계 5는 앵글의 수직 플랜지에 수직방향으로 인장하중을 가력하여 볼트의 걸리는 축력을 계산하는 단계이다.

그림 3.3.99은 기기 기초 시스템을 완전히 모델링한 기기그림이다. 사용한 요소는 8절점 및 4절점 입체요소이다. 볼트의 머리와 앵글은 실험중 분리가 발생하지 않으며 하중이 직접적으로 전달될 수 있는 경로를 형성하고 있는 것으로 판단되기 때문에 완전부착으로 가정하였다.

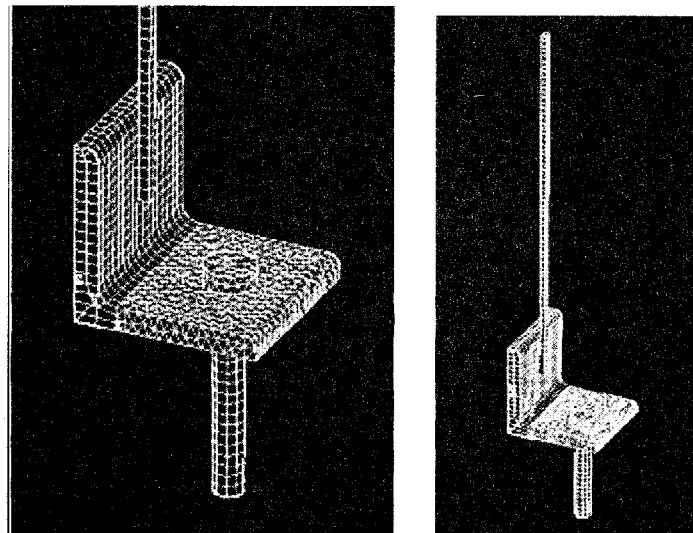


그림 3.3.99 기초 시스템 유한요소망

### (3) 해석결과

그림 3.3.100은 4"x4"x3/4"앵글, a=1.5", b=2.5", 볼트직경 16mm, 일반케비넷 등가 횡강성(0.345 kip/in)인 예제를 대상으로 해석을 수행하여 변형형상과 표면응력 상태를 도시한 것이다. 앵글은 우측의 앵글 끝단을 지점으로 하여 완전한 지렛대 형상을 보이고 있다.

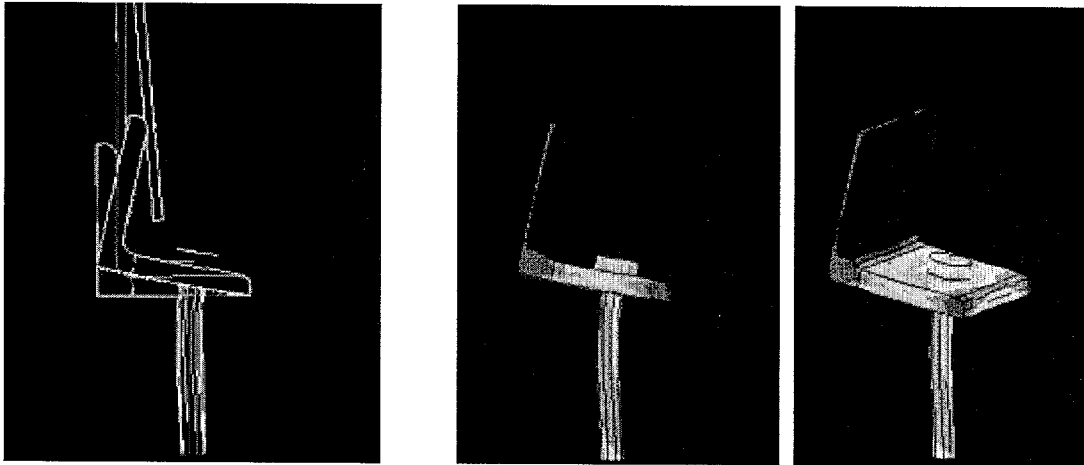


그림 3.3.100 앵글의 휨과 표면응력 상태

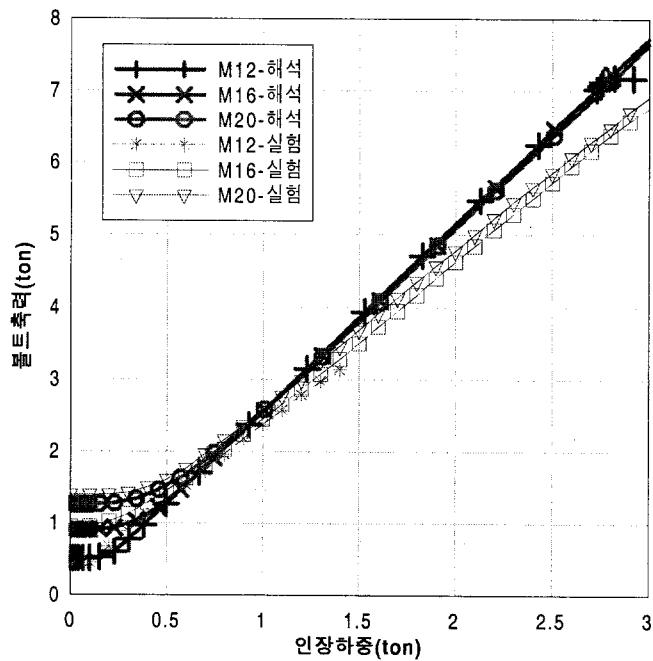


그림 3.3.101 수치해석 결과와 실험 결과의 비교

그림 3.3.101에서 실험결과와 수치해석 결과를 비교하였다. 여기서의 볼트축력은 초기체결력 성분이 포함되어 있다. 인장하중이 증가하더라도 볼트 축력은 초기에는 증가하지 않는다. 이것은 볼트의 직경이 커서 초기체결력이 큰 경우에 더욱 큰 인장력 범위까지 관찰된다. 해석결과는 실험에서 관찰된 인장하중과 볼트축력과의 관계를 잘 예측하고 있다. 수치해석과 실험의 결과를 비교해 보면 그래프의 기울기에서 차이를 보이고 있다. 그 이유는 앵커볼트와 앵글과의 체결부, 횡강성보와 앵글과의 체결부 등이 실험과 해석에서 약간의 차이점을 가지고 있기 때문인 것으로 판단된다. 그러나 전체적으로 두가지 결과 그래프는 유사한 경향을 보이고 있으며 본 연구에서 제시한 해석 기법이 상당한 정확도를 보이고 있음을 입증한다.

기타 해석 변수의 영향을 고려하기 위해 준비한 100x100x13 의 앵글에 대한 해석 변수를 표 3.3.17에 정리하였다. 별도의 문구가 없을 경우, 표에 주어진 해석 경우들은 초기 체결력이 존재하고, 앵글하단 횡변위(그림 3.3.24의 3번 절점)가 구속되지 않은 경우들이다.

표 3.3.17 해석변수

해석 번호	볼트직경	횡강성	비고
1	16	NONE	
2	16	0.345	
3	12	0.345	
4	20	0.345	
5	16	3.45	
6	16	0.345	횡변위 구속
7	16	0.345	체결력 없음

그림 3.3.102에서 3.3.108까지는 해석번호별로 구한 가력하중-볼트축력 그래프이다. 그래프들은 매우 유사한 형태를 가지고 있다. 해석 변수들 중 2, 3, 4은 다른 해석 변수가 동일할 때 볼트의 직경이 바뀌고 더불어 초기 체결력이 바뀌는 경우이다. 또한 7은 2에서 체결력을 제거시킨 경우이다. 네 개의 해석결과를 비교해보면 그림 3.3.101에서 설명된 바와 같이 초기 체결력은 오직 볼트 축력의 증가구간중 앞부분(볼트 축력이 증가하지 않는 부분)에 영향을 준다는 것을 알 수 있다. 또한 볼트의 강성이 최종적인 볼트 축력과는 특별한 상관관계가 없음을 알 수 있다. 해석 번호 1, 2, 5은 횡강성을 변화시키면서 해석을 수행한 결과이다. 이들 해

석 결과들은 거의 차이를 보이지 않고 있다. 2과 6은 앵글하단의 횡변위가 구속된 경우와 구속되지 않은 경우를 비교한 것이다. 그러나 탄성해석과는 달리 횡변위 구속효과는 거의 없는 것으로 나타났다. 이것은 탄성 해석의 경우 앵글 하단에 횡방향 구속조건이 없을 때에는 앵글의 횡방향 변형을 오직 횡강성 스프링만으로 지지해야 하는 시스템인 데 반해 본 수치해석에서 사용된 모델에서는 횡방향 변형을 앵커볼트의 하단부의 고정된 절점에서 구속시키고 있기 때문이다. 즉, 비선형 해석에서도 횡방향의 변형을 구속하는 효과가 충분히 고려되고 있다는 것이다. 이것은 실험에서도 마찬가지이다. 초기에 횡방향 구속을 설정한 이유는 콘크리트 슬래브와 앵글의 상대적인 변위를 구속하기 위한 것이었다. 실험에서는 이러한 효과를 앵커볼트의 옆면에 대한 볼트 구멍(콘크리트 또는 강판에 뚫린 구멍)의 구속으로 획득한다.

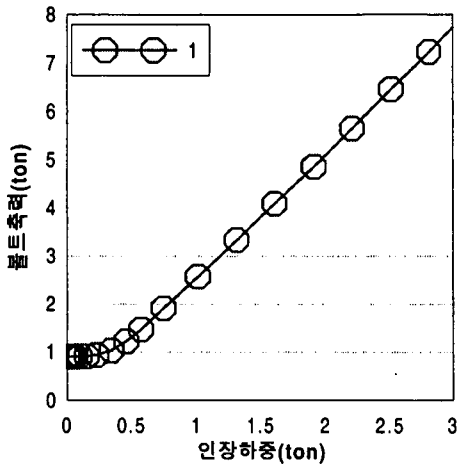


그림 3.3.102 해석번호 1

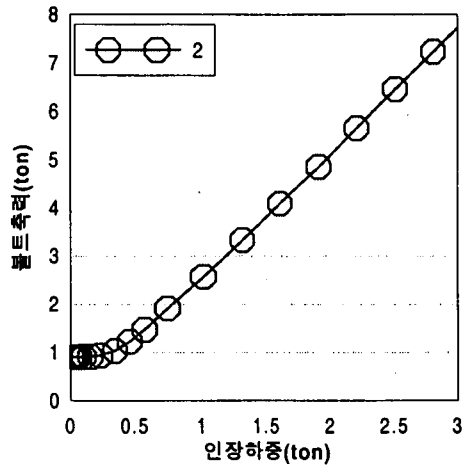


그림 3.3.103 해석번호 2

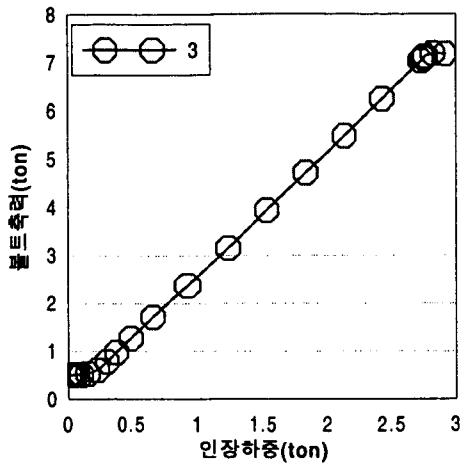


그림 3.3.104 해석번호 3

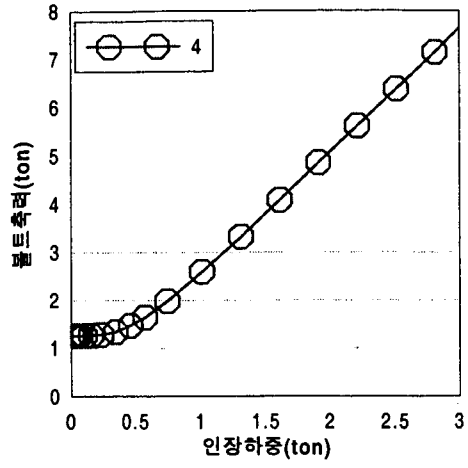


그림 3.3.105 해석번호 4

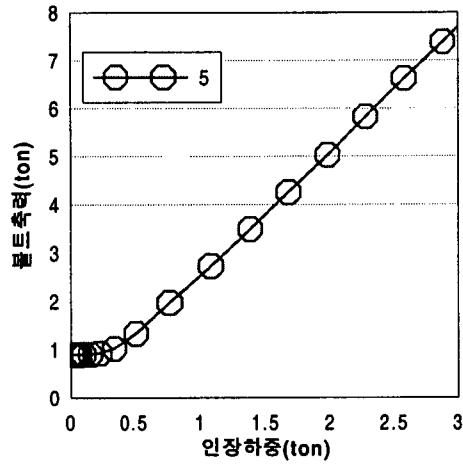


그림 3.3.106 해석번호 5

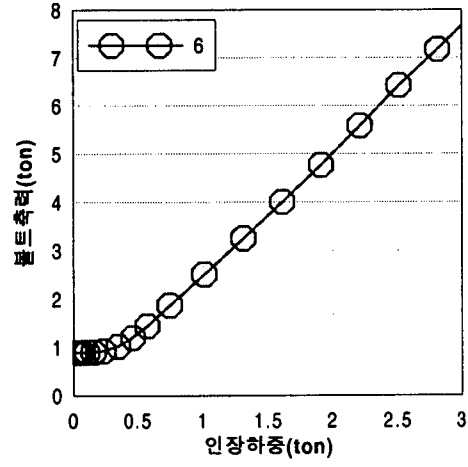


그림 3.3.107 해석번호 6

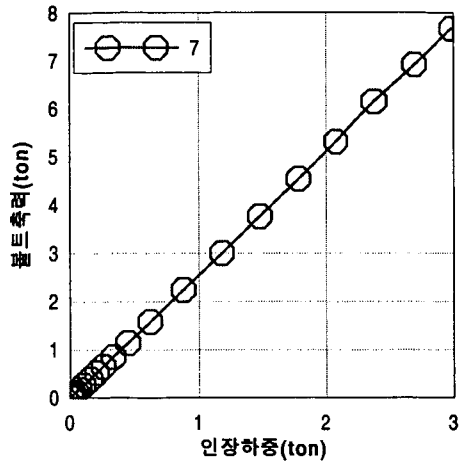


그림 3.3.108 해석번호 7

#### 사. 앵커시스템의 거동

본 연구는 모두 세단계로 이루어졌다. 첫단계로 탄성해석을 통해 Prying action에 대한 전체적인 경향을 살펴 보고 실험에 필요한 변수들의 범위를 설정하였다. 두 번째 단계로 실증실험을 통해 실제적인 하중중폭형태를 관찰하였다. 마지막으로 추후 문제가 될 일반적인 앵커시스템의 해석을 위한 수치해석 모형을 제시하였다.

분석대상 실험변수로는 앵글, 볼트, 케비넷의 강성; a, b, 유효폭 등의 기하학적 치수; 및 볼트의 초기채결력이다. 가장 지배적인 변수는 a, b에 따라 식(3.3.1)과 같이 결정되는 하중중폭계수이다. 케비넷의 강성은 하중중폭계수 산정에 무관한 것으로 판단된다. 유효폭은 참고문헌[3.3.32]에서 제시한 바를 그대로 이용하였는 바, 일정폭(앵글의 한쪽 면길이)이상이 되면 실험 및 해석을 하는 데에 충분한 것으로 파악되었다. 앵글의 강성은 하중중폭계수에 직접적인 연관이 없지만 앵글이 항복하는 경우 가력하중에 대한 볼트축력의 증가속도가 낮아지게 된다. 볼트가 항복하는 경우 볼트에 가해지는 축력의 증가속도는 급격히 둔화된다. 볼트의 강성은 볼트의 초기채결력과 일대일의 대응관계를 가지고 있으며 가력하중에 따른 볼트축력(채결력포함) 그래프에서 y축 절편으로 나타난다. 이러한 분석결과를 그래프로 표시하면 그림 3.3.109과 같다.

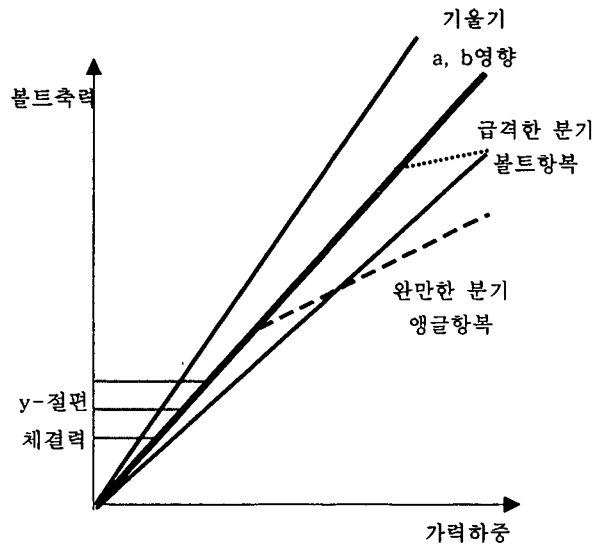


그림 3.3.109 지렛대 현상 개념도

#### 아. 하중증폭계수

하중증폭계수  $\lambda$ 는 가력하중으로 볼트축력을 나누어서 구한다. 볼트의 축력은 볼트에 초기에 가해진 체결력과 가력하중에 의해 추가로 발생한 축력이 더해져서 나타난다. 볼트의 축력은 그림 3.3.110에서 보는 바와 같이 체결력, 앵글의 항복, 볼트의 항복 등의 원인으로 인해 가력하중과 선형 비례관계에 있지 않다. 따라서 그림 3.3.110상의 기울기에 해당하는 하중증폭계수는 가력하중이 가해지는 모든 구간에서 동일한 값이 아니다. 그러므로 하중증폭계수를 수치적으로 표현하기 위해서는 가력하중의 어느 시점에서 계산된 값인가를 명확히 할 필요가 있다.

앵커볼트의 파괴강도는 1) 콘크리트가 콘파괴를 일으키는 강도, 2) 앵커볼트가 항복하는 강도, 3) 앵커볼트가 뽑히는 강도의 세가지로 구분할 수 있다. 일반적인 설계 개념이 콘크리트의 콘 파괴 이전에 앵커볼트가 항복하지 않는 연성설계를 지향하고 있으며, 앵커볼트의 뽑힘(pull-out) 강도가 물리적으로 앵커볼트의 항복강도보다 클 수 없으므로 앵커시스템의 설계 하중은 앵커볼트의 뽑힘 강도를 기준으로 하였다. 지렛대 효과를 고려하지 않고 설계된 앵커 시스템의 경우 설계자는 앵커볼트에 걸리는 하중이 가력하중과 동일하다고 볼 것이다. 따라서 하중증폭계수를 계산하는 기준으로 본 연구에서는 가력하중이 해당 볼트의 뽑힘 강도에 도달하였을 때(표 3.3.16)를 선정하였다.

일반볼트를 사용한 모든 실험 경우에 대한 하중증폭계수를 표 3.3.18와 3.3.19에 정리하였다. 실험번호 42, 43, 44를 제외한 모든 경우에 대해 하중 증폭계수는

순수한 이론 값보다 작게 나왔다. 실험번호 42, 43, 44는 하중의 가력점이 채널의 중심(그림 3.3.25의 절점 5)인 경우이다. 탄성 이론상 이 점에 하중이 오게 되면 볼트의 축력은 가력하중과 같은 값이어야 한다. 그러나 실제로는 그림 3.3.25의 1번 절점에 지점이 형성되어 지렛대 현상이 발생하게 된다. 그 알고리즘은 다음과 같다. 채널에 하중이 작용하면 채널은 활처럼 벌어지려고 한다. 그러나 1번 절점의 y방향 변위가 구속되어 있으므로 채널은 비대칭적으로 휘게 되고 가력하중과 볼트 축력이 일직선상에 놓이지 않게 된다. 이로 인해 지렛대 현상이 발생한다. 추후에 이 부분에 대해서는 보다 상세한 연구가 수행되어야 할 것으로 판단된다.

표 3.3.18 앵글을 사용한 경우의 하중 증폭계수

실험번호	하중증폭계수 (검토축력/ 검토하중)	(a+ b)/a	실험/이론
1	2.36	2.67	0.89
2	2.01	2.67	0.75
3	2.00	2.67	0.75
4	2.14	2.38	0.90
5	1.91	2.38	0.80
6	2.03	2.38	0.85
7	2.06	2.40	0.86
8	2.20	2.40	0.92
9	2.18	2.40	0.91
10	2.50	2.67	0.94
11	2.36	2.67	0.89
12	2.24	2.67	0.84
13	2.38	2.67	0.89
14	2.19	2.67	0.82
15	2.57	2.67	0.96



실험번호	하중증폭계수 (검토축력/ 검토하중)	(a+b)/a	실험/이론
16	2.14	2.67	0.80
17	2.09	2.67	0.78
18	2.55	2.67	0.96
19	2.33	2.67	0.87
20	1.99	2.30	0.87
21	1.84	2.00	0.92
22	2.17	2.30	0.94
23	1.88	2.00	0.94
24	2.33	2.67	0.87
25	2.29	2.67	0.86
42	1.36	1	1.36
43	1.81	1	1.81
44	1.64	1	1.64
45	1.37	2	0.68
46	1.46	2	0.73
48	1.24	2	0.62
49	1.74	2	0.87
50	1.69	2	0.85
51	1.25	2	0.63
52	1.74	2	0.87
53	1.66	2	0.83
54	1.61	2	0.80
55	1.96	2	0.98
56	1.81	2	0.90

### 3. 지진동 저감시스템의 적용현황 분석

본 장에서는 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 사례에 대해서 분석을 하고 원전기기에 지진동 저감시스템을 적용하여 실험연구를 수행한 사례에 대해서 정리를 하였다.

일본, 미국에서는 차세대 고속증식로에 적용하기 위해 지진동 저감시스템에 대한 설계기준을 작성하고 있고, 특히 일본에서는 전력중앙연구소(CRIEPI) 주관 하에 1998년에 고속증식로 면진설계 기술지침(안)이 작성되었다.

#### 가. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 사례

##### (1) 남아프리카 공화국

원전구조물에 지진동 저감장치를 적용하여 설계한 최초의 사례는 1975년에 건설한 남아프리카 공화국의 Koeberg 원자력발전소이다. Koeberg 원자력발전소는 2기의 900 MW 용량의 발전소로서, 프랑스의 프라마툼(Framatome)에서 설계를 수행했고, 내진 안전성을 확보하기 위해서 지진동 저감장치를 설계에 반영했다.

Koeberg 원전은 부지입지조건이 두 개의 단층대 사이에 위치해 있어서 리히터(Richter) 규모 7, 재현주기 1,000,000 년의 지진에 견디도록 설계되었다. Koeberg 원전은 지진동저감장치를 도입하기 위해 원전기초를 다음과 같이 처리했다.

- ① 원전기초가 놓일 암반층(Bedrock)에 도달하기 위해 암반층 상부에 위치한 모래층 100만  $m^3$ 를 제거
- ② 두께 6m의 토질-시멘트 기초(Soil-Cement Foundation)가 암반층 위에 건설됨
- ③ 두께 2m의 콘크리트 뗏목 기초(Raft)가 토질-시멘트 기초 상부에 타설됨
- ④ 콘크리트 뗏목 기초 상부에 1,800개의 페데스탈(Pedestals) 기초가 놓여지고 페데스탈 기초 상부는 고무 베어링 패드로 마감처리됨(고무 베어링 패드는 수직방향 강성을 높이기 위해 고무 내부에 철판이 삽입되어 있음)
- ⑤ 원전 격납건물의 기초판(Base)으로 사용하기 위해 두께 5m의 콘크리트 기초판이 페데스탈 기초 상부에 설치됨

## (2) 영국

영국에서는 Heysham B, Torness A 가스 냉각로(Advanced Gas Cooled Reactors)에 지진동 저감장치를 적용하였다. 가스냉각로는 격납 건물내부에 규모가 큰 프리 스트레스 콘크리트 격납용기(PCRV : Prestressed Concrete Reactor Vessel)가 설치되고, 격납용기는 운전중 가열, 냉각이 반복되면서 프리스트레스와 수평방향 거동을 일으키게 된다. 이와 같은 가스냉각로의 거동을 해결하기 위해 고무 베어링을 채택하여 설치하였다.

## (3) 프랑스

프랑스는 1985년에 상업적인 운전을 시작한 Cruas에 있는 4기의 900 MW 용량 원자력발전소에 지진동 저감장치를 적용하였다. 프랑스는 비교적 중약진지역(Low Level Seismic Zone)이고, 설계기준 안전정지지진(Design Basis Safe Shutdown Earthquake)은 US NRC Reg. Guide 1.60과 같이 진동수 33Hz 에서 설계기준 가속도 0.20g 이다.

프랑스에서 지진동 저감장치를 채택한 이유는 안전정지지진 지진운동(Seismic Motion)이 0.2g 이상으로 규정되어 있는 외국 부지에 원자력발전소를 설계·건설하기 위해서 지진동 저감장치를 적용하여 입력지진동(Input Motion)을 0.2g 이하로 감소시키기 위함이다.

적용한 시스템은 고무 베어링과 마찰 슬라이딩 판(Friction Sliding Plates)을 조합한 것으로 실험 및 해석결과 우수한 지진동 저감효과와 화재 등에 대해서 뛰어난 내구성을 나타내었다.

표 3.3.19 는 해외에서 원전에 지진동 저감시스템을 적용한 예를 정리한 것이고, 그림 3.3.110은 터빈구조물 기초에 설치된 것을 나타낸 그림이다.

표 3.3.19 지진동 저감시스템 적용예

대상 구조물	지진동 저감장치 기능	적용한 지진동 저감장치의 종류	국가	적용 시점
Koeberg 원자력 발전소	지진동 저감	고무 베어링 (Rubber Bearing), 마찰판	남아프리카 공화국	1975
Torness, Heysham 원자력 발전소	지진동 저감	고무 베어링	영국	1981
Cruas 원자력발전소	지진동 저감	고무 베어링	프랑스	1980

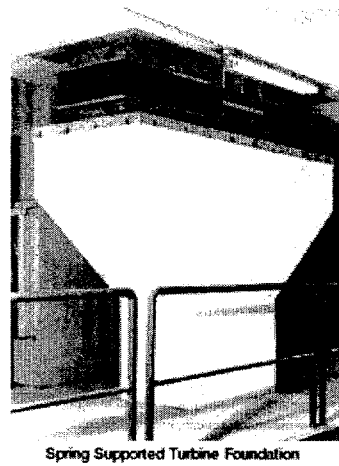


그림 3.3.110 터빈구조물 기초에 적용된 지진동 저감시스템

나. 원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 해외 연구사례

미국 EPRI(Electric Power Research Institute), NCEER (National Center for Earthquake Engineering Research) 에서는 원전 2차계통과 컴퓨터 제어실의 지진 응답을 저감시키기 위해 기기 기초에 지진동저감장치를 장착하여 여러 가지 실험 연구를 수행하였다.

일본 JAERI(Japan Atomic Energy Research Institute)에서는 원전기기의 면

진기술기준을 작성하기 위해 원전기기 지진동 저감시스템을 평가하는 개발연구를 수행하였다.

(1) 미국 EPRI 연구

University of California at Berkeley의 Davis Hall 등이 주도하여 수행한 연구결과에서 지진시 기존 원자력발전소의 1차계통을 거쳐서 전달되는 지진응답은 2차계통과 기기(예 : 펌프, 밸브, 제어 장비, 파이프 시스템 등)에 매우 큰 가속도 응답을 일으킬 수 있다고 보고되고 있다. 이와 같은 2차 계통의 지진응답을 감소시키기 위해 지진동 저감장치장치를 사용하여 실증연구를 수행하였다.

지진동 저감장치가 설치된 원자력발전소의 기기와 파이프 시스템 설계는 기존 원전에 비해 단순하게 된다. 기기-구조물 상호작용(Equipment-Structure Interaction)과 비탄성 거동을 고려하지 않아도 되고, 기기 지지점에서 응답 스펙트럼 해석이 불필요해진다.

실험은 그림 3.3.112에서 3.3.114에 나타난 것과 같이 3가지 형태의 지진동저감장치를 5층으로 된 실규모의 1/3 원전구조물 축소모형에 장착하여 진동대 위에 설치하고 지진응답을 평가하였다.

- ① Elastomeric Bearing 만으로 지진동 저감을 한 실험모형
- ② Steel Energy-Absorbing Device와 Elastomeric Bearing으로 조합하여 지진동 저감을 한 실험모형
- ③ Coulomb Friction-Damping System 과 Elastomeric Bearing으로 조합하여 지진동 저감을 한 실험모형

시험에 사용한 지진기록은 ① El-Centro N-S성분 기록, ② Parkfield N65E 기록, ③Taft S69E 기록, ④Pacoima Dam S16E 기록을 입력지반운동으로 사용하였다.

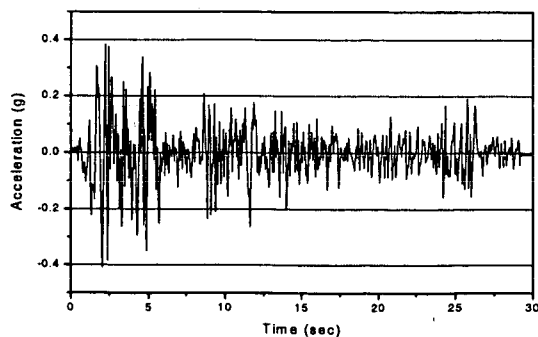


그림 3.3.111 El-Centro N-S 성분 입력지진



그림 3.3.112 진동대 위에 설치된 원전구조물  
축소실험모형  
(Elastomeric Bearing설치)

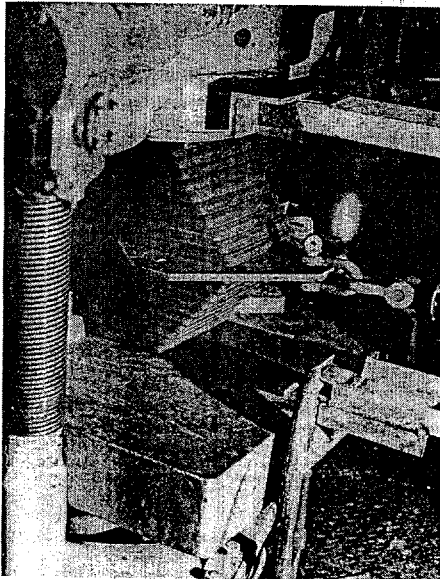


그림 3.3.113 Coulomb Friction  
Damping System

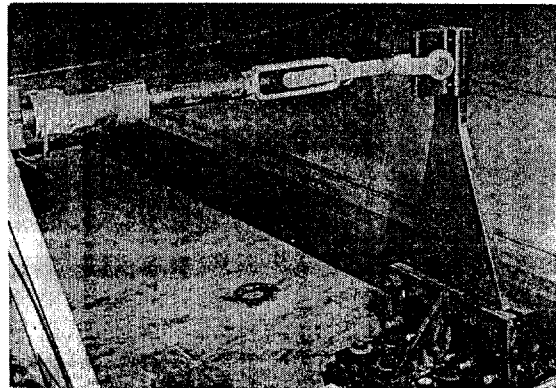


그림 3.3.114 Steel Energy  
Damping System

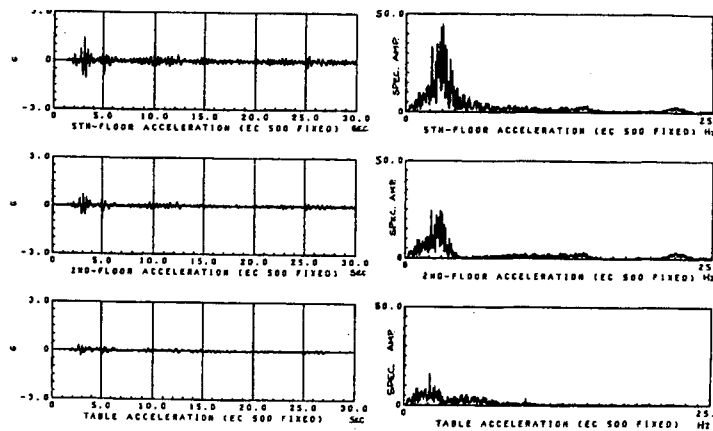


그림 3.3.115 축소실험모형의 기초가 고정된 경우 가속도 응답

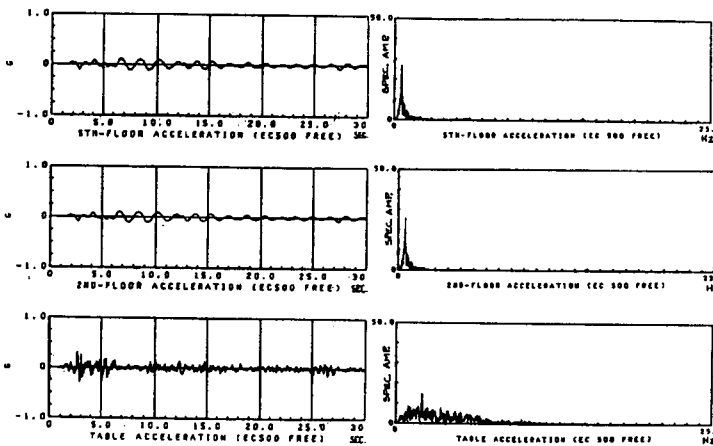


그림 3.3.116 축소실험모형의 기초에 고무베어링(Elastomeric Bearing)을 설치한 경우 가속도 응답

지진입력을 El-Centro N-S 성분 지진가속도로 하여 실험한 결과 그림 3.3.115에서 3.3.116에 나타난 바와 같이 축소실험모형 기초를 고정한 경우 원전실험모형의 고유진동수는 3.25Hz이고 고무베어링으로 지진동 저감장치를 하였을 때에는 고유진동수가 0.6Hz로 나타났다. 실험결과에 의하면 그림 3.3.112의 원전축소모형에 여러 가지의 지진동 저감시스템을 적용한 실험결과를 검토해 보면 고무베어링만을 단독으로 사용했을 경우가 저감효과 17.62로 가장 좋으며, Friction Damping 장치를 적용했을 경우 저감효과 10.34, Energy-Absorbing Device를 사용했을 경우 저감효과 10.51로 나타났다.

University of California at Berkeley의 J.M. Kelly는 지진시 기존 원자력발전

소의 원자로나 증기 발생기 등 대형기기의 지진응답과 지진응답 저감방안을 파악하기 위해서 지진동 저감장치를 이용한 시험연구를 수행했고, 크게 2가지 관점에서 연구를 진행하였다.

- ① 원자로나 증기 발생기 등 대형기기가 원자력발전소 구조물과 구조적으로 연결되었을 경우 지진시 동적 연계(Dynamic Coupling)효과를 실험적으로 구명하고 영향을 평가
- ② 지진동저감장치나 에너지 흡수 리테이너(Energy-Absorbing Retainer)를 조합, 대형기기에 설치하여 동적 연계효과를 최소화시키는 방안의 연구

연구내용은 다음과 같이 4가지 형태의 실험장치를 구성하고 실규모의 1/3 증기발생기 축소모형을 진동대 위에 설치하고 4개의 지진가속도 기록(① El-Centro N-S성분 기록, ② Parkfield N65E 기록, ③ Taft S69E 기록, ④ Pacoima Dam S16E 기록)을 입력지진동으로 사용하여 진동대 실험을 88번 수행하여 지진응답을 평가하였다.

- ① 구조물 프레임과 연계되지 않고 지진동 저감장치를 사용하지 않은 증기발생기 모형실험
- ② 구조물 프레임과 수평방향으로 연계되고 지진동 저감장치를 사용하지 않은 증기발생기 모형실험
- ③ 구조물 프레임과 연계되지 않고 기초부에 지진동 저감장치를 사용한 증기발생기 모형실험
- ④ Energy-Absorbing Retainers 로 구조물 프레임과 연계되고 기초부에 지진동 저감장치를 사용한 증기발생기 모형실험



그림 3.3.117은 원전 증기발생기 축소모형과 구조 프레임을 진동대에 설치한 모습을 나타낸 그림이고, 그림 3.3.118는 증기발생기 축소모형과 구조 프레임의 크기, 설치개념을 나타낸 것이다.

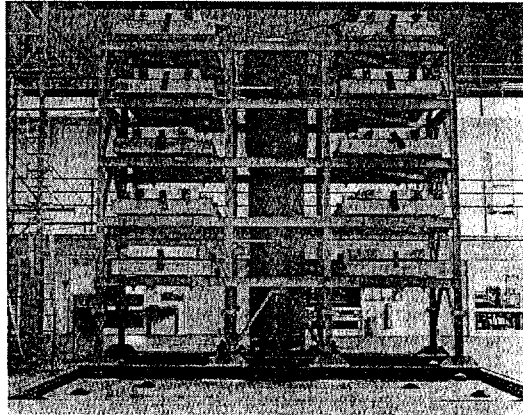


그림 3.3.117 증기발생기 축소모형을  
진동대에 설치한 모습

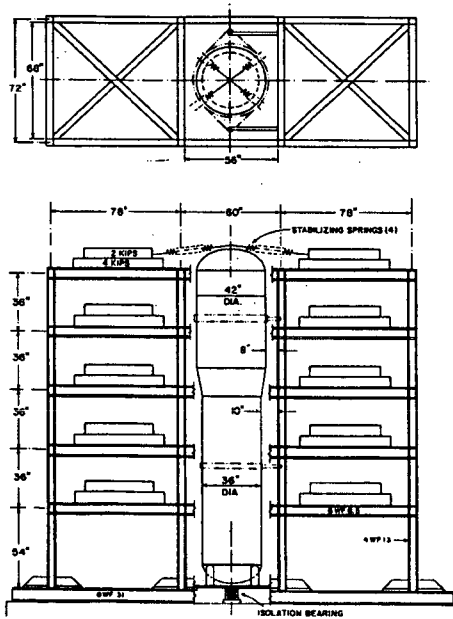


그림 3.3.118 증기발생기 실험모형과  
구조 프레임

그림 3.3.119은 증기발생기 축소모형 측면하부에 Energy-Absorbing Device를 설치하여 구조 프레임과 연계시킨 것을 나타낸 그림이다.

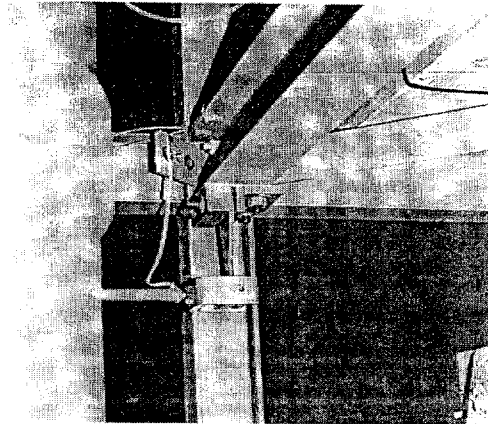


그림 3.3.119 증기발생기 축소모형 측면하부에  
설치한 Energy-Absorbing Device

그림 3.3.120은 El-Centro N-S 성분 지진가속도를 입력지진동으로 하여 증기발생기 축소모형을 진동대 바닥에 고정시키고 철판두께 2.5cm의 Energy-Absorbing Device로 구조 프레임에 고정시킨 경우 증기발생기의 응답가속도이고, 그림 3.3.121는 고무 베어링을 증기발생기 하부에 설치하고 증기발생기와 구조 프레임은 연계시키지 않은 경우의 지진응답을 나타낸 것이다.

시험결과 구조 프레임의 응답은 증기발생기의 거동에 큰 영향을 미치지 않는 것으로 나타났고, 증기발생기와 구조 프레임이 Energy-Absorbing Device로 연결된 것과 연계되지 않은 경우 실험모형 전체에 분배되는 진동에너지는 큰 차이가 없기 때문으로 분석되었다.

시험결과를 나타낸 그림 3.3.120과 3.3.121를 비교해 살펴보면 지진동 저감장치인 고무베어링을 장치한 3.3.121의 (b), (c), (d)의 응답가속도는 실험모형을 고정시킨 그림 3.3.120에 비해 현저하게 감소함을 알 수 있다. 또한 증기발생기 모형의 지진응답을 감소시키기 위해 지진동 저감장치를 사용할 경우에는 구조 프레임과 연결하는 Energy-Absorbing Device에 따라 많은 차이를 나타내었다.

지진입력을 El-Centro 지진기록을 사용하고 고무베어링 지진동 저감장치를 사용하면 증기발생기 최상부에서 지진응답은 Energy-Absorbing Device의 크기에 따라 0.146g에서 1.106g 까지 다양한 응답을 나타내었다. 지진동 저감장치를 사용하지 않고 바닥에 고정시켰을 경우에는 증기발생기 최상부의 지진응답은 Energy-Absorbing Device의 크기에 따라 0.689g에서 1.659g 까지 큰 응답을 나타내었다.

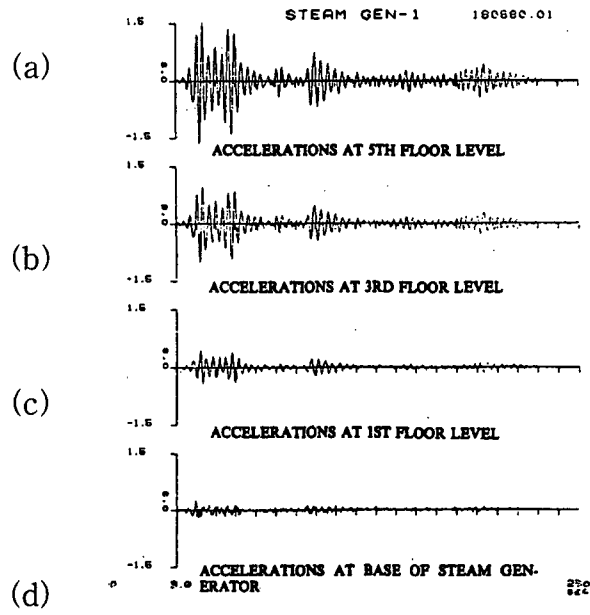


그림 3.3.120 증기발생기 축소모형을  
진동대 바닥에 고정시킨 경우  
응답가속도

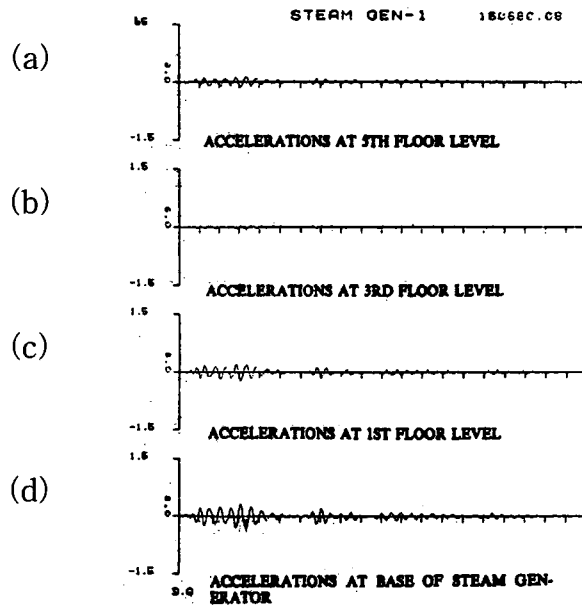


그림 121 고무 베어링을 증기발생기 하부에  
설치한 경우 지진응답

(2) 미국 NCEER

State University of New York at Buffalo, NCEER의 V. Lambrou 와 M.C. Constantinou는 지진동 저감장치를 이용하여 컴퓨터 주제어실의 지진응답을 저감시키는 실험연구를 수행하였다.

컴퓨터 주제어실의 바닥은 액세스 플로어(Access Floor)로서 전반적으로 두께가 얇게 건설되었고, 구형 슬라이딩 베어링(Spherically Shaped Sliding Bearing)과 마찰 베어링, 액체 점성 댐퍼(Fluid Viscous Damper)가 면진장치로 설치되었다. 그림 3.3.122은 제어실 캐비닛 모형이 진동대 위에 설치된 것을 나타낸 것이다.

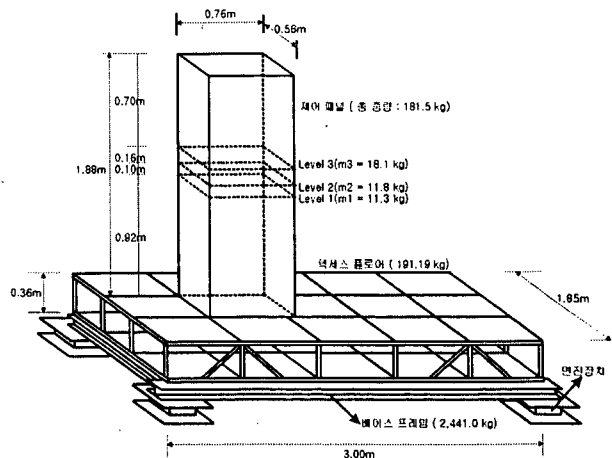
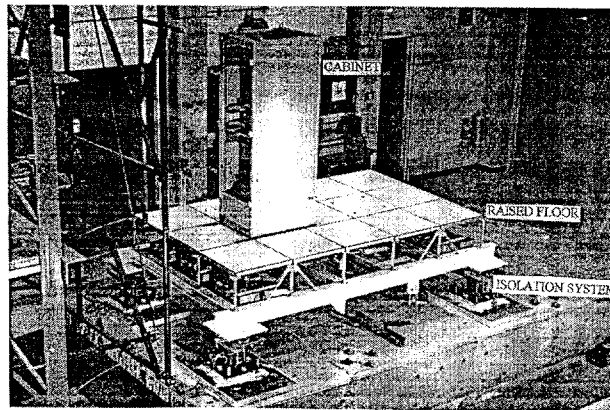


그림 3.3.122 컴퓨터 제어실 실험모형

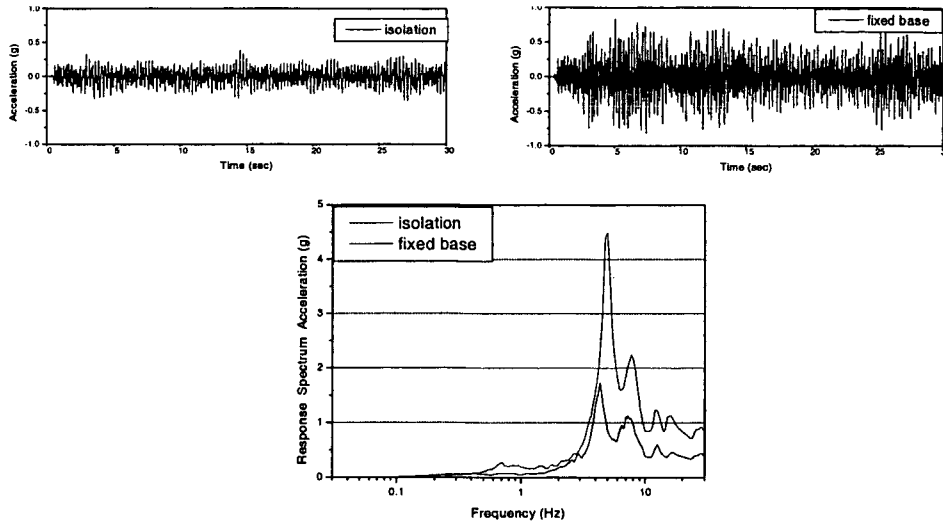


그림 3.3.123 제어 캐비닛 최상부에서 가속도 응답  
(지진동 저감을 한 경우와 고정시킨 경우 비교)

컴퓨터 실 제어 패널의 지진응답을 평가하기 위하여 사용한 지진입력은 EI Centro 지진이고, 그림 3.3.123은 결과를 나타낸 그림이다. 지진동 저감장치를 장치한 경우 제어 패널 최상부(그림 3.3.124에서 절점 1)에서의 최대 지진가속도가 0.35g, 지진동 저감장치가 없는 경우에는 0.78g 정도로서 2배 이상 큰 응답이 나타난다. 또한 댐핑값이 5%인 가속도 응답스펙트럼에서 5Hz 부근에서 첨두값을 보이며 이 때 응답스펙트럼의 가속도 값은 지진동 저감장치가 있는 경우에는 1.7g, 지진동 저감장치가 없는 경우에는 4.5g 정도로 2배 이상 큰 응답이 나타나서, 지진동 저감장치를 고려한 경우 첨두 응답을 40% 수준으로 줄일 수 있었다. 제어패널에 지진동 저감장치를 사용하면 패널 구조물의 주기가 길어져서 패널 상부 가속도가 감소함을 알 수 있고, 패널 해석모델의 절점간 변위가 동시에 줄어들게 된다. 하지만 지진동 저감장치 설치로 인해 수평변위는 증가하는 경향이 나타나게 된다.

### (3) JAERI(Japan Atomic Energy Research Institute)

일본 원자력연구소(JAERI)의 K. Ebisawa, K. Ando, K. Shibata 는 원전기기의 면진기술기준을 작성하기 위해 해석 프로그램 개발과 실험연구를 수행하였다.

연구는 두단계로 수행되었는데, I 단계는 원전기기의 지진동 저감영향을 평가하는 컴퓨터 프로그램과 방법론 개발에 관한 연구이고, II 단계는 원전기기에 지진

동 저감장치를 적용하여 진동대 실험을 수행하여 적용성을 평가한 연구이다.

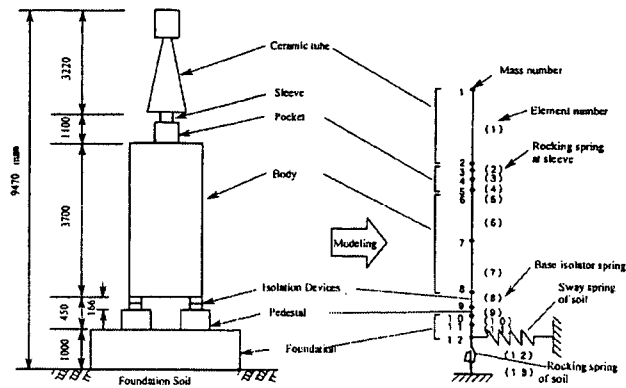


그림 3.3.124 원전 비상 변압기(Emergency Transformer)에 지진동 저감장치를 설치한 실험모형과 해석모델

원전 비상변압기는 그림 3.3.124에 나타난 바와 같이 세라믹 튜브, 몸체, 기초의 세부분으로 이루어져 있고 세라믹 튜브는 질량 1,900 kgf, 몸체는 78,000 kgf이다. 변압기는 수명이 40년 예상이고, 일본 원자력연구소내의 도카이 부지에 위치해 있다.

평가에 적용한 지진동 저감장치는 납-고무 베어링(LRB : Lead Rubber Bearing)과 BCV(Ball Bearing with Coil Spring and Viscous Damper)이고, 기기 특성은 표 3.3.20에 나타나 있다.

표 3.3.20 실험에 사용한 지진동 저감장치 특성

	수평방향 고유진동수(Hz)	감쇠 계수(%)
LRB	0.5	20
BCV	0.3	30

비상변압기에 지진동 저감장치를 적용하여 응답특성을 평가한 연구는 4가지 경우로 진행되었다.

- ① 비상변압기에 지진동 저감장치를 설치한 경우와 설치하지 않은 경우
- ② 온도를 다르게 하여(-3, 13.5, 30℃) BCV 댐퍼의 점성을 다르게 한 경우
- ③ 입력 지진동의 특성을 다르게 한 경우

- 진동수 2.9Hz에서 수평방향 최대가속도 287 cm/sec<sup>2</sup>
- 진동수 6.3Hz에서 수평방향 최대가속도 267 cm/sec<sup>2</sup>

④ 토질에서 전단파 속도의 영향을 고려한 경우

4가지 경우에 대한 평가결과는 다음과 같다.

- ① 비상변압기에 지진동 저감장치를 설치하지 않은 경우 변압기의 지진응답은 755 cm/sec<sup>2</sup> 이고, 입력지진동에 대한 가속도 증폭은 2.6이다. 수명기간 40년 동안의 파괴확률은 4%로 평가되었다.  
LRB와 BCV 진동저감장치를 설치한 변압기의 응답은 각각 77 cm/sec<sup>2</sup>, 49cm/sec<sup>2</sup> 이고 최대가속도는 1/4~1/6 정도로 감소되었다.
- ② 온도 -3, 30℃에서 BCV 진동저감장치를 설치한 변압기의 응답은 각각 78, 40 cm/sec<sup>2</sup> 이고 최대가속도는 진동저감장치를 적용하지 않은 경우에 비해 1/4~1/7 정도로 감소되었다.
- ③ 진동수 6.3Hz에서 수평방향 최대가속도 267 cm/sec<sup>2</sup> 인 입력지진동에 대해서 LRB 저감장치를 설치한 변압기의 응답은 52 cm/sec<sup>2</sup> 로 나타났다.
- ④ 토질내 전단파 속도(범위: 100 ~ 1,500 m/sec)를 고려했을 경우 지진동 저감장치를 설치한 경우가 설치하지 않은 경우에 비해 변압기의 최대가속도가 1/10 정도로 저감되어 나타났다.

원전기기에 지진동 저감장치를 적용할 경우의 경제성 분석은 구체적으로 수행된 바는 없지만 일본 원자력연구소(JAERI)에서 수행한 경제성 평가에 의하면 원전기기에 지진동 저감장치를 적용할 경우 지진동 저감장치 적용에 따른 직접적 비용만을 평가할 경우는 설치하지 않은 경우에 비해 경제성이 떨어지지만 지진동 저감장치 적용으로 인해서 원전기기, 구조물의 내진 안전성이 향상되는 면까지 고려한 간접비용을 포함하는 경우에는 지진동 저감장치를 적용한 경우가 경제성이 향상된다고 평가하고 있다.

다. 결론

원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 외국의 사례는 남아프리카 공화국의 Koeberg 발전소(1975년), 프랑스의 Cruas 원전(1985년), 영국의 Heysham B,

Torness A 가스냉각로(1981년) 등이 있다. 이러한 적용사례 외에 일본에서는 '90년대에 고속증식로에 적용하기 위해서 지진동 저감시스템을 원전구조물에 적용한 실험적 연구가 활발하게 진행되고 있다.

원전구조물에 지진동 저감시스템을 적용한 주요한 해외연구사례를 검토해 보면 미국 EPRI, NCEER에서 수행한 연구결과와 최근에 일본 JAERI에서 수행한 연구가 있고 이들 연구결과를 정리하면 다음과 같다.

① 원전축소모형에 여러 가지의 지진동 저감시스템을 적용하여 수행한 실험 결과에 의하면 고무 베어링만을 단독으로 사용했을 경우가 저감효과 17.62로 가장 좋으며, Friction Damping 장치를 적용했을 경우 저감효과 10.34, Energy-Absorbing Device를 사용했을 경우 저감효과 10.51로 나타났다.

② 증기발생기 모형(실물크기의 1/3)의 지진응답을 감소시키기 위해 지진동 저감장치를 사용한 경우에는 구조 프레임과 연결하는 Energy-Absorbing Device에 따라 많은 차이를 나타내었다.

고무베어링 지진동 저감장치를 사용한 경우 증기발생기 최상부에서 지진응답은 Energy-Absorbing Device의 크기에 따라 0.146g에서 1.106g를 나타냈고, 지진동 저감장치를 사용하지 않고 바닥에 고정시켰을 경우에는 증기발생기 최상부의 지진응답은 0.689g에서 1.659g 까지 큰 응답을 나타내었다.

③ 컴퓨터 제어실의 제어패널 바닥에 지진동 저감장치를 사용하면 패널 구조물의 주기가 길어져서 패널 상부 가속도가 감소하지만 지진동 저감장치 설치로 인해 수평변위는 증가하는 경향이 나타났다.

④ 비상변압기에 LRB와 BCV 진동저감장치를 설치한 경우 변압 기의 최대가속도는 진동저감장치를 설치하지 않은 경우에 비해 1/4~1/6 정도로 감소되었다.



#### 4. 지진동 저감시스템의 재료특성 평가

지진동 저감시스템은 원전기구나 원전구조물의 바닥과 기초 사이에 수평운동 및 비틀림에 대하여 저항력이 큰 유연하고 수직방향 강성(Stiffness)이 매우 큰 베어링(Bearing)을 설치하여 구조물에 전달되는 지진력을 감소시키는 장치이다.

지진동 저감시스템의 원리는 장주기 개념(Period-Lengthening Concept), 에너지 흡수개념(Energy Absorbing Concept), 분리 개념(Decoupling Concept), 차단 개념(Screening Concept) 및 특수구조 설계개념(Special Structural Design Concept)의 5가지로 크게 나눌 수 있다.

장주기 개념은 연성스프링이나 Pendulum 장치, 고무 베어링과 마찰판의 병용, 고무 베어링과 이력 댐퍼(Hysteretic Damper)의 병용, 또는 고무 베어링과 기계적인 퓨즈(Fuse)를 병용한 면진장치를 이용하여 구조물의 고유주기가 구조물에 가해지는 지진파의 진동주기보다 길게 하여 구조물에 전달되는 지진파의 증폭을 줄이는 개념이다.[3.3.36][3.3.37]

에너지 흡수개념은 이력 댐퍼, 점성 댐퍼(Viscous Damper) 등을 사용하여 구조물에 전달되는 지진파의 에너지를 면진장치에서 흡수함으로써 구조물에 전달되는 지진력을 줄이는 개념이다. 분리 개념은 구조물을 물위에 설치하거나 바닥에 마찰장치나 롤러 등을 설치하는 방법이다. 차단개념은 구조물 주위에 파일(Pile)이나 트렌치(Trench)를 설치하여 구조물 주위에서 지진파의 전달을 차단함으로써 구조물에 전달되는 지진력을 줄이는 방법이다. 특수구조 설계개념은 구조물의 설계시 구조물의 1층의 유연성을 크게 하여 1층에서 대부분의 지진력을 흡수함으로써 상부층으로의 지진력 전달을 감소시키거나, 구조물의 기초를 이중으로 설치하는 설계개념이다.

원전기구의 지진응답을 감소시키기 위해 적용하는 지진동 저감시스템이 갖추어야 할 요건을 정리하면 다음과 같다.

- ① 원전기구의 전반적인 구조적 안정성(Structural Stability)이 보장되어야 한다.
- ② 설계기준지진(Design Basis Earthquake) 뿐만 아니라 그 이상의 지진하중 하에서도 갑작스런 파괴가 발생하지 않는 충분한 안전율을 가지고 있어야 한다.
- ③ 다양한 주파수(Frequency)와 강도(Intensity)를 갖는 광범위한 지반운동에 대하여 지진동 저감기능을 발휘하여야 한다.
- ④ Main Shock 뿐만 아니라 After Shock 에 대해서도 보수 및 교체되지 않은 상태에서 기능을 상실하지 않아야 한다.
- ⑤ 사하중, 활하중, 풍하중 등의 일반하중에 대해서 원전기구의 안전성을 확

보할 수 있어야 한다.

본 연구에서는 일반적으로 많이 사용되고 있는 적층고무베어링(Laminated Rubber Bearing)을 사용하여 특성평가를 수행하였다. 일반적으로 고감쇠 적층고무베어링은 천연고무계 적층베어링과는 달리 매우 복잡한 비선형거동을 나타내기 때문에 특성치를 단순 설계변수로 나타내기는 어렵다. 적층고무베어링의 특성을 평가하기 위해 10tonf의 수직하중이 재하된 경우에 대하여 수평전단시험을 수행하였고, 평가하고자 하는 특성은 다음과 같다.

- ① 가진 진동수에 따른 지진동 저감장치 이력곡선 평가
- ② 수직방향 재하하중의 크기에 따른 지진동 저감장치 특성평가

#### 가. 지진동 저감시스템 성능평가

##### (1) 지진동 저감장치 및 성능 시험장치

##### (가) 지진동 저감장치 시험체

납-고무베어링의 특성평가에 사용하기 위해서 10tonf 용량의 LRB 6개를 제작하였고(그림 3.3.125 참조), 시험체에 사용된 고무의 전단탄성계수는  $7.528 \text{ kg/cm}^2$ , 납의 항복강성은  $84.5 \text{ kg/cm}^2$ 이며, 주요 제원은 표 3.3.21과 같다. 일반적으로 납-고무베어링의 1차 형상계수는 20~35, 2차 형상계수는 5이상을 사용하도록 하고 있지만, 본 시험체는 비교적 작은 형상계수 값을 갖기 때문에 좌굴의 영향이 클 것으로 예측된다.

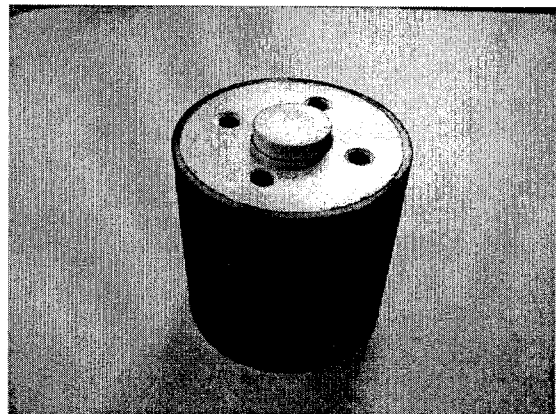
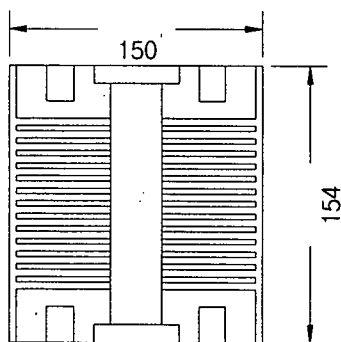


그림 3.3.125 10tonf 용량 납-고무베어링 도면 및 형상

표 3.3.21 시험용 납-고무베어링 주요 제원

항 목	제 원
설계연직하중	10 tonf
외경/내경	150 / 30 mm
전체높이(상하부 Plate 제외)	154 mm
고무층	4 mm × 14층 = 56 mm
강판층	3 mm × 13층 = 39 mm
납봉의 크기(단면적)	φ30 × 135 mm(7.07 cm <sup>2</sup> )
1차 형상계수	9.375
2차 형상계수	2.679

(나) 성능시험 장치

납-고무베어링의 특성평가에 사용된 시험장치의 개념도 및 설치모습을 그림 3.3.126에 나타내었다. 시험장치는 수직, 수평방향으로 각각 1대씩 설치된 2대의 유압가력기(Actuator)와 가력장치 설치를 위한 철골구조물로 구성되어 있다. 철골구조물은 상부 철골보를 통하여 반력벽과 일체를 이루게 설치하였다. 수직, 수평방향 유압가력기의 최대용량은 각각 25tonf 이고, 최대 스트로크(Stroke)는 ±250mm 이다. 수평전단시험 수행중에 납-고무베어링의 상부판과 하부판이 평행을 유지하고 수직방향 재하하중을 충실히 전달할 수 있도록 하기 위하여 철골기둥 하부에 충분한 강성(Stiffness)을 가진 원통형 구조물(Cylinder)을 제작하여 고정시키고, 납-고무베어링 하부에 철골 Jig Plate를 부착하였다. 하부 철골 Jig Plate에 수평방향 유압가력기를 부착하여 납-고무베어링의 전단변형을 제어하였다. Jig Plate 하부에는 슬라이딩 베어링(Sliding Bearing)을 설치하여 수평방향 가력시 마찰력을 최소화시켰다.

