

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

제 1 장 - 개요 및 발전소 일반사항

목 차 (4 중 1)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1	<u>개요 및 발전소 일반사항</u>	1.1-1
1.1	<u>개요</u>	1.1-1
1.1.1	신한울원자력 1,2호기	1.1-1
1.1.2	최종안전성분석보고서	1.1-1
1.1.2.1	구성 및 형식	1.1-1
1.1.2.2	도면	1.1-2
1.2	<u>발전소 일반사항</u>	1.2-1
1.2.1	주요 부지 특성	1.2-1
1.2.1.1	부지 위치	1.2-1
1.2.1.2	지질	1.2-1
1.2.1.3	기상	1.2-2
1.2.1.4	수문	1.2-2
1.2.1.5	인구분포	1.2-2
1.2.2	발전소 배치요약	1.2-3
1.2.3	핵증기공급계통 요약	1.2-3
1.2.3.1	원자로 노심	1.2-4
1.2.3.2	원자로내부구조물	1.2-5
1.2.3.3	원자로냉각재계통	1.2-5
1.2.4	주요 설계기준	1.2-6
1.2.4.1	인허가 설계기준	1.2-6
1.2.4.2	중대사고 대처능력 확보	1.2-7
1.2.5	공학적인안전설비	1.2-8
1.2.5.1	원자로건물	1.2-8
1.2.5.2	안전주입계통	1.2-9
1.2.5.3	보조급수계통	1.2-10
1.2.5.4	안전감압배기계통	1.2-10

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

목 차 (4 중 2)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1.2.5.5	원자로건물살수계통	1.2-10
1.2.5.6	가연성기체제어계통	1.2-11
1.2.6	계측 제어	1.2-12
1.2.6.1	보호, 제어 및 계측계통	1.2-12
1.2.6.1.1	원자로보호계통	1.2-12
1.2.6.1.2	다양성보호계통	1.2-12
1.2.6.1.3	공학적안전설비작동계통	1.2-13
1.2.6.1.4	원자로제어계통	1.2-13
1.2.6.1.5	핵계측기기	1.2-14
1.2.6.1.6	공정감시계통	1.2-14
1.2.7	발전소 제어센터	1.2-15
1.2.7.1	주제어실	1.2-16
1.2.7.2	원격정지실	1.2-16
1.2.7.3	주요변수지시 및 경보계통	1.2-17
1.2.7.4	정보처리계통	1.2-17
1.2.7.5	기기제어계통	1.2-18
1.2.8	전기계통	1.2-19
1.2.9	동력변환계통	1.2-19
1.2.10	공기조화계통	1.2-20
1.2.11	핵연료 취급 및 저장	1.2-21
1.2.11.1	핵연료 취급	1.2-21
1.2.11.2	핵연료 저장	1.2-21
1.2.12	보조계통	1.2-21
1.2.12.1	정지냉각계통	1.2-21
1.2.12.2	화학 및 체적제어계통	1.2-22
1.2.12.3	1차시료채취계통	1.2-22
1.2.12.4	복수탈염계통	1.2-23
1.2.12.5	증기발생기취출계통	1.2-23
1.2.12.6	복수 및 급수계통	1.2-24
1.2.12.7	압축공기계통	1.2-24
1.2.12.8	기기 및 바닥배수계통	1.2-24
1.2.12.9	화재방호계통	1.2-25

목 차 (4 중 3)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1.2.12.10	통신계통	1.2-25
1.2.12.11	조명계통	1.2-25
1.2.12.12	비상디젤발전기 엔진연료유계통	1.2-26
1.2.12.13	비상디젤발전기 엔진냉각수계통	1.2-26
1.2.12.14	비상디젤발전기 엔진기동용공기계통	1.2-26
1.2.12.15	비상디젤발전기 엔진유회유계통	1.2-26
1.2.12.16	비상디젤발전기 엔진공기흡기 및 배기계통	1.2-27
1.2.12.17	서비스가스계통	1.2-27
1.2.12.18	음용수 및 위생계통	1.2-27
1.2.12.19	보충수탈염계통	1.2-27
1.2.13	방사성폐기물관리계통	1.2-27
1.2.14	발전소 안전 및 태업으로부터의 보호	1.2-28
1.2.15	냉각수계통	1.2-28
1.2.15.1	순환수계통	1.2-28
1.2.15.2	1차측기기냉각해수계통	1.2-28
1.2.15.3	1차측기기냉각수계통	1.2-28
1.2.15.4	2차측기기냉각수계통	1.2-28
1.2.15.5	냉수계통	1.2-29
1.2.15.6	2차측기기냉각해수계통	1.2-29
1.2.16	최종열제거원	1.2-29
1.2.17	기기 수명 재평가	1.2-29 2
1.3	<u>비교표</u>	1.3-1
1.3.1	유사발전소 설계와의 비교	1.3-1
1.3.2	예비 및 최종정보와의 비교	1.3-1
1.4	<u>신한울 1,2호기 참여기관</u>	1.4-1
1.4.1	한국수력원자력주식회사	1.4-1
1.4.2	발전소 종합설계자	1.4-2
1.4.2.1	한국전력기술주식회사	1.4-2
1.4.3	핵증기공급계통 공급자	1.4-3

목 차 (4 중 4)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>	
1.4.3.1	두산중공업주식회사	1.4-3	
1.4.3.1.1	설계 및 기술	1.4-4	
1.4.3.1.2	제작	1.4-4	
1.4.3.1.3	주요 설비	1.4-5	
1.4.3.1.4	품질관리	1.4-5	
1.4.3.1.5	제작경험	1.4-5	
1.4.3.2	한국전력기술주식회사	1.4-6	
1.4.4	터빈/발전기 공급자	1.4-6	
1.4.4.1	두산중공업주식회사	1.4-6	
1.4.5	핵연료 및 초기노심 공급자	1.4-6	
1.4.5.1	한전원자력연료주식회사	1.4-6	
1.4.6	발전소 시공사	1.4-7	
1.4.6.1	현대건설주식회사	1.4-7	
1.4.6.2	SK건설주식회사	1.4-8	
1.4.6.3	GS건설주식회사	1.4-8	
1.5	<u>기술정보 요구사항</u>	1.5-1	
1.6	<u>주요 참고 자료</u>	1.6-1	
1.7	<u>도면 및 기타 상세자료</u>	1.7-1	
1.7.1	전기, 계측 및 제어도면	1.7-1	
1.7.2	배관 및 계장도	1.7-1	
1.7.3	기타 자료	1.7-1	
1.8	<u>규제요건, 산업규격 및 표준, TMI-2 조치사항, 후쿠시마 원전사고 후속 개선 조치사항</u>	1.8-1	2
1.8.1	규제요건, 산업규격 및 표준	1.8-1	
1.8.2	TMI-2 조치사항	1.8-1	
1.8.3	후쿠시마 원전사고 후속 개선 조치사항	1.8-1a	2
1A	<u>TMI-2 조치사항</u>		
1B	<u>후쿠시마 원전 사고 후속 개선 조치사항</u>		

