

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

주변 전단기의 형상

그림 3.8-1



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

강화 전단키의 상세도

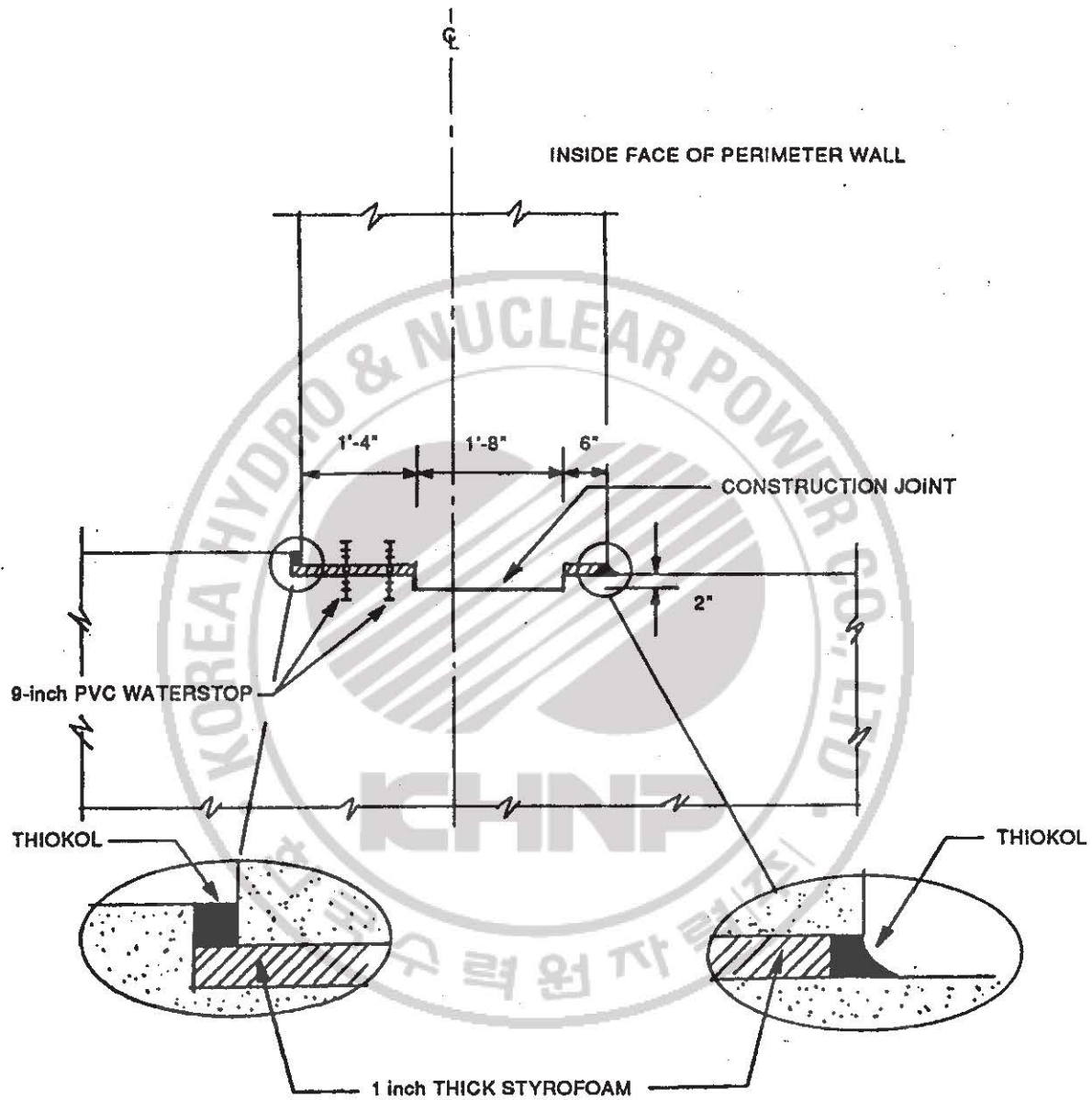
그림 3.8-2



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

벽-기초 접합부에서의 주 철근과 텐돈의
개략도

그림 3.8-3



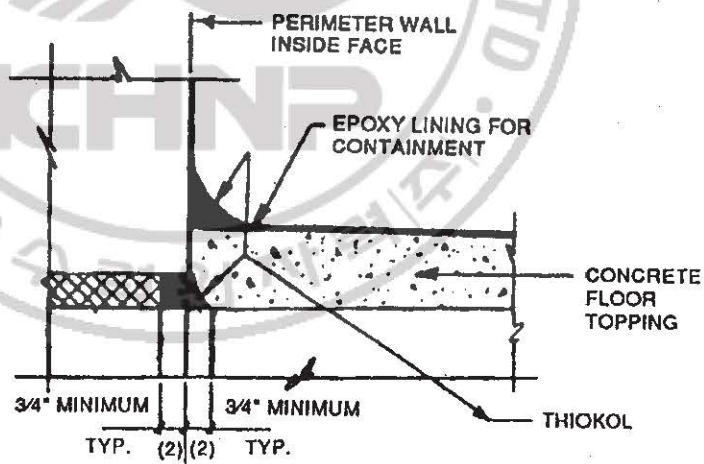
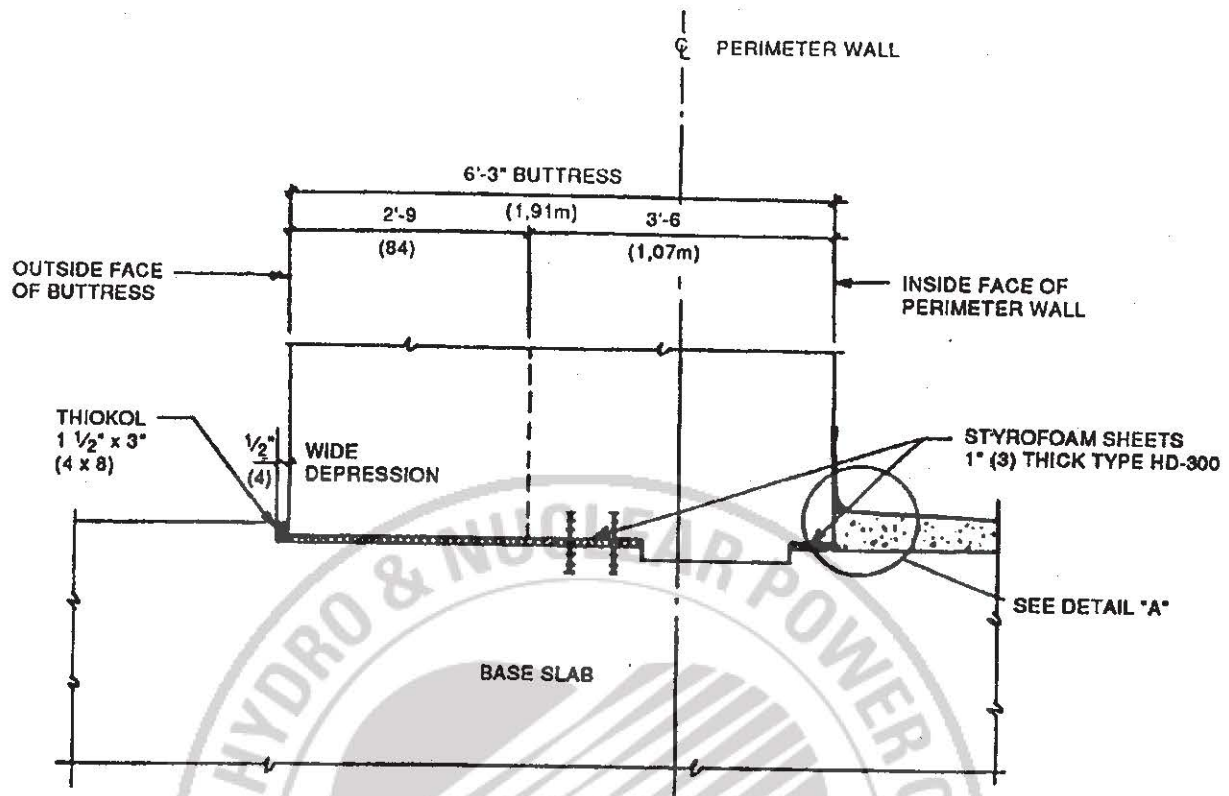
한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

벽-기초 접합부에서의 시공이음과

채움재료 개략도

그림 3.8-4

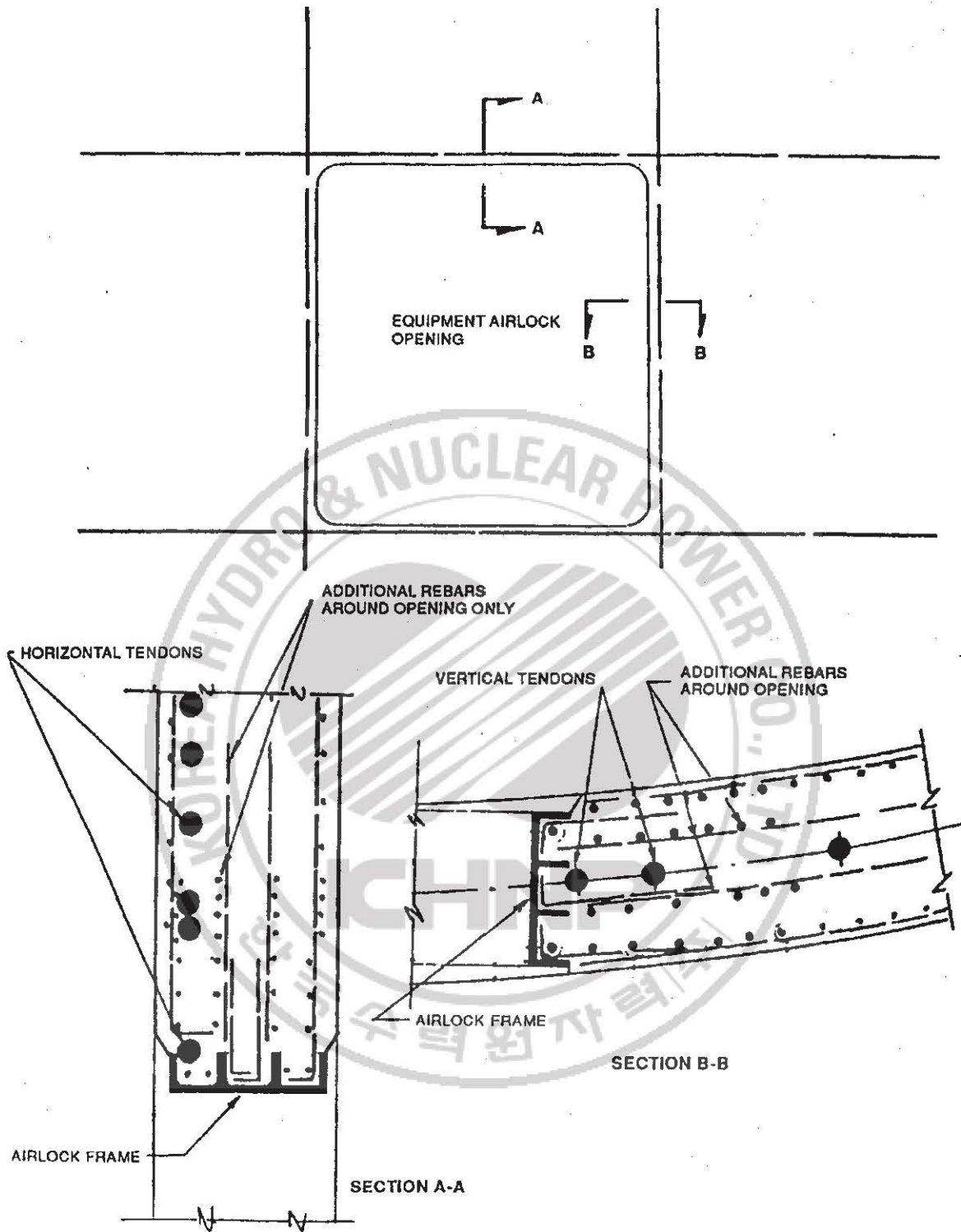
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

부벽과 기초슬라브의 교차영역 배치

그림 3.8-5



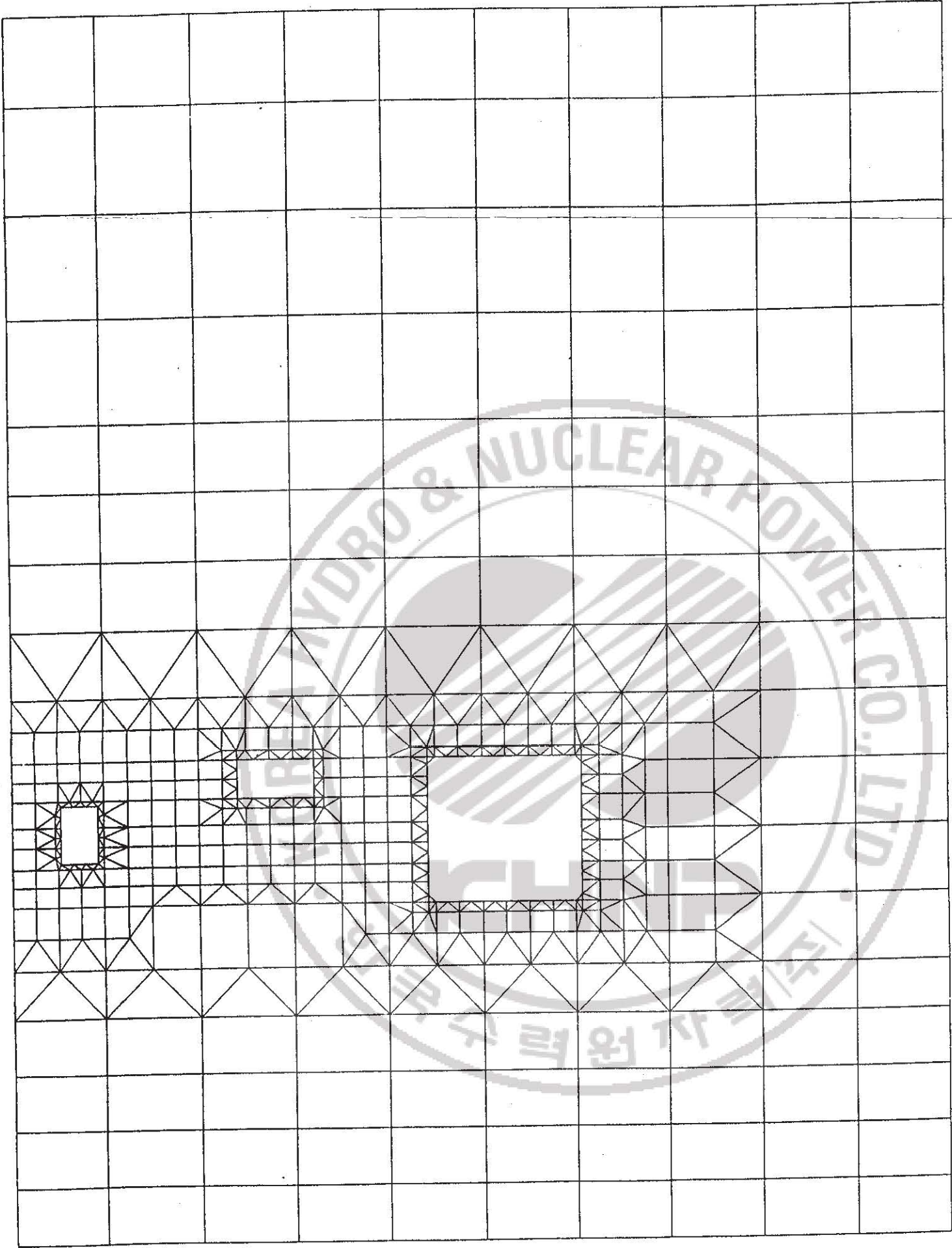
한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서


개구부 주위에 대한 일반적인 배열

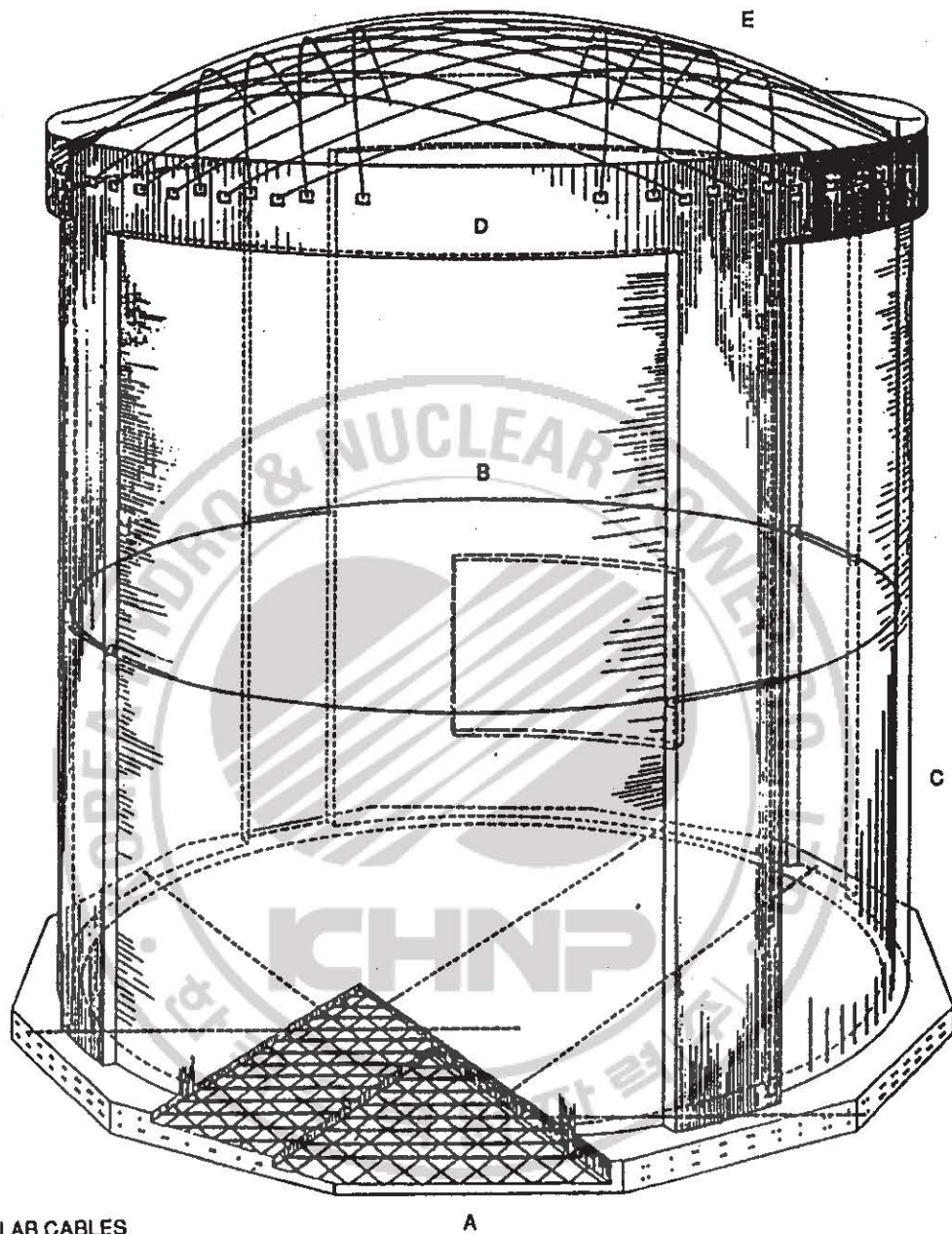
그림 3.8-6



 <div>한국전력공사 월성원자력 2,3,4호기 최종 안전성 분석 보고서</div>	<div>개구부의 일반 배치도</div> <div>그림 3.8-7</div>
---	--



	한국전력공사 월성원자력 2,3,4호기 최종 안전성 분석 보고서
	개구부의 세부 3차원 유한요소 모델 그림 38-8



LEGEND

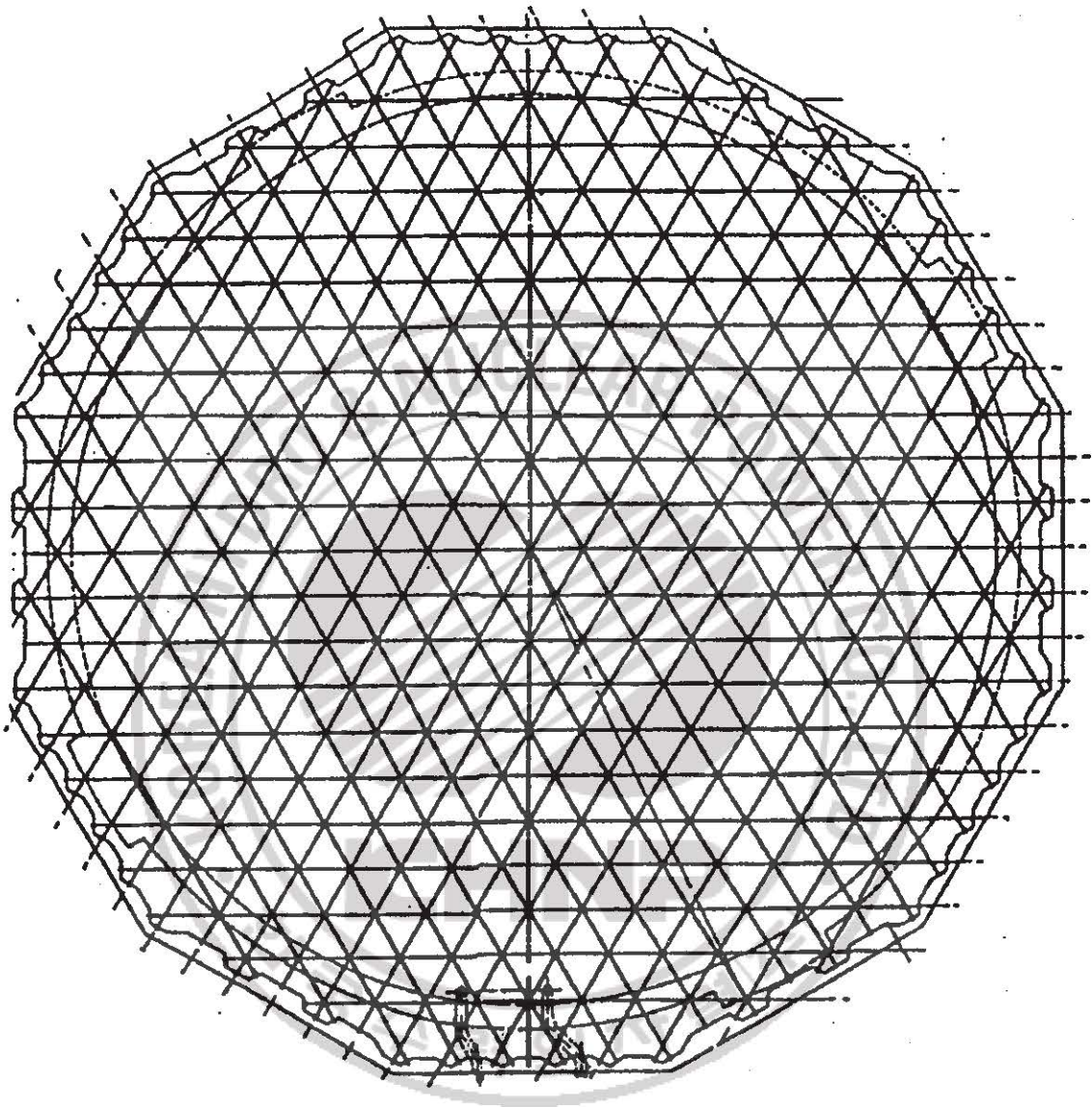
- A BASE SLAB CABLES
- B HORIZONTAL WALL CABLES
- C VERTICAL WALL CABLES
- D RING BEAM CABLES
- E DOME CABLES



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

프리스트레이싱 케이블의 일반적 배열

그림 3.8-9



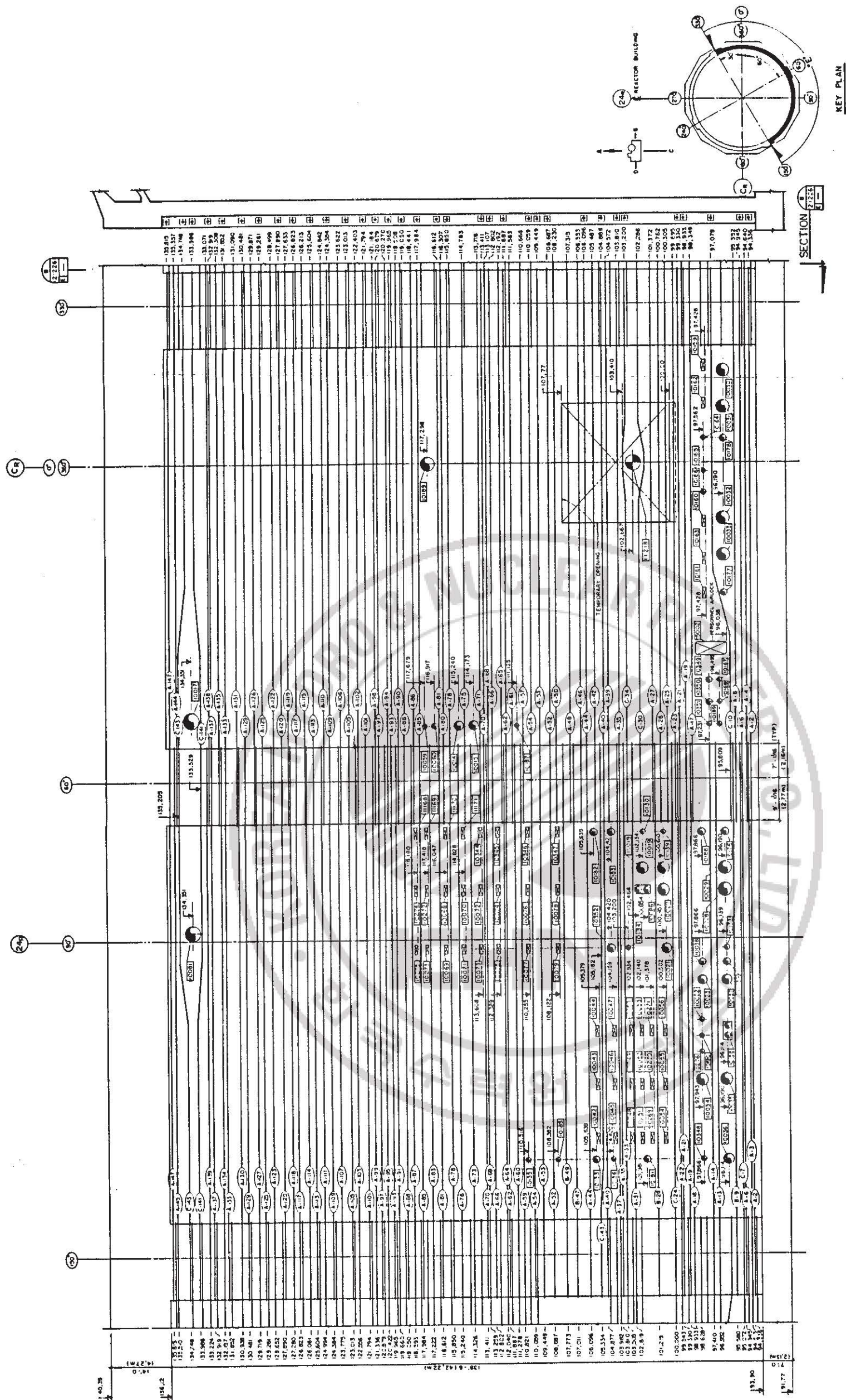
PLAN



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서


기초슬라브 내의 텐돈 배치도

그림 3.8-10

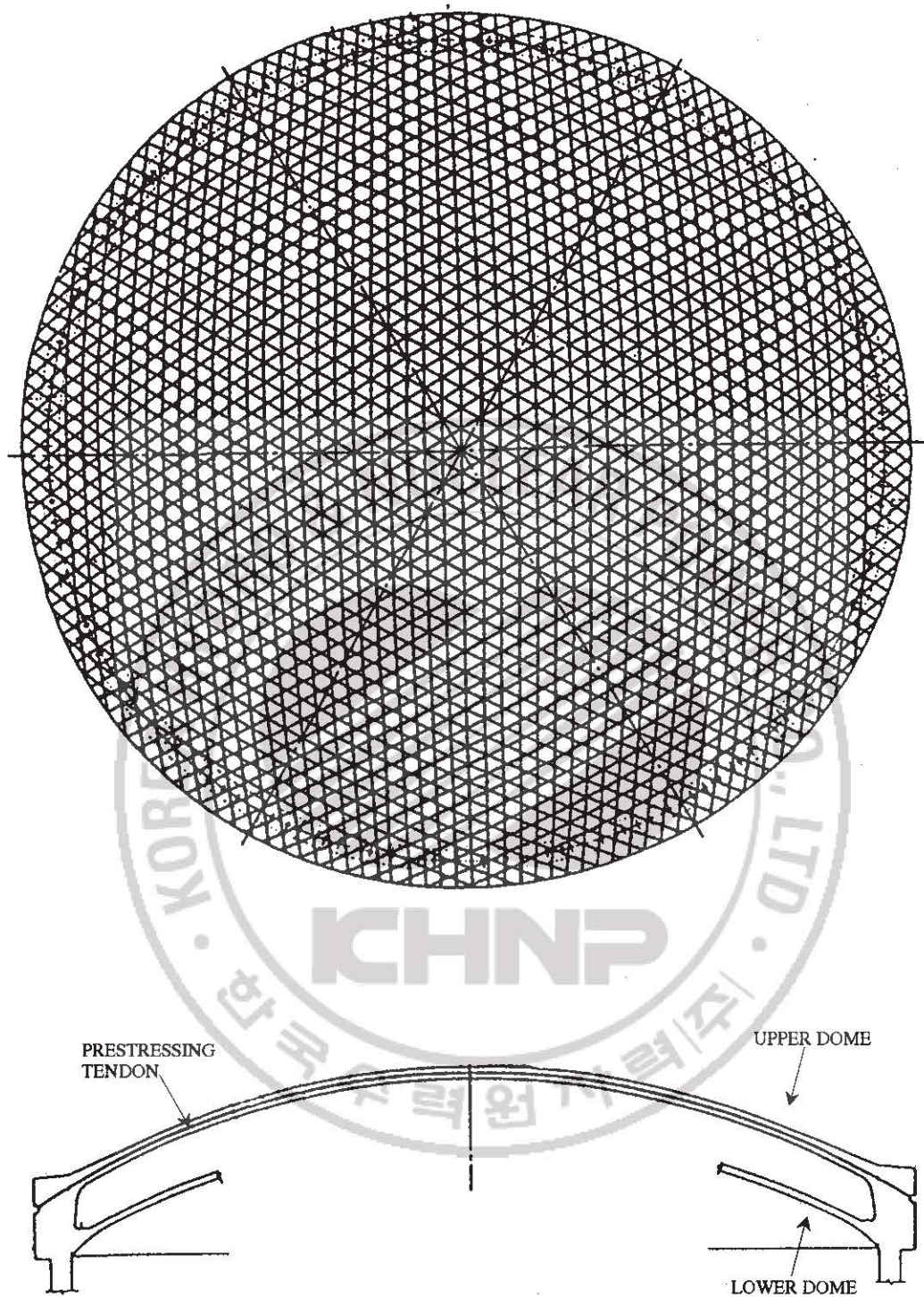


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

별첨 수평 단면의 전개도
그림 3.8-12

 <div>한국전력공사 월성원자력 2,3,4호기 최종 안전성 분석 보고서</div>	<div>벽면 및 버트레스의 보강 그림 3.8-13</div>
---	--