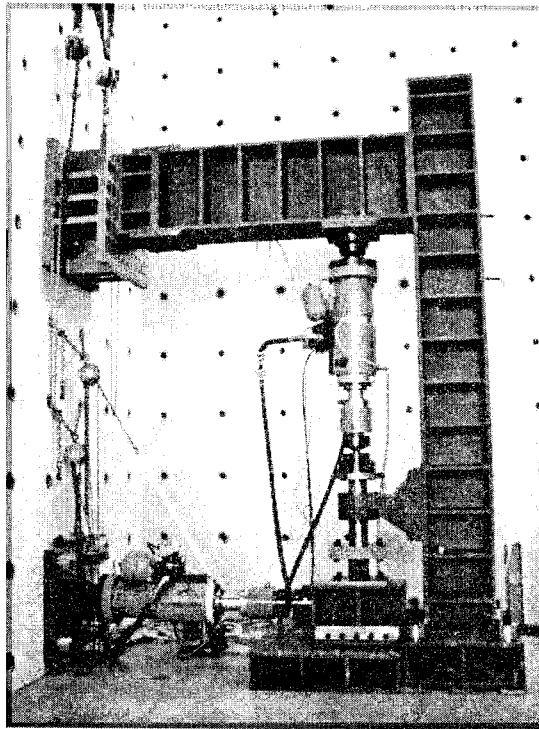
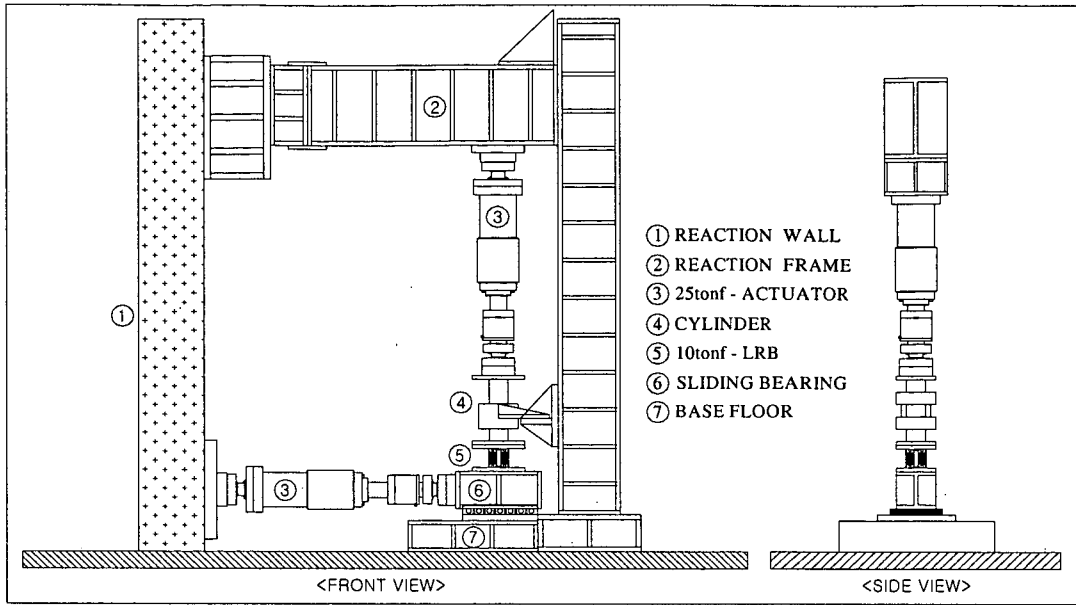


그림 3.3.126 성능시험장치 개념도 및 설치모습

납-고무 베어링에 가해지는 수평력의 크기는 수평 가력기의 Load cell로부터 계측하였고, 전단변위는 수평방향 유압가력기 내부에 있는 센서에 의해 측정하였다.

## (2) 수평전단시험

### (가) 시험방법

본 시험에서는 가진 진동수 변화에 따른 수평전단시험과 수직하중 변화에 따른 수평전단시험을 수행하였다. 진동수 변화에 따른 수평전단시험에서는 수직방향하중을 10 tonf 로 일정하게 하고 수평방향의 가진진동수를 0.5 Hz, 1.0 Hz, 2.0 Hz, 3.0 Hz 로 변화시키면서 시험을 수행하였다. 이 경우 고무의 최대 전단변형율은 200%로 제한하였다.

수평 가진방향의 입력자료로서 사용한 변위-시간 이력곡선은 그림 3.3.127에 나타난 바와 같고, 본 시험에 앞서서 납-고무베어링 1개를 사용하여 예비시험을 수행하고 본 시험을 수행하였다. 그림 3.3.128는 시험장치에 납-고무베어링을 장착하여 수평전단시험을 수행하는 모습을 나타낸 것이다.

고무의 전단변형율  $\gamma$ 의 정의는 다음 식과 같다.

$$\gamma = \frac{\Delta}{T} \quad (3.3.16)$$

여기서,  $\Delta$  : 베어링의 수평변위  
T : 총 고무층의 두께 (56mm)

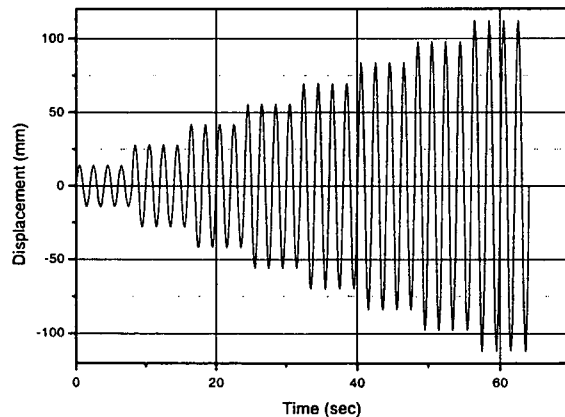


그림 3.3.127 수평가진방향의 변위-시간 이력곡선  
(가진 진동수 0.5Hz)

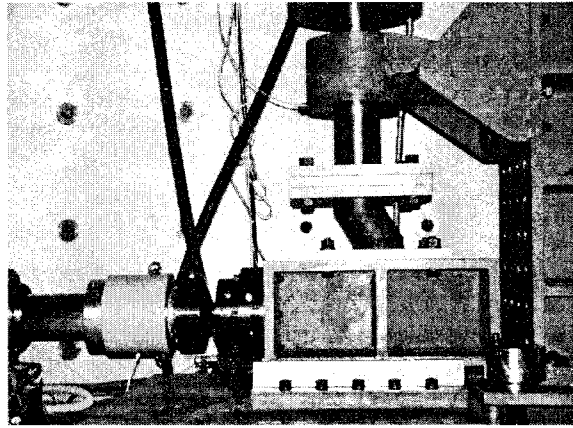


그림 3.3.128 수평 전단시험 수행장면

#### (나) 시험결과

전단변형률의 크기, 가진진동수의 크기, 수직하중의 크기, 하중 반복 싸이클에 대한 납-고무 베어링의 기계적 특성을 평가하기 위하여 특성 실험을 수행한 후 평가된 시험체의 이력거동을 그림 3.3.129에서 3.3.134에 나타내었다. 납-고무베어링(LRB)의 기계적 특성치를 평가함에 있어서 중요한 요소는 유효강성치( $K_{eff}$ ), 등가감쇄비( $H_{eq}$ ), 에너지 소산능력( $\Delta W$ )이며 이는 식 3.3.17에서 3.3.18으로 나타낼 수 있다.

$$K_{eff} = \frac{F_{max} - F_{min}}{\Delta_{max} - \Delta_{min}} \quad (3.3.17)$$

$$H_{eq} = \frac{\Delta W}{2\pi F_{max} \Delta_{max}} \quad (3.3.18)$$

여기서,  $F_{max}$ ,  $F_{min}$  : 최대 전단력, 최소 전단력

$\Delta_{max}$ ,  $\Delta_{min}$  : 최대 전단 변위, 최소 전단 변위

$\Delta W$ : 재하 사이클에 대한 에너지소산력 (이력루프 면적)

납-고무 베어링의 전단력-전단변위(Hysteretic roof)의 관계는 그림 3.3.130에서 3.3.134에서 볼수 있듯이 기본적으로는 bi-linear의 성격을 띠지만, 전단변형률이 증가할수록 경화현상(Hardening)을 나타내며 기울기가 작아짐을 알 수 있다. 가진 진동수가 0.5Hz인 시험체에서 전단변형률이 200%에 도달되었을 경우에는

베어링의 측면부 형상이 요철을 나타내며 고무의 경화현상이 나타나는 것을 볼 수 있었는데, 이는 베어링의 형상계수가 너무 작아 좌굴에 취약했기 때문에 수직, 수평하중의  $P \Delta$  효과에 의하여 납봉이 심하게 손상되며 고무가 탈락된 것으로 파악된다(그림 3.3.129 참조).

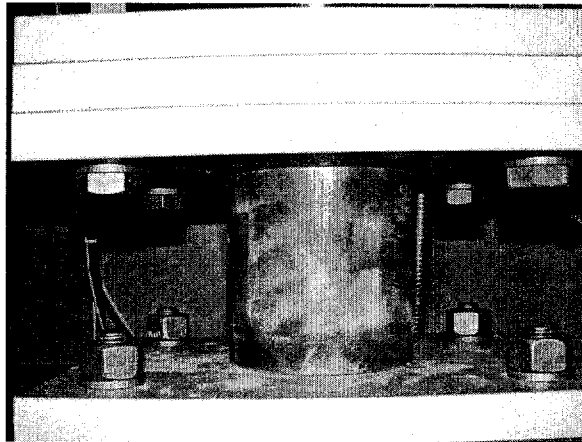


그림 3.3.129 전단변형을 200%에서 고무베어링의 파괴형상

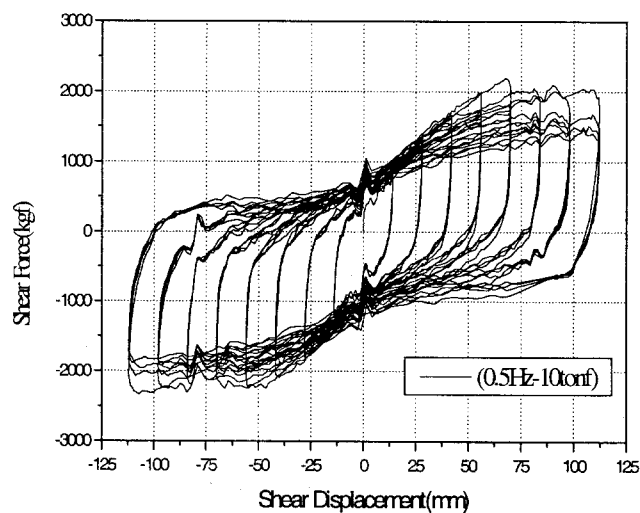


그림 3.3.130 0.5Hz 이력곡선 ( 10tonf )

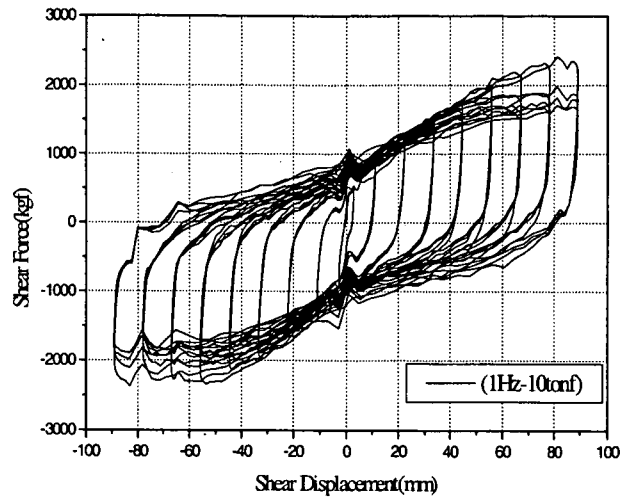


그림 3.3.131 1.0Hz 이력곡선 ( 10tonf )

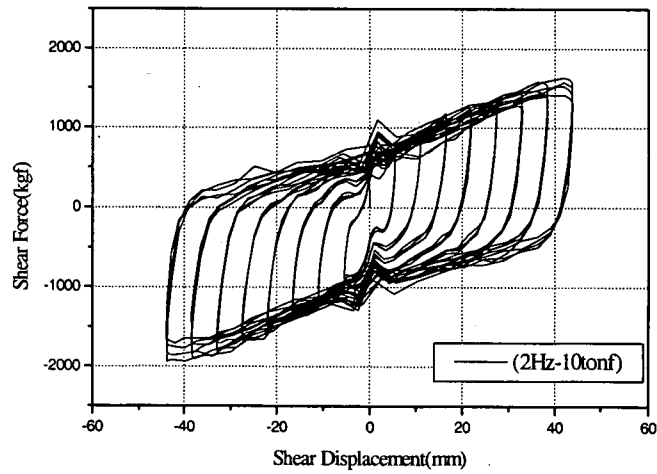


그림 3.3.132 2.0Hz 이력곡선 ( 10tonf )



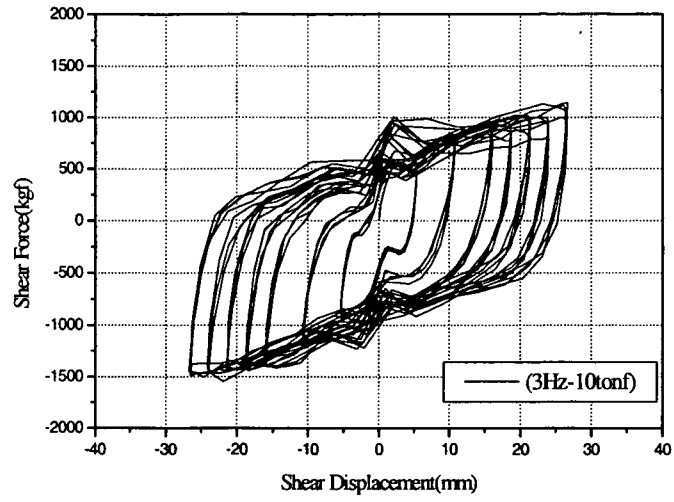


그림 3.3.133 3.0Hz 이력곡선 ( 10tonf )

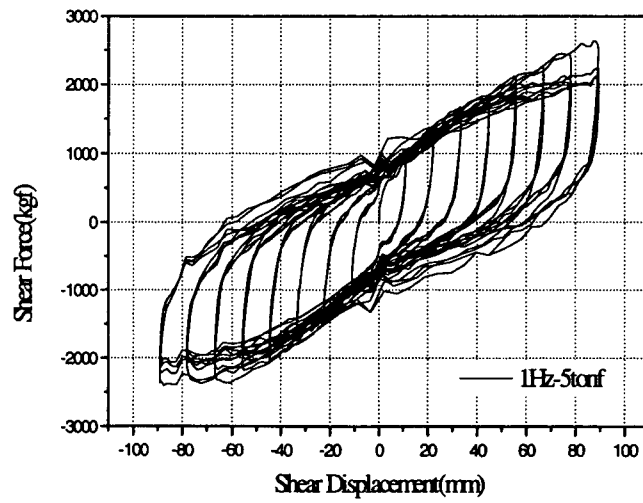


그림 3.3.134 1.0Hz 이력곡선 ( 5tonf )

1) 전단변형률, 가진진동수의 크기에 따른 영향

전단변형률, 가진진동수의 크기에 따른 납-고무 베어링의 특성을 평가하기 위하여 본 실험에서는 10tonf의 일정한 수직하중을 유지하는 상태에서 수평력을 가력하는 방식의 실험을 수행하였다.

여기서 최대 전단변형률의 크기는 가력기기의 가진진동수에 따른 최대 변위제한치를 초과 하지 않도록 적절히 설정하였는데, 0.5Hz의 경우에는 25%~200% 범위에서 모두 8단계로 변위 제어를 하였고, 1.0Hz에서는 7단계(20%~140%), 2.0Hz에서는 8단계(10%~80%), 3.0Hz에서는 모두 7단계(10%~50%)로 변위제어를 하며 각 단계별 4 사이클씩 동일한 수평력을 반복 가력하였다.

그림 3.3.135에서 3.3.137은 진동수에 따른 유효강성, 등가감쇄비, 소산에너지를 나타낸 것이다. 그림 3.3.135에서 볼 수 있듯이 LRB의 유효강성은 전단변형률이 증가함에 따라 2차함수 형태를 나타내며 크게 작아짐을 볼 수 있으나 140%이상의 전단변형률에서는 거의 일정한값을 나타내었다. 그러나 가진 진동수에 따른 유효강성의 영향은 크지 않음을 알 수 있었다. LRB의 등가감쇄비는 이론적으로는 전단변형률이 증가함에 따라 감소해야하지만, 그림 3.3.136에서와 같이 실험결과에는 대해 특별한 경향을 나타내고 있지 않으며, 가진 진동수가 증가함에 따라서는 등가감쇄비가 다소 증가하는 경향을 보였다. 또한 그림 3.3.137에서 볼 수 있듯이 전단변형률이 증가함에 따라 소산되는 에너지는 거의 1차적으로 증가하는 경향을 나타내었고, 가진 진동수에 따른 에너지 소산능력의 영향은 전단변형률이 큰 경우에는 가진 진동수가 클수록 증가함을 알 수 있었다.

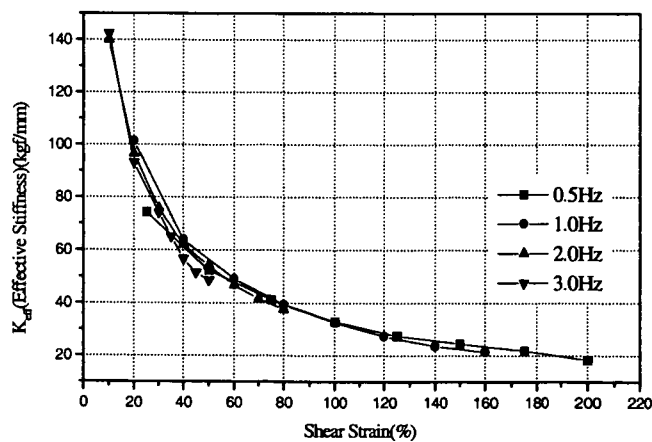


그림 3.3.135 전단변형률, 가진진동수에 따른 유효강성( $K_{eff}$ )

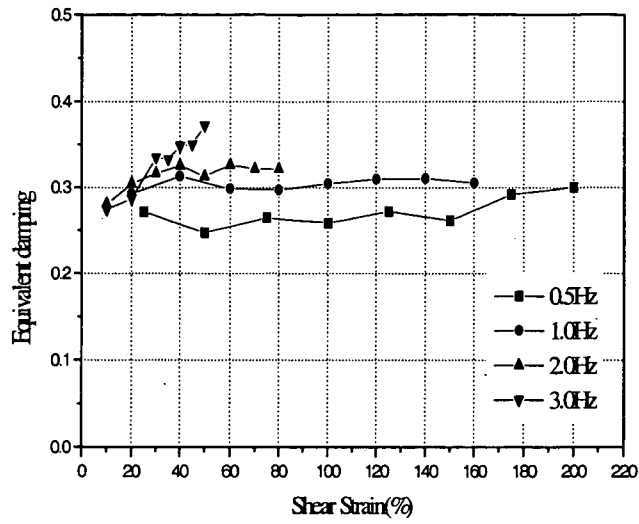


그림 3.3.136 전단변형률, 가진진동수에 따른  
등가감쇠비( $H_{eq}$ )

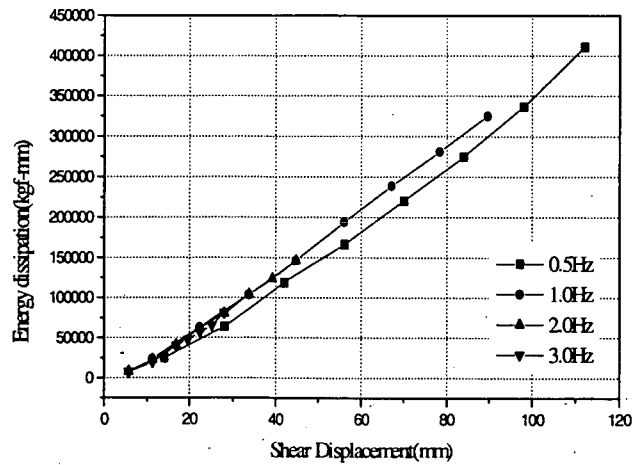


그림 3.3.137 전단변형률, 가진진동수에 따른  
에너지 소산능력( $\Delta W$ )

### 2) 수직하중의 크기에 따른 영향

수직 적재하중의 크기에 따른 납-고무 베어링의 기계적특성을 평가하기 위해 가진 진동수 1.0Hz의 시험체에 대하여 수직하중을 5tonf와 10tonf로 변화시켜 가며 시험을 수행하였다. 그림 3.3.138에서 3.3.140은 수직하중의 크기에 따른 유효강성, 등가감쇄비, 소산에너지 변화를 나타낸 것이다. 그림 3.3.138에서 볼 수 있듯이 LRB의 유효강성치는 재하되는 수직하중이 클수록 전단변형률의 증가에 따른 유효강성 감소율이 커짐을 알 수 있었다. 또한 그림 3.3.139와 3.3.140에서 수직하중이 증가할수록 등가감쇄비와 에너지 소산능력도 증가함을 알 수 있었다.[3.3.37]

### 3) 하중 반복 싸이클에 따른 영향

수평력 반복 싸이클에 따른 영향을 살펴보기 위하여 모든 시험체에 대하여 각 전단변형률 단계별 4 싸이클의 수평가력을 수행하였다. 그림 3.3.141에서 3.3.143은 모든 시험체의 단계별 4 싸이클에서의 유효강성, 등가감쇄비, 소산에너지 변화를 나타낸 것이다.

납-고무베어링의 유효강성치는 하중 반복 싸이클이 증가함에 따라 다소 감소하는 경향을 보이나 2번째 싸이클 이후에는 거의 일정한 값을 나타냈다.

베어링의 등가감쇄비는 하중 반복횟수가 증가함에 따라 다소 감소하는 경향을 보이나 그 영향은 그리 크지 않음을 알 수 있었다. 또한 소산된 에너지는 하중 반복 싸이클이 증가할수록 감소하는 경향을 보이며, 이러한 경향은 가진 진동수가 작을수록 크게 나타났다.

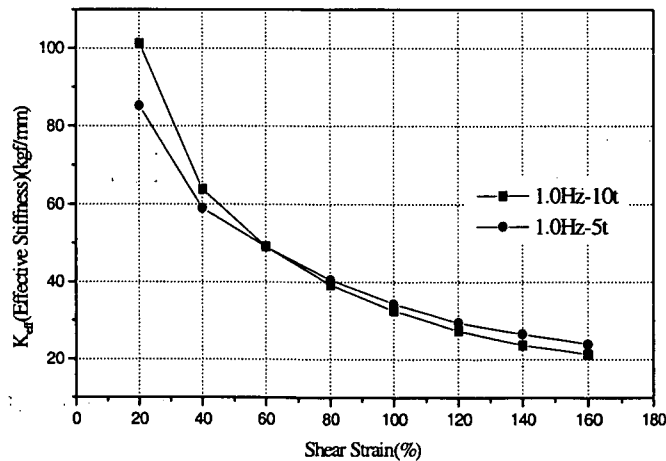


그림 3.3.138 수직하중에 따른 유효강성( $K_{eff}$ )

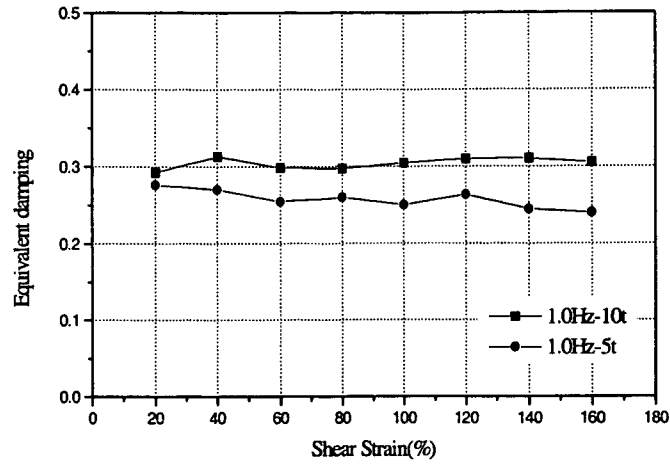


그림 3.3.139 수직하중에 따른 등가감쇠비( $H_{eq}$ )

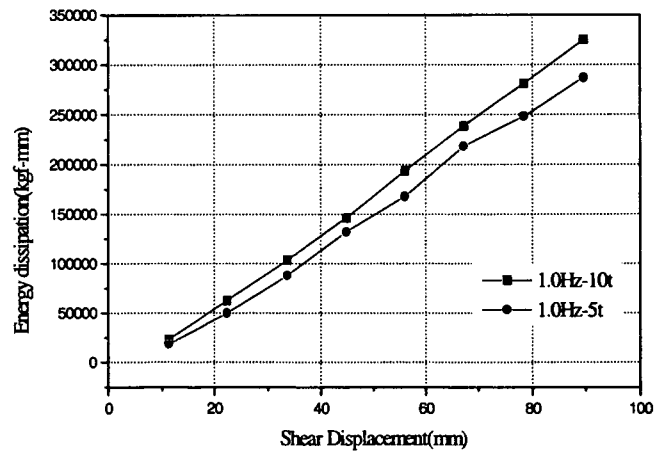
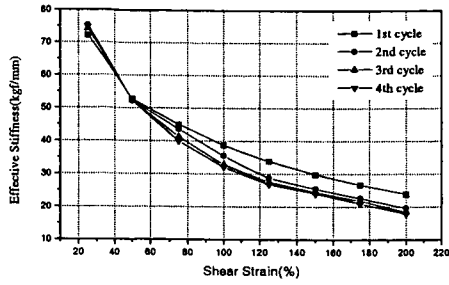
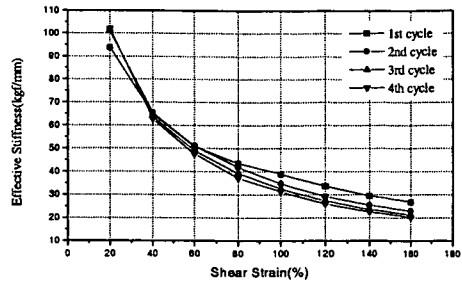


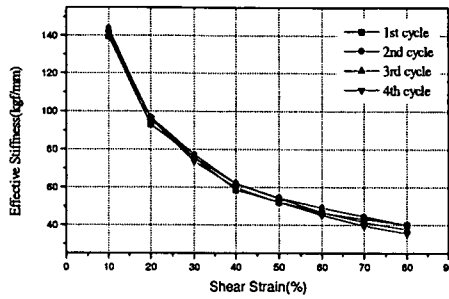
그림 3.3.140 수직하중에 따른 에너지 소산능력( $\Delta W$ )



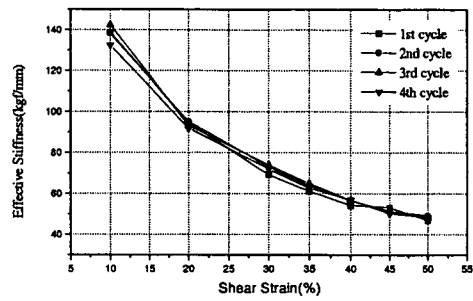
[0.5Hz]



[1.0Hz]



[2.0Hz]



[3.0Hz]

그림 3.3.141 하중 반복 사이클에 따른 유효강성( $K_{eff}$ )

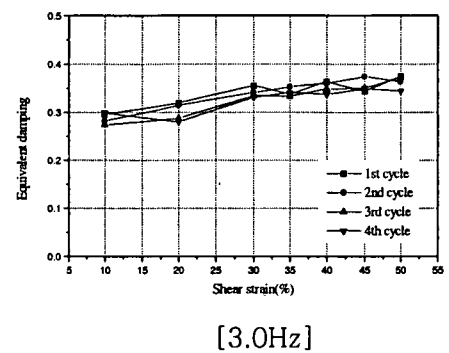
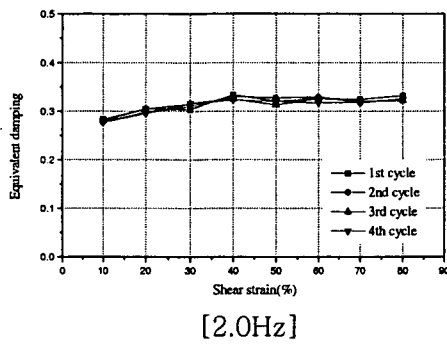
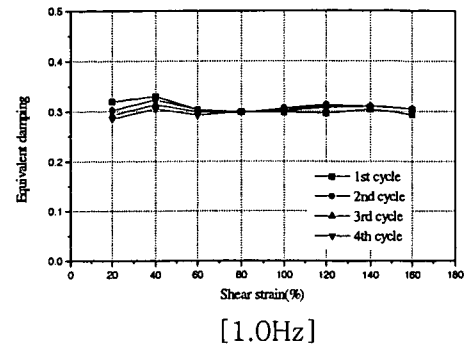
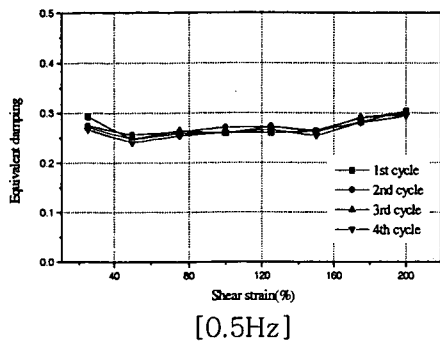


그림 3.3.142 하중 반복 사이클에 따른 등가감쇠비( $H_{eq}$ )

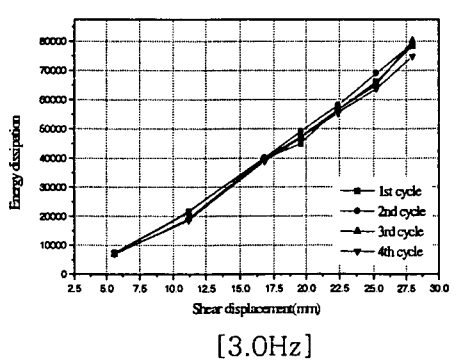
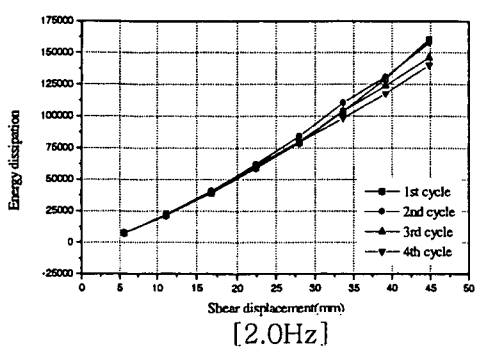
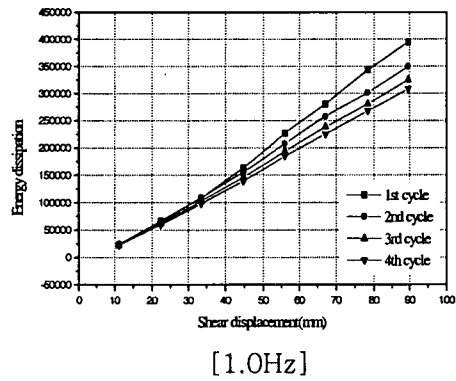
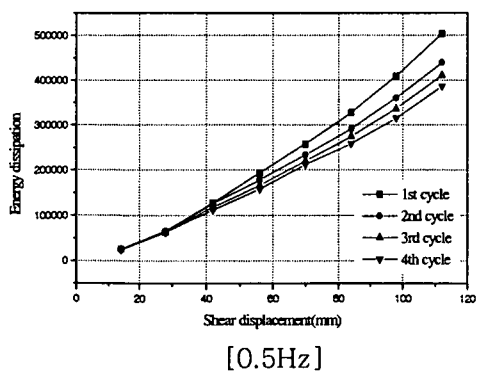


그림 3.3.143 하중 반복 사이클에 따른 에너지 소산능력( $\Delta W$ )

### (3) 결 론

본 연구에서는 수직재하용량 10 tonf의 납 삽입-적층고무베어링에 대한 동적 특성실험을 수행하여 기계적 특성을 평가하고 다음과 같은 결론을 얻었다.

① 실험결과 전단변형률이 증가함에 따라 납-고무베어링의 유효강성은 크게 감소하고, 에너지 소산능력은 선형적으로 증가하였다. 또한 가진 진동수는 베어링의 유효강성, 등가 감쇄비에는 큰 영향을 주지 않았고, 에너지 소산능력은 전단변형률이 큰 경우에는 가진 진동수가 클수록 증가하였다.

② 재하되는 수직하중이 증가할수록 전단변형률 증가에 따른 베어링의 유효강성 감소율이 증가하였고, 등가감쇄비와 에너지 흡수면적도 증가하였다.

③ 하중 반복 싸이클이 증가함에 따라 유효강성은 다소 감소하는 경향을 보였고, 등가감쇄비, 에너지 소산면적도 감소하는 경향을 보였다.



## 나. 지진동 저감시스템을 적용한 원전기기의 저감성능 평가

지진동 저감시스템의 저감성능을 평가하기 위하여 울진원자력 1, 2호기에 설치될 지진감시시스템 제어 캐비닛(Control Cabinet)을 선정하여 지진동 저감성능 평가를 수행하였다.

### (1) 제어 캐비닛의 특성

지진동 저감성능평가를 수행하고자 하는 시험설비는 울진원자력 1, 2호기의 주제어실에 설치될 지진감시시스템 제어 캐비닛으로서 그 주요기능은 원전 부지에서 발생한 지진에 대한 경보를 제공하고 지진신호를 계측, 기록, 분석하는 것이다. 제어 캐비닛은 1개의 Rack에 포함된 Uninterruptible Power Supply(UPS), 2개의 DC Power Supply Modules, 4개의 FBA TB modules, 1개의 Trigger TB 모듈, 1개의 Switch TB Module, 두 대의 산업용 컴퓨터, Annunciator 그리고 Indicator로 구성되어 있다(그림 3.3.144 참조).

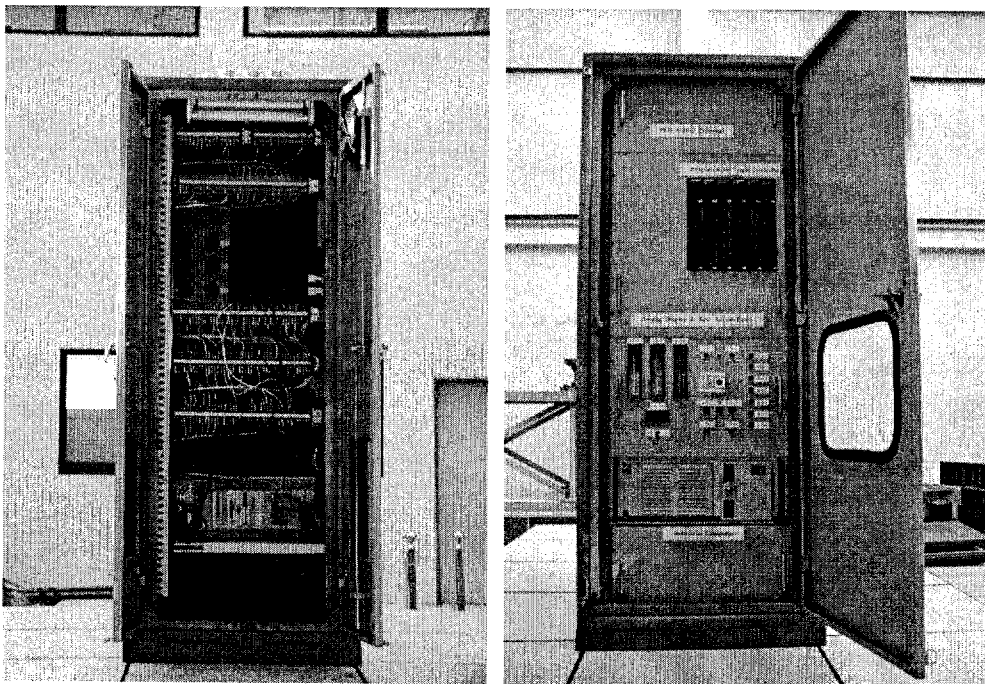


그림 3.3.144 지진 감시시스템 제어 캐비닛 전·후 모습

제어 캐비닛의 주제어실내 설치조건을 반영하기 위하여 주제어실 바닥인 액세스 플로어(Access Floor)를 실규모로 제작하여 상부에 제어 캐비닛을 고정하고 설치하였다.

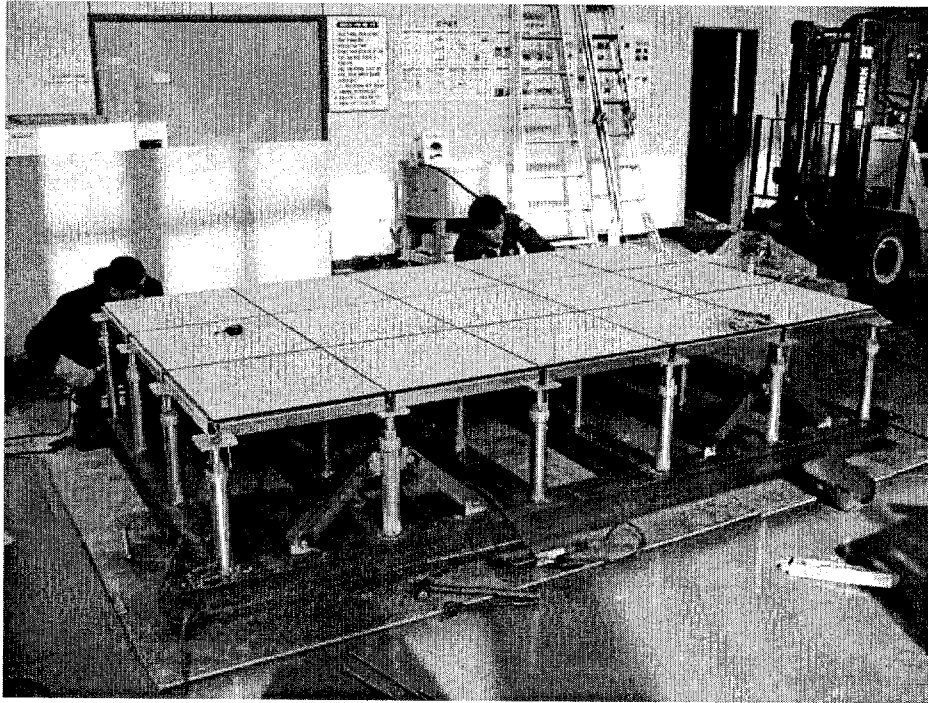


그림 3.3.145 액세스 플로어 제작모습

(가) 제어 캐비닛의 동적특성

제어 캐비닛에 대한 공진탐색시험을 실시하여 확인한 고유진동수는 다음과 같다.

○ 제어캐비닛 전후 방향 고유진동수 : 33.0 Hz

(나) 액세스 플로어(Access Floor)의 동적특성

액세스 플로어의 고유진동수를 검토하기 위하여 구조해석 프로그램인 MIDAS를 이용하여 고유치 해석을 수행하였고, 그 결과를 정리하면 다음과 같다. 그림 3.3.146에서 3.3.150은 액세스 플로어의 고유치 해석을 수행하여 1차~5차 모드의 변형형상을 나타낸 그림이다.

1) 액세스 플로어 밑 Base Frame 만의 동특성 해석

- 해석 프로그램 : MIDAS-GENw
- Eigenvalue Analysis
- Frame size (Girder : H 150×150×7/10, Beam :  
H 125×125×6.5/9)
- Steel lumped mass 고려(Nodal mass→x, y direction)
- Model weight convert to x, y direction
- Boundary condition : 프레임 모서리부 4절점 → Fixed

<해석결과>

Mode	고유진동수(Hz)	모드 참여율(%)	비고
1차	23.14	85.03	TR-Y
2차	56.16		
3차	57.15	17.83	TR-X

2) Access Floor 만의 동특성 해석

- 해석 프로그램 : MIDAS-GENw
- Eigenvalue Analysis
- Access floor size (Support : D61×6, Stringer : B50×30×3,  
Brace : L60×5)
- 상부 패널 Mass로 고려(Nodal mass→x, y direction) :  
Diaphragm으로 고려 X
- 상부 캐비넷 모델링 X (Mass로 고려X)
- Model weight convert to x, y direction
- Boundary condition : support 하단 → All Fixed

<해석결과>

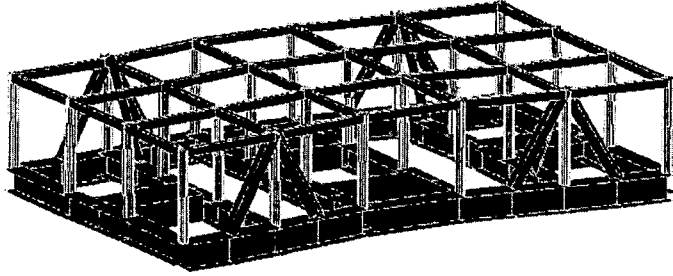
Mode	고유진동수(Hz)	모드 참여율(%)	비고
1차	70.67	61.36	TR-X
2차	72.53	38.18	TR-Y
3차	81.83		

3) 전체 구조(Access floor + base frame)의 동특성 해석

- 해석 프로그램 : MIDAS-GENw
- Eigenvalue Analysis
- Frame size (Girder : H 150×150×7/10, Beam :  
H 125×125×6.5/9)
- Steel lumped mass 고려(Nodal mass→x, y direction)
- Access floor size (Support : D61×6, Stringer : B50×30×3,  
Brace : L60×5)
- 상부 패널 Mass로 고려(Nodal mass→x, y direction) :  
Diaphragm으로 고려 X
- 상부 캐비넷 모델링 X (Mass로 고려X)
- Model weight convert to x, y direction
- Boundary condition : 프레임 모서리부 4절점 →  
Fixed, support 하단 → All Fixed

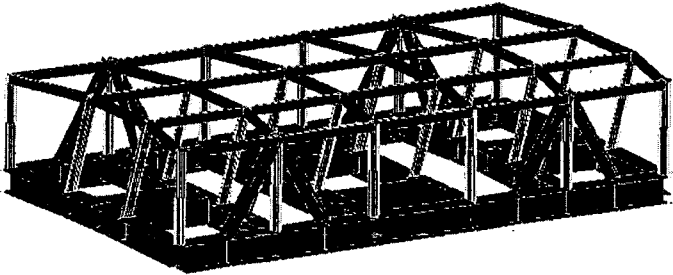
<해석결과>

Mode	고유진동수(Hz)	모드참여율(%)	비고
1차	22.58	81.95	TR-Y
2차	40.29	15.66	TR-X
3차	54.62		
4차	58.91		
5차	59.0		



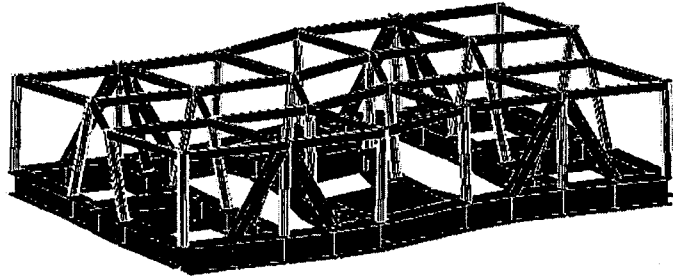
MIDAS/GENE  
 POST-PROCESSOR  
 VIBRATION MODE  
 FREQUENCY  
 (CYCLE/SEC)  
 22.576303  
 NATURAL PERIOD  
 (SEC)  
 0.044294  
 MPH(%)  
 DX= 0.000000  
 DY= 81.954320  
 DZ= 0.000000  
 RX= 0.000000  
 RY= 0.000000  
 RZ= 0.000000  
 Mode 1  
 FILE: FULL-MODEL2  
 UNIT: [cps]  
 DATE: 02/07/2002  
 VIEW-DIRECTION  
 X: -0.483  
 Y: -0.337  
 Z: 0.259

그림 3.3.146 액세스 플로어 1차 모드 변형형상



MIDAS/GENE  
 POST-PROCESSOR  
 VIBRATION MODE  
 FREQUENCY  
 (CYCLE/SEC)  
 40.286453  
 NATURAL PERIOD  
 (SEC)  
 0.024822  
 MPH(%)  
 DX= 15.656842  
 DY= 0.000000  
 DZ= 0.000000  
 RX= 0.000000  
 RY= 0.000000  
 RZ= 0.000000  
 Mode 2  
 FILE: FULL-MODEL2  
 UNIT: [cps]  
 DATE: 02/07/2002  
 VIEW-DIRECTION  
 X: -0.483  
 Y: -0.337  
 Z: 0.259

그림 3.3.147 액세스 플로어 2차 모드 변형형상



MIDAS/GEN  
POST-PROCESSOR  
VIBRATION MODE

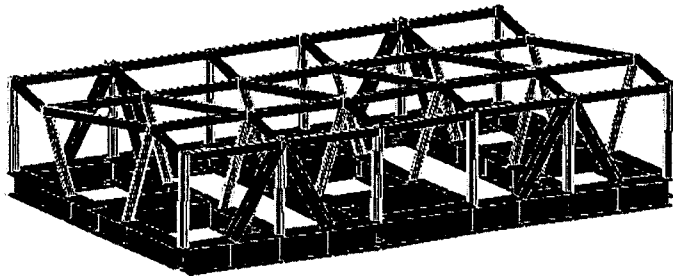
FREQUENCY  
(CYCLE/SEC)  
54.623808  
NATURAL PERIOD  
(SEC)  
0.018307  
RPH(%)  
DX= 0.000000  
DY= 0.000000  
DZ= 0.000000  
RX= 0.000000  
RY= 0.000000  
RZ= 0.000000

Node 3

FILE: FULL-MODEL2  
UNIT: [cps]  
DATE: 02/07/2002  
VIEW-DIRECTION  
X: -0.483  
Y: -0.337  
Z: 0.259



그림 3.3.148 액세스 플로어 3차 모드 변형형상



MIDAS/GEN  
POST-PROCESSOR  
VIBRATION MODE

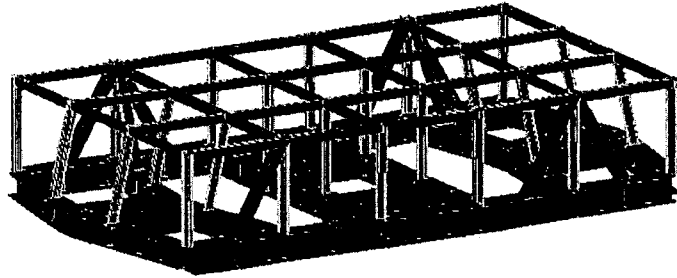
FREQUENCY  
(CYCLE/SEC)  
88.908767  
NATURAL PERIOD  
(SEC)  
0.016976  
RPH(%)  
DX= 0.000000  
DY= 0.000000  
DZ= 0.000000  
RX= 0.000000  
RY= 0.000000  
RZ= 0.000000

Node 4

FILE: FULL-MODEL2  
UNIT: [cps]  
DATE: 02/07/2002  
VIEW-DIRECTION  
X: -0.483  
Y: -0.337  
Z: 0.259



그림 3.3.149 액세스 플로어 4차 모드 변형형상



```

KIDAS/GENV
POST-PROCESSOR
VIBRATION MODE

FREQUENCY
(CYCLE/SEC)
59.012700

NATURAL PERIOD
(SEC)
0.016946

RPM(%)
DX= 0.000000
DY= 0.000000
DZ= 0.000000
RX= 0.000000
RY= 0.000000
RZ= 0.000000

Mode 5

FILE: FULL-MODEL2
UNIT: [cps]
DATE: 02/07/2002
VIEW-DIRECTION
X: -0.493
Y: -0.837
Z: 0.253

```

그림 3.3.150 액세스 플로어 5차 모드 변형형상

## (2) 지진동 저감성능 평가 시험

### (가) 시험체 설치 방법

지진동 저감성능 평가를 위해서 진동대에 설치한 시험체 개념도는 그림 3.3.151에 표시되어 있다. 지진동 저감장치를 삽입하여 설치된 모습은 그림 3.3.152에 표시되어 있고, 저감장치를 설치하지 않은 시험체는 그림 3.3.153에 나타나 있다. 성능평가에 사용한 진동대는 1축 진동대이고, 변위 센서와 가속도 센서를 설치하였다.

진동대와 센서 및 데이터 계측기의 기술사양은 표 3.3.22와 같다.

표 3.3.22 진동대와 계측센서 기술사양

기 기	기 술 사 양
진동대	○ 자유도 : 1축(Uni-Axial)    ○ 크 기 : 가로 5M × 세로 3M ○ 최대적대 중량 : 300 kN    ○ Stroke : ± 100 mm ○ 가력 속도 : 500 mm/sec    ○ 최대지반 가속도 : 1.0 G
데이터 계측기 (MDT 100)	○ Channel 수 : 32 ch            ○ Max. Hz : 5,000 Hz/ch ○ Max. Mem. : 160 sec with 100 Hz
광학식 Position Sensor 가속도 센서	○ 모델 C5949 ○ 제조사- Bruel Kjar

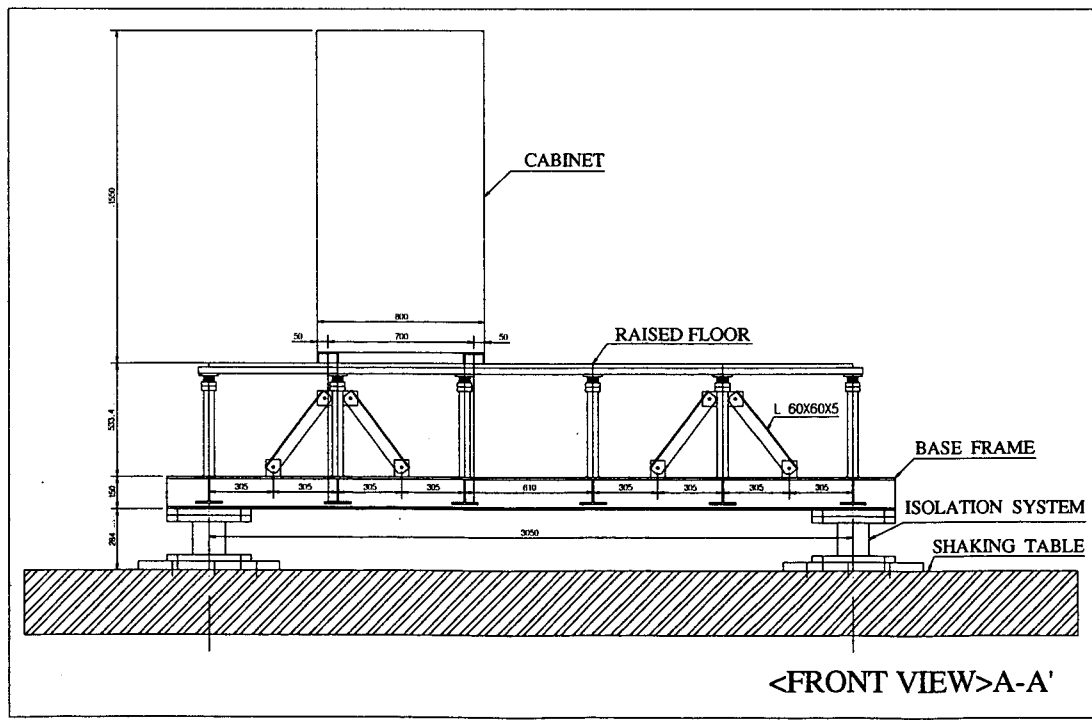
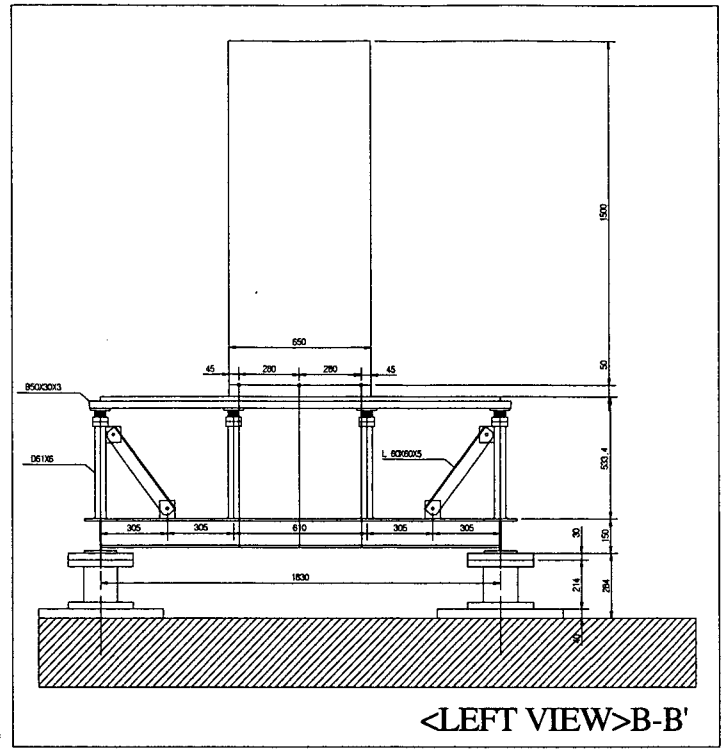


그림 3.3.151 제어 캐비닛 진동대 설치 개념도



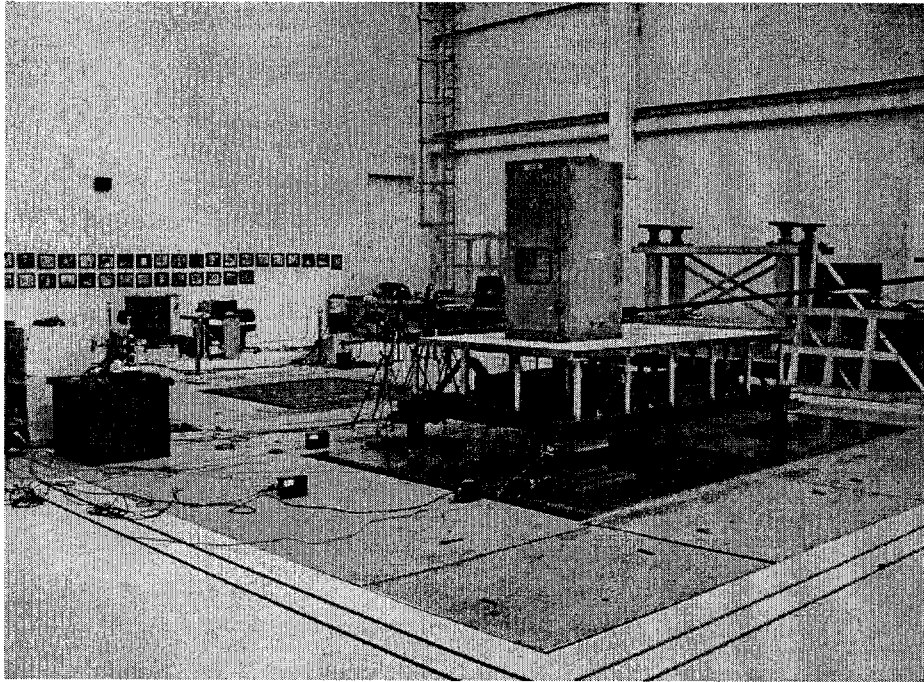


그림 3.3.152 진동대에 설치된 제어 캐비닛(지진동 저감장치 설치)

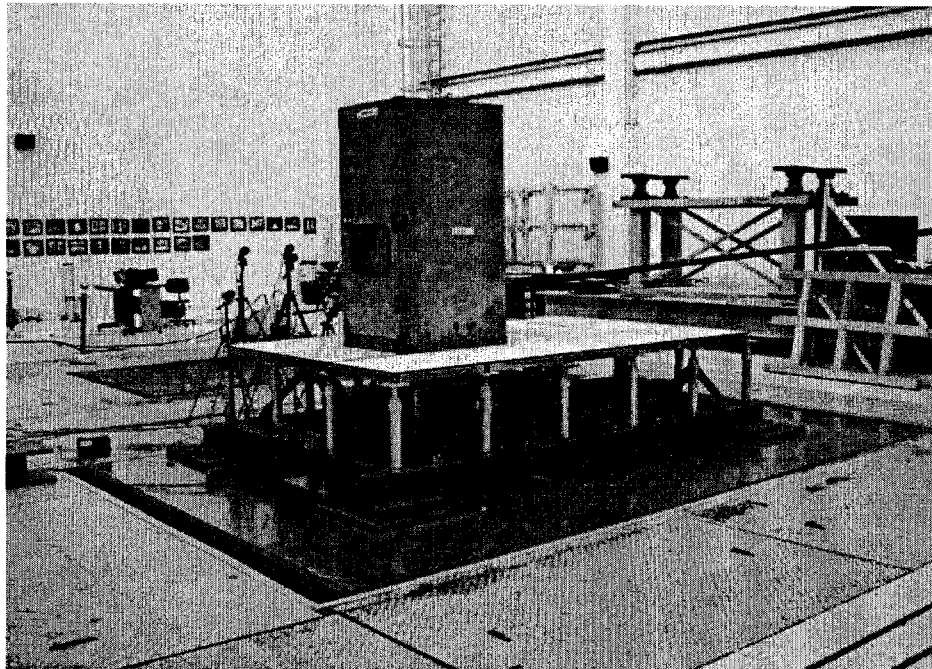


그림 3.3.153 진동대에 설치된 제어 캐비닛(지진동 저감장치 없는 경우)

캐비닛의 응답을 계측하기 위하여 그림 3.3.154에서 3.3.155에 표시한 것처럼 가속도 센서를 캐비닛과 액세스 플로어에 8개, 광학식 Position 센서를 8개 설치하였다.

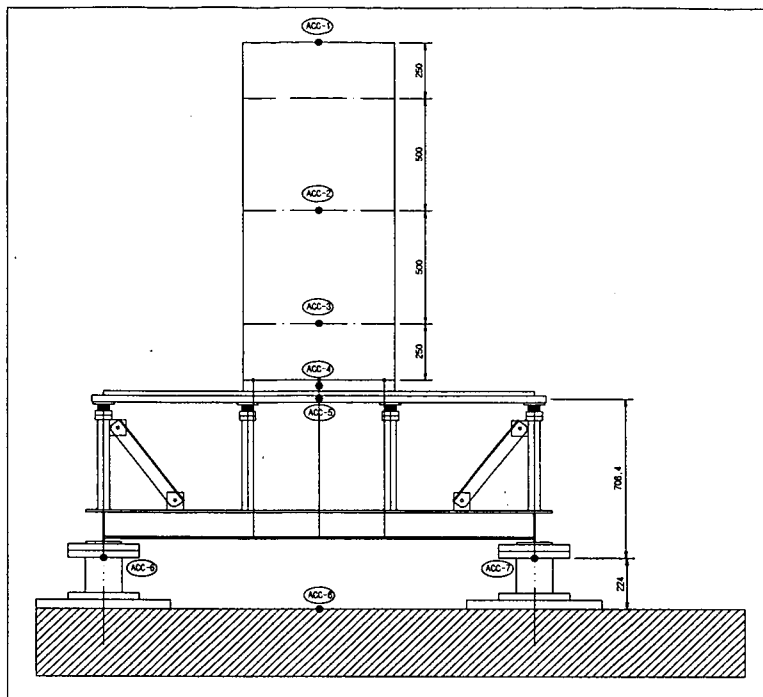


그림 3.3.154 가속도 센서 설치 위치

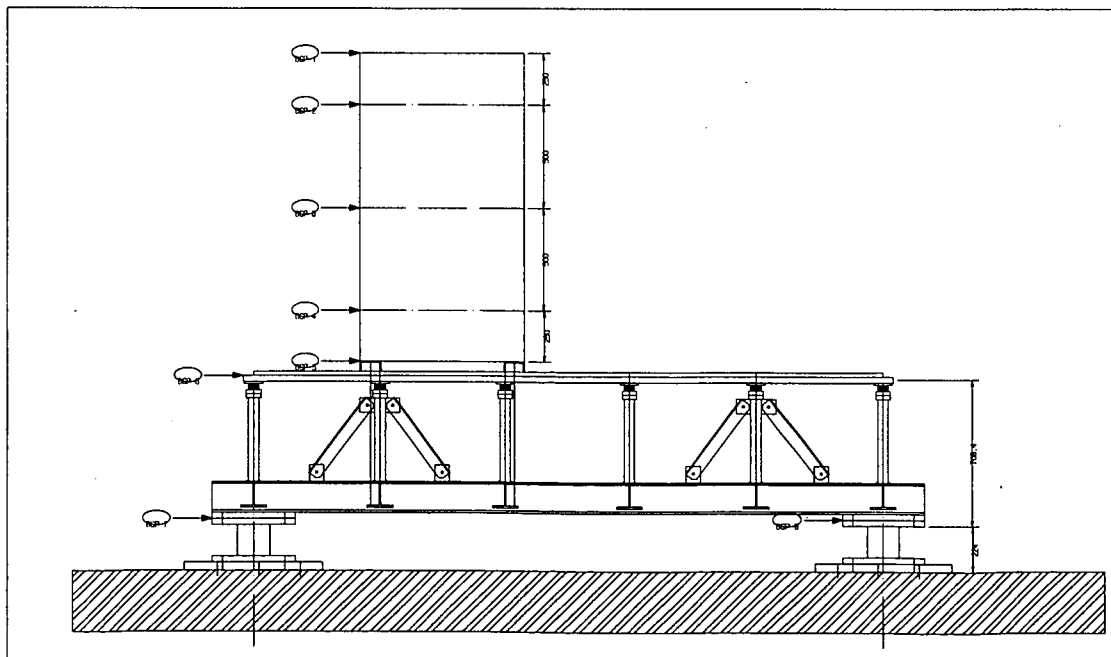


그림 3.3.155 광학식 Position 센서 설치 위치

또한 지진동 저감장치는 그림 3.3.156에 나타난 바와 같이 액세스 플로어의 네 모서리에 모두 4개를 설치하여 진동대 실험을 수행하였다.

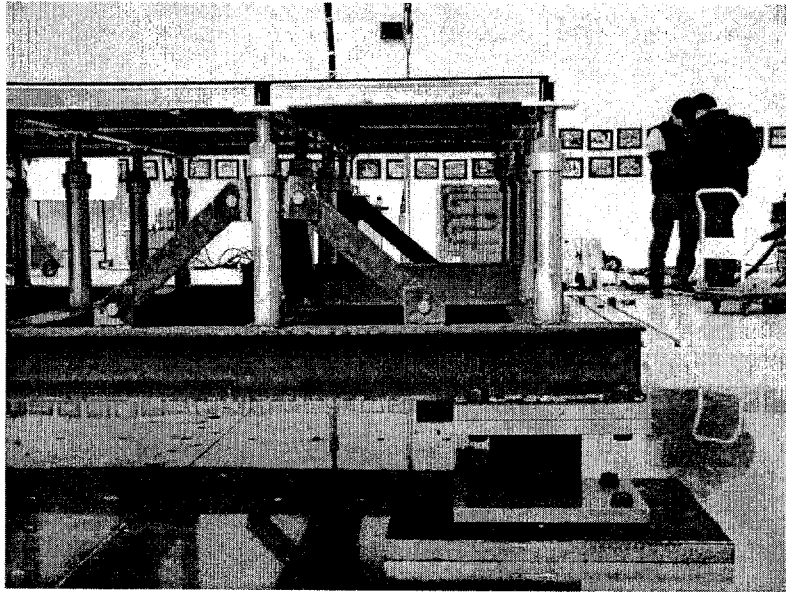


그림 3.3.156 지진동 저감장치 설치모습

#### (나) 시험방법

지진동 저감성능 평가시험에 사용한 입력지진은 1949년 El Centro 남북방향 성분(그림 3.3.157 참조)으로 최대지진가속도를 0.3g로 조절하여 지진동 저감장치 유무에 따른 지진동 응답특성 평가시험을 수행하였다.