제 1 장 - 개요 및 발전소 일반사항

표 목 차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>	
표 1.1-1	출력	1.1-3	
표 1.1-2	주요 건설 일정	1.1-4	
표 1.2-1	참조기준 적용기기 목록	1.2-30	
표 1.3-1	노심 및 원자로냉각재계통 변수에 대한 비교	1.3-2	
표 1.3-2	발전소 보조계통 변수에 대한 비교	1.3-9	
표 1.3-3	주요 설계변경 사항	1.3-12	
표 1.4-1	한국전력기술주식회사가 종합 설계에 참여한 원자력발전소	1.4-9	
표 1.4-2	두산중공업주식회사의 원자력발전소 기자재 제작 경험	1.4-10	
표 1.4-3	한기가 참여한 원자력발전소 원자로계통설계 관련 주요 사업수행경험	1.4-12	
표 1.4-4	건설단계 책임부서 및 책임사항	1.4-13	
표 1.7-1	안전성관련, 계측 및 제어도면	1.7-2	2
표 1.7-2	신한울 1,2호기 배관 및 계장도	1.7-6	
표 1.7-3	안전성관련 전기도면	1.7-10	2
표 1.8-1	미국 원자력규제위원회 규제지침서와의 적합성 검토	1.8-2	
표 1.8-2	신한울 1,2호기에 대한 NRC Generic Letter의 적용성 분석	1.8-53	
표 1.8-3	신한울 1,2호기에 대한 NRC Bulletins의 적용성 분석	1.8-73	
표 1.8-4	미국 원자력규제위원회 표준심사지침(SRP)과의 차이점	1.8-78	
표 1.8-5	신한울 1,2호기에 적용되는 주요 규격 및 표준	1.8-82	
표 1.8-7	신한울 1,2호기에 적용되는 ASME Sec. III 코드 케이스	1.8-87	
표 1.8-8	미국 원자력규제위원회 정책현안(SECY-93-087) 적용성 분석	1.8-89	

2

제 1 장 - 개요 및 발전소 일반사항

그림 목차 (2 중 1)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>
그림 1.2-1	부지 배치도
그림 1.2-2	원자로건물 일반배치도(A-A 단면도)
그림 1.2-3	원자로건물 일반배치도(B-B 단면도)
그림 1.2-4	원자로건물 일반배치도(El. 69'-0" & 78'-0")
그림 1.2-5	원자로건물 일반배치도(El. 100'-0")
그림 1.2-6	원자로건물 일반배치도(El. 114'-0")
그림 1.2-7	원자로건물 일반배치도(El. 136'-6")
그림 1.2-8	원자로건물 일반배치도(El. 156'-0")
그림 1.2-9	보조건물 일반배치도(A-A 단면도)
그림 1.2-10	보조건물 일반배치도(B-B 단면도)
그림 1.2-11	보조건물 일반배치도(El. 55'-0")
그림 1.2-12	보조건물 일반배치도(El. 68'-0" & 86'-0")
그림 1.2-13	보조건물 일반배치도(El. 78'-0")
그림 1.2-14	보조건물 일반배치도(El. 100'-0")
그림 1.2-15	보조건물 일반배치도(El. 120'-0")
그림 1.2-16	보조건물 일반배치도(El. 137'-6")
그림 1.2-17	보조건물 일반배치도(El. 156'-0")
그림 1.2-18	보조건물 일반배치도(El. 172'-0")
그림 1.2-19	보조건물 일반배치도(El. 190'-0")
그림 1.2-20	복합건물 일반배치도(A-A 및 B-B 단면도)
그림 1.2-21	복합건물 일반배치도(El. 63'-0")
그림 1.2-22	복합건물 일반배치도(El. 77'-0")
그림 1.2-23	복합건물 일반배치도(El. 85'-0")
그림 1.2-24	복합건물 일반배치도(El. 100'-0")
그림 1.2-25	복합건물 일반배치도(El. 120'-0")
그림 1.2-26	복합건물 일반배치도(El. 139'-6")
그림 1.2-27	복합건물 일반배치도(El. 156'-0")
그림 1.2-28	터빈건물 일반배치도(A-A 단면도)
그림 1.2-29	터빈건물 일반배치도(B-B 단면도)
그림 1.2-30	터빈건물 일반배치도(El. 73'-0")

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

그림 목차 (2 중 2)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>
그림 1.2-31	터빈건물 일반배치도(EI. 100'-0")
그림 1.2-32	터빈건물 일반배치도(EI. 136'-6")
그림 1.2-33	터빈건물 일반배치도(EI. 170'-0")
그림 1.2-34	터빈건물 일반배치도(EI. 216'-3")
그림 1.2-35	중저준위 방사성폐기물 임시저장고 일반배치도(EI. 100'-0")
그림 1.7-1	배관 및 계장도 기호 및 약자

1 개요 및 발전소 일반사항

1.1 개요

신한울원자력 1,2호기(이하 “신한울 1,2호기”로 기술한다) 최종안전성분석보고서는 한국수력원자력주식회사(이하 한수원)가 작성하여 운영허가 신청서의 첨부서류로서 원자력안전위원회로 제출되는 것이다.

신한울 1,2호기는 기존 한울 1,2,3,4,5,6호기가 인접해 있는 경북 울진군 북면 덕천리 및 고목2리 일원에 위치한 전기출력 1,400 MWe 동일용량의 2개 호기로 구성된다.

1.1.1 신한울원자력 1,2호기

발전소 부지는 행정구역상 경북 울진군 북면 덕천리에 위치하고 있으며, 지리학적으로는 한반도의 동해안에 위치하며, 신한울 1,2호기 각 원자로 중심 사이의 세계측지계 기준 TM좌표는 [REDACTED] 이다. 부지반경 [REDACTED] 는 강원도 강릉시, 동해시, 태백시, 삼척시, 영월군, 평창군, 정선군과 경상북도 울진군, 영주시, 청송군, 영양군, 영덕군, 봉화군, 안동시, 충청북도 단양군이 포함된다. 이 중 가장 많은 인구를 포함하는 행정구역은 [REDACTED] 강릉시로 인구는 약 217,741명이고, 다음으로는 남서방향 51.5 km에 있는 안동시로 약 168,302명이 거주하고 있다.

| 2

2개의 루프(loop)를 가진 가압경수형 원자로의 핵증기공급계통은 두산중공업주식회사(DOOSAN)와 한국전력기술주식회사(KEPCO E&C)가 공급한 것으로, 이 핵증기공급계통은 한국전력기술주식회사에서 설계한 프리스트레스트 콘크리트에 강철판이 라이닝된 원자로건물 내에 각각 수용되어 있다.

원자로출력 및 전기출력은 표 1.1-1에 표시되어 있으며 주요 건설공정은 표 1.1-2에 표시되어 있다. 핵증기공급계통은 신청서에 기술한 정격 출력인 핵증기공급계통 출력 4,000 MWt로, 터빈/발전기계통은 각 호기당 보증된 발전기 출력 1,455 MWe으로 정격 운전된다. 터빈발전기는 두산중공업주식회사가 공급한다.

1.1.2 최종안전성분석보고서

1.1.2.1 구성 및 형식

본 최종안전성분석보고서는 원자력안전법 시행규칙 제16조 3항 및 1978년 11월에 발행된 미국 원자력규제위원회의 규제지침서 1.70 “원자력발전소 안전성분석보고서 표준양식 및 내용에 관한 지침” 개정 3에 따라 작성되었다. 그러나 7장은 미국 원자력규제위원회 표준 심사지침을 참조하여 작성 하였으며, 운영 기술지침서는 한국표준형 개량표준운영기술지침서

| 1

(ISTS : Improved Standard Technical Specification)에 기초하여 작성하였다. 품질보증을 다루는 17장도 사업주체인 한수원의 품질보증계획은 본 최종안전성분석보고서에 기술되지 않고, 운영허가 신청 시 첨부서류로 원자력안전위원회에 제출되는 운전에 관한 품질보증계획서로 갈음하였다. 인간공학을 다루고 있는 18장은 규제지침서 1.70 개정 3에서는 요구되지 않지만 미국 원자력규제위원회 표준심사지침서(SRP)를 참조하여 작성하였다.

1

본 최종안전성분석보고서는 본문이나 표에 대한 개정사항을 반영할 수 있도록 페이지가 주어져 있으며 모든 페이지가 절 단위로 번호가 주어져 있다. 즉 1.1-1은 1.1절의 첫 페이지를 나타내며 표와 그림의 경우는 절 혹은 소절 단위로 번호가 매겨져 있다. 또한, 표 1.1-1은 1.1절의 첫번째 표를 나타내며, 표와 그림은 절의 끝 부분에 위치한다. 일부 장에는 보충 정보를 제공하기 위하여 최종안전성분석보고서의 각 장의 끝에 부록이 포함되어 있다.