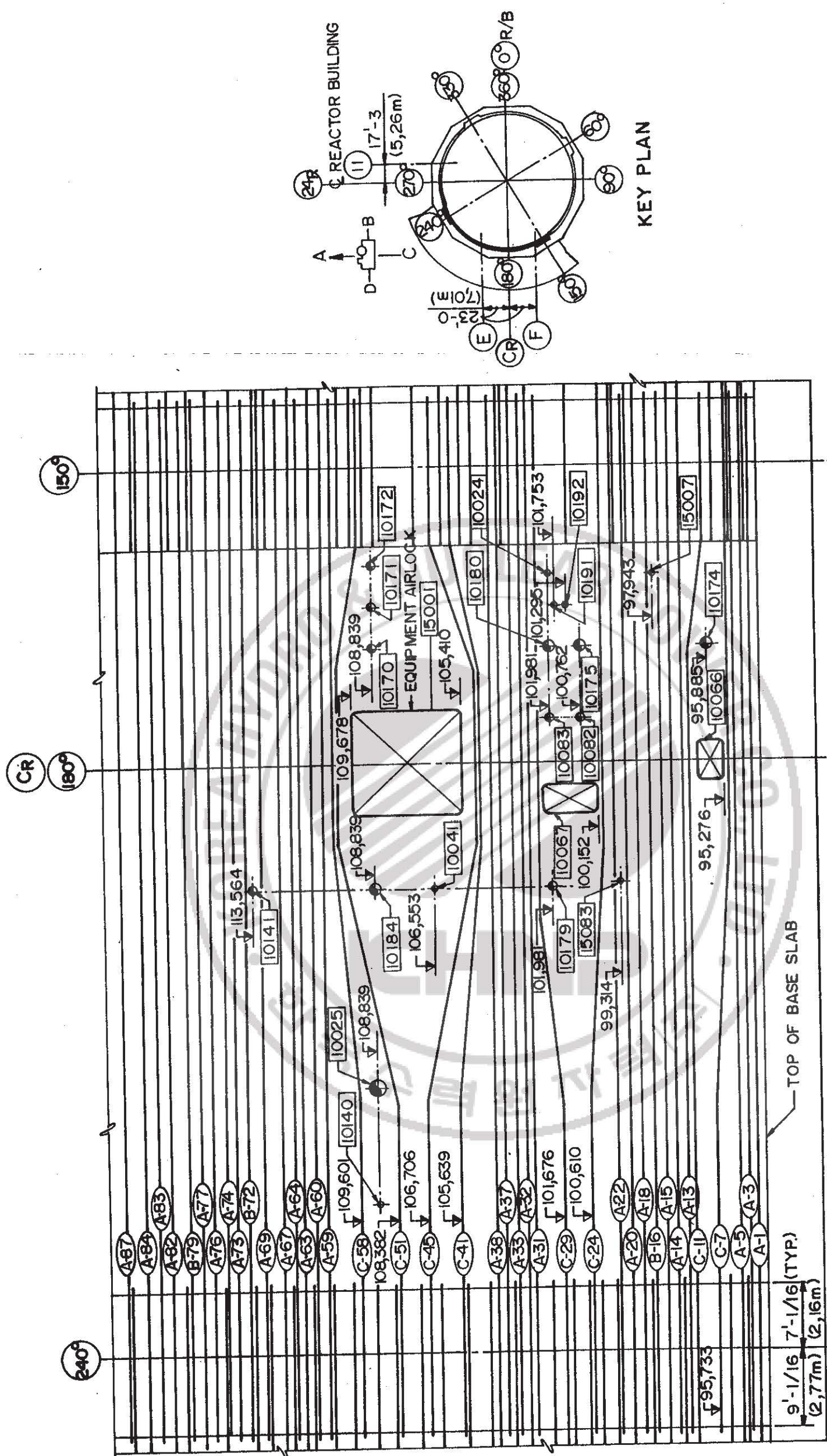
한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

상부 돔 텐돈 배치도

그림 3.8-14

 <div>한국전력공사 월성원자력 2,3,4호기 최종 안전성 분석 보고서</div>	<div>상부 돔 텐돈 배치도</div> <div>그림 3.8-15</div>
---	---

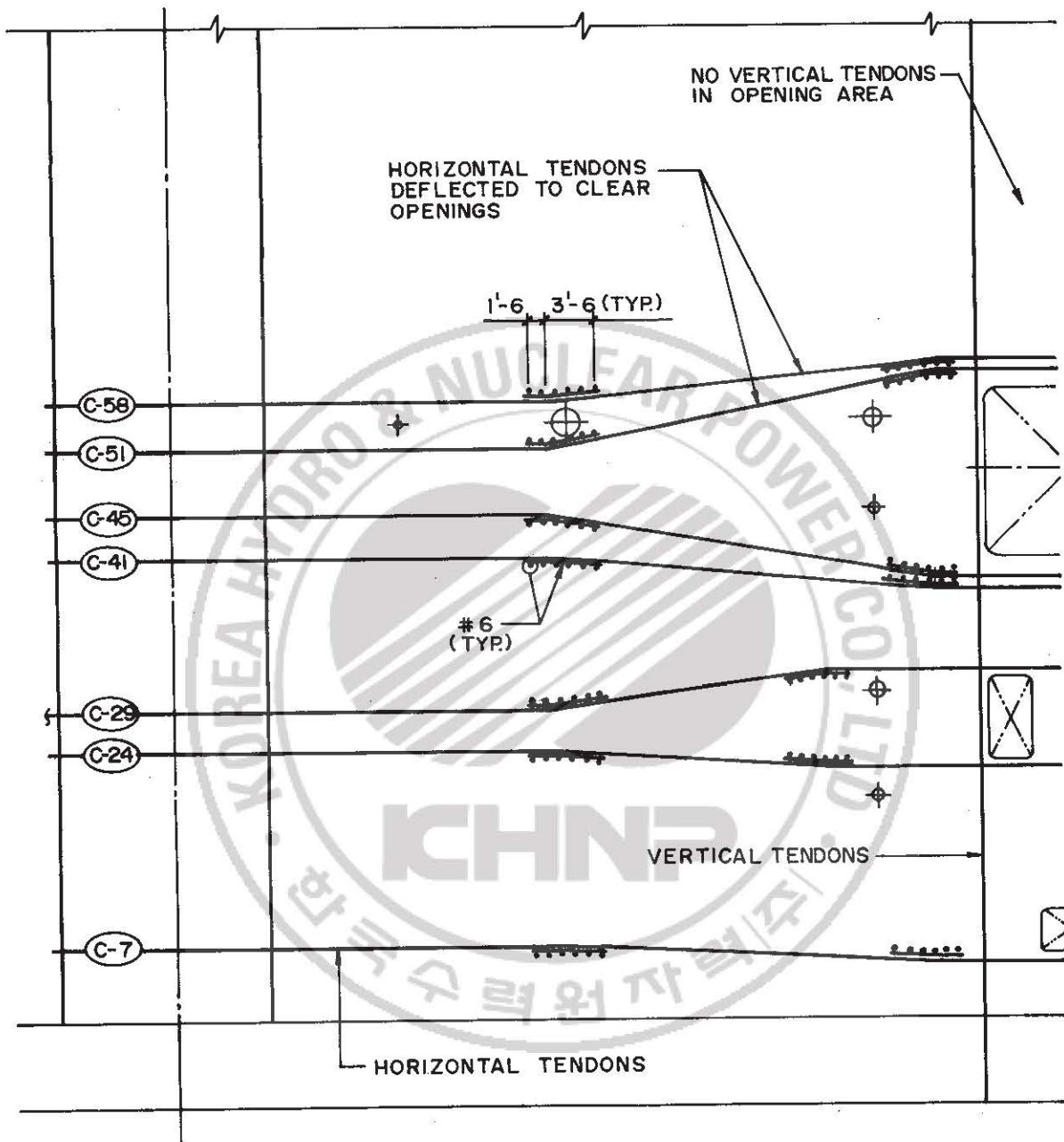




한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

수평선에서부터

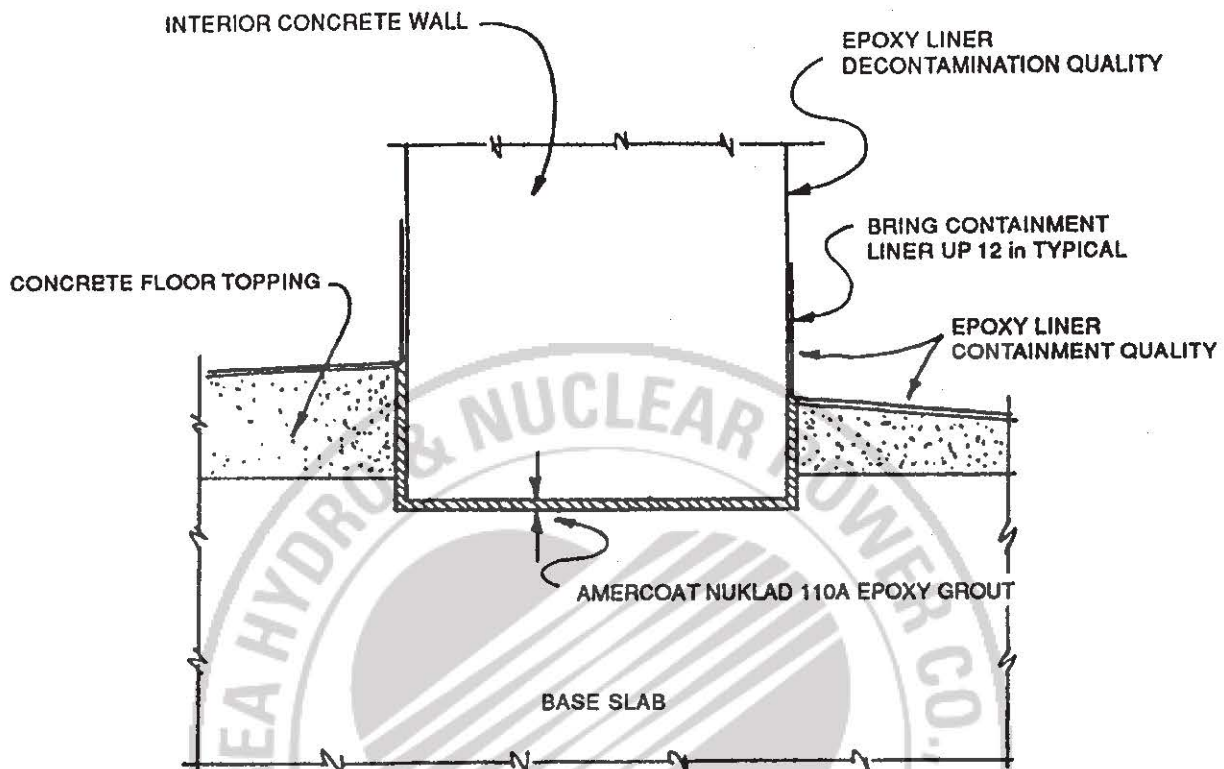
그림 3.8-16



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

개구부 주위 텐돈의 일반적인 배치

그림 3.8-17



CONSTRUCTION SEQUENCE:

POUR BASE SLAB WITH 2 in RECESS FOR INTERNAL WALLS.

APPLY A $\frac{1}{8}$ in THICK AMERCOAT NUKLAD 110A EPOXY GROUT IN RECESS.

POUR INTERIOR WALL. APPLY A $\frac{1}{8}$ in THICK AMERCOAT NUKLAD 110A EPOXY GROUT STRIP AT BOTTOM OF WALL. HEIGHT OF STRIP TO BE THICKNESS OF FLOOR TOPPING.

PLACE CONCRETE TOPPING.

APPLY CONTAINMENT QUALITY EPOXY TO TOP OF FLOOR TOPPING AS WELL AS THE LOWER 12 in OF THE WALL.

APPLY THE DECONTAMINATION QUALITY EPOXY TO THE WALL

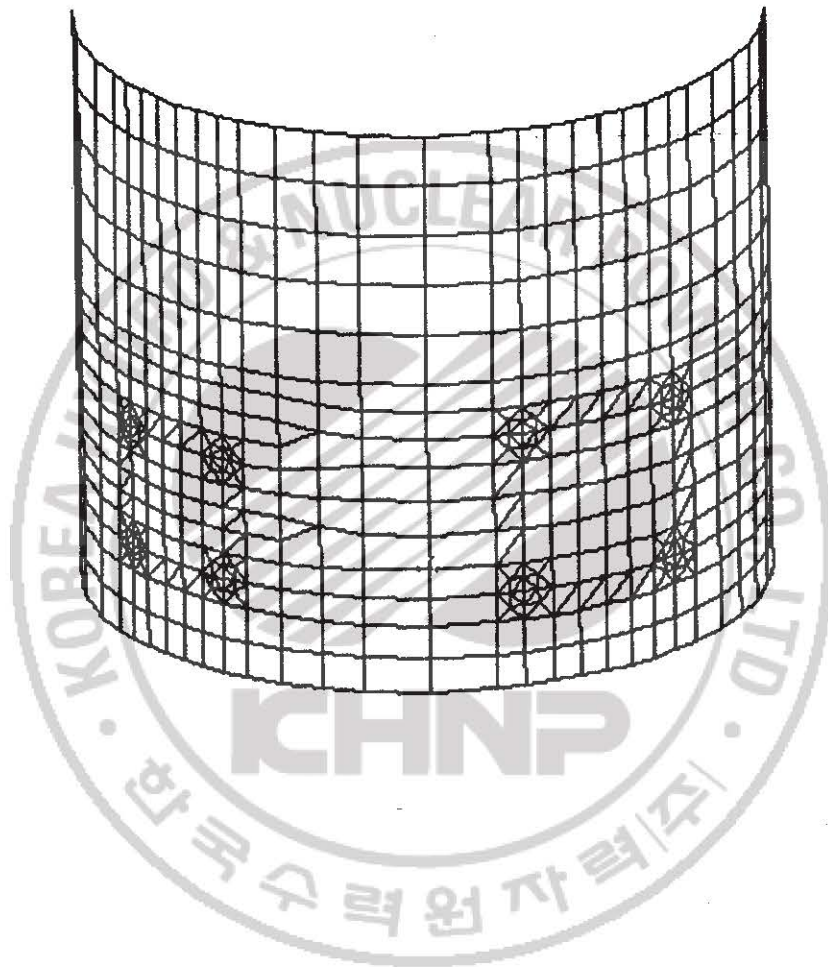


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

내부 콘크리트 벽체와 에폭시라이너의

일반적인 배치도

그림 3.8-18



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

시공용 임시 개구부를 위한 상세

STARDYNE 모델

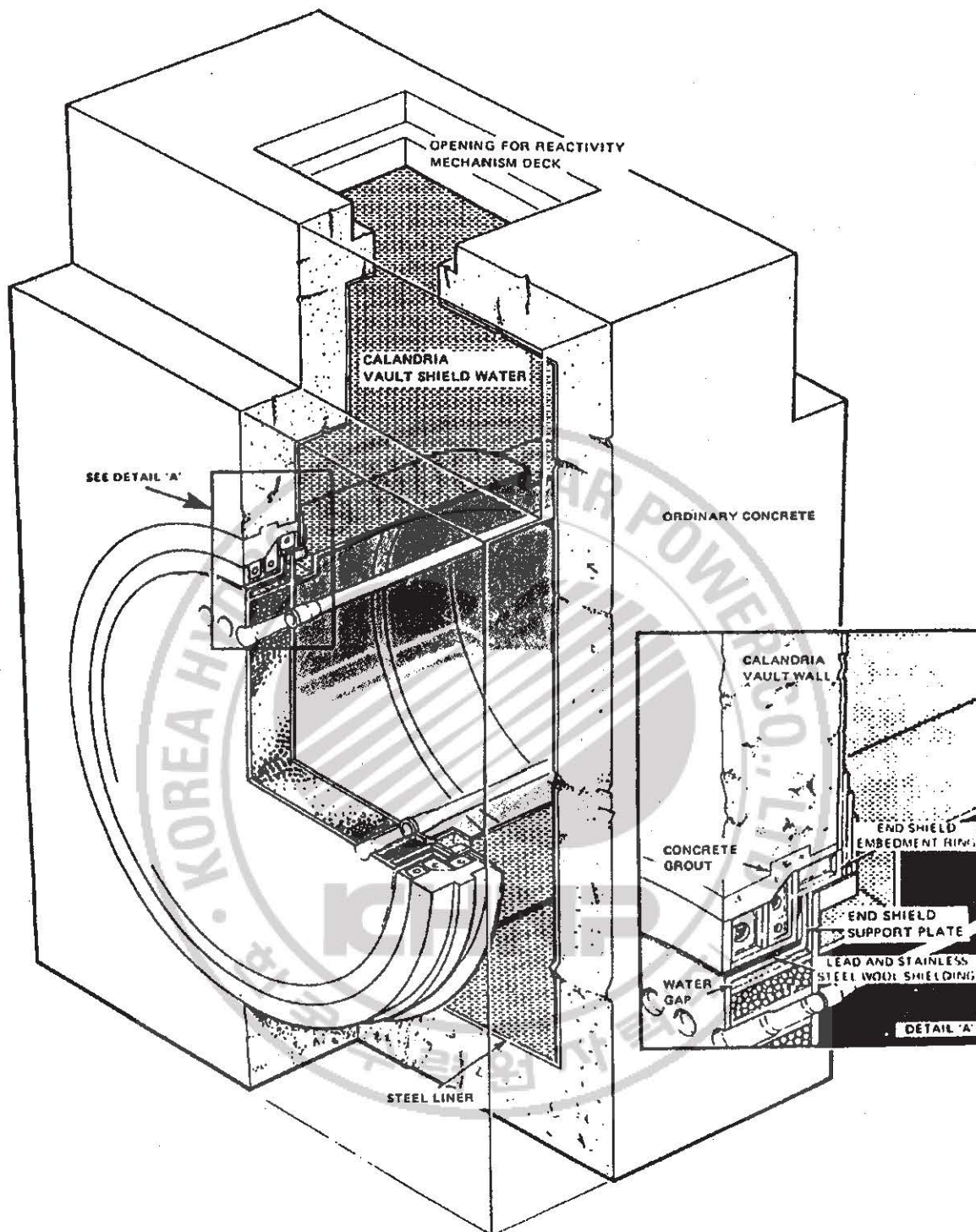
그림 3.8-19



한국전력공사
원성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

주 전단벽의 유한요소모델
그림 3.8-20



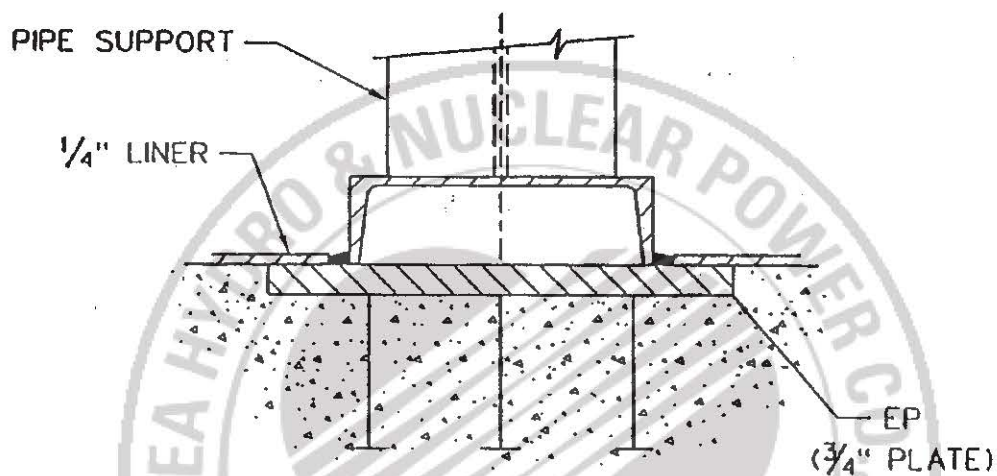


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

칼란드리아 격실

그림 3.8-21

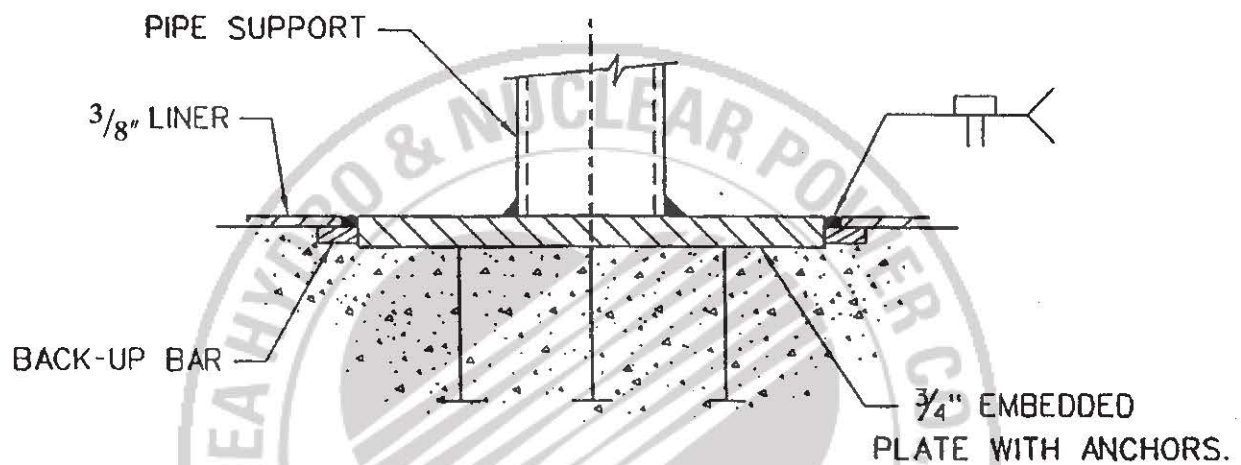
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

월성1호기 배관지지대 설계

그림 3.8-22



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

월성2호기 배관지지대 설계

그림 3.8-23



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

칼란드리아격실 유한요소모델

그림 3.8-24



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

칼란드리아격실 유한요소모델

그림 3.8-25



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

칼란드리아격실 유한요소모델

그림 3.8-26

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

칼란드리아격실 유한요소모델

그림 3.8-27



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

EL. 93.90m에서의 BNSP 구조물 배치도

그림 3.8-28



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

EL. 100.00m에서의 BNSP 구조물 배치도

그림 3.8-29



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

BNSP 구조물 배치도 - EL. 100.00m

(월성 2호기 및 3호기)

그림 3.8-29(A)



한국수력원자력주식회사
월성 3,4호기 최종안전성분석보고서

BNSP 구조물 배치도 - EL. 100.00m
(월성 4호기)
그림 3.8-29(B)



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

EL. 105.41m에서의 BNSP 구조물 배치도

그림 3.8-30



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

BNSP 구조물 배치도 - EL. 105.41m

(월성 2호기 및 3호기)

그림 3.8-30(A)



한국수력원자력주식회사
월성 3,4호기 최종안전성분석보고서

BNSP 구조물 배치도 - EL. 105.41m
(월성 4호기)
그림 3.8-30(B)



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

EL. 109.22m에서의 BNSP 구조물 배치도

그림 3.8-31

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

BNSP 구조물 배치도 - EL. 109.22m

(월성 2호기 및 3호기)

그림 3.8-31(A)



한국수력원자력주식회사
월성 3,4호기 최종안전성분석보고서

BNSP 구조물 배치도 - EL. 109.22m

(월성 4호기)

그림 3.8-31(B)



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

지붕높이에서의 BNSP 구조물 배치도

그림 3.8-32



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

BNSP 구조물 배치도 - 지붕높이

(월성 2호기 및 3호기)

그림 3.8-32(A)



한국수력원자력주식회사
월성 3,4호기 최종안전성분석보고서

BNSP 구조물 배치도 - 지붕높이
(월성 4호기)
그림 3.8-32(B)