진동대 본 시험을 수행하기 전에 진동대의 목표 가속도 재현 정밀도 평가와 지진동 저감장치의 지진동 응답분석을 수행하였다.

##### 1) 진동대 성능 검증(목표 가속도 재현 오차 검증)

진동대의 목표 가속도 재현오차를 검증하기 위해 El Centro 지진 남북방향 성분 가속도 입력신호와 진동대 바닥면으로부터 측정(그림 3.3.154의 ACC-8)된 가속도값을 비교하여 재현 정밀도를 평가하였다. 평가한 결과 그림 33에 나타난 바와 같이 입력신호와 재현된 가속도 값이 오차범위 5% 이내에서 비교적 잘 일치함으로써 진동대 목표 가속도 재현성능을 검증하였다.

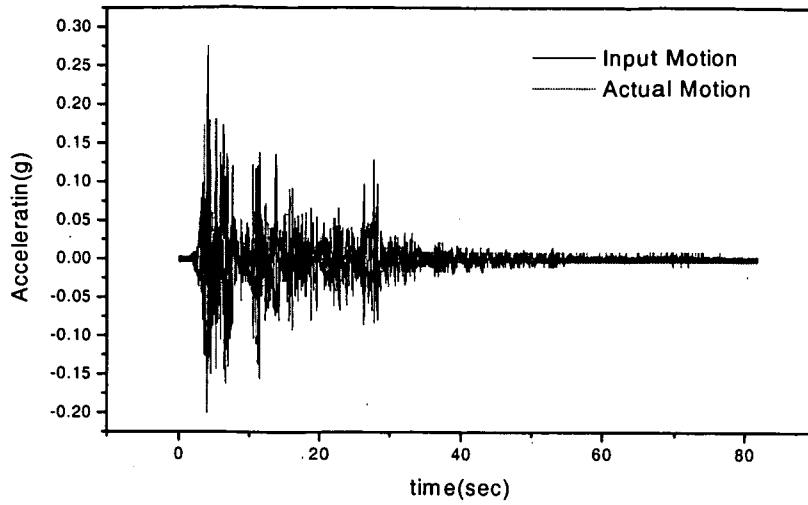


그림 3.3.157 입력 가속도와 재현 가속도 비교  
( El-Centro 지진 N-S 성분 )

진동대에 캐비넷과 액세스 플로어를 설치한 다음 지진동 저감장치 설치 유무에 따른 진동대 바닥면(그림 3.3.154의 ACC-8)에서의 가속도값을 비교하였다. 비교한 결과 그림 3.3.158에 나타난 바와 같이 지진동 저감장치 유무에 따른 가속도값이 비교적 잘 일치함으로써 진동대가 두 경우에 동일한 가속도를 재현함을 확인하였다.

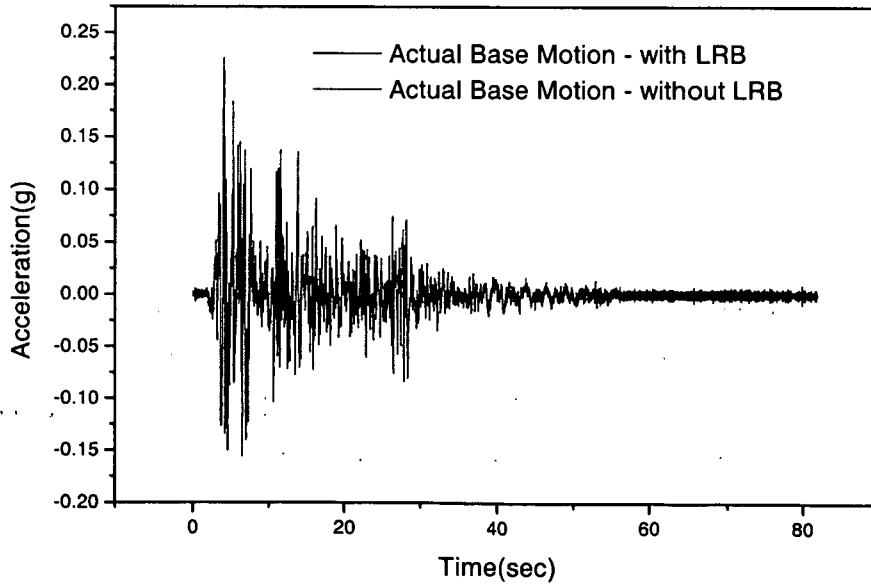


그림 3.3.158 지진동 저감장치 유무에 따른 재현가속도 비교

### (3) 시험 결과

#### (가) 캐비닛 최상부 응답 스펙트럼

캐비닛 최상부(그림 3.3.154의 ACC-1)에서의 응답스펙트럼을 그림 3.3.159에 정리하였다. 가속도 응답 스펙트럼을 비교해 본 결과 최대응답이 나타나는 진동수가 지진동 저감장치를 설치한 경우 18 Hz, 설치하지 않은 경우 7.3 Hz로 이동하였고, 최대가속도는 2.35 g에서 1.84g로 22% 저감되었다.

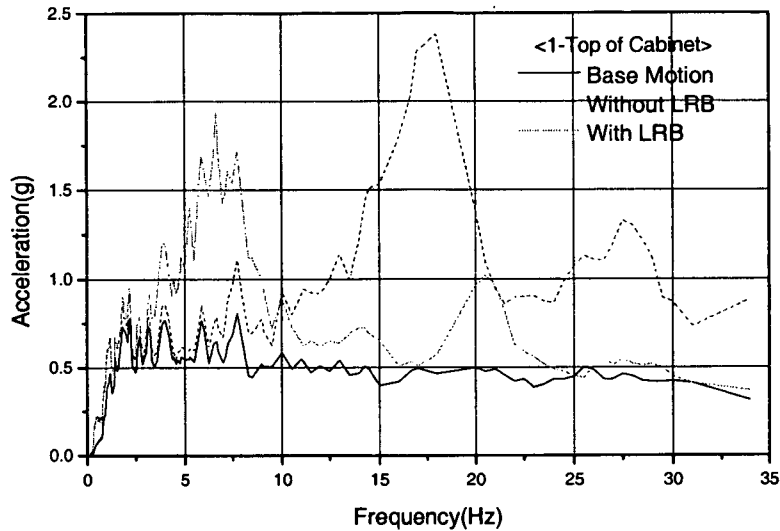


그림 3.3.159 캐비닛 최상부의 응답 스펙트럼 비교

#### (나) 캐비닛 중앙부 응답 스펙트럼

캐비닛 중앙부(그림 3.3.154의 ACC-2)에서의 응답스펙트럼을 그림 3.3.160에 정리하였다. 가속도 응답 스펙트럼을 비교해 본 결과 최대응답이 나타나는 진동수가 지진동 저감장치를 설치한 경우 16.5 Hz, 설치하지 않은 경우 7.0 Hz로 이동하였고, 최대가속도는 1.95 g에서 1.73g로 12% 저감되었다.

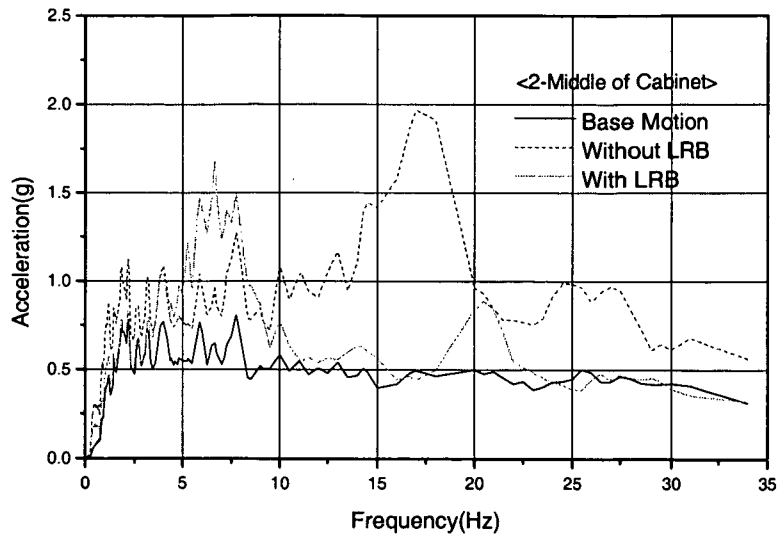


그림 3.3.160 캐비닛 중앙부의 응답 스펙트럼 비교

그림 3.3.161은 지진동 저감장치가 설치되지 않은 경우의 캐비닛 최상부와 중앙부의 응답스펙트럼을 나타낸 것이고, 그림 3.3.162은 지진동 저감장치가 설치된 경우의 캐비닛 최상부와 중앙부의 응답스펙트럼을 나타낸 것으로 캐비닛 상단부로 갈수록 지진동 응답이 커지는 특성을 나타내고 있다.

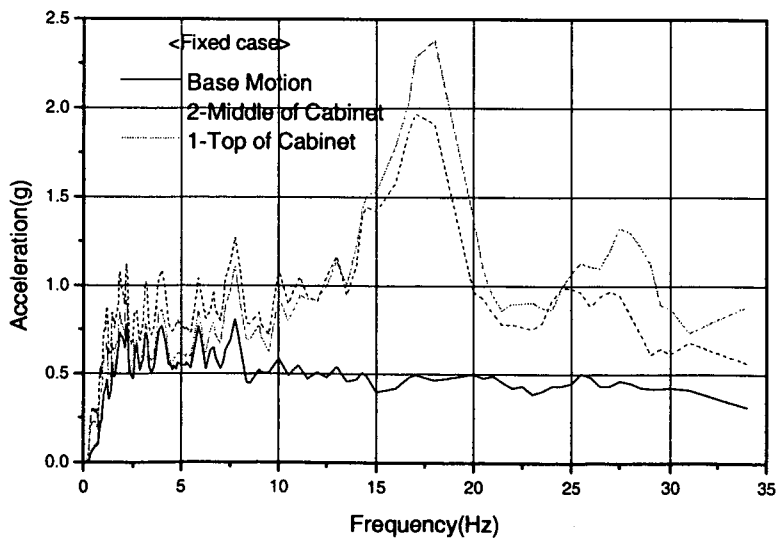


그림 3.3.161 지진동 저감장치가 없을 경우 캐비닛 높이별 응답 스펙트럼

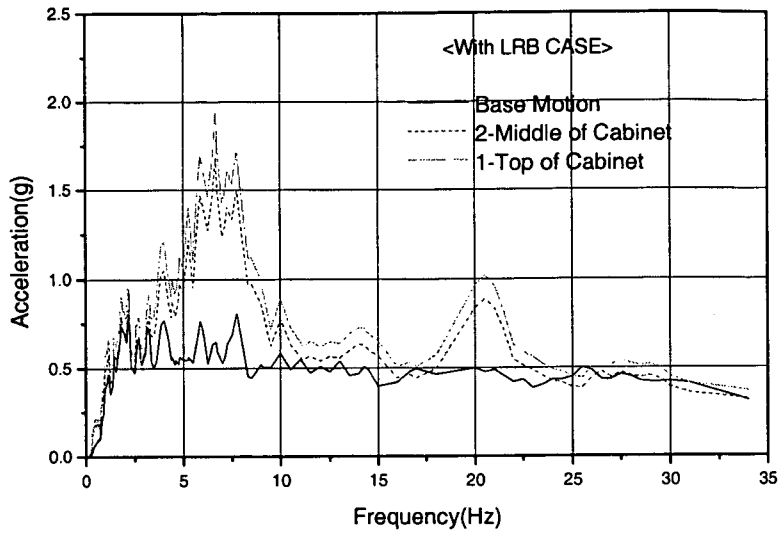


그림 3.3.162 지진동 저감장치가 있을 경우  
캐비닛 높이별 응답스펙트럼

(다) 캐비닛 높이별 최대 응답 변위

캐비닛 높이별(그림 3.3.155의 DIS-1 ~ DIS-5) 응답변위를 그림 3.3.163에 정리하였고, 그림 3.3.163에서 가로축은 그림 3.3.155의 광학식 Position 센서 부착 위치를 나타낸 것이다. 그림 3.3.163에서 지진동 저감장치를 설치하지 않은 경우에는 캐비닛 구조물의 거동이 상부로 갈수록 증폭되어 최상부점의 변위응답이 4.7mm로 가장 크고, 캐비닛 하부(5번)에서는 1.6mm로 가장 작게 나타났다.

지진동 저감장치를 설치한 경우에는 변위 응답이 저감되어 나타났고, 최상부 층 변위 2.6mm, 하부변위 2.2mm로 캐비닛 위치에 따라서 차이가 크지 않았다.

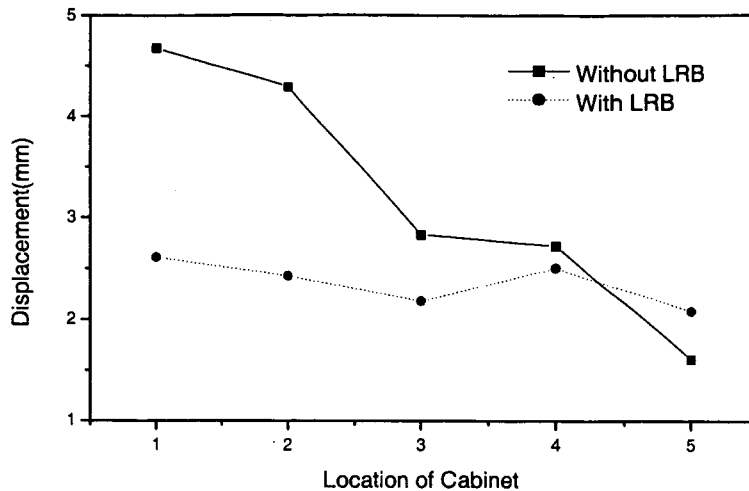


그림 3.3.163 캐비넷 높이별 응답 변위 비교

#### (4) 결론 및 예상기대효과

지진동 저감시스템의 저감성능을 평가하기 위해 수행한 시험결과를 정리하면 다음과 같다.

① 캐비넷 최상부의 가속도 응답 스펙트럼을 비교해 본 결과 최대응답이 나타나는 진동수가 지진동 저감장치를 설치한 경우 18 Hz, 설치하지 않은 경우 7.3 Hz로 이동하였고, 최대가속도는 2.35 g에서 1.84g로 22% 저감되었다.

② 캐비넷 중앙부의 가속도 응답 스펙트럼을 비교해 본 결과 최대응답이 나타나는 진동수가 지진동 저감장치를 설치한 경우 16.5 Hz, 설치하지 않은 경우 7.0 Hz로 이동하였고, 최대가속도는 1.95 g에서 1.73g로 12% 저감되었다.

③ 캐비넷 높이별 최대 응답 변위는 지진동 저감장치를 설치하지 않은 경우 캐비넷 구조물의 거동이 상부로 갈수록 증폭되어 최상부점의 변위응답이 4.7mm로 가장 크고, 캐비넷 하부(5번)에서는 1.6mm로 가장 작게 나타났다. 지진동 저감장치를 설치한 경우에는 변위 응답이 저감되어 나타났고, 최상부층 변위 2.6mm, 하부변위 2.2mm로 캐비넷 위치에 따라서 차이가 크지 않았다.



④ 원전 제어캐비닛에 지진동 저감시스템을 설치한 결과 예상보다는 지진동 저감효과가 크지 않았는데 그 이유는 제어캐비닛과 액세스 플로어의 구조 특성에 비해 사용한 지진동 저감장치의 강성이 커서 에너지 흡수효과가 크지 않은데 기인한 것으로 판단된다.

따라서, 보다 효율이 높은 지진동 저감을 위해서는 구조체의 특성에 맞는 적절한 저감장치의 선정 및 마찰진자장치, 댐퍼와의 혼용 등 최적설계가 필요한 것으로 판단된다.

⑤ 본 연구의 기대효과

- 지진동 저감장치의 진동수, 수직재하하중에 따른 특성 평가 결과는 저감장치의 비선형 거동 모델작성에 활용가능
- 제어 캐비닛에 적용한 지진동 저감장치 저감성능평가는 최적 지진동 저감장치 설계에 활용 가능

## 제 4 장 연구개발 목표 달성도 및 대외 기여도

본 연구의 세부연구개발 목표 달성도 및 대외 기여도는 다음과 같다.

세부연구목표	주요 연구개발 실적 <sup>1)</sup>	가중치 (%) <sup>2)</sup>	연구목표 달성도 <sup>3)</sup> (%)	대외기여도
가동중 원전 내환경 기기검증용 사고분석 기술개발	최적 평가용 코드를 이용한 WH형 원전 기기검증용 사고 분석기술 개발 - MSLB M/E 사고분석 - LOCA M/E 사고분석	10	100	○방법론 정립 ○코드 모델링 및 입력 ○국내 원전에 적용을 위한 기반 구축
	사고 지역별 온도, 압력 및 방사선 영향분석 - 고리 2호기 시범적용	10	100	○방법론 정립 ○국내 원전에 적용을 위한 기반 구축
가동중 원전 기기의 내진검증 절차 개발	가동중 원전 기기내진 검증 현황 분석	10	100	○내진검증 유지 관리에 필요한 증장기 계획 수립 초석 제공. ○연계평가법의 적용을 통한 예산 절감 ○USI A-46 문제 해결을 위한 초석 제공
	가동중 원전 기기의 내진성능 검증과 관련한 Seismic IPEEE(PRA,SMA), USI-46의 연계성 평가	10	100	
	기기 내진검증 재평가를 위한 기존원전 구조물의 지진응답 재평가	10	100	
	기기 내진검증 자료 DB구축	10	100	
기기 기초시스템의 내진성능 평가기술 개발	기기 기초시스템 내진설계 및 평가기술 현황분석	10	100	○기초시스템 설계기준 평가 및 검증 ○Angle형, Chanel형 기초 내진성능 평가 기준 수립 활용 ○기반기술 구축 ○지진동 저감시스템 특성 평가 및 검증 ○기기 내진성능 보완 및 보강 기초자료 제공
	CIP(Cast-in-Place)기초 시스템 내진성능 기초실험 및 Prying Action 응용실험	10	100	
	지진동 저감시스템의 적용 현황 분석	10	100	
	지진동 저감시스템의 재료특성 평가	10	100	

## 제 5 장 연구개발결과의 활용계획

본 연구에서 개발된 연구결과는 원전의 PSR 에 활용될 예정이며 연구분야별 활용계획은 다음과 같다.

내환경 사고분석 기술개발 분야의 연구결과인 웨스팅하우스형 원전 기기 검증용 사고분석 기술은 고리 2호기 주기적 안전성 평가사에 활용할 수 있다. 이 기술의 활용은 MSLB/LOCA시 질량 및 에너지 방출량을 감소로 인한 격납건물 및 보조건물 내의 기기 검증의 환경 조건을 완화시켜서 기계 및 전기 기기의 검증에 필요한 비용을 많이 절감할 수 있다. 아울러 본 연구에서 구축된 고리 2호기 최적 코드 입력 자료는 고리 2호기 사고 분석에 사용할 수 있으며, 주기적 안전성 평가 사고해석 시에 입력 구축을 위한 비용을 절감하여 경제성 향상에 기여할 수 있을 것으로 기대된다. 동시에 격납건물과 보조건물 MSIV 격실의 분석모델, 입력자료, 압력/온도 환경조건 및 방사선환경 분석기술은 향후 고리 2호기의 관련 분석 업무에 직접적으로 활용 가능할 뿐만 아니라, 고리 1호기의 PSR 수행을 포함하여 예상되는 EQ 재평가 업무와 그밖에 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기 등 WH형 원전의 기기 내환경 검증조건 관련 사고해석 업무에 최대한 활용할 예정이다.

기기의 내진성능 평가절차 개발연구에서는 3 종의 원전군 별 내진검증 평가절차를 통하여 가동중 원전에 대한 장기적인 내진검증계획 수립이 가능하게 되었으며, 이 절차에 따라 국내의 노후 원전을 평가할 경우 별도의 비용없이 경제적으로 USI A-46 문제도 동시에 해결될 것으로 예상된다. 또한 지진응답 재평가 결과로서 도출된 층응답스펙트럼과 시험검증 기기의 D/B 는 국내 노후 원전의 내진 현안을 해결하는 데 직접적으로 활용될 예정이다.

또한, 기기 기초시스템의 내진성능 평가기술 개발연구로 확보된 원전기기 기초시스템의 설계기준인 ACI 349 의 검증시험자료와 Prying Action 이 발생하는 기기기초의 내진 안전성 평가기준은 원전 PSR 의 기기검증에 직접적으로 활용될 예정이다. 또한 본 연구에서 수행한 지진동 저감시스템에 대한 특성평가 시험자료는 구조물 및 기기에 전달되는 지진응답을 최소화 할 수 있는 기술로 내진성능 평가결과 지진하중에 대해 취약한 것으로 판정된 원전기기를 위해 수행될 내진성능 보강연구의 기초자료로 활용할 계획이다.

## 제 6 장 참고문헌

- 3.1.1. SAS 12.2 , "Mass and Energy Release to containment Following a Steamline Rupture," Westinghouse Co., June. 2000.
- 3.1.2. SAS 19.0, LOFTRAN Base Deck, Revision 4, January 1997.
- 3.1.3. "RETRAN-3D - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems," EPRI NP-7450, EPRI, 1996.
- 3.1.4. "고리 2호기 FSAR," KEPCO, 1993.
- 3.1.5. "고리 2호기 주요노심설계 제한치 변경관련 FSAR 개정(안)," KEPRI, 2001.
- 3.1.6. "Setpoint Study for Korea Electric Company Ko-Ri Unit No. 2," WCAP-9951, Westinghouse, September 1981.
- 3.1.7. "고리 2호기 Geometry Data," KEPRI, 2000.
- 3.1.8. "Kori-2 Isometric Drawing," KEPCO.
- 3.1.9. "Kori-2 Precautions, Limitations & Setpoints," Rev. 3, KEPCO
- 3.1.10. "고리 2호기 Block Diagram," KEPCO, 1996.
- 3.1.11. "고리 2호기 Functional Diagram," KEPCO, 1996.
- 3.1.12 "LOFTRAN Code Description and User's Manual," WCAP-7878, Westinghouse, 1989.
- 3.1.13. "Steam Line Break Methodologies", L.J. Agee, EPRI TR-100521, 1991.

- 3.1.14. International Atomic Energy Agency, General Design Safety Principles for Nuclear Power Plants: A Safety Guide, Safety Series No., 50-SG-D11, IAEA, Vienna.
- 3.1.15. NUREG-0588, Rev.1, Interim Staff Position on Environmental Qualification of Safety-Related Electrical Equipment, A. J. Szukiewicz, July 1981.
- 3.1.16. 고리2호기 최종안전성 분석보고서, 한국전력공사.
- 3.1.17. NUREG-0800, Rev.2, Standard Review Plan, US NRC, April 1996.
- 3.1.18. 경수로형 원전 안전심사지침(개정 2), 한국원자력 안전기술원, 1999. 10.
- 3.1.19. Topical Report for Best Estimate Methodology for Evaluation of Emergency Core Cooling System, 한국전력공사, 1997년 4월.
- 3.1.20. Environmental Qualification of Class 1E Equipment, IE Bulletin No. 79-01B, January 14, 1980.
- 3.1.21. Guidelines for Evaluating Qualification of Class 1E Electrical Equipment in Operating Reactors, IE Bulletin No. 79-01B Attachment 4, January 14, 1980.
- 3.1.22. NUREG-0800, Standard Review Plan, 3.11 Environmental Qualification of Mechanical and Electrical Equipment, US NRC, July 1981.
- 3.1.23. IEEE Std. 323-1971, IEEE Trial use Standard : General Guide for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations.
- 3.1.24. IEEE Std. 323-1974, IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations.

- 3.1.25. Licensing Report: Kewaunee Nuclear Power plant Steam Generator Replacement and Tavg Operating Window program, Westinghouse Propriety Class 2C, November 2000.
- 3.1.26. Westinghouse LOCA Mass and Energy Release Model for Containment Design - March 1979 Version, WCAP-10325-P-A, May 1983.
- 3.1.27. WCAP-8327, Containment Pressure Analysis Code (COCO), July, 1974.
- 3.1.28. Wisconsin Public Service Corporation, Kewaunee Nuclear Power Plant Calculation Note, Sep.19, 2000.
- 3.1.29. 해외출장보고서, 원전 기기검증용 신사고해석 방법론 개발 과제관련 Krsko 및 Doel 원전의 기기검증 및 사고분석 경험자료 및 방법론 검토, 2001. 3.
- 3.1.30. 고리 1호기 FSAR Chap. 6.2.1.3, Amendment, 한국전력공사, 1998. 5.28.
- 3.1.31. WCAP-8302, SATAN VI program : Comprehensive Space-Time Dependent Analysis of Loss-of-Coolant, June 1974.
- 3.1.32. University of California(Berkely), Publs. Eng., 2, 433 (1930), Dittus, F.W., and L. M. K. Boelter.
- 3.1.33. USAEC Report ANL-4627 (1951), "Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop, and Density Data for High Pressure," Jens, W. H., and P. A. Lottes, 1951.
- 3.1.34. ASME Paper 63-HT-22 (1963), "The Determination of Forced -Convection Surface-Boiling Heat Transfer," Bergles, A. E., and W. M. Rohsenow, 1963.
- 3.1.35. U. K. Report AEEW-R 167 Winfrith (1963), Burnout Analysis, Pt. 2, The Basis Burn-out Curve, Macbeth, R. V., 1963.

- 3.1.36. Journal of Heat Transfer, 88, 239-245 (May 1966), Internal Low Reynolds - Number Turbulent and Transitional Gas Flow with Heat Transfer, D. M. McEligot, L. W. Ormand and H. C. Perkins, Jr., 1966.
- 3.1.37. Heat Transmission, McGraw-Hill 3rd edition, p.172, W. H. McAdam, 1954.
- 3.1.38. WCAP-8301, LOCTA-IV Program : Loss-of-Coolant Transient Analysis, June 1974.
- 3.1.39. WCAP-8170, Calculation Model for Core Reflooding after a Loss of Coolant Accident (WREFLOOD Code), June 1974.
- 3.1.40. Transaction of American Nuclear Society, Vol. 17(1973), pp. 369-370, Experiments and Void Correlation for PWR Small-Break LOCA Conditions, Cunningham, V. P., and H. C. Yeh, 1973.
- 3.1.41. Large Break LOCA Realistic Evaluation Methodology, Vol.II. Application to Three-Loop Westinghouse PWR, KAERI-KEPRI, March 1993.
- 3.1.42. NUREG/CR-3716, BNL-NUREG-51754, CONTEMPT4/MOD4 A Multi-component Containment System Analysis Program, Lin, C.C. et al..
- 3.1.43. Westinghouse FAL-93-310, "Preliminary Kori Unit 2 Replacement Core Licensing Report," Rarig, B. E and Gergos, B. W., May 1993.
- 3.1.44. DS-SA-KR2-90124E, Rev.0, "Generation of the RELAP5 Base Input Data for Kori 2", KAERI(KOPEC NED의 전신), 최한림, December 1990.
- 3.1.45. "고리 2호기 잔열제거기능상실 사고 예비분석 근거자료," KOPEC, 한기수, August 2000.
- 3.1.46. KSP-98-055, "Kori Unit 2 NDPR Program-THRIVE Data Package," April 1998.

- 3.1.47. "RELAP5/MOD3 Code Manual," NUREG/CR-5535, INEL, Fletcher, C.D. and Schultz, August 1991.
- 3.1.48. KNF-K2C15-99009, "The Nuclear Design and Core Physics Characteristics of the Kori Nuclear Power Plant Unit 2 Cycle 15," KNFC, You, Sang Keun and Kim, Jae Shik, April 1999.
- 3.1.49. "Reload Transition Safety Report for Korea Nuclear Units 5 and 6," Westinghouse, Miller, J.C. and Davidson, S.L., December 1983.
- 3.1.50. Thermal-Hydraulic Design Procedure Manual, Westinghouse, Rev.3 February 1998.
- 3.1.51. Kori Unit 2 Drawing Number, 1190E27 (Accumulator).
- 3.1.52. Kori Unit 2 Drawing Number, SI-007 (Isometric Drawing).
- 3.1.53. Technical Manual 1440-C326, "Vertical Steam Generator Instructions for Korea Electric Company Ko-Ri Unit No.2," Westinghouse, April 1980.
- 3.1.54. "최적 ECCS 유량계산 방법론 개발 및 사고해석 초기조건," KEPRI, TM.99NS06.P1999.438, 이재용외 3인, August 1999.
- 3.1.55. Kori 3 & 4 Unit Final Safety Analysis Report, Figure 6.2-3, Containment Fan Cooler Performance Curve.
- 3.1.56. WCAP-9951, Setpoint Study for KOREA Electric Company KO-RI Unit NO.2, R. A. Carlson, September 1981.
- 3.1.57. WCAP-8587, Rev.02, Methodology for Qualifying Westinghouse WRD Supplied NSSS Safety Related Electrical Equipment, G. Butterworth, R. B. Miller, February, 1979.
- 3.1.58. 10CFR50, Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plant, U.S. NRC.



- 3.1.59. 10CFR50.49, Environmental Qualification of Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants, U.S. NRC.
- 3.1.60. Regulatory Guide 1.89, Environmental Qualification of Certain Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants, Rev.1, U.S. NRC, June 1984.
- 3.1.61. NUREG-0588, Interim Staff Position on Environmental Qualification of Safety-Related Electrical Equipment, Rev.1, U.S. NRC, July 1981.
- 3.1.62. IEEE Std 323-1974, IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations, Institute of Electrical and Electronics Engineers, Inc., December 1973.
- 3.1.63. IE Bulletin No. 79-01B, Environmental Qualification of Class 1E Equipment, U.S. NRC, January 1980.
- 3.1.64. WCAP-7744, Topical Report Environmental Testing of Engineered Safety Features Related Equipment, Westinghouse, September 1970.
- 3.1.65. WCAP-8587, Methodology for Qualifying Westinghouse WRD Supplied NSSS Safety Related Electrical Equipment, Westinghouse, February 1979.
- 3.1.66. SRP 6.2.1.1.A, PWR Dry Containments, Including Subatmospheric Containments, Rev.2, U.S. NRC, July 1981.
- 3.1.67. Kori-Unit 2 FSAR, Section 3.11 Environmental Design of Mechanical and Electrical Equipment and 6.2.1 Containment Functional Design
- 3.1.68. KoriI Unit 2, SP-F505-044769-000, Technical Specification of Instrument and Control Devices, Gilbert Associates, Inc., July 1978.

- 3.1.69. CONTEMPT-LT/028, "A Computer Program for Prediction of Containment Pressure and Temperature Response to a LOCA," Idaho National Engineering Laboratory, February 1979.
- 3.1.70. SRP 3.6.1, Plant Design for Protection against Postulated Piping Failures in Fluid Systems outside Containment, Rev.1, July 1981.
- 3.1.71. SRP 6.2.1.2, Subcompartment Analysis, Rev.2, U.S. NRC, July 1981.
- 3.1.72. COMPARE-MOD1A," A Computer Program for the Transient Calculation of a System of Volumes Connected by Flowing Vents," Sargent & Lundy, September 1982.
- 3.1.73. Engineering Calculation for The Radiation Dose of The Limitorque Valve Motor Class B Insulation, Wisconsin Public Service Corporation, Jun. 1982.
- 3.1.74. 고리 2호기 원자로건물 방사선측정기록, 고리원자력 제1발전소 방사선관리부
- 3.1.75. Plant Radiation and Shielding Design Study : Design Review of Post-Accident Plant Shielding and Equipment Radiation Qualification, Fluor Engineers Inc, Feb. 1981.
- 3.1.76. 원전 비상대책용 방사선원항 평가보고서, KEPRI-93N-J08, KEPRI/KOPEC 1996년 1월.
- 3.1.77. 기술개발보고서, RUNT-G 전산프로그램 사용자지침서, KOPEC, 1988년 12월.
- 3.1.78. POSTDBA Code Manual, S&L Program No. POS 09.8.085-1.0, S&L, Oct. 1978.
- 3.1.79. KEDO, EQ Cal. (Radiological) Inside Containment, Rev.0, KOPEC, Dec. 2001.

- 3.1.80. Beta Dose Qualification Cost Estimate, Fluor Engineers Inc, Jul. 1981.
- 3.1.81. Beta Dose Equipment Qualification and Calculations, Fluor Engineers Inc, Oct. 1981.
- 3.2.1. Nuclear Reactors and Earthquakes, TID-7024, Atomic Energy Council, 1963
- 3.2.2. A.J. Philippacopoulos, Recommendations for Resolution of Public Comments on USI A-40, Seismic Design Criteria, NUREG/CR-5347, April 1989.
- 3.2.3. P.D. Smoth, et.al. Seismic Safety Margin Research Program, Phase I Final Report, Volume 1-10, NUREG/CR-2015, 1981-1982.
- 3.2.4. USNRC NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1 "Seismic Design Parameters," Rev.2, November 1989.
- 3.2.5. US NRC, Reactor Safety Study, WASH-1400, NUREG-73/041, 1975.
- 3.2.6. J.R. Benjamin, et.al., Methodology for Development Seismic Fragilities, EPRI TR-103959, EPRI, Final Report, June. 1994.
- 3.2.7. IEEE Guide for Seismic Qualification of Class 1 Electric Equipment for Nuclear Power Generating Stations, IEEE Standard 344-71, IEEE, 1971
- 3.2.8. T.Y. Chang, N.R. Anderson, Regulatory Analysis for Resolution of Unresolved Safety Issue A-46, Seismic Qualification of Equipment in Operating Plants, NUREG-1211, US NRC, Feb. 1987
- 3.2.9. 원자력발전소의 전기 및 기계기기 내진검증, 규제 지침서 1.100, KINS
- 3.2.10. 원자로 시설 등의 기술기준에 관한 규칙, 과학기술부령 제31호, 2001.7.28.
- 3.2.11. IEEE Recommended Practices for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations, IEEE Standard 344-87, IEEE, 1987

- 3.2.12. Seismic Qualification of Equipment in Operating Nuclear Power Plants, NUREG-1030, Feb. 1987.
- 3.2.13. Seismic Qualification of Equipment in Operating Plants, NUREG-1018, Sep. 1983.
- 3.2.14. Verification of Seismic Adequacy of Mechanical and Electrical Equipment in Operating Reactors, Unresolved Safety Issue (USI) A-46, Generic Letter 87-02, US NRC, 1987
- 3.2.15. SQUG, Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment, Rev. 2A, March 1993.
- 3.2.16. US NRC, Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Event for Severe Accident Vulnerabilities, NUREG-1407, June 1991.
- 3.2.17. N.M. Hall and W.J. Hall, Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants, NUREG/CR-0098, May 1978.
- 3.2.18. J.W. Reed, et.al., A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin, Rev. 1, Final Report, August 1991.
- 3.2.19. IAEA, Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants: A Safety Guide, Safety Series No. 50-SG-O12, IAEA, Vienna, 1994.
- 3.2.20. EPRI, Seismic Margin Assessment, Edwin I. Hatch Nuclear Plant - unit 1, NP-7217-SL, EPRI, March 1991.
- 3.2.21. USNRC NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.2 "Seismic System Analysis," Rev.2, November 1989.
- 3.2.22. ASCE Standard 4-86, "Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures and Commentary," 1987.

- 3.2.23. 한국전력기술(주),UCN 3&4 Calculation Document No.9-320-C305-001,  
"Seismic Analysis of Auxiliary-Turbine Building", Rev.0, 1992.
- 3.2.24. KEPCO, WOLSUNG UNIT 2,3,4 Final Safety Analysis Report Section 3.7  
1995.
- 3.2.25. Design Guide, Wolsong-1 Nuclear Power Plant Service Building Floor  
Response Spectra, DG-59-01042-2, Atomic Energy of Canada Limited,  
Revision 0, 1981.
- 3.2.26. KEPCO, "KORI UNIT 2 Final Safety Analysis Report 3.7", Vol.2
- 3.2.27. 한국원자력기술(주), 원자력2호기 설계 및 공사방법 기술검토보고서 원자로  
보조건물(IV), 1980
- 3.2.28. 한국원자력기술(주),"원자력2호기 설계 및 공사방법 기술검토보고서 보조건물(Ⅱ)"  
1980.
- 3.2.29. 한국전력기술(주),"Auxiliary Building Seismic Analysis",KNGR(Ⅲ)  
Calculation Document No.N-320-ECD305-001,Rev.0
- 3.2.30. Blevins, R.D., "Formulas for Natural Frequency and Mode Shape",Van  
Nostrand Reinhold Company, New York, 1979.
- 3.2.31. 충슬래브에 설치되는 기기 또는 부품의 내진설계를 위한 층응답 스펙트럼의 작성  
규제 지침서 1.122, KINS
- 3.2.32. K.L. Merz, Generic Seismic Ruggedness of Power Plant Equipment,  
NP-5223-SL, Rev. 1, EPRI, August 1991.

- 3.3.1. Werner Fuchs, Rolf Eligehausen, and John E. Breen, " Concrete Capacity Design ( CCD ) Approach for Fastening to Concrete ", ACI Structural Journal, Vol. 92, No. 1, Jan.- Feb. 1995.
- 3.3.2. Rolf Eligehausen and Tamas Balogh, " Behavior of Fasteners Loaded in Tension in Cracked Reinforced Concrete ", ACI Structural Journal, Vol. 92, No. 3, May - June 1995.
- 3.3.3. Discussion Paper about Concrete Capacity Design ( CCD ) Approach for Fastening to Concrete, ACI Structural Journal, Nov. - Dec. 1995.
- 3.3.4. R. E. Klingner and J. A. Mendonca, " Shear Capacity of Short Anchor Bolts and Welded Studs : A Literature Review ", ACI Structural Journal, Sep. - Oct. 1982.
- 3.3.5. R. A. Cook, D. M. Collins, R. E. Klinger, and D. Polyzois, " Load - Deflection Behavior of Cast-in-Place and Retrofit Concrete Anchors ", ACI Structural Journal, Nov. - Dec. 1992.
- 3.3.6. R. A. Cook, G. T. Doerr, and R. E. Klingner, " Bond Stress Model for Design of Adhesive Anchors ", ACI Structural Journal, Set. - Oct. 1993.
- 3.3.7. Muzz Yener, " Overview and Progressive Finite Element Analysis of Pullout Tests ", ACI Structural Journal, Jan. - Feb. 1994.
- 3.3.8. C. Ben Farrow and Richard E. Klingner, " Tensile Capacity of Anchors with Partial or Overlapping Failure Surfaces : Evaluation of Existing Formulars on an LRFD Basis ", ACI Structural Journal, Nov. - Dec. 1995.
- 3.3.14. Peter J. Carrato, Kurt W. Krauss, and Jai B. Kim, " Tension Tests of Heavy - Duty Anchors with Embedments of 8 to 19 inches ", ACI Structural Journal, May - June 1996.

- 3.3.15. R. Eligehausen, " Behavior, Design and Testing of Anchor in Cracked Concrete ", ACI Committee 355, Anchorage to Concrete.
- 3.3.16. R. Cook and R. Klinger, " Behavior of Ductile Multiple - Anchor Steel - to - Concrete Connections with Surface - Mounted Baseplates ", ACI Committee 355, Anchorage to Concrete.
- 3.3.17. Richard E. Klingner, " Statistical Review of Data on Tensile Anchors Memorandum ", Bureau of Engineering Research College of Engineering.
- 3.3.18. R. Eligehausen, Pert Bouska, Vladimir Cervenka, and Radomir Pukl, " Size Effect of the Concrete Cone Failure Load of Anchor Bolts "
- 3.3.19. R. Eligehausen, W. Fuchs, and B. Mayer, " Load - Bearing Behavior of Anchor Fastenings in Tension ", Betonwerk+Fertigteil-Technik., Dec. 1987.
- 3.3.20. R. Eligehausen and W. Fuchs, " Load - Bearing Behavior of Anchor Fastenings under Shear, Combined Tension and Shear or Flexural Loading ", Betonwerk+Fertigteil-Technik., Feb. 1987.
- 3.3.21. RILEM, " Round Robin Analysis and Tests of Anchor Bolts 23 ", July 1997.
- 3.3.22. ASTM ZXXX, " Standard Specification for Performance of Anchors in Cracked and Non-cracked Concrete Element ", Draft 1, Mar. 22, 1993.
- 3.3.23. ACI Committee 349-90, " Code Requirement for Nuclear Safety Related Concrete Structures ", American Concrete Institute.
- 3.3.24. ACI Committee 355, 1R-91, " State-of-the-Art Report on Anchorage to Concrete ", American Concrete Institute.

- 3.3.25. ACI Committee 349, 2R-89, “ Embedment Design Examples ”, American Concrete Institute.
- 3.3.26. ACI Committee 355, “ Provisional Standard for Performance of Anchors in Cracked and Uncracked Concrete ”, American Concrete Institute.
- 3.3.27. Design Guide Design of Fastenings in Concrete, Comite Euro - International du Beton, 1997.
- 3.3.28. State of the Art Guide Fastenings to Concrete and Masonry Structures, Comite Euro-International du Beton, 1994.
- 3.3.29. Draft CEB Guide : Part 1 to 3 Design of Fastening in Concrete, Comite Euro - International du Beton, 1995.
- 3.3.30. CE-30 Chapter 23. Fastening to Concrete, Comite Euro - International du Beton.
- 3.3.31. “Generic Implementation Procedure for Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment”, SQUG, 1992.
- 3.3.32. URS/John A. Blume & Associate, Engineers, “Recommended Approaches for Resolving Anchorage Outliers”, EPRI, TR-103960, EPRI, 1994, 65pp.
- 3.3.33. 김진형, 최영규, “ 지레작용을 고려한 T-스텝 접합부의 탄소성 거동에 관한 연구 ”, ‘88추계학술발표회논문집, 대한건축학회, pp.631-634.
- 3.3.34. 류종열, 김근덕, “Tee-스텝 접합부의 지레작용에 관한 연구” ‘88추계학술발표회논문집, 대한건축학회, pp413-416.
- 3.3.35. Kleinfelder, Inc., “Raw data(load displacement, actual dial and pupm readings), from Kleinfelder tests”, March 1992.
- 3.3.36. HILTI, “Hastening Technology Manual”, 2001.



- 3.3.37. 일본 전력중앙연구소, “고속증식로 면진설계법에 관한 연구”, 총합보고 U34, 1998. 12.
- 3.3.38. J. M. Eidinger, J. M. Kelly, “Seismic Isolation for Nuclear Power Plants : Technical and Non-Technical Aspects in Decision Making,” Nuclear Engineering and Design 84, pp.383~409, 1985.
- 3.3.39. G. C. Delfosse, “The GAPEC System : A New Highly Effective Aseismic Design,” Centre National de la Recherche Scientifique, France 1975.
- 3.3.40. C. J. Derham and A. P. Plunkett, “Fire Resistance of Steel-Laminated Natural Rubber Bearings,” Natural Rubber Technology, Vol. 7, Part 2, 1976.
- 3.3.41. EPRI(Electric Power Research Institute), “The Influence of Base Isolation on the Seismic Response of Light Secondary Equipment,” EPRI NP-2919 March 1983
- 3.3.42. EPRI(Electric Power Research Institute), “The Use of Base Isolation and Energy-Absorbing Restrainers for the Seismic Protection of a Large Power Plant Component,” EPRI NP-2918 March 1983
- 3.3.43. NCEER(National Center for Earthquake Engineering Research), “Study of Seismic Isolation Systems for Computer Floors,” NCEER Task Number 92-5201-B July 19, 1994
- 3.3.44. K. Ebisawa, K. Ando, K. Shibata, “Progress of a Research Program on Seismic Base Isolation of Nuclear Components,” Nuclear Engineering and Design 198, pp.61-74, 2000
- 3.3.45. K. Ebisawa, K. Ando, K. Shibata, “Progress of a research program on seismic base isolation of nuclear components,” Nuclear Engineering and Design 198, pp.61~74, 2000.

- 3.3.46. 전영선, 최인길, 유문식, “수평 전단시험에 의한 납 삽입 적층고무베어링의 기계적 특성 평가”, 한국지진공학회 논문집, 제5권 제6호(통권 제22호), pp.1~10, 2001. 12.
- 3.3.47. 김대곤, 이상훈, 김대영, 박철립, “적층고무베어링과 납-고무베어링의 내진 성능에 관한 실험적 평가”, 한국지진공학회 논문집, 제2권 제4호(통권 제8호), pp.53~62, 1998. 12.
- 3.3.48. 구경희, 이재한, 유봉, “면진용 고감쇠 적층고무베어링의 성능특성 실험 및 비선형 거동해석”, 한국지진공학회 논문집, 제2권 제4호(통권 제8호), pp.73~85, 1998. 12.
- 3.3.49. Zayas V., Low, S.S. and Mahin, S.A., "The FPS Earthquake Resisting System, Experimental Report," Report No. UCB/EERC-87/01, Earthquake Engineering Research Center, University of California, Berkeley, CA., June, 1987.
- 3.3.50. Masao Iizuka, "A macroscopic model for predicting large-deformation behaviors of laminated rubber bearings" Engineering Structures, 1999.

여 백

부록 A. 월성 1호기 FRS

여 백

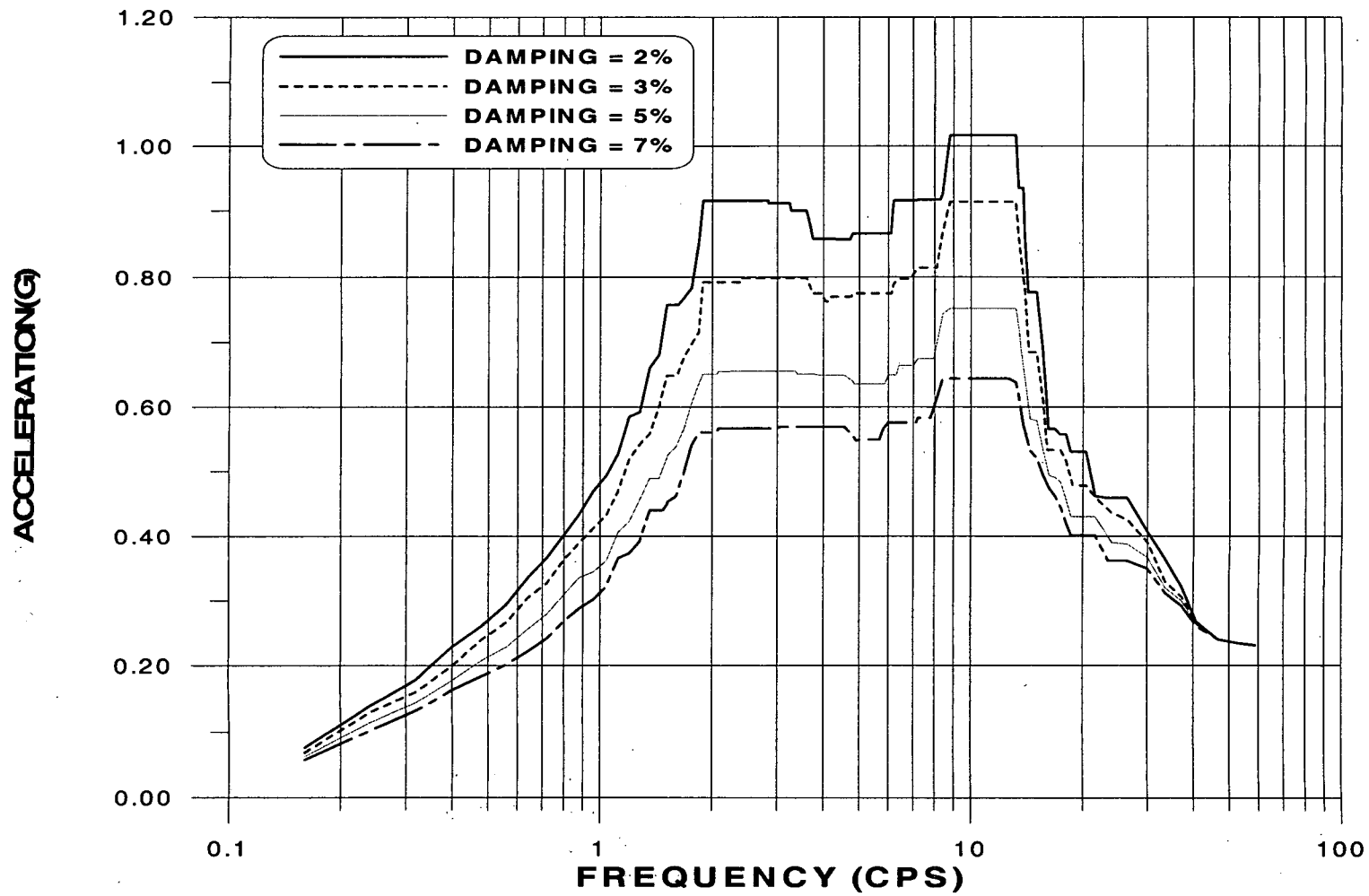


그림 A.1 월성1호기 서비스건물 D-1 층응답스펙트럼(EL. 93.9m, EW방향)

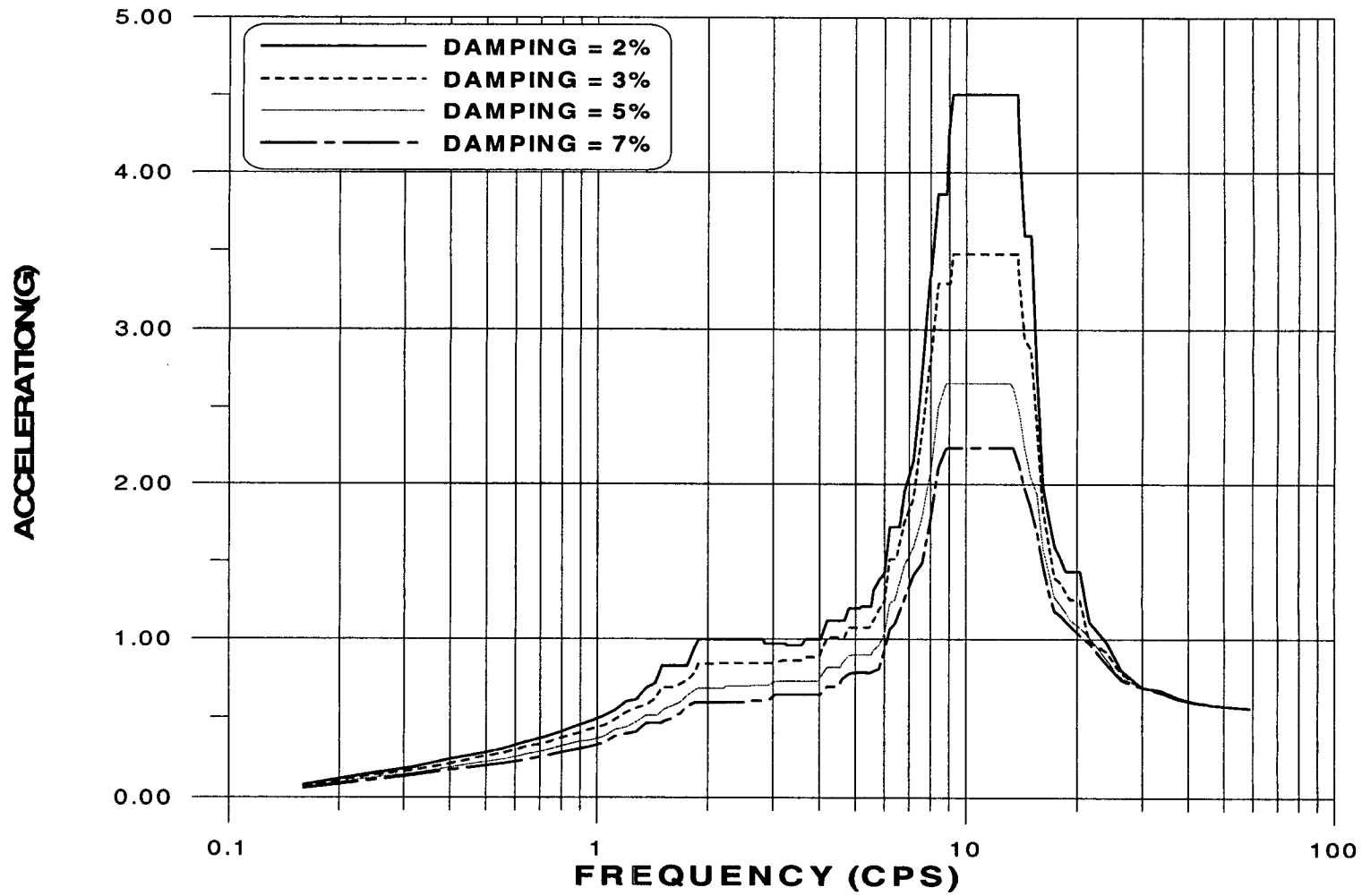


그림 A.2 월성1호기 서비스건물 D-1 층응답스펙트럼(EL.100.0m, EW방향)

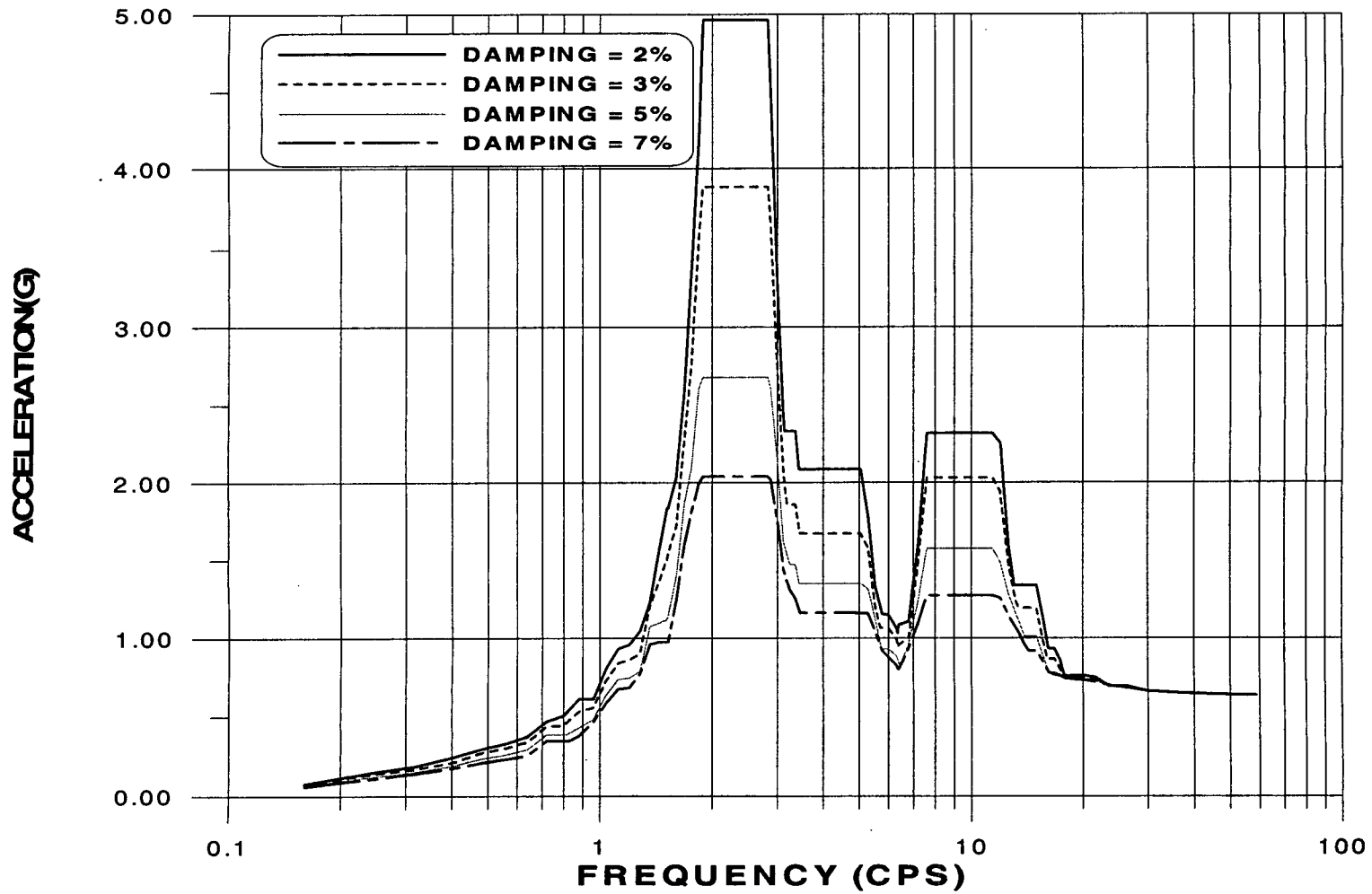


그림 A.3 월성1호기 서비스건물 D-1 층응답스펙트럼(EL.105.4m, EW방향)



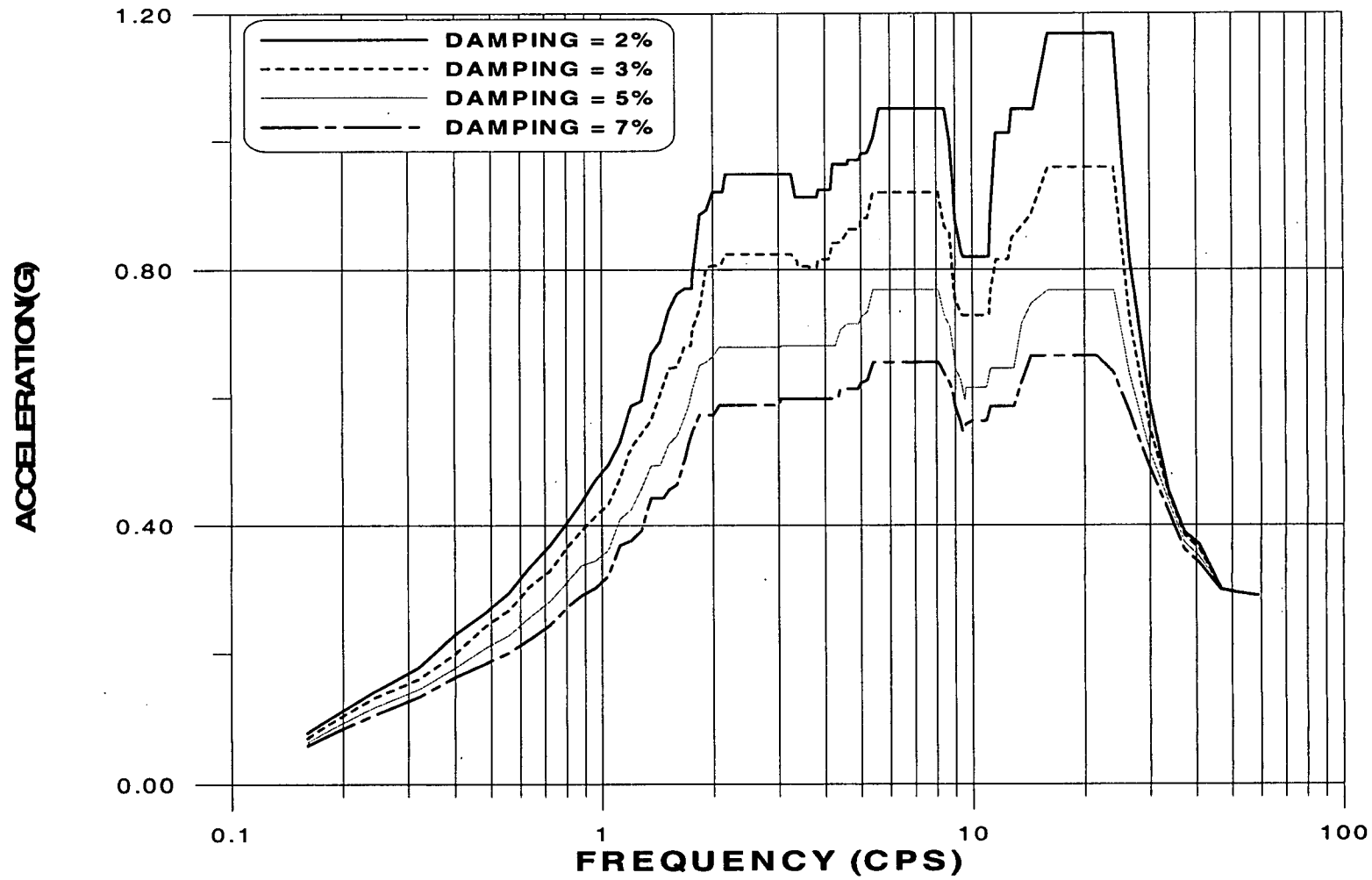


그림 A.4 월성1호기 서비스건물 D-2 층응답스펙트럼(EL.93.9m, EW방향)