본문에서 참조한 특정보고서 및 기타 문서들이 각 절의 끝 부분에 나열되어 있으며, 주요 참고자료로서 본 최종안전성분석보고서에 반영된 특정보고서 및 기타 문서들이 1.6절의 주요 참고자료에 나열되어 있다.

본문에 기재되어 있는 변수들은 법정계량단위를 주단위로 사용하고 영미 단위(ft-lb)를 병행 표기하였다. 단, 방사선 관련 변수들은 현 국내·외 추세에 따라 법정계량단위만을 사용하였으며, 운영 기술지침서에 사용된 변수들은 법정계량단위를 사용하고 영미 단위를 병행 표기하였다.

추가적인 혹은 개정된 정보가 본 보고서에 반영될 때는 영향받는 관련 페이지가 개정번호 및 개정 날짜와 함께 표시될 것이며, 개정번호와 함께 수직선이 개정된 부분의 측면에 표시될 것이다.

1.1.2.2 도면

도면이 관련 계통 설명과 함께 본 보고서에 수록되어 있다. 배관 및 계장도에 사용된 기호와 약자가 그림 1.7-1에 나타나 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.1-1

출력

<u>출력 형태</u>	<u>정격 및 설계 출력</u>
노심 열출력(MWt)	3,983
원자로냉각재펌프 출력(MWt)	17
터빈발전기 출력(MWe) (밸브 완전 개방시)	1,512 ¹⁾
터빈발전기 보증출력	1,455 ¹⁾

1) 여자 및 터빈/발전기 보조계통에서의 사용동력을 제외한 전기적 출력, 0.2% 보충수 주입시

표 1.1-2

주요 건설 일정

<u>공 정</u>	<u>일</u> <u>자</u>	
	1호기	2호기
건설허가 신청	2008. 09. 25	2008. 09. 25
본관 기초굴착 착수	2011. 12. 03	2011. 12. 03
최초콘크리트 타설	2012. 07. 10	2013. 06. 19
운영허가 신청	2014. 12. 01	2014. 12. 01
상온수압시험	2016. 11. 01	2017. 12. 27
고온기능시험	2017. 09. 07	2019. 01. 01
핵연료장전	2020. 04. 01	2021. 02. 01
상업운전	2020. 10. 31	2021. 08. 31

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.2 발전소 일반사항

1.2.1 주요 부지 특성

1.2.1.1 부지 위치

신한울 1,2호기는 행정구역으로 경상북도 울진군 북면 부구리와 덕천리 일대에 위치하고 있으며, 자연지역으로서는 북쪽의 가곡천, 남쪽의 남대천 및 한울원자력발전소 북측에 연하여 흐르는 부구천이 동해로 유입되고 있다.

신한울 1,2호기부지 주위의 지형은 비교적 완만한 지세를 보이고 있으며, 부지 서쪽에는 장재산(515.6 m), 삿갓봉(420.5 m), 쇠치봉(328.9 m) 등이 존재하는데 이들은 대부분 2차성 산지로서 뚜렷한 산줄기를 이루지 못하고 고립된 형식으로 존재한다. 이러한 2차성 산지를 따라 소규모의 계곡들이 발달하고 있으며, 이들을 따라 소규모의 선상지, 퇴적추 또는 페디먼트와 같은 퇴적지형들이 존재하고 있다.

해안과 접해있는 동쪽지역은 완만한 경사지로서 대부분이 화강편마암 계열의 기반암이 오랜 지질시대를 거치는 동안 풍화작용에 의해 형성된 1 m 이상의 풍화층이 분포하며, 풍화층은 지표수에 의해 삭박이 쉽게 이루어져 저평한 해안산지를 이루고 있다.

낮은 구릉성 산지에 인접한 해안은 전체적으로는 작은 곳과 만이 해안을 따라 반복되는 양상을 보이나 부구천을 중심으로 북쪽에 위치한 해변은 암반이 노출된 암석해안에 가까우며 해안선의 굴곡도가 상당한 편이다. 이에 비하여 부구천을 중심으로 남쪽에 위치한 죽변 일대에는 몇몇 곳 지형을 제외하고 사빈해안이 넓게 발달하고 있다.

1.2.1.2 지질

신한울 1,2호기는 한반도의 지체구조구상으로 영남육괴 북동부 말단에 위치하고 주로 선캄브리아기의 호산리층과 화강편마암류 등의 고변성암대와 이들을 후기에 관입한 시대미상의 화강암류 등이 주를 이루며, 서북부 반경 8 km 주변에서는 캄브리아기의 퇴적암류와 백악기 화산암류가 일부 분포한다. 신한울 1,2호기 부지의 가장 최근의 단층은 제3기 시대의 것으로 활동가능성은 없다.

부지의 지질학적 조건은 부지에서의 시추작업으로 파악된다. 부지지반은 퇴적기원변성암류인 호산리층과 이를 관입한 흑운모화강편마암과 중성반암이 기반암으로 구성되어 있으며, 호산리층이나 중성반암에 비해 흑운모화강편마암의 풍화심도가 상대적으로 깊다.

풍화암의 분포심도는 일반적으로 10 m 내외의 깊이로 분포하나 흑운모화강편마암이 분포하는 지역에서 풍화심도가 깊은 곳에서는 지표 하 약 40 m 깊이까지 연장된다. 기초굴착시

나 제방을 쌓을 때는 경사면 안정성에 주의를 기울여야 한다.

지리산 지진을 제어지진으로 하여 안전정지지진은 2.5절에 기술된 바와 같이 신한울 1,2호기 설계는 부지에서의 최대 잠재 영주기가속도가 0.2 g로 평가되었으며, 안전정지지진은 0.3 g로 적용한다.

1.2.1.3 기상

한반도는 유라시아 대륙의 동안에 위치하고 있으며 신한울 부지는 한반도 동해안에 있다. 부지의 기상조건은 이와 같은 지형학적 특성으로부터 비롯된 계절에 따른 대륙과 해양 사이에서 이루어지는 기압의 배치와 위도, 해류 및 국지지형 등의 모든 기후 인자와 요소가 종합되어 결정된다. 겨울에는 시베리아 대륙성 한대기단의 영향을 받아 서고동저형의 기압배치를 이루며 한랭 건조한 북서계절풍이 강하게 분다. 여름은 북태평양의 해양성 열대기단의 영향을 받아 남고북저형의 기압배치를 이루어 남서 또는 남동계절풍이 불며, 고온 다습한 기후 특성을 타나낸다.

신한울 부지의 연평균 강수량은 1,053.0 mm이며, 6월부터 8월의 여름철 강수량은 연 강수량의 43 % 정도이다. 24시간 최대 강수량은 139.0 mm이나 부지위치와 지형학적 특성 때문에 홍수는 발생하지 않는다. 부지에서의 연평균 기온은 12.8 °C이며, 최고 및 최저기온은 각각 36.4 °C와 -13.0 °C이다.

| 2

부지의 평균습도는 60.1 % 및 최소습도는 6.7 %이다. 부지의 연평균 풍속은 2.8 m/s이며, 관측개시 이래 2015년까지 울진에서의 최대풍속은 35.0 m/s, 최대순간풍속은 51.9 m/s 이었다.

| 2

1.2.1.4 수문

부지는 해수를 냉각수로 취수하기 위하여 해안에 위치하고 있으나 수중취배수 방식을 적용함에 따라 본관건물 및 냉각수 취수구조물 등은 해안선으로부터 일정거리 떨어진 내륙에 위치하고 있다.

모든 안전성관련 계통, 구조물 및 기기는 부지에서의 해양의 파랑활동 및 강우유출에 의한 홍수에 방호될 수 있도록 설계하며 가능최대홍수에 의한 부지의 안전성을 확보할 수 있도록 부지정지고는 EL.(+)10.0 m로 설정하였다.