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

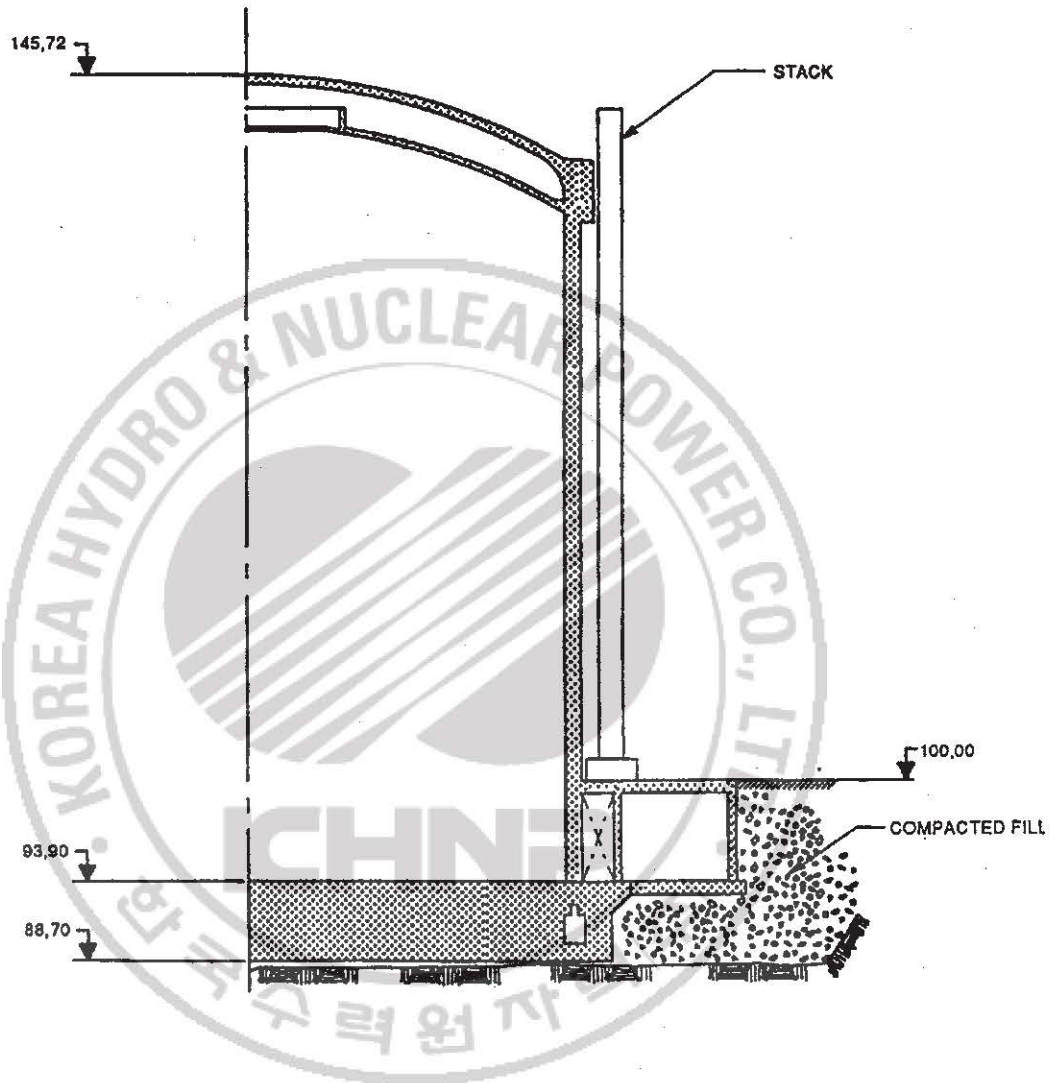


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

BNSP 구조물의 A-A 단면도

그림 3.8-33

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

BNSP 구조물의 B-B 단면도

그림 3.8-34

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

사용후핵연료저장조의 C-C 단면도

그림 3.8-35

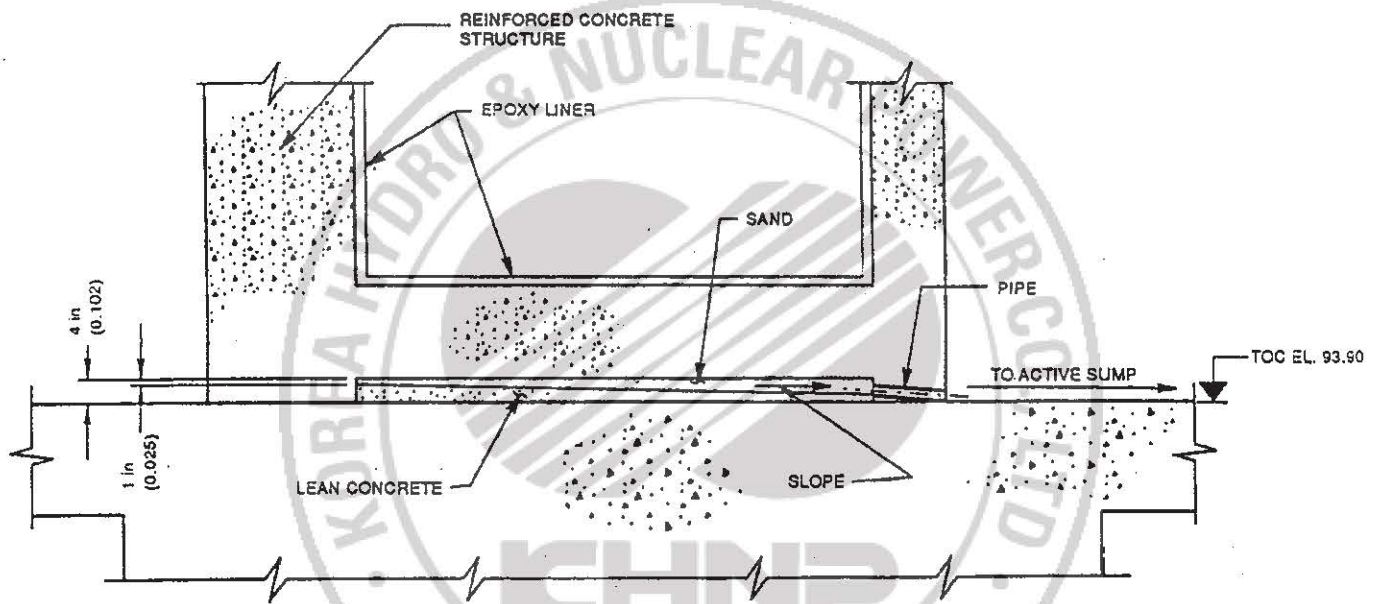
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

BNSP 구조물의 D-D 단면도

그림 3.8-36



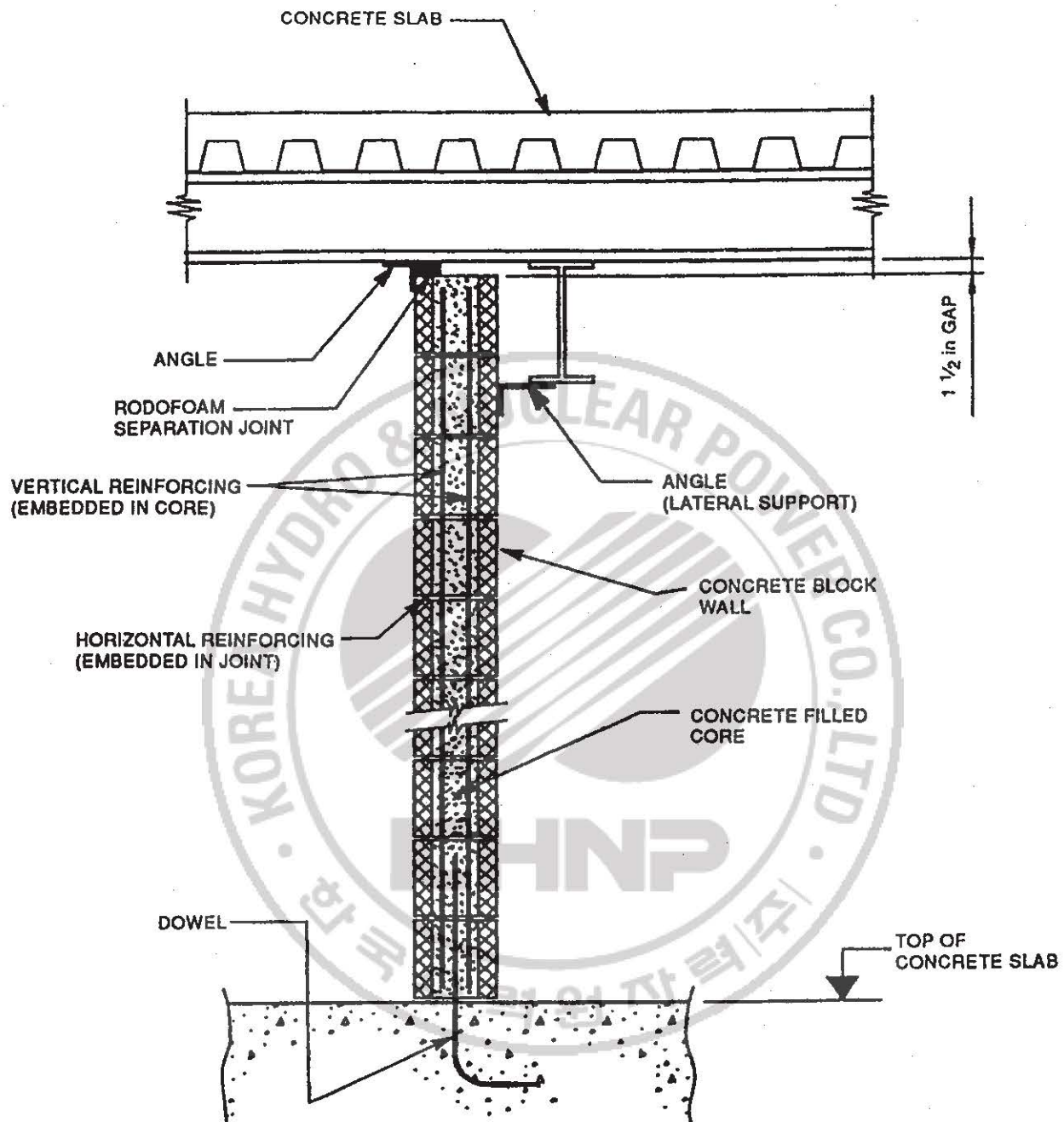
한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

액체폐기물 및 사용후수지 콘크리트탱크를

위한 방사능 누출 검출

그림 3.8-37

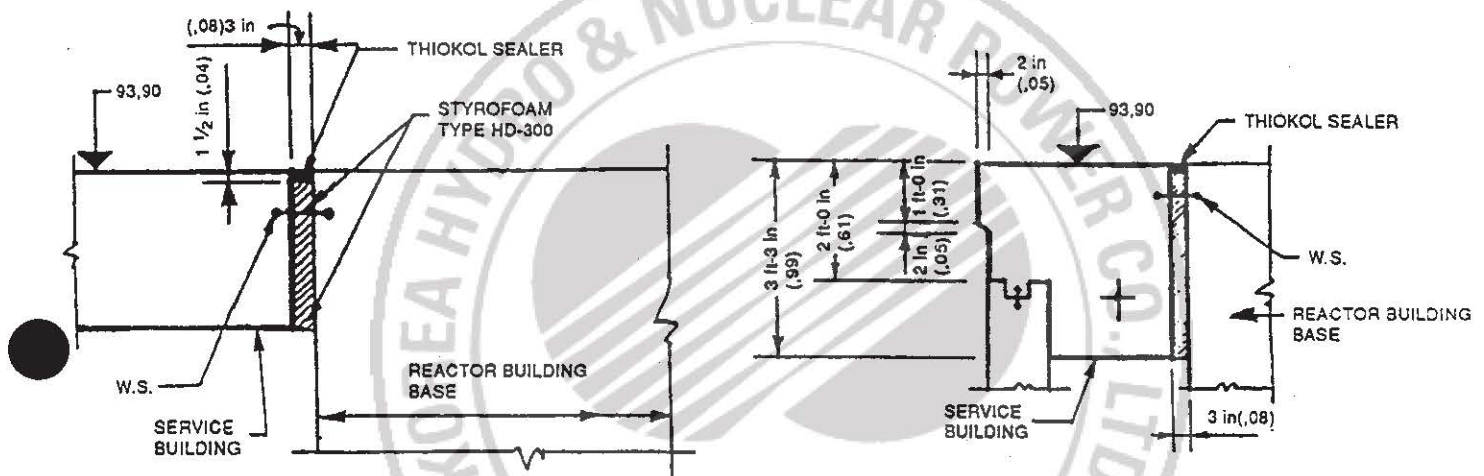
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

콘크리트 벽돌 벽면 내진 제한

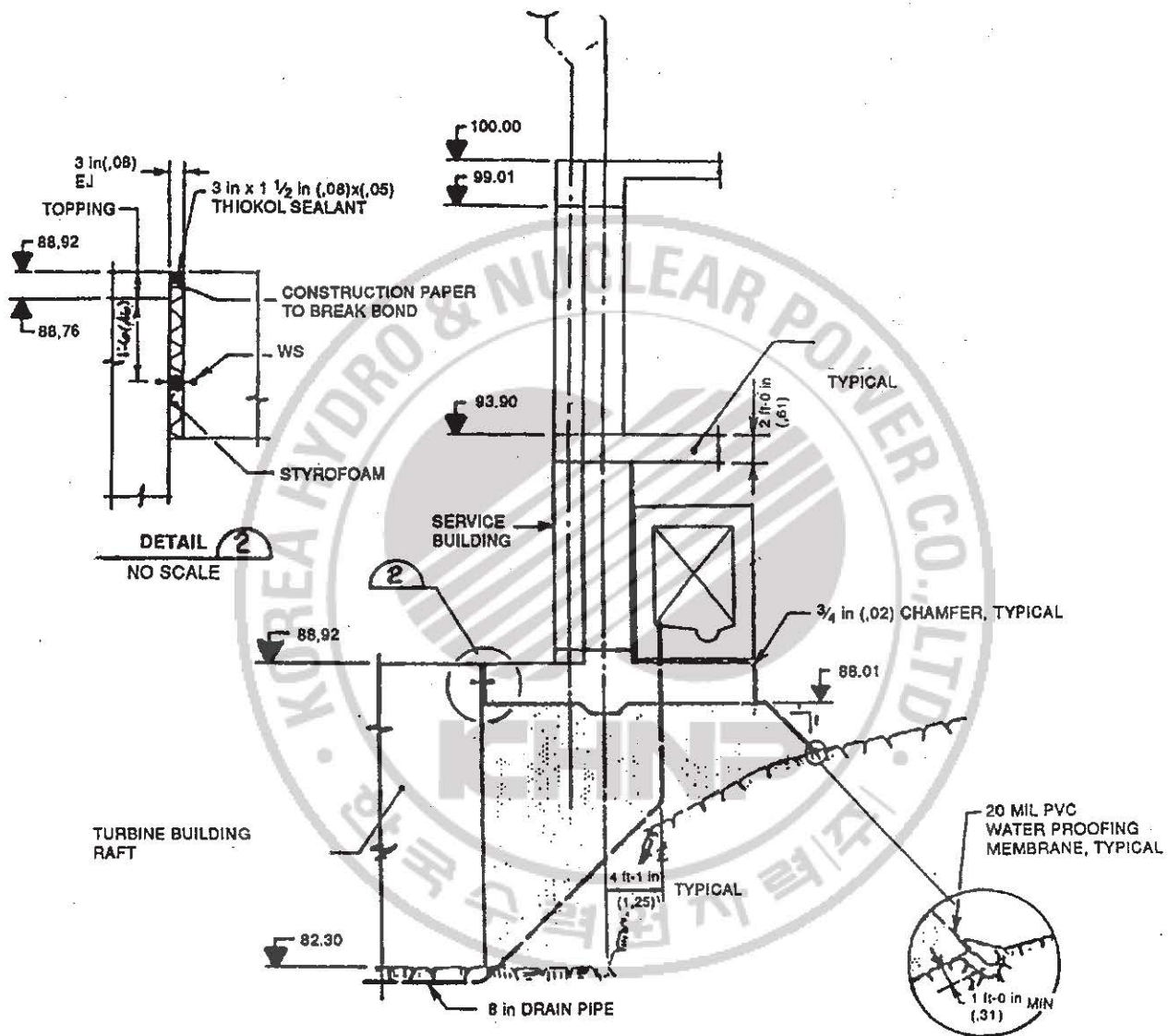
그림 3.8-38



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

일반적인 격리 연결부 (원자로 보조 건물과
원자로건물사이)

그림 3.8-39

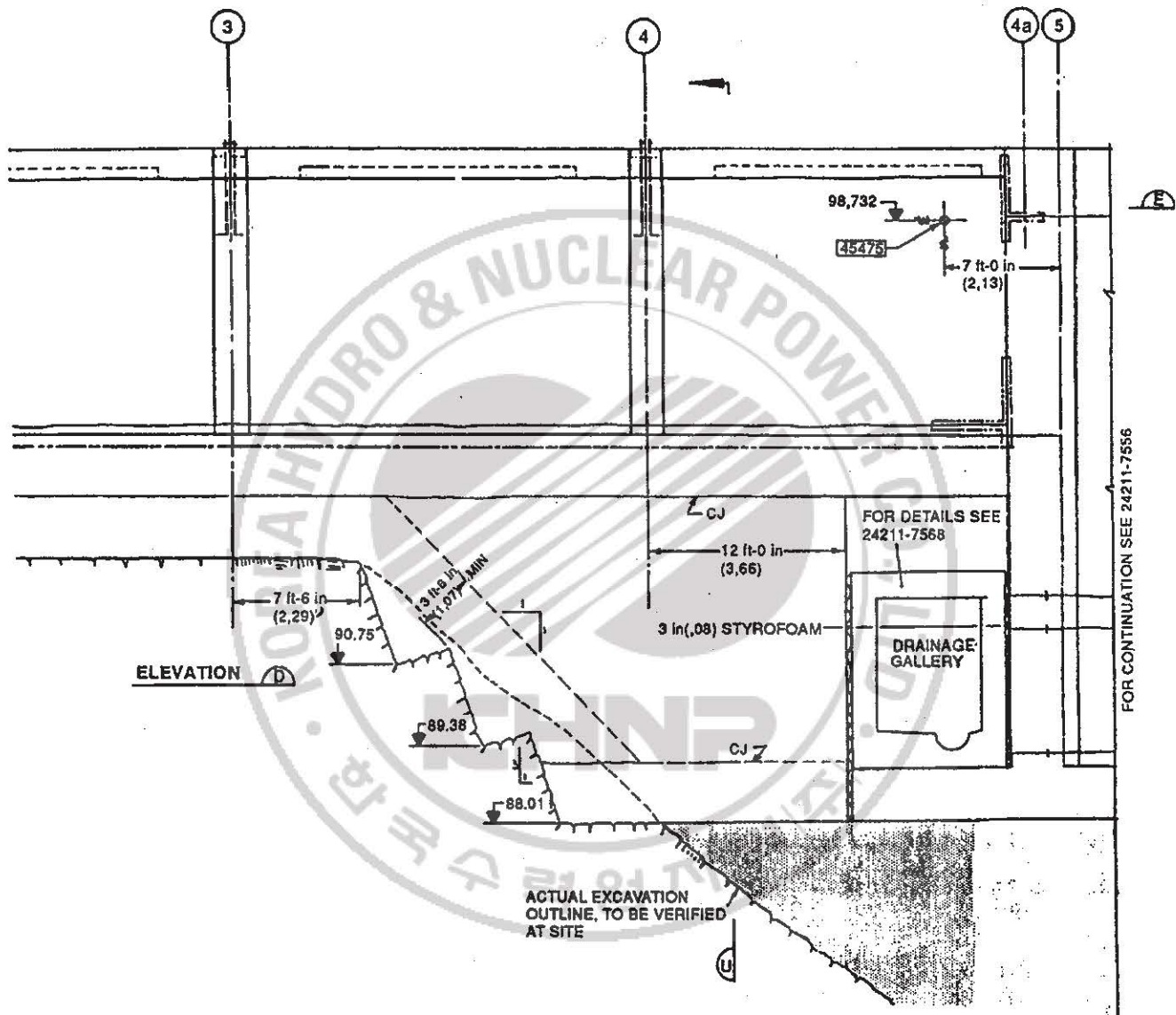


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

일반적인 격리 연결부 (원자로 보조 건물과
터빈건물 사이)

그림 3.8-40

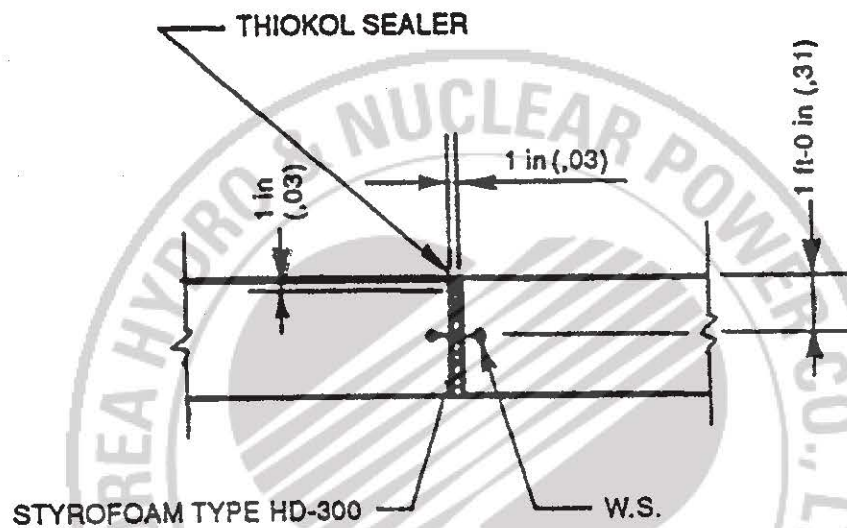
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

배수 갤러리 근처의 격리 (월성 2호기)

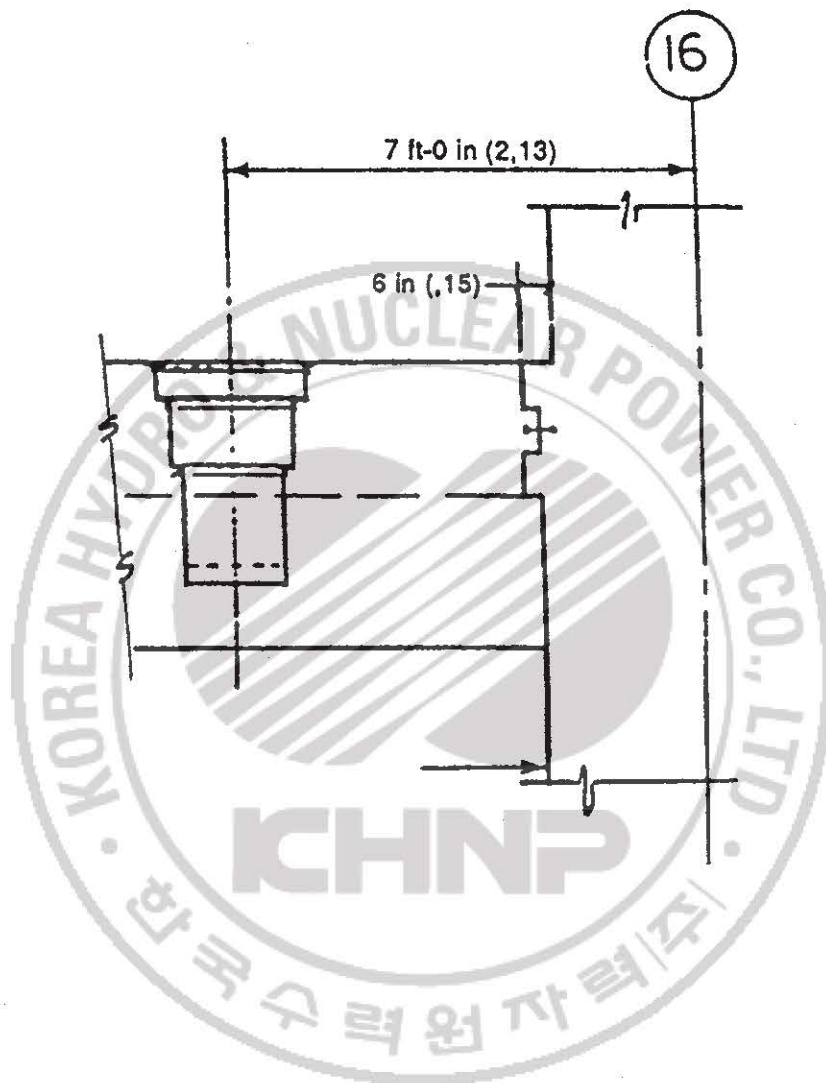
그림 3.8-41



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

일반적 팽창 이음 (Expansion Joints)

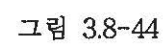
그림 3.8-42



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

일반적 시공 이음 (액체폐기물 저장탱크,
사용후수지 저장탱크, 감속재 정화 및
비상노심냉각펌프 피트 구역)
그림 3.8-43

Technical drawing of a nuclear power plant component, likely a containment dome or head, showing a cross-section with various dimensions and labels. The drawing includes a large circular area with a dome-like structure inside. Dimensions include 6 in (.15) TYPICAL, 1 ft-6 in MIN. TYPICAL (.48), and 45349 OR 45350 45351. A label 'H' is in a circle at the top. A large watermark 'KOREA HYDRO & NUCLEAR POWER CO., LTD.' is visible across the center.