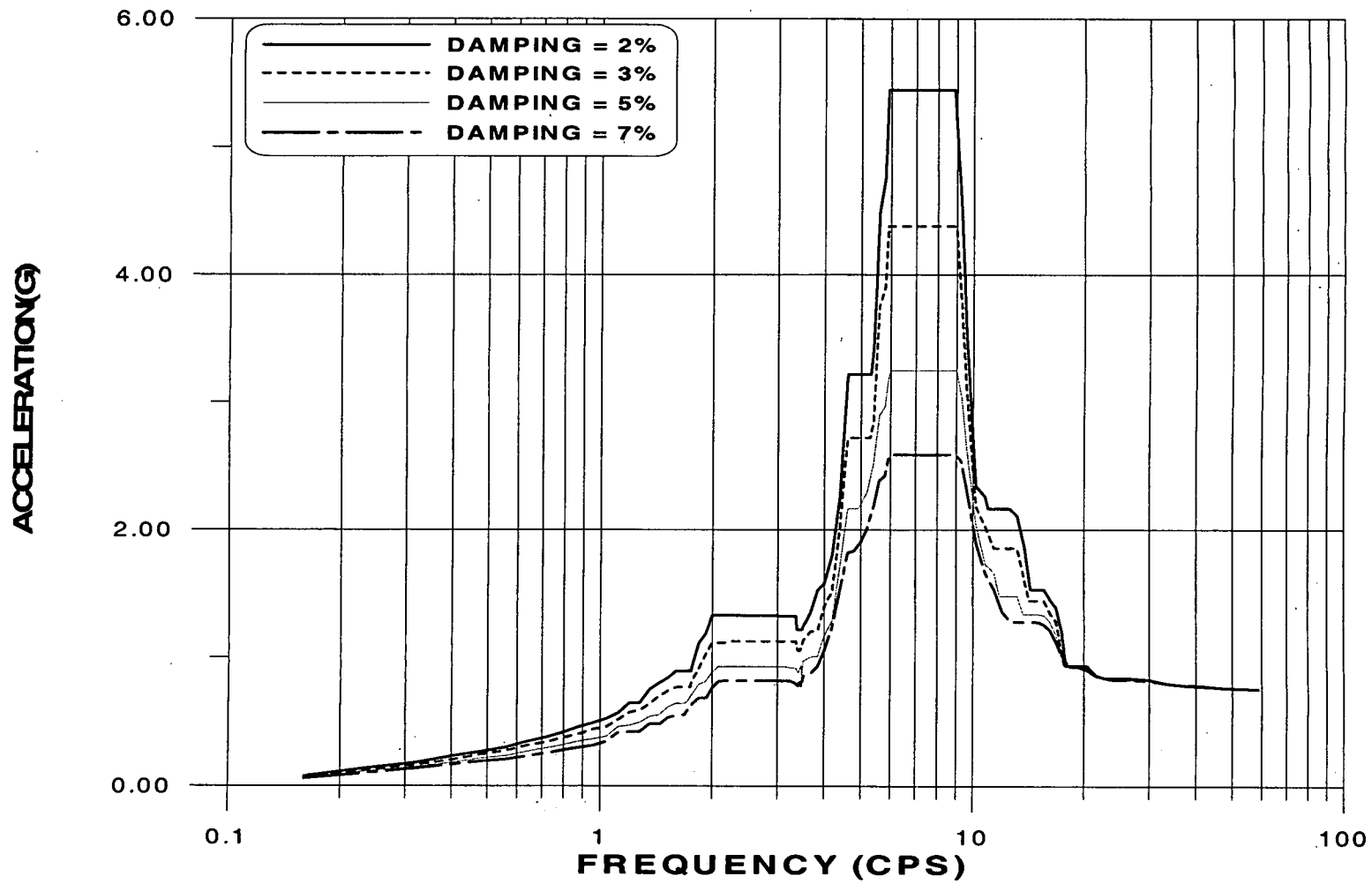


그림 A.5 월성1호기 서비스건물 D-2 층응답스펙트럼(EL.100.0m, EW방향)

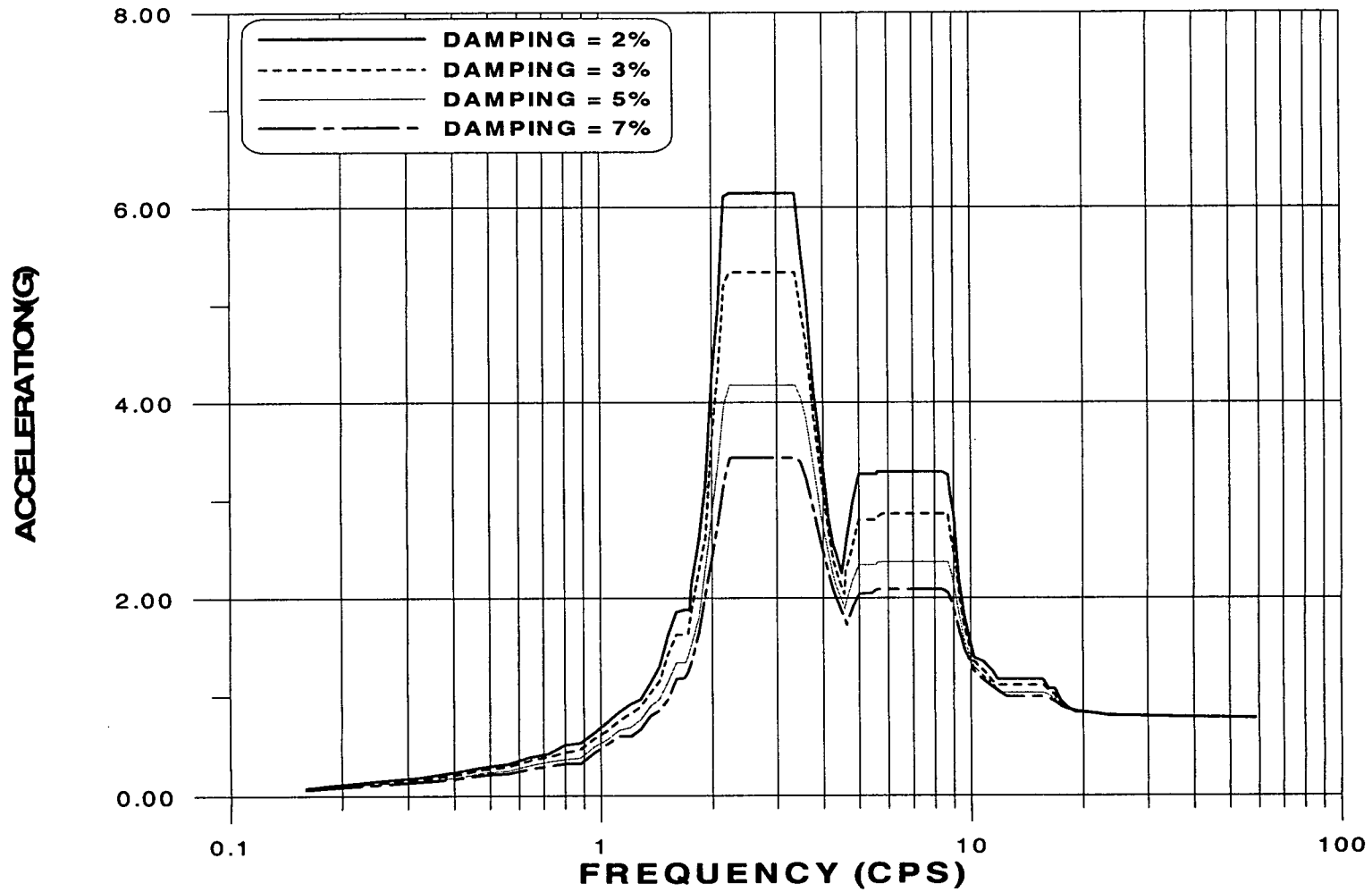


그림 A.6 월성1호기 서비스건물 D-2 층응답스펙트럼(EL.109.2m, EW방향)

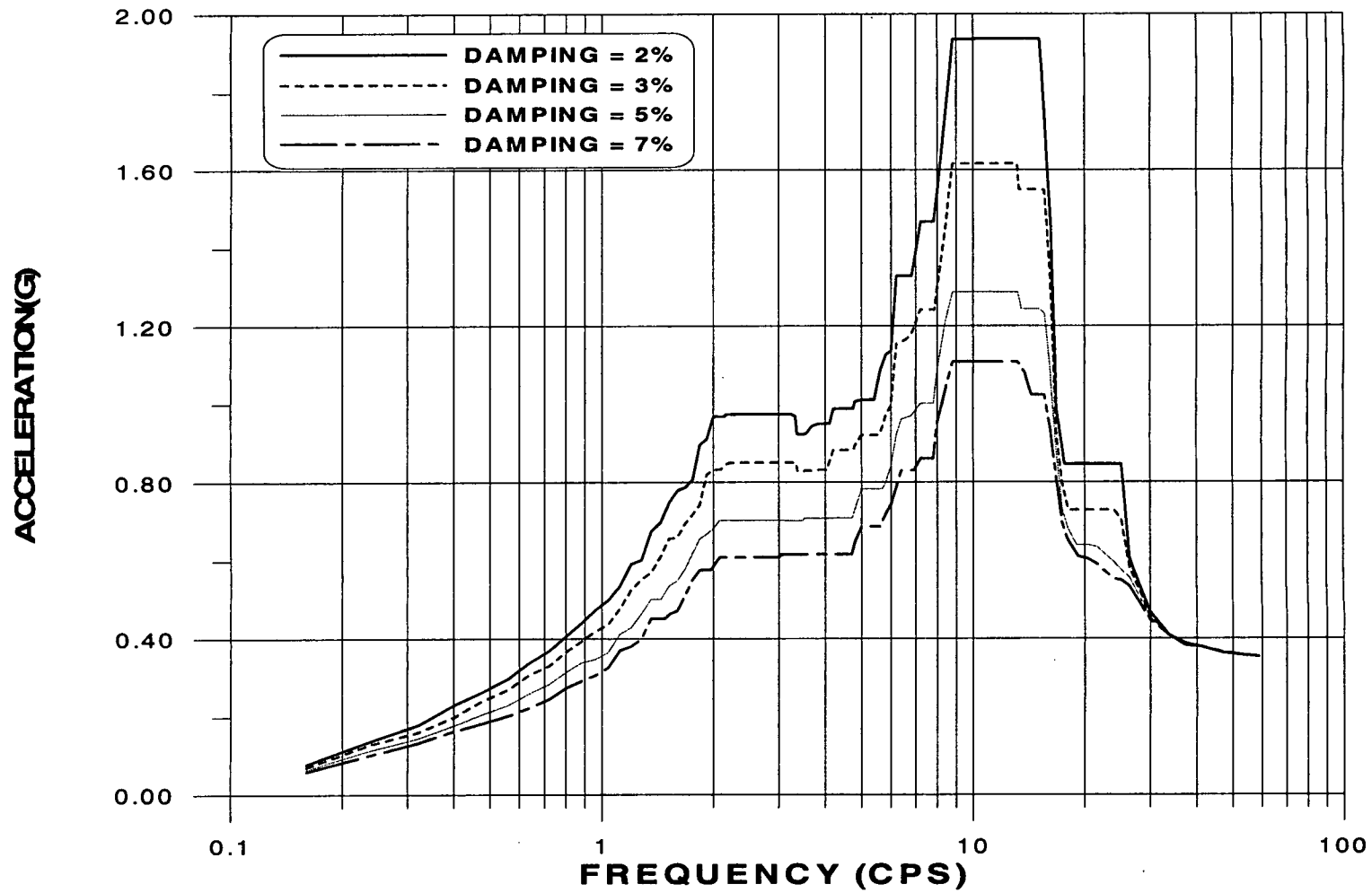


그림 A.7 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL. 93.9m, EW방향)

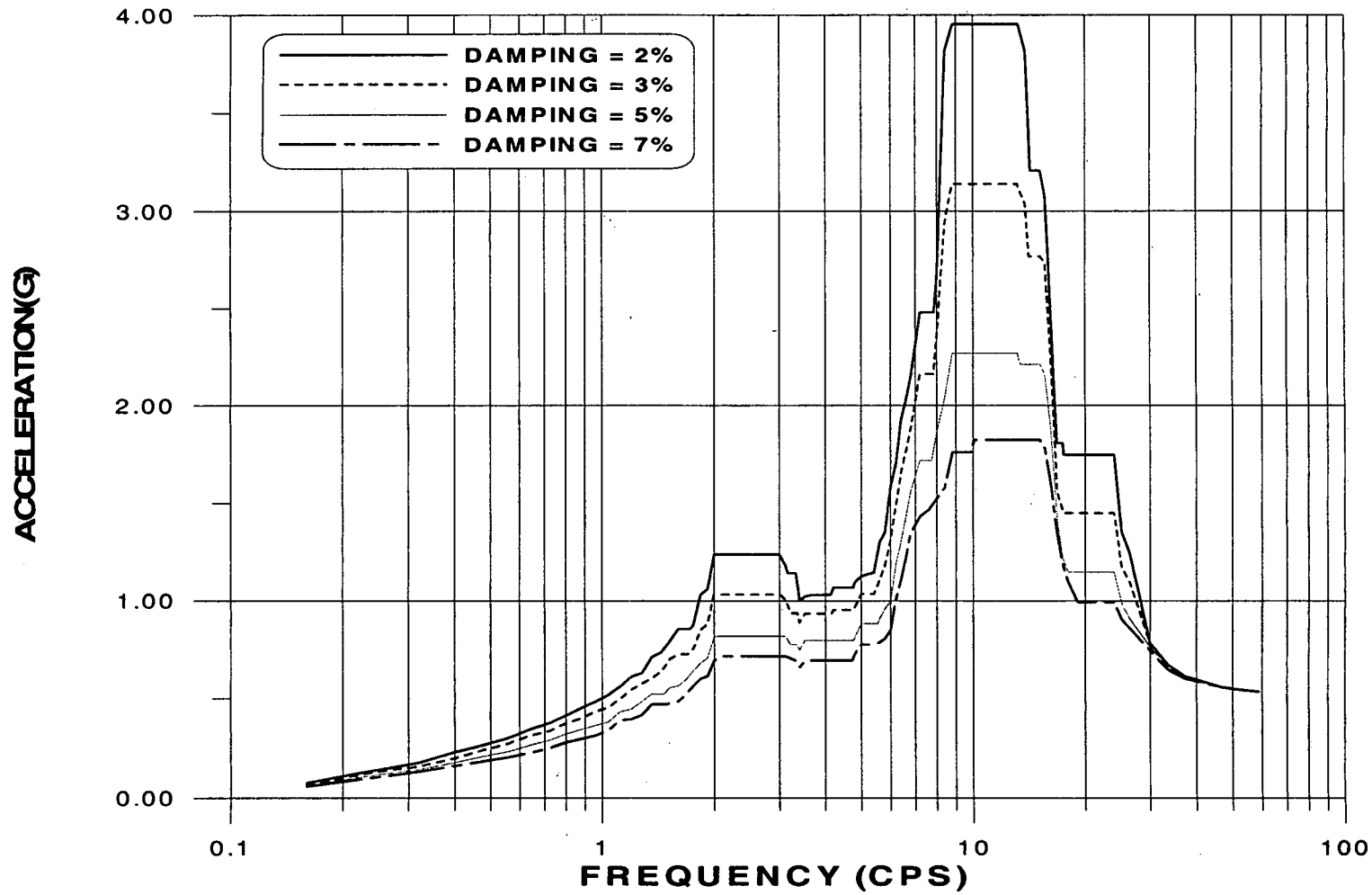


그림 A.8 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL.100.0m, EW방향)

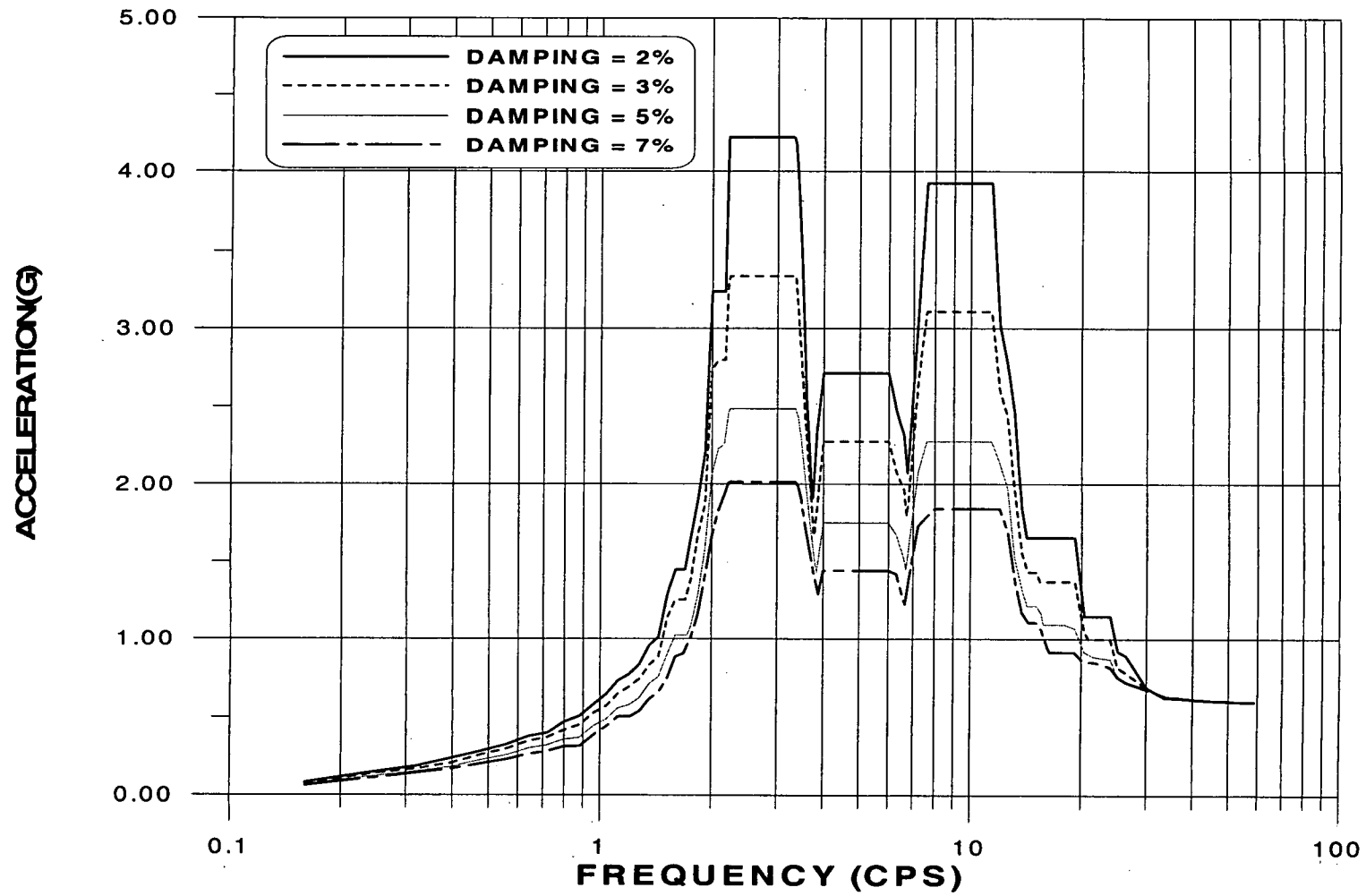


그림 A.9 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL.105.4m, EW방향)

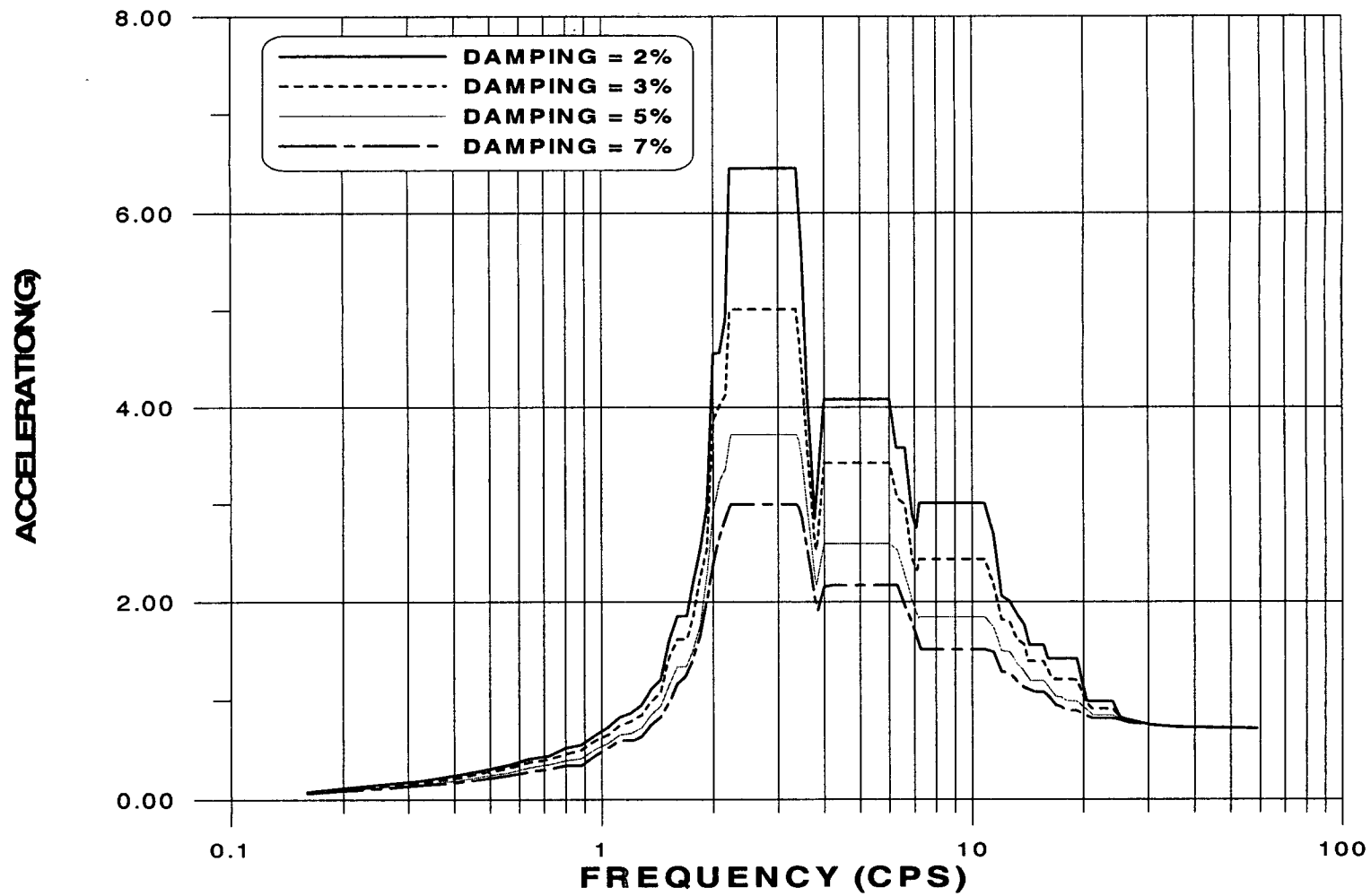


그림 A.10 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL.109.2m, EW방향)

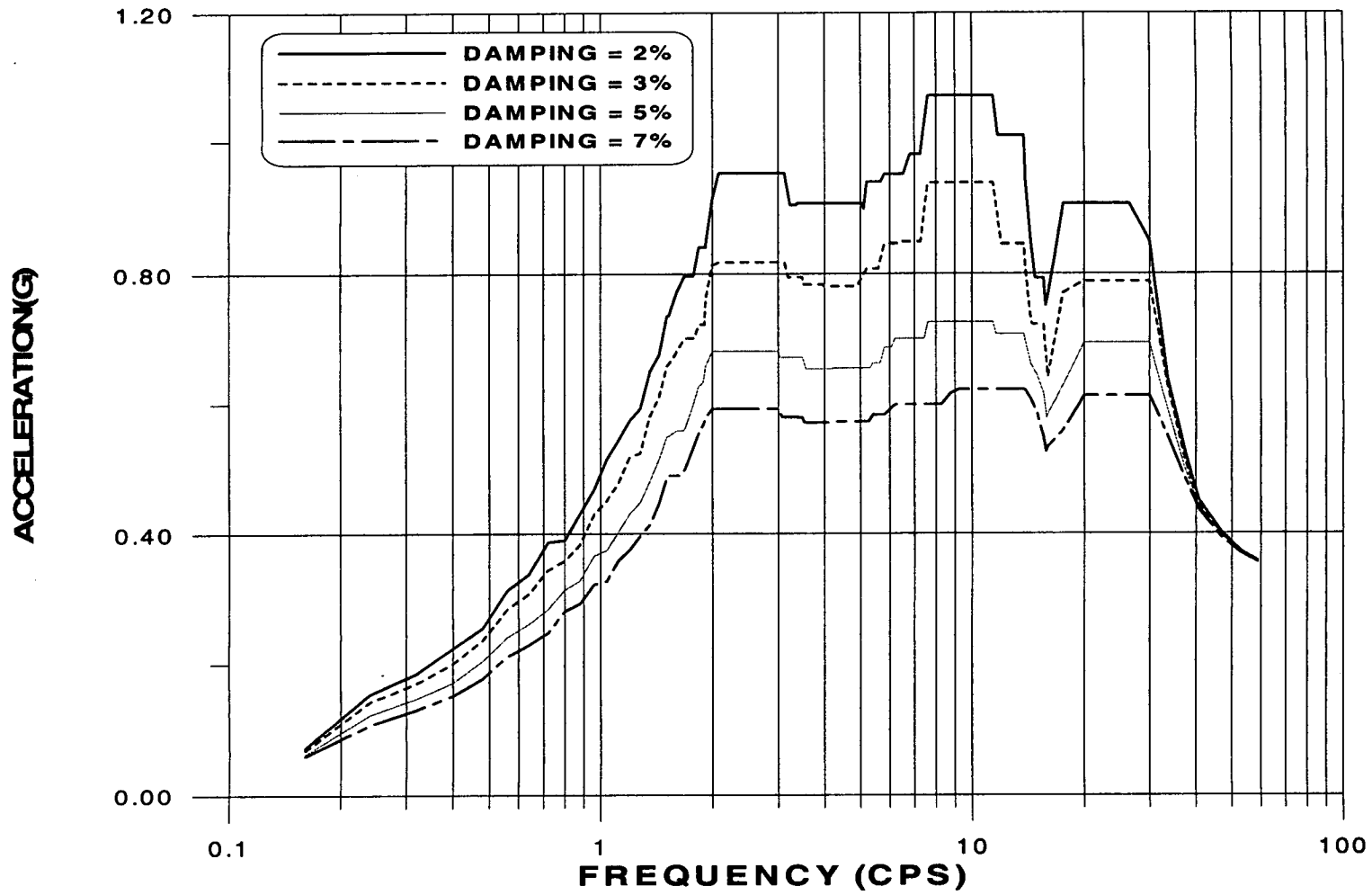


그림 A.11 월성1호기 서비스건물 D-1 층응답스펙트럼(EL.93.9m, NS방향)



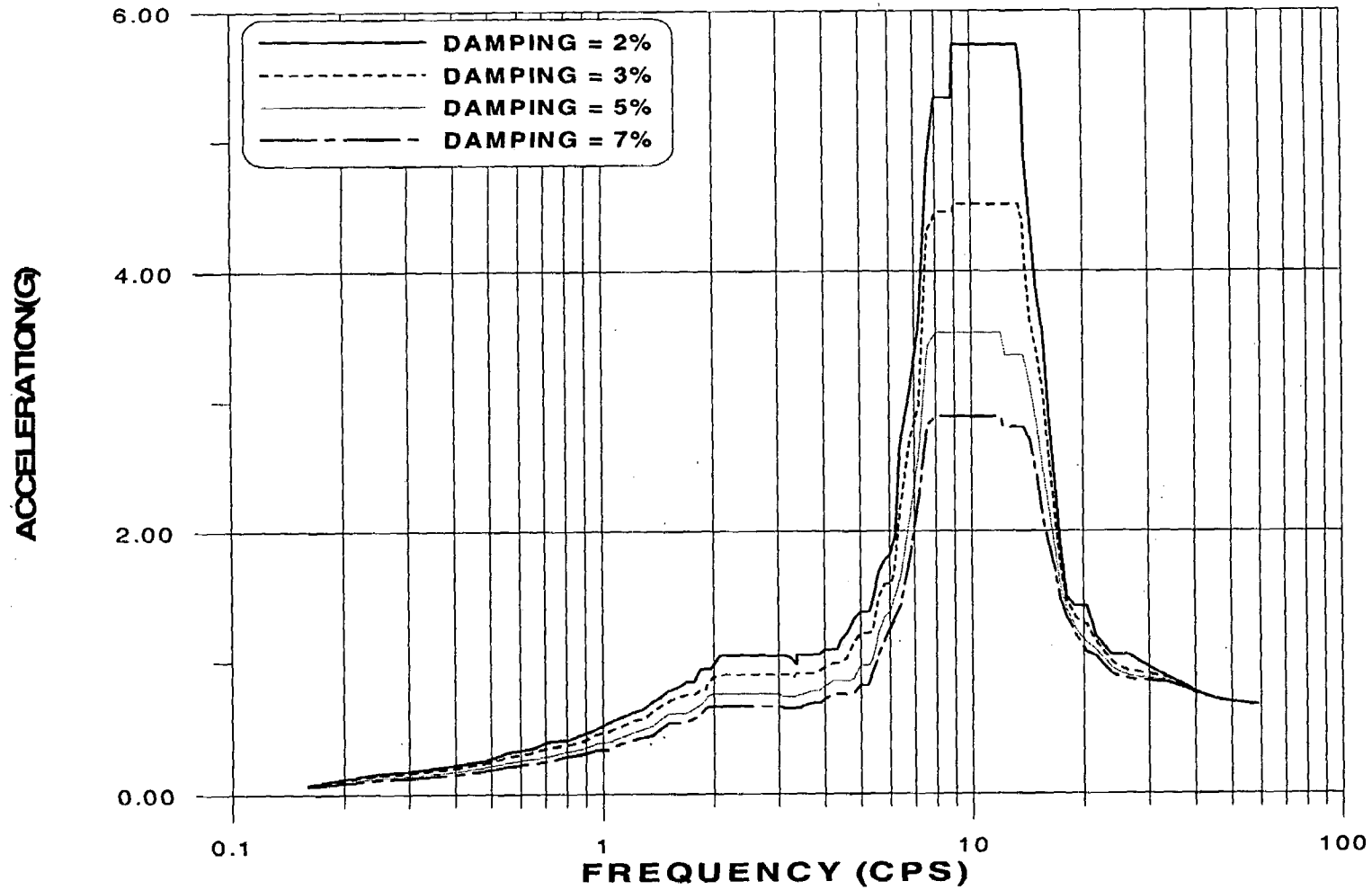


그림 A.12 월성1호기 서비스건물 D-1 층응답스펙트럼(EL.100.0m, NS방향)

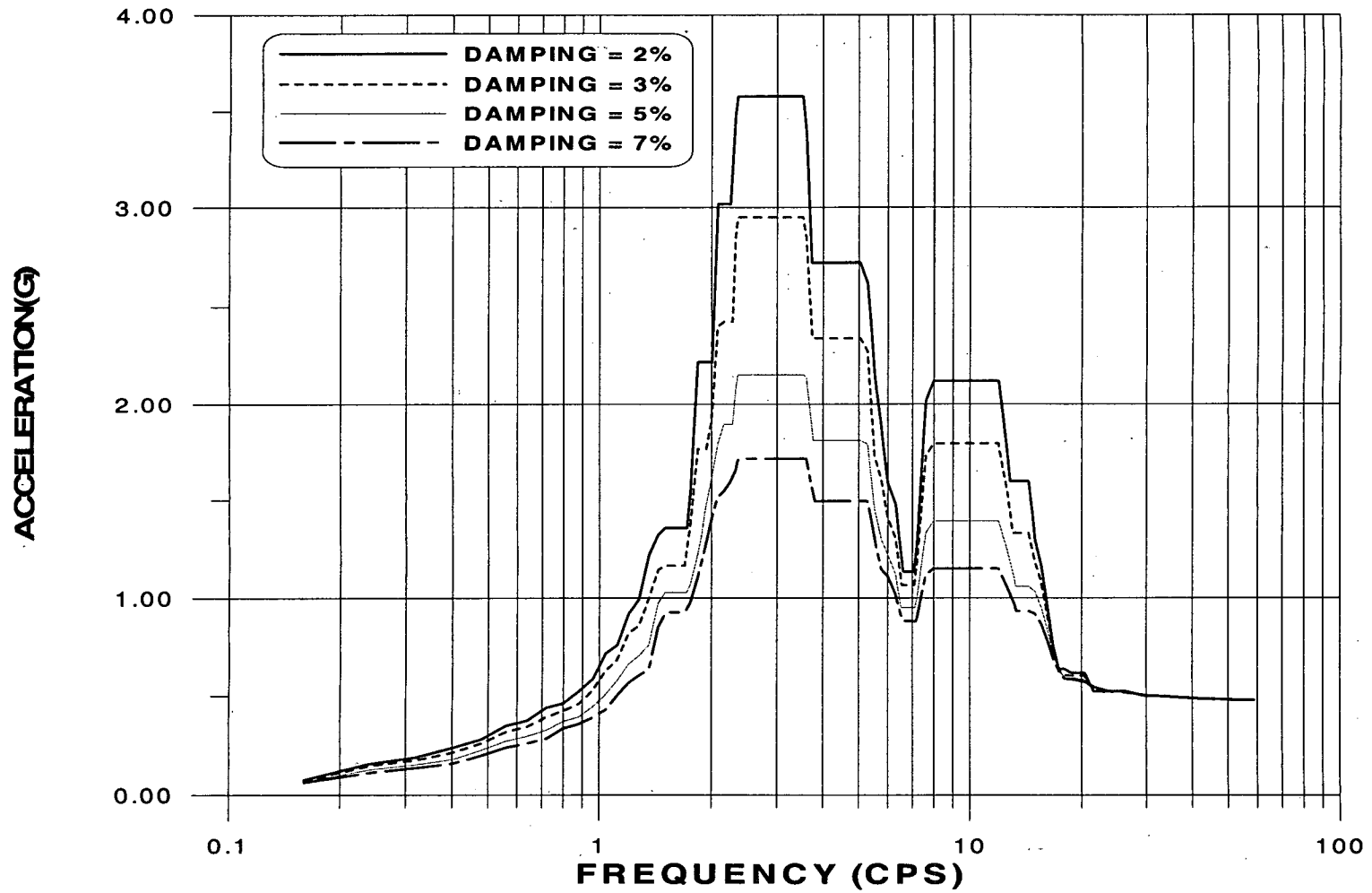


그림 A.13 월성1호기 서비스건물 D-1 층응답스펙트럼(EL.105.4m, NS방향)

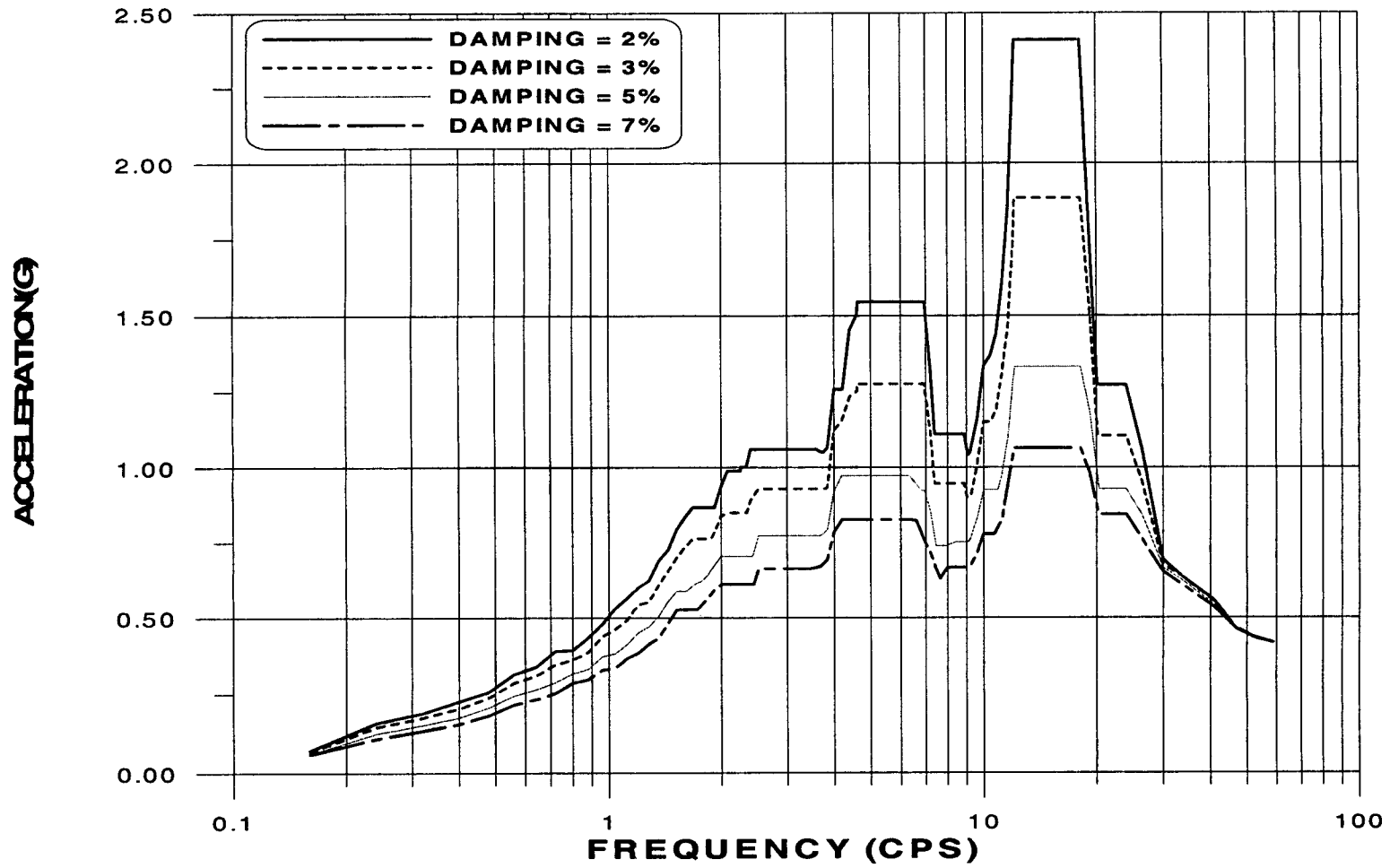


그림 A.14 월성1호기 서비스건물 D-2 층응답스펙트럼(EL.93.9m, NS방향)

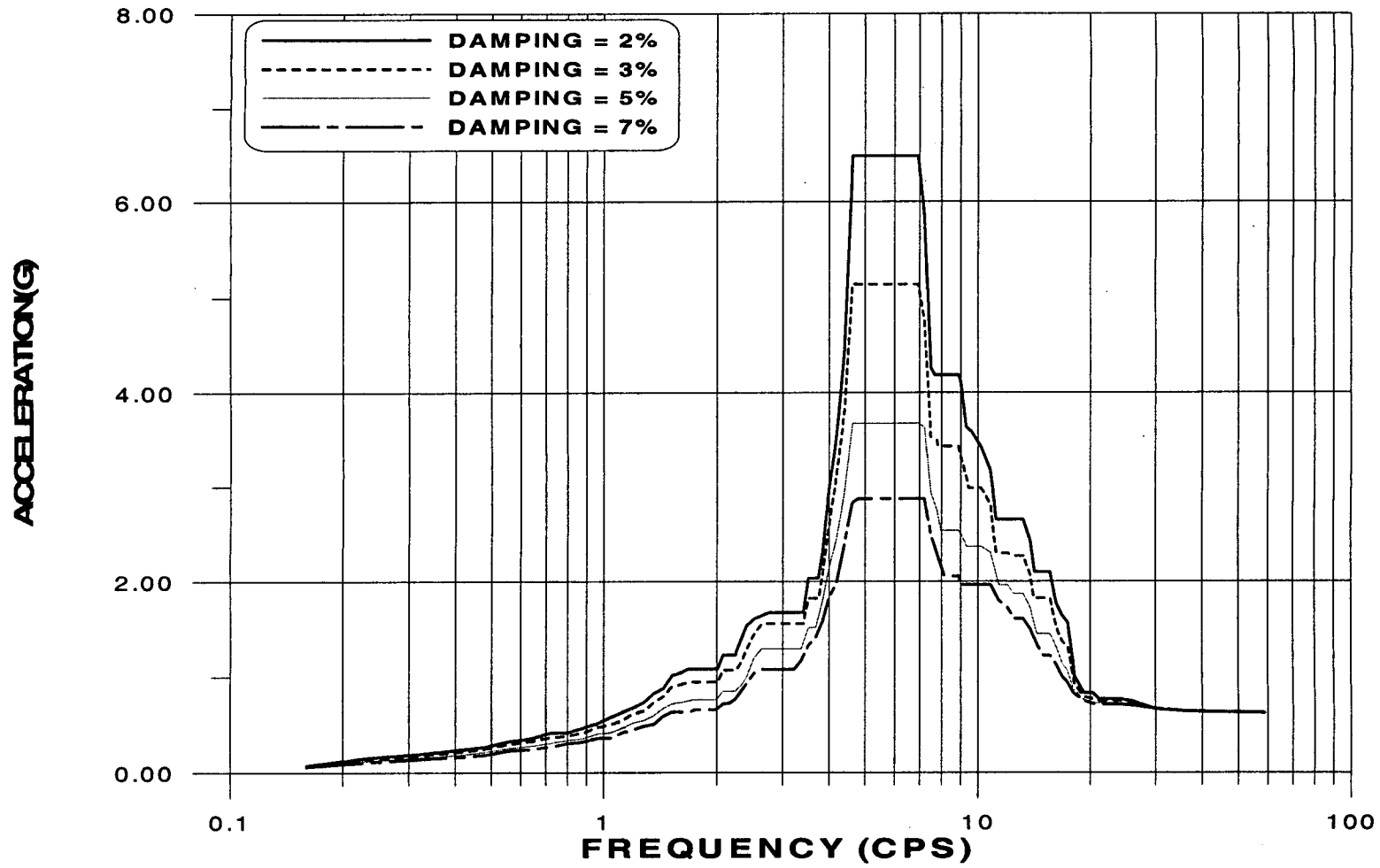


그림 A.15 월성1호기 서비스건물 D-2 층응답스펙트럼(EL.100.0m, NS방향)

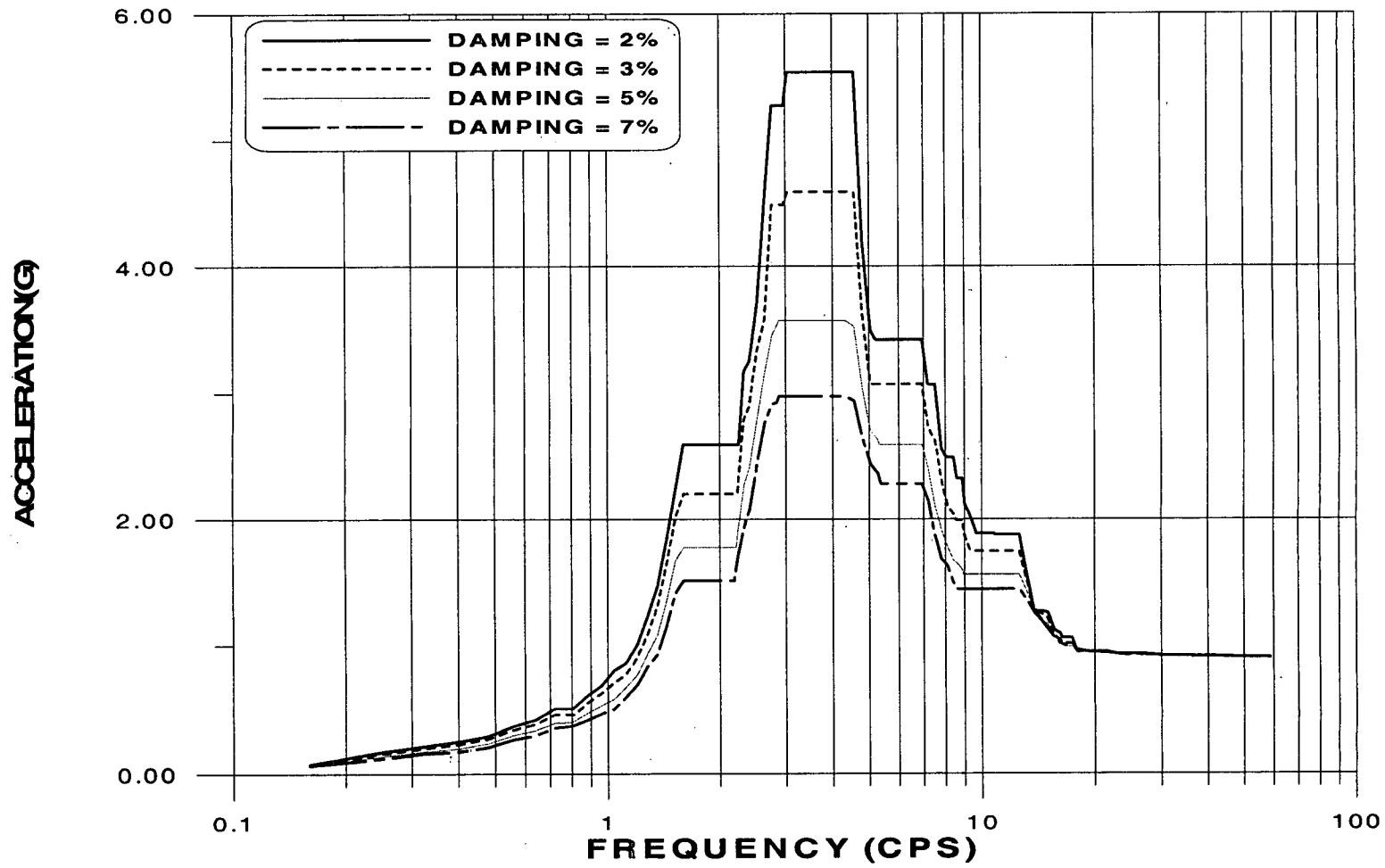


그림 A.16 월성1호기 서비스건물 D-2 층응답스펙트럼(EL.109.2m, NS방향)

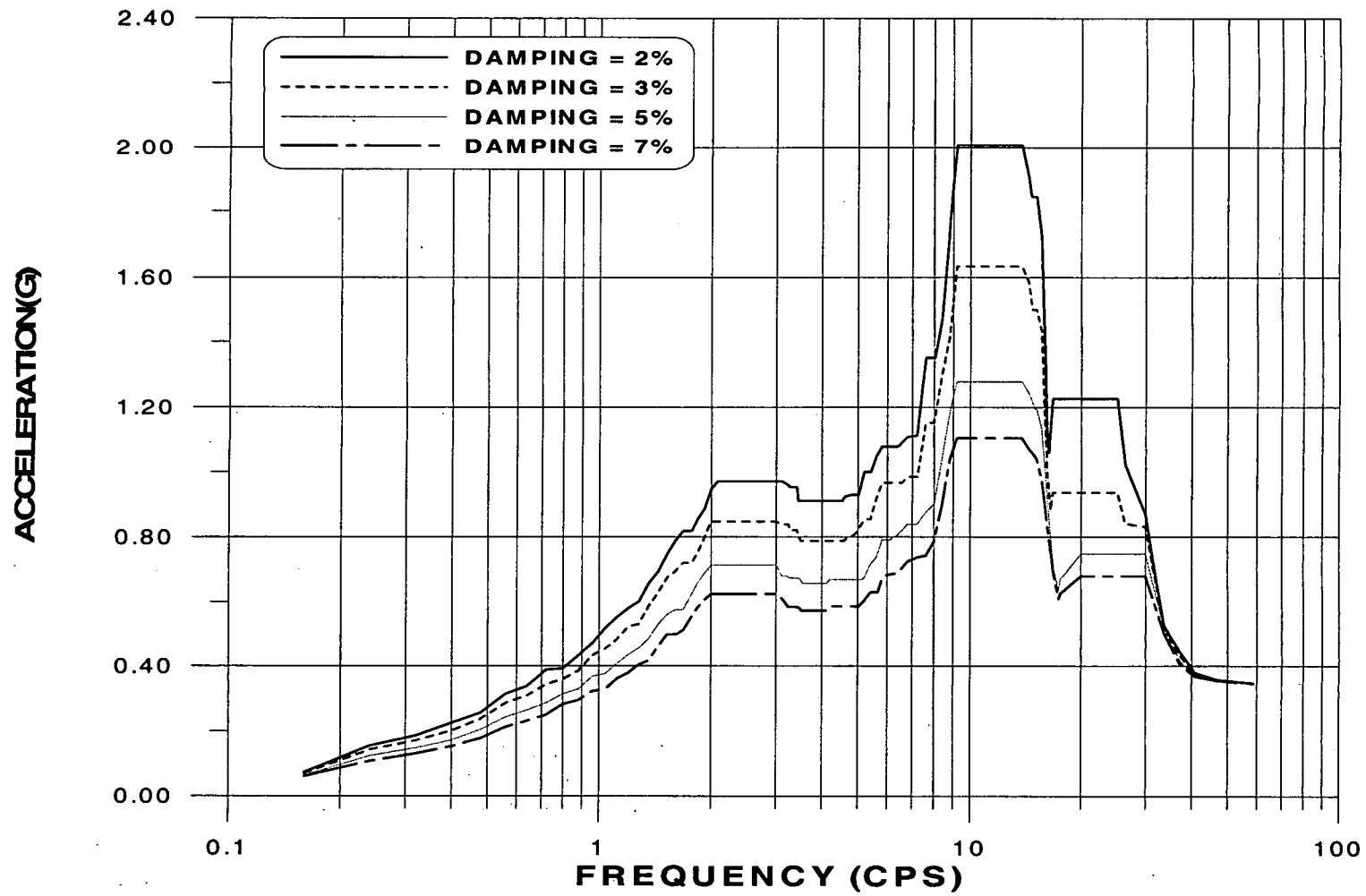


그림 A.17 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL. 93.9m, NS방향)

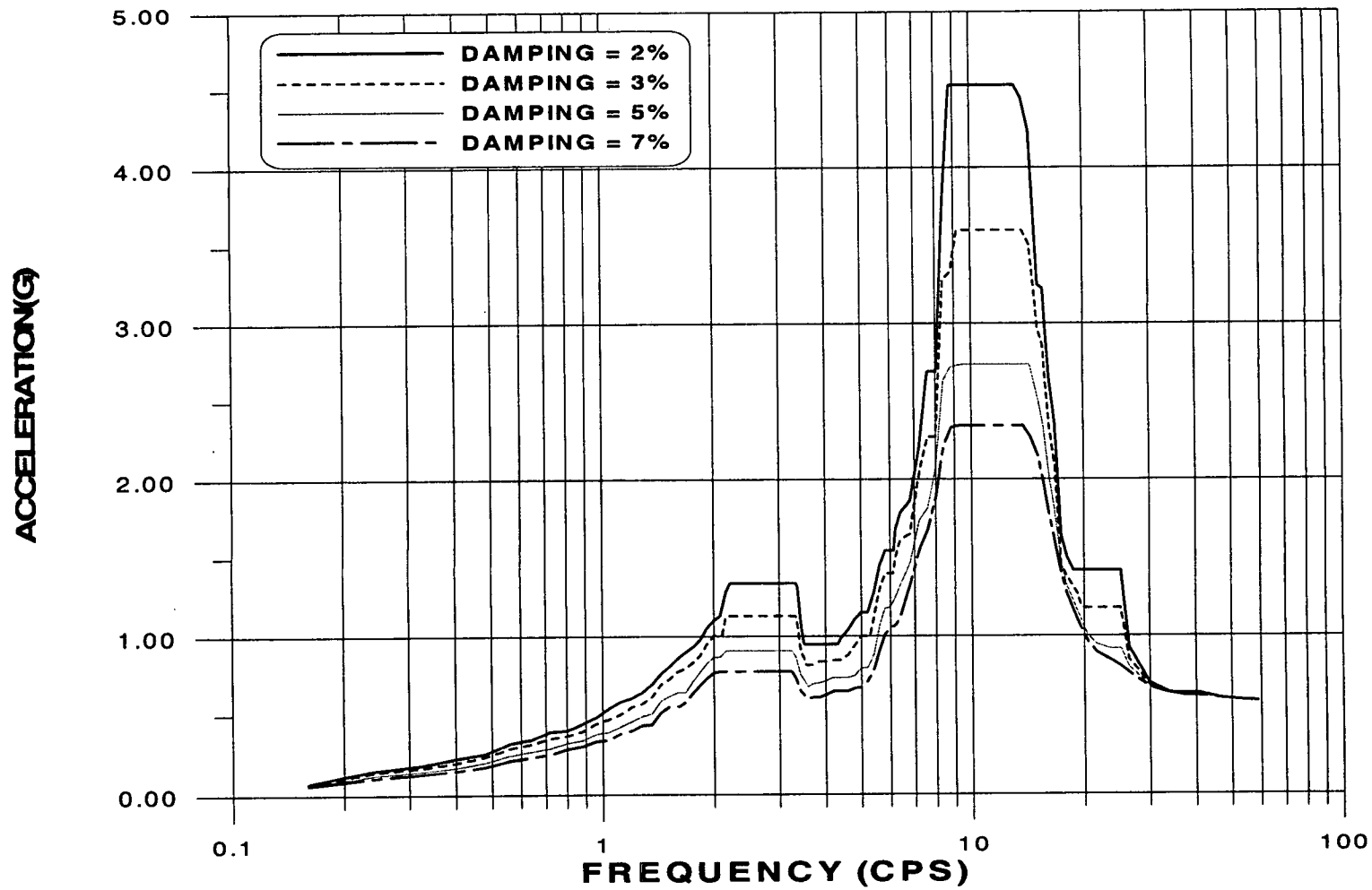


그림 A.18 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL.100.0m, NS방향)

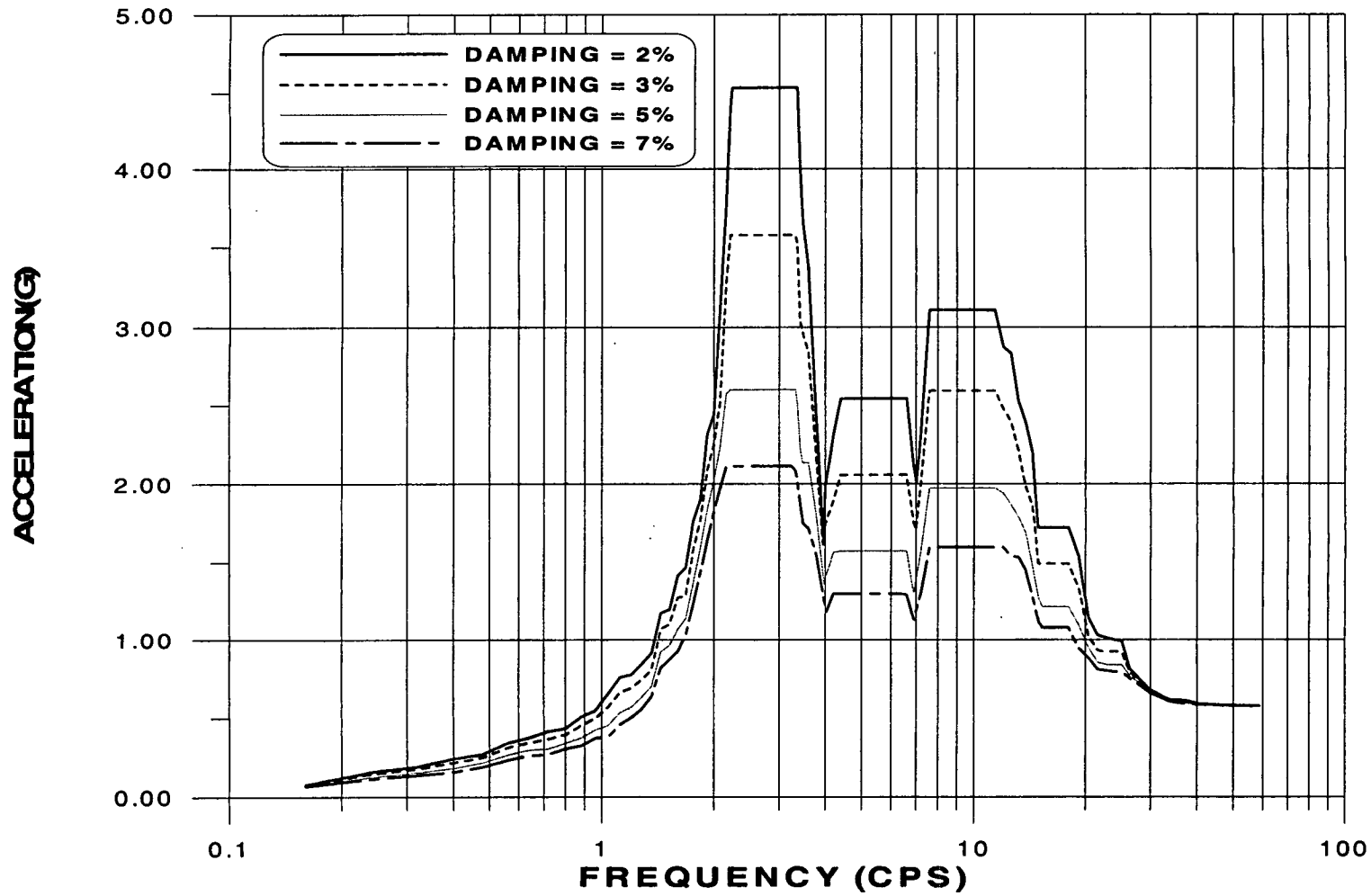


그림 A.19 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL.105.4m, NS방향)



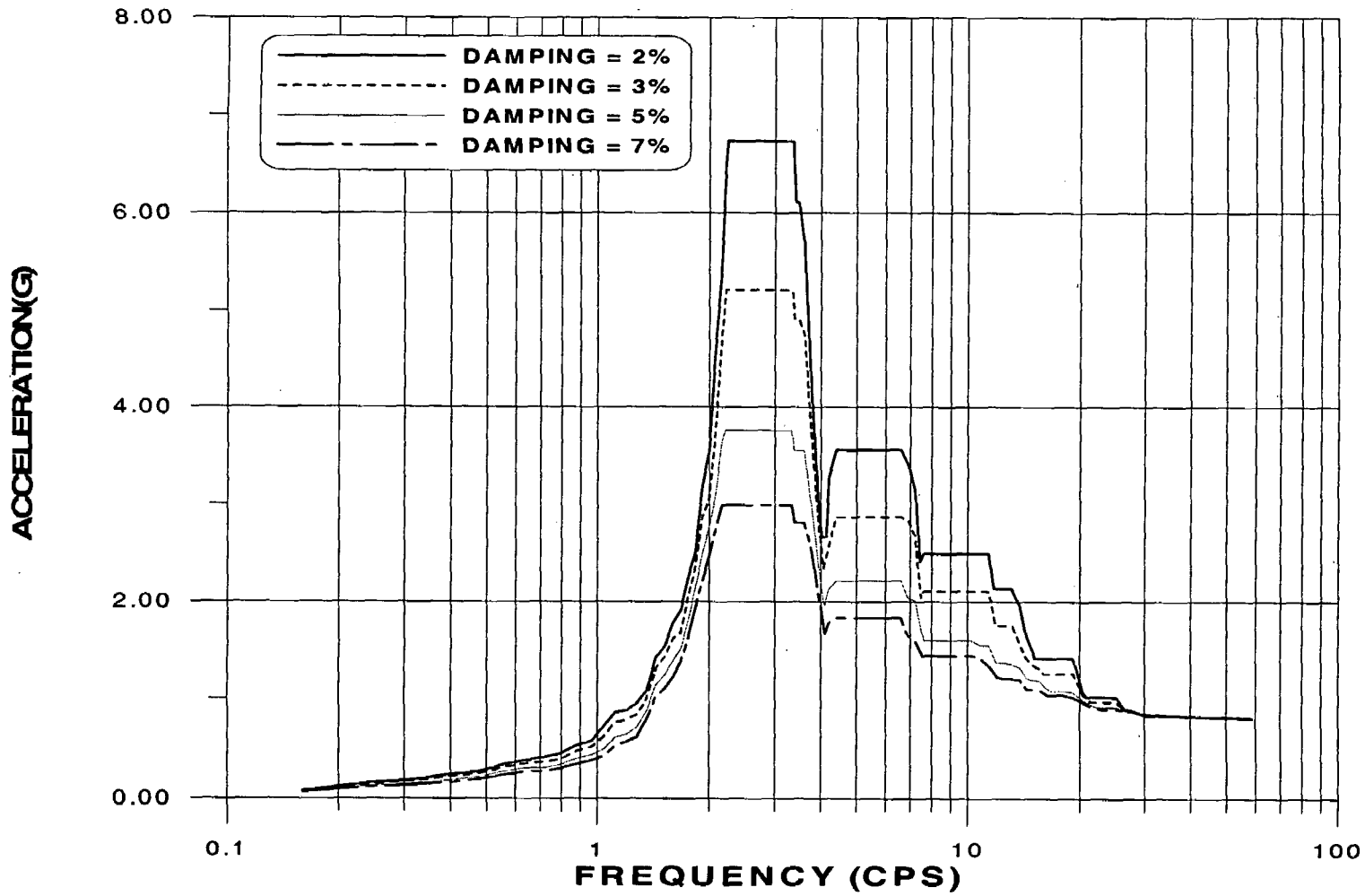


그림 A.20 월성1호기 서비스건물 D-3 층응답스펙트럼(EL.109.2m, NS방향)

부록 B. 고리 1호기 FRS

여 백

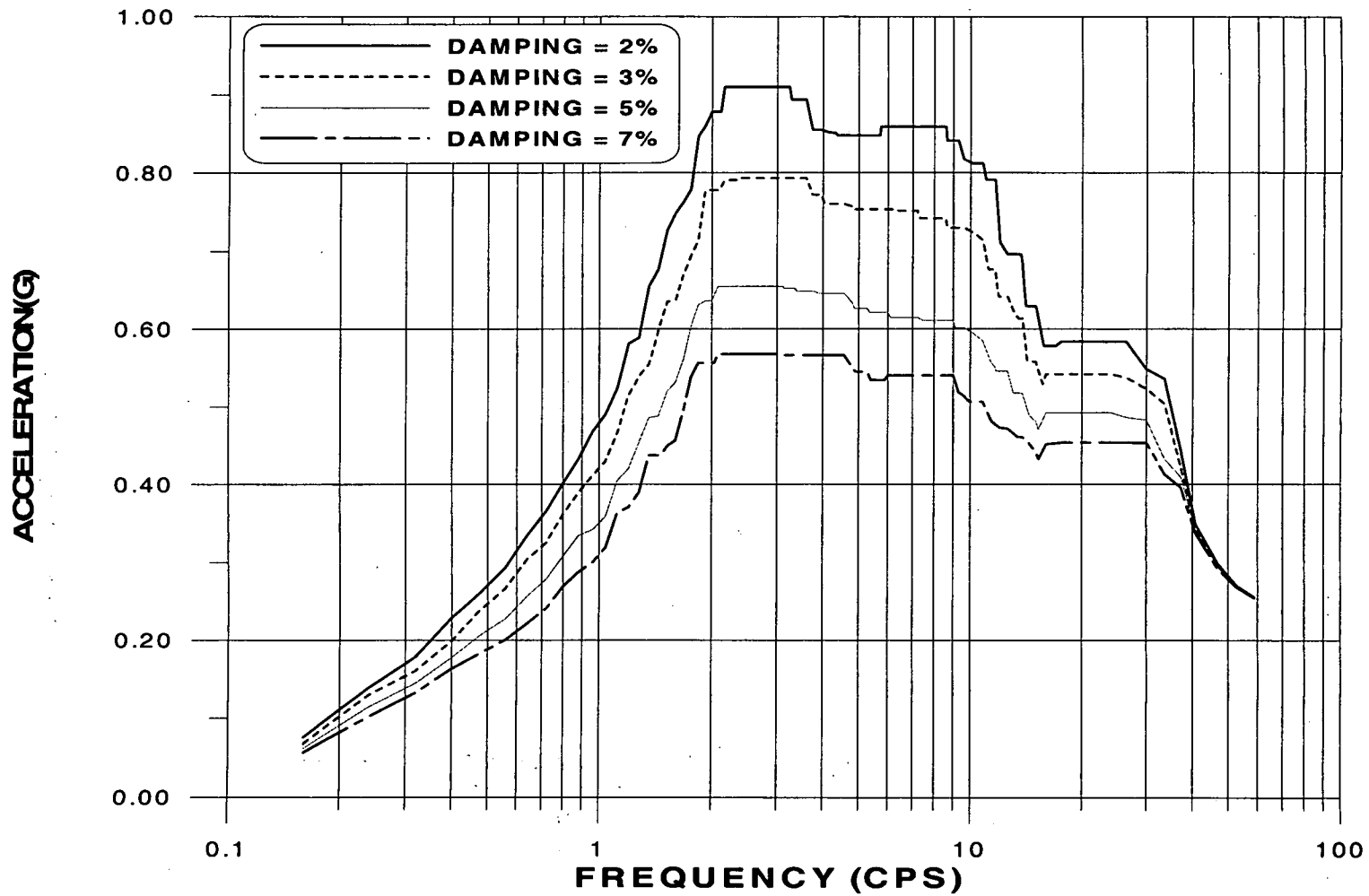


그림 B.1 기기냉각 및 보조건물 응답스펙트럼(EL. 89.64m, EW방향)