수문학적 관점에서의 부지의 해양파랑활동 및 강우유출에 의한 홍수해석은 2.4절에서 상세히 기술된다.

1.2.1.5 인구분포

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

부지반경 20 km 이내의 지역에는 삼척시 원덕읍, 가곡면과 울진군 북면, 서면, 죽변면, 울진읍, 근남면, 원남면 및 봉화군 석포면 일부지역이 포함되며, 이 지역내의 2012년 상주인구는 총 43,270명이고, 방향별로는 남쪽방향에 가장 많은 12,925명의 인구가 분포하고 있으며, 구간별로는 10~20 km 사이에 20,699명이 상주하고 있다. 부지반경 80 km 이내 지역에는 강원도 강릉시, 동해시, 태백시, 삼척시, 영월군, 평창군, 정선군과 경상북도 울진군, 영주시, 청송군, 영양군, 영덕군, 봉화군, 안동시, 충청북도 단양군이 포함된다. 반경 20 km부터 80 km 사이의 2012년 상주인구는 651,560명이며, 방향별로는 북서방향에서 가장 많은 132,449명이 상주하고 있다.

한편, 신한울 1,2호기 주변 인구중심지는 부지중심에서 이격된 삼척시 시내 일대로 인구수는 약 29,223명으로 나타났다.

1.2.2 발전소 배치요약

신한울 1,2호기 본관건물의 배치는 각각 터빈건물이 원자로건물에 대하여 방사형 배치형태가 되도록 하며 양호기 공유형인 복합건물을 중심으로 각 호기는 원자로건물, 보조건물 및 터빈건물로 구성되어 있으며, 보조건물은 핵연료취급영역과 비상디젤발전기영역을 통합한 4분할(Quadrant) 배치로서 원자로건물을 둘러싸고 있는 형태로 배치된다.

각 호기는 인접한 한울 5,6호기 발전소 부지와와의 간섭을 피하여 배치하며 순환수 취수 및 배수 구조물에 대한 위치는 인접호기의 배치를 고려하여 부지활용의 극대화과 경제적인 배치가 되도록 하며 발전소 정상 가동시 단일 통제장소를 통하여 사람의 출입을 철저히 통제할 수 있도록 배치한다.

신한울 1,2호기의 발전소배치는 그림 1.2-1에 제시되어 있으며 발전소 건물 및 기기에 대한 상세 배치도는 그림 1.2-2에서 그림 1.2-35와 같다.

1.2.3 핵증기공급계통 요약

핵증기공급계통은 포화증기를 생산하며 4,000 MWt의 열출력을 생산한다.

핵증기공급계통은 2개의 1차 냉각재 루프(loop)로 구성되어 있는데 각각의 1차 냉각재 루프에는 2개의 원자로냉각재펌프, 1개의 1.07 m(42 in) 내경 고온관, 2개의 0.76 m(30 in) 내경 저온관으로 구성된다. 또한, 안전주입배관이 원자로용기에 직접 연결된다. 전열기가 설치되어 있는 가압기가 1차 냉각재 루프 중 1개에 연결된다. 가압기는 발전소 과도상태 대응능력을 향상시키기 위해 APR1400 이전 노형에 비해 용량을 증대시켰다. 가압된 원자로냉각재는 전기구동, 1단(single stage), 원심형의 원자로냉각재펌프에 의해 순환된다. 원자로냉각재는 원자로용기 내벽과 노심지지동체 사이로 하강하여 노심을 통해 상승하고

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

고온관을 지나서 증기발생기 전열관 내부로 흘러서 원자로냉각재펌프로 돌아간다. 증기발생기에서 생산된 포화증기는 터빈으로 보내진다.

1.2.3.1 원자로 노심

원자로 노심은 양쪽 끝이 봉단마개로 용접된 ZIRLO 피복관 내에 봉합되어 있는 이산화우라늄세라믹 소결체로 장전되어 있다. 연료봉은 상·하단고정체가 축방향 운동을 제한하고 지지격자가 횡방향 운동을 제한하는 핵연료집합체로 제작된다. 제어봉집합체는 붕소탄화물 흡수봉과 니켈-크롬-철 합금으로 흡수강도가 약한 흡수봉으로 구성되어 있으며, 핵연료집합체에 있는 안내관에 의해 삽입 및 인출이 유도된다.

노심은 241개의 핵연료집합체로 채워져 있으며, 초기에는 서로 다른 U-235 농축도로 장전된다. 핵증기공급계통 전체 열출력은 4,000 MWt 이며, 노심 열출력은 3,983 MWt 이다. 설계기준은 다음 사항들을 보증할 수 있도록 설정되어 있다.

- 가. 정상운전 상태 및 예상운전과도시 95 % 신뢰도로 최소 핵비등이탈률을 갖는 연료봉에서 핵비등이탈이 발생치 않을 확률이 95 % 이상이 되어야 한다.
- 나. 설계과출력 조건에서 평가된 최대 핵연료 중심선 온도는 핵연료 중심선 용융을 일으키는 온도보다 낮다. UO_2 의 용융은 정상운전 및 예상운전사건중에 일어나지 않는다.
- 다. 핵연료봉 피복재는 핵연료수명기간 동안 피복재의 건전성을 유지하도록 설계된다.
- 라. 원자로는 어떠한 제논 과도현상도 적절히 감쇠될 수 있도록 설계된다.
- 마. 원자로냉각재계통은 발전소예상수명 동안 그 건전성을 유지할 수 있도록 설계 및 건설된다.
- 바. 반응도 첨가로 야기될 수 있는 출력폭주로 인하여 압력용기의 변형, 또는 파손에 의한 손상을 초래하거나 공학적안전설비의 작동이 손상되지 않아야 한다.
- 사. 원자로 열출력 증가에 대한 핵연료온도계수, 감속재온도계수, 감속재기포계수 및 감속재압력계수들의 조합된 응답은 반응도의 감소를 나타낸다. 또한 원자로출력 과도현상은 임의의 운전변수들에 있어서 예상되는 임의의 변화에 대한 반응을 구속 및 감쇠되게 유지한다.

원자로 노심은 4장에 상세히 기술되어 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.2.3.2 원자로내부구조물

원자로내부구조물은 노심지지배럴, 하부지지구조물/노내계측기 노즐집합체, 노심슈라우드, 그리고 상부안내구조물집합체를 포함한다. 노심지지배럴은 원통 구조물로서 상단부의 환형 플랜지가 원자로용기의 턱(ledge)에 의해 지지되며, 노심 전체의 무게를 지탱한다. 노심지지배럴의 하부에는 방진기(snubber)가 설치되어 있어, 횡방향 및 비틀림 운동이 제한된다. 하부지지구조물은 노심의 무게를 보(beam) 구조물을 통해 노심지지배럴에 전달한다. 노심슈라우드는 노심을 둘러싸고 있으며, 노심의 우회유량을 최소화시킨다. 상부안내구조물집합체는 냉각재의 유동으로부터 제어봉집합체를 보호하고 핵연료집합체 이탈을 방지한다.

원자로내부구조물의 설계기준은 모든 정상운전(normal operating), 이상(upset), 비상(emergency) 및 사고(faulted) 상태에서 노심을 수직으로 지지하며, 수평방향의 움직임을 제한하는 것이다.

노심은 정상운전 및 가상사고 동안 냉각재가 열제거를 위해 공급될 수 있도록 지지되고 구속된다.

원자로내부구조물은 3.9절 및 4.5절에 상세히 기술된다.

1.2.3.3 원자로냉각재계통

원자로냉각재계통은 원자로용기에 대칭되게 연결된 2개의 폐쇄유로로 구성된다. 각 유로는 내경 1.07 m(42 in)의 고온관 1개, 증기발생기 1대, 내경 0.76 m(30 in)의 저온관 2개 및 원자로냉각재펌프 2대로 구성된다. 전기로 가열되는 가압기는 1개의 원자로냉각재계통 유로와 연결된다.