한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

원자로 보조건물 구분 II 모델의 투시도

그림 3.8-45



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

원자로 보조건물의 (SAFI에 의한)

평면골조모델

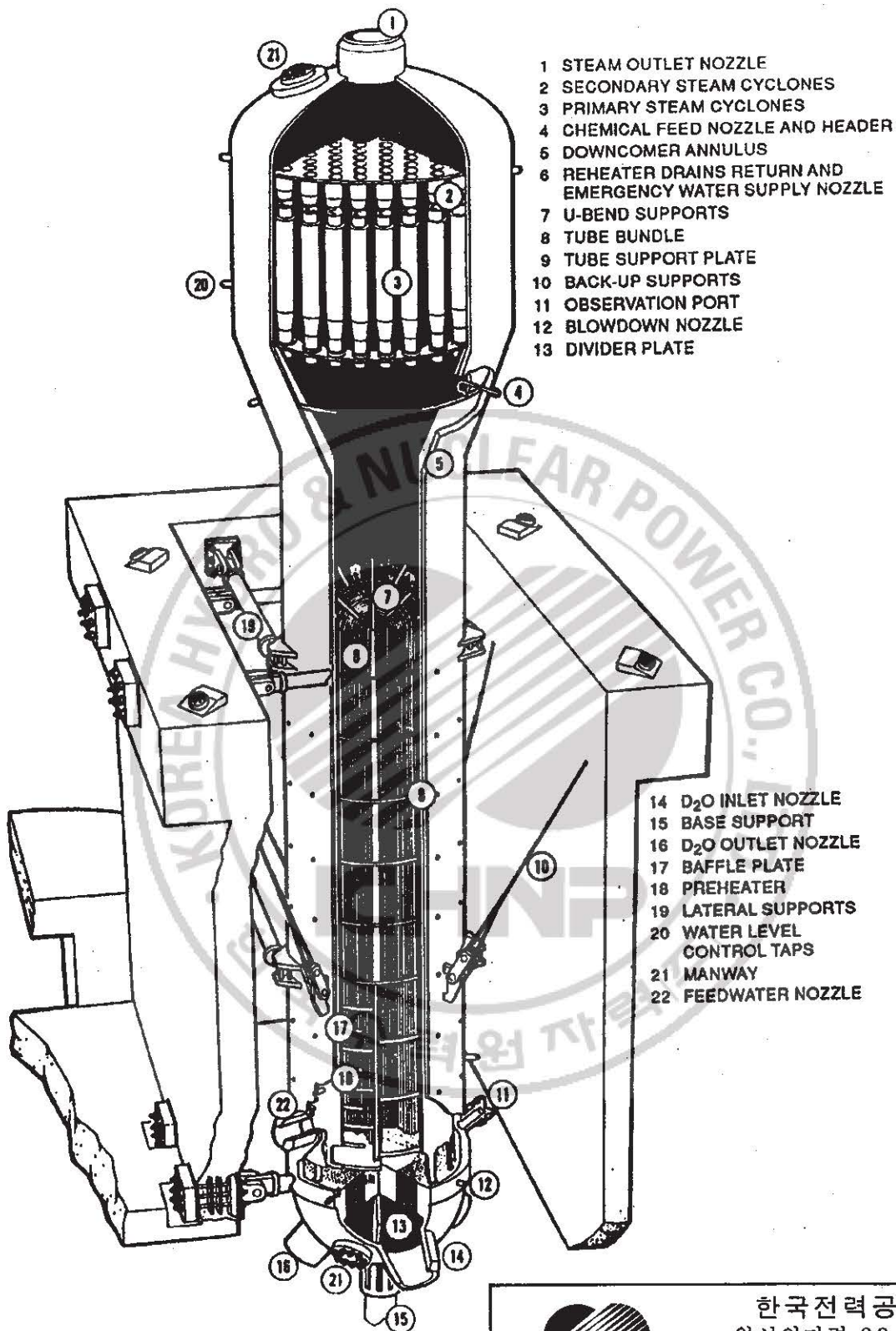
그림 3.8-46



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

배관지지대 골조모델 (SAFI에 의한)

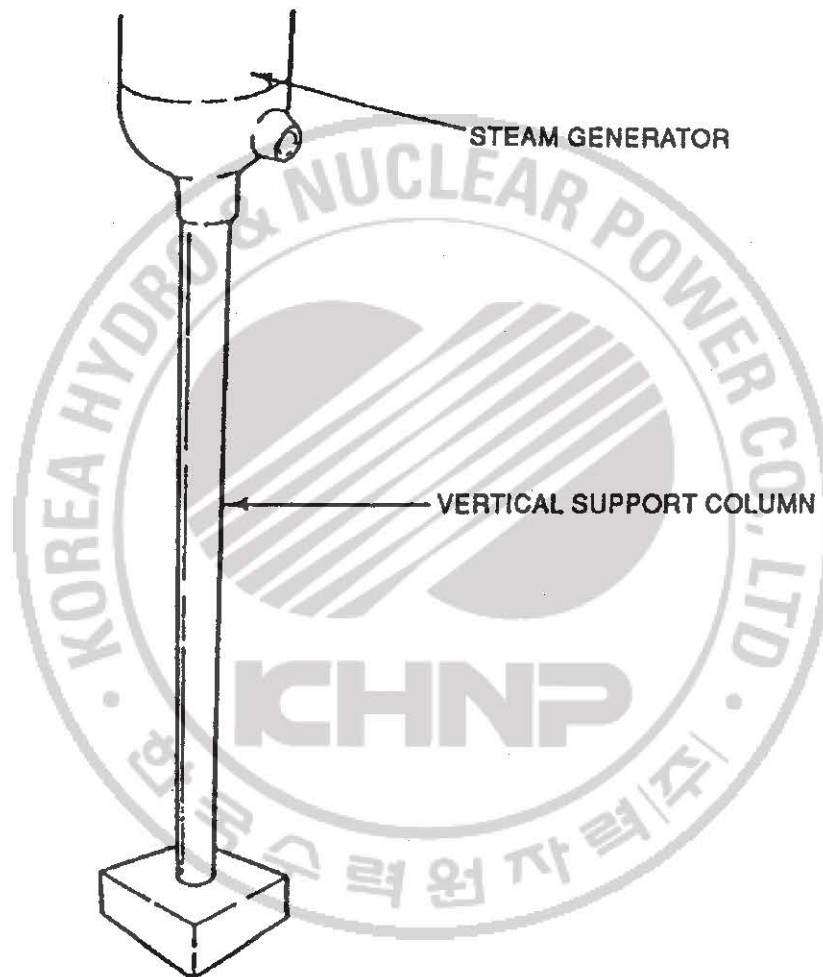
그림 3.8-47



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

냉각재계통 증기발생기

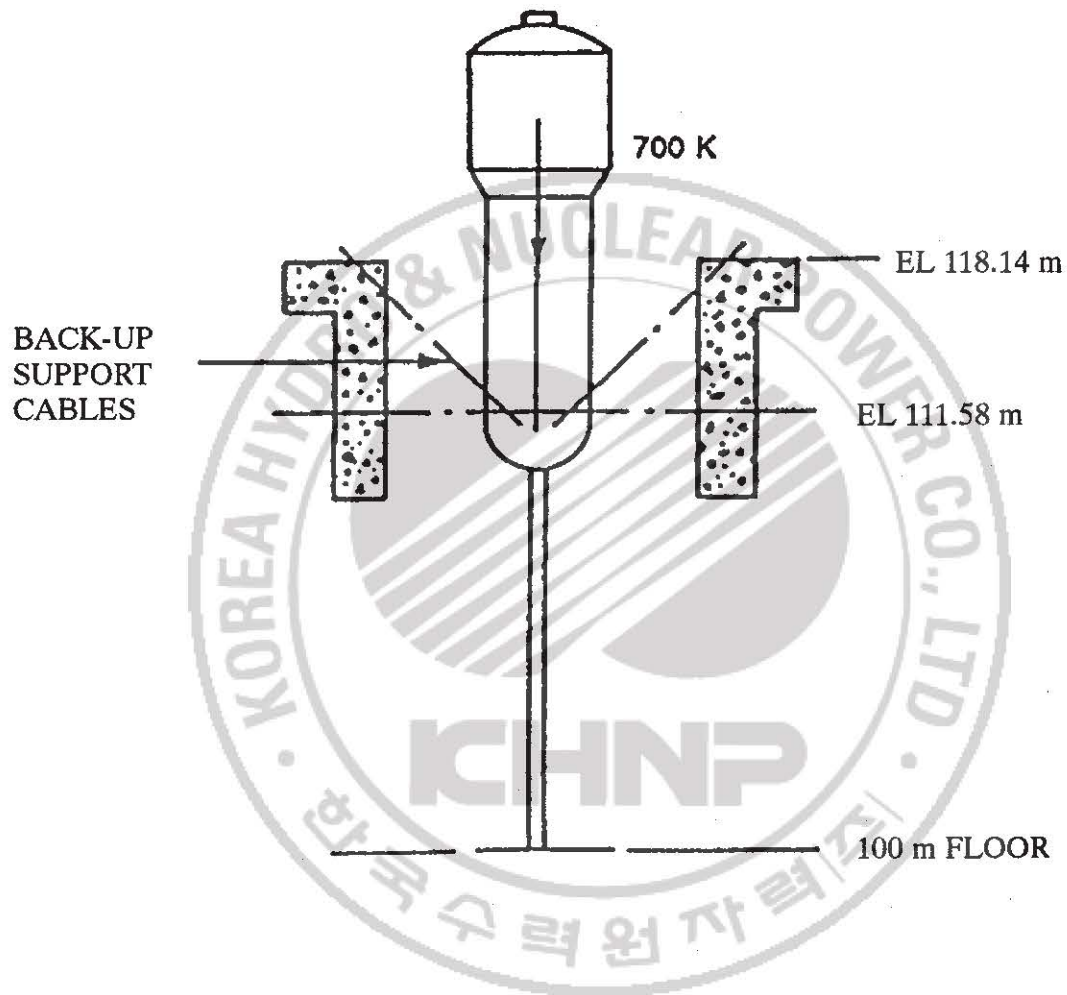
그림 3.8-48



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

증기발생기의 수직지지대 칼럼

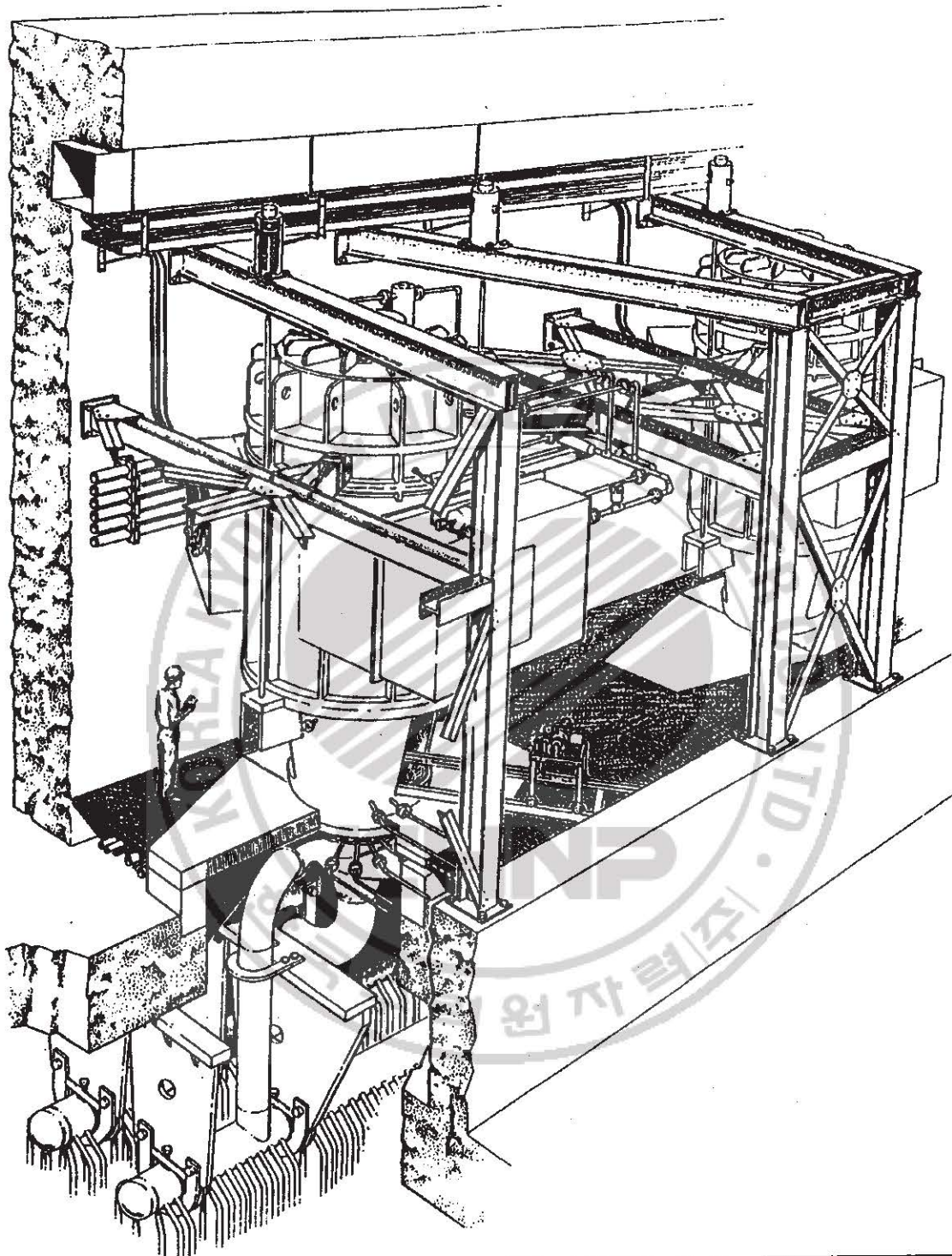
그림 3.8-49



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

증기발생기의 보조지지대 케이블

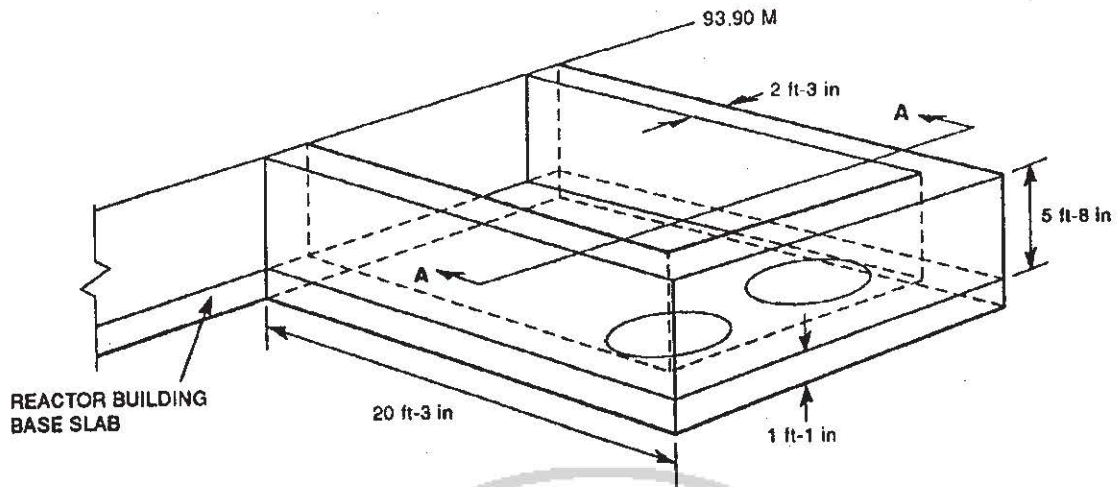
그림 3.8-50



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

CANDU 6 냉각재펌프 지지대 배열

그림 3.8-51



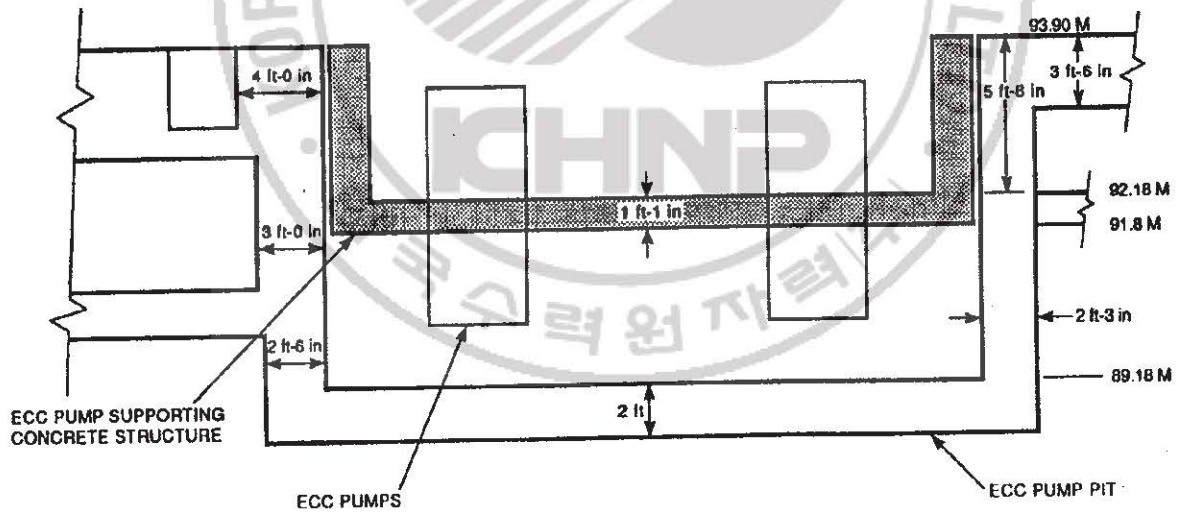
(a) ECC PUMP SUPPORTING CONCRETE STRUCTURE



i) Hinged Beam-Wolsong 2

ii) Propped Cantilever-Wolsong 3 & 4

(b) MODEL



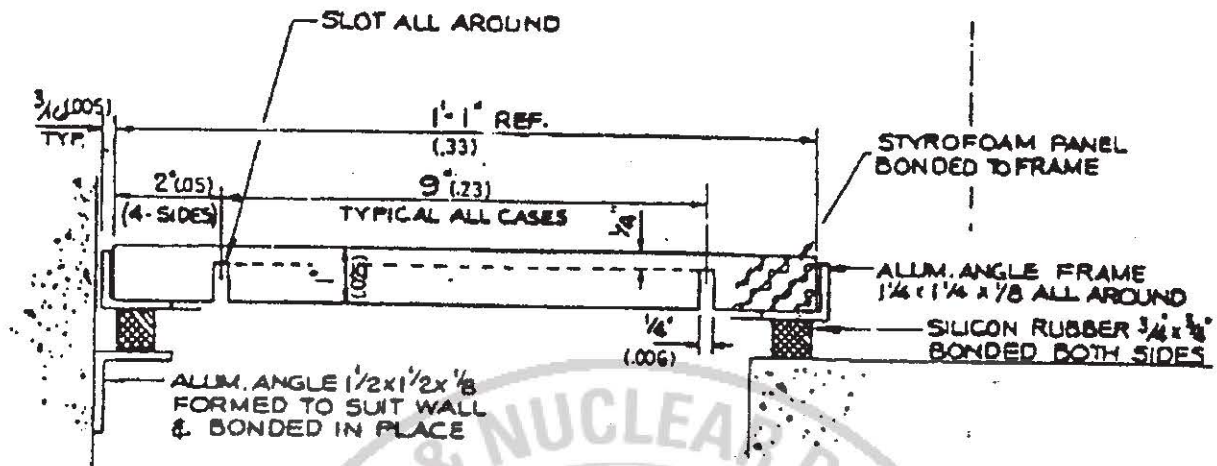
(c) SECTION A-A



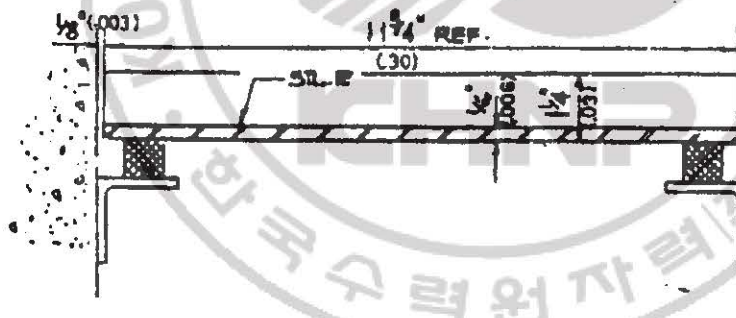
한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

비상노심냉각펌프 지지대 구조물

그림 3.8-52



a) Blowout Panel



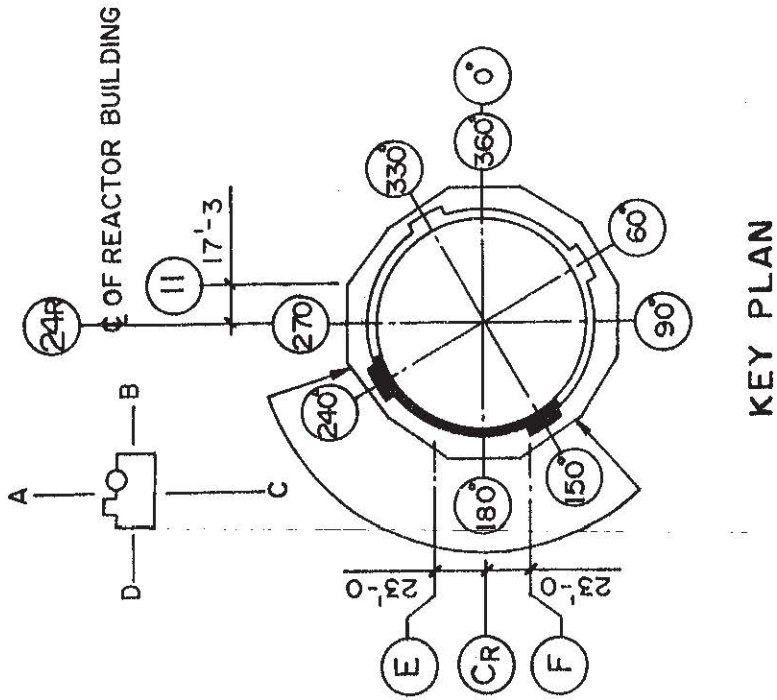
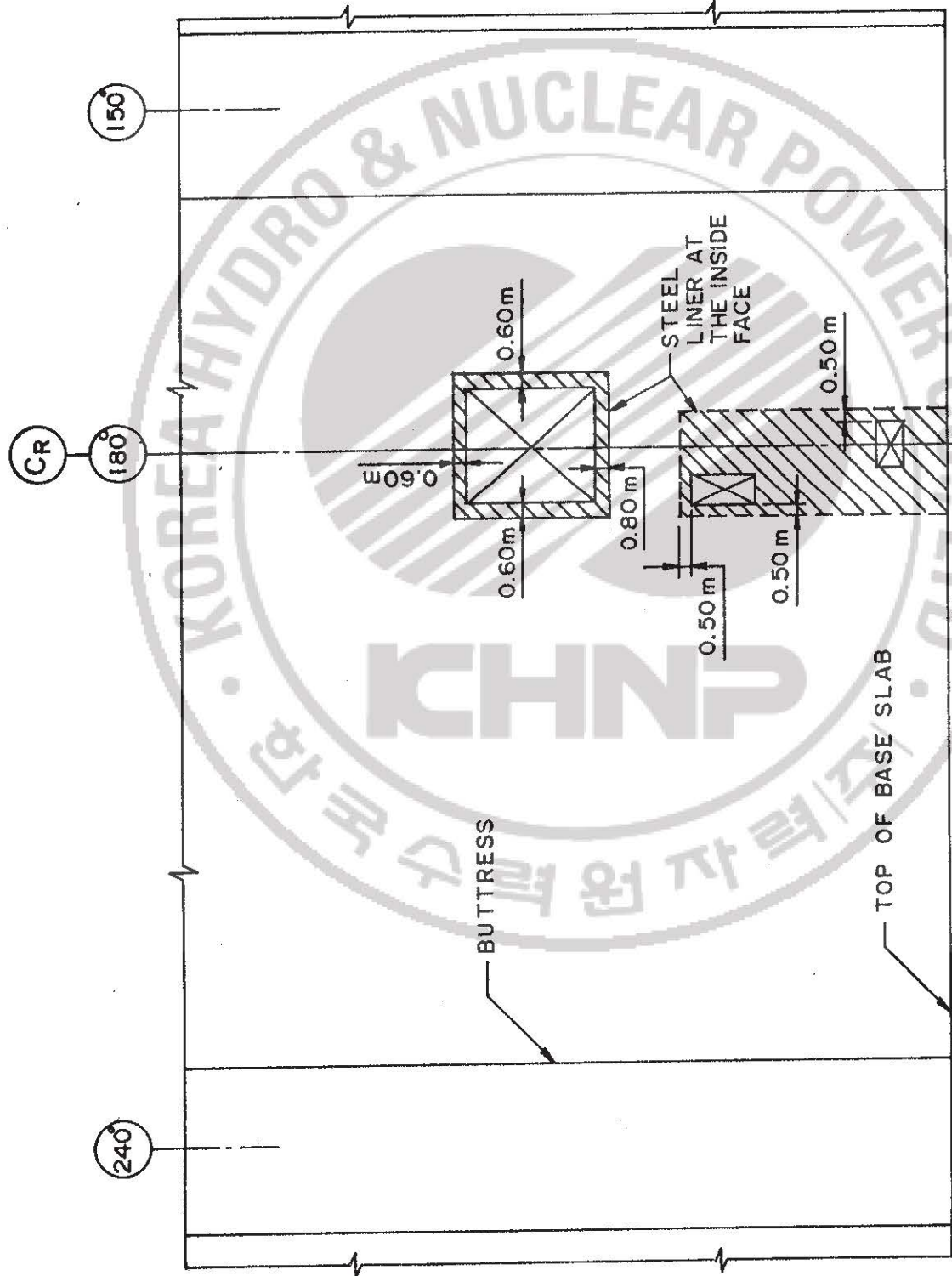
b) Steel Plate




한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

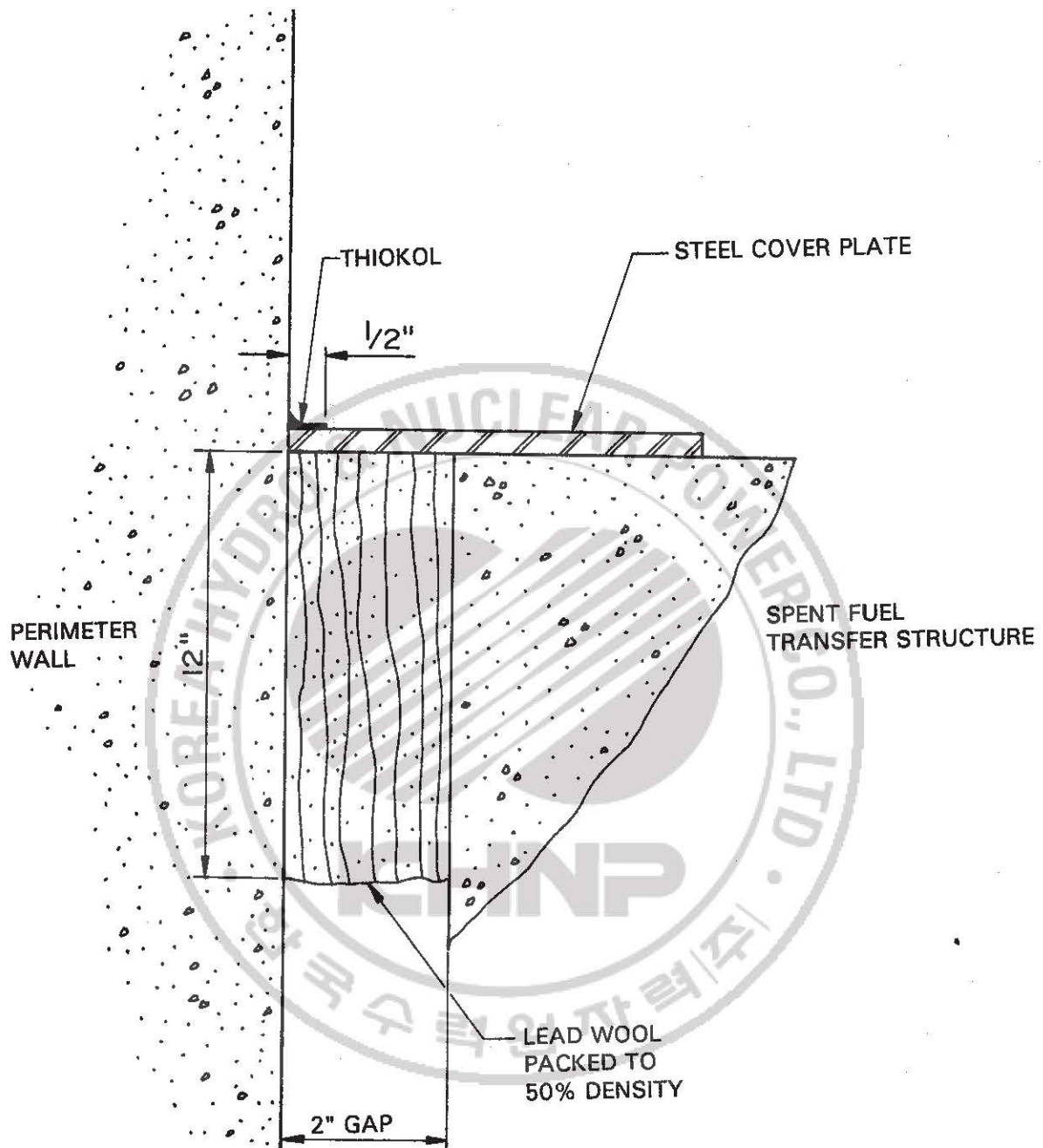
대표적 대기차단벽 설치 상세도

그림 3.8-53




KEY PLAN

 <p>한국전력공사 월성원자력 2,3,4호기 최종 안전성 분석 보고서</p>	<p>개구부 주위 강재라이너의 기하학적 형상</p> <p>그림 3.8-54</p>
---	---

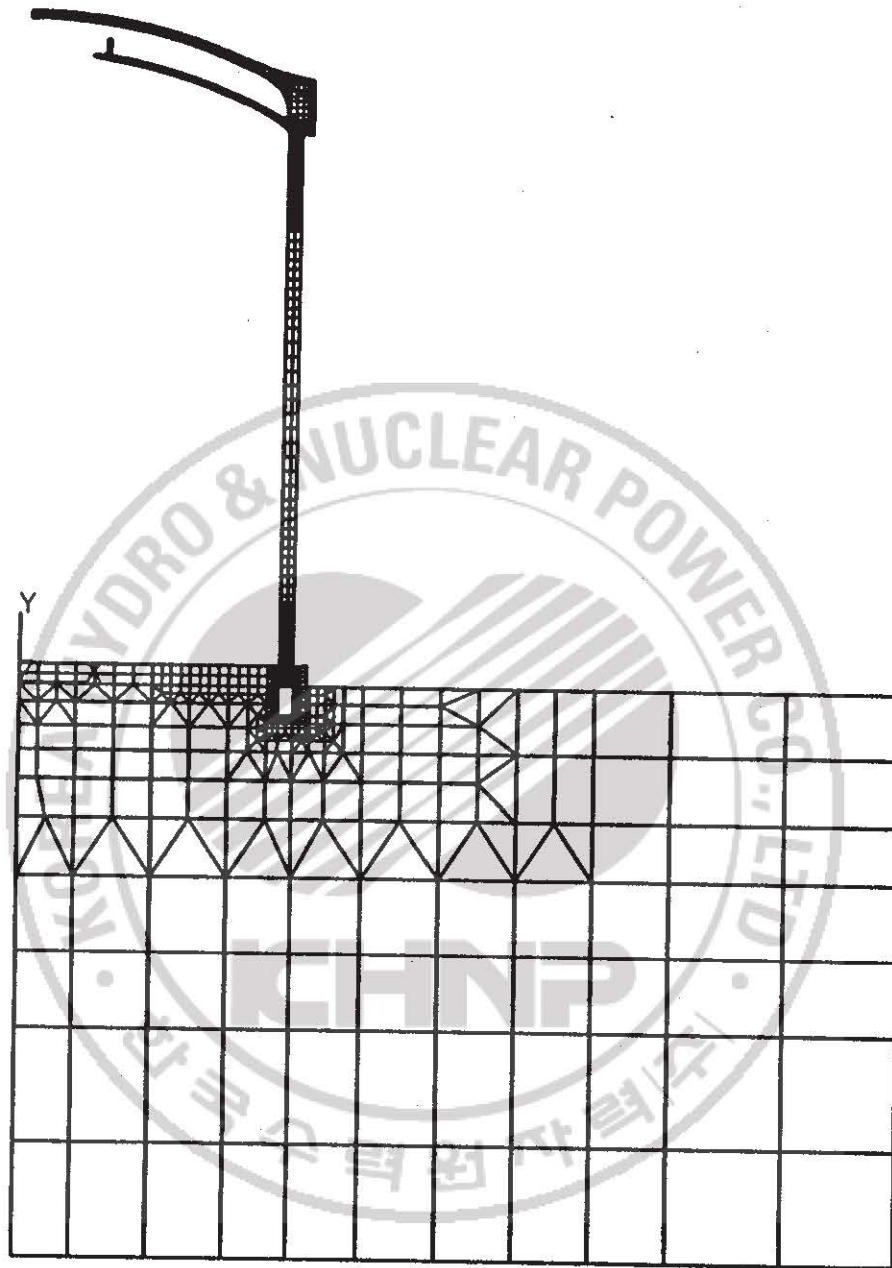


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

격납건물 주위벽과 사용후핵연료
이송구조물 사이 간극에 대한 밀봉을
보여주는 스케치
그림 3.8-55

 <div>한국전력공사 월성원자력 2,3,4호기 최종 안전성 분석 보고서</div>	원자로건물 출입구 및 지지구조물 그림 3.8-56
---	--------------------------------





한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

원자로건물과 기초토양의 ANSYS 축대칭

모델 - 개관도(정력학)

그림 3.8-57(a)

본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.