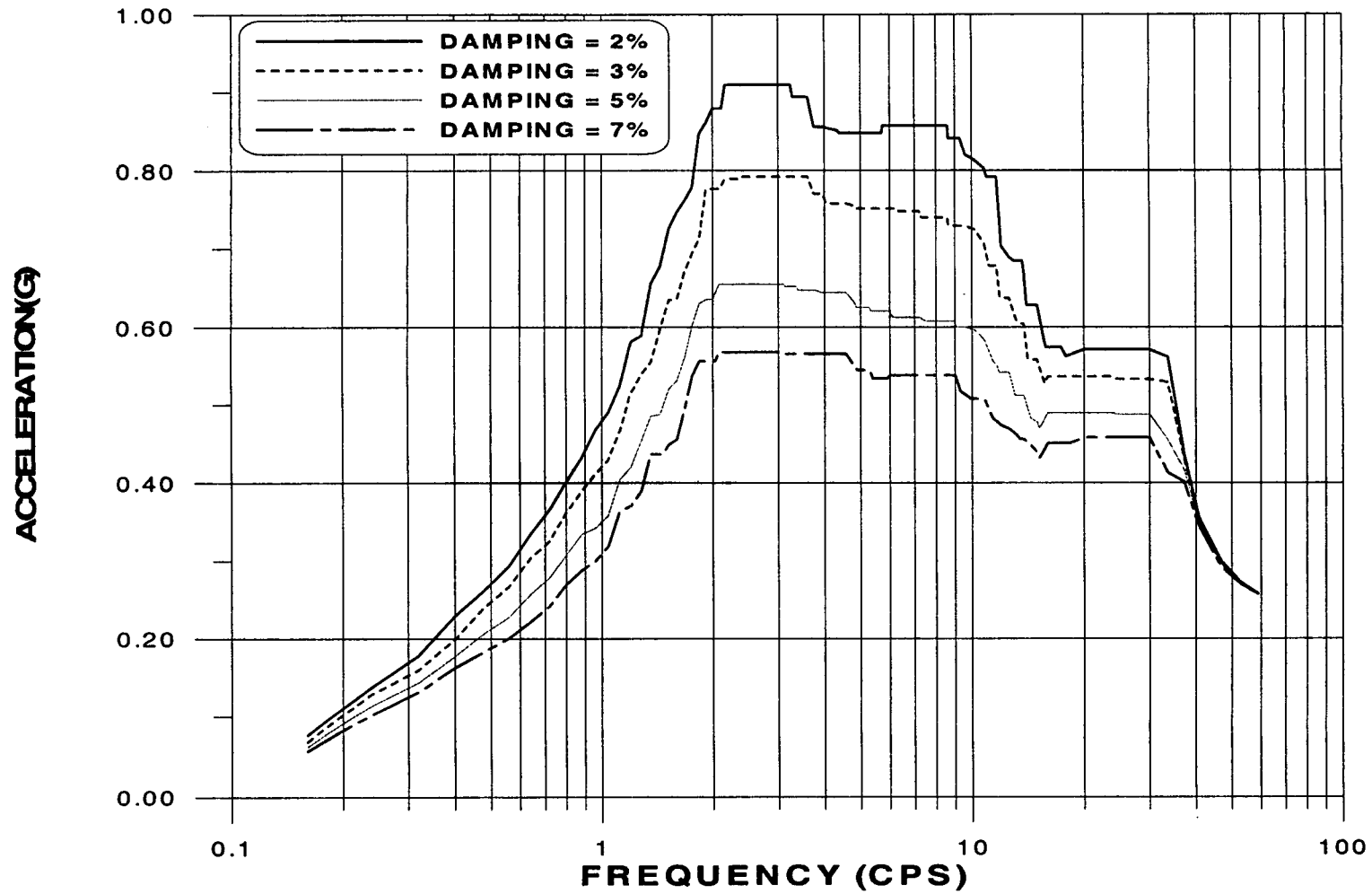


그림 B.2 기기냉각 및 보조건물 층응답스펙트럼(EL. 94.21m, EW방향)

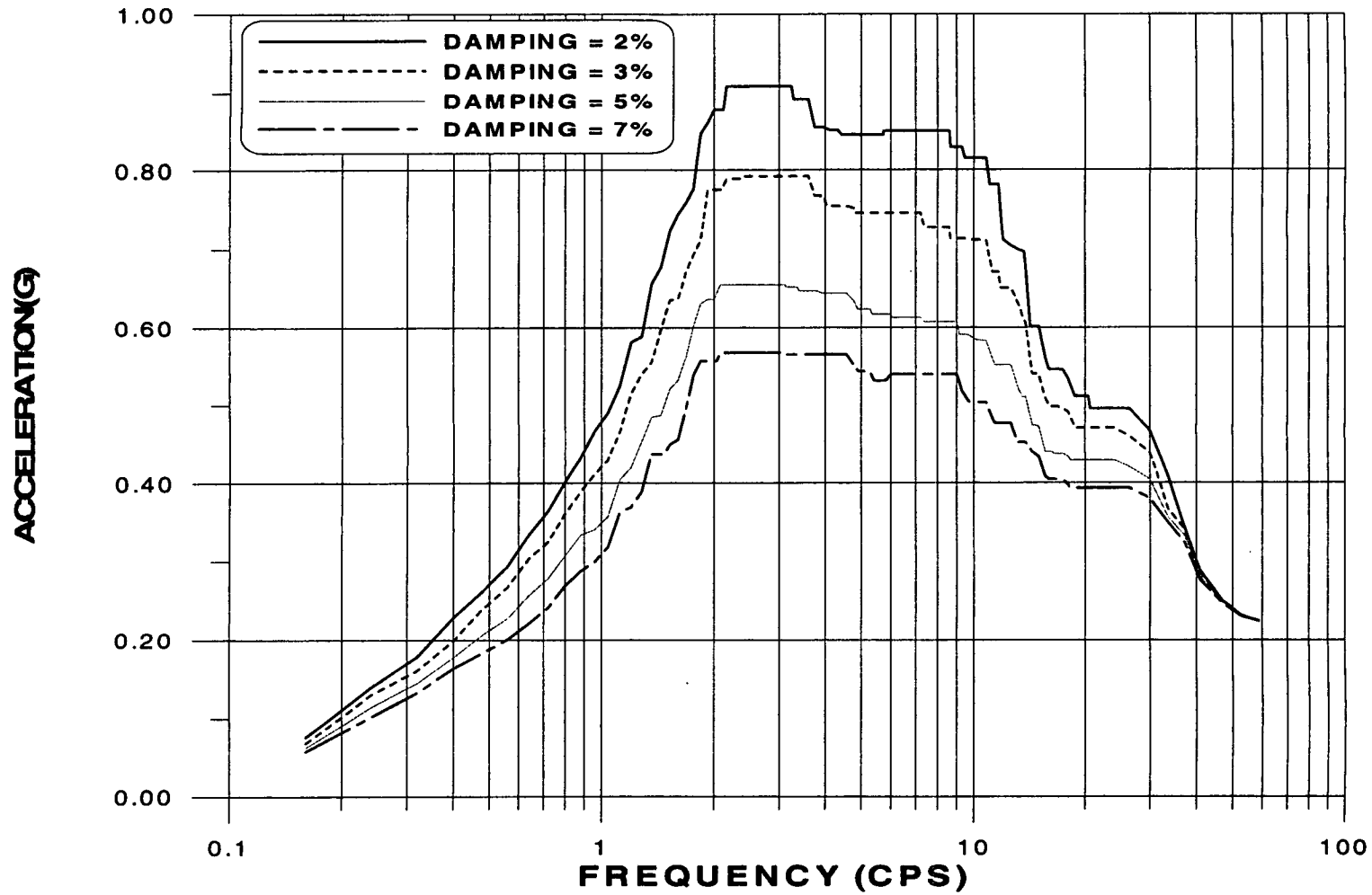


그림 B.3 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL. 98.17m, EW방향)

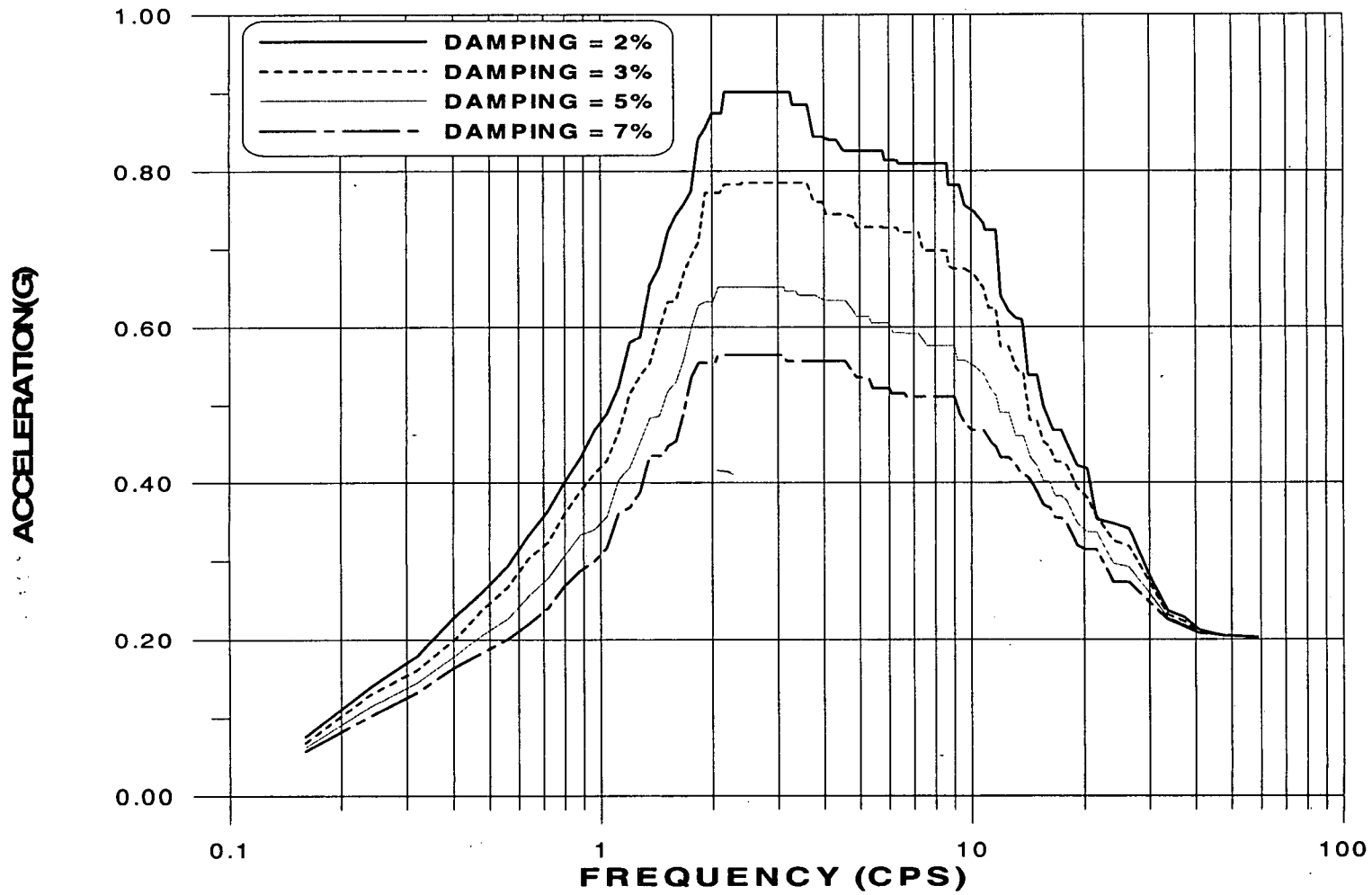


그림 B.4 기기냉각 및 보조건물 층응답스펙트럼(EL.100.30m, EW방향)

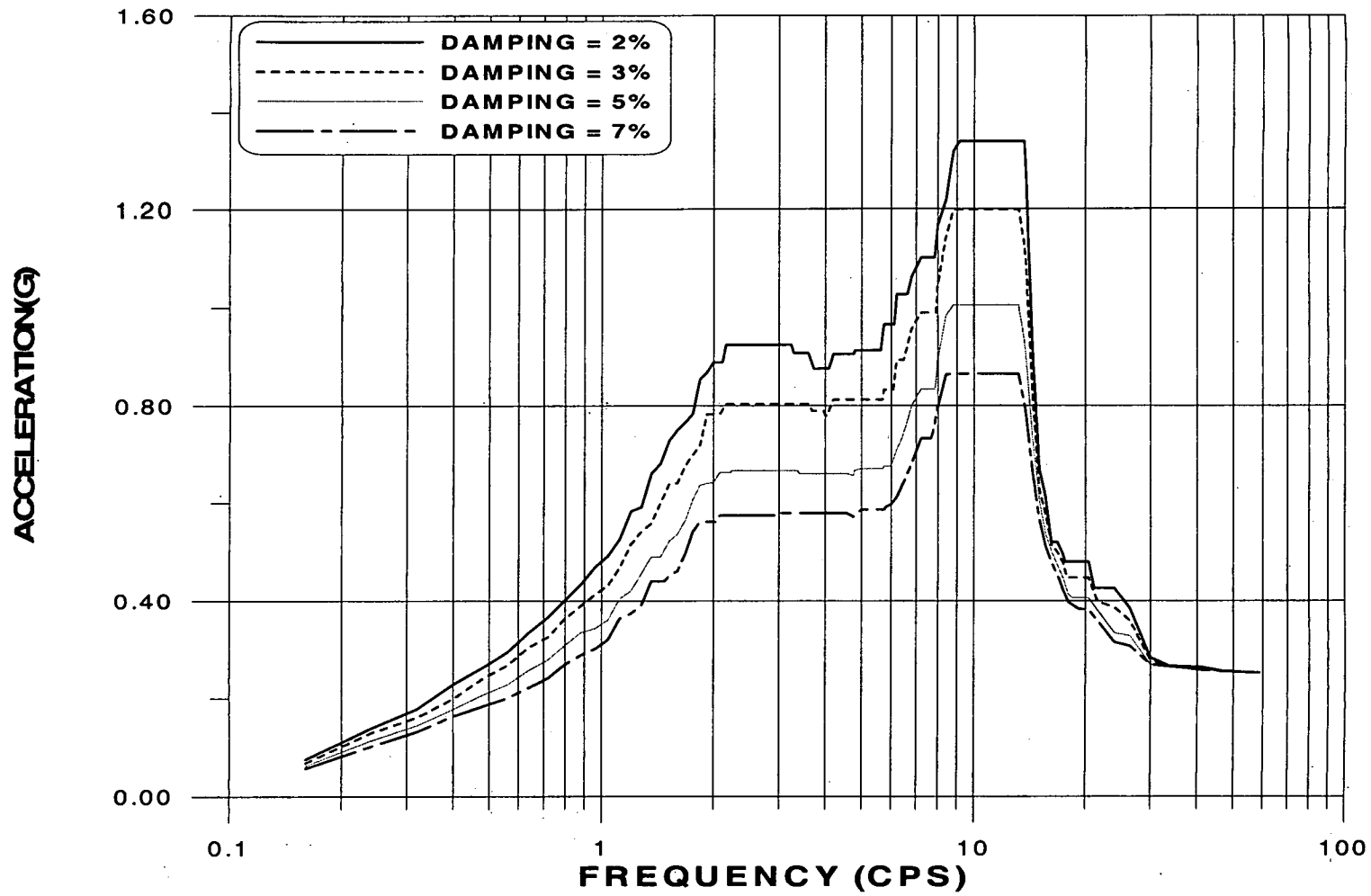


그림 B.5 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL.103.70m, EW방향)



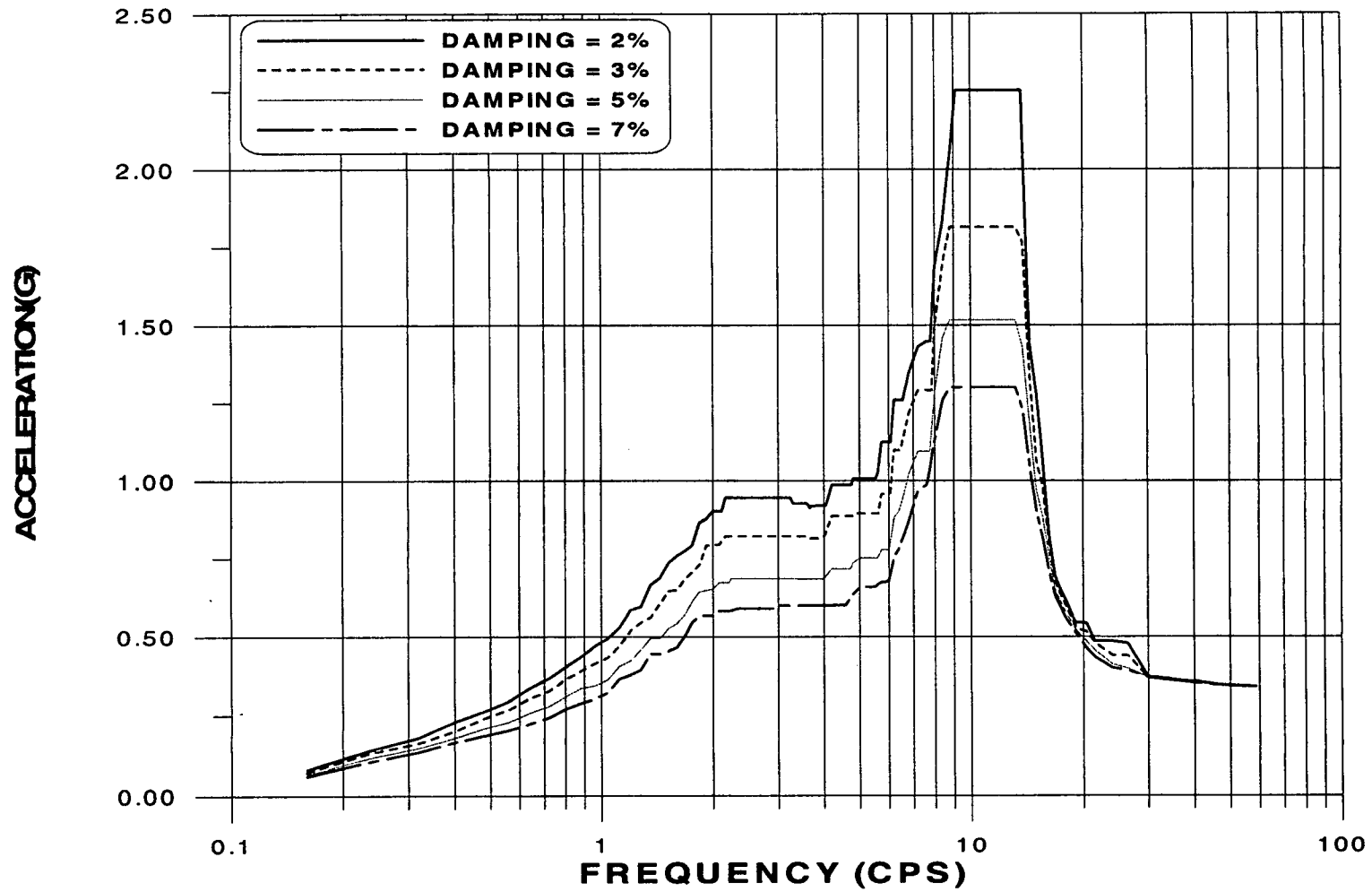


그림 B.6 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL.107.62m, EW방향)

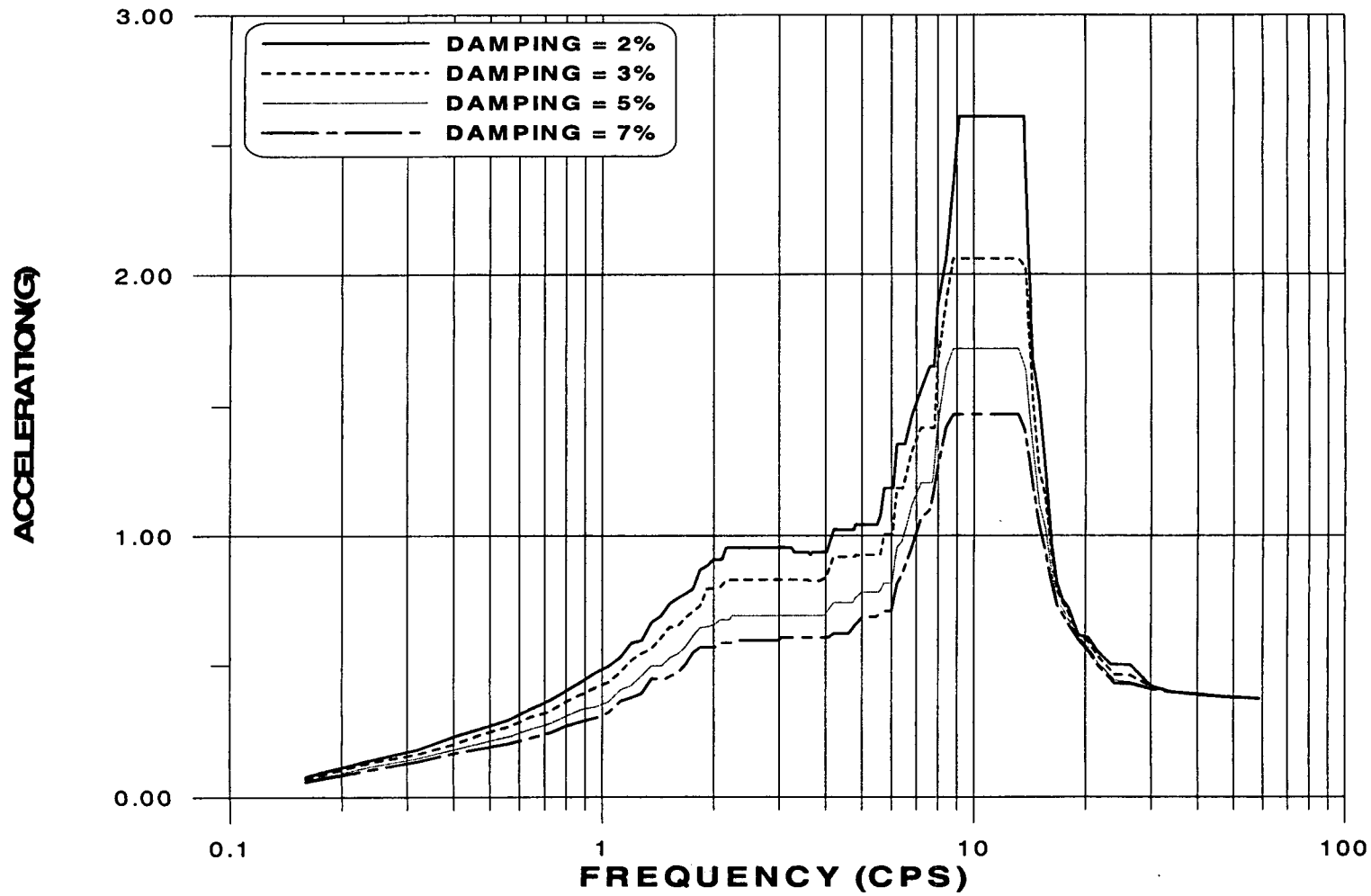


그림 B.7 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL. 111.22m, EW방향)

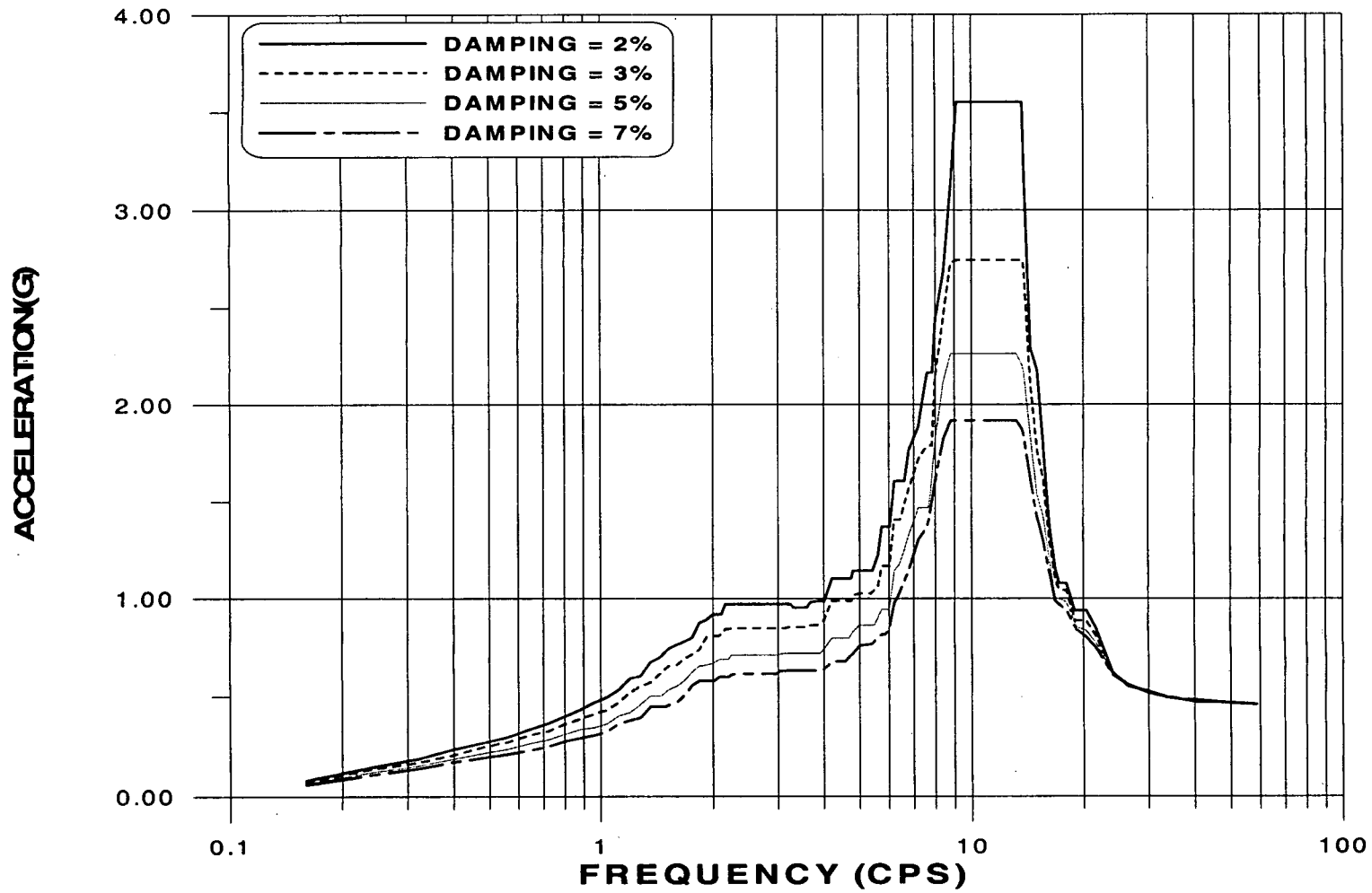


그림 B.8 기기냉각 및 보조건물 층응답스펙트럼(EL.115.55m, EW방향)

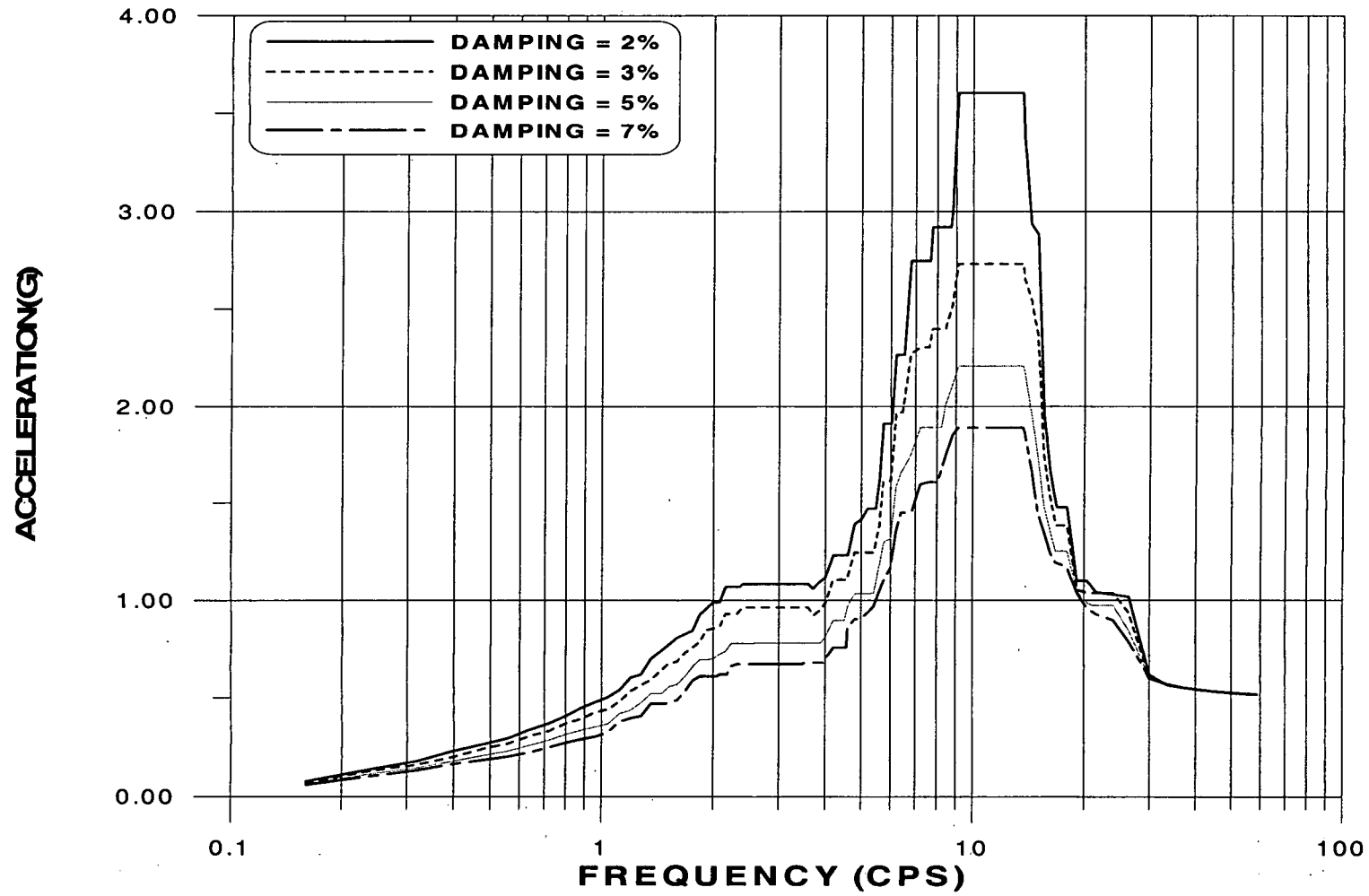


그림 B.9 기기냉각 및 보조건물 층응답스펙트럼(EL.123.17m, EW방향)

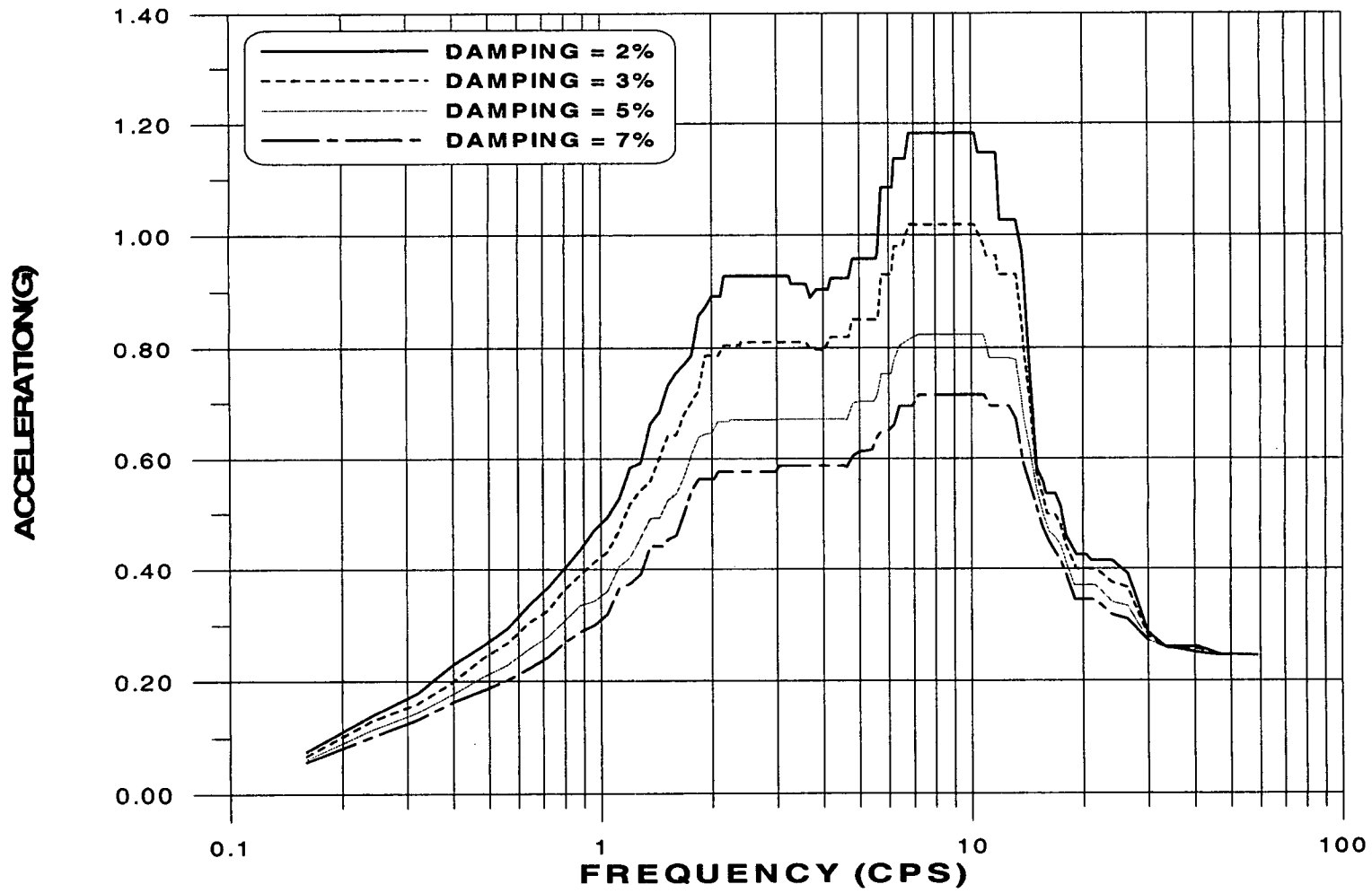


그림 B.10 제어건물 층응답스펙트럼(EL.104.87m, EW방향)

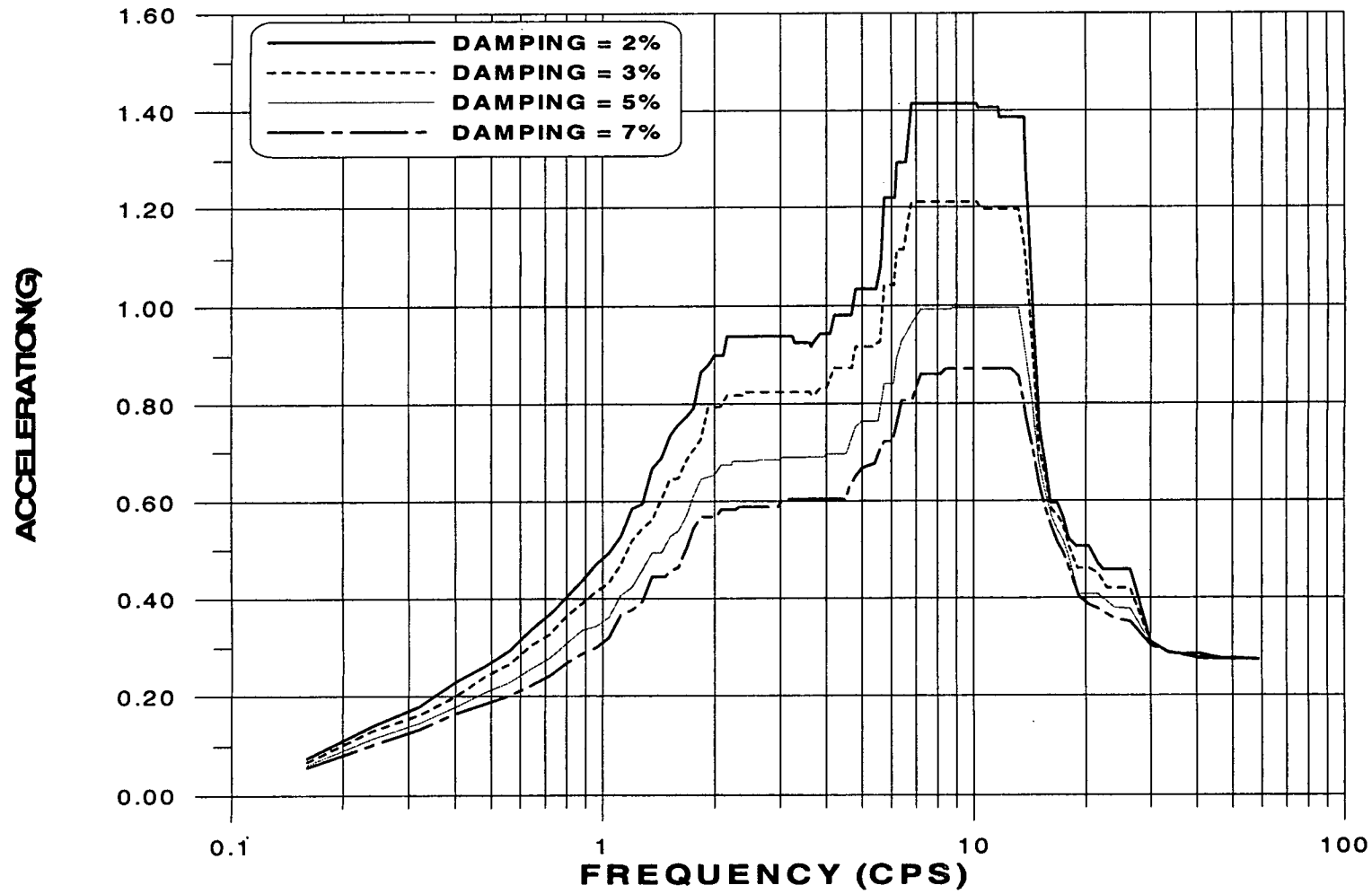


그림 B.11 제어건물 층응답스펙트럼(EL.107.62m, EW방향)

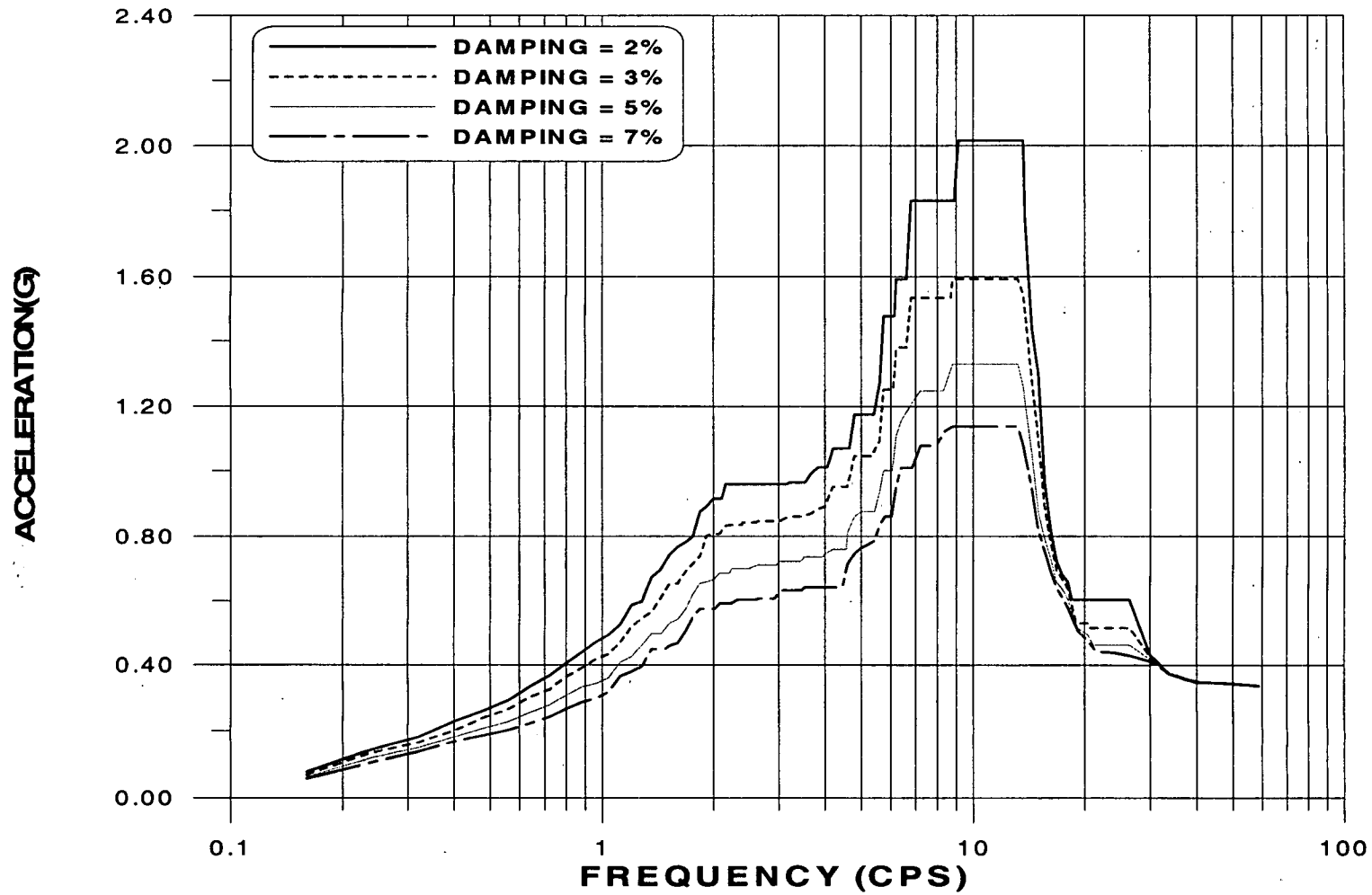


그림 B.12 제어건물 층응답스펙트럼(EL.111.89m, EW방향)

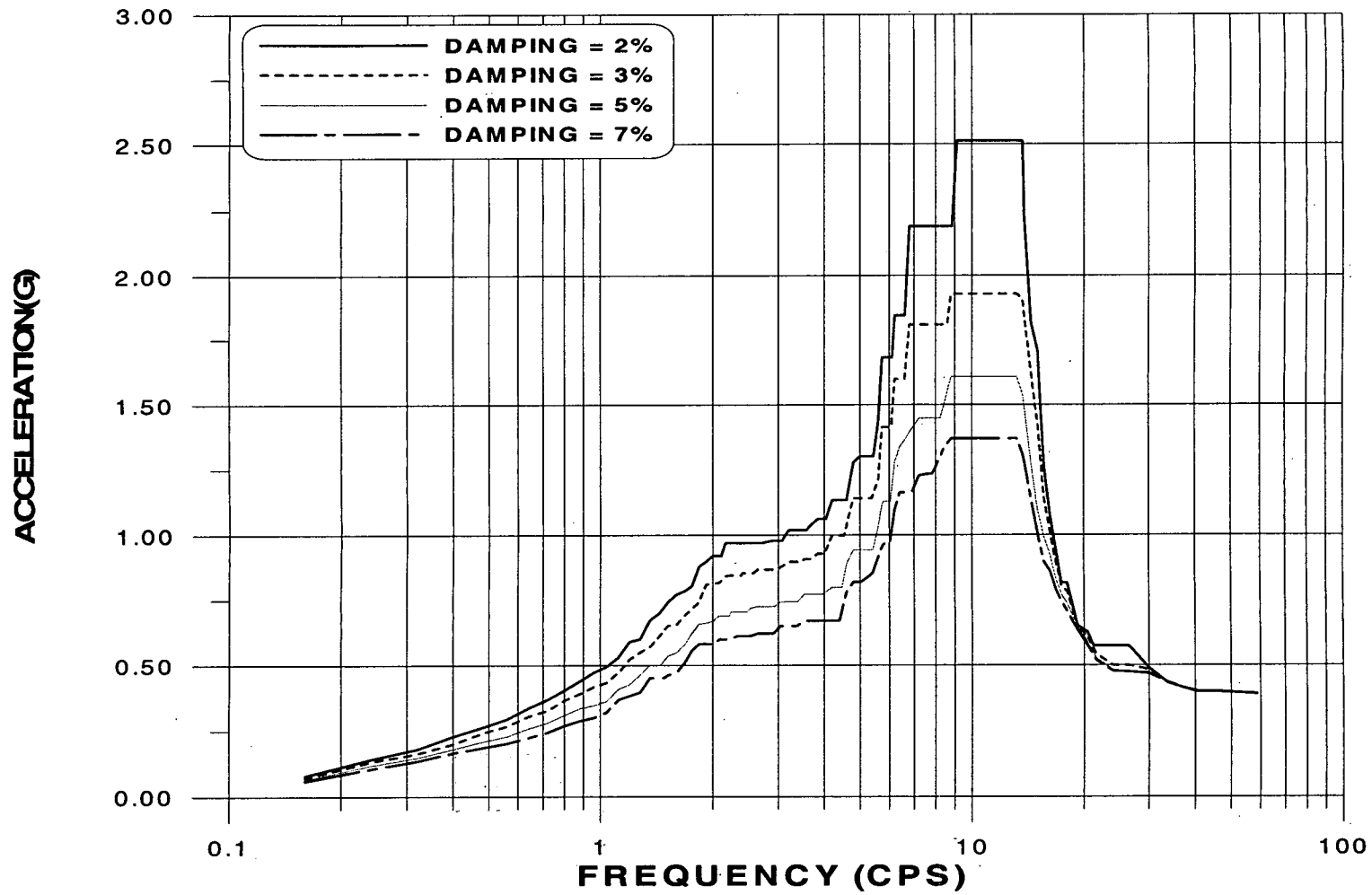


그림 B.13 제어건물 층응답스펙트럼(EL.115.55m, EW방향)



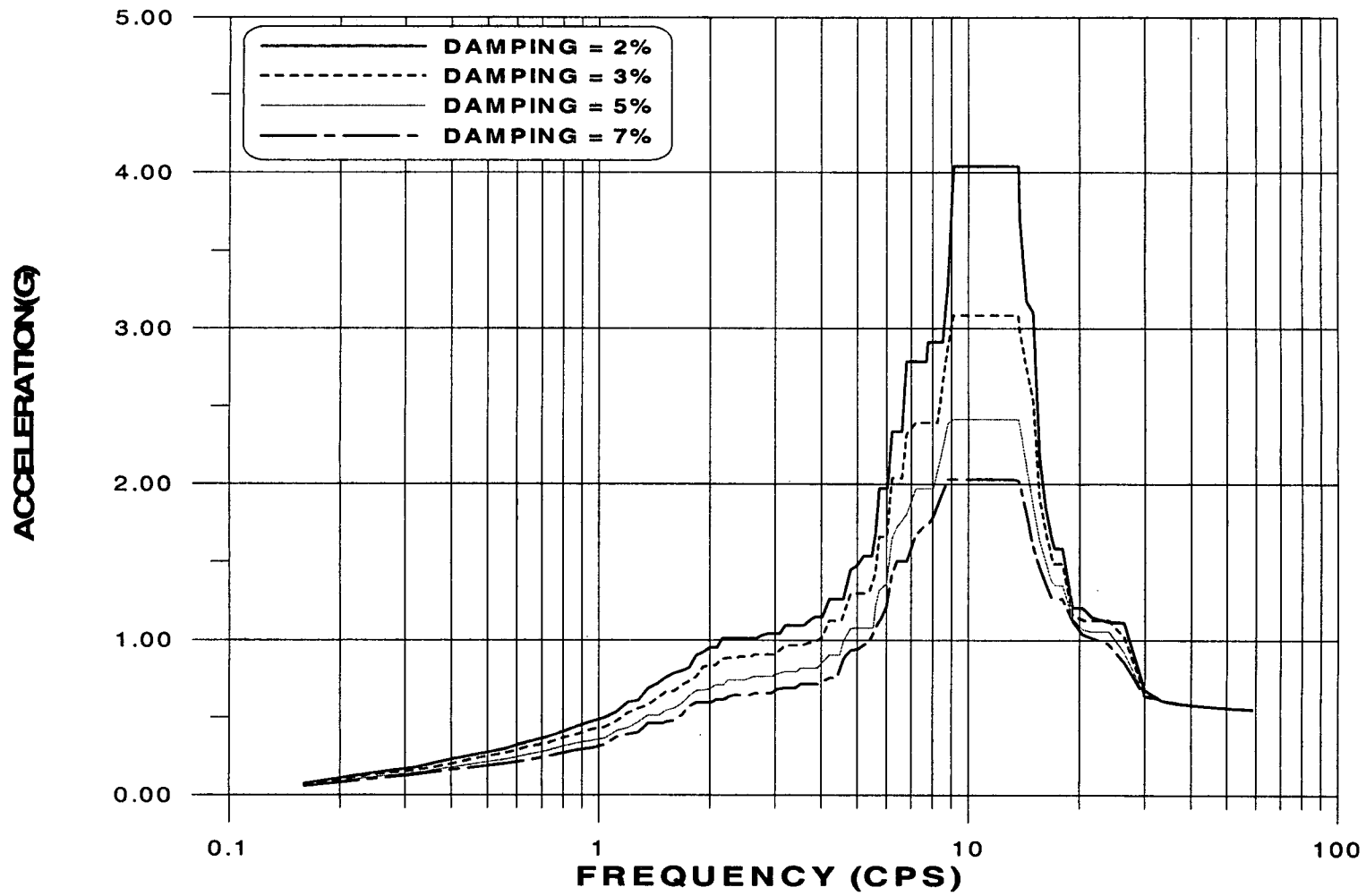


그림 B.14 제어건물 총응답스펙트럼(EL. 123.17m, EW방향)

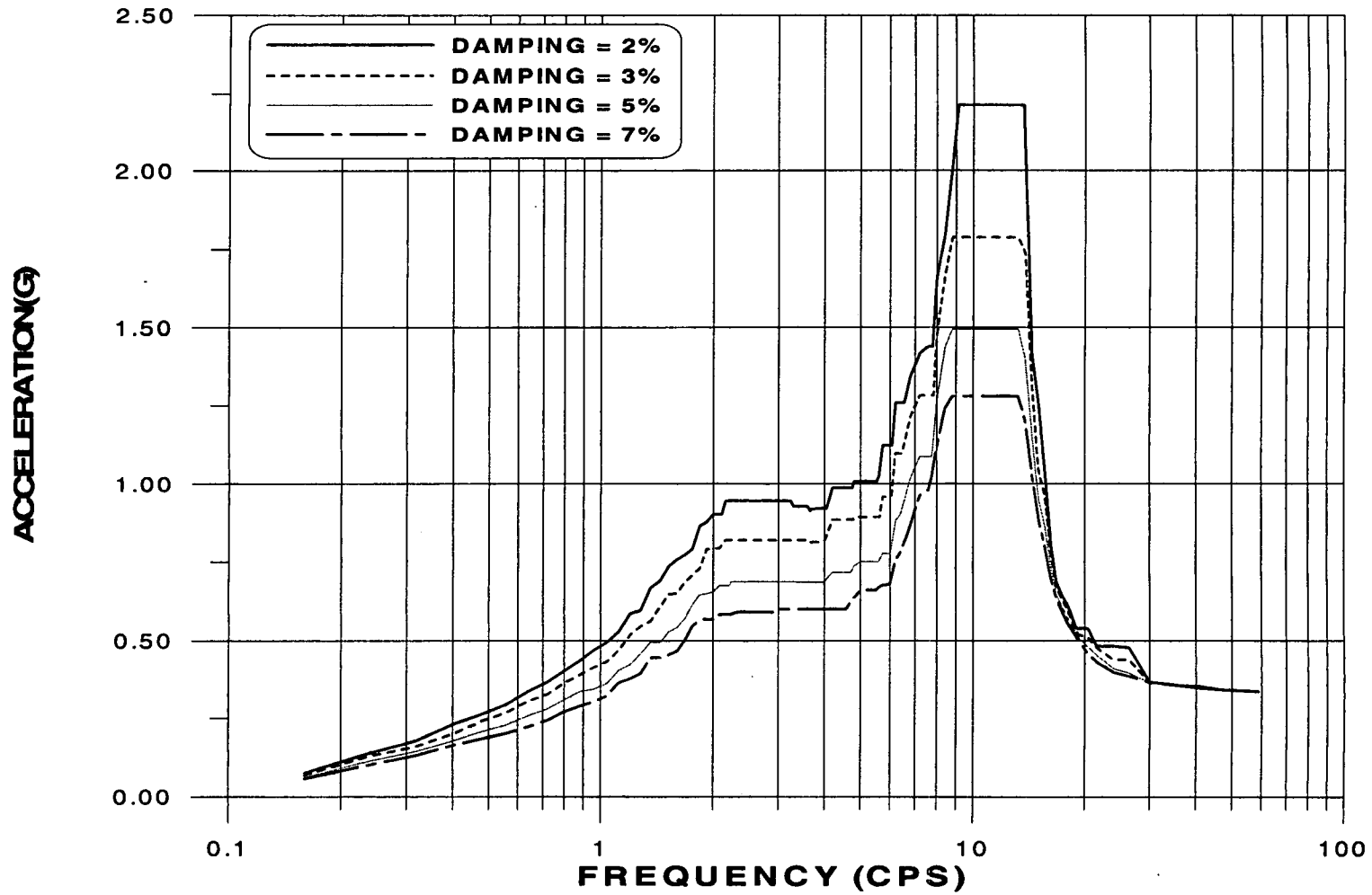


그림 B.15 드럼저장지역 층응답스펙트럼(EL.107.62m, EW방향)

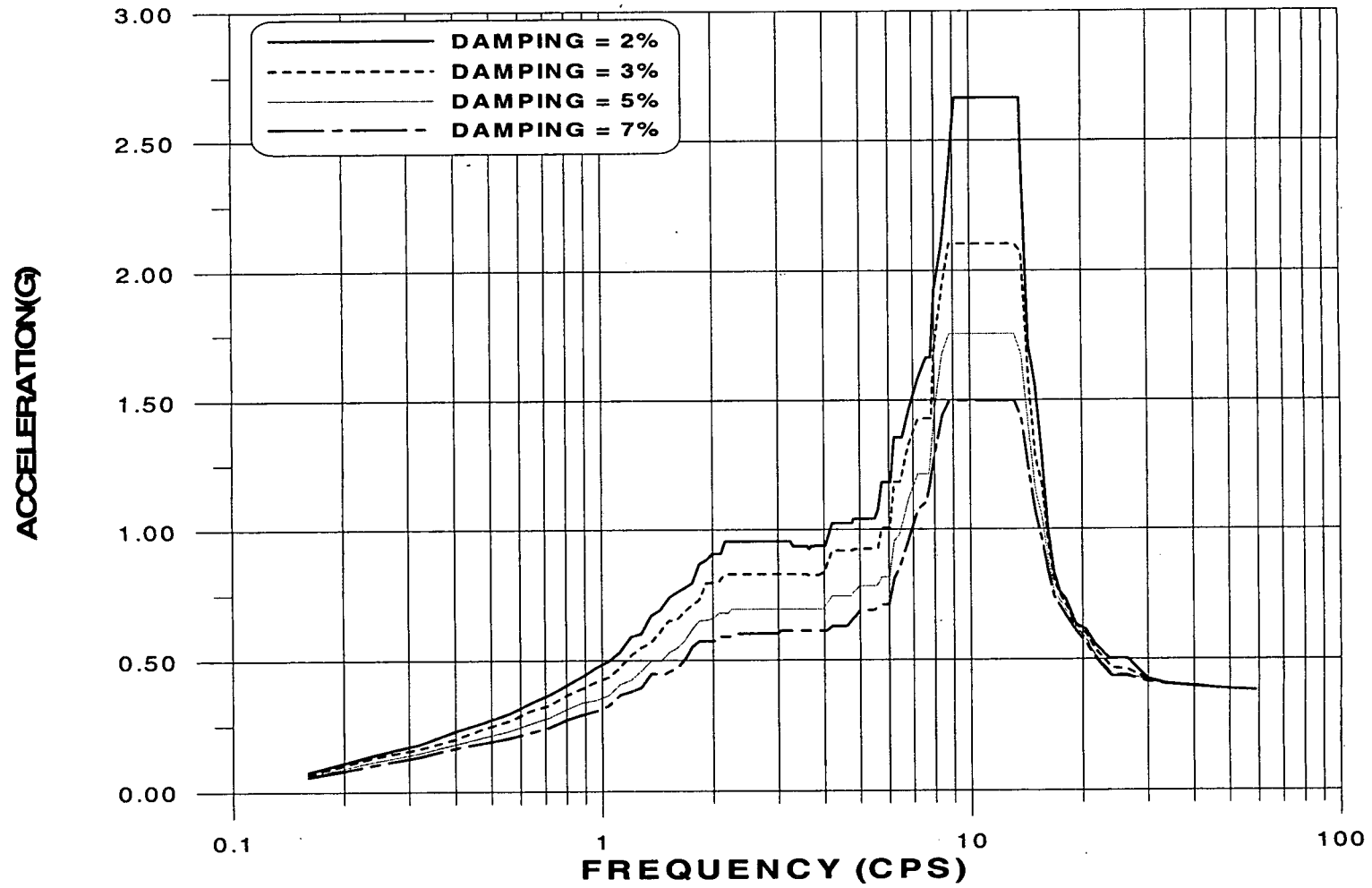


그림 B.16 드럼저장지역 총응답스펙트럼(EL. 111.22m, EW방향)

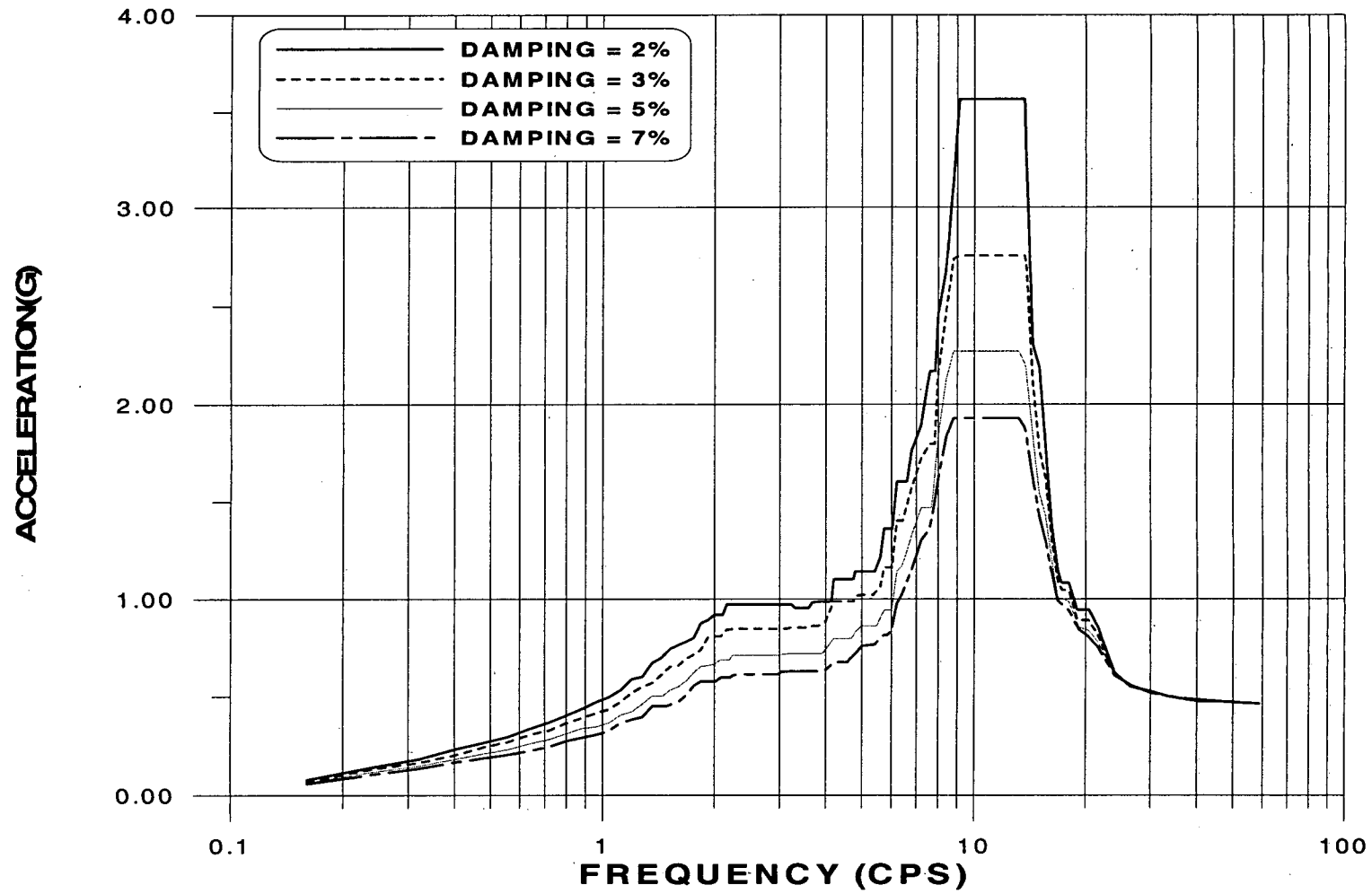


그림 B.17 드림저장지역 총응답스펙트럼(EL.115.55m, EW방향)