원자로냉각재계통은 공칭압력 158.2 kg/cm²A(2,250 psia)에서 운전된다. 원자로냉각재는 원자로용기 내로 유입되어, 원자로용기 쉘과 노심지지배럴 사이의 하향유로를 지나 노심을 통과하여 원자로용기 밖으로 유출되어, 2차측과 열교환이 이루어지는 증기발생기 수직 U자형 전열관을 지나게 된다. 원자로냉각재펌프는 원자로냉각재를 원자로용기로 순환시킨다.

원자로 노심에서 생성된 열은 원자로냉각재에 의해 각각의 증기발생기로 제공되고, 2대의 증기발생기는 터빈-발전기 구동을 위한 증기를 생산한다. 증기발생기는 쉘측에 2차측 냉각수가 흐르고 전열관측으로는 원자로냉각재가 흐르는 일체형 이코노마이저를 내장한 수직 U자형 열교환기 형식이다. 증기발생기는 적절한 급수가 형성되면 포화증기를 만들기 위해 원자로냉각재계통과 2차계통 사이에서 열교환이 이루어지도록 설계된다. 증기발

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

생기 셀측에 있는 습분분리기와 증기건조기는 전출력 조건에서 정상운전 동안에 증기 속에 함유된 습분의 양을 제한한다. 증기관파단사건시 유량을 제한하기 위해 각각의 증기 발생기의 증기출구측에 일체형 유량제한기를 설치하였다.

증기발생기는 증기건조기 개선, 전열면적 증가 및 전출력 증기압력 감소 등과 같은 설계 강화요건을 반영하였다. 증기발생기 튜브는 개선된 재질인 "Alloy 690(TT)"로 제작하였다.

또한 증기발생기는 2차측 냉각수 재고량이 크므로 고갈시간이 연장되어 이상상태를 완화시키는 핵증기공급계통의 능력을 향상시키고 운전 유연성을 증가시켰다. 증기발생기는 큰 관막음 허용치를 가지도록 설계되어 심각한 관막음에도 핵증기공급계통이 정격출력을 유지할 수 있도록 하였다.

원자로냉각재계통은 5장에서 상세히 기술되어 있다.

1.2.4 주요 설계기준

1.2.4.1 인허가 설계기준

외부로의 방사성물질 방출은 원자력안전위원회 및 미국 원자력규제위원회 규제요건에 규정된 제한치 이내로 유지되도록 설계, 제작, 건설 및 운전될 것이다. 한편, 한국 규제요건과 미국 규제요건이 상충될 때는 한국 규제요건이 우선한다.

신한울 1,2호기 설계는 원자로 시설 등의 기술기준에 관한 규칙 및 미국연방규정, 10 CFR 50 "Licensing of Production and Utilization Facilities," 부록 A, 원자력발전소 일반 설계기준을 만족하며, 3.1절에 상세히 기술된다.

신한울 1,2호기에 적용되는 주요 설계기준은 다음과 같다.

- 가. 2장에서 기술된 어떠한 상태의 부지조건 하에서도 설계기준사고(DBA)시 안전 정지(상온정지) 상태를 유지하도록 설계되어야 한다.
- 나. 외부로의 방사성물질 방출이 원자력안전위원회 및 미국 원자력규제위원회의 규정에 의해 정해진 제한치를 초과하지 않아야 한다.
- 다. 2006년 6월 30일까지 발행된 한국 및 미국의 적용 가능한 법규, 규제지침, 규격 및 표준에 따라 설계, 제작, 건설 및 운전되어야 한다. 또한, 2006년 적용 가능한 규격 및 표준에는 미국기계기술자학회(ASME), 미국원자력학회(ANS), 미국시험재료학회(ASTM), 미국국립표준협회(ANSI), 미국전기전자기술자협회(IEEE) 및 미국용접학회(AWS) 등이 포함되나 구속력을 갖지 않는다. 이들

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

규격 및 표준의 적용 내용은 관련 절에 상세히 기술된다.

단, APR1400 표준설계인가에 적용된 주요 기술기준 중 동등한 전력산업기술기준이 없거나, 전력산업기술을 적용하는데 문제가 있을 경우에는 표준설계인가에 적용된 주요 기술기준을 적용한다.

- 라. 원자력안전위원회고시 제2013-8호(전력산업기술기준의 원자로시설 기술기준 적용에 관한 지침)에 의해 그 적용성이 고시된 전력산업기술기준 2000년 판부터 2003년 추록까지 적용하되 해외구매 품목은 참조기준을 적용한다. 또한 전력산업기술기준이 신한울 1,2호기의 안전성과 신뢰도에 영향을 줄 수 있거나, 참조기준과 그 기술적 내용이 상이한 경우, 기술적 검증이 안 된 경우에는 참조기준이 우선한다. 단, “공인검사(QAI)”, “등록기술자의 자격인정(QAR)”, “원자력기계 일반요건(MNA)”, “원자력구조 일반요건(SNA)” 및 “지진해석(STB)”에 대해서는 전력산업기술기준을 우선 적용하며 재료(철강재료, 비철재료, 용접재료)는 참조기준 적용을 우선으로 하되 참조기준과 대응하는 전력산업기술기준을 적용할 수 있다.

참조기준이 적용된 해외구매 품목에 대한 기기목록은 표 1.2-1에 기술된 바와 같다. 해외구매 품목과 국내구매 품목간의 연결부 시공 및 설치에 대해서는 전력산업기술기준을 적용한다.

- 마. 구조물 및 기기들은 방사성물질이 위험수준 이상으로 방출되지 않도록 적절한 안전여유도를 갖도록 설계되어야 한다.

1.2.4.2 중대사고 대처능력 확보

중대사고관련 설계는 교육과학기술부의 “원자력발전소 중대사고 정책” (01. 8. 29)에 제시된 중대사고 요건을 만족하도록 설계되어 있으며 설계시 고려된 주요사항은 다음과 같다.

- 가. 10 CFR 50.34(f)에 반영된 TMI 후속조치 요건을 포함하여 미국 원자력규제위원회 SECY-93-087의 중대사고 대처설비 설계요건 준수
- 나. 붕괴열제거계통과 교류 및 직류 전력공급계통의 신뢰도를 보장하는데 특별한 관심을 두는 것을 포함한 모든 적용 가능한 미해결안전현안과 중 순위 및 고 순위 일반안전현안의 기술적 해결
- 다. 일반 대중의 건강과 안전을 절대적으로 보장해야 한다는 관점에 따른 중대사고의 취약성 고려와 확률적인 안전성 평가 수행

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

라. 확률론적안전성평가에 의해 보완되고 결정론적 분석과 공학적인 판단에 기준
한 방법론을 사용하여 중대사고 대처능력과 중대사고 예방 및 완화설비 성능
평가 수행

중대사고 관련 분석 및 검토/평가 결과는 별도보고서로 제출되었으며 주요 내용은 6.2.7
절에 기술되어 있다.

1.2.5 공학적안전설비

공학적안전설비는 냉각재상실사고처럼 원자로냉각재계통에서 방사성핵분열생성물 사고방
출의 경우 작동된다. 이 설비는 10 CFR 100.11의 제한치 이내로 선량기준을 유지하여 이
러한 사고의 영향을 국지화, 조절, 완화 및 종결시키는 기능을 한다.

1.2.5.1 원자로건물

원자로건물에 대한 일반적인 배치는 그림 1.2-2부터 그림 1.2-8에 나타나 있다. 원자로
건물은 원통형 벽체와 반구형 돔으로 구성되는 프리스트레스트 콘크리트 셸 구조로서 안
전성관련 구조물 공동매트 기초슬래브에 의해 지지된다. 원자로건물의 원통형 벽체는 수
평텐던과 역 U형의 수직텐던으로 포스트텐서닝 방식에 의해 프리스트레싱 된다. 원자로
건물의 내측면은 누설방지를 위해 강재 라이너플레이트로 피복된다. 기초의 상부에는 콘
크리트 바닥보호슬래브가 기초 상부의 라이너플레이트 위에 설치된다. 원자로건물의 외
벽 콘크리트는 정상운전 및 사고시 생물학적 차폐 역할을 한다.