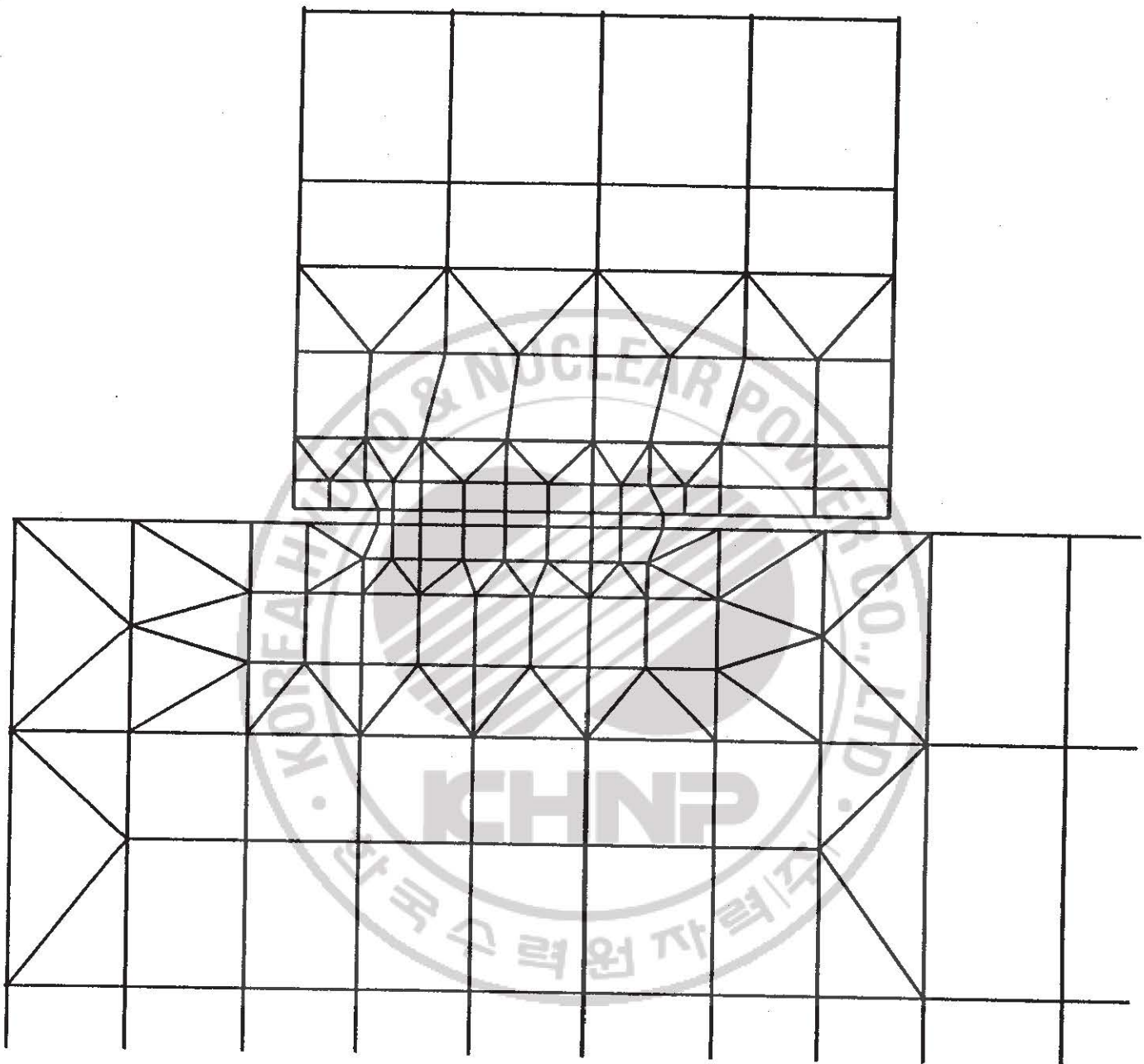


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

원자로건물 상부구조물만의 ANSYS

축대칭 모델 - 개관도(정력학)

그림 3.8-57(b)

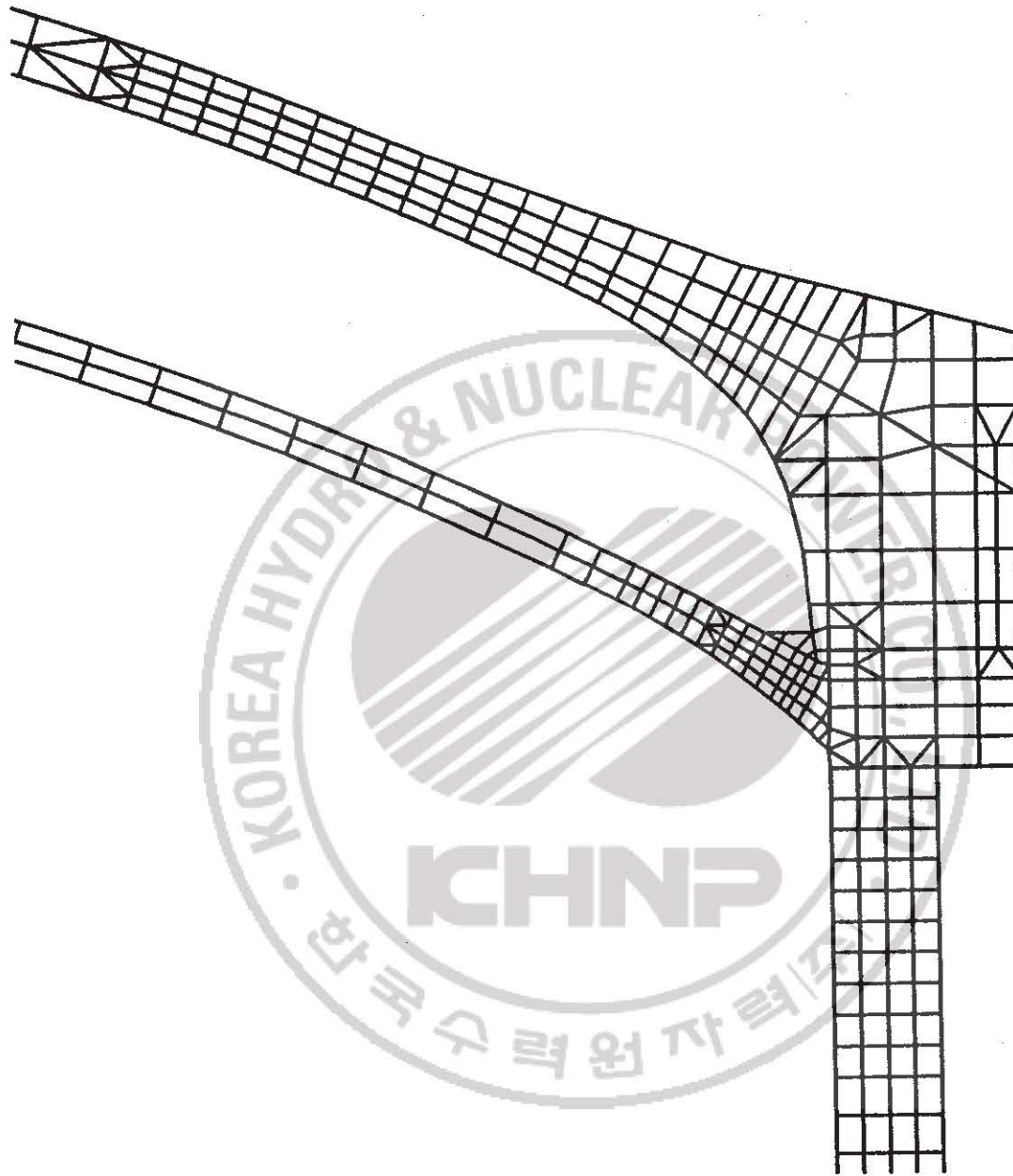


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

원자로건물 힌지상의 ANSYS 축대칭

모델-개관도(정력학)

그림 3.8-57(c)



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

원자로건물 ANSYS 축대칭 모델 - 개관도

(정력학)

그림 3.8-57(d)

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.9 압력유지계통 및 기기의 설계

3.9.1 서론

이 절은 압력유지계통 및 기기의 설계에 관련된 요구사항과 방법을 기술한다. 압력유지계통 및 기기의 설계, 제작, 검사, 시험 및 설치의 일반적으로 CSA 국가 표준 CAN3-285.0-M81 (참고문헌 3.9-2) 의 규정을 따른다.

3.9.2 설계요건

다음과 같은 설계요건 문서에 압력유지계통에 대한 설계요건이 규정 되어있다.

- 계통설계분류, 내진등급, 도면 번호를 명시한 계통분류목록 (더 상세한 것은 3.2.2절 참조)
- 계통의 설계/운전 압력 및 온도, 계통 유체, 계통 경계, 그리고 1 개 이상의 분류가 규정된 경우 단면 경계, 격납건물 경계, 격납 건물 관통부, 내진등급 및 지진레벨 경계를 규정하는 계통흐름도

기능과 안전 성능에 대한 요구조건과 하중, 하중조합 및 운전 한계에 대한 시방사항은 각 계통이나 기기에 대한 계통 설계 시방서와 설계요건 문서 (설계요건, 설계매뉴얼 및 기술시방서)에 있다.

하중조건의 시방에 관한 세부사항은 다음과 같다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

가. 1등급 계통과 기기에 대한 설계과도 상태

1등급 계통의 피로설계는 계통이 발전소 설계 수명동안 겪는 온도와 과도 압력에 대해 상세한 기술을 요구한다. 계통 및 기기 설계 시방서의 일부를 구성하는 운전 하중 보고서는 이러한 정보를 제공한다. 운전 하중보고서의 대표적인 예는 참고문헌 3.9-3에 있고, 이것은 원자로 출구모관에 대한 설계과도상태 (각각 특정한 과도조건동안의 압력, 온도 그리고 유동변화)를 제공한다. 이러한 설계과도상태는 표 3.9-1에 정리되어 있다. 그림 3.9-1은 한조의 대표적인 과도 곡선을 보여주고 있다. 각 1 등급 기기에 대하여 유사한 운전 하중보고서를 발행한다.

나. 기계하중;

일부 계통은 수격하중, 유체유동과 같은 유체과도상태에 의한 하중과 회전기기, 바람등에 의해 유발되는 진동운동과 같은 외부적요인의 하중과 같은 여러가지 기계적 하중을 받는다. 이러한 하중들은 각 계통의 배관 응력 보고서에 적절히 기술되고 해석되어진다.

다. 지진하중;

3.7절은 지진입력 및 내진설계 기준에 관한 자세한 정보를 제공한다. 내진해석의 기본 하중 정보가 되는 층 응답스펙트럼은 원자로 건물에 대해서는 참고문헌 3.9-4, 원자로 보조건물 및 그외의 구조물에 대해서는 참고문헌 3.9-20에 있다.

라. 하중조합;

하중조합과 그에 따른 설계한계에 대한 요건은 아래 3.9.3절에서 논의된 것처럼 ASME 코드를 참고하였다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.9.3 설계방법

3.9.3.1 배관계통과 배관 지지물

3.2.2 절에서 논의했듯이 참고문헌 3.9-2는 다음 사항을 규정하고 있다.

1,2,3 등급으로 분류되는 압력유지계통 및 기기는 ASME 코드 제Ⅲ권, 부권 NB, NC 및 ND의 요건을 각각 만족시켜야 한다; 밀봉판 관통부와 같은 4등급 기기는 ASME 코드 제Ⅲ권, 부권 NE 및 NF의 요건을 만족시켜야 한다; 6등급으로 분류된 비핵 압력유지계통과 기기는 CSA 표준 B51에 있는 요건을 만족시켜야 하며 이것은 ASME 제Ⅷ권과 ASME B31.1 및 ASME B31.3을 참조하여 설계되었다.

추가하여 등급 1,2 또는 3으로 분류되지만 참고문헌 3.9-1가 적용되지 않는 기기는 특별등급으로 분류된다. 월성 2호기, 3호기와 4호기에 대해서 특별 등급기기는 CAN/CSA-N285.2- M89 에 따라서 1C, 2C 또는 3C로 분류된다. ASME 코드요건을 만족시키기 위해 적용된 방법은 아래와 같다.

가. 하중조합 및 설계제한사항

표 3.9-2와 3.9-3은 1등급 배관계통에 대한 ASME 코드 요건을 만족시키기 위해 적용된 하중조합과 설계제한사항을 요약하고 있다. 마찬가지로 표 3.9-5, 3.9-6과 3.9-7은 2, 3등급과 비핵 배관계통에 대한 ASME 코드 요건을 만족시키기 위해 적용된 하중조합과 설계 제한사항을 요약하고 있다. 참고문헌 3.9-5의 표 6.5는 2, 3등급과 비핵 배관계통의 내진설계에 사용된 설계한계를 요약한다. 배관 지지물은 일반적으로 ASME 코드 제Ⅲ권, 부권 NF의 규정에 따라 설계된다. 참고문헌

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.9-5의 표 6.3은 선형 기기 지지물의 내진설계에 사용된 설계한계를 요약하고 있다.

나. 내진설계;

CANDU 발전소의 내진설계는 CSA 표준 CAN3-N289.3-M81 (참고문헌 3.9-6)을 따른다. 이 표준의 6.3절은 내진 검증된 압력 유지계통과 기기의 해석을 위한 규정을 명시하고 있다. 지진하중, 피로해석, 하중조합 및 응력한계등에 관련하여 고려되는 과도하중이 주어진다. 배관과 기기 지지물의 내진설계는 참고문헌 3.9-6 중 6.4절의 규정을 따른다. 계통과 기기의 내진등급과 그들의 지진레벨 및 내진범주는 3.2절에서 규정된다. 3.7절은 주요계통에 사용된 설계기준, 지진입력과 내진설계방법을 나타내는 개략적인 내진설계 개념을 포함한다. 참고문헌 3.9-7은 월성 3,4호기에 대한 내진 검증요건을 전부 기술한 안전설계 지침서이다. 요약하면 다음 3개의 지진레벨이 정의 된다 (좀더 자세한 것은 3.7.1 절을 참조하라) :

- 설계기준지진 (DBE) : 설계기준지진은 부지에 발생할 수 있는 지진중 가장 큰 영향을 주는 지진으로서 발전소 수명기간동안 설계기준지진을 초과하는 지진은 발생하지 않는다. 설계기준 지진이 발생했을때 냉각수 압력경계의 건전성과 안전계통의 기능은 유지되어야 한다.;
- 부지설계지진 (SDE) : 부지설계지진은 연간 0.01보다 크지않는 발생을 (역사 기록에 근거하여)을 갖는 지진을 의미한다. 냉각재상실사고 발생 후 복구/재순환 단계 동안에 필요한 계통과 기

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

기는 부지설계지진에 견딜 수 있어야 한다.;

- 캐나다 건축 기준 지진 (National Building Code of Canada Earthquake) : 내진검증이 요구되지 않는 계통과 기기는 캐나다 건축 기준 (참고문헌 3.9-8)에 정의된 지진영향에 견디는 것이 요구된다.

참고문헌 3.9-6은 압력유지계통과 기기 (설계기준지진과 부지설계지진에 대해 검정된)의 내진해석이 ASME C등급 응력한계를 만족하도록 요구한다. 또한 설계기준지진과 부지설계지진으로부터 지진주기의 규정된 횟수 (일반적으로 200)에 의한 영향은 모든 1등급 압력유지 계통과 기기의 외로 평가에 포함시켜야 한다. 비상노심냉각계통을 설계할때는 더욱 보수적으로 내진해석을 한다. 즉 비상노심 냉각계통은 ASME B등급 응력한계로 부지설계지진에 대하여 검증된다 (참고문헌 3.9-16).

월성 3,4호기는 지진시에도 원자로를 자동 트립하도록 설계되어 있지 않다. 대신에 핵연료의 냉각에 위협이 될 수 있는 어떠한 기능상실도 (예, 냉각재 펌프에 대한 동력이 상실될 경우의 고압, 혹은 원자로 조절 계통의 기능이 상실될 경우의 고중성자속) 원자로 정지계통에 의하여 감지되어지고 원자로는 정지계통에 의하여 자동적으로 운전 정지된다. 제 2정지계통은 완전히 내진 검증이 되고, 제 1정지 계통은 지진에 의한 전력 손실에도 작동되도록 검증된다. 만약 원자로가 자동적으로 운전정지 되지 않는다면, 운전자가 정상운전 상태에 필요한 계통 매개변수의 열화를 감지하거나 혹은 설계

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

기준지진과 부지설계지진 정도에 대한 정보를 받는다면 운전자는 원자로를 운전정지하기 위한 결정을 할 것으로 예상된다. 후자의 경우에 (운전자가 설계기준지진 또는 부지설계지진 정도에 대한 정보를 받는 경우), 즉시 운전정지할 필요는 없다. 그러나, 원자로의 안전한 운전에 필수적인 기기들은 B등급 응력한계를 넘는 변형을 받았는가를 조사하기 위하여 ASME 제Ⅲ권에 따라 몇일 내에 원자로 운전정지가 필요하다. 만약 이러한 손상이 발견된다면, 변형이 장기운전에 허용될 수 있는지 혹은 수리 또는 교체 하여야 하는지를 결정하기 위한 평가가 필요하다.

다. 배관과 배관 지지물 설계에 대한 컴퓨터 코드;

배관계통의 해석은 상용 컴퓨터 코드인 ADLPIPE (참고문헌 3.9-9)를 사용하여 수행한다. 그러나 참고문헌 3.9-10의 문서화 요건을 만족하는 다른 배관응력 해석코드도 사용될 수 있다. 표 3.9-4는 배관계통설계의 여러 단계에서 사용된 컴퓨터 프로그램 목록이다.

3.9.3.1.1 배관과 기기 지지대

여러 곳에서 압력을 받는 기기들을 유지하기 위한 지지대는 원자력 발전소의 안전성에 있어서 필수적이다. 발전소 가동중 과도한 기기 움직임을 막는 것은 사고시 원하는 대로 기기가 제 기능을 하도록 하고 계통 손상을 완화시키는 데 도움을 준다.

기기와 건축 구조물 사이에 하중을 전달하는 주 기능을 갖춘 금속 구조물로 기기 지지대는 이루어진다. CSA 규격이 ASME 규격을 변경할 때를 제외하고는 재료, 설계, 제작, 검사, 시험과 1, 2 & 3 등급 기기에 부착된 지지대의 보고서 작성은 ASME 규격의 3절, NF절의 규칙에 따른다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.9.3.1.2 지지대의 종류

NF-1200에 따라서, ASME 코드는 지지대를 다음과 같은 범주로 세분화 한다.

- a) 판 및 쉘 지지대 (2 방향 응력장을 받는 스커트(skirt)와 새들(saddle) 형태 지지대)
- b) 선형 지지대 (1 방향 응력장을 받는 인장과 압축 지주(strut), 보와 기둥, 프레임, 텅, 케이블 기타)
- c) 표준화된 기기 지지대 (목록(catalogue) 항목 - ASME 코드의 그림 NF-1214-1 참조)

아래와 같은 지지대의 형태는 이 범주 안에 든다.

- 강체 지지대 (로드, 가이드, 기타)
- 등가 (constant) 및 가변 (variable) 스프링
- 스너버 (snubber)
- 스웨이 브레이스 (sway brace)
- 구조물의 부착물 (일체형 및 비 일체형)

대부분의 지지대는 한가지 범주 이상의 요소로 이루어진다. 예를 들면, 선형 지지대(보 구조물)에 부착된 스프링 혹은 선형 지지대와 결합한 판 혹은 쉘 지지대 (원통형 지지대), 기타가 있다.

3.9.3.1.3 부착물의 종류

지지대는 지지되는 기기에 부착된 일체형 및 비일체형으로 나눌 수

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

있다.

a) 일체형 부착물

일체형 부착물은 기기에 의한 하중을 전달하기 위한 스커트(skirt), 링(ring), 러그(lug), 슈즈(shoes)를 포함한 압력 유지 기기와 함께 용접, 주조 혹은 단조된다. 현장용접되지 않은 일체형 부착물은 기기의 설계 문서에 포함되므로 기기에 대한 모든 조건을 만족하여야 한다. 지지대의 다른 모든 부속물은 별도의 설계 문서를 갖는다.

b) 비 일체형 부착물

비 일체형 부착물은 압력을 받는 기기에 의한 하중을 전달하기 위하여 기계적으로 연결되는 스트랩(strap), 크래들(cradle), 크램프(clamp), 슬라이딩(sliding) 연결을 포함하며, 압력 유지 기기에 체결, 편연결, 완전 고정되거나 혹은 지지된다.

3.9.3.2 공정기기 및 부품

압력유지계통과 기기의 설계, 제작, 검사, 시험 및 설치는 참고 문헌 3.9-2의 규정을 따른다. 이 참고문헌은 핵계통에 대해 ASME 코드 제 III 권을 참조하고, 비핵계통에 대해서 ASME 코드 B31.1 과 CSA B51을 참조한다.

압력유지기기 (압력용기, 열교환기, 증기발생기, 펌프, 밸브 등)는 공정 계통의 하나의 구성 요소이다. 기기의 각 부분품 (배관과 이음쇠가 아닌)은 외부 업체로부터 각각 분리 구매된다. 기기 공급자는 설비의 각 부분품에 대해 일반적으로 캐나다 원자력공사가 발행한 문서인 기기 기술시방서

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

에 따라 기기의 상세설계를 수행한다. 기술시방서는 보호 및 검증요건, 하중조건, 검사요건 그리고 방법등을 기술하고 있다. 참고문헌 3.9-11는 압력유지계통에 대해서 기술시방서의 대표적 예를 보여주고 있다. 참고문헌 3.9-12에 따라 캐나다 원자력공사 기술자는 기기 공급자가 발행한 설계문서를 검토하고 인증한다.

3.10절은 내진 검증된 압력유지 기기의 설계에 관한 좀더 상세한 정보를 제공한다.

특별한 배관 부품 (예, 냉각재계통의 입출구 모관)은 상기와 유사한 절차에 따라 외주 설비 업체로부터 설계되고 구매된다.;

공정 기기 및 부품에 사용되는 하중조합과 설계한계의 방법은 설계하고자 하는 기기 및 부품의 종류에 따라 달라진다. 참고문헌 3.9-5의 표 6.1, 6.2 그리고 6.3은 월성 3,4호기에 이용된 압력유지계통과 기기의 여러가지 설계한계를 요약하고 있다.;

공정계통 설비와 기기의 해석은 참고문헌 3.9-10에서 개략적으로 설명한 캐나다 원자력공사 문서요건을 만족시키는 상용 컴퓨터 코드 (예, ANSYS, STARDYNE, ABAQUS)로 수행한다.;

표 3.7-4는 공정 설비 및 기기설계의 여러 단계에서 사용된 컴퓨터 프로그램 목록을 제공한다.;

3.9.3.2.1 압력 방출 장치

CANDU 6의 공정 및 다른 계통에 사용되는 압력 방출 장치는 4개의 범주로 나눌 수 있다.

- a) 스프링 구동형 압력 방출 밸브
- b) 보조 공기식 작동기가 있는 스프링 구동형 압력 방출 밸브

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

- c) 전원 구동형 압력 방출 밸브
- d) 재폐쇄방지형 압력 방출 장치

월성 3,4호기에 사용된 압력 방출 장치는 적용할 수 있는 대로 미국 기계 기술 학회 (ASME) 3절, NB/NC/ND - 7000과 VIII절에 따라 설계된다. 6.9.2.3.6절에서는 압력 방출 장치의 가동중 시험에 대하여 기술되어 있다.

3.9.3.2.1.1 장치의 종류

- a) 스프링 구동형 압력 방출 밸브

스프링에 작용하는 유체압력의 직접적인 힘에 의해서 작용에 의해 자동적으로 개방될 수 있도록 압력 방출 밸브는 설계된다. 여러 종류의 압력과 온도에서 유체 또는 가스를 방출시켜 냉각재 계통, 감속재 계통 그리고 보조 계통을 과압력으로부터 보호하기 위하여 스프링 구동형 압력 방출 밸브는 사용된다.

스프링 구동형 압력 방출 밸브가 사용되는 다른 계통은 다음과 같다.

- 비상 노심 냉각 계통
- 독물질 주입 정지 계통
- 액체 영역 제어 계통
- 핵연료 교환기 헤드
- 핵연료 중수 공급 계통
- 중수 세정 계통

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

냉각재 압력 제어 계

통재순환 냉각수 계통

계기용 공기 계통

b) 보조 공기식 작동기가 있는 스프링 구동형 압력 방출 밸브

압력 방출 밸브는 유체 압력의 직접적인 작용에 의하여 자동적으로 개방되게 설계한다. 이들 밸브는 공기압으로 구동기를 작동하여 설정 압력보다 낮은 압력에서 밸브를 개방할 수 있도록 전원 구동형(공기압) 인양 설비를 갖추고 있다. 그러나, 공기식 인양 장치는 정상 스프링 구동형 안전 방출 밸브가 개방이 요구될 때 이를 방해하지 않는다.

이러한 밸브가 사용되는 대표적인 보기로는 탈기 응축기 안전 밸브이다.

c) 전원 구동형 압력 방출 밸브

전원 구동형 압력 방출 밸브는 밸브를 닫는 동안 스프링을 압축하는데 사용하는 공기 작동기가 갖추어져 있다. 이들 밸브는 압축된 스프링 하중과 계통 압력에 대하여 밸브를 닫힌 상태로 유지 할 수 있도록 공기 구동기에 필요한 외부 공기 에너지 공급원을 필요로 한다. 외부 전기 신호의 응답에 밸브 공기 작동기의 가압식 격실은 대기로 방출되고 압축된 스프링 작용으로 밸브는 개방된다.

이들 밸브의 대표적인 응용은 냉각재 계통의 액체 방출 밸브, 3332-PV 3, 4, 12 & 13이다. 이들 밸브는 유체를 이용하여 개방 특성을 갖는 글로브 (globe)형태의 제어 밸브이며, 고장시 개방된 위치에 있다. 즉, 작동기는 개방하기 위하여 스프링을 사용하고, 폐쇄하기 위하여 공기를 이용한다. 이들은 냉각재 계통과 압력 및 수위 제어계통에 사용된다.

d) 재폐쇄방지형 압력 방출 장치

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

재폐쇄방지형 압력 방출 장치는 동작후 개방 상태로 있도록 설계된 장치이다. 사용되는 종류로는 과압 보호판 장치가 있다.