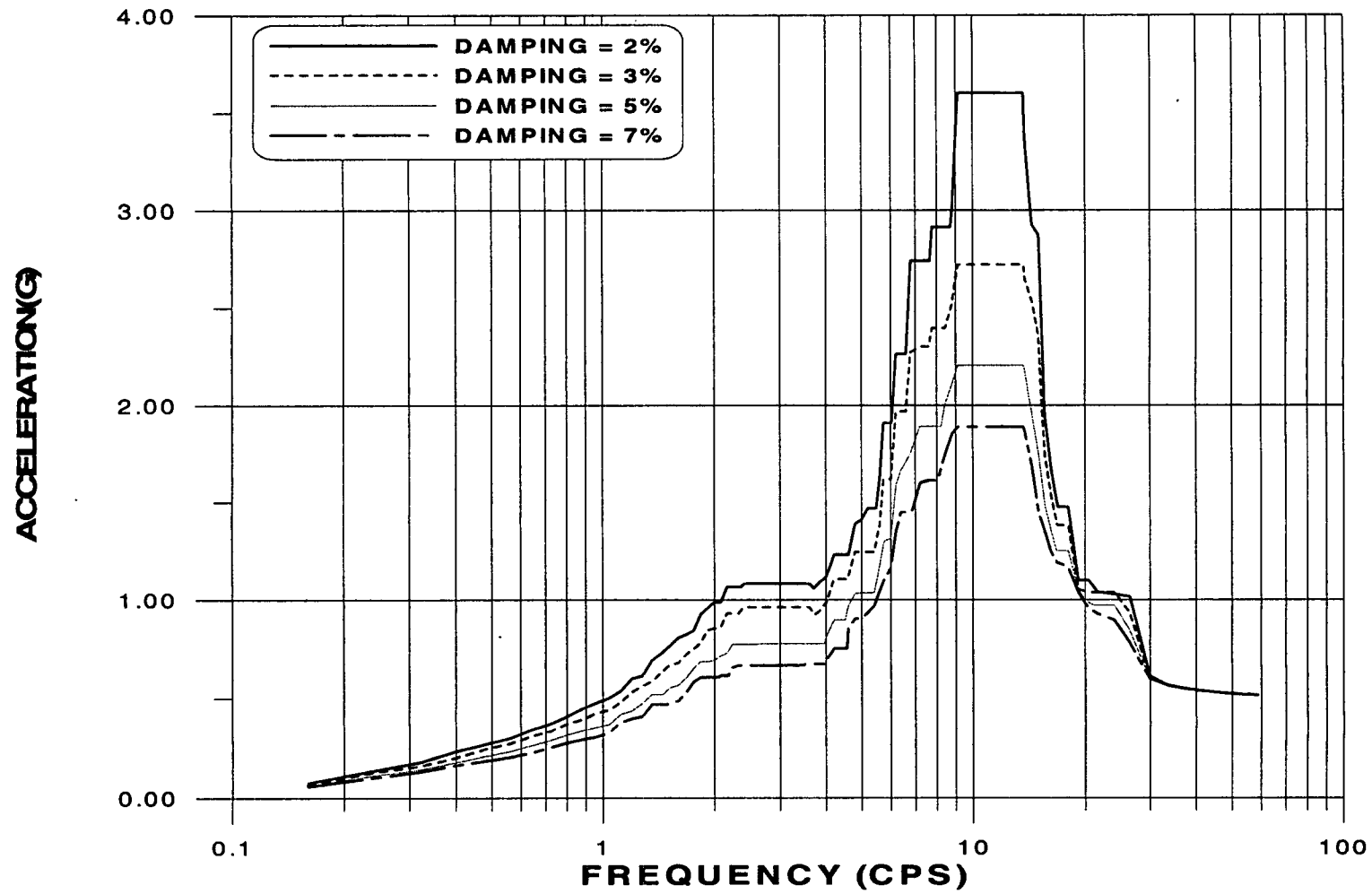


그림 B.18 드럼저장지역 총응답스펙트럼(EL.123.17m, EW방향)

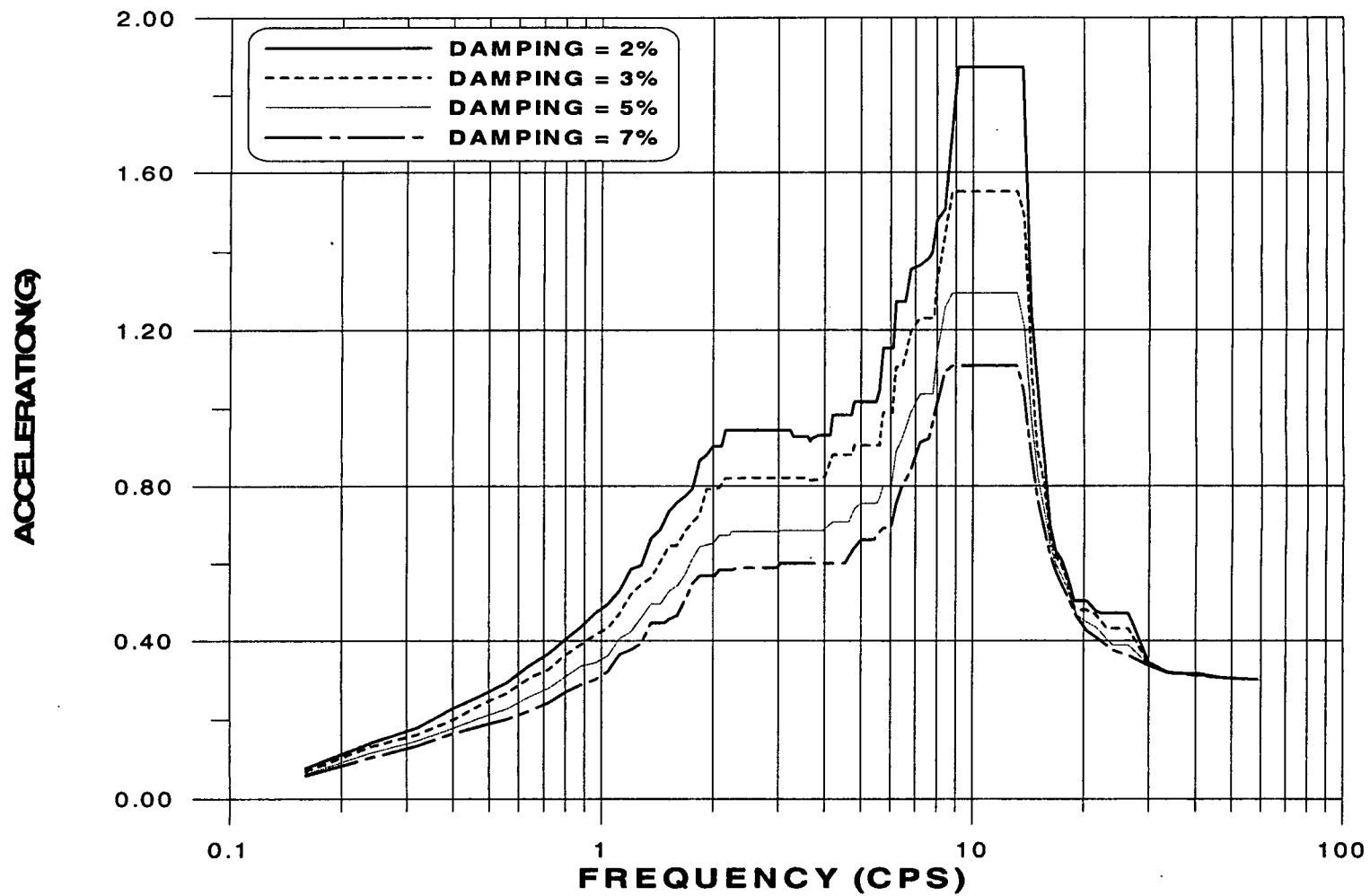


그림 B.19 핵연료취급건물 총응답스펙트럼(EL.107.62m, EW방향)

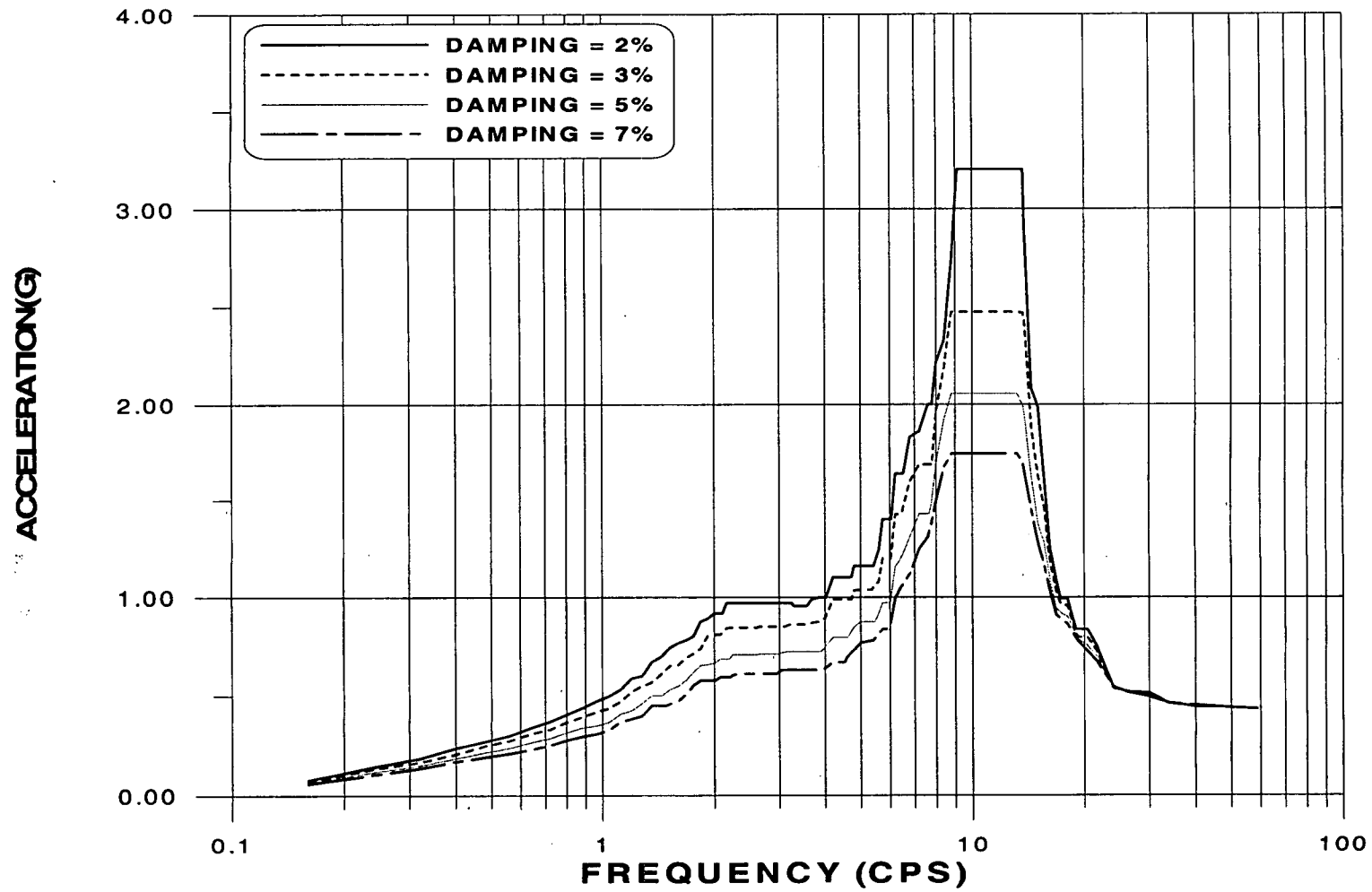


그림 B.20 핵연료취급건물 층응답스펙트럼(EL. 115.55m, EW방향)

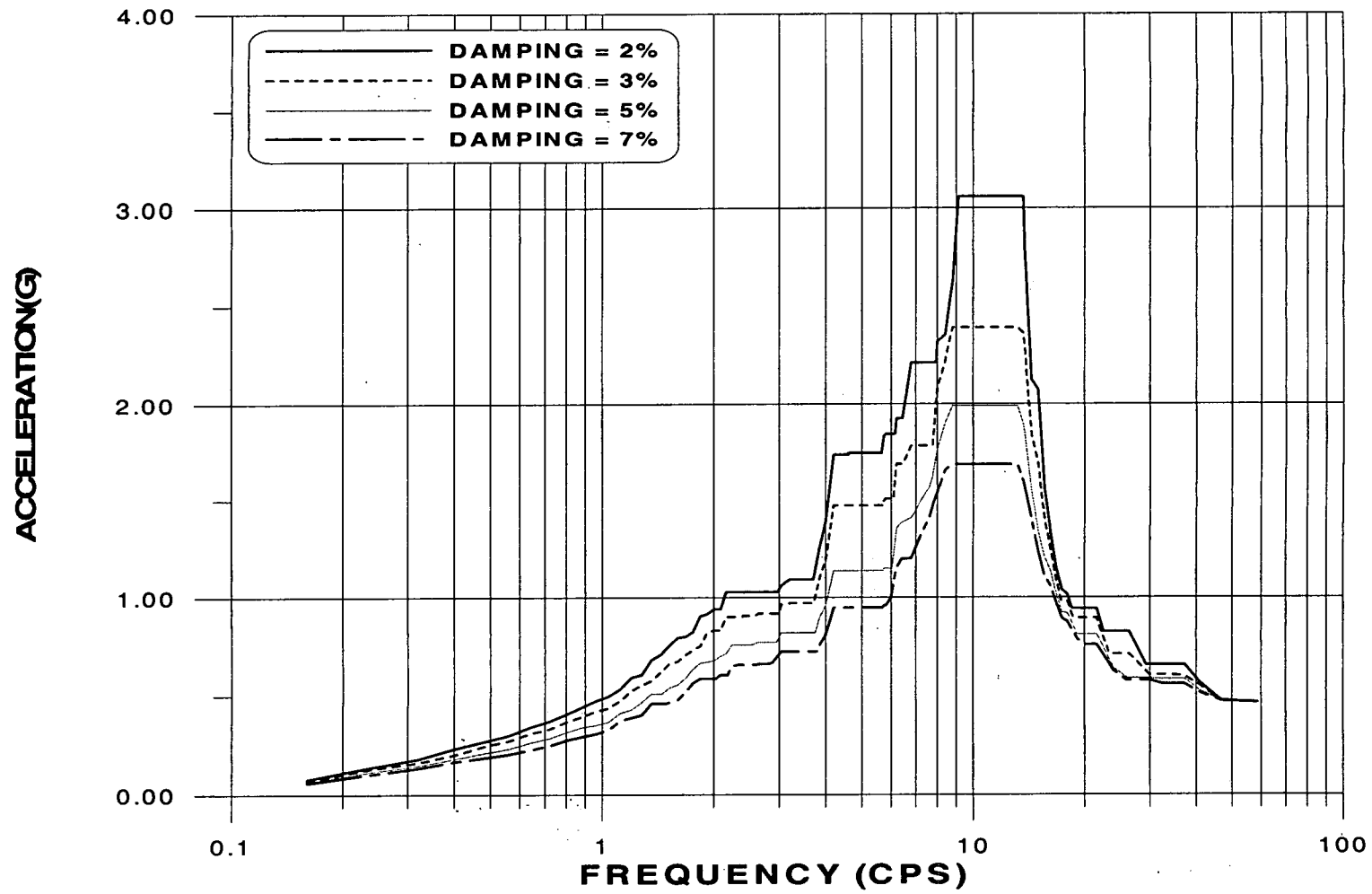


그림 B.21 핵연료취급건물 층응답스펙트럼(EL.123.17m, EW방향)



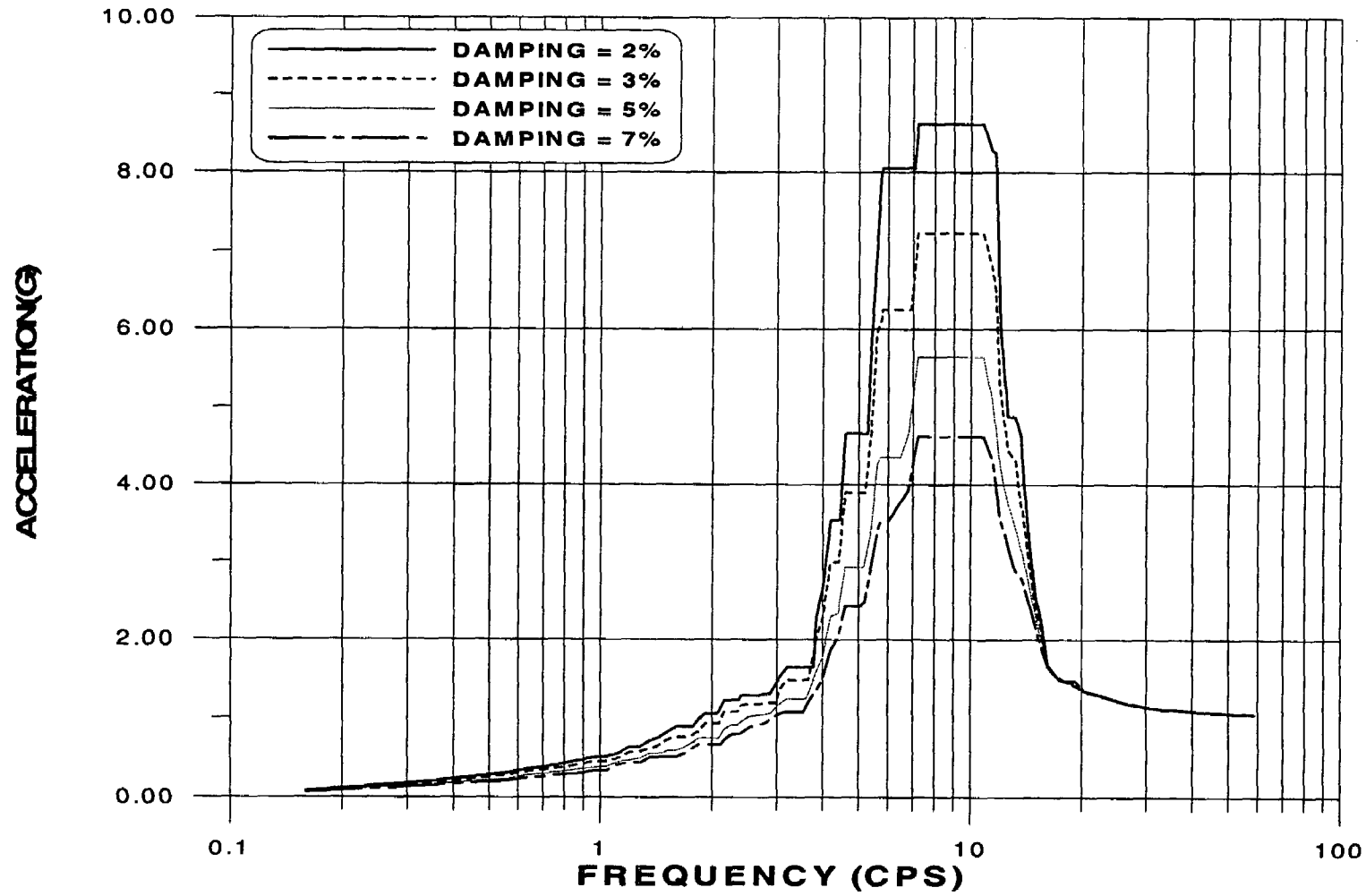


그림 B.22 핵연료취급건물 층응답스펙트럼(EL.133.18m, EW방향)

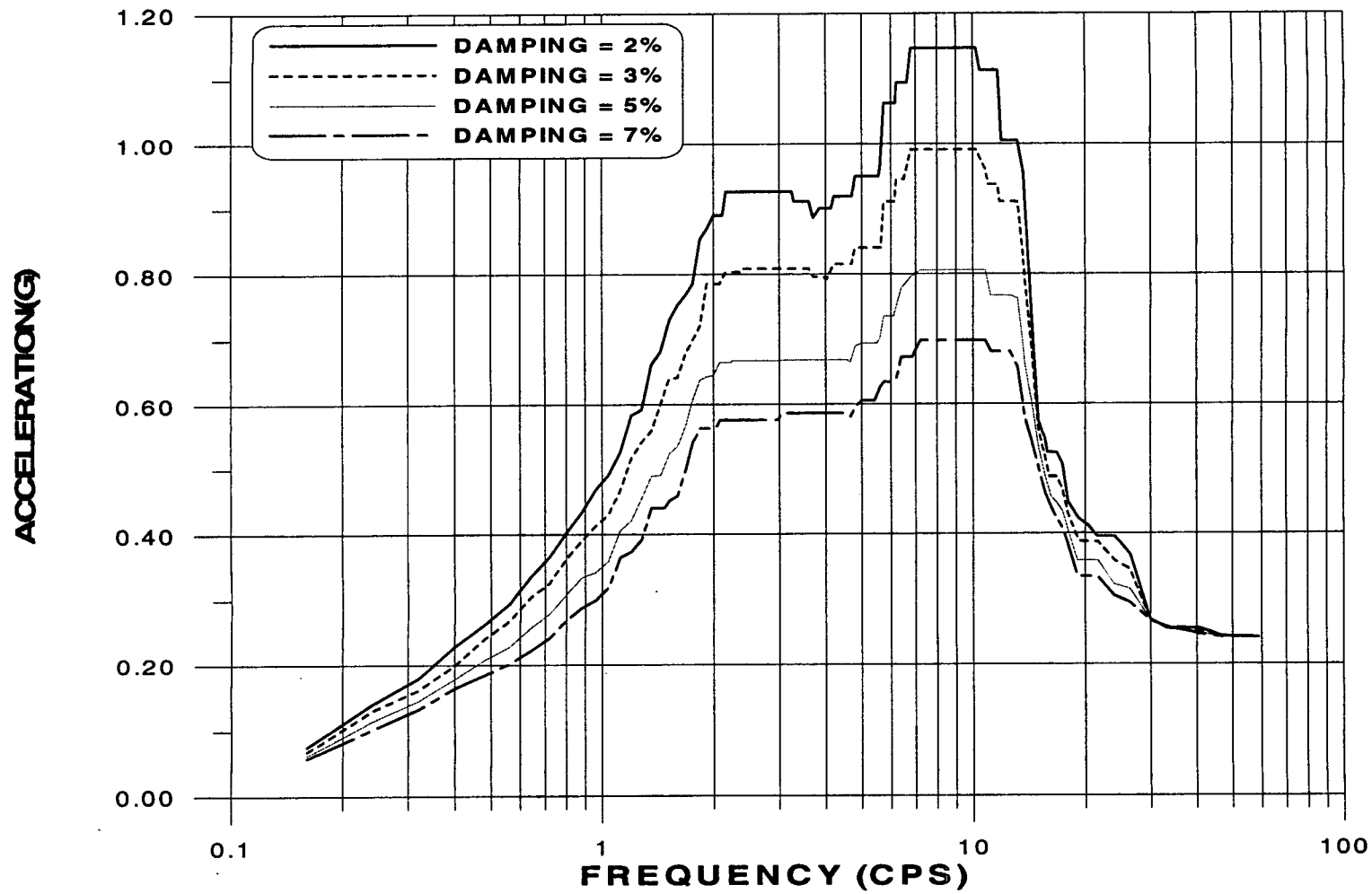


그림 B.23 중간건물 층응답스펙트럼(EL.104.26m, EW방향)

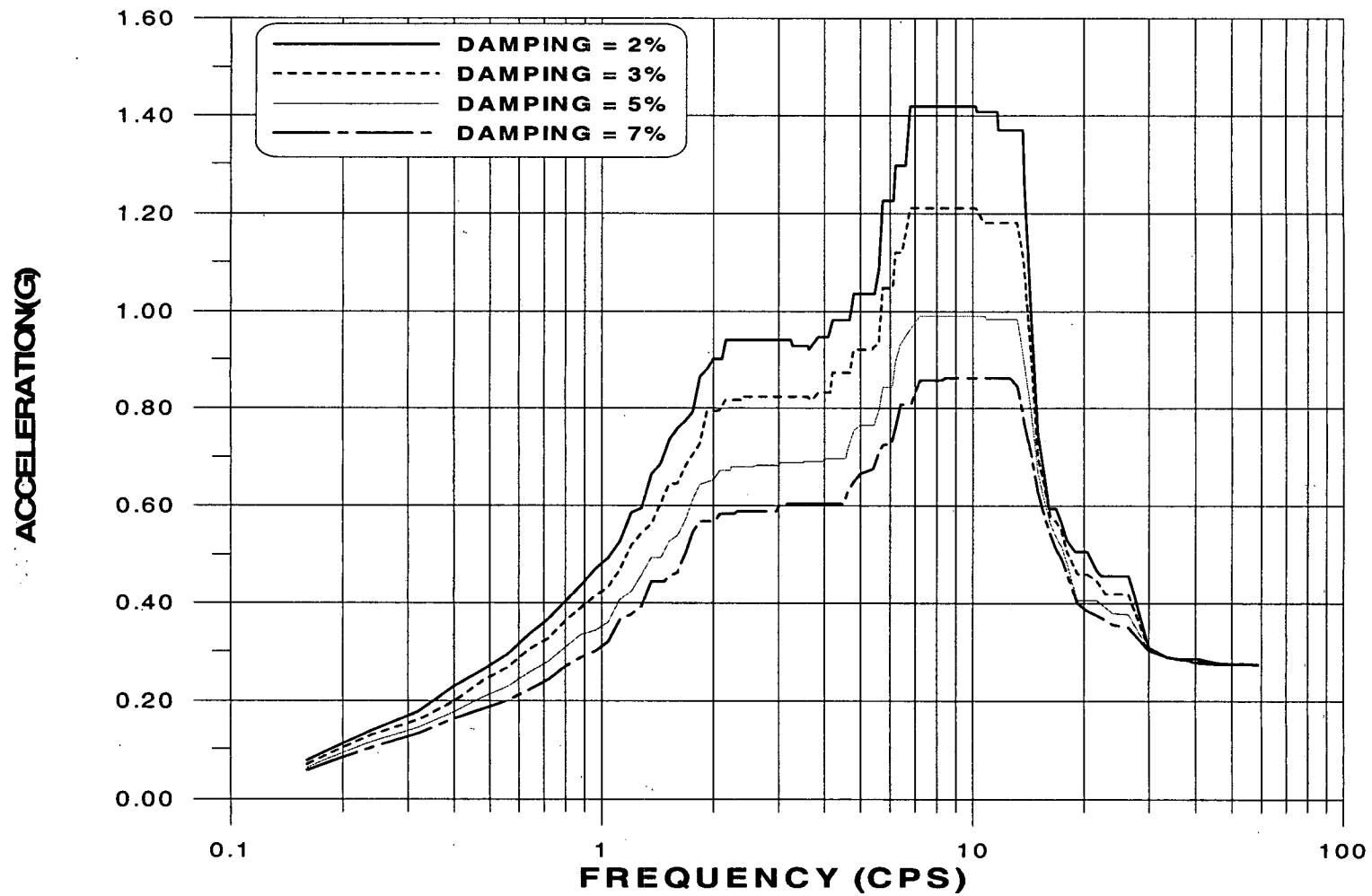


그림 B.24 중간건물 총응답스펙트럼(EL.107.62m, EW방향)

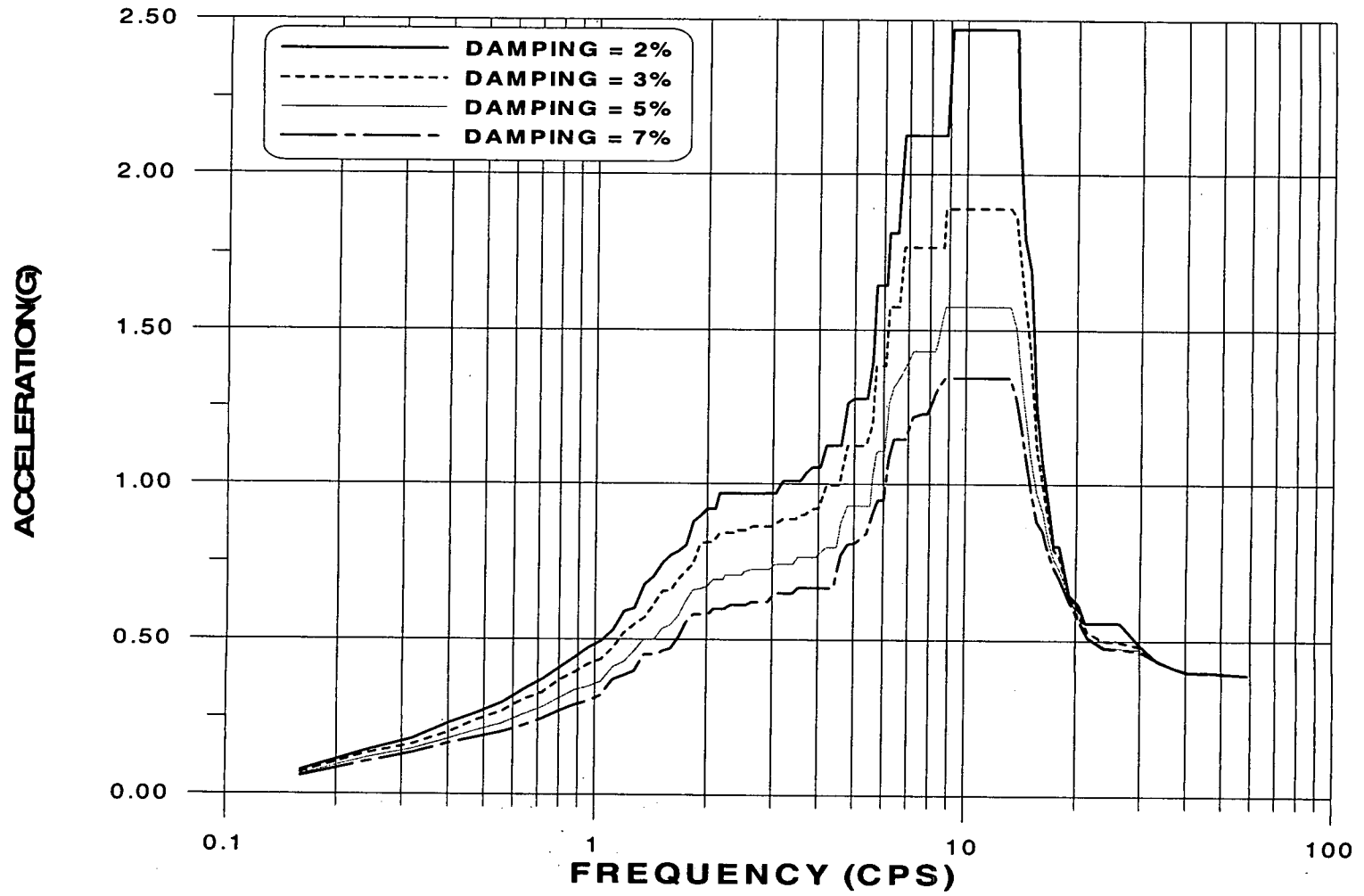


그림 B.25 중간건물 층응답스펙트럼(EL.115.55m, EW방향)

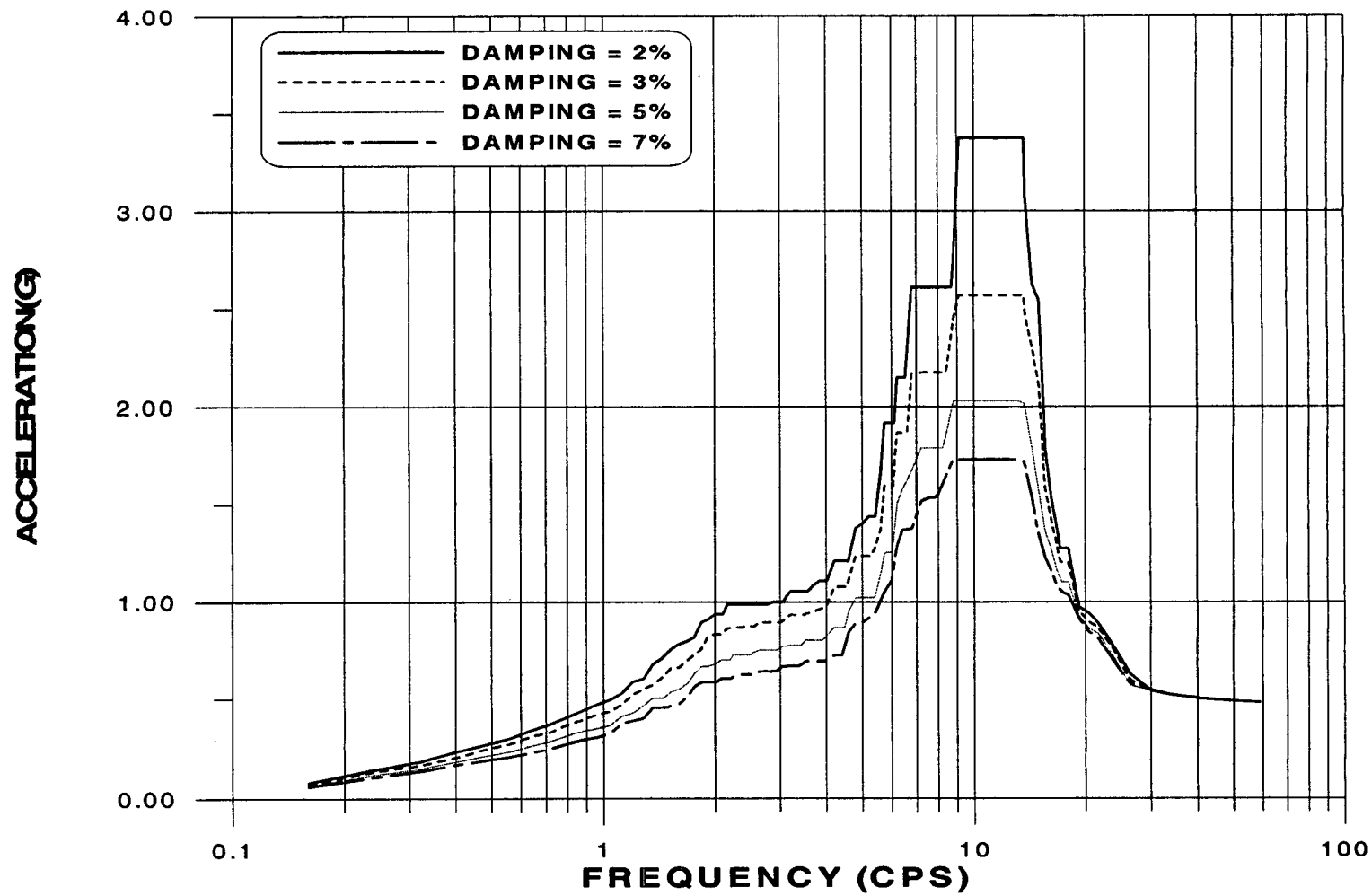


그림 B.26 중간건물 총응답스펙트럼(EL. 119.82m, EW방향)

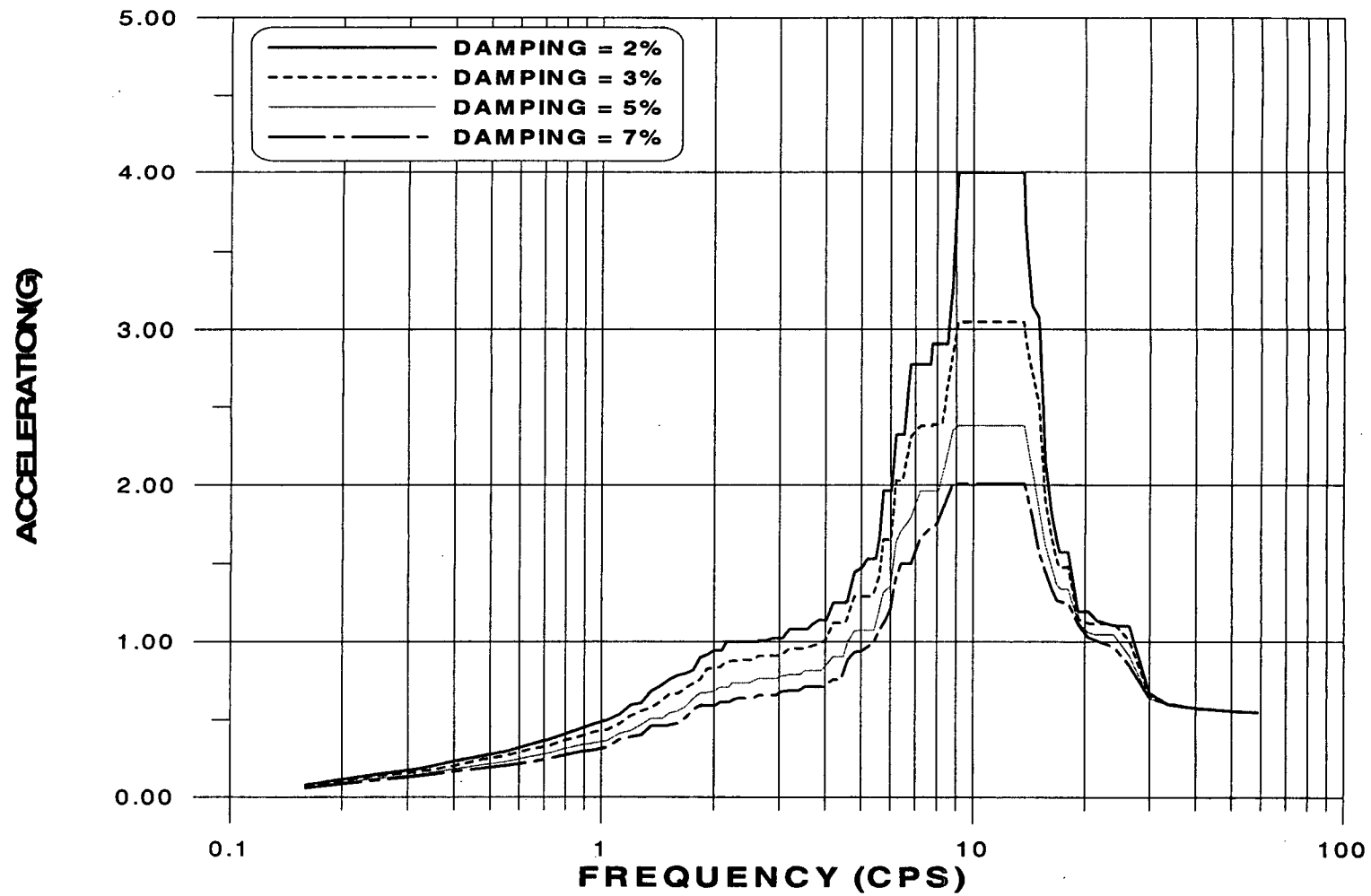


그림 B.27 중간건물 층응답스펙트럼(EL.123.17m, EW방향)

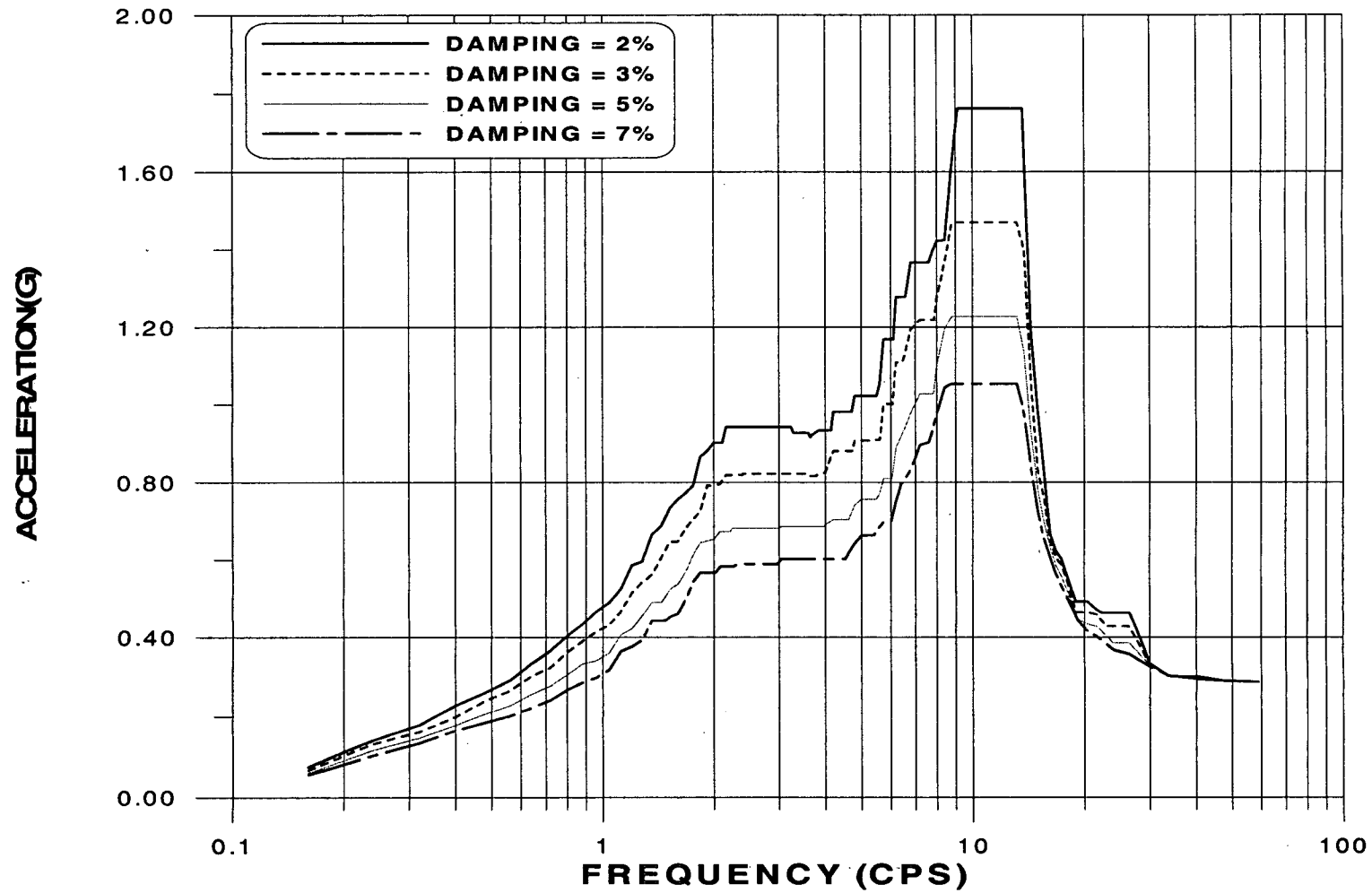


그림 B.28 기사용 핵연료 지역 총응답스펙트럼(EL. 107.62m, EW방향)

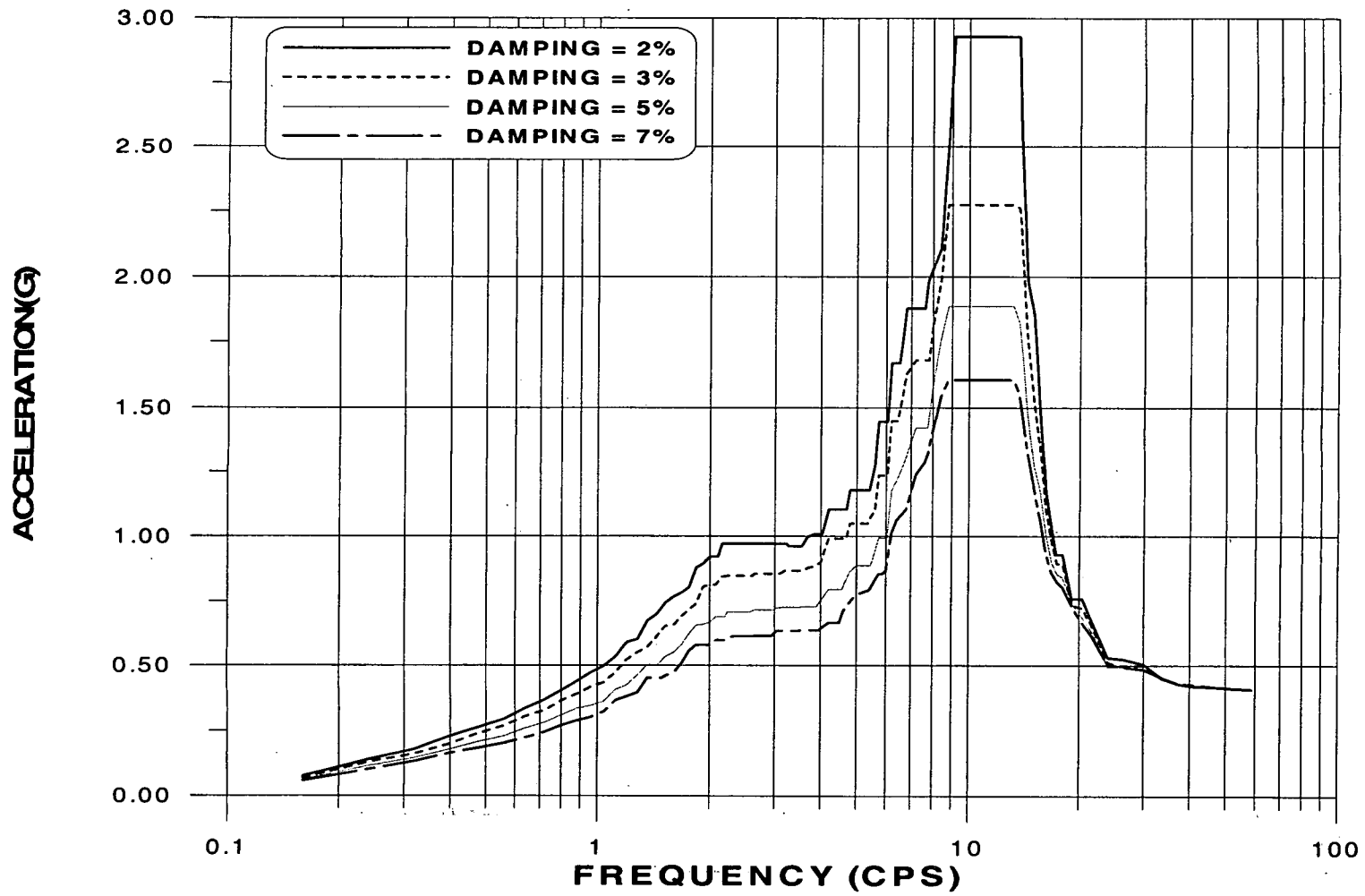


그림 B.29 기사용 핵연료 지역 응답스펙트럼(EL.115.55m, EW방향)



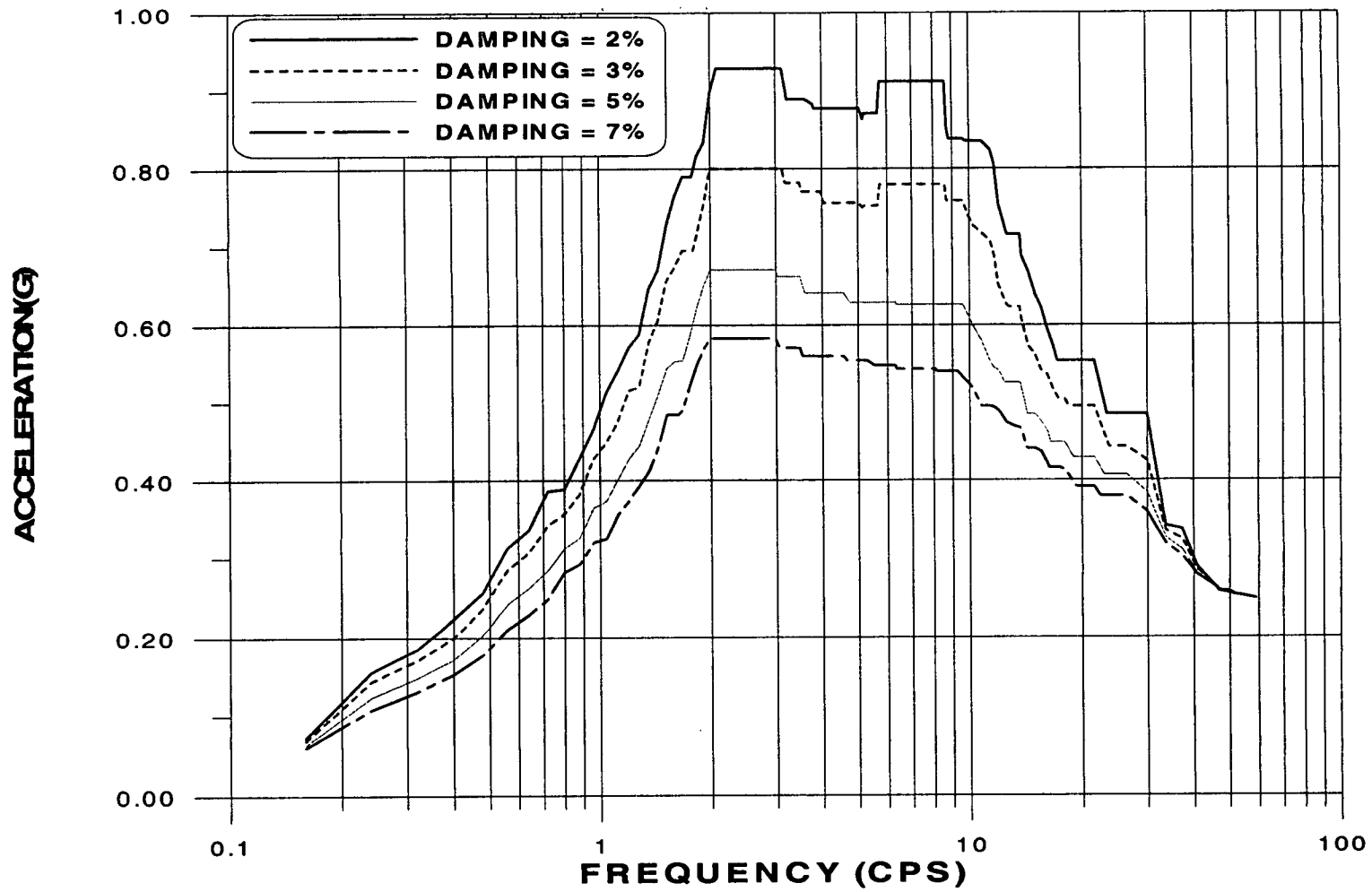


그림 B. 30 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL. 89.64m, NS방향)

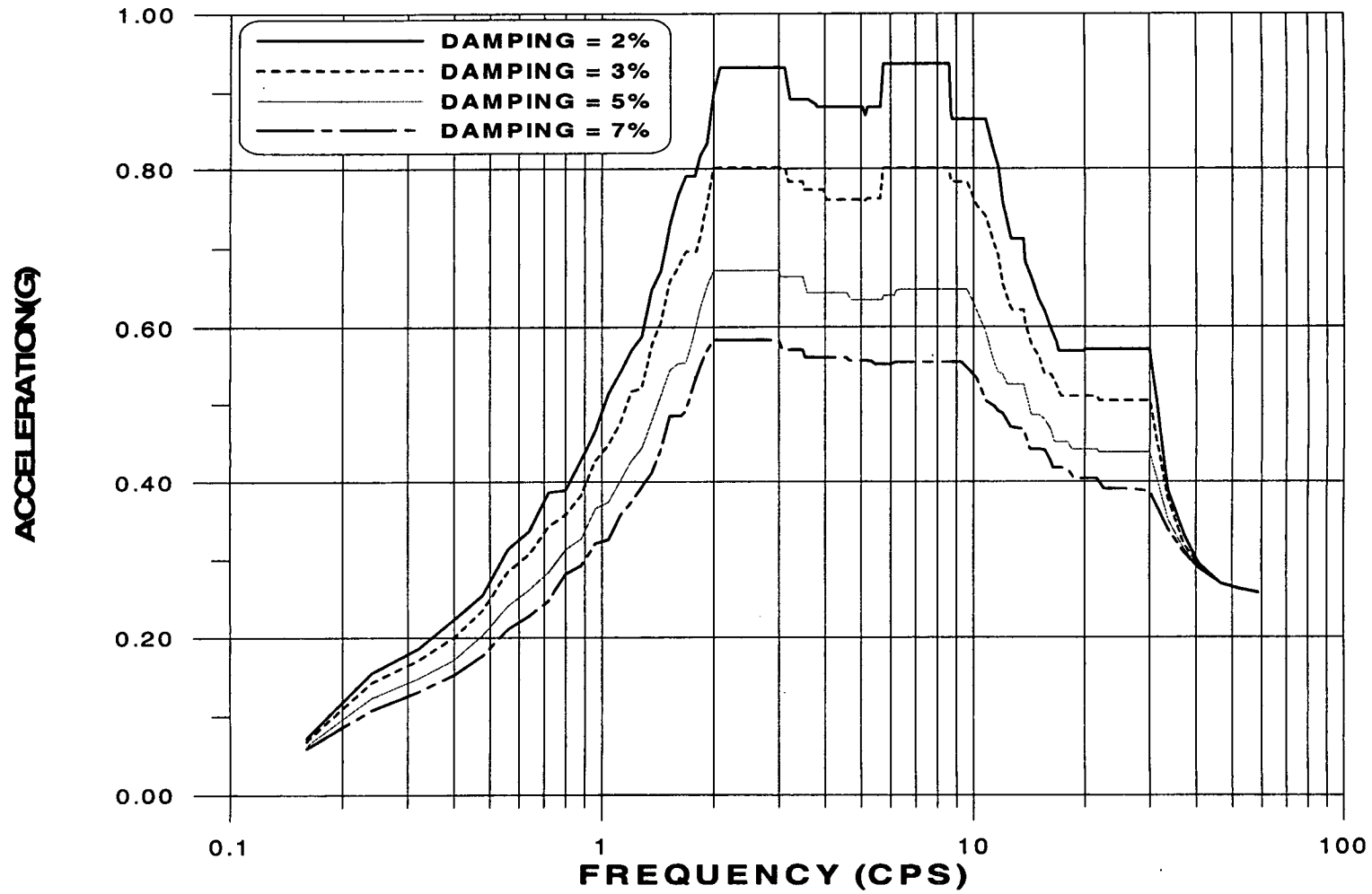


그림 B.31 기기냉각 및 보조건물 층응답스펙트럼(EL. 94.21m, NS방향)

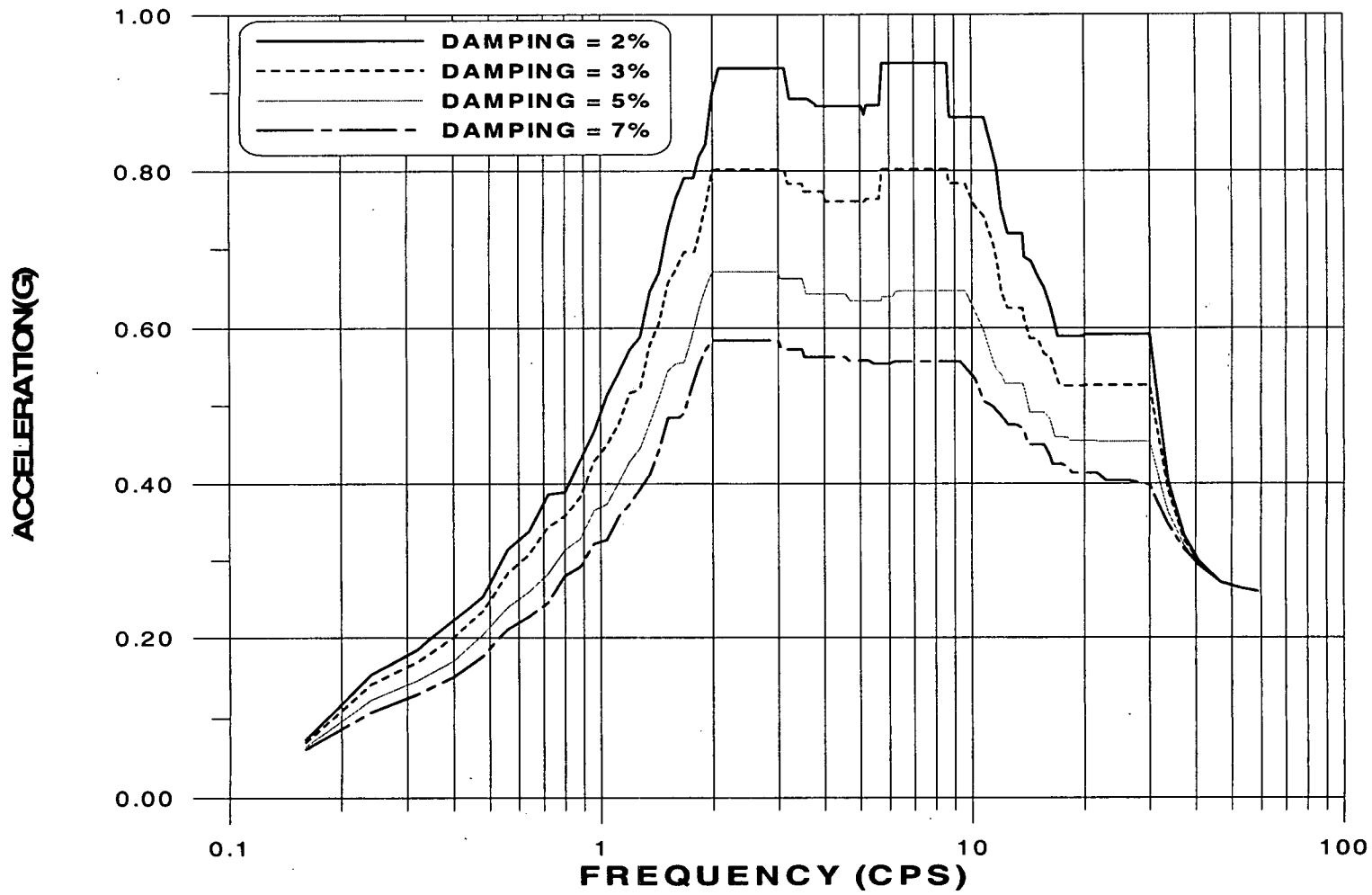


그림 B.32 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL. 98.17m, NS방향)

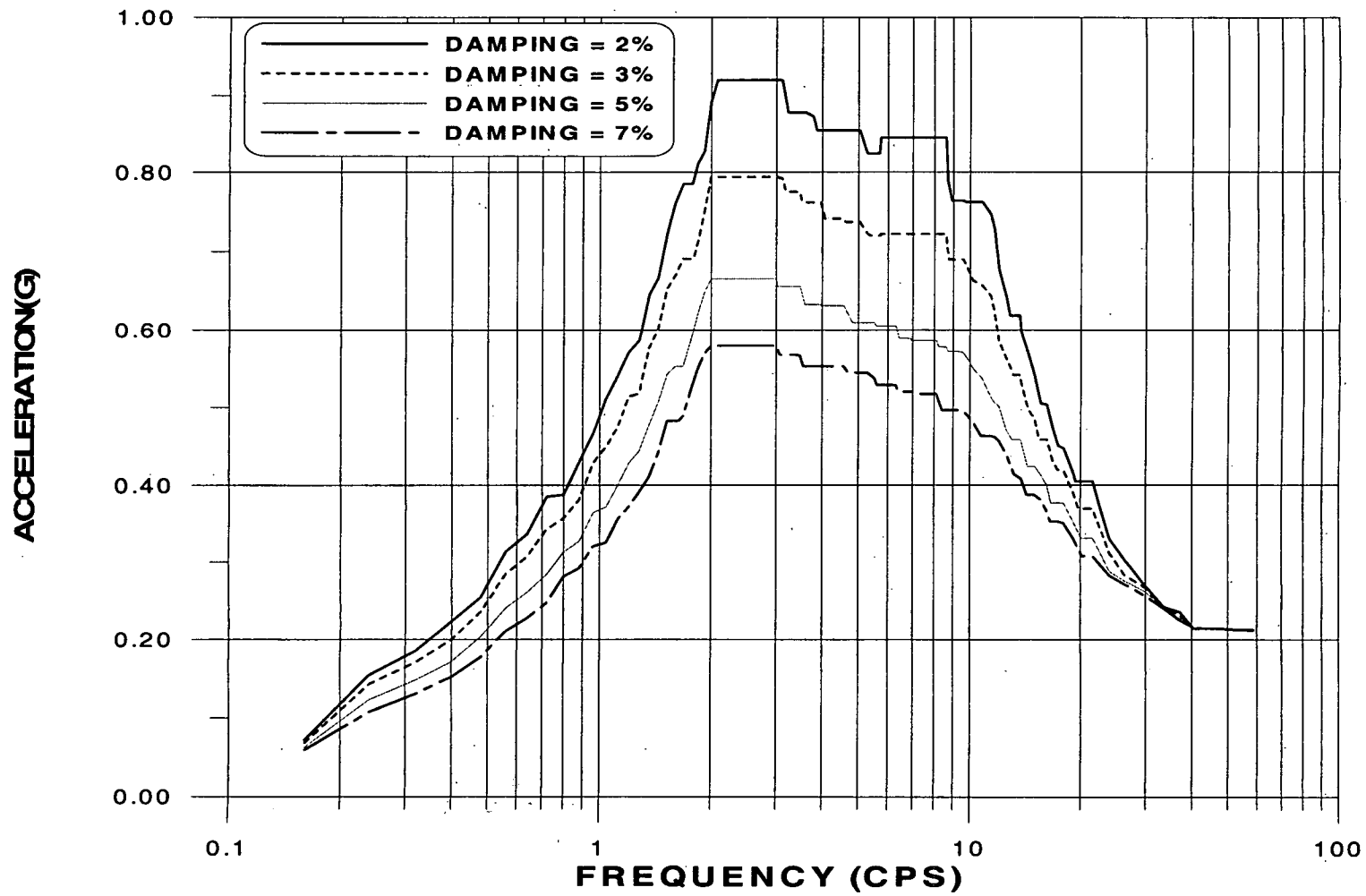


그림 B. 33 기기냉각 및 보조건물 층응답스펙트럼(EL. 100.30m, NS방향)