원자로건물은 원자로 및 원자로냉각재계통을 완벽하게 둘러싸고 있으며, 가상사고시에도
방사성물질이 외부로 누출되지 않도록 설계된다. 이 요건을 만족하기 위해 원자로건물
최대 누설률은 공학적안전설비 계통성능요건과 관련하여 규정된다. 내부구조물은 기기비
산물 방호역할을 하며 정비 작업원에 대한 생물학적 차폐 역할을 한다.

원자로건물은 시공하중조건, 시험하중조건, 정상하중조건, 냉각재상실사고시의 비정상하중
조건 및 기타 극심한 환경조건을 포함하는 모든 가능한 하중조합의 경우에 대하여 안전
하도록 설계된다. 원자로건물의 설계압력은 6.2.1절에서 분석한 배관파단사고시 발생할
수 있는 침투압력보다 크다.

원자로건물의 압력천이해석시 증기계통의 에너지가 증기발생기 전열관을 통하여 1차측에
전달되는 것으로 모델링한다. 이렇게 결정된 원자로건물의 설계압력은 잔열, 금속-물 반
응, 피동형 열제거 등과 같은 열원 및 비상전력에 의해 작동되는 공학적안전설비의 복합
적 효과에 의해 결정되는 장기 압력천이에 의해 초과되지 않는다.

원자로건물의 개요와 설계기준 및 하중 등은 3.8절 및 6.2절에 상세하게 기술되어 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

누설건전성 유지와 공학적안전설비계통의 운전을 위해 예측 가능한 환경을 제공하기 위한 원자로건물은 다음 항목을 고려한 설계, 해석, 시험계획서에 의해서 성능이 확보된다.

가. 안전정지지진 및 가상 중대사고와 관련한 원자로건물 침투압력과 온도

나. 안전정지지진과 동시 발생한 대기중 압력 보다 원자로건물 내압을 줄인 부주의한 원자로건물 계통 운전들의 결과로서 원자로건물이 지배될 수 있는 최대 외압 하중조건

1.2.5.2 안전주입계통

안전주입계통은 국내 규제요건을 만족하도록 설계되며, 이러한 요건은 신한울 1,2호기 설계에 대한 인허가 설계기준으로 규정된다. 또한 신한울 1,2호기 설계에는 발전사업자 요건서가 추가로 적용되며, 이는 국내 원자력안전법 및 미국 연방규제법이 요구하는 최소 요건 이상을 포함하고 있기 때문에 안전주입계통 설계에 있어서 추가적인 안전성을 보증한다.

발생 가능성이 매우 희박한 사고인 냉각재상실사고시, 안전주입계통은 원자로냉각재계통에 봉산수를 주입한다. 안전주입계통은 4계열의 안전주입 및 원자로건물내재장전수탱크로 구성된다.

안전주입계통은 원자로용기로 봉산수를 직접 주입하기 위해 4대의 안전주입펌프를 이용하며 또한, 4대의 안전주입탱크가 제공된다. 안전주입펌프는 원자로건물내재장전수탱크에 연결되며 냉각재상실사고 후에 재순환을 위한 재배열을 필요로 하지 않는다. 이 계통은 노심손상과 핵분열생성물의 방출을 제한하도록 노심을 냉각하고 충분한 정지여유도를 확보하게 한다.

또한 안전주입계통은 원자로건물내재장전수탱크로부터 봉산수를 재순환함으로써 사고 후에도 장기간동안 연속적으로 노심을 냉각한다. 안전주입펌프 및 원자로건물살수펌프에 의해 원자로건물내재장전수탱크로부터 흡입된 물은 원자로용기 및 원자로건물 내로 주입된다. 그때 안전주입수는 파단된 배관을 통해 원자로건물로 유입된다. 이 안전주입수 및 원자로건물에 살수된 물은 바닥배수로 및 중간저장조(holdup volume tank)를 통해 원자로건물내재장전수탱크로 되돌아온다. 이 과정에서 원자로건물 살수열교환기에 의해 원자로건물내재장전수탱크의 열을 제거한다. 안전주입계통 및 원자로건물내재장전수탱크는 6.3절 및 6.8절에서 자세히 기술된다.

안전주입계통은 증기발생기가 이용 불가능한 인허가 설계기준을 초과하는 사고에 대해 붕괴열제거 대체수단을 제공한다. 원자로냉각재계통의 주입 및 방출을 통해 붕괴열을 제

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

거하는데 이는 안전주입계통을 이용하여 주입하고, 안전감압배기계통(SDVS)을 이용하여 방출하며, 정지냉각계통을 이용하여 원자로건물내재장전수탱크의 물을 냉각함으로써 달성된다.

안전주입탱크내의 고정된 내부장치(피동유량조절장치)는 수위변화에 따라 유량을 조절한다.

1.2.5.3 보조급수계통

보조급수계통은 다음 기능들을 수행하도록 설계한 안전계통이다.

- 가. 주급수계통이 가용하지 않을 경우 원자로냉각재계통으로부터의 열제거를 위하여 과도상태 또는 사고시 증기발생기에 급수를 공급한다.
- 나. 모든 교류전원상실(발전소 정전)사고시 원자로냉각재계통으로부터 열제거를 위하여 증기발생기에 급수를 공급한다.

보조급수계통은 10.4.9절에서 상세히 기술된다.

1.2.5.4 안전감압배기계통

안전감압배기계통은 다음의 기능을 수행하도록 설계된 안전계통이다.

- 가. 발전소를 상온정지까지 냉각하는 동안 가압기 주살수 및 보조살수를 이용할 수 없는 사건시에 원자로냉각재계통을 감압시키는 안전등급 수단을 제공한다.
- 나. 완전급수상실사건시에 주입 및 방출운전으로 발전소를 냉각시키기 위해 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브를 이용하여 원자로냉각재계통을 빠르게 감압시킬 수 있다.

안전감압배기계통은 원자로용기상부헤드 및 가압기 증기영역에서 원자로배수탱크 또는 원자로건물내재장전수탱크로의 유로를 제공하는 밸브 및 배관을 포함한다. 이 계통은 수동으로 작동되고 제어된다. 안전감압배기계통은 6.7절에서 상세히 기술되어 있다.

1.2.5.5 원자로건물살수계통

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

원자로건물살수계통은 원자로건물 대기로 질량-에너지가 방출되는 발생가능성이 매우 낮은 설계기준사고시 설계제한치 이내에서 원자로건물 압력 및 온도가 유지되도록 설계된다.

원자로건물살수계통은 2개의 완전 다중계열로 구성된 계통이다. 각 계열에서 1대의 원자로건물살수펌프는 1대의 살수열교환기를 통해 원자로건물 상부영역으로 냉각수를 공급한다. 살수모관을 통해 원자로건물 내 전단면적에 걸쳐 비교적 균일한 살수 분포를 제공한다. 계통수원으로는 원자로건물내재장전수탱크가 사용된다. 원자로건물살수펌프는 수동배열을 통해 정지냉각계통 운전시 잔열제거펌프로 사용될 수 있다. 이와 마찬가지로 정지냉각펌프도 수동배열을 통해 원자로건물 살수기능을 수행할 수 있도록 한다.

원자로건물살수계통은 사고 후 원자로건물 대기에서 핵분열생성물의 농도를 줄이기 위한 원자로건물 공기정화기능을 함께 수행한다. 사고 후 살수유체의 pH 조절을 위해 인산삼나트륨 바스켓이 설치된다.

원자로건물살수펌프는 가상사고 및 증기발생기가 원자로냉각재계통 냉각을 위해 사용될 수 없는 주입 및 방출 운전시 원자로건물내재장전수탱크의 냉각기능을 수행하는 정지냉각펌프를 대체하여 사용할 수 있다.