과압 보호판 장치는 압력을 유지하는 보호판이 파열되어 기능하도록 설계된 입구 정적 압력에 의하여 작동되는 재폐쇄방지형 압력 방출 장치이다. 과압 보호판은 압력 방출 장치로써 방출 밸브와 함께 혹은 단독으로 사용된다.

이러한 장치가 사용되는 계통은 다음과 같다.

정화 계통

감속재 중수화 및 탈중수화 계통

감속재 상층 기체 계통

냉각재 중수화 및 탈중수화 계통

수소 주입 계통

비상 노심 냉각 계통

독물질 주입 정지 계통

핵연료 교환기 모의 연료관 중수 계통

3.9.3.2.1.2 압력 방출 밸브 출구 하중

방출 밸브가 열려 유체를 출구로 보낼 때 압력 방출 밸브 추력이 발생한다. 유체는 액체, 증기 혹은 액체, 증기의 혼합물이다.

이러한 과도 상태 동안에, 밸브의 갑작스런 열림과 닫힘후, 동적 하중 상태에 있는 출구 배관의 전 길이를 이동하는 동적 압력파가 발생한다.

과도 상태 하중 (수직 현상 하중)을 받는 배관계는 다음의 2가지중 하나의 방법으로 해석된다.

1) 등가 정적 방법 (정적 해석)

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

2) 동적 시간 이력 방법 (동적 해석)

등가 정적 방법에서, 준 정적 수격 현상 하중은 배관 계통의 서로 다른 단면에 적용되며 계산된다. 하중은 최대 압력차, 배관 단면적과 동적 계수를 곱하여 계산한다.

동적 시간 이력 방법에서, 동적 압력파는 하중-시간 이력으로 변환되고 배관계에 적용된다.

3.9.4 압력유지계통 및 기기의 설계에 관한 특별사항

3.9.4.1 안전성 관련 펌프와 밸브의 운전성 보증

3.9.4.1.1 운전성 보증 프로그램

능동형 펌프와 밸브는 가상의 사고동안이나 사고 후에도 발전소를 정지하여 발전소를 안전한 정지상태로 유지시키며, 외부로의 방사능 누출을 차단하고, 잔열을 제거할 수 있도록 기계적인 작동을 수행하여야 하는 펌프와 밸브로 정의된다. 설계기준사고 동안과 사고 후에도 능동형 기기의 기계적인 운동 성능과 같은 운전성은 아래와 같이 보증된다.

- a) 설계기준사고 동안과 사고 후에도 안전성 관련 기능들을 수행할 수 있도록 각각의 기기를 설계한다. 설계시방서는 능동형 기기에 대한 적용 가능한 하중조합과 보수적인 설계치를 포함하고 있다. 이 시방서는 기기 공급자가 해석이나 시험 혹은 해석과 시험을 같이 수행하여 운전성을 입증하도록 요구한다. 또한 해석만

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

수행하여 운전성을 입증하는 것을 허용하지 않을 수 있다. 가상적인 운전성의 실패 유형에 의한 영향을 고려하는 핵증기공급계통의 기기 공급자가 운전성 입증결과를 독립적으로 검토한다.

- b) 가장 핵심한 가상 하중에 대하여 기기의 설계 운전성을 입증할 수 있는 해석이나 시험 혹은 해석과 시험을 한다.
- c) 시방서와 도면에 의한 임계 변수들을 만족하도록 공급자가 기기를 검사한다. 이 검사는 명시된 재질과 공정이 사용되며, 두께가 규격요건을 만족하고, 이음새와 끝마무리가 설계여유요건에 근거하여 공급자의 요건을 만족하는지 검증한다.
- d) 제작 상태를 입증하기 위하여 기기의 공장 시험을 한다.
- e) 발전소 수명기간동안 능동형 펌프와 밸브가 작동할 수 있도록 시운전 시험과 정기적인 운전중 시험을 한다.

3.9.4.1.2 능동형 밸브에 대한 운전성 보증 프로그램

안전성 관련 능동 밸브는 사고 시에도 기계적인 작동을 하여야 한다. 운전성 입증 프로그램은 능동 밸브가 지진 기간동안 작동하도록 보증한다. 모든 능동 밸브에 대하여 입증 시험이나 해석 혹은 시험과 해석을 수행한다.

1, 2, 3등급 밸브는 CSA 규정과 ASME 보일러와 압력용기 규격 3장의 NB-3500, NC-3500, ND-3500의 각각의 규정에 따라 설계되고 해석된다.

안전성 관련 능동 밸브의 구매 시방서는 명시된 하중과 설계기준(정상상태부터 결함상태까지)에 대하여 운전성을 입증할 수 있는 상세한 해석이나 시험 혹은 해석과 시험을 공급자가 제출하도록 규정하고 있다. 운전성 보증을 위한 실제시험자료, 원형형태의 시험 자료 또는 해석을 선택하는 결정은 정상적인

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

설계와 구매 과정 동안에 이루어진다. 시험 선택 여부는 (1) 기기의 해석 수행이 가능하며 (2) 입증된 해석 방법이 적절하고 (3) 적용할 원형 시험 자료가 적절한가에 근거하여 결정된다. 해석이나 원형형태의 시험자료가 불충분하면, 기기를 입증하거나 해석 기법을 보증하기 위하여 시험이 수행된다.

단기간의 지진 하중과 적용 가능한 하중에 의한 변형을 결정하기 위하여 밸브의 축변형계산을 필요한 곳에 수행한다. 그렇게 결정된 변형은 허용 여유와 비교하며, 단기간의 지진동안에 접촉이 일어나더라도 운전성에는 영향이 없다는 것을 입증하도록 명시되어 진다. 접촉이 일어나는 각각의 경우에 대하여 수용여부를 검토한다.

원자력 규격 1, 2, 3등급 능동 기기의 운전성은 광범위한 설계입증 프로그램, 보증시험 프로그램과 각 능동 기기의 제조, 조립, 공장시험에 대한 검사를 통하여 보증된다. 압력경계건전성과 운전성에 관련된 각 설계 측면들은 시험과 계산에 의하여 보증된다. 시험절차는 기기 제작자에 의하여 개발되고, 시험이 수행되기 전에 구매자나 지명인에 의하여 검토되고 인증된다. 기기의 설계해석은 지진, 운전영향, 배관하중으로 발생하는 하중들을 포함하는 외부조건들을 고려하여야 한다. 필요하고 가능하면, 이들 해석의 결론은 시험에 의하여 보증된다.

구조물의 중심점에 가해지는 정적등가 설계기준 지진하중에 의하여 능동형 밸브의 연결구조물에도 해석을 수행한다. 구조물의 건전성은 변형이 적어 완전히 복원 가능한 탄성영역내에 있다는 것을 이들 해석에서 허용된 최대응력 제한치는 보여준다.

안전성 관련밸브는 운전전과 발전소 수명동안에 여러 가지 시험을 받아야 한다. 설치되기 전에 ASME 3장 요건에 의한 웰수압시험, 백시트(back seat)와 메인시트(main seat) 누설 시험, 디스크 수압시험, 밸브가 지정된 시간 내에 개폐되고 요구되는 행정에 견디며, 설치될 기간이상 외부조건(노화, 방사선, 외부 사고 가상 실험등)에 대하여 모터 작동기의 운전성을 보증하는 성능시험등을

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

수행한다. 냉수압 보증시험, 고온성능보증시험, 정기적인 운전중 검사, 정기적인 운전중 작동으로 밸브의 성능을 보증하고 검증한다. 이 시험들은 발전소의 수명기간동안 밸브의 신뢰성을 보증한다.

각각의 다른 밸브형태에 대하여 다음의 특정한 운전성보증을 적용한다.

3.9.4.1.2.1 공기구동밸브

모터구동밸브는 최소한 해석이 포함된 시험에 의하여 보증된다. 각 밸브 집합체에 대한 해석은 운전성을 보증하기 위하여 지진하중, 설계압력, 배관의 반작용력에 의한 영향들을 고려한다.

모터구동밸브 작동기의 완전한 보증을 위해서 적절한 지진과 환경조건을 가정한 환경보증 및 내진보증 시험들이 수행되어왔다.

밸브 작동기는 관련된 환경보증 조건을 견뎌야 한다. 열과 기계적 노화시험, 방사선시험, 노화시험, 외부 천이상태 시험들을 통하여 작동기를 보증한다.

3.9.4.1.2.2 체크 밸브

체크 밸브는 특성상 설계가 단순하고, 지진가속도나 최대적용노즐 하중에 의하여 작동이 영향을 받지 않을 것이다. 체크 밸브의 설계는 간단하여 밸브의 작동을 제한할 수 있는 변형을 유발시키는 부착된 구조물이나 질량이 없다. 밸브 디스크는 케이싱과 분리되도록 설계되어 최대 지진 가진력에 의한 노즐하중은 밸브의 성능에 영향을 주지 않는다. 디스크 주위의 설계여유는 노즐 하중으로 발생하는 케이싱의 비틀림에 의한 디스크의 고착이나 기능고장이 발생하는 것을 방지한다. 그러므로, 밸브

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

의 구조적 건전성은 표준설계나 해석기법으로 보증되고, 밸브의 작동성능은 설계 특징에 의하여 보증되도록 밸브를 설계한다. 이러한 설계고려사항외에 (1)지진하중을 포함한 응력해석 (2)공장수압시험 (3) 공장 시이트(seat) 누설 시험 (4)밸브의 성능을 보증하기 위한 정기적인 테스트와 검사를 실시한다.

3.9.4.1.3 ASME 규격 2, 3등급 능동형 펌프와 1, 2, 3등급 BOP 밸브

펌프

안전성 관련 능동형 펌프는 설계압력의 150%에서 케이싱의 공장수압시험과 총수두, 최소와 최대수두, 유효흡입수두(NPSH) 조건과 펌프와 모터의 특성을 결정하기 위한 성능시험을 실시한다. 성능시험동안에 진동상태를 감시한다.

위의 요구되는 시험 외에 다음의 명시된 기준에 따라서 펌프를 설계하고 공급한다.

- a) 능동형 펌프의 지진해석은 축의 임계속도 계산을 고려한다.
- b) 시스템의 정렬이 허용범위내에 있도록 보증하는 펌프지지대의 해석 시에는 최대 지진노출하중이 고려된다.
- c) 완전한 내진보증프로그램을 위하여, IEEE 표준 344에 따른 최대 지진사고동안에도 펌프작동에 필수적인 모트 및 모든 부속장치물들은 독립적으로 운전보증이 되어야 한다. 공급자가 시험을 선택한 경우에는 다주파수응답이 무시할 정도이거나 보수적으로 이 효과를 고려하더라도 싸인비이트(sine-beat)나 싸인스위프(sine-sweep)가 충분한 크기라는 것을 보임으로써 전기기기에

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

대한 사인비이트(sine-beat) 나 사인스위프(sine-sweep) 시험이 정당화 될 수 있다.

3.9.4.2 스너버 (Snubber)가 있는 계통

3.9.4.2.1 스너버의 사용;

스너버는 열팽창을 흡수하는 동시에 동적 하중하에서 배관계통을



월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

구속하는데 사용된다. 광범위한 설계 최적화로 CANDU 배관계통은 다른 원자력 발전소보다 훨씬 적은수의 스너버를 사용한다. 그러나, 스너버 사용이 불가피할 경우가 있다.;

3.9.4.2.2 스너버의 선정;

1

스너버는 구속 위치 (동적해석으로부터 구해짐)에서 반력, 구속방향으로 최대 열팽창, 록업 속도 (lock-up velocity) (스너버 위치에서 급격한 열팽창과 수축인 경우) 및 주변조건에 따라 선택된다.;

설계하중보다 높은 등급의 스너버를 공급자 카탈로그에서 선정한다. 정격하중과 설계하중 사이에 안전 여유치는 규정되지 않으며 경우에 따라 달라진다.;

3.9.4.2.3 스너버가 있는 계통의 설계;

1

배관계통의 내진설계는 CSA 표준 CAN3-N289.3-M81 (참고문헌 3.9-6)에 규정되어있다. 설계기준지진은 ASME 코드 제 III권과 부권 NB-3113(b)에 정의된 바와 같이 ASME C등급 응력한계가 적용되는 경우의 하중조건으로 고려된다. 비상노심 냉각계통 (부지설계지진으로 검증된)에 대해서, ASME B등급 응력한계가 적용된다. 배관계통의 피로평가에서 사용된 지진 주기의 횟수는 200이고 설계기준지진은 발전소 30년 수명동안 1회 발생하는 단일사건으로 고려된다. 스너버는 이러한 하중에 견디도록 설계된다.;

스너버는 정상운전상태에서 하중경로가 되지 않으며 힘을 전달하지 않는다. 또한 스너버는 배관계통 진동을 제어하지도 않는다. 일반적으로 진동은 스트러트나 스웨이-브레이스 (sway-brace) 과 같은 다른 형태의 구속물에 의해 제어된다. 따라서, 스너버는 지진 및 수격하중과 같은 동력학적 조건과

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

관련된 하중주기에 대해서만 산정된다.;

3.9.4.2.4 안전여유;

1

정상 가동조건과 열에 의한 과도하중조건 동안에는 스너버가 작동하지 않기 때문에, 안전여유 개념은 이러한 경우에 적용하지 않는다. 동적 하중(즉, 지진경우) 하에서 안전여유는 정격하중과 설계하중을 비교하고 정격주기와 설계주기를 비교하여 산정된다.

3.9.4.2.5 스너버 모델링

1

일반적으로 온도 변화로 인한 배관의 팽창 및 수축을 그 계통에 과도한 응력이 발생하지 않도록 수용하면서 지진에 의해 움직이는 것을 구속하기 위하여 스너버를 사용한다.

CANDU 배관 계통에서 스너버가 충격 구속기 (Shock Arrestor)로써 사용될때 위의 설계 목적에 적합하도록 모델링 된다. 즉, 열팽창을 허용하면서 지진하에서 움직임을 구속한다.

배관응력해석에 사용하는 ADLPIPE 컴퓨터 코드는 열팽창동안 무저항 혹은 무시할 수 있는 저항(스너버의 항력)을 제공하고, 지진하에서는 강체 지지대로 작용하여 스너버의 모델링을 용이하게 한다.

스너버는 지진동안 강체 지지대로 작용한다. 이는 응력해석의 관점에서 다음과 같은 의미가 있다. 스너버는 유한 강성도 값을 갖고 내진 해석에서 1.0×10^6 lbs/inch 의 강성도 값을 갖는 강체로 고려된다.

계통, 기기 및 배관에 대한 스너버의 상호작용은 스너버가 부착되어 있는 기기와 배관 계통의 압력 경계 및 구조적 건전성이 ASME 코드 III권에 따라 유지된다는 것을 규명하기 위하여 평가되어 진다. 스너버의 구조적 건전성

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

은 NF코드 규칙에 따라 스너버를 설계하는 것으로 충족된다.

3.9.4.2.6 스너버 검사

1

CSA 표준 N285.4는 스너버의 육안검사를 요구한다. 이것은 비틀림, 위치, 정렬, 마모, 결점, 파손, 완성도 및 품질저하를 결정하기 위한 검사를 포함하지만 이것에 국한되지는 않는다.

189

캐나다에서, 그외의 검사 요건은 일반적으로 보수 프로그램의 일환으로 발전소 사업주에 의하여 준비된다. 스너버에 대한 운전 증명 프로그램 (운전중 검사 프로그램)은 스너버 제작과 함께 준비된다.

월성 2, 3 및 4호기에서, 1992 추가판 ASME/ANSI OM 1990을 스너버의 사용중 검사를 위하여 사용한다.

3.9.4.3 진동에 대한 설계

1

과거 경험을 근거로 CANDU 발전소의 주요계통은 진동문제가 발생하지 않는다. 진동에 대한 설계는 아래와 같은 단계로 실시한다.;

설계 단계에서 훌륭한 설계 관행을 위한 지침서가 주기적으로 설계자에게 제공된다. 다수의 전산 프로그램 (ABAQUS, PIPO1 등)이 유체유동 진동해석에 사용될 수 있다. 이러한 프로그램 모두는 참고문헌 3.9-10에 개략적으로 설명한다. 문서요건을 만족한다. 또한 CANDU 발전소 운전경험을 이용하여 설계단계에서 진동문제를 해결한다.

배관계통의 예비운전 및 시운전 시험 동안, 상당 수준의 진동이 발생한다고 알려져 있는 모든 구역에서 육안검사로 관찰된 부위에 대하여 진동을 측정한다. 운전중인 발전소의 경험을 토대로 다음의 배관계통 및 회전기기는 상당 수준의 진동이 있는 것으로 알려져 있다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

- 냉각재계통 냉각재 분배관
- 냉각재 펌프
- 주 감속재계통 펌프
- 냉각재계통 중수 급수 펌프
- 냉각재계통 정지 냉각 펌프
- 주증기 배관

냉각재 분배관과 주증기 배관을 포함하는 배관계통에 대하여, 이러한 측정치는 ANSI/ASME OM3-1987 (참고문헌3.9-14)의 허용치와 비교한다. 만약 진동 수준이 허용 한계보다 높으면 진동원을 제거하거나 배관 설비 및 기기의 지지물 계통을 보강하는 등의 개선방안을 적절히 취한다.

발전소 운전중 계통은 발전소 전 수명기간에 걸쳐서 감시되고, 진동이 허용치를 초과하면 교정조치가 취해진다. 외주업체로부터 공급되는 기기(증기발생기, 열교환기 등)는 각 기기의 기술시방서에 제시된 요건에 따라 기기공급자가 검사한다. 또한 펌프의 진동시험도 기기공급자에 의해 실시된다.

3.9.4.4	회전기기에 대한 진동감시;	1
	가동전 및 정상운전 동안, 펌프의 진동이 측정되어 주제어실에 표시되고 분석용 컴퓨터에서 분석된다.	43

3.9.4.4.1	냉각재 펌프	1
	각 순환 펌프/모터 세트는 과도한 진동의 추적을 위해 계측된다. 두 종류의 센서가 사용된다. 한 종류는 지진원리에 근거한 것으로서 진동의 속도와 가속도에 비례하는 출력을 나타낸다. 다른 한 종류는 축의 변위에 비례하는 출력	43

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

을 나타낸다. 진동속도는 상부 모터 베어링, 하부 모터 베어링 및 펌프 베어링에서 측정된다. 이들 각 부위마다 한 개의 속도형 진동센서와 가속도형 진동센서가 베어링 하우징에 부착된다. 속도형 센서는 상부 및 하부 베어링에 축과 직각이면서 서로 직각이 되게 장착된다. 펌프 베어링에서는 상부 모터 베어링의 측정방향과 동일한 면에서 축과 직각이 되는 방향에 대한 진동이 측정된다. 또한 가속도형 진동센서가 각각의 속도형 센서와 90° 방향에 설치된다.

43

축 편차는 축 커플링에서 측정하며, 서로 직교하는 두 방향에 대해서 측정한다. 펌프 및 모터 진동의 위상정보가 포함된 진동값을 얻기 위하여 커플링 부위에 키페이스가 설치된다.

신호조절기 (signal conditioner) 를 사용하여 센서로부터의 신호를 처리하여 제어컴퓨터와 분석용 컴퓨터 입력으로 제공된다. 진동의 속도 및 변위의 크기는 필요시 항상 알 수 있으며, 과도한 진동에 대해서 경보가 주어진다. 경보 설정점은 각 펌프/모터 세트가 시험되고 정상진동 수준이 결정된 후 설정된다.

43

3.9.4.4.2 냉각재계통 중수 충수 펌프

1

정상운전 동안 그리고, 각 펌프/모터 세트당 두개의 변위센서를 설치하여 축변위를 감시한다. 진동 측정감지기로 질량형 진동 감지기 (속도감응 및 가속도 감응) 을 사용한다. 진동 및 변위 감지기로부터의 신호는 해석 가능하게 0.9-4.5 V(dc)로 신호 조절기에 의해 공급된다. 또한 펌프 및 모터 진동의 위상정보가 포함된 진동값을 얻기 위하여 커플링 부위에 키페이스가 설치된다.

43

경보 설정점을 위한 진동 데이터는 가동전 시험동안 확인된다.

1

3.9.4.4.3 냉각재 정지 냉각 펌프

각각의 펌프와 모터의 저어널 베어링에 대해 지진진동용 감지기가 장착된다. 이들 감지기는 펌프나 모터의 제작자가 제공하는 패드 베어링과 동일한 면에 근접하게 위치한다. 서로 인접한 베어링에 대한 위치는 서

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

로 90° 떨어지게 된다. 한개의 사용되지 않은 패드는 다른 패드에 90°떨어진 베어링 면에 설치된다. 이들 스페어 지점은 발생할지 모르는 문제점 해결을 위해 추후에 추가 센서를 설치하기 위하여 제공된다.

센서의 출력은 제어장비실에 위치한 관련 신호조절기로 보내지며, 0.9-4.5V (dc) 신호로서 CRT 상에서의 표시 및 경보신호를 위해 컴퓨터로 보내진다. 한 개의 교류 신호는 필요시 진동해석을 위해 조절기에서 이용 가능하다.

신호영역 : 0-10 mm/s경보

신호 설정점 : 5.5 mm/s

54

계측제어 루프들이 비접촉 진동감시를 위해 설치된다. 각 루프는 펌프/모터 커플링에 근접한 위치에서 서로 직각이 되도록 정작된 두개의 와류 탐상 탐촉자와 제어장비실의 (X-Y) 신호조절기 및 펌프/모터 집합체 위에 위치한 두 오실레이터 디모듈레이터로 구성된다. 그 조절기는 CRT 상에서의 표시 및 경보신호를 위해 컴퓨터로 보내지는 두 시그널 (0.9-4.5V (dc)) 을 제공한다.

필요한 진동해석을 위해 각각의 두 탐촉자에 대한 한개의 교류신호가 신호조절기에서 이용 가능하다.;

신호 영역 : 0-125 mils (0-3.125 mm)

경보신호 설정점 : 8.5 mils (0.2125 mm)

54

또한 펌프 및 모터 진동의 위상정보가 포함된 진동값을 얻기 위하여 커플링 부위에 키페이스가 설치된다.

43

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.9.4.4.4 주 감속재 펌프

1

다음 사항을 위해 주 감속재 펌프에 대한 진동감시가 요구된다:

가. 감속재 펌프 주 모터의 하부정류자 및 상부베어링 하우징과 감속재 펌프 안내 베어링에서의 진동을 측정하고 그 신호를 주제어실로 보내서 표시 및 정보신호로 이용

나. 감속재 펌프의 축에 대한 진동 (변위)을 측정하고 그 신호를 주제어실로 보내서 표시 및 경고신호로 이용;

다. 감속재 펌프의 위상을 측정하고 그 신호를 분석용 컴퓨터로 보내서 표시 및 분석 신호로 이용

43

진동감지기는 각 감속재 펌프 주 모터의 하부정류자 하우징 및 상부베어링 하우징에 부착된다. 감지기는 모터 제작자가 제공한 위치에 부착되며 베어링과 동일면에 근접하게 위치한다.

43

센서는 제어장치실의 전송기에 연결되며, 그 출력은 측정 영역인 0 ~ 20 mm/s (0 ~ 0.79 in/s)에 대응하는 0.9-4.5V(dc) 이다. 전송기는 CRT 표시와 경고신호를 위해 컴퓨터로 연결된다. 예상되는 진동은 약 3 ~ 4 mm/s (0.12 ~ 0.16 in/s)이며 경고신호 설정점은 13.3 mm/s (0.52 in/s) 이다.;

54

진동감지기는 각 감속재 펌프 안내 베어링에 부착된다. 센서는 펌프 제작자가 제공한 지점에 부착되며 베어링과 동일면에 근접하게 위치한다.

43

센서는 제어장치실의 전송기에 연결되며, 그 출력은 측정영역인 0 ~ 20 mm/s (0 ~ 0.79 in/s)에 대응하는 0.9-4.5V(dc)이다. 전송기는 CRT 표시와 경고신호를 위해 컴퓨터로 연결된다. 예상되는 진동은 약 3.7 mm/s (0.15 in/s) 이며 경고신호 설정점은 11.4 mm/s (0.45 in/s) 이다.

54

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

펌프축의 진동을 측정하기 위한 변위센서는 각 감속재 펌프의 펌프/모터 커플링에 근접하게 부착된다. 센서는 장착 브라켓에 의해 제공된 위치에 부착되며 커플링과 동일면 상에 근접하게 위치한다. 센서는 직각이 되게 쌍으로 부착된다.

센서는 제어장치실의 송신기에 연결되며, 그 출력은 측정영역인 0 ~ 200 μm (0 ~ 0.0079 in)에 대응하는 0.9-4.5V(dc)이다. 송신기는 CRT 표시와 경보신호를 위해 컴퓨터로 연결된다. 예상되는 진동은 약 60 μm (0.0024 in)이며 경보신호 설정점은 180 μm (0.007 in)이다.

상기에서 기술된 진동감시 설비외에 각 펌프의 축방향 진동(변위) 측정감시기 (측정영역 0 ~ 200 μm)가 추가로 설치되어 있다.

제어장치실에는 오실로스코프를 사용한 상세한 분석을 위해 콘센트(receptacles)가 설치된다.

펌프 및 모터 진동의 위상정보가 포함된 진동값을 얻기 위하여 커플링 부위에 키패이저가 설치된다.

3.9.4.4.5 진동감시장치;

지진용 진동센서가 신호조절기와 함께 펌프/모터 세트의 진동감시를 위해 사용된다. 지진용 진동센서 및 신호조절기의 설계, 제작 및 시험에 관한 기술요건은 86-60446-TS-005, "Seismic Mass Vibration Monitoring System"에 기술되어 있다. 여기에는 오실로스코프를 이용한 진동의 AC 신호의 분석 또는 표시, 경보신호를 위한 정류된 DC 신호, 컴퓨터를 이용한 기록 및 처리에 관해 기술되어 있다. 비접촉 반경방향 진동감시계통은 다음의 것들로 구성된다 :

- 가. 두개의 비접촉 탐촉자
- 나. 오실레이터-디모듈레이터
- 다. 신호조절기

펌프와 모터 축들의 동일 반경방향면 상의 두 직교 (X-Y) 방향에

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

대한 감시를 위해 사용된다. 비접촉 반경방향 진동 감시계통의 설계, 제작 및 시험에 관한 기술요건은 86-60446-TS-006, "Non-Contacting Radial Vibration Monitoring System"에 기술되어 있다. 두 비접촉 탐촉자, 두 오실레이터 디모듈레이터 및 원격 신호조절기는 오실로스코프를 이용한 분석 및 표시를 위한 AC 신호와 컴퓨터에서 기록 및 처리되는 경보신호를 위한 DC 신호를 위하여 설치된다.

3.9.4.5 가상 배관 파열의 동적 영향으로부터 보호; | 1
가상 배관 파열의 동적영향으로부터 압력유지 계통과 기기를 포함하는 CANDU발전소 보호는 3.6절에서 논의되었다.

3.9.4.6 압력유지 핵등급기기의 검사 | 1
펌프 및 밸브와 같은 압력유지 기기의 검사는 아래와 같은 코드와 표준을 따른다.

- 압력유지 재료의 검사와 보수에 대한 규정인 ASME 코드 제 III 권, NB-2500.
- 용접검사에 대한 규정인 NB-5000.
- 수압과 공기압 시험에 대한 요건인 NB-6000, 그리고
- 압력유지 기기의 가동중검사는 CSA 표준 N285.4 (참고문헌 3.9-15)에 근거한 압력유지 기기를 위한 가동중검사 계획 86-03640-PIP-001에 정의된다.