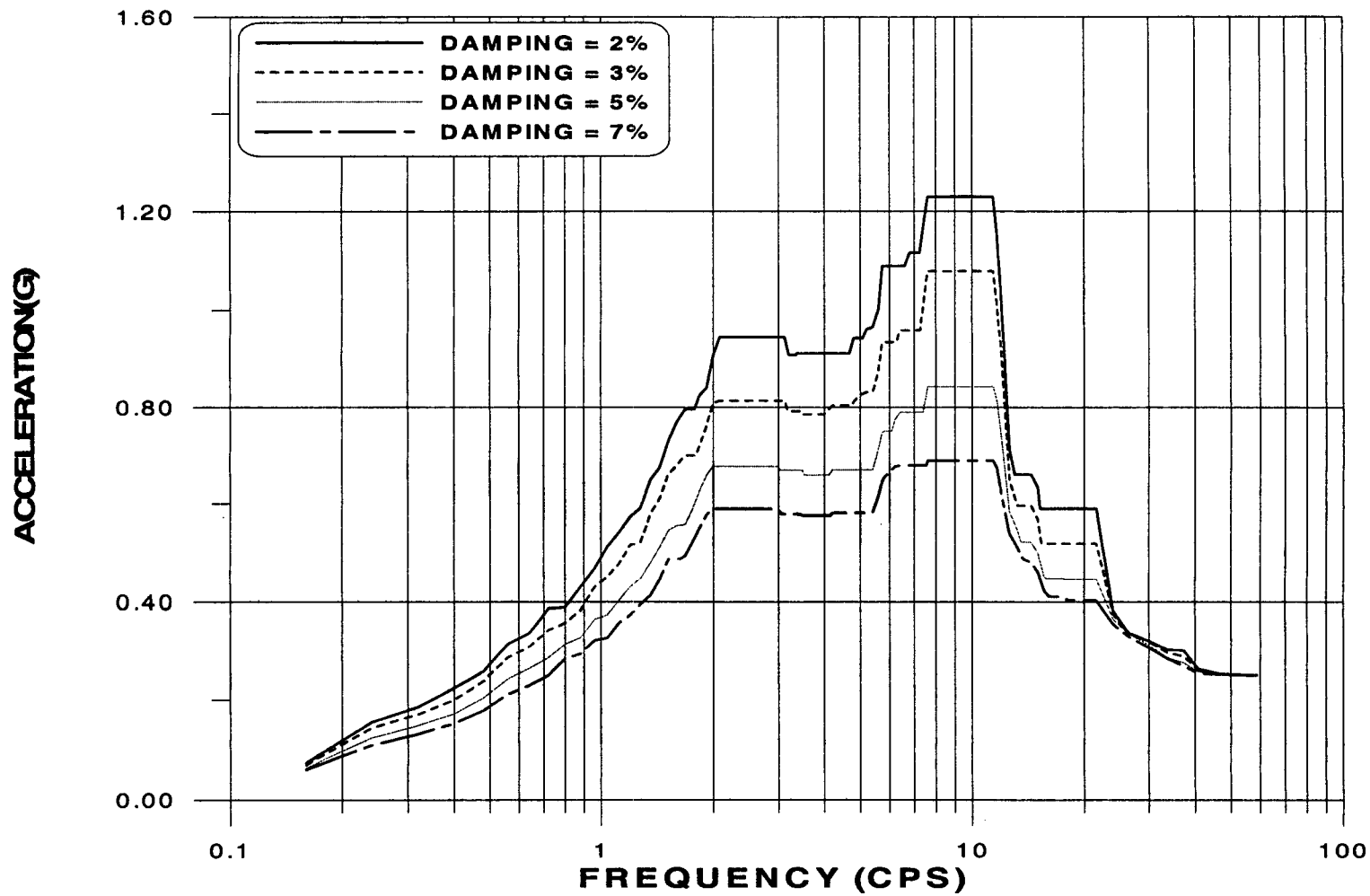


그림 B. 34 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL.103.70m, NS방향)

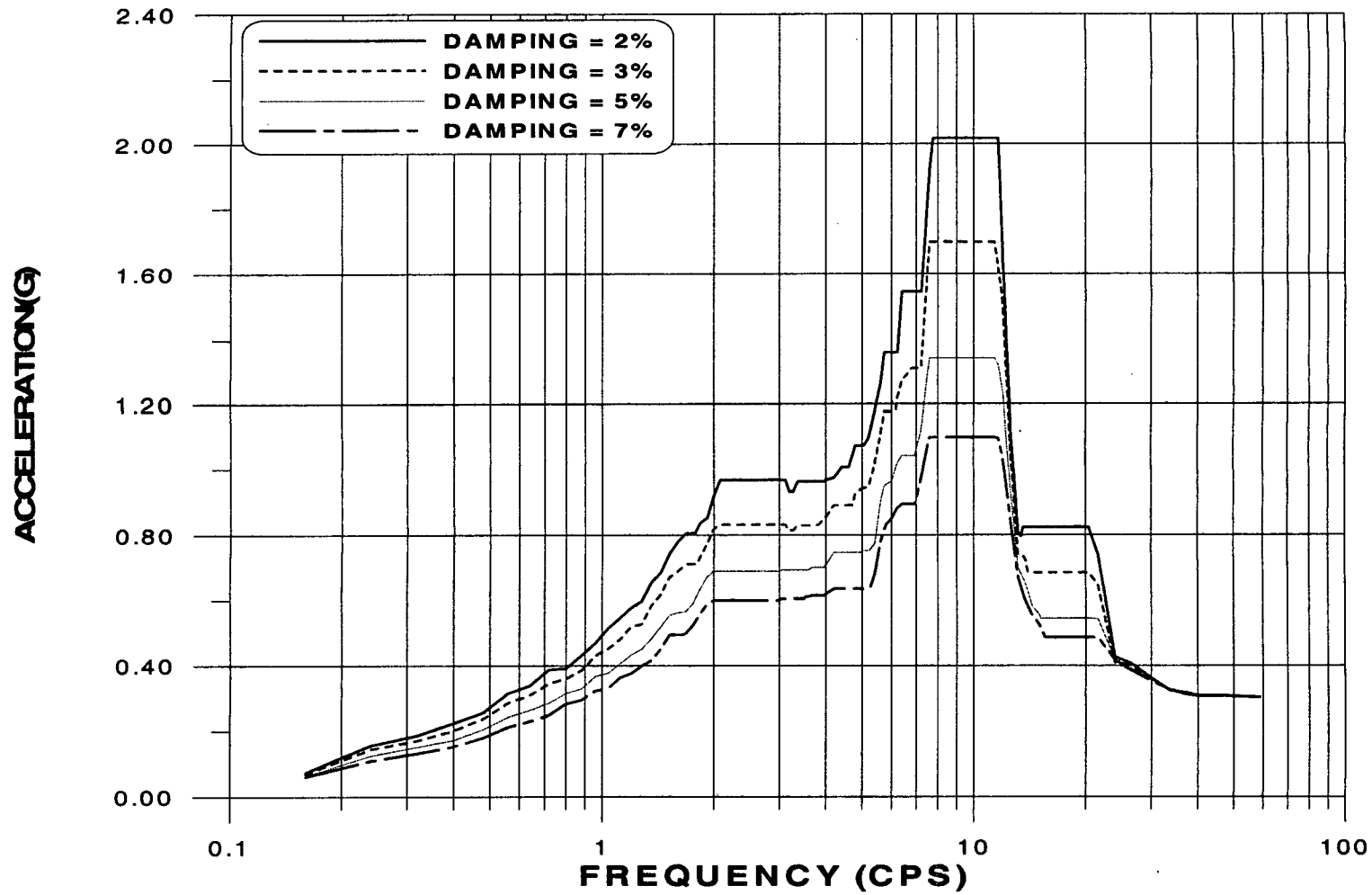


그림 B.35 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL.107.62m, NS방향)

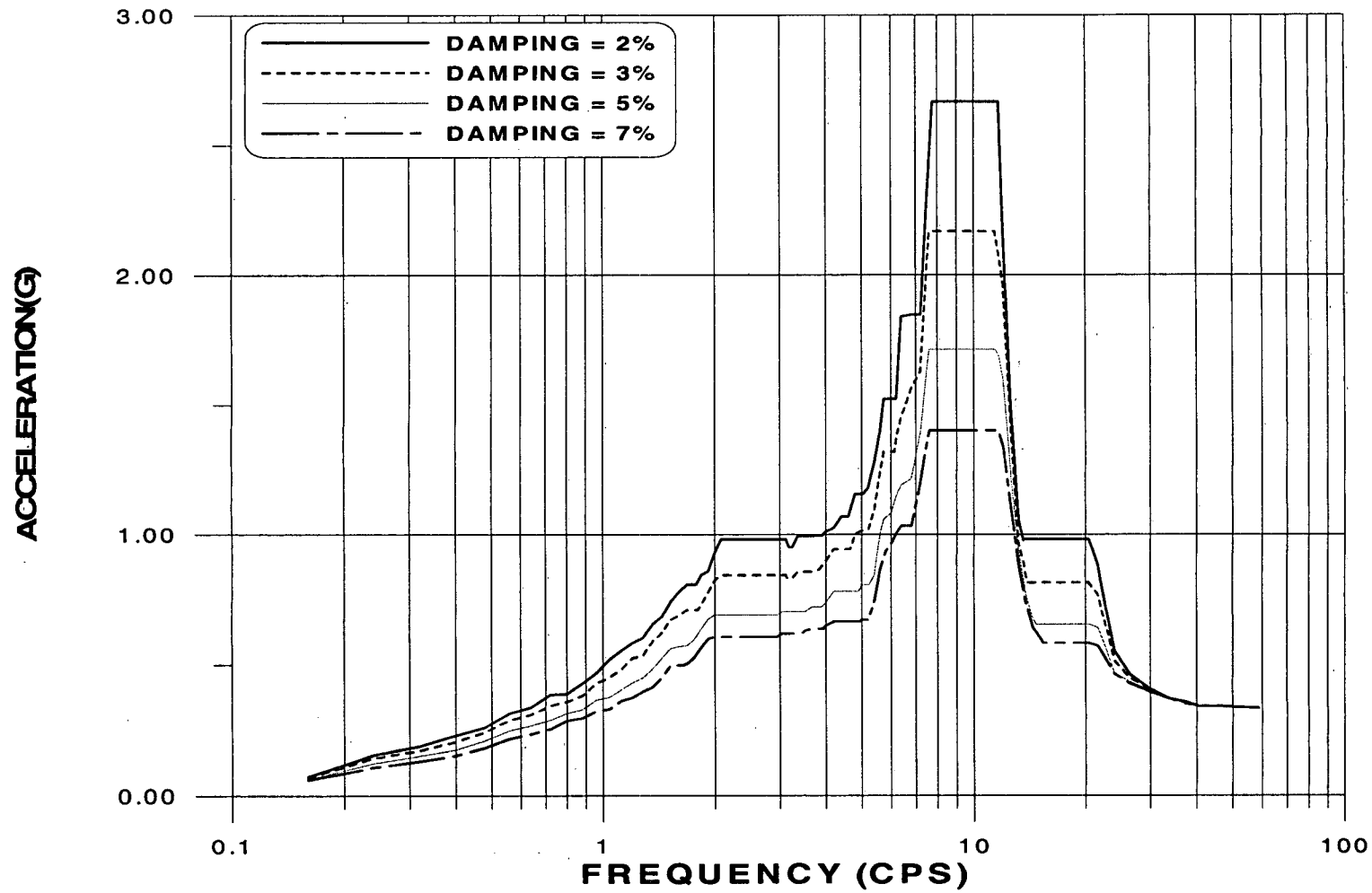


그림 B.36 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL.111.22m, NS방향)

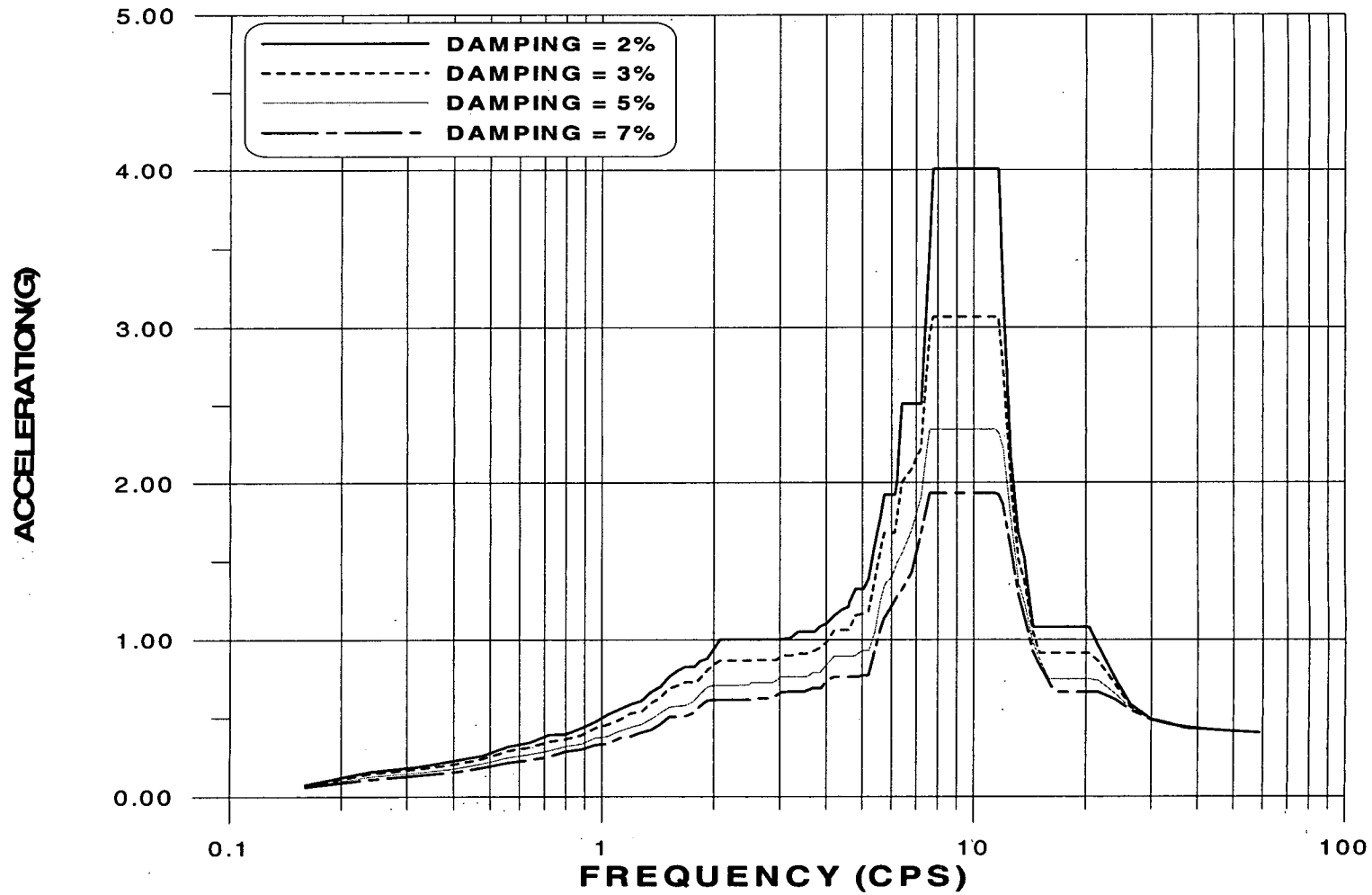


그림 B.37 기기냉각 및 보조건물 층응답스펙트럼(EL.115.55m, NS방향)



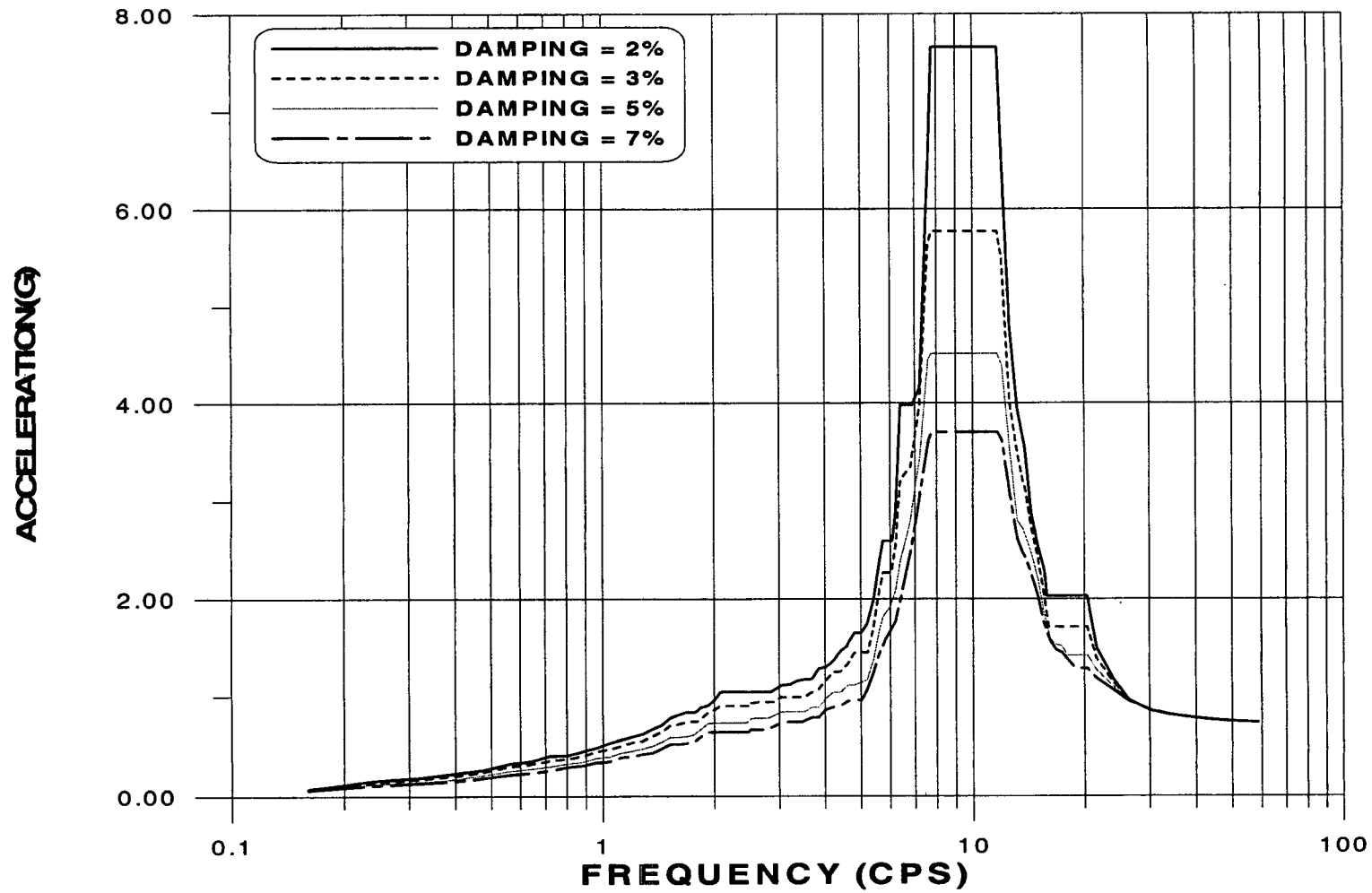


그림 B.38 기기냉각 및 보조건물 총응답스펙트럼(EL.123.17m, NS방향)

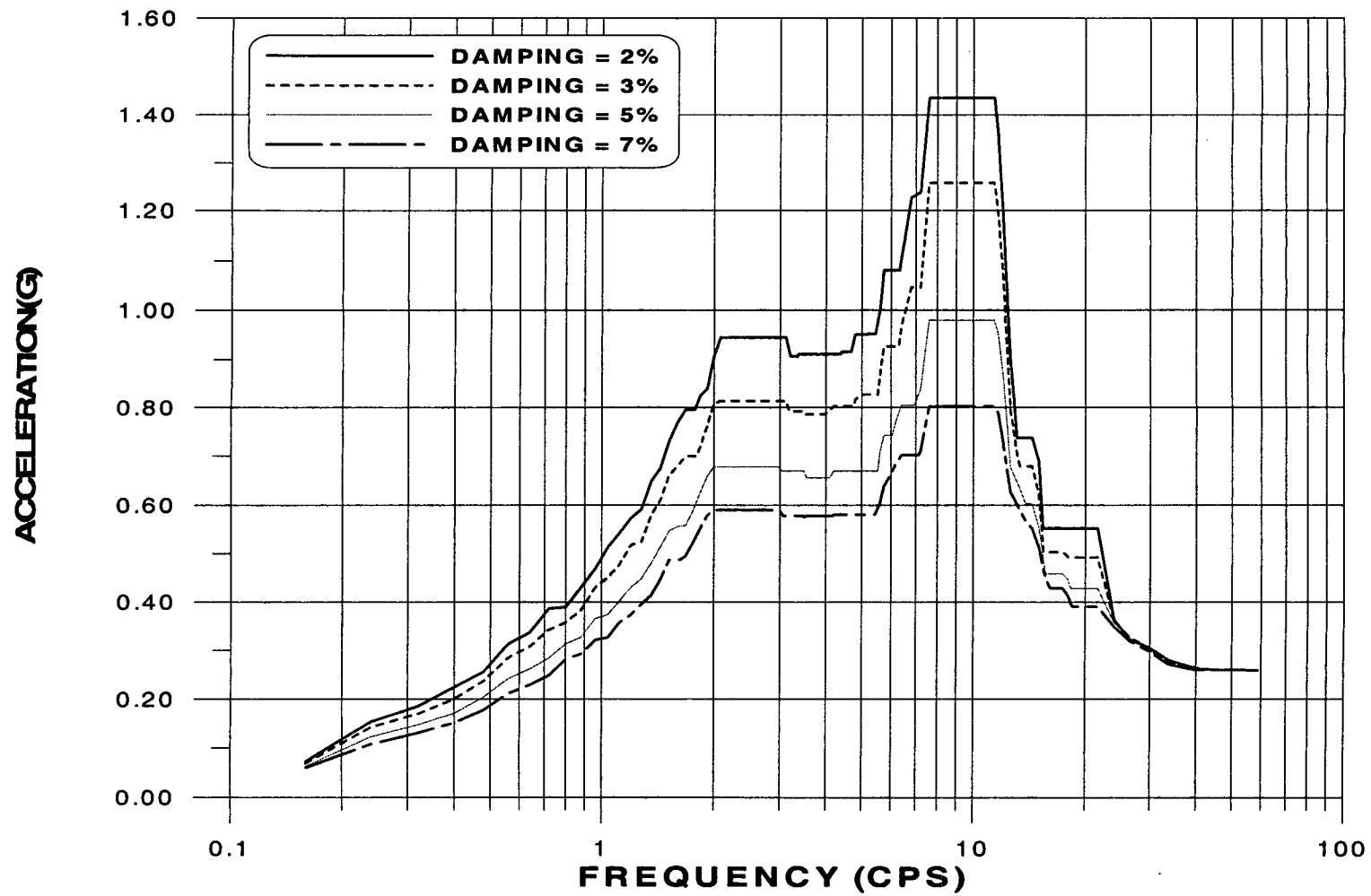


그림 B. 39 제어건물 총응답스펙트럼(EL. 104.87m, NS방향)

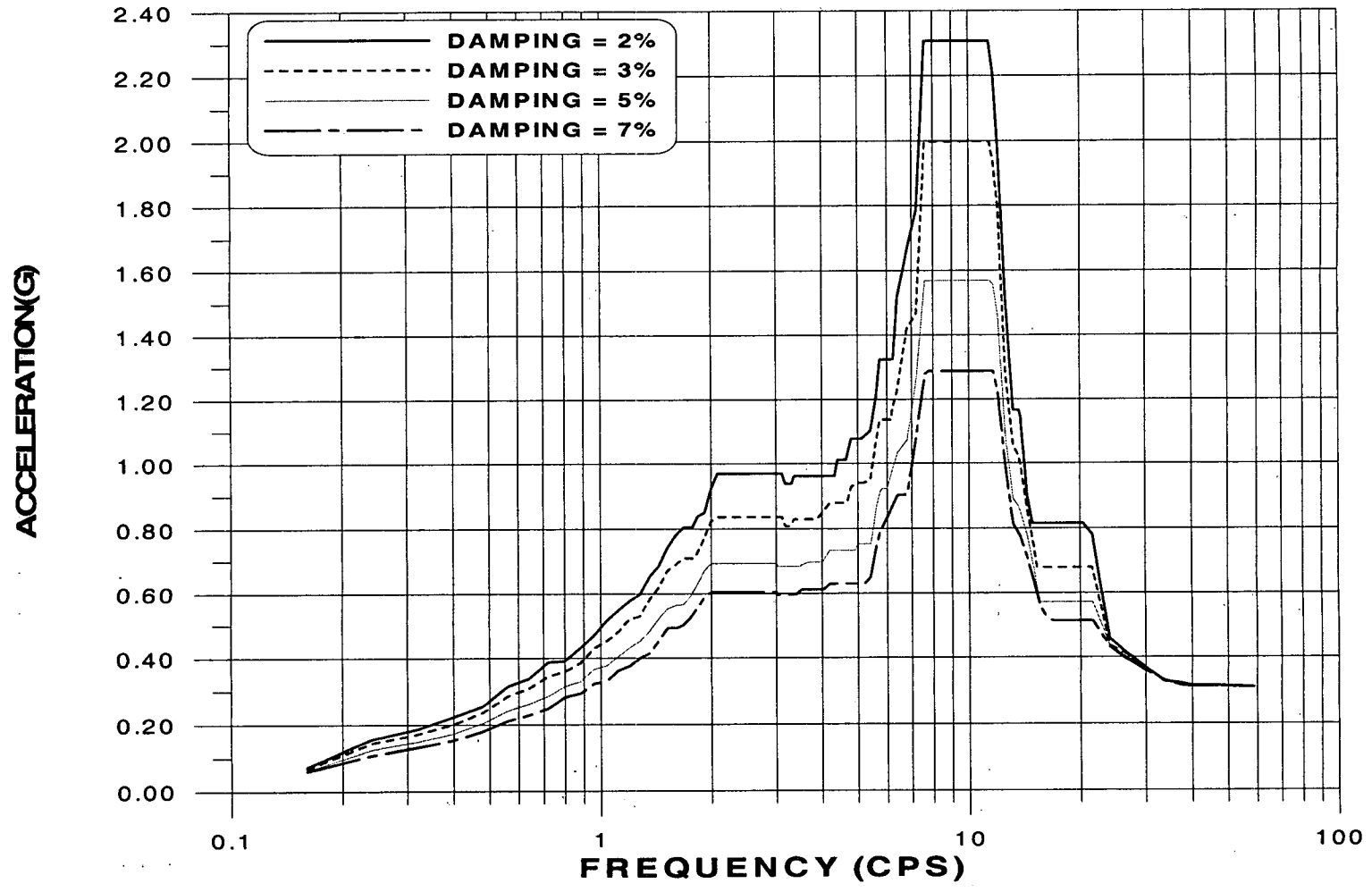


그림 B.40 제어건물 층응답스펙트럼(EL.107.62m, NS방향)

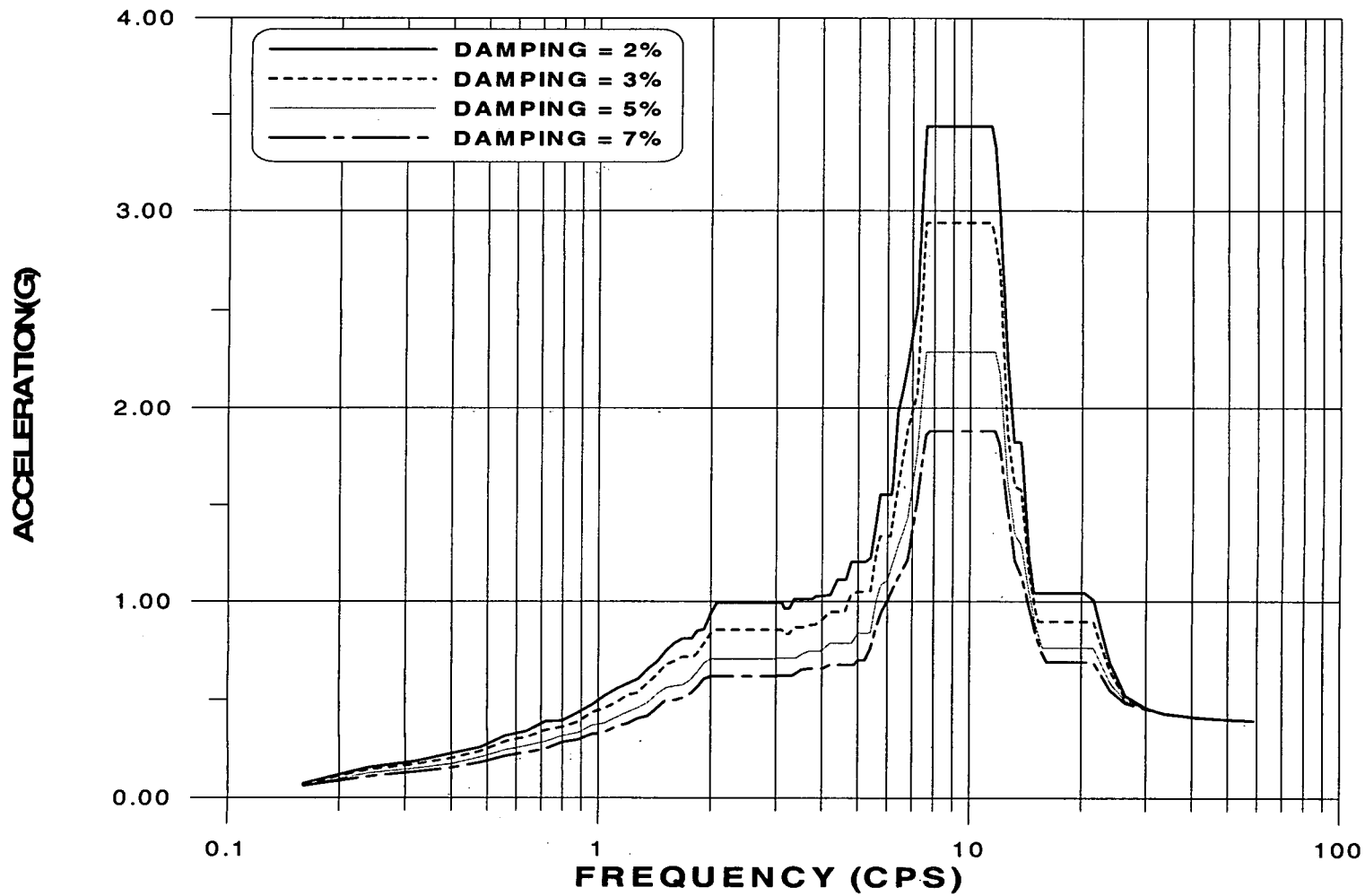


그림 B. 41 제어건물 총응답스펙트럼(EL. 111.89m, NS방향)

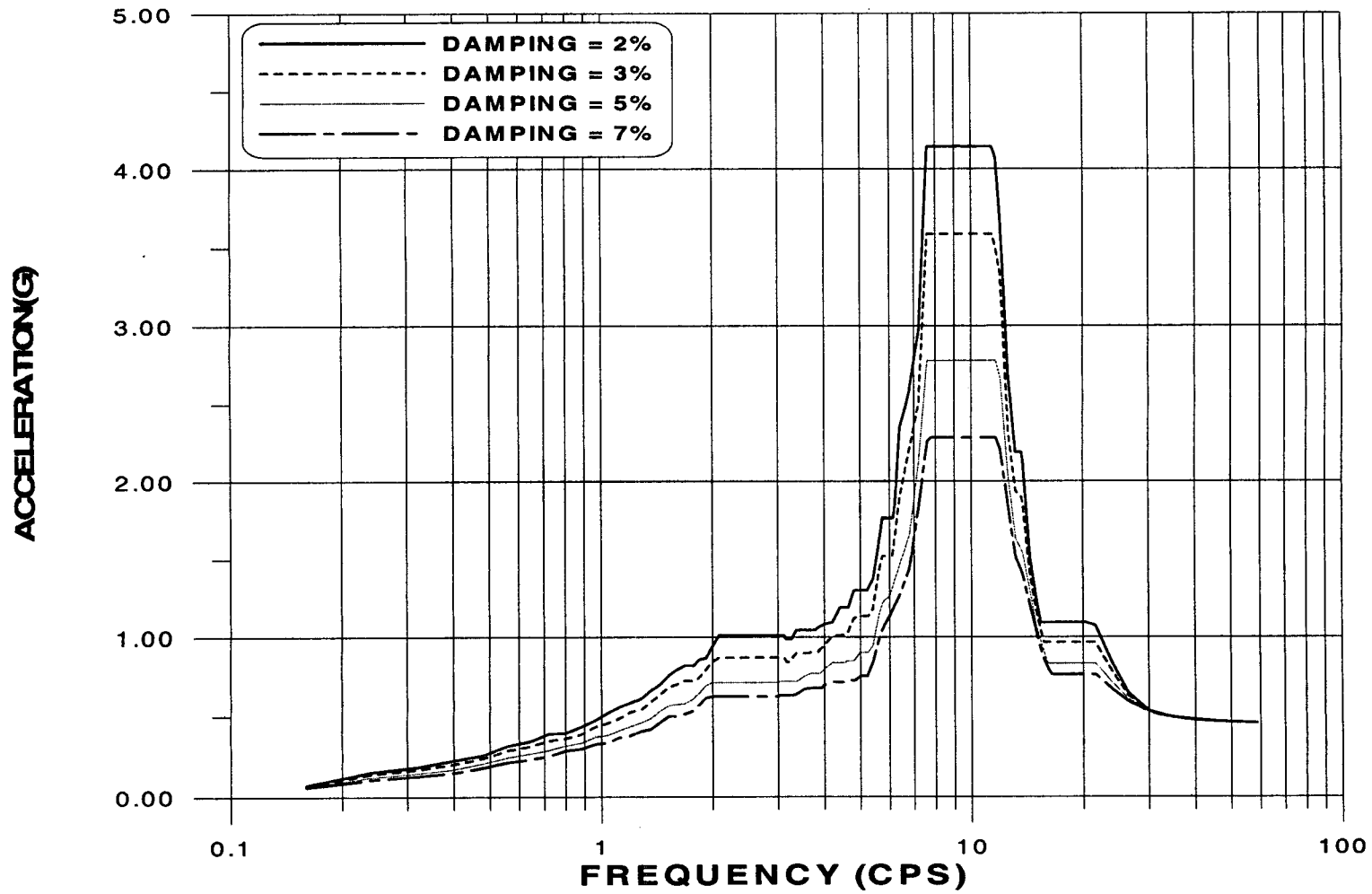


그림 B.42 제어건물 층응답스펙트럼(EL.115.55m, NS방향)

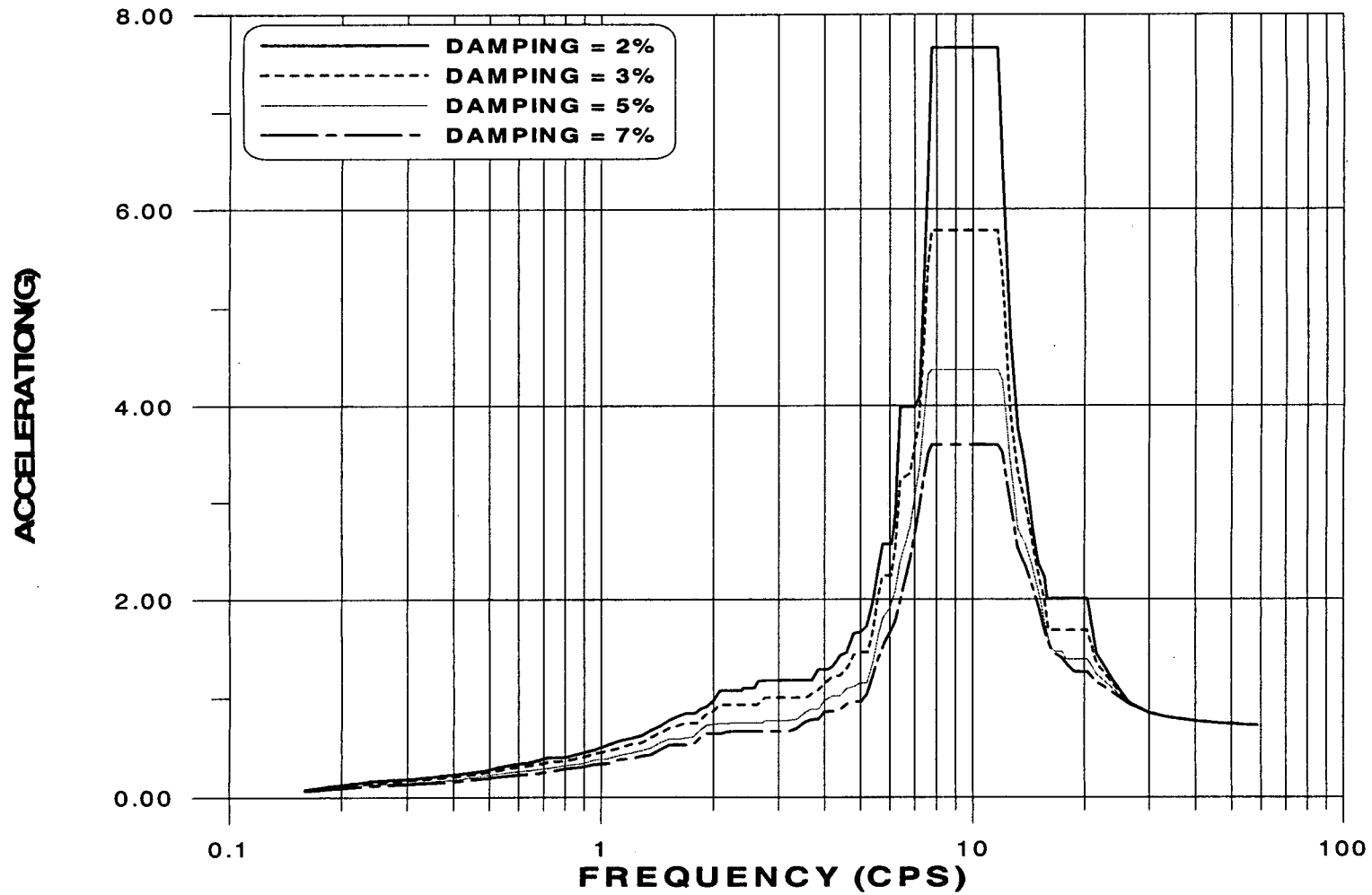


그림 B. 43 제어건물 총응답스펙트럼(EL. 123.77m, NS방향)

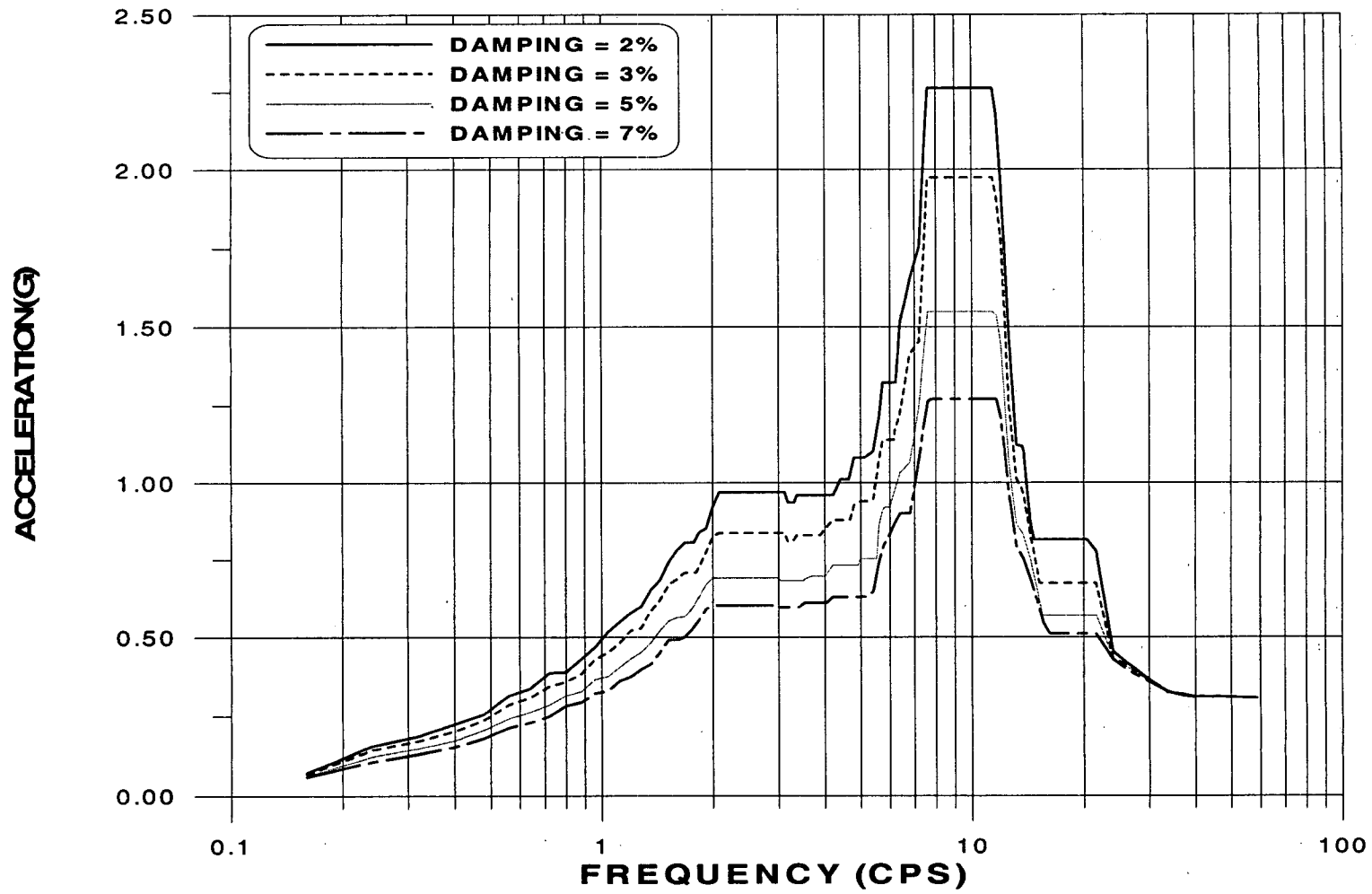


그림 B.44 드림저장건물 총응답스펙트럼(EL.107.62m, NS방향)

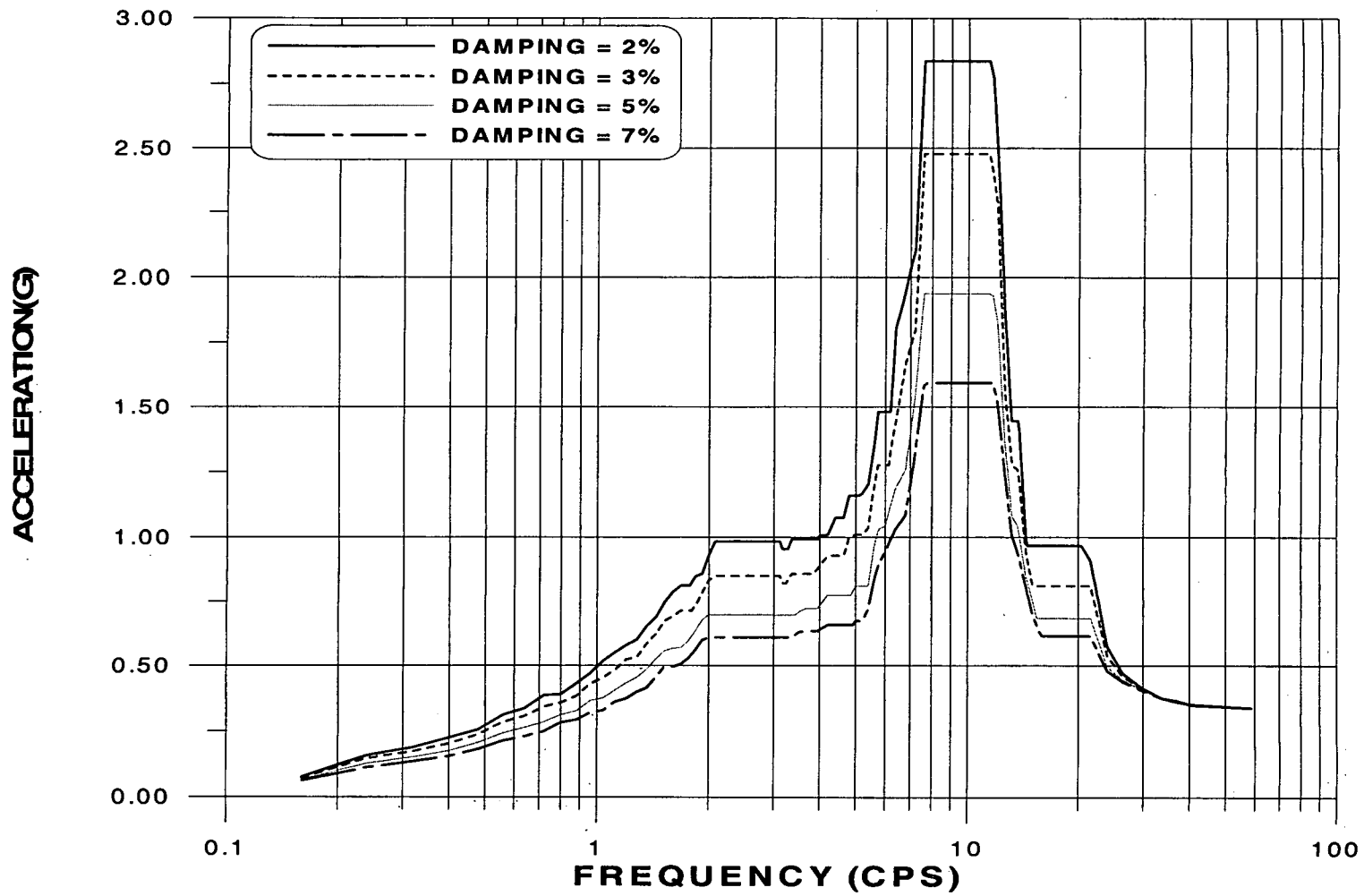


그림 B.45 드럼저장지역 층응답스펙트럼(EL.111.22m, NS방향)



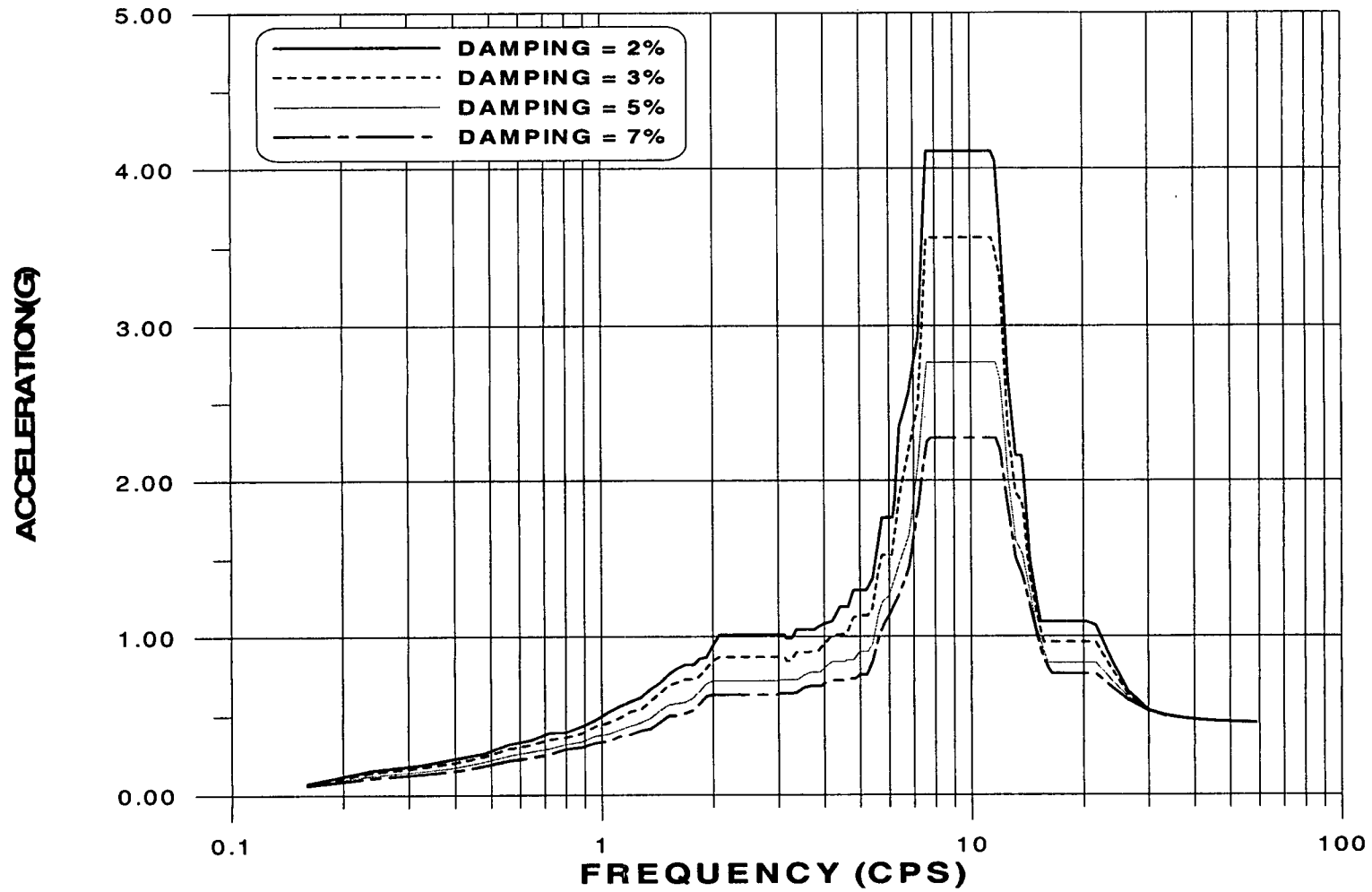


그림 B.46 드럼저장지역 층응답스펙트럼(EL.115.55m, NS방향)

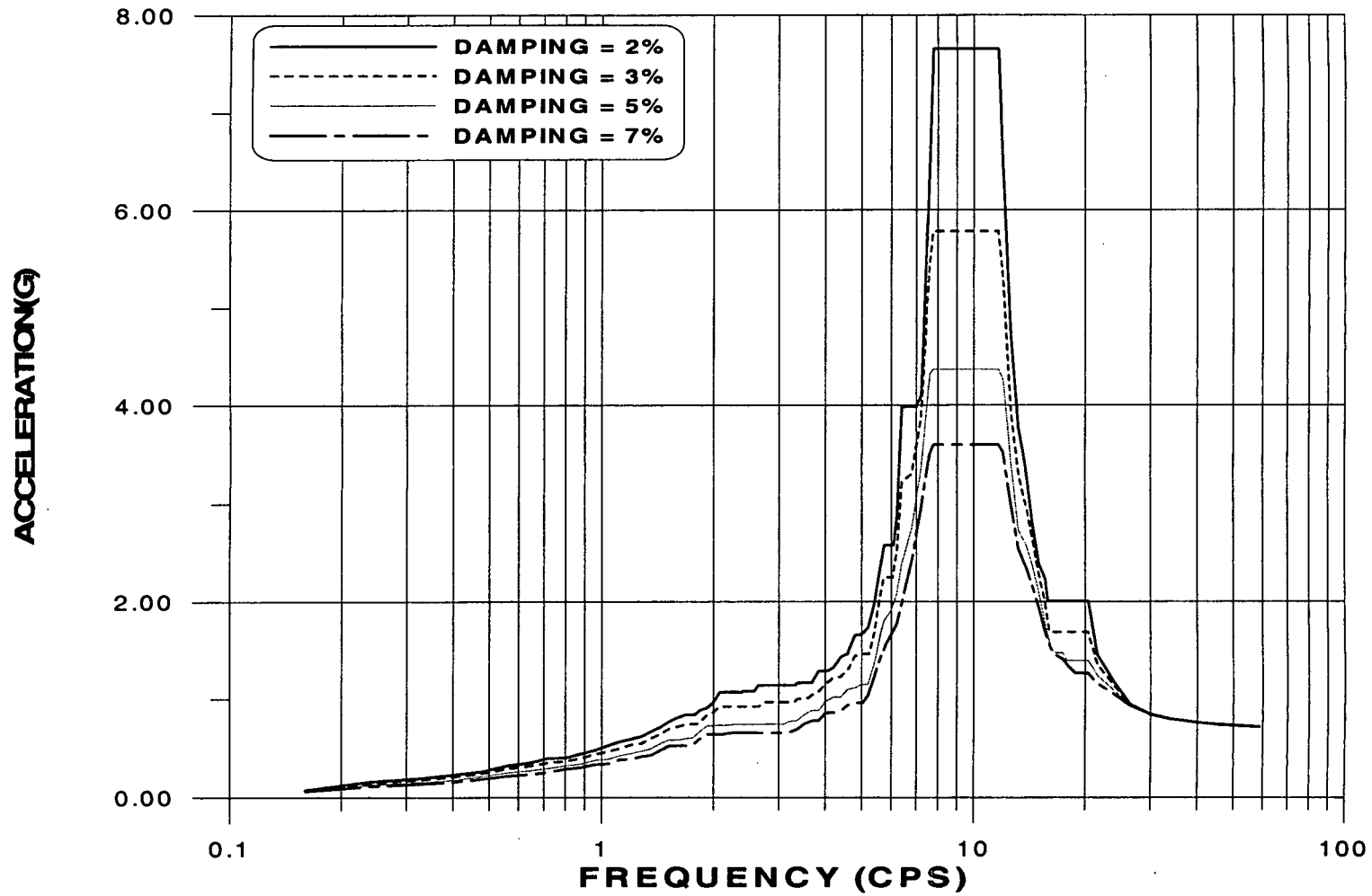


그림 B.47 드림저장지역 총응답스펙트럼(EL.123.17m, NS방향)

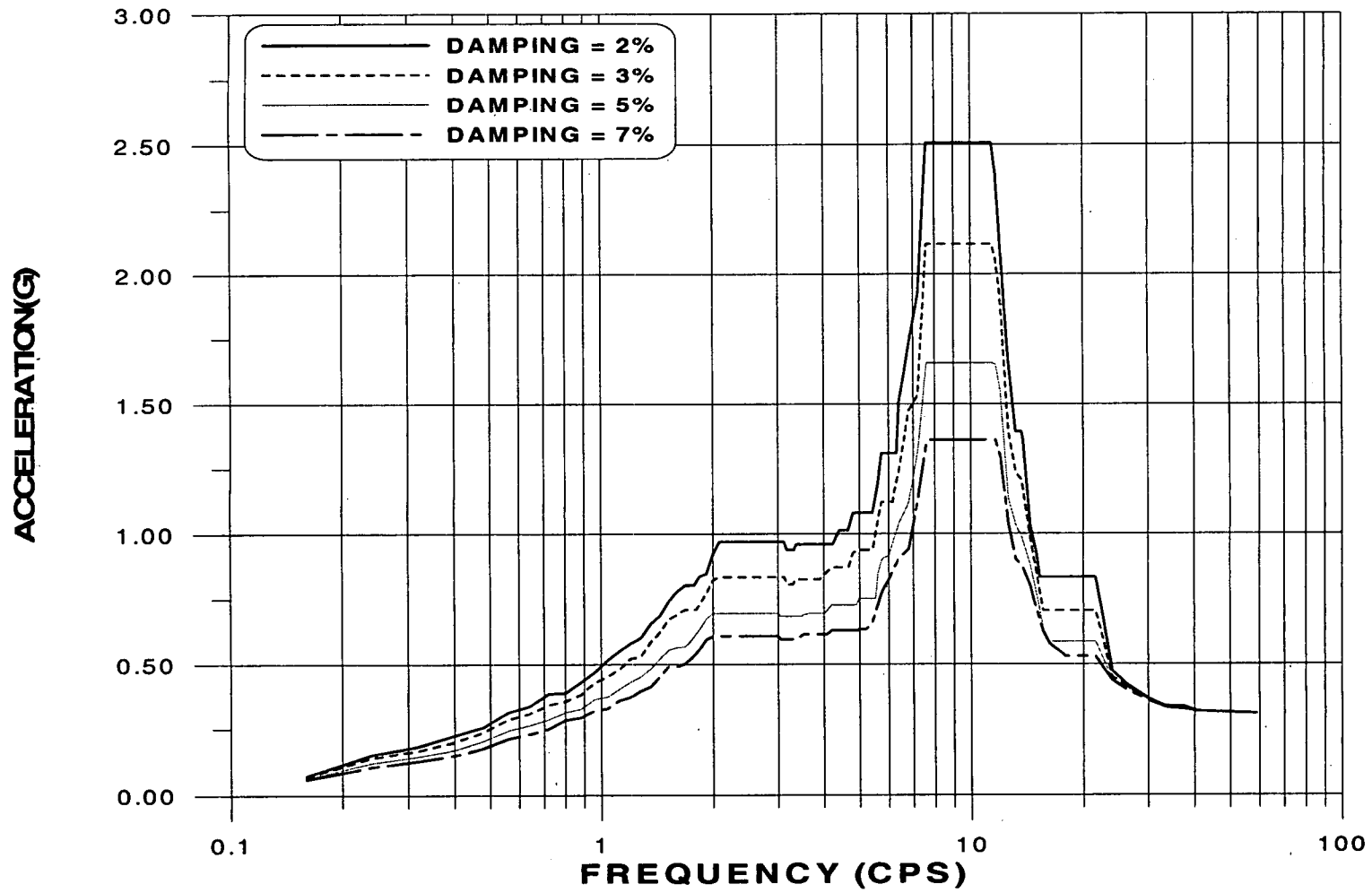


그림 B.48 핵연료취급건물 층응답스펙트럼(EL.107.62m, NS방향)

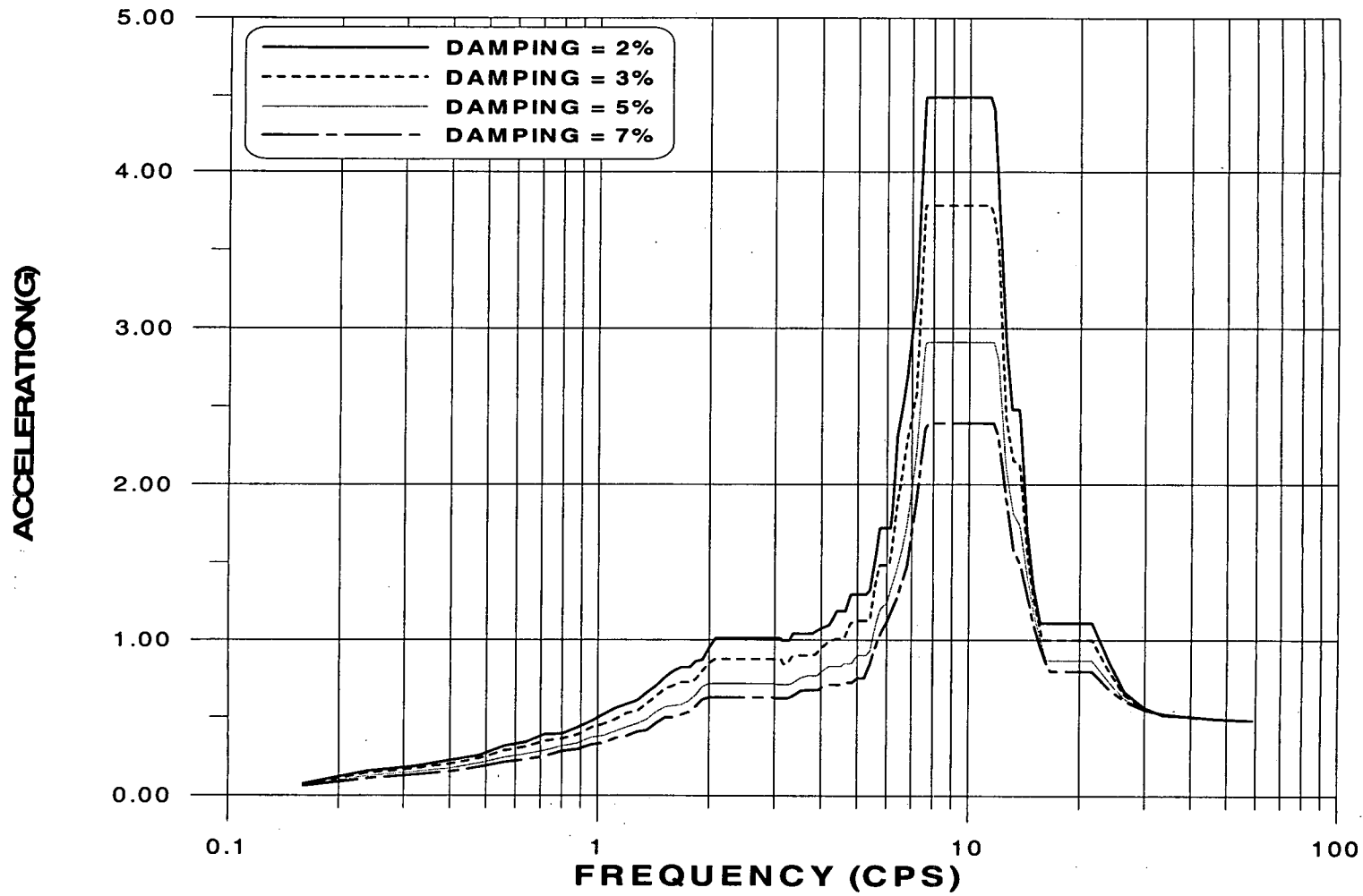


그림 B.49 핵연료취급건물 층응답스펙트럼(EL.115.55m, NS방향)

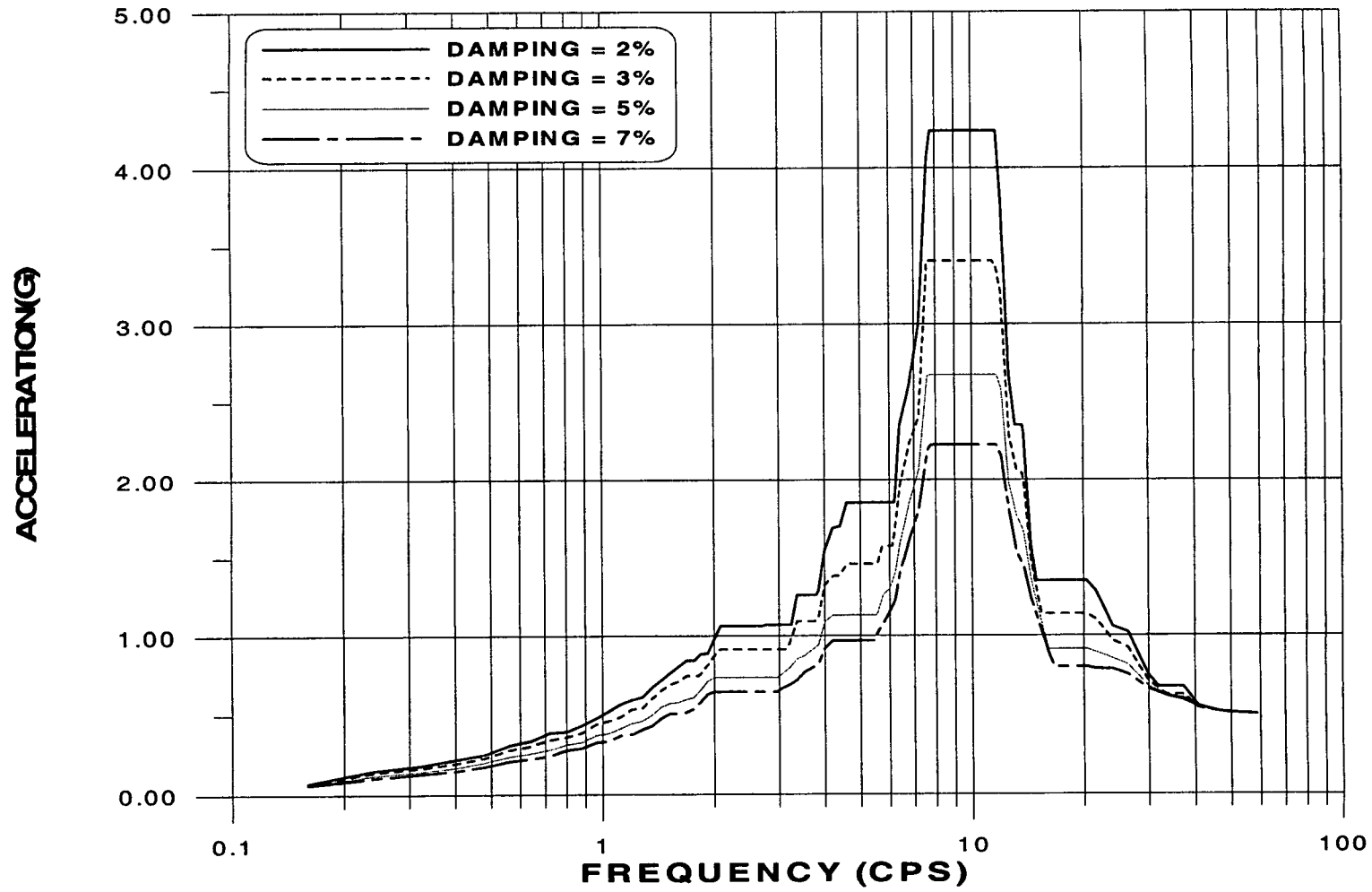


그림 B.50 핵연료취급건물 총응답스펙트럼(EL.123.17m, NS방향)