원자로건물살수계통은 6.2.2절, 6.5.2절 및 6.2.7.4절에 상세히 기술된다.

1.2.5.6 가연성기체제어계통

설계기준 냉각재상실사고시 원자로건물 대기의 수소농도를 제어할 수 있도록 피동수소재결합기계통과 원자로건물수소퍼지계통, 그리고 중대사고 대처설비인 수소완화계통으로 구성되어 있다.

피동수소재결합기계통은 200 % 용량을 갖는 다수의 피동촉매형수소재결합기(PAR)로 구성되어 있으며 설계기준 냉각재상실사고시 원자로건물 수소농도를 4 v/o 이하로 제어한다. 원자로건물수소퍼지계통은 피동수소재결합기계통 작동 실패시 원자로건물퍼지계통에 설치된 공기정화기를 경유하여 원자로건물 대기를 퍼지시킴으로써 사고후 원자로건물 대기의 수소농도를 감소시킨다.

수소완화계통은 중대사고시 수소점화기와 피동촉매형수소재결합기를 이용하여 원자로건물내 수소농도를 10 v/o 이하로 유지시킨다.

가연성기체계통에 대한 상세한 내용은 6.2.5절 및 6.2.7.4절에 기술되어 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.2.6 계측 제어

계측제어계통은 아래에 요약되어 있으며 1.2.7절에 기술된 바와 같이 주제어실에서 다른 모든 계통과 통합된다.

보호계통, 제어계통 그리고 연동장치가 발전소의 안전한 운전을 위해 제공된다. 모든 자동계통들에 대한 정상적인 보조제어 형태로서 수동운전을 제공하기 위해 충분한 계측 및 제어장비가 공급된다.

1.2.6.1 보호, 제어 및 계측계통

발전소보호계통은 발전소가 규정된 안전제한치에 도달할 경우 원자로정지를 개시하거나 또는 유체계통이나 원자로건물 관련 변수가 규정된 제한치에 도달할 때 공학적안전설비 계통에 작동신호를 제공한다.

발전소보호계통의 주기시험시, 계통 내의 기기나 계통의 일부가 사용중에 제거되더라도 원자로정지나 다른 보호작동이 요구될 때 적절하게 동작할 수 있도록 충분한 다중성이 제공되어야 한다. 또한 어떠한 단일고장시에도 필요한 원자로정지나 보호작동을 제공하는 발전소보호계통의 동작을 방해하지 않아야 한다.

보호계통 및 관련 계측장비는 제어계통, 기기 또는 계측채널이 고장 나거나 사용중 제거되더라도 보호계통의 기능이 방해되지 않도록 제어계통 및 관련된 계측장비로부터 분리되어 있다. 보호, 제어 및 계측계통은 7장에 상세히 기술된다.

1.2.6.1.1 원자로보호계통

제어 가능한 원자로 변수들은 원자로의 고유특성, 원자로제어계통, 용해성 붕소농도 및 발전소 운전절차서에 따라 허용운전제한치 내에서 정상적으로 유지된다.

원자로보호계통의 4개의 독립 채널들은 선정된 발전소 변수들을 감시한다. 원자로보호계통 논리는 하나의 운전변수에 대해 2개 이상의 신호가 설정치에 도달할 때 보호기능을 개시하도록 설계된다. 만약 이러한 경우가 발생하면, 제어봉구동장치로 공급되는 전원이 차단되고 제어봉집합체들이 노심 속으로 낙하되어 원자로를 정지시킨다. 2/4 동시논리는 정비 및 운전시험시 1개 채널을 우회시킴으로써 2/3 동시논리로 전환된다. 보호계통은 광통신을 이용하여 수동 및 자동 제어계통들과 전기적으로 격리된다.

1.2.6.1.2 다양성보호계통

다양성보호계통(DPS)은 원자로정지 또는 보조급수계통의 개시를 위해 발전소보호계통과

분리되어 있고, 다양한 설비를 이용함으로써 원자로보호 기능을 증대시킨다.

다양성보호계통은 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제27조, 10 CFR 50.62와 SECY-93-087,II.Q와 관련한 SRM(Staff Requirements Memorandum)의 설계요건을 만족시킨다. 또한, 원자로정지불능예상과도상태에 의한 위험을 감소시키고 디지털컴퓨터기반 발전소보호계통과 공학적안전설비 기기제어계통의 잠재적인 공통유형고장에 대비하여 단순하고 다양한 장치를 제공한다. | 1 | 2

다양성보호계통은 가압기 압력 또는 원자로건물의 압력이 증가하여 설정치에 도달하거나 증기발생기 압력이 감소하여 설정치에 도달할 때, 그리고 터빈이 정지되면 원자로정지신호를 발생시킨다. 이를 위해 다양성보호계통은 감지기 출력부터 최종 구동장치까지 발전소보호계통과 다양성을 갖도록 구성된다. 다양성보호계통은 제어봉구동장치 전동발전기 세트의 출력차단기를 개방하기 위해 2/2 동시논리를 사용한다. | 2

또한, 다양성보호계통은 증기발생기 수위가 감소하여 설정치에 도달할 때 보조급수작동신호를 발생시킨다. 이를 위해 다양성보호계통의 감지기와 회로는 발전소보호계통의 감지기 및 회로와 독립적이고 다양성을 갖도록 구성된다. | 2

1.2.6.1.3 공학적안전설비작동계통

공학적안전설비작동계통은 공학적안전설비계통들을 자동적으로 작동시키기 위해 원자로보호계통과 유사한 방법으로 운전된다. 다시 말하면, 어떠한 단일고장도 안전기능을 제공하는 계통의 기능을 방해하지 않도록 2/4 또는 1/2 작동논리를 갖는다. 공학적안전설비작동계통은 제어계통과는 완전히 독립적이다.

1.2.6.1.4 원자로제어계통

원자로의 기동, 운전 및 정지는 통합된 제어시스템의 작동을 통하여 이루어진다. 제어계통들은 핵증기공급계통이 정상운전조건으로 유지되도록 원자로 출력을 조절하고 또한 발전소 과도상태들에 반응하게 된다. 원자로 제어 기능들은 7.7.1.1절에 기술된 것과 같이 출력제어계통(PCS : Power Control System)과 공정기기제어계통(Process-Component Control System)에 의해 수행된다. 출력제어계통은 터빈부하요구에 따라 원자로 출력응답조절 기능을 수행하며 디지털제어봉제어계통, 원자로출력급감발계통 및 원자로출력제어계통으로 구성된다. 공정기기제어계통은 핵증기공급계통공정제어계통 및 보조설비계통으로 구성된다. 핵증기공급계통공정제어계통은 증기우회제어계통, 급수제어계통, 가압기압력제어계통, 가압기수위제어계통 및 봉소회석정보계통을 포함한다.

원자로출력제어는 일반적으로 원자로냉각재 온도변화에 응답하여 언제든지 자동신호에 우선하여 수동제어를 할 수 있는 기능과 함께 제어봉의 자동운전에 의해 수행된다. 만약 원자로냉각재 온도가 프로그램 값과 다르다면 그 차이가 미리 설정된 범위 내에 도달할 때까지 제어봉집합체의 위치가 조절된다. 원자로냉각재 온도의 조절은 이 프로그램에 따

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

라 2차측 증기압력을 운전제한치 내로 유지하고 원자로 출력을 부하요구와 일치되도록 한다.

원자로는 제어봉집합체의 동작 및 원자로냉각재 내에 용해된 붕소와의 조합에 의해 제어된다. 붕소는 냉각재 온도, 제논 농도 및 핵연료 연소도의 크지만 점진적인 변화로 인한 반응도 변화를 조절하기 위해 사용된다. 붕산수의 첨가는 초기연료장전과 연료 재장전시 원자로정지 여유도를 증가시킨다. 붕산수는 붕산석출이 안 되는 충분한 온도에서 저장된다.