189

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.9.4.7 펌프 및 밸브의 가동중 검사;

1

CANDU 형 발전소의 경우, 설계요건에 따른 계통기기의 기능을 보장하기 위해 시운전 전인 가동전 운전기간 동안 펌프 및 밸브의 가동전 성능 검사가 수행된다. 원자로 운전중에는 그 성능이 정기적으로 감시된다.;

CANDU 6 형 발전소의 경우, 정지계통, 비상노심냉각계통 및 격납 건물 계통 (Safety Design Guide 86-03650-SDG-001 참고) 같은 특별 안전계통의 펌프 및 밸브를 포함한 능동형기기는 가동중 성능시험을 수행한다. 이것은 정지계통, 비상노심냉각계통 및 격납계통에 대한 캐나다 원자력규제위원회 규제문서 R-8, R-9 및 R-7의 계통기능요건을 만족하기 위한 것이다.;

3.9.4.8 전산 소프트웨어;

1

표 3.9-4는 압력유지계통과 기기의 설계에 이용된 전산 소프트웨어 (자체 개발과 상용)의 목록이다.;

3.9.4.9 열 팽창과 간섭

안전 관련 계통에 영향을 주는 각 계통에 대한 준공 상태 배치도는 가열되는 동안에 잠재된 간섭점을 탐지할 수 있도록 검토되어야 한다. 배관 계통과 간섭 가능한 점 사이의 최소 간격은 상온 조건과 고온 조건에서의 간격을 기초로 하여 유지되어야 한다. 냉각재 분배관은 그 자체의 상술된 간격 요건을 가지고 가지고 있기 때문에 냉각재 분배관은 이 요건으로부터 제외된다.

공기차단막은 구조적인 지진 시설이 아니며 적은 수준의 압력에서 파괴된다. (일반적으로 0.25에서 1.0 psig) 살수는 원자로건물의 압력이 14 kPa(g) [2 psi(g)]에서 시작되고 7 kPa(g) [1 psi(g)]에 도달하였을 때 중지된다. 냉각재 상실 사고 압력으로 유발되는 어떤 물도 이 방호벽에 의해 갇혀지지 않는다. 안전 관련 기기와 성분들은 참고 문헌 3.4-1에서 기술된 것과 같이 냉각재 상실 사고로 인한 범람으로부터 보호된다.

54

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

살수 계통의 설계 개념을 물의 순환이 중력에 의해서 이루어 지도록 하였기 때문에 살수 경로가 막힐 가능성은 존재하지 않는다. Gentilly 2 발전소에서 CANDU 6에 대한 과거의 예기치 않게 발생된 살수는 물이 중력에 의해서 비상 노심 냉각 계통 배수조로 흘러가는데 장애물이 없음이 확인되었다.

3.9.5 참고문헌

3.9-1 "Requirements for Class 1,2 and 3 Pressure-Retaining Systems and Components in CANDU Nuclear Power Plants", CSA Standard CAN3-N285.1-M81.

3.9-2 "General Requirements for Pressure-Retaining Systems and Components in CANDU Nuclear Power Plants", CSA Standard CAN3 -N285.0 -M81.

3.9-3 "Wolsong 2, 3, 4 NGS, Service Loading Report for the Reactor Outlet Headers", AECL Document 86-33100-210-002.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

- 3.9-4 "Reactor Building Floor Response Spectra", AECL Document 86-01042-DG-001.
- 3.9-5 "Design Requirements, Criteria and Methods for Seismic Qualification of Wolsong 2, 3, 4 NPP Structures and Equipment", AECL Document, 86-01040-DG-001, Rev. 2, 1992 December 21.
- 3.9-6 "Design Procedures for Seismic Qualification of CANDU Nuclear Power Plants", CSA Standard CAN3-N289.3-M81.
- 3.9-7 "Seismic Qualifications", AECL Safety Design Guide 86-036 50-SDG-002, Rev. 2.
- 3.9-8 National Building Code of Canada, 1985.
- 3.9-9 ADLPIPE, Static and dynamic pipe design and stress analysis Input Preparation Manual, Version 3F5, 1992.
- 3.9-10 "Documentation of Scientific and Engineering Computer Programs", AECL CANDU Procedure EC 461.3.
- 3.9-11 "Main Moderator System Heat Exchanger", 86-32111-TS-002, Rev. 0, 1991 April 17.
- 3.9-12 "Review of Design (Stress) Reports", AECL CANDU Procedure EC 531.6.
- 3.9-13 C.E Taylor and M. J. Petigrew, "Flow Induced Vibrations of Process Systems Components: Database Development and Design Guide-lines", AECL CRNL, 1989.
- 3.9-14 "Requirements for Pre-operational and Initial Startup Vibration Testing of Nuclear Power Plant Piping Systems", ANSI/ASME OM-1987, Part

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

- 3.9-15 "Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components", CSA Standard N285.4
- 3.9-16 "Qualification of Low and medium Pressure ECC Piping Outside R/B to Level 'B' SDE(1/2 DBE) Equivalent Seismic Loads", AECL Document 86-34320-220-001, 1992 November 13
- 3.9-17 "Seismic Mass Vibration Monitoring System", 86-60446-TS-005.
- 3.9-18 "Non-Contacting Radial Vibration Monitoring System", 86-60446-TS-006.
- 3.9-19 "Periodic Inspection Program for Pressure-Retaining Components", 86-03640-PIP-001.
- 3.9-20 "Service Building Floor Response Spectra", AECL Document 86-01042-DG-002.

189

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

표 3.9-1

원자로 출구 모관 설계과도

발 전 소 공 정 조 건	발 생 빈 도
<p>A등급 운전 한계(정상조건)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 고온 가동 - 핵연료를 장전하지 않고 하는 시운전 - 가열(warmup) 및 냉각 - 원자로 가동 및 정지 - 출력 조종 	<p>2 cycles</p> <p>10 cycles</p> <p>250 cycles</p> <p>1000 cycles</p> <p>10000 cycles</p>
<p>B등급 운전 한계 (비정상 상태)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 소외전원 상실 - 원자로 단계 감발 - 100% 출력으로부터 원자로 트립 (Trip) - IV 등급 전원상실 - 원자로 과출력/원자로 조절상실 - 100% 전출력으로부터 급수 공급상실 - 100% 전출력으로부터 급수공급 완전상실 (냉각재 펌프로 냉각) - 급냉각 - 급수공급 완전상실, 정지냉각펌프로 냉각 	<p>500 cycles</p> <p>500 cycles</p> <p>200 cycles</p> <p>50 cycles</p> <p>200 cycles</p> <p>100 cycles</p> <p>10 cycles</p> <p>15 cycles</p> <p>10 cycles</p>

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

표 3.9-1(계속)

발 전 소 공 정 조 건	발 생 빈 도
<p>C등급 운전 한계 (비상상태)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 계통 과압력 - 소량 냉각수 상실 - 냉각재 펌프축 고착 (seizure) - 가열 (warming)동안 압력과 재고량 조절상실 - IV등급 전원상실을 수반하는 설계기준지진 (DBE) - 비정상 과도 상태를 수반하는 제 1 정지계통 	<p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p>
<p>D등급 운전 한계 (고장상태)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 증기배관 파단 - 급수관 파단 - 냉각재 상실(대구경 파단) - 비상과도 상태(Emergency Transient)를 수반하는 제 1 정지계통 고장 	<p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p> <p>1 cycle</p>
<p>시험조건</p> <ul style="list-style-type: none"> - 수압시험 - 누수시험 	<p>10 cycles</p> <p>10 cycles</p>

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

표 3.9-2

NB-3652 요건을 만족시키기 위한 하중/하중조합 및 설계한계
(박막응력, 1등급 계통)

고 려 될 하 중				설 계 한 계
서어비스 등급	압력	기계적 하중	지진영향	
설 계	설계압력P	설계 기계적 하중 (중력포함)	-	1.5 Sm
B	B등급 압력 P_B	B등급 기계적 하중 (중력포함)	(비상노심냉각만) SDE 지진 관성 영향의 1/2 범위 (주1 참조)	1.8 Sm 1.5 Sy $P_B < 1.1 \text{ Pa}$
C	C등급 P_C	C등급 기계적하중 (중력 포함)	DBE 지진 관성 영향의 1/2 범위 (주1 참조)	2.25 Sm 1.8 Sy $P_C < 1.5 \text{ Pa}$
D	D등급 P_D	D등급 기계적하중 (중력 포함)	-	3.0 Sm 2.0 Sy $P_D < 2.0 \text{ Pa}$

P_a : NB-3641.1 규정에 따라 계산된 허용 압력

S_m : 허용설계 응력 강도 (intensity)

S_y : 항복 응력

주 : 1. 지진 관성 영향은 지지점의 지진운동을 포함하지 않는다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

표 3.9-3

NB-3653에서 3656까지의 요건을 만족시키기 위한 하중/조합하중, 설계 한계
(A,B,C,D 등급조건, 피로해석, 1등급 계통)

서어비스 등급	고 려 될 하 중	탄성 해석	설 계 한 계 탄소성 해석	피 료
A	정상가동 하중 : - 압력 - 팽창 - 기계적 하중	$S_n < 3.0 S_m$	(a) $S_e < 3.0 S_m$ (B) $\Delta T1 < Y' S_y$ $C_4/0.7E\alpha$ (C) (주1)에 대해서도 $S_R < 3.0 S_m$ NB 3653	CUF < 1.0 (주 2)
B	비정상 상태등급 하중 : - 압력 - 팽창 - 기계적 하중 - SDE 지진하중 (ECC에 대해서만)	$S_n < 3.0 S_m$	서어비스 A등급과 같다. NB 3654	
C	지진 및 팽창을 제외한 모든 하중	$S < 2.25 S_m$	탄성, 탄소성 그리고 피로해석은 필요 없다. NB 3655	
	지진 하중	$S < 2.25 S_m$	200 사이클이 지진하중 인 경우를 피로평가에 포함시킨다. NB 3655	
D	팽창을 제외한 모든하중	$S < 3.0 S_m$	탄성, 탄소성과 피로해석 은 필요없다. NB 3656	

S_n : NB-3653.1의 식 (10)에 따라 계산된 응력강도
 S_e : NB-3653.6의 식 (12)에 따라 계산된 팽창응력의 공칭값
 (nominal value)
 S_m : 허용설계 응력강도값
 S_R : NB-3653.6의 식 (13)에 따라 계산된 응력 강도
 S_y : 항복응력
 CUF : 누적사용계수
 $\Delta T1, Y', C_4$: NB-3653.7에 따른다.

- 주 : 1. $S_n > 3.0 S_m$ 인 모든 A와 B등급하중을 만족시키기 위한 조건 (a)와 (b)
와 (c)
 2. 모든 A 와 B등급하중에 근거한 CUF (S_n 과 관계 없음)
 3. 지진 관성 영향과 지지점의 지진운동을 포함한다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

표 3.9-4

압력유지계통 및 기기의 해석을 위해 사용된 전산코드 목록

가. AECL-소유 전산코드

Program Name	특 징 / 능 력
	

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

표 3.9-4 (계속)

나. 제 3자 소유 전산코드

프로그램 이름	특 징 / 능 력	공 급 자
		

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

개정 1

1996. 7

표 3.9-5

2,3 등급과 B31.1 배관의 설계 및 간헐적 하중 조건에 대한
요건을 만족시키기 위한 하중/하중 조합과 설계 한계

고려되어야할 하중				설계 한계	
서어비스 등급	압력	기계적 하중	지진 영향	2,3 등급	B31.1
설계	설계 압력 P	설계 기계적 하중(중력 포함)		$1.5S_h$	$S_L < 1.0 S_h$
B	B 등급 압력 P_B	등급 B 기계적 하중(중력 포함)		S^*	S^*
C	C 등급 압력 P_C	등급 C 기계적 하중(중력 포함)	DBE 지진 관성 영향의 1/2 범위 SAM(주: 1 참조)	S^*	S^*
D	D 등급 압력 P_D	등급 D 기계적 하중(중력 포함)		S^*	S^*

P_a - NC-3641, ND-3641 과 B31.1 103절의 규칙에 따라 계산된 허용 압력

S_h : 설계 온도에서의 허용 응력

S_y : 항복 응력

* : 표 3.9-6 참조

주 : 1 - 2,3 등급에 대하여 지지점의 지진 운동(SAM)은 지지점의 지진 운동이
서어비스 하중 조건에 포함된다면 제외될 수 있다.

2 - B31.1에는 SAM이 포함되어야 한다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

개정 1

1996. 7

표 3.9-6

2,3 등급과 B31.1의 서어비스 하중 조건(서어비스 A, B, C와 D 조건)에 대한 요건을 만족 시키기 위한 하중/하중 조합과 설계 한계

서어비스 등급	고려되어야할 하중	설계 한계	
		2,3 등급	B31.1
A/B	정상 운전 하중 - 팽창 - SAM	$S_E < S_A$	$S_A + f(S_h - S_L)$
A/B	불안정 등급 수준 - 압력 - 팽창 - 기계적 하중(중력 포함) - 기타 지속 하중 - SAM	$S_{TE} < (S_h + S_A)$	$S_A + f(S_h - S_L)$

$$S_A = f(1.25S_c + 0.25S_h)$$

f = 응력 감소 계수

S_c = 대기 온도에서의 허용 응력

주 : 1 지진으로 인한 SAM이 간헐적 하중 조건에서 제외되었다면 포함되어야 한다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

개정 1

1996. 7

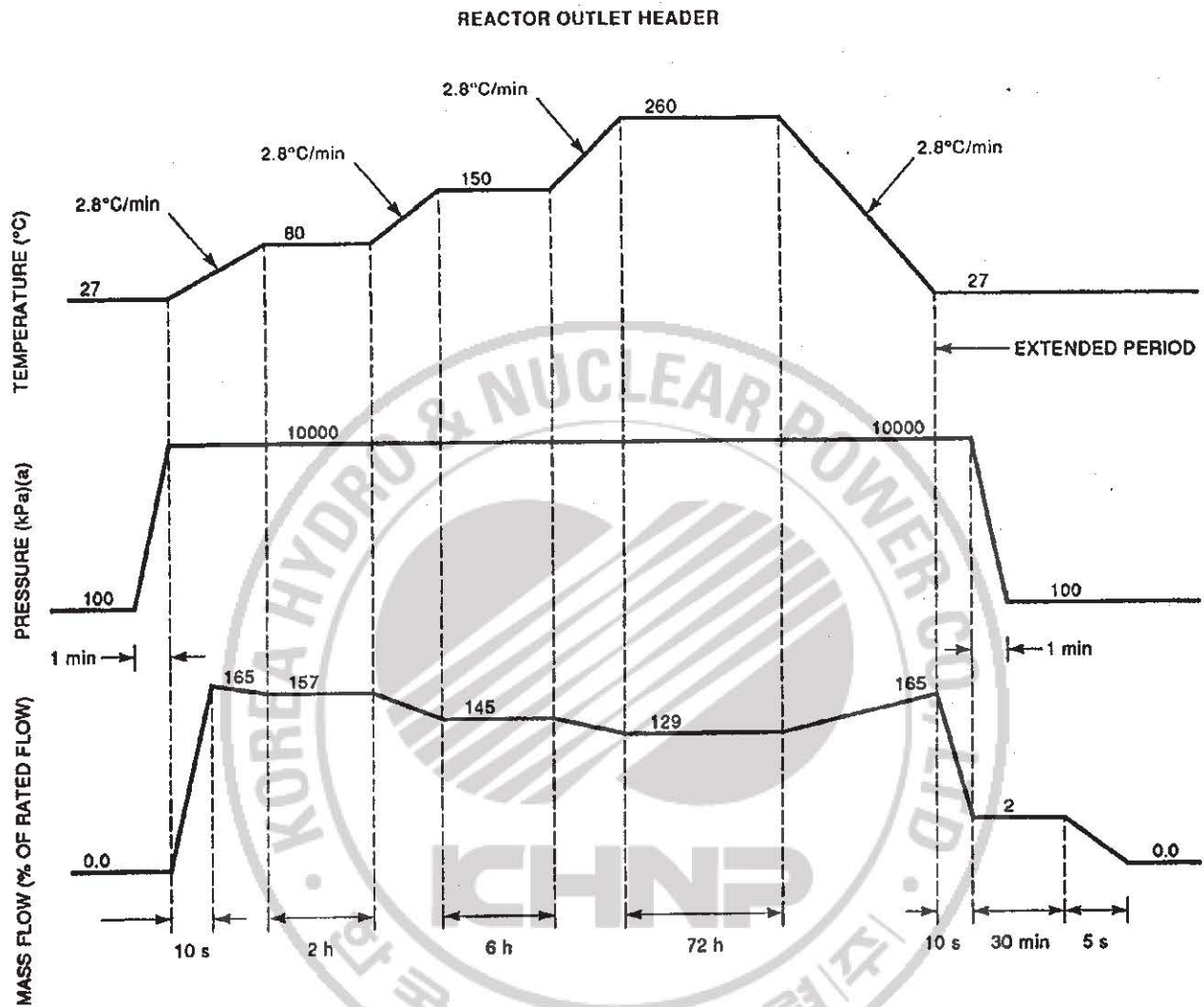
표 3.9-7

2,3 등급과 B31.1의 설계 및 간헐적 하중 조건에 대한 허용 응력 한계

서어비스 조건	2,3 등급			B31.1	
	S*는 다음의 것중 작은것:		P_{max}	S^*	P_{max}
등급 A	$1.8S_h$	$1.5S_y$	P_a	$1.2S_h$	$1.1P_a$
등급 B	$1.8S_h$	$1.5S_y$	$1.1P_a$	$1.2S_h$	$1.1P_a$
등급 C	$2.25S_h$	$1.8S_y$	$1.5P_a$	$1.2S_h$	$1.5P_a$
등급 D	$3.0S_h$	$2.0S_y$	$2.0P_a$	$2.4S_h$	$2.0P_a$

S_{OL} 의 한계 S^* 와 허용 침투 압력에 대한 한계를 보여 준다.

ANSI B31.1 코드는 세 서어비스 등급이 S_{OL} 에 대한 식과 관련이 없기 때문에 $1.2S_h$ 보다 큰 S^* 값을 규정하지 않는다. 지진을 고려할때 지진 설계에 대한 캐나다의 접근 방법을 따르면 계산되는 모멘트는 2/3 계수로서 감소되는 것을 허용하고 응력은 $1.2 S_h$ 와 비교된다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

원자로 출구모관에 대한 설계과도상태 예

- 고온과도상태

그림 3.9-1

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.10 안전관련계통의 내진검증

3.10.1 내진검증을 요하는 구조물, 계통 및 기기

지진 발생중 또는 발생후 안전관련기능을 유지하여야 하는 구조물, 계통 및 기기는 지진의 두 레벨 (설계기준지진 또는 부지설계지진) 중 하나와 두 내진범주 (범주 A 또는 범주 B)중 하나에 대하여 내진검증되어야 한다. 이 레벨과 범주는 3.2.3절에 정의되어 있다.

내진검증대상 구조물, 계통 및 기기의 선정과 설계과정중 적용할 안전요건은 참고문헌 3.10-1에 나타나 있다.

모든 내진검증대상기기들의 목록은 참고문헌 3.10-3에 제시되어 있다. 이 목록은 내진검증되어야 할 장치 및 기기, 내진 레벨, 내진 범주, 내진 검증 방법과 해당 내진 보고서를 기술하고 있다.

3.10.2 내진검증 프로그램

안전성관련 구조물, 계통 및 기기에 대한 내진검증 프로그램은 다음과 같은 캐나다 국가표준에 근거한다.

CAN3-N289.1-M80 CANDU형 원자력발전소의 내진검증에 대한
일반요건

CAN3-N289.2-M81 CANDU형 원자력발전소의 내진검증을 위한
지반운동 결정

CAN3-N289.3-M81 CANDU형 원자력발전소의 내진검증을 위한
설계절차

CAN3-N289.4-M81 CANDU형 원자력발전소의 내진검증용 시험
절차

월성 3.4 호기 최종안전성분석보고서

이 표준은 또한 여타 캐나다 국가표준 (CAN) 과 ASME의 보일러 및 압력 코드에 근거한다.

3.10.2.1 내진검증 기준

검증대상 계통 및 기기의 내진 검증과 그에 적용되는 내진범주는 참고문헌3.10-1 (또한 3.2.3절 참조)에 제시되어 있다.

각 계통과 기기가 작동되어야 하는 범위는 각 계통의 개별 기기에 대한 내진범주에 따라 정하여진다. 내진 범주는 아래와 같이 기기에 대한 두 가지 요구 사항을 정의한다.

- 안전 기능을 만족시키기 위한 기기의 상세한 기능적 요구사항
- 지진 발생 중, 발생 후 또는 발생중과 후에 만족시켜야 하는 요구사항

CANDU형 발전소의 내진설계에는 두 가지 기본범주가 있다.

- 가. 범주 A : 안전관련 계통의 작동을 보증하고 유지시키기 위해 지진 발생 중 또는 발생후 압력 건전성을 유지하여야 하는 계통
- 나. 범주 B : 안전관련 계통의 작동을 보증하고 유지시키기 위해 지진 발생중 및/또는 발생후 구조적/압력경계 건전성과 필요한 기계적 및/또는 전기적 기능을 유지하여야 하는 계통

범주 A의 기기는 주로 해석에 의해서만 내진검증되고 또는 주로 해석만으로 충분치 않은 경우는 해석과 시험을 병행해서 검증한다.

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

범주B의 기기는 대부분 시험과 요구되는 기능이 작동하는 것을 보임으로써 검증된다. 또 적합하다고 사료되는 경우 해석과 시험을 병행함으로써 검증이 행하여 질 수 있다.

원자로의 적절한 운전정지, 오랜 시간동안 안전한 운전정지 상태에서 원자로의 보수 및 오랜 시간동안 핵연료로부터의 붕괴열의 제거등을 위하여 필요한 특수 안전 관련 계통은 특정한 지진에 견딜 수 있도록 설계 및 시공된다.

ASME Code 범위내에 있는 압력용기의 지지물들은 ASME 제 III 권 부권 NF의 요건에 따라 검증되어야 한다. 이 코드에 규정치 않는 지지물은 ASME B31.1과 CSA-S16의 설계절차와 요건을 따라야 한다.

그림 3.10-1은 내진검증 절차의 개관을 보여준다.

3.10.2.2 검증 방법 및 절차

사용되는 검증 및 문서화 절차는 CAN3-N289.3-M81과 CAN3 - N289.4-M86의 규정을 만족시켜야 한다. 검증을 위한 부지 응답스펙트럼들은 참고 문헌 3.10-2에 포함되어 있다. 원자로 건물과 원자로 보조건물의 총응답스펙트럼은 참고문헌 3.10-4와 3.10-5에 각각 제시되어 있다.

3.10.2.2.1 해석에 의한 검증

응답 스펙트럼방법 또는 시간이력방법을 사용한 상세 유한요소 동적해석이 범주 A 기기의 내진검증에 사용된다. 구조물이 단일자유도 계통으로 모델링될 수 있으면 등가 정적 계수의 보수적 방법도 사용된다. CAN3 - N289.3-M81에 제시되거나 또는 적용가능한 기술시방서에 의해 수정된 절차를 따른다. 압력 경계 건전성 또는 구조적 건전성은 ASME 제 III권의 레벨 C 운

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

전 한계인 허용응력을 만족시키므로써 입증된다. 해석에 의한 검증은 그림 3.10-2에 도식적으로 나타나 있다.

3.10.2.2.2 시험에 의한 검증

CAN3-N289.3-M81, "CANDU형 원자력발전소 내진검증 시험 절차"를 따른다. 미국 IEEE-344 기준을 만족시키는 시험도 채택가능하다. 캐나다 원자력공사는 근래 주로 사용되는 두 가지 방법인 싸인 스위프 시험과 3축 광대역 랜덤진동시험 (broadband random vibration test)등 여러 시험 방법을 채택하고 있다.

싸인 스위프 시험은 1 Hz에서 33 Hz의 주파수 범위에서 실시된다. 시험은 매번 세 직교축의 각축에 대하여 행하는 단방향 시험 또는 한 수직축에 대한 두 수평축에 행하는 쌍방향 시험이 있다. 쌍방향 시험은 경사축 시험형태이다. 경사각은 34° 또는 그 이상으로 정해져야 한다. 주파수 스위프 (Sweep) 율은 다음과 같다.

- 1 Hz부터 4 Hz까지, 매분당 1Hz (+0%, -15%)
- 4 Hz부터 33 Hz까지, $f^2 / 1000\text{Hz}$ -초 (+0%, -15%)

+0%, -15%는 싸인 스위프 시험의 스위프율 오차이다. +0%는 최대 스위프율 오차를 의미하고 -15%는 최소 스위프율 오차를 의미한다.

이 시험에 필요한 테이블 입력 운동 (TIM)은 기기에 적합한 기술 사양서에 제시된다.

3축 광대역 랜덤진동시험은 30초동안 행하여져야 한다. 진동대의 입력운동은 사용될 충응답스펙트럼과 양립할 수 있는 임계 감쇠비를 사용

월성 3.4 호기 최종안전성분석보고서

한 스펙트럼 분석기를 이용하여 분석되어야 하며 1 Hz에서 33 Hz까지 주파수 범위에서 1/6 옥타브 (또는 그 이하)의 주파수 간격으로 기록되어야 한다. 결과의 각축 시험응답스펙트럼 (TRS)은 해당 요구 응답스펙트럼 (RRS)을 반드시 포괄하여야 하나 과도시험을 피하기 위하여 100% 이상을 초과하지 않아야 한다.

이 시험의 요구응답스펙트럼은 기기의 기술시방서에 제시된다.

내진시험은 내진 범주 B 기기를 검증하는데 사용된다. 내진시험은 기기의 부착위치에 설계지진 효과를 보수적으로 모사한 진동운동을 피시험체가 받도록 하여 수행한다. 작동 환경조건은 해당 기술시방서에 요구된 대로 정확히 모사되어야 한다. 시험중 및/또는 시험 후 피시험체는 의도한 안전관련 기능에 대하여 관찰된다. 시험후 성능은 시험전 성능과 비교하여 성능상의 허용편차보다 큰 편차가 없음을 보증한다. 아래 기법중 하나 또는 조합된 것이 적용 가능하다.

- 취약성 (Fragility) 시험
- 입증 (Proof) 시험
- 장치 시험
- 조립체 시험

시험에 의한 검증이 그림 3.10-3에 도식적으로 보여준다.

3.10.2.2.3 해석과 시험의 병행

크기나 구조의 복잡성 때문에 실질적 측면에서 해석 또는 시험의 어느 한 방법으로 검증이 불가능한 기기는 해석과 시험을 병행하여 검증한

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

다. CAN3-N289.4-M86 또는 미국 IEEE - 344에 제시된 절차를 따른다.

3.10.2.2.4 일반 검증

형태, 하중수준, 자중 분포 및 크기가 유사한 대표적인 견본을 시험 및/또는 분석에 의해 기기를 검증하는 일반 프로그램 (비교에 의한 분석)이 사용된다.

3.10.2.3 지지물에 대한 분석 또는 시험 방법 및 절차

기기의 지지대는 내진검증 시험 및/또는 분석대상에 포함된다. ASME Code 범위내의 지지물은 ASME 제 III권 부권 NF의 요건을 만족시키도록 설계된다. ASME Code 범주 내에 있지 않은 지지물은 CSA-S16의 요건에 따라 설계된다. 지지물은 큰 안전여유와 충분한 정도의 중첩성 및 연계를 가지도록 설계된다.

3.10.3 내진검증보고서

내진검증보고서 (SQR)에 대한 내부 합격 검토 절차는 캐나다 원자력공사의 방침, 절차 및 실시지침에 포함되어 있다. 캐나다 원자력공사에서 내진 검증 보고서의 내부 검토를 위하여 아래의 절차가 활용된다.

- EC 531.3.2 내진검증 문서 검토
- EC 531.3.4 시험절차 및 보고서 검토
- EC 531.6 설계 (응력) 보고서 검토

내진검증보고서 (SQR)는 작성자에 의해 확인, 서명, 날인 및 보증

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

되어야 하고 한사람 이상의 공동작업자에 의해 검토 및 확인되며 제 3자 검토자로서 캐나다 원자력공사에 의하여 검토, 인증, 날인 및 보증되어야 한다. 그것들은 다음 절차에 따라 캐나다 원자력공사 기록관리 계통에 보관된다.

- EC 857.1 공급자 문서의 접수
- 기록관리 계통 실시 기준 및 색인 지침서

모든 내진절차, 분석보고서 및 시험보고서는 검토와 검사를 위하여 준비되어 있다. 최종내진 검증 보고서는 한국전력공사에 제출되며, 발전소 수명기간동안 발전소 서류로써 유지된다.

다음은 기기 공급자, 캐나다 원자력공사, 시험회사 및 기타 하도급 계약자간의 정보교환을 위해 사용되는 절차이다. 내진검증에 관한 기술요건은 기기시방서, 기술시방서 및 설계도면내에 명시되며 이 모든 자료는 공급자에게 제공된다.