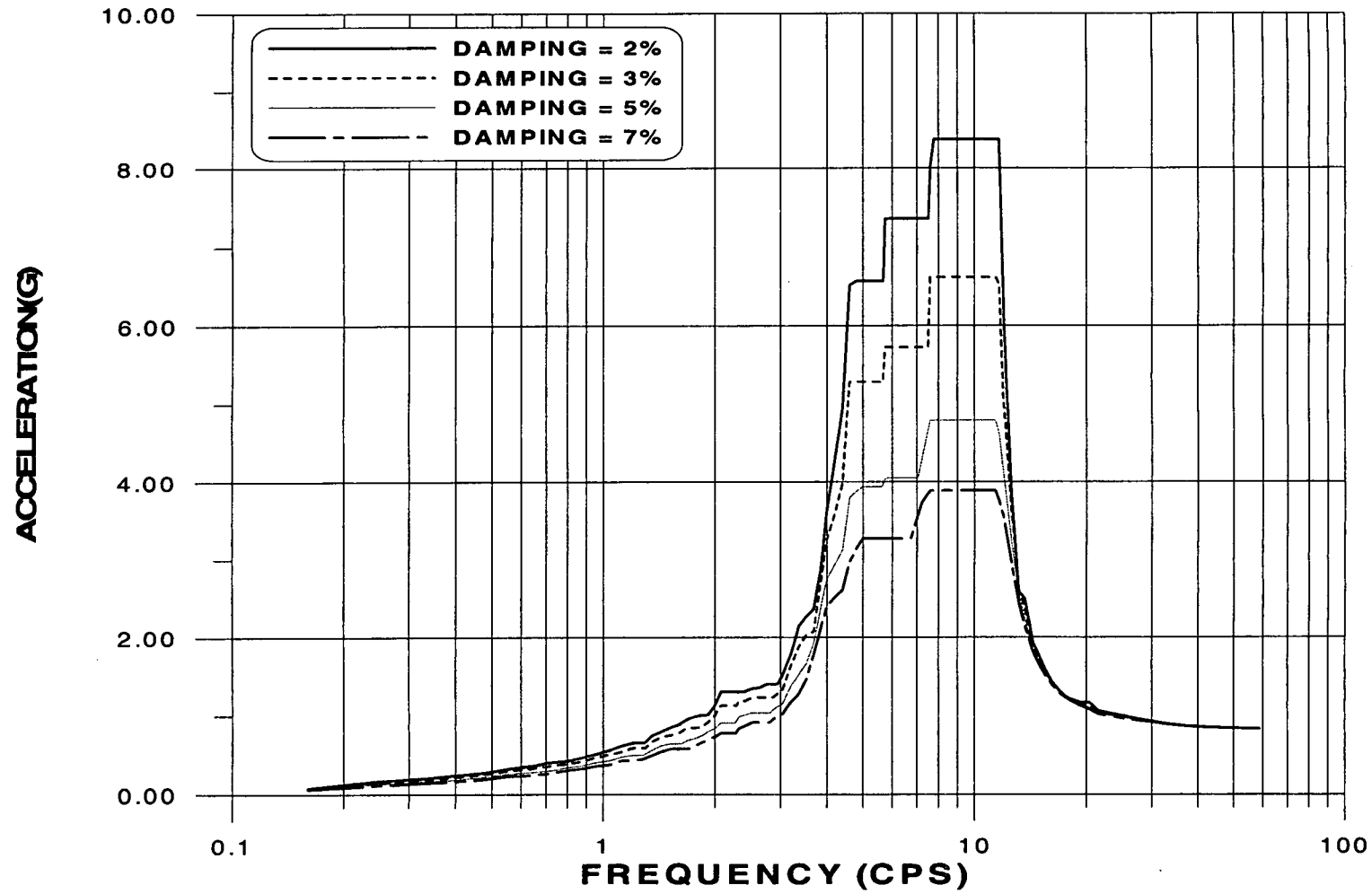


그림 B.51 핵연료취급건물 층응답스펙트럼(EL.133.18m, NS방향)

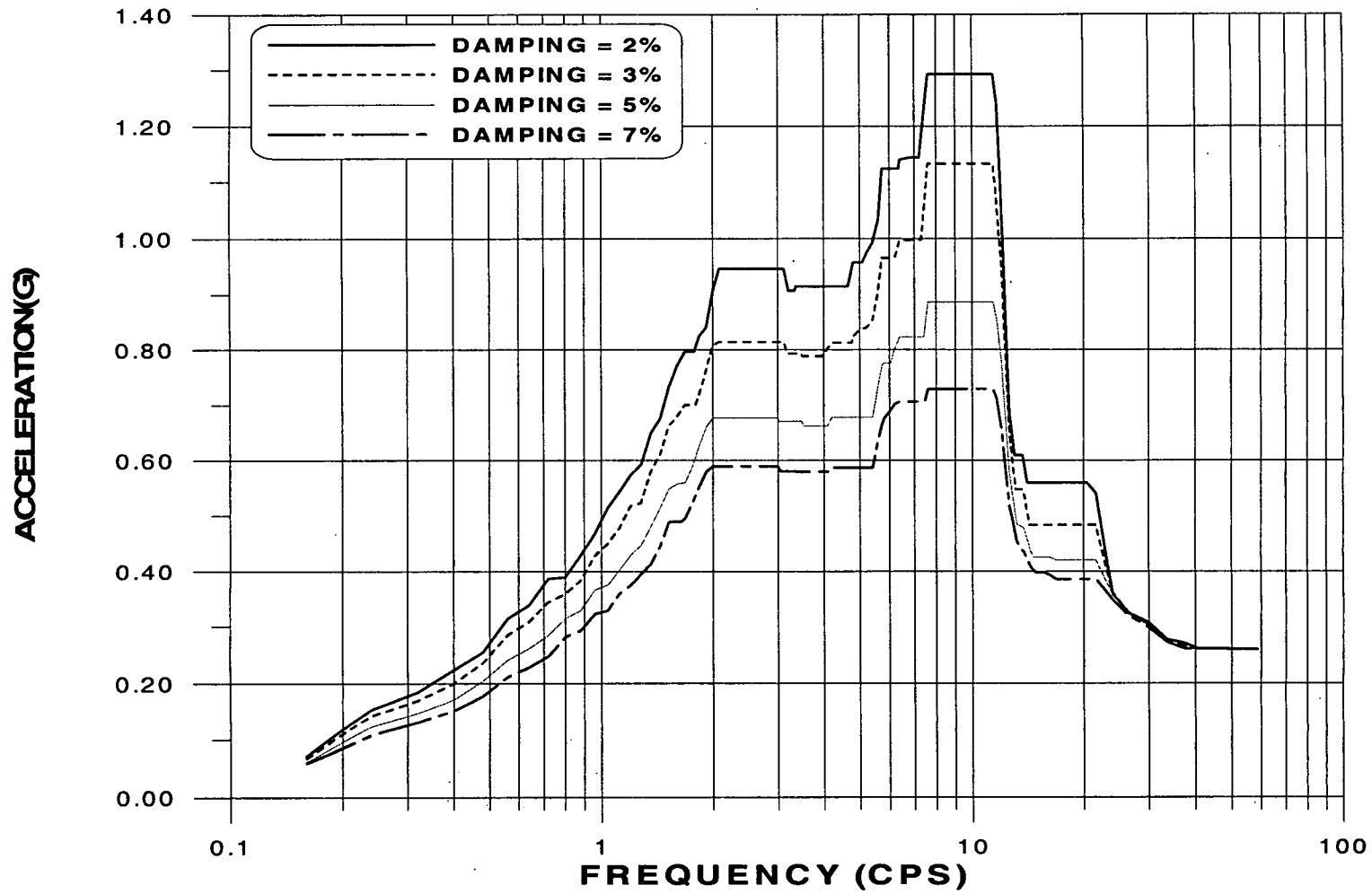


그림 B.52 중간건물 층응답스펙트럼(EL.104.26m, NS방향)

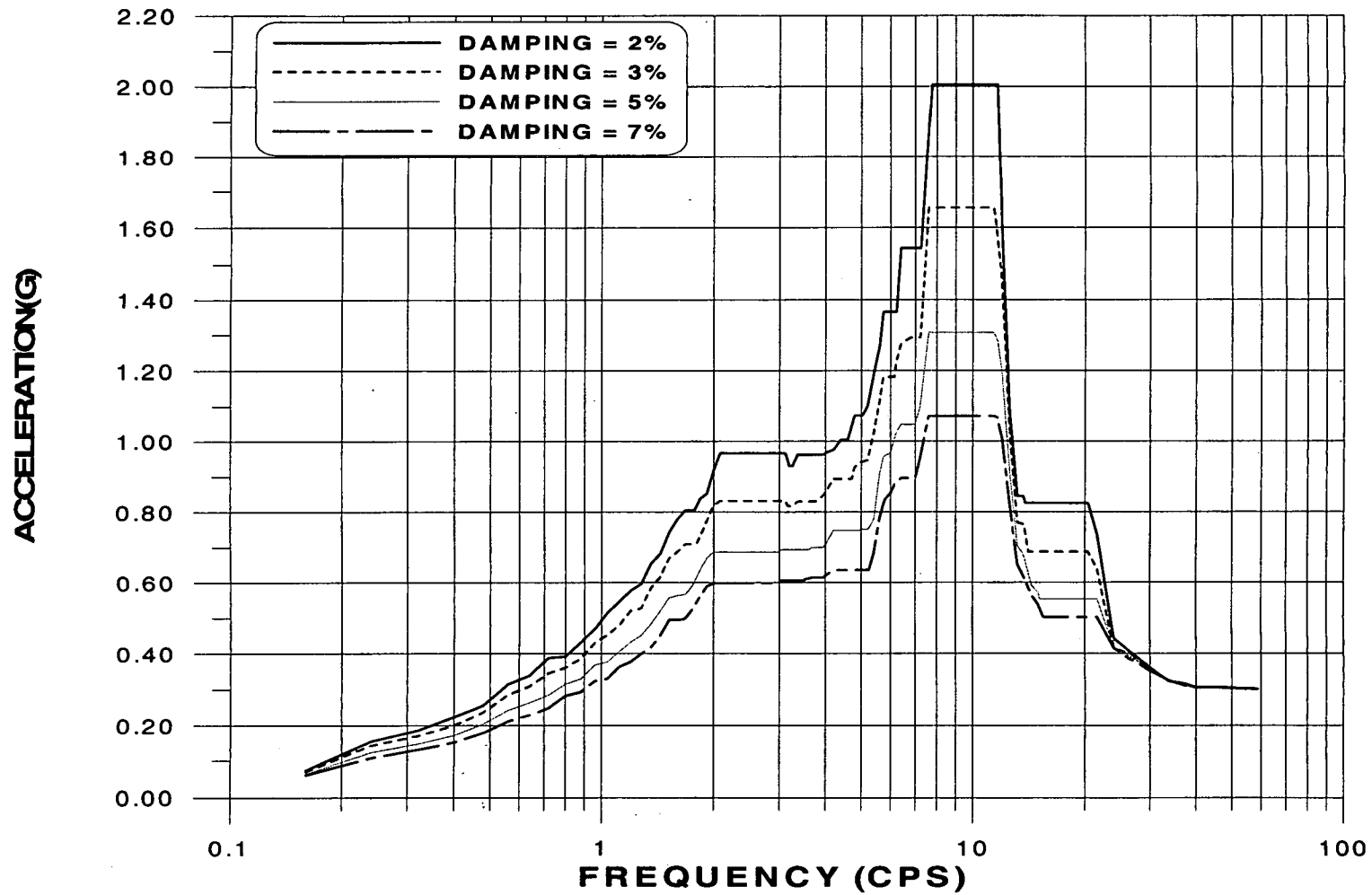


그림 B.53 중간건물 층응답스펙트럼(EL.107.62m, NS방향)



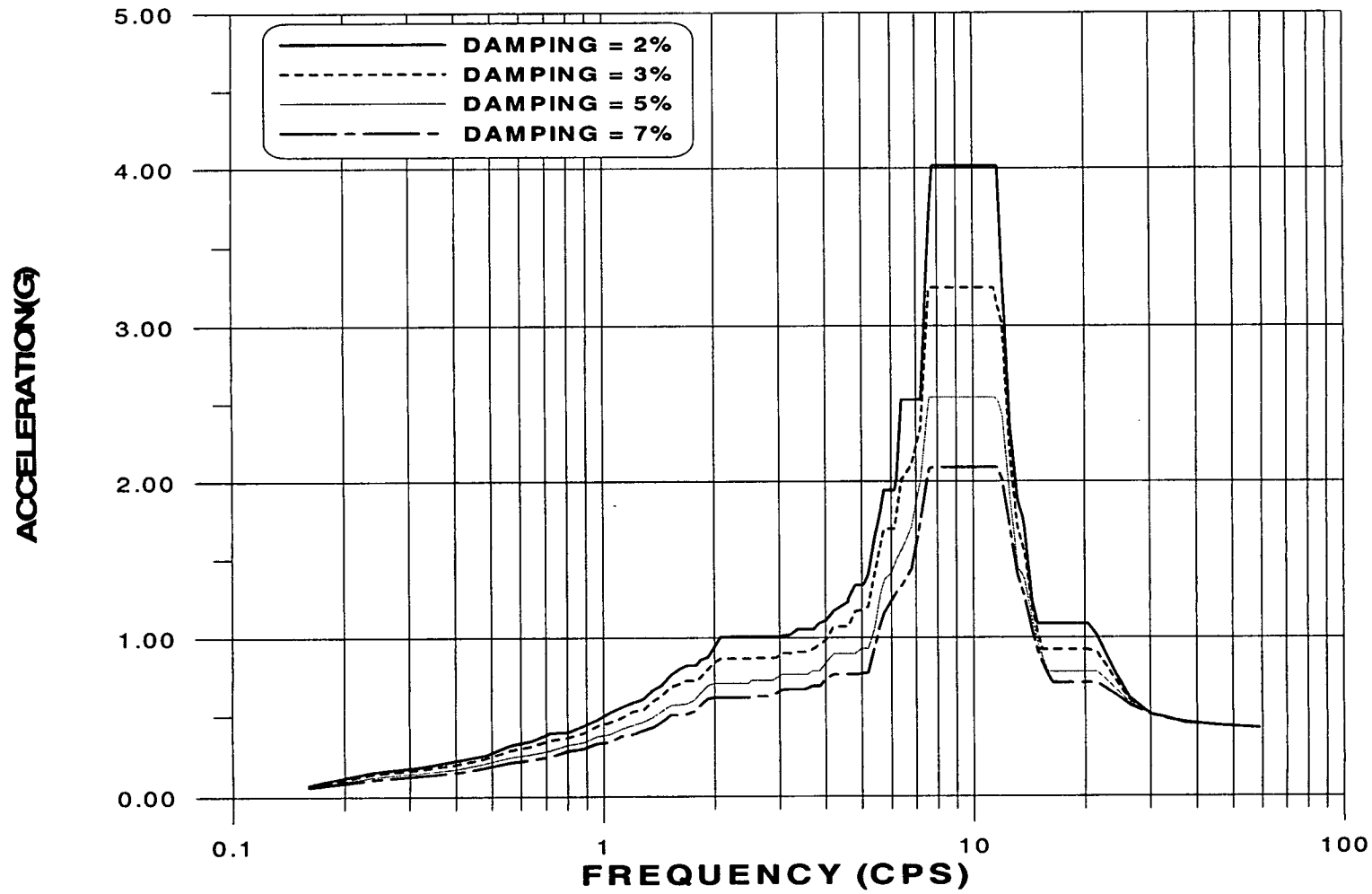


그림 B.54 중간건물 층응답스펙트럼(EL.115.55m, NS방향)

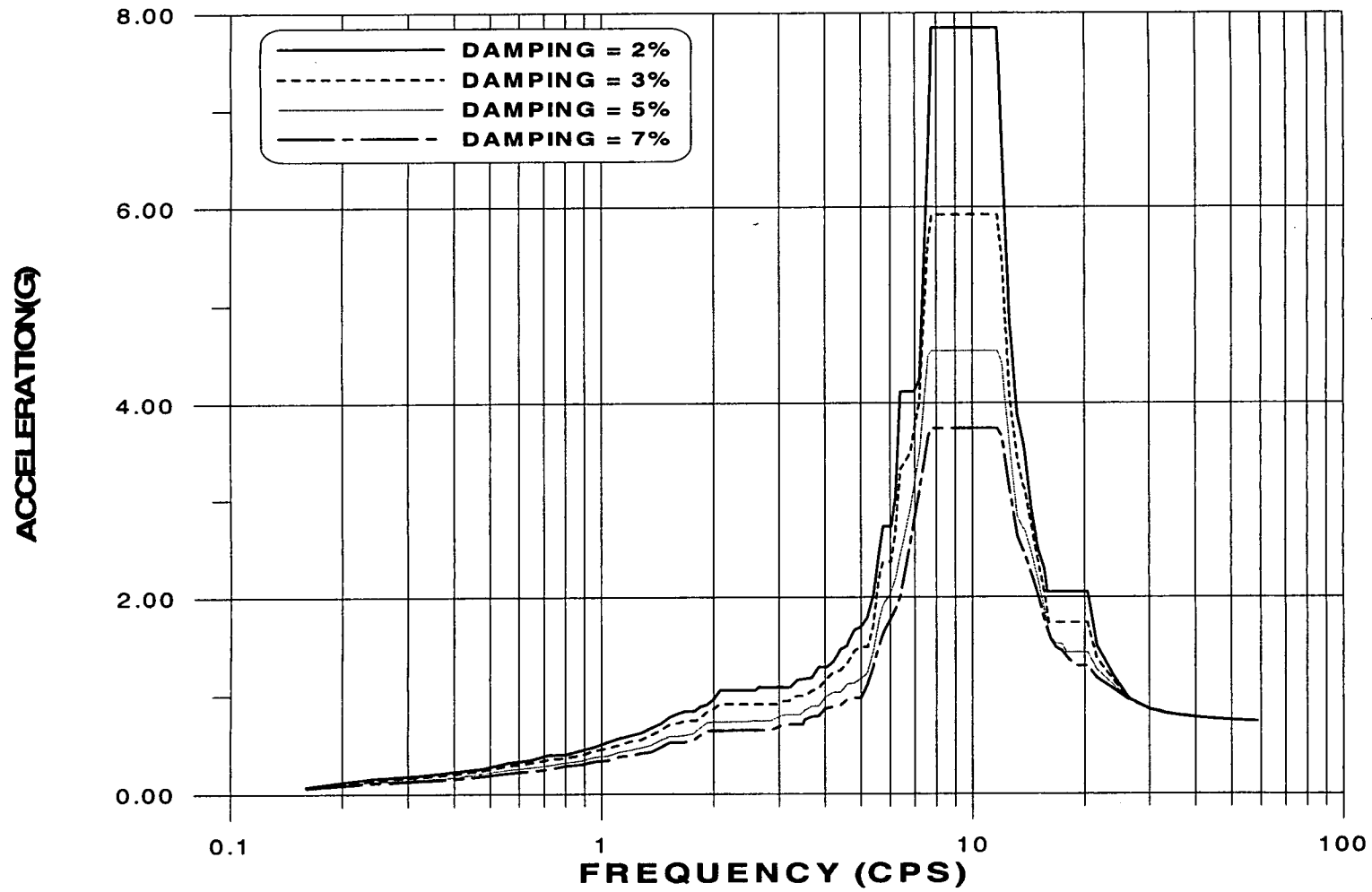


그림 B. 55 중간건물 층응답스펙트럼(EL. 119. 82m, NS방향)

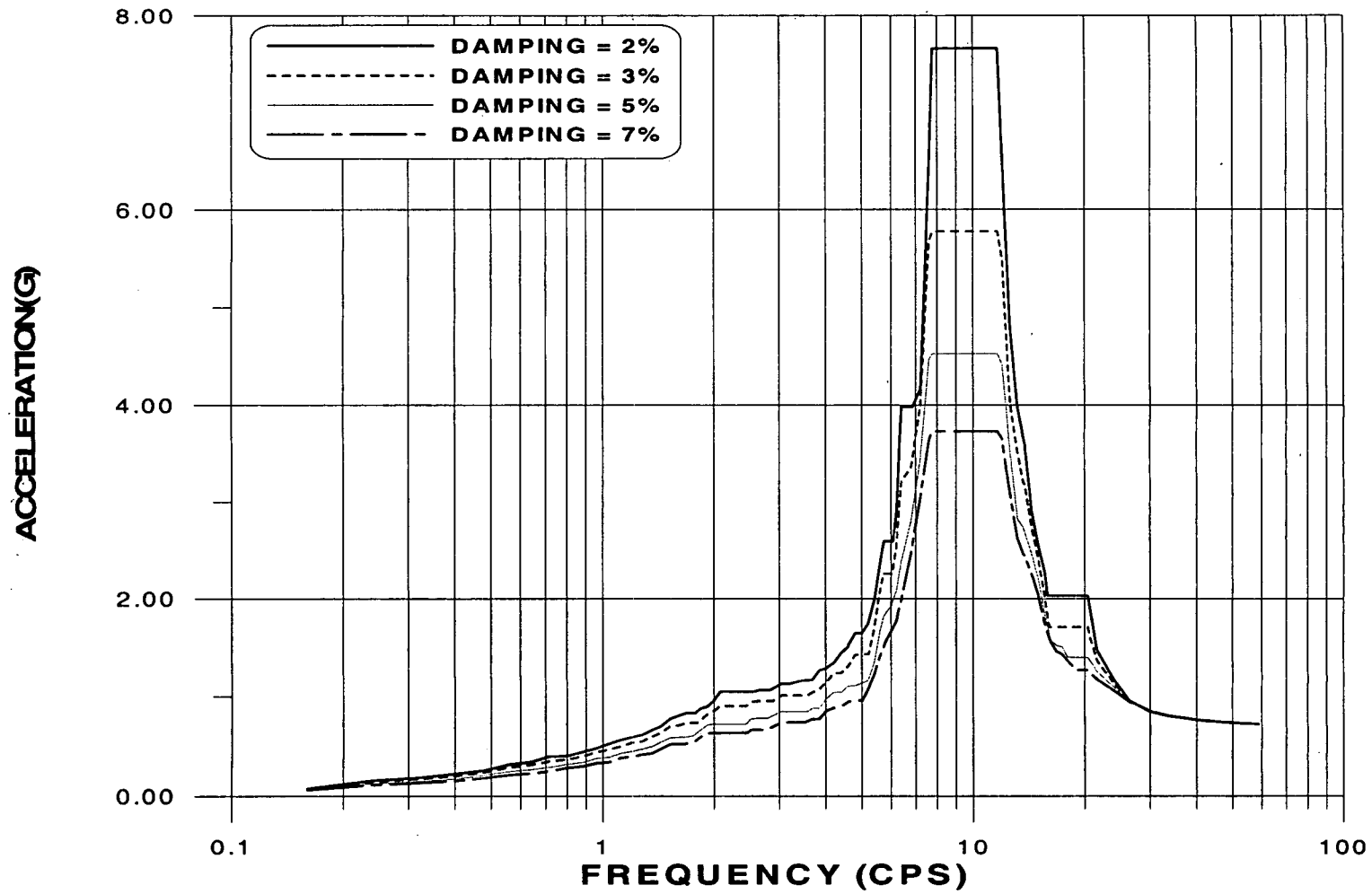


그림 B.56 중간건물 층응답스펙트럼(EL.123.17m, NS방향)

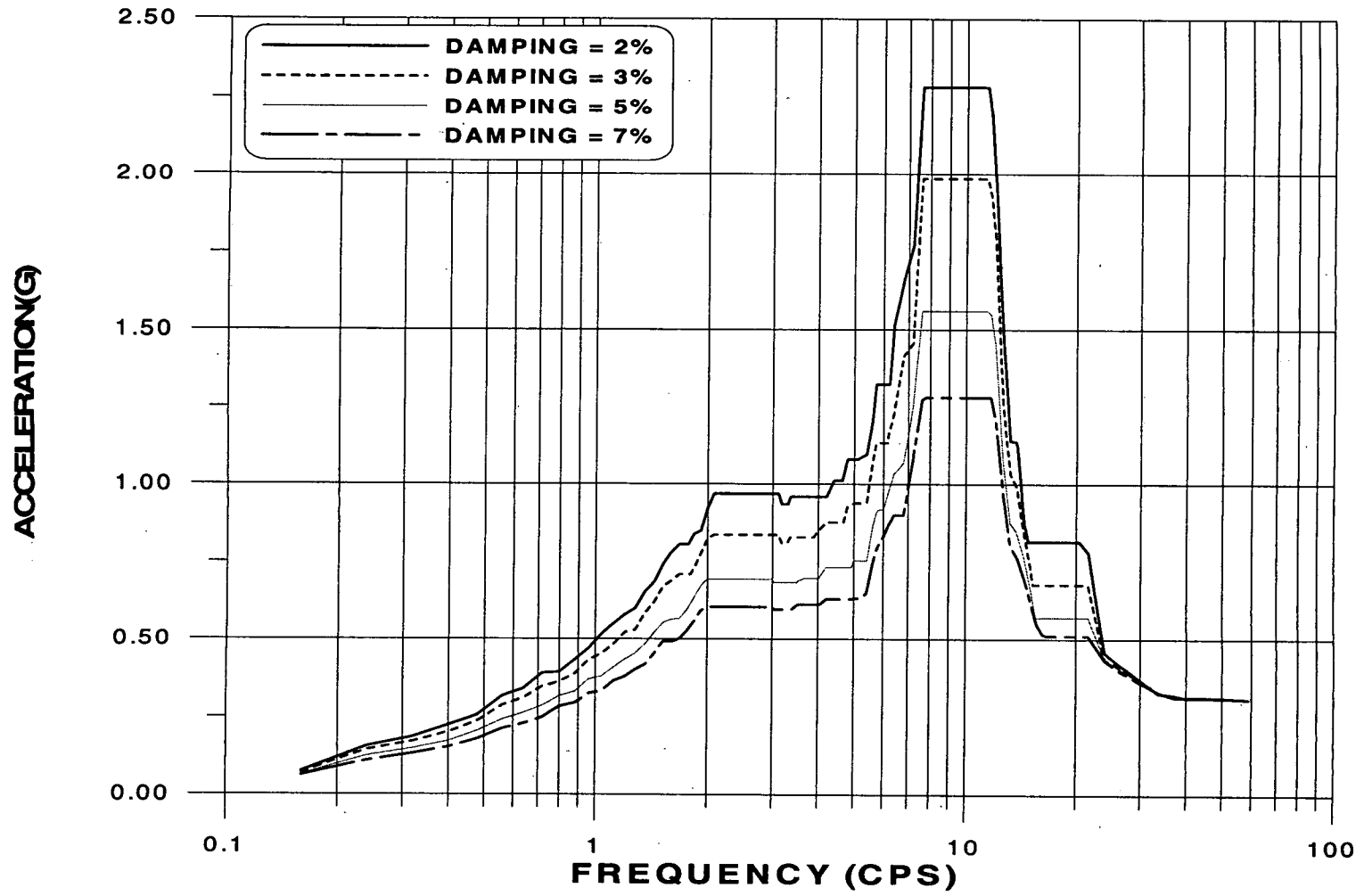


그림 B.57 기사용 핵연료 지역 층응답스펙트럼(EL.107.62m, NS방향)

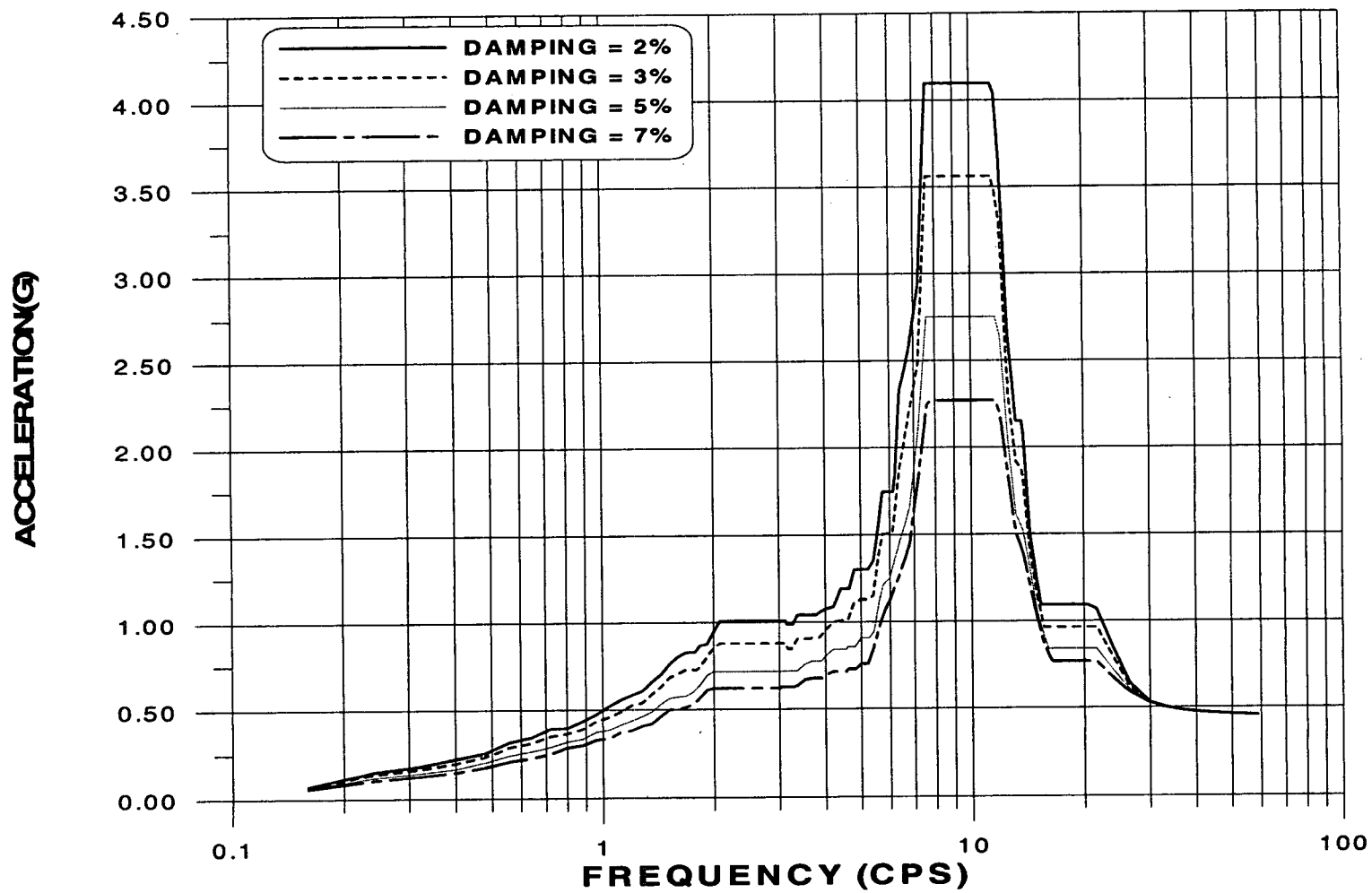


그림 B.58 기사용 핵연료 지역 총응답스펙트럼(EL. 115.55m, NS방향)

## 부록 C. 내진검증 데이터베이스

여 백

# Descriptor

		Form ID	1201
Equipment Label	480V Motor Control Center		Plant YGN5&6
Equipment Class	Functional Class : Electrical	Generic Class : Mortor Control Center	
Sepecific Equip Type			
Manufacturing	Manufacturing Standard : <input type="text"/>		
	Manufacturer : Hyundai Heavy Industry Co., LTD		
	Model : N/A		
Configuration	Size(LXWXH) : 508X508X2700.8(m)	Weight : <input type="text"/>	CG : <input type="text"/>
Source Document	SQR No. : E209-ER-A01-01	Rev : Rev 1	Date : 05-27-99
Test Organization	Institute : KIMM	Date : Dec-1998	
Test Report	Report No. : BSI326-668.M(1)	Plan Report No. : QP-S.IM3260 (Rev. C)	
Environ Qualification			
Test Input Motion	Type : Multi-Frequency Random Motion		
	Duration : 40 sec	Control : 1/16 octave	
	Axis : Triaxis	Dep/Indep : Independent	
Test Orientation	X (H1) : side-to-side	Angle : 0 (Deg)	
Test Mounting	Condition : Floor	Method : Weld	
Bolt/Weld Description			
Resonance Frequency	H1 : 22 (Hz)	H2 : 11 (Hz)	VT : 40 (Hz)
Function Monitored			
Acceptance Criteria			
Base/Frame Damage			
Append Simulated			
Exceptions			
No. of Subdatabase	Number of Subcomp : <input type="text"/>	Number of TRS : <input type="text"/>	
Comments	5 OBE test & a SSE test		



# Descriptor

Form ID 1202

Equipment Label	Local Control Station		Plant	YGN5&6
Equipment Class	Functional Class :	Electrical	Generic Class :	
Specific Equip Type				
Manufacturing	Manufacturing Standard :			
	Manufacturer :	Hyundai Heavy Industry Co., LTD		
	Model :			
Configuration	Size(LXWXH) :	305X254X305mm	Weight :	
			CG :	
Source Document	SQR No. :	E209-ER-A01-01	Rev :	Rev 1
			Date :	05-27-99
Test Organization	Institute :	KIMM	Date :	12-1998
Test Report	Report No. :	BSI326-668.M(1)	Plan Report No. :	QP-S.IM3260
Environ Qualification				
Test Input Motion	Type :	Multi-Frequency Random Motion		
	Duration :	40 sec	Control :	1/16 octave
	Axis :	Triaxis	Dep/Indep :	Independent
Test Orientation	X (H1) :	side-to-side	Angle :	0 (Deg)
Test Mounting	Condition :	Wall	Method :	Weld
Bolt/Weld Description	mounting fixture : C-75"40"t5/7, weld : 8-25.4 @ each side			

Resonance Frequency	H1 :	0 (Hz)	H2 :	0 (Hz)	VT :	0 (Hz)
Function Monitored						
Acceptance Criteria						
Base/Frame Damage						
Append Simulated						
Exceptions						
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :		Number of TRS :			

Comments					
----------	--	--	--	--	--

# Descriptor

		Form ID	1204		
Equipment Label	4.16KV Metal Clad Switchgear		Plant	YGN5&6	
Equipment Class	Functional Class :	Electrical	Generic Class :		
Specific Equip Type					
Manufacturing	Manufacturing Standard :				
	Manufacturer :	Westinghouse Electric Corp			
	Model :				
Configuration	Size(LXWXH) :		Weight :		
			CG :		
Source Document	SQR No. :	E207-ER-A01-01	Rev :	Rev 1	
			Date :	11-24-98	
Test Organization	Institute :	Westinghouse		Date :	
Test Report	Report No. :		Plan Report No. :		
Environ Qualification					
Test Input Motion	Type :	Multi-Frequency Random Motion			
	Duration :	30	Control :	1/3 octave	
	Axis :	Triaxis	Dep/Indep :	Independent	
Test Orientation	X (H1) :		Angle :	0 (Deg)	
Test Mounting	Condition :	Floor	Method :		
Bolt/Weld Description					
Resonance Frequency	H1 :	0 (Hz)	H2 :	0 (Hz)	
			VT :	0 (Hz)	
Function Monitored					
Acceptance Criteria					
Base/Frame Damage					
Append Simulated					
Exceptions					
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :		Number of TRS :		
Comments					

# Descriptor

Form ID 1205

Equipment Label Class 1E Div. A/B 480V AC Load Center Plant YGN5&6

Equipment Class Functional Class : Electrical Generic Class :

Specific Equip Type

Manufacturing Manufacturing Standard :

Manufacturer : LGIS (LG 산전) & Yuasa Battery Co(세방전지)

Model :

Configuration Size(LXWXH) : Weight : CG :

Source Document SQR No. : E208-ER-A01-01 Rev : Rev 1 Date : 09-13-99

Test Organization Institute : NTS Date :

Test Report Report No. : Plan Report No. :

Environ Qualification

Test Input Motion Type : Multi-Frequency Random Motion

Duration : 30 Control : 1/6 octave

Axis : Biaxis Dep/Indep : Dependent

Test Orientation X (H1) : Angle : 0 (Deg)

Test Mounting Condition : Floor Method :

Bolt/Weld Description

Resonance Frequency H1 : 0 (Hz) H2 : 0 (Hz) VT : 0 (Hz)

Function Monitored

Acceptance Criteria

Base/Frame Damage

Append Simulated

Exceptions

No. of Subdatabase Number of Subcomp : Number of TRS :

Comments

# Descriptor

		Form ID	1215	
Equipment Label	Battery with Rack(PS1400)		Plant	YGN5&6
Equipment Class	Functional Class :	Electrical	Generic Class :	
Specific Equip Type				
Manufacturing	Manufacturing Standard :			
	Manufacturer :	Global & Yuasa Battery Co(세방전지)		
	Model :	PS1400		
Configuration	Size(LXWXH) :		Weight :	
			CG :	
Source Document	SQR No. :	E212-ER-A01-01	Rev :	Rev 2
			Date :	07-07-99
Test Organization	Institute :	KIMM	Date :	
Test Report	Report No. :		Plan Report No. :	
Environ Qualification				
Test Input Motion	Type :	Multi-Frequency Random Motion		
	Duration :	30	Control :	1/12 octave
	Axis :	Triaxis	Dep/Indep :	Independent
Test Orientation	X (H1) :		Angle :	0 (Deg)
Test Mounting	Condition :	Floor	Method :	
Bolt/Weld Description				
Resonance Frequency	H1 :	0 (Hz)	H2 :	0 (Hz)
			VT :	0 (Hz)
Function Monitored				
Acceptance Criteria				
Base/Frame Damage				
Append Simulated				
Exceptions				
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :		Number of TRS :	
Comments				

# Descriptor

		Form ID	1218
Equipment Label	Class 1E Inverter(30KVA)		Plant YGN5&6
Equipment Class	Functional Class :	Electrical	Generic Class :
Specific Equip Type			
Manufacturing	Manufacturing Standard :		
	Manufacturer :	Ehwa (이화전자)	
	Model :		
Configuration	Size(LXWXH) :	Weight :	CG :
Source Document	SQR No. :	E214-ER-A01-01	Rev : Rev 0 Date : 08-20-99
Test Organization	Institute :	KIMM	Date :
Test Report	Report No. :		Plan Report No. :
Environ Qualification			
Test Input Motion	Type :	Multi-Frequency Random Motion	
	Duration :	30	Control : 1/16 octave
	Axis :	Triaxis	Dep/Indep : Independent
Test Orientation	X (H1) :		Angle : 0 (Deg)
Test Mounting	Condition :		Method :
Bolt/Weld Description			
Resonance Frequency	H1 :	0 (Hz)	H2 : 0 (Hz) VT : 0 (Hz)
Function Monitored			
Acceptance Criteria			
Base/Frame Damage			
Append Simulated			
Exceptions			
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :		Number of TRS :
Comments			

# Descriptor

		Form ID	1219
Equipment Label	Class 1E Battery Charger		Plant YGN5&6
Equipment Class	Functional Class :	Electrical	Generic Class :
Specific Equip Type			
Manufacturing	Manufacturing Standard :		
	Manufacturer :	Ehwa (이화전자)	
	Model :		
Configuration	Size(LXWXH) :	Weight :	CG :
Source Document	SQR No. :	E214-ER-A01-01	Rev : Rev 0 Date : 08-20-99
Test Organization	Institute :	KIMM	Date :
Test Report	Report No. :		Plan Report No. :
Environ Qualification			
Test Input Motion	Type :	Multi-Frequency Random Motion	
	Duration :	30	Control : 1/16 octave
	Axis :	Triaxis	Dep/Indep : Independent
Test Orientation	X (H1) :		Angle : 0 (Deg)
Test Mounting	Condition :		Method :
Bolt/Weld Description			
Resonance Frequency	H1 :	0 (Hz)	H2 : 0 (Hz) VT : 0 (Hz)
Function Monitored			
Acceptance Criteria			
Base/Frame Damage			
Append Simulated			
Exceptions			
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :		Number of TRS :
Comments			

# Descriptor

		Form ID	1220
Equipment Label	Class 1E Regulating Transformer(42KVA)		Plant YGN5&6
Equipment Class	Functional Class : Electrical	Generic Class :	
Specific Equip Type			
Manufacturing	Manufacturing Standard :		
	Manufacturer : Ehwa (이화전자)		
	Model :		
Configuration	Size(LXWXH) :	Weight :	CG :
Source Document	SQR No. : E214-ER-A01-01	Rev : Rev 0	Date : 08-20-99
Test Organization	Institute : KIMM	Date :	
Test Report	Report No. :	Plan Report No. :	
Environ Qualification			
Test Input Motion	Type : Multi-Frequency Random Motion		
	Duration : 30	Control : 1/16 octave	
	Axis : Triaxis	Dep/Indep : Independent	
Test Orientation	X (H1) :	Angle : 0 (Deg)	
Test Mounting	Condition :	Method :	
Bolt/Weld Description			
Resonance Frequency	H1 : 0 (Hz)	H2 : 0 (Hz)	VT : 0 (Hz)
Function Monitored			
Acceptance Criteria			
Base/Frame Damage			
Append Simulated			
Exceptions			
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :	Number of TRS :	
Comments			

# Descriptor

		Form ID	1222	
Equipment Label	DC 125V Motor Control Center		Plant	YGN5&6
Equipment Class	Functional Class :	Electrical	Generic Class :	
Specific Equip Type				
Manufacturing	Manufacturing Standard :			
	Manufacturer :	Kwang Myung Electric (광명전기)		
	Model :			
Configuration	Size(LXWXH) :		Weight :	
			CG :	
Source Document	SQR No. :	E216-ER-A01-01	Rev :	Rev 2
			Date :	05-25-00
Test Organization	Institute :	PBS	Date :	
Test Report	Report No. :		Plan Report No. :	
Environ Qualification				
Test Input Motion	Type :	Multi-Frequency Random Motion		
	Duration :	30	Control :	1/3 octave
	Axis :	Biaxis	Dep/Indep :	Dependent
Test Orientation	X (H1) :		Angle :	0 (Deg)
Test Mounting	Condition :		Method :	
Bolt/Weld Description				
Resonance Frequency	H1 :	0 (Hz)	H2 :	0 (Hz)
			VT :	0 (Hz)
Function Monitored				
Acceptance Criteria				
Base/Frame Damage				
Append Simulated				
Exceptions				
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :		Number of TRS :	
Comments				



# Descriptor

		Form ID	1223
Equipment Label	DC 125V Local Starter		Plant YGN5&6
Equipment Class	Functional Class :	Electrical	Generic Class :
Specific Equip Type			
Manufacturing	Manufacturing Standard :		
	Manufacturer :	Kwang Myung Electric (광명전기)	
	Model :		
Configuration	Size(LXWXH) :	Weight :	CG :
Source Document	SQR No. :	E216-ER-A01-01	Rev : Rev 2 Date : 05-25-00
Test Organization	Institute :	PBS/Wyle	Date :
Test Report	Report No. :		Plan Report No. :
Environ Qualification			
Test Input Motion	Type :	Multi-Frequency Random Motion	
	Duration :	30	Control : 1/3 octave
	Axis :	Biaxis	Dep/Indep : Dependent
Test Orientation	X (H1) :		Angle : 0 (Deg)
Test Mounting	Condition :		Method :
Bolt/Weld Description			
Resonance Frequency	H1 :	0 (Hz)	H2 : 0 (Hz) VT : 0 (Hz)
Function Monitored			
Acceptance Criteria			
Base/Frame Damage			
Append Simulated			
Exceptions			
No. of Subdatabase	Number of Subcomp :		Number of TRS :
Comments			























# TRS

TRS ID

Equip ID/Plnat

FRS Type :

Damp :

Location :

Peak of TRS H1 :

H2 :

VT :

ZPA of TRS H1 :

H2 :

VT :

RS Data

여 백

## 부록 D. 지진동 저감장치 실험결과

여 백

0.5 Hz								
							UNIT :	kgf/mm
gamma	140(25%)				280(50%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Q <sub>max</sub>	915.3791	998.92885	975.58885	997.3729	1288.339	1266.559	1327.239	1335.019
Q <sub>min</sub>	-1100.9712	-1086.0662	-1092.2862	-1087.62	-1663.321	-1660.211	-1597.971	-1596.421
X <sub>max</sub>	13.9526	13.9771	13.9924	13.9924	27.9923	27.9923	27.9999	27.977
X <sub>min</sub>	-13.968	-13.71761	-13.8702	-13.8778	-27.9465	-27.9465	-27.8702	-28.0304
Q <sub>d</sub>	70.018	388.3118	359.3475	426.9309	370.319	392.103	379.655	371.875
Q <sub>y</sub>								
K <sub>eff</sub>	72.2172976	75.2849551	74.2168714	74.81061	52.7658799	52.320929	52.3573432	52.3402265
Heq	0.29298705	0.27525987	0.27170193	0.266869	0.24695688	0.2557203	0.24740179	0.2406259
WD	25909.5	24966.9	24590	24359.2	64050.2	65763.8	63512.5	62056.7
gamma	420(75%)				560(100%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Q <sub>max</sub>	1689.778	1713.118	1611.978	1536.41	2019.637	1775.357	1653.99	1590.197
Q <sub>min</sub>	-2074.102	-1943.4	-1820.472	-1815.81	-2270.153	-2070.983	-2011.86	-1929.39
X <sub>max</sub>	42.0074	42.0074	41.8701	42.008	55.73	55.97	56.01	55.99
X <sub>min</sub>	-41.6947	-41.9388	-41.3284	-41.95	-54.89	-52.53	-55.5	-53.66
Q <sub>d</sub>		650.38	489.248	339.8	535.25	578.95	400.38	563.85
Q <sub>y</sub>								
K <sub>eff</sub>	44.9675695	43.557874	41.2561525	39.92737	38.7795155	35.450138	32.8746301	32.0983767
Heq	0.25902179	0.26217264	0.26461634	0.253849	0.25983636	0.2711585	0.25877953	0.26027792
WD	128182.37	126408.42	118701.51	112225.3	193682.1	177754.45	166164.52	157782.03
gamma	700(125%)				840(150%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Q <sub>max</sub>	2259.26	1812.7	1706.89	1650.88	2346.39	1895.159	1784.69	1767.579
Q <sub>min</sub>	-2363.51	-2147.23	-2055.43	-2035.2	-2528.441	-2327.72	-2260.82	-2186.13
X <sub>max</sub>	68.5	70.01	70.01	70.01	81.86	82.89	82.88	82.4
X <sub>min</sub>	-67.96	-67.99	-66.83	-67.44	-81.18	-82.89	-82.41	-81.86
Q <sub>d</sub>	296.66	564.657	578.18	76.5067	656.196	590.23	561.96	483.43
Q <sub>y</sub>								
K <sub>eff</sub>	33.876374	28.6951449	27.4942999	26.81761	29.8996013	25.472789	24.4752254	24.0698222
Heq	0.2602726	0.27221971	0.27212611	0.266506	0.26268572	0.2646284	0.26140806	0.25351549
WD	257902.75	233671.66	220069.01	212098.2	327951.84	291002.73	274573.56	258619.28
gamma	980(175%)				1120(200%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Q <sub>max</sub>	2436.63	1898.27	1794.02	1722.45	2347.95	1857.82	1706.89	1632.21
Q <sub>min</sub>	-2533.107	-2326.17	-2211.03	-2151.89	-2670.03	-2438.19	-2291.93	-2235.92
X <sub>max</sub>	89.805	92.1554	92.16	92.16	102.74	110.077	109.367	107.62
X <sub>min</sub>	-96.2295	-94.89	-91.03	-92.16	-107.57	-109.375	-108.551	-108.56
Q <sub>d</sub>	570.53	511.7	536.83	355.51	650.19	483.43	430.04	
Q <sub>y</sub>								
K <sub>eff</sub>	26.7140611	22.585105	21.86282	21.01964	23.8599211	19.57608	18.3501133	17.8930983
Heq	0.2818703	0.29009772	0.29174219	0.280955	0.30406942	0.2966758	0.2999383	0.2936641
WD	409351.23	360064.56	336224.09	315157.3	504059.12	439346.08	410560.12	385733.46



1.0 Hz								(단위 : kg-mm)
gamma	112(20%)				224(40%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	871.34	1005.15	1022.27	1034.72	1249.44	1308.57	1275.89	1244.77
Qmin	-1222.99	-1249.44	-1238.55	-1246.33	-1649.32	-1608.87	-1573.08	-1555.96
Xmax	11.1618	11.1542	11.1542	11.1542	22.316	22.3236	22.316	22.316
Xmin	-11.13891	-11.154169	-11.161798	-11.1618	-22.2931	-22.2931	-22.3083	-22.3083
Qd								
Qy								
Keff	93.9131534	101.064762	101.309384	102.2159	64.9813603	65.388969	63.8434665	62.7624411
Heq	0.31934468	0.30151474	0.29251564	0.284822	0.32979121	0.3227037	0.31305604	0.30515988
WD	23428.44	23821.21	23182.02	22774.26	66987.64	65981.66	62517.45	59908.71
gamma	336(60%)				448(80%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	1422.15	1531.07	1470.39	1401.92	1753.6	1744	1652.4	1524.84
Qmin	-1972.96	-1890.5	-1818.92	-1784.69	-2138	-1992	-1850	-1790.9
Xmax	33.4854	33.493	33.4854	33.4778	44.64	44.63	44.632	44.632
Xmin	-33.4549	-33.4701	-33.493	-33.493	-44.6	-44.6	-44.632	-44.647
Qd								
Qy								
Keff	50.718476	51.0963501	49.1100116	47.58208	43.60619	41.851969	39.2372504	37.1391097
Heq	0.30285295	0.30293523	0.29853044	0.292506	0.29889427	0.2973663	0.29718199	0.29935218
WD	108116.8	109026.14	103311.36	98054.79	163047.62	155768.34	145946.15	139198.44
gamma	560(100%)				672(120%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	1999.41	1818.92	1666.44	1591.75	2187.68	1856.26	1702.22	1621.31
Qmin	-2343.28	-2056.98	-1965.18	-1909.17	-2312.16	-2056.98	-1955.85	-1862.49
Xmax	55.7861	55.7861	55.7785	55.7861	66.9479	66.9556	66.9479	66.9556
Xmin	-55.7632	-55.7938	-55.8014	-55.8014	-66.9327	-66.9632	-66.9784	-66.9784
Qd								
Qy								
Keff	38.9306791	34.7365431	32.5472599	31.37376	33.6108443	29.220991	27.3140526	26.011319
Heq	0.29850908	0.30594243	0.30440096	0.300744	0.29634477	0.3134312	0.30974409	0.30731322
WD	227144.96	207834.73	193754.71	184550.3	280434.77	258012.15	238364.07	225239.82
gamma	784(140%)				896(160%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	2319.94	1882.72	1753.57	1666.44	2416.4	1985	1822	1710
Qmin	-2284.15	-2086.55	-1932.51	-1856.26	-2376	-2104	-1977.6	-1895.2
Xmax	78.125	78.1174	78.1174	78.1174	89.256	89.26	89.264	89.264
Xmin	-78.0792	-78.1097	-78.125	-78.1174	-89.22	-89.3	-89.264	-89.272
Qd								
Qy								
Keff	29.4748157	25.4070517	23.5920595	22.54747	26.8518622	22.90535	21.283284	20.1929588
Heq	0.3040851	0.30945317	0.31032863	0.309424	0.29406257	0.3049037	0.30499325	0.30491

WD	343519.61	301426.77	280740.7	267502.2	395080.77	349618.74	324983.22	308276.68
2.0 Hz							(단위 :	kg-mm)
gamma	56(10%)				112(20%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	619.273	675.288	676.844	641.057	863.56	953.806	952.25	933.578
Qmin	-911.795	-902.459	-857.336	-910.239	-1180.98	-1166.97	-1165.42	-1174.75
Xmax	5.5008	5.4932	5.4855	5.4855	10.994	11.0016	11.0092	11.0016
Xmin	-5.47027	-5.4779	-5.4779	-5.48553	-10.971063	-10.97106	-10.963434	-10.971063
Qd								
Qy								
Keff	139.55503	143.809372	139.936516	141.3993	93.0814539	96.518843	96.3776123	95.9523204
Heq	0.28336905	0.27699269	0.2808468	0.277253	0.30493042	0.2982396	0.30416379	0.29495073
WD	7476.8	7531.4	7420.12	7412.06	21510.41	21830.45	22231.45	21462.99
gamma	168(30%)				224(40%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	1092.29	1177.86	1151.41	1123.41	1087.62	1236.99	1205.87	1213.65
Qmin	-1403.48	-1367.69	-1341.24	-1308.57	-1490.61	-1493.72	-1517.06	-1425.26
Xmax	16.4948	16.5024	16.51	16.5024	21.9727	21.9803	21.9803	22.0108
Xmin	-16.46423	-16.47186	-16.47949	-16.4871	-21.9498	-21.9574	-21.9803	-22.0261
Qd								
Qy								
Keff	75.7234057	77.1980933	75.5589129	73.71978	58.6995276	62.149589	61.9402374	59.924972
Heq	0.30414931	0.31009523	0.31606719	0.316294	0.33367928	0.3304085	0.32532836	0.32315072
WD	39299.38	40885.72	40825.94	39860.86	59355.07	62270.74	61170.48	58988.36
gamma	280(50%)				336(60%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	1202.76	1331.9	1294.56	1229.21	1277.45	1431.49	1370.8	1333.46
Qmin	-1663.32	-1653.99	-1671.1	-1636.87	-1786.25	-1808.03	-1703.78	-1657.1
Xmax	27.42	27.4277	27.4277	27.4887	32.9209	32.9361	32.9438	33.0048
Xmin	-27.4124	-27.4353	-27.4506	-27.4963	-32.9055	-32.9284	-32.9513	-33.02
Qd								
Qy								
Keff	52.2698259	54.4244755	54.0406682	52.12476	46.5421168	49.184614	46.6587045	45.2944954
Heq	0.32054972	0.32758666	0.3129869	0.320193	0.32663443	0.3295435	0.32617124	0.31683932
WD	79129.94	84294.54	80014.38	79261.98	103473.27	110449.73	103801.7	98269.46
gamma	392(70%)				448(80%)			
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4
Qmax	1401.92	1580.86	1465.72	1400.37	1576.19	1636.87	1526.4	1419.04
Qmin	-1906.06	-1839.15	-1725.56	-1652.43	-1940.29	-1874.94	-1770.69	-1708.45
Xmax	38.3301	38.3453	38.3453	38.414	43.8232	43.8309	43.8767	43.9606
Xmin	-38.3072	-38.3453	-38.3606	-38.4369	-43.7469	-43.8232	-43.8309	-43.93
Qd								
Qy								
Keff	43.1640989	44.5949047	41.6041009	39.72367	40.156172	40.064412	37.5918392	35.5838963
Heq	0.32435324	0.31726293	0.32155703	0.319081	0.33180722	0.326043	0.32163761	0.32430333
WD	129163.91	130709.97	123643.58	117589.4	160498.03	157651.44	146101.52	140026.31

1.0Hz-5 ton									(단위 : kg-mm)
gamma	112(20%)				224(40%)				
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4	
Qmax	862.004	933.578	964.697	983.369	1266.55	1307.01	1297.67	1285.23	
Qmin	-919.574	-939.802	-935.134	-958.474	-1339.68	-1345.91	-1331.9	-1321.01	
Xmax	11.1466	11.1466	11.139	11.139	22.316	22.3236	22.316	22.3084	
Xmin	-11.14651	-11.161769	-11.169398	-11.1694	-22.3007	-22.3083	-22.316	-22.3236	
Qd									
Qy									
Keff	79.9160817	83.9765561	85.1621439	87.04538	58.4137778	59.439997	58.9166965	58.3939774	
Heq	0.2793	0.27981896	0.27595473	0.263183	0.27802045	0.2727897	0.27051116	0.2626596	
WD	17424.74	18369.22	18371.35	17908.57	50781.65	50736.13	49869.63	47992.56	
gamma	336(60%)				448(80%)				
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4	
Qmax	1604.2	1682	1646.21	1566.86	1787.8	1803.36	1728.68	1657.1	
Qmin	-1677.33	-1652.43	-1635.32	-1583.97	-2025.86	-1935.62	-1885.83	-1808.03	
Xmax	33.4702	33.4625	33.4549	33.4702	44.6319	44.6243	44.6167	44.6319	
Xmin	-33.4549	-33.4778	-33.4854	-33.493	-44.6091	-44.632	-44.6396	-44.6549	
Qd									
Qy									
Keff	49.0328741	49.8119967	49.0217403	47.05316	42.7343934	41.890376	40.495853	38.8089841	
Heq	0.2690148	0.26625193	0.25413955	0.253144	0.26049504	0.2553497	0.26004121	0.26036162	
WD	92802.88	93351.63	87691.23	83897.29	139259.79	133858.91	131780.26	126532.95	
gamma	560(100%)				672(120%)				
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4	
Qmax	2130.11	2008.75	1878.05	1820.48	2256.15	2016.53	1901.39	1851.6	
Qmin	-2184.57	-2011.86	-1954.29	-1865.6	-2366.62	-2165.9	-2038.31	-1980.74	
Xmax	55.7633	55.7633	55.7633	55.7938	66.9251	66.948	66.9403	66.9632	
Xmin	-55.7709	-55.7861	-55.8014	-55.8166	-66.925	-66.9403	-66.9555	-66.986	
Qd									
Qy									
Keff	38.684816	36.0433135	34.3508296	33.02631	34.5369185	31.238204	29.4236264	28.6103986	
Heq	0.25049463	0.25208979	0.24975969	0.255948	0.25367572	0.2614362	0.26326903	0.25373145	
WD	189354.2	177596.47	167738.62	165402.3	246558.38	229962.41	218147.26	204596.56	
gamma	784(140%)				896(160%)				
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4	
Qmax	2452.2	2130.11	2035.2	1943.4	2642.03	2248.37	2128.56	2097.44	
Qmin	-2375.96	-2172.13	-2103.66	-1976.07	-2407.08	-2225.03	-2136.34	-2066.32	
Xmax	78.0945	78.1021	78.1021	78.125	89.241	89.2563	89.2563	89.2868	
Xmin	-78.0716	-78.1021	-78.1097	-78.1479	-89.2029	-89.241	-89.241	-89.2868	
Qd									
Qy									
Keff	30.9168251	27.5424092	26.4951815	25.08093	28.2952233	25.061444	23.8933586	23.3167725	
Heq	0.25297008	0.24904519	0.24437656	0.242687	0.25718345	0.267381	0.23985128	0.22982043	
WD	299610.79	262896.85	248184.12	233494.6	363981.6	335366.62	286815.37	268417.89	

3.0 Hz									
							(단위 :		kg-mm)
gamma	56(10%)				112(20%)				
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4	
Qmax	569.483	572.595	572.595	532.14	821.549	840.22	774.87	771.758	
Qmin	-916.463	-904.015	-947.582	-890.011	-1196.54	-1196.54	-1215.21	-1199.65	
Xmax	5.3864	5.3711	5.3482	5.3864	10.7498	10.7345	10.704	10.7651	
Xmin	-5.32531	-5.33294	-5.33294	-5.36346	-10.643029	-10.67355	-10.681176	-10.696435	
Qd									
Qy									
Keff	138.721642	137.948849	142.323479	132.2948	94.3348353	95.13993	93.0588553	91.8577352	
Heq	0.295897586	0.2819085	0.27403287	0.298906	0.31934407	0.3142576	0.28702018	0.27991477	
WD	7398.15	6999.09	6989.31	7177.99	21656.45	21523.98	19187.38	18603	
gamma	168(30%)				196(35%)				
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4	
Qmax	819.993	930.466	964.697	924.242	841.358	947.582	984.925	938.246	
Qmin	-1406.59	-1412.81	-1405.04	-1400.37	-1439.27	-1429.93	-1442.38	-1406.59	
Xmax	16.0828	15.976	16.0294	16.0981	18.6692	18.6768	18.6844	18.6997	
Xmin	-15.9988	-16.00643	-15.99118	-16.1056	-18.63858	-18.61569	-18.67672	-18.76065	
Qd									
Qy									
Keff	69.40373922	73.2676035	74.0066857	72.18458	61.1300914	63.753104	64.9687429	62.5951439	
Heq	0.355269494	0.34082545	0.33459625	0.330782	0.33716988	0.3525651	0.33256201	0.34052307	
WD	39863.25	40122.39	39881.39	38897.16	45063.25	49102.47	47373.64	46984.08	
gamma	224(40%)				252(45%)				
Cycle	1	2	3	4	1	2	3	4	
Qmax	882.231	1005.15	1019.16	1019.16	1005.15	1005.15	998.929	953.806	
Qmin	-1434.6	-1400.37	-1397.26	-1423.71	-1548.18	-1453.27	-1467.27	-1462.61	
Xmax	21.3776	21.2936	21.3394	21.4005	23.9792	23.9563	23.9716	23.9945	
Xmin	-21.3013	-21.2555	-21.2936	-21.4386	-23.9181	-23.8342	-23.9487	-24.086	
Qd									
Qy									
Keff	54.28516199	56.5351559	56.6795675	57.02431	53.3084328	51.441605	51.4645985	50.2577136	
Heq	0.363809111	0.3605008	0.34837784	0.337213	0.34398034	0.3739124	0.35009828	0.34921156	
WD	56506.84	57959.61	56375.28	55432.5	66080.22	69006.08	64991.64	63730.77	
gamma	280(50%)								
Cycle	1	2	3	4					
Qmax	1000.48	1126.52	1115.63	1142.08					
Qmin	-1504.62	-1487.5	-1465.72	-1448.6					
Xmax	26.6571	26.5198	26.6037	26.7029					
Xmin	-26.5655	-26.5198	-26.5427	-26.7487					
Qd									

Qy								
Keff	47.06835066	49.2843083	48.5705523	48.46777				
Heq	0.375017206	0.36352438	0.37207614	0.343824				
WD	78540.24	79170.35	80181.18	74787.85				