기기 공급자는 합격기준 및 그 기준을 만족시키는 방법을 상세 검증 계획에 분명히 언급하며 상세검증계획은 실제 검증을 착수하기에 앞서 검토 및 합격을 받기 위해 캐나다 원자력공사에 제출되어야 한다. 공급자의 내진검증 보고서는 합격 기준을 포함하며 발생가능한 파괴형태 및 합격기준에 대한 결과의 평가, 그리고 그에 대한 적절한 결론과 자문을 위하여 검토된다. 만약 내진 시험이 수행된다면, 모든 오기능들과 그것들에 대한 해결책이 내진검증보고서에 첨부되어야 한다. 내진 검증보고서는 시험에 사용된 계측장비와 교정의 기록을 포함한다. 공급자는 정히 서명, 날인 및 보증된 내진 검증보고서를 검토 및 수락을 받기위해 캐나다 원자력 공사에 제출하여야 한다. 합격시, 캐나다 원자력 공사는 공급자의 내진 검증보고서에 첨부될 제 3자 검토자 인증서를

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

개정 1

1996. 7

제공한다. 합격된 내진 검증보고서는 기록 유지를 위하여 한국전력공사에 보내진다.

3.10.4 운영허가서의 검토

이 시험 및 해석의 결과는 기기 검증 보고서에 포함되며 안전성 관련 기계 및 전기기기를 검증하는데 사용한 방법이 상세하게 기술되어 있다. 이 보고서들은 기기 교체시나 추가적인 시험이나 검증을 하는 경우에는, 최신내용으로 개정, 유지한다.

3.10.5 참고문헌

- 3.10-1 "Seismic Qualification" AECL Safety Design Guide, 86- 03650
-SDG-002 Rev.2, 1992-10-15.
- 3.10-2 "Design Earthquake" AECL Document 86-01041-DG-001 Rev. 2,
1992-06-02.
- 3.10-3 "Seismically Qualified Component List (SQCL)" AECL Document
86-30040-SQL-001, Rev. 1994-03
- 3.10-4 "Reactor Building Floor Response Spectra", AECL Document 86-
01042-DG-001, Rev. 0, 1992-10-28.
- 3.10-5 "Service Building Floor Response Spectra", AECL Document
86-01042-DG--002, Rev. 0, 1992-11-30.
- 3.10-6 "Design Requirements, Criteria and Methods for Seismic
Qualification of Wolsong 2,3,4 NPP Structures and Equipment",
AECL Document, 86-01040-DG-001, Rev. 2, 1992-12-21.

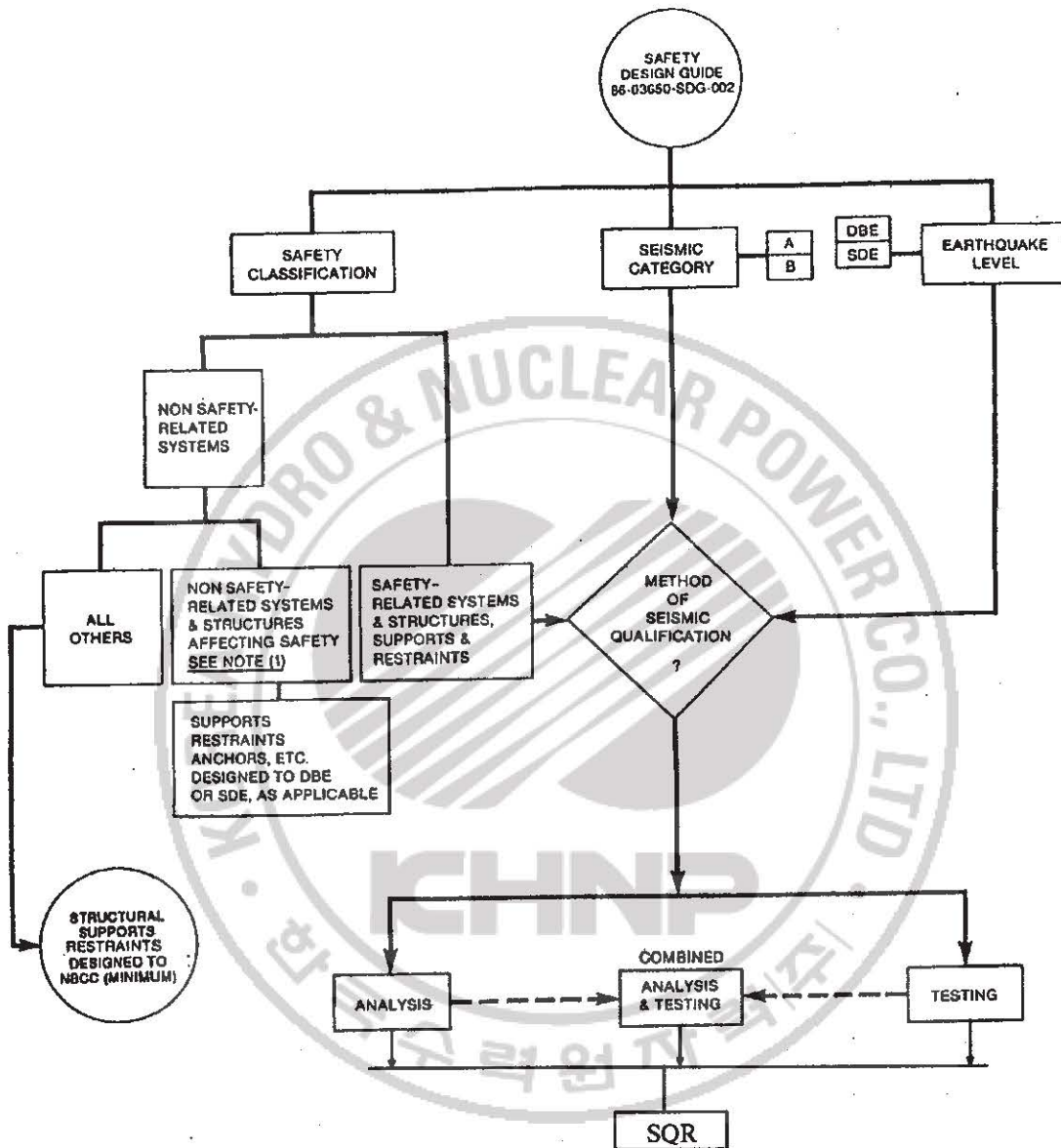
월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

개정 1

1996. 7

- 3.10-7 “Design Procedures for Seismic Qualification of CANDU Nuclear Power Plants”, CSA Standard CAN3-N289.3-M81.





NOTES:

(1) NON-SAFETY RELATED SYSTEMS AND STRUCTURES ARE THOSE WHOSE FAILURE IN AN EARTHQUAKE WOULD NOT AFFECT THE NUCLEAR SAFETY OF THE PLANT.

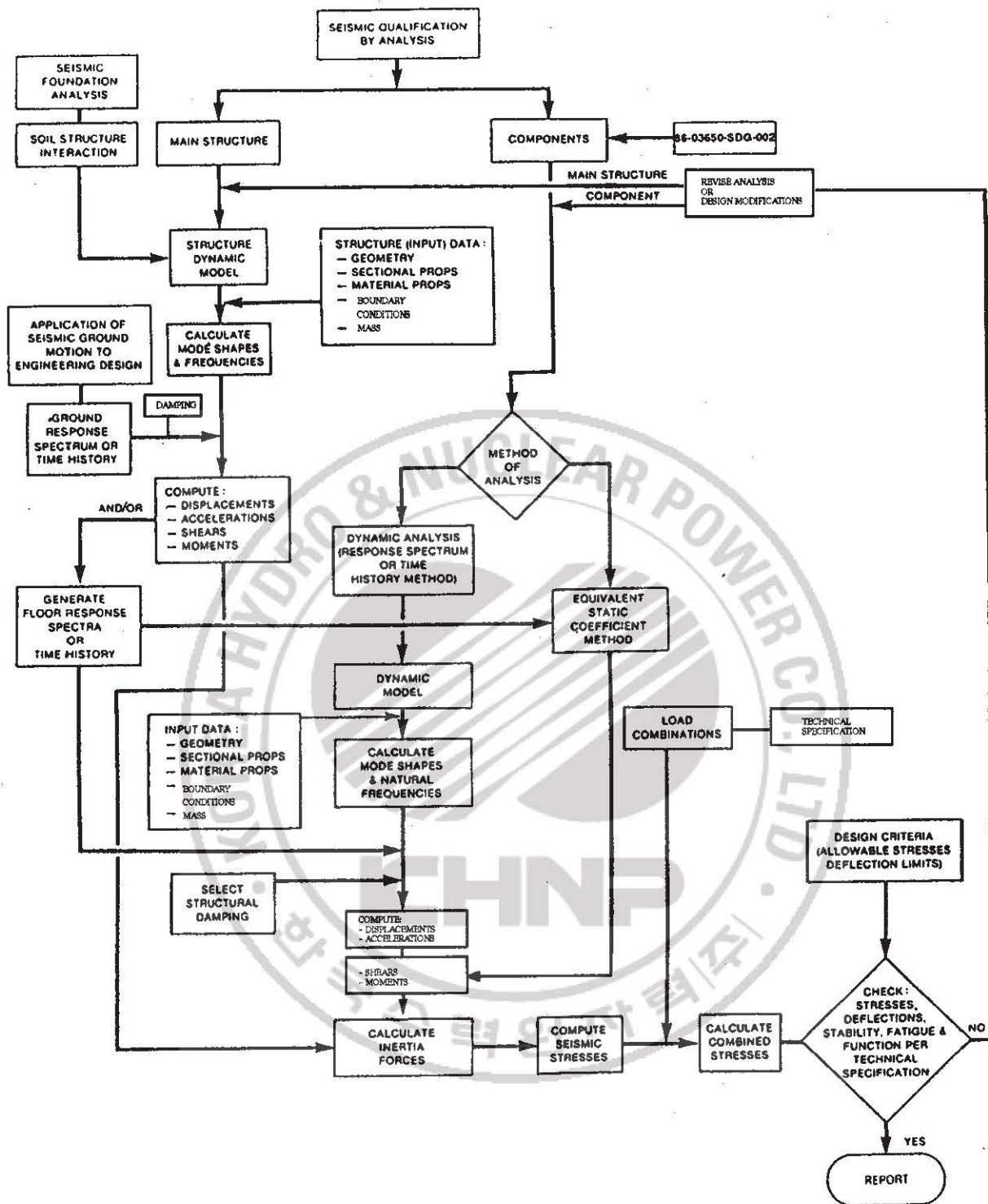


한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

내진검증 흐름도

그림 3.10-1

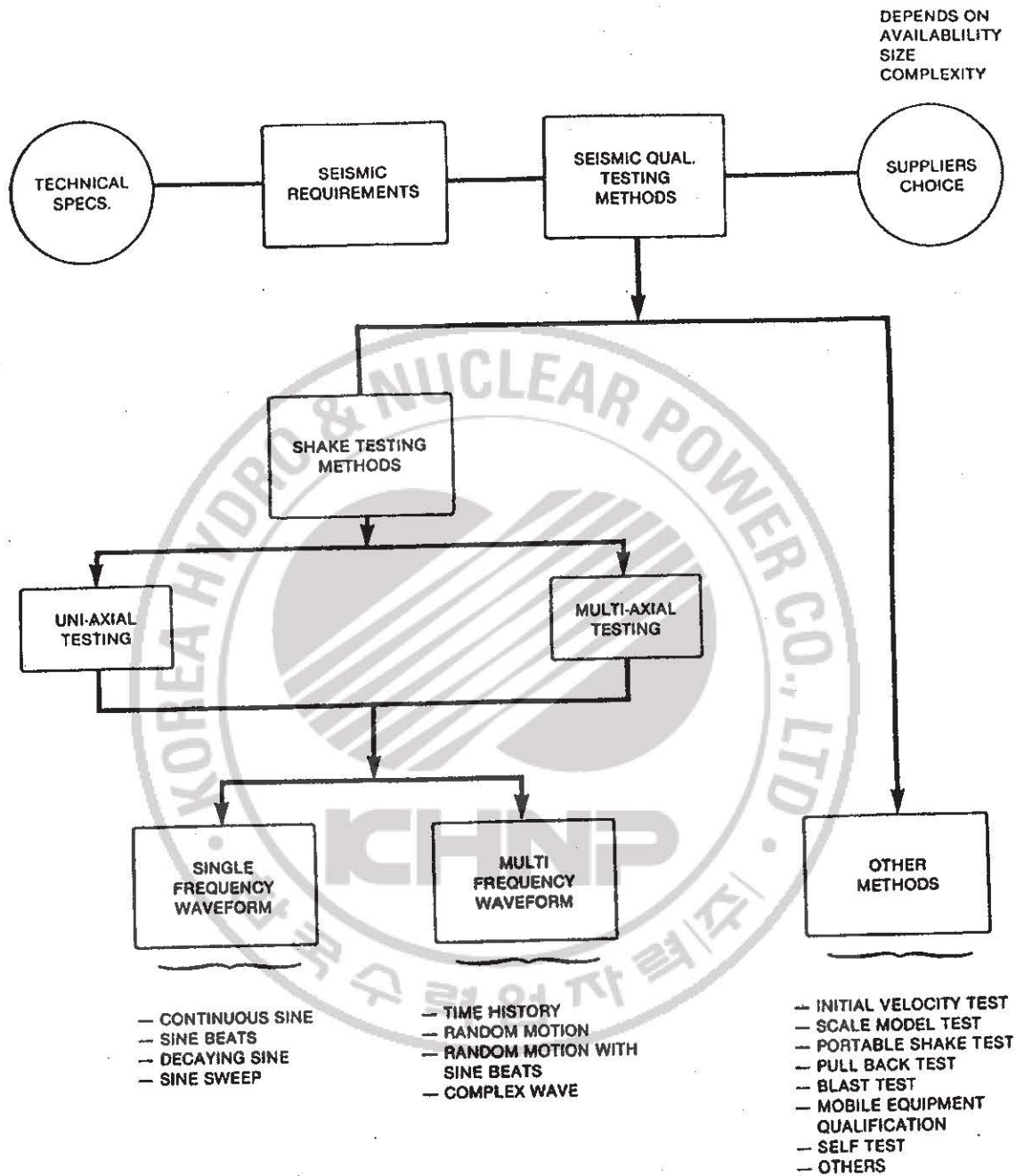
본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

내진해석검증 흐름도

그림 3.10-2



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

내진시험검증 흐름도

그림 3.10-3

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.11 안전관련계통의 환경 검증

3.11.1 안전관련계통

안전관련계통에 대한 정의와 목록은 문서 86-03650-SDG-001 (참고문헌 3.11-1)에서 보는 바와 같다.

3.11.2 환경검증계획

환경검증에 대한 자세한 내용은 참고문헌 3.11-2로부터 3.11-6 까지 기술되어 있다.

환경검증계획의 기본 전략은 참고 문헌 3.11-2에 기술되어 있고 이를 정리하면 다음과 같다.

사고 조건하에서 안전기능의 수행이 요구되는 안전관련 계통, 구조 및 부품들은 사고 후에 발생하는 환경 조건에 견딜 수 있게 설계되어야 한다. 악조건하에서 기기의 가동성은 환경에 의해 영향을 받을 수 있으며, 기기의 환경조건은 요구되는 안전기능이 유지될 수 있음을 보이는 것이다. 이것은 환경검증계획을 통하여 수행된다. 구조물은 요구되는 안전기능을 수행하는 범위 내의 악조건에서도 견딜 수 있게 설계되는데 이 경우는 환경 검증 계획을 따르지 않는다.

환경검증계획은 검토될 기기와 검토를 위한 조건들, 그리고 검토완료의 검증을 위한 문서작업을 체계적으로 확인하고 발전소의 수명동안 지속될 수 있다.

환경검증계획의 내용은 다음 사항들이다.

가. 가혹한 환경 조건 하에서 발생하는 사고의 확인

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

- 나. 이러한 사고중에 안전기능이 요구되는 계통 및 기기의 확인
- 다. 가혹한 환경에 의하여 불리하게 영향을 받으므로 환경적으로 보증되어야 할 기기의 확인
- 라. 그 기기들이 정상 운전 및 사고시 견뎌야 하는 환경 조건 및 기간의 확인
- 마. 환경 검증을 요구하는 기기들에 대한 안전기능, 성능면에서 요구사항 및 임무 기간의 확인
- 바. 가혹한 환경 조건 하에서 안전 기능 수행을 입증하기 위해서 환경 검증되어야 하는 기기들의 시험 및 해석
- 사. 발전소 건설 및 가동중 요구되는 기기들이 품질을 유지하기 위한 요구조건 들의 확인

3.11.3 환경조건

환경조건에 대하여는 참고문헌 3.11-2에 기술되어 있다. 또한 참고문헌 3.11-2에는 환경을 좌우하는 사고와 환경 보증을 요구하는 계통들과 기기들에 관하여 기술되어 있다.

3.11.4 검증방법

두가지 기본적인 검증방법은 다음과 같다.

。 해석

해석에 의한 검증은 관계된 실험자료와 수학적 또는 논리적 방법을 사용하는것을 포함한다. 상술된 가혹한 환경에서 운전중 규정된 성능 요건이 얻어질 수 있다는 것을 분명히 보여야 한다. 검증을 수행하기 전에 공급자는

월성 3.4 호기 최종안전성분석보고서

환경 검증 보고서 요약서를 제출하여야 하는데 이 환경 검증 보고서 요약서는 방법론과 해석기법에 따라 기기 검증에 대한 공급자의 접근방법을 요약한 것이다.

다음 방법들을 해석으로 검증에 일반적으로 사용되는 것들이다.

- 아르헤니우스 플롯 (Arrhenius plots)과 탄성 중합체 재질의 예상 수명을 예측하기 위한 방사선 특성 자료와 같은 해석 기법을 사용한 재질 데이터 베이스 (Data base)의 이용.
- 월성 요건을 모두 포함하는 현존하는 시험자료, 방법론과 결과를 이용하여 비교에 의한 분석
- 형상크기, 건설, 제작자, 제작순서등과 같은 방법론에서 다른 본래의 자료를 이용하여 비교에 의한 분석
- 비록 통상적으로 사용되지는 않을지라도, 같은 요소에 대한 수많은 각각의 시험결과가 합리성, 정당화 그리고 해석의 조합으로 조합되거나 사용될 수 있다.

○ 시험

대부분의 경우 시험에 의한 검증방법이 바람직하다. 시험에 의한 검증방법의 전형적인 흐름도는 그림 3.11-1에서 보는 바와 같으며 이 그림은 참고 문헌 3.11-1에서 발췌되었다. 시험을 하기에 너무 큰 기기들과 같이 비실용적인 경우에는 해석에 의한 방식이 사용될 수 있다.

3.11.5 환경검증대상 기기 목록

환경검증대상 기기 목록 (EQCL) 은 냉각재 상실사고 (LOCA) 또는 주증기관 파열사고 (MSLB) 에 의해 발생하는 가혹한 환경조건에 견디도록 환

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

경 검증하는 모든 핵증기공급계통의 기기를 기술한 목록이다.

환경검증대상 기기 목록 (참고문헌 3.11-7) 은 86-03650-SDG-003, 환경검증의 요건을 만족시키기 위해 작성된다.

환경검증대상 기기 목록은 또한 이러한 기기들의 수명을 유지하기 위해 기기의 환경검증과 관련된 중요 정보를 발전소 운전에 제공하기 위해 작성된다. 만일 환경검증과 관련된 추가정보가 필요할 경우, 사용자는 목록에 기재된 검증보고서를 직접 지시한다.

환경검증대상 기기 목록은 우선적으로 원자로 건물내에 위치한 핵증기공급계통의 책임영역내의 기기들만 기술한다. 또한 비상노심냉각계통의 기기들도 포함되며, 그것들중 일부는 원자로 보조건물에 위치하며 터빈건물의 'B'면에 각각 격리되어 위치하는 주증기안전밸브 (MSSVs) 와 주증기격리밸브 (MSIVs) 도 포함된다. BOP 관련기기들은 별도의 환경검증대상 기기 목록에 기술된다.

3.11.6 참고문헌

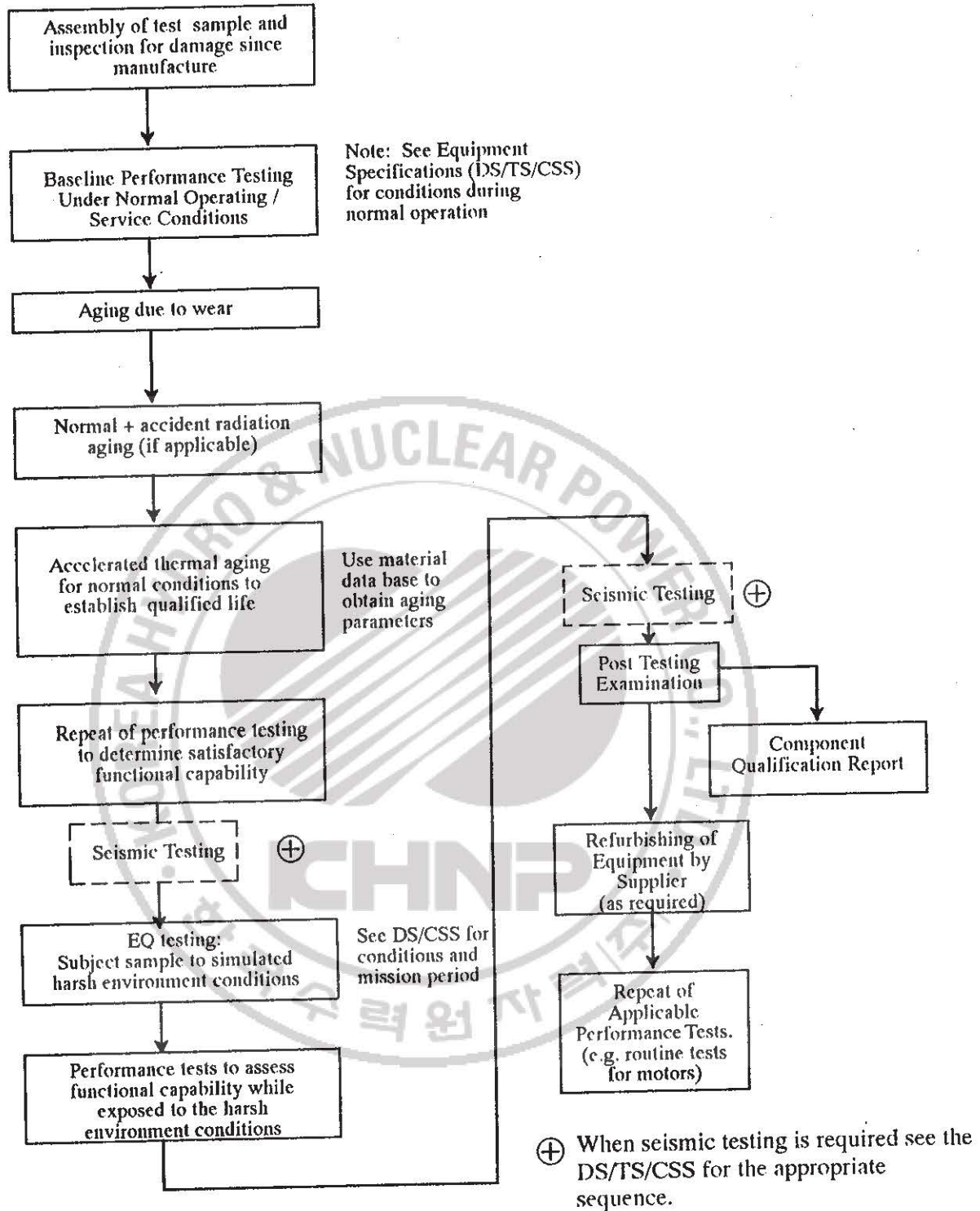
- 3.11-1 "Safety Related Systems", AECL Safety Design Guide 86-03650-SDG -001, Rev. 2, 92-10-15.
- 3.11-2 "Environmental Qualification", AECL Safety Design Guide 86-03650-SDG-003, Rev. 2, 92-10-15.
- 3.11-3 "Environmental Qualification", AECL Design Guide 86-30060-DG-001, Rev. 0, 93-08.
- 3.11-4 "Environmental Qualification Material Properties Data Base", AECL Design Guide 00-30060-DG-002, Rev. 0, 91-06-19.
- 3.11-5 "Environmental Qualification of Instrument and Control Equipment", 86-60000-TS-006, Rev. 0, 91-11-21.

월성 3.4 호기 최종안전성분석보고서

- 3.11-6 "Environmental Qualification of Equipment", AECL Technical Specification 86-30060-TS-001, Rev. 1, 91-04-12.
- 3.11-7 "Environmentally Qualified Component List", 86-30060-EQC-001, Rev. 0, 1993-06-24.



본 문서는 한국수력원자력(주)이 정보 공개용으로 작성한 문서입니다.



한국전력공사
월성원자력 2,3,4호기
최종 안전성 분석 보고서

시험에 의한 환경검증

그림 3.11-1

월성 3,4 호기 최종안전성분석보고서

3.12 안전설계지침서 (Safety Design Guides) 와의 적합성

3.12.1 개 요

안전설계지침서는 대다수 발전소 계통 및 구조물에 적용되는 안전 관련 설계목적 및 안전요건을 확립하기 위한 문서이다. 안전설계지침서는 인허가 요건이 일관성 있게 발전소 설계에 반영되도록 보장한다.

안전설계지침서는 다음의 성격을 가진다 :

- 설계에 반영되도록 강제적인 안전요건을 규정한다.
- 안전설계지침서에 명시된대로 여러가지 다른 계통 및 구조물에 적용될 수 있다.

3.12.2 안전설계지침서의 목적

안전설계지침서의 목적은 다음과 같다.

- 가. 방사선 영향으로부터 대중을 보호하고 설계 영역에 영향을 미치는 선택된 안전성 문제에 대한 안전목적 또는 안전원칙을 기술하기 위함.
- 나. 안전성 목적이 설계에 지속적으로 반영되는 것을 보장하기 위한 특정요건을 규정하기 위함.
- 다. 설계자가 안전요건 및 적용방법을 인지하고 있음을 보장하기 위함.
- 라. 설계에 적용되는 안전요건을 규제기관 및 전력회사에게 알리기 위함.

월성 3.4 호기 최종안전성분석보고서

3.12.3 안전설계지침서 적합성 기술

안전설계 지침서 적합성 보고서의 목적은 안전 설계지침서 요건에 대한 적합성이 CANDU 발전소에서의 설계 진행동안 수행 되어 왔다는 것을 확인하기 위함이다. 안전설계지침서 요건과의 적합성을 확인하기 위한 보고서는 월성 3,4호기를 위해 작성중에 있다. 이 보고서의 입력 자료는 각 요건이 기술된 문서를 확인함으로써 계통 설계자에 의해 작성된다. 모든 설계자들의 입력자료는 이러한 요건들이 기술된 문서 그리고 해당요건들을 포함한 안전관련 계통을 기술한 하나의 문서로 편집된다.

안전설계지침서 적합성 보고서는 각각의 안전설계지침서 (참고문헌 3.12-2 에서 3.12-7) 와의 적합성 및 안전 요건을 절별 (clause-by-clause) 로 표시하는 참고문헌 3.12-1에 상세히 기술되어 있다. 이 보고서는 안전설계지침서 요건반영에 대한 종결 보고서로서 작성된다.

3.12.4 참고문헌

- 3.12-1 "Safety Design Guide Compliance", AECL Licensing Submission 86-03650-LS-001.
- 3.12-2 "Safety Related Systems", AECL Safety Design Guide 86-03650-SDG-001, Rev. 2, 92/10/15.
- 3.12-3 "Seismic Qualification", AECL Safety Design Guide 86-03650-SDG-002, Rev. 2, 92/10/15.
- 3.12-4 "Environmental Qualification", AECL Safety Design Guide 86-03650-SDG-003, Rev. 2, 92/10/15.
- 3.12-5 "Grouping and Separation", AECL Safety Design Guide 86-03650-SDG-004, Rev. 2, 92/10/15.

월성 3.4 호기 최종안전성분석보고서

- 3.12-6 "Fire Protection", AECL Safety Design Guide 86-03565-SDG
-005, Rev. 2, 92/10/15.
- 3.12-7 "Containment Extensions", AECL Safety Design Guide 86-03650
-SDG-006, Rev. 2, 92/10/15.