제어봉집합체는 원자로를 정지시키거나 출력을 변경시키기 위한 반응도 변화를 제공한다. 제어봉집합체는 원자로용기헤드에 설치된 제어봉구동장치에 의해 구동된다. 제어봉구동장치는 제어봉집합체가 중력에 의해 원자로 노심으로 급속히 삽입될 수 있도록 설계된다. 제어봉집합체는 출력제어계통에 의해 수동 또는 자동으로 제어된다.

원자로냉각재계통의 압력은 증기와 물의 열적 평형이 유지되고 있는 가압기에서 냉각재의 온도조절을 통해 제어된다. 증기는 가압기전열기에 의해 생성되거나 가압기 살수에 의해 응축되어 계통온도 변화에 기인한 원자로 냉각재의 팽창 또는 수축에 의한 가압기 압력 변화를 감소시킨다. 증기우회제어계통은 원자로에서 만들어지는 출력과 터빈에서 사용되는 출력사이의 불일치가 클 경우 2차측 증기를 배출하기 위해서 사용된다. 이것은 원자로가 정지하지 않고 출력을 유지하도록 한다. 각 증기발생기의 수위는 급수제어계통에 의해 유지된다. 원자로출력급감발계통은 12발 단일 제어봉집합체 낙하, 대형 터빈부하감발, 터빈정지 또는 2대의 주급수펌프 상실시 원자로출력을 급히 감소시키기 위해 선택된 제어봉집합체를 노심으로 낙하시키는데 사용된다. 이것은 원자로정지나 안전밸브의 개방 없이 증기우회제어계통과 급수제어계통이 핵증기공급계통을 안정한 상태로 유지하도록 해준다.

1.2.6.1.5 핵계측기기

핵계측기기는 노외 및 노내 중성자속 검출기와 이와 관련된 신호처리장비로 구성되어 있다. 노외계측기기는 4개의 안전채널, 2개의 기동채널과 2개의 제어채널로 구성되며 원자로 출력을 감시한다. 안전채널은 원자로보호계통에서 원자로의 대수출력이 높을 때, 핵비등이탈률이 낮을 때, 국부출력밀도가 높을 때의 원자로정지와 가변 과출력에 의한 원자로정지 등을 위한 입력신호들을 제공한다. 기동채널은 선원영역을 감시하기 위해 사용되고, 제어채널은 출력운전중 원자로출력을 제어하기 위하여 사용된다.

노내계측기기는 노심 내 중성자속 분포에 대한 정보를 제공하는 자기전원공급형 (self-powered) 검출기로서 노심 내에 분산 배치되어 있다.

1.2.6.1.6 공정감시계통

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

온도, 압력, 유량 및 수위 정보는 운전원이 발전소 운전조건을 파악할 수 있도록 요구된 형태로 제공된다. 보호채널들은 원자로보호계통으로부터 제공되는 트립 및 예비트립 정보를 제공할 뿐만 아니라, 보호 조치를 위해 사용된 다양한 변수들을 지시한다.

발전소 액체 및 가스 유출물들은 적절한 방사능제한치 내에서 유지됨을 확인할 수 있도록 감시된다. 방사성폐기물관련 공정감시계통은 11.5절에서 자세히 기술된다.

1.2.7 발전소 제어센터

신한울 1,2호기 설계는 인간공학을 포함하여 완벽하게 통합된 설계를 보장하기 위한 인간-기계연계계통을 포함한다.

인간-기계연계계통은 간접사항은 없지만 상호보완적인 기능적 단위들로 나누어진다.

이러한 기능적 단위는

- 가. 주제어실 - 발전소 제어가 수행되는 곳
- 나. 컴퓨터실 - 정보처리계통이 설치되어 발전소 기록, 하드카피, 컴퓨터 프로그래밍 작업 등이 수행되는 곳. 정보처리계통은 비상대책실과 연계됨.
- 다. 비상기술지원실 - 발전소 비상시에 기술지원하기 위하여 정보처리계통과 연계사항을 포함
- 라. 원격정지실 - 주제어실로부터 제어기능이 이관된 이후에 발전소 안전정지운전을 수행하기 위한 장소
- 마. 필수계측기기실 - 각 채널의 안전등급기기(A, B, C, D)들을 포함하는 4개의 분리된 방
- 바. 비필수계측기기실 - 비안전등급의 계측제어 및 전기기기를 포함하는 2개의 분리된 방

인간-기계 연계 계통설계는 다음의 주요계통을 포함한다.

- 가. 주요변수지시 및 정보계통
- 나. 정보처리계통

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

다. 기기제어계통

라. 발전소보호계통

마. 전력제어계통

1.2.7.1 주제어실

주제어실에는 주제어실로 제공되는 모든 공정정보 및 제어수단을 제공하는 운전원콘솔, 대형정보표시반 및 안전제어반이 설치되어 있다. 이러한 설비는 발전소 정상운전 동안 운전원 3명과 발전팀장 1명 및 안전담당 1명이 운전하도록 설계되어 있으며, 비상시에는 필요한 전 운전원이 상주할 수 있도록 설계되었다.

주제어실에는 다중의 소형 워크스테이션 형태의 인간-기계연계(Man-Machine Interface : MMI), 대형정보표시반(Large Display Panel : LDP), 안전제어반, 음성통신장비 및 기타 발전소 안전운전에 필요한 장비가 제공된다.

주요변수지시 및 정보 디스플레이는 정보처리계통이 가용하지 않을 때 바람직하지 않은 사건에 대해 정상 및 사고 대비 발전소 운전이 가능하도록 설계되어 있다.

주제어실 내의 모든 제어기 및 디스플레이들의 배치 및 배열은 인간공학지침서(HFE Guideline)에 정의된 인간공학 설계지침 및 요건에 따라 설계되고, 확인되고 검증된다. 주제어실 인간공학에 관한 내용은 18장에서 자세히 기술되어 있다.

발전팀장의 발전소 감시 및 일상적 운전업무를 지원하기 위하여 충분한 책상공간을 포함하는 발전팀장 워크스테이션이 제공된다.

1.2.7.2 원격정지실

원격정지실 설계는 주제어실 상주 불가능시 상온정지(운전모드 5)를 달성하기 위하여 주제어실의 운전원콘솔 유사한 원격정지콘솔과 정지운전표시반을 포함한다.

원격정지실에서의 안전정지를 위한 제어 및 지시는 원격정지콘솔에 설치되는 정보평면표시기(Flat Panel Display : FPD)와 정보평면표시기 상에 지시되는 소프트웨어기를 통해 가능하다.

원격정지콘솔 위에 설치되는 정지운전표시반은 운전원이 전체적인 발전소 상태를 빠르게 평가하기 위해 요구되는 정보를 제공한다.

원격정지콘솔 상의 디스플레이 및 소프트웨어기는 운전원의 편의와 익숙함을 고려하여 주제어실과 같은 형태로 설계되었다.

현장 제어기와 원격정지실의 콘솔 상의 디스플레이 및 제어기가 적절한 절차서를 이용하여 발전소를 상온정지상태에 이르도록 하기 위해 제공된다.

1.2.7.3 주요변수지시 및 경보계통

주요변수지시 및 경보계통은 주요변수지시 및 경보계통-P와 주요변수지시 및 경보계통-N으로 구성된다.

주요변수지시 및 경보계통-P는 미국 규제지침서 1.97 변수들을 전용의 지시계로 연속적인 지시를 제공한다.

주요변수지시 및 경보계통-N은 신한울 1,2호기 인간공학지침서에 따라 지시정보 및 경보를 제공하도록 설계된다. 불필요한 경보 및 경보수량을 줄이기 위해 기기 상태 중속 및 경보시간 지연 등을 기초로 경보가 생성된다. 주요변수지시 및 경보계통-N은 안전 및 비안전계통으로부터 아날로그 및 디지털 데이터를 받으며, 데이터를 분석하여 주제어실 및 원격정지실에 위치한 평면표시기를 통해 운전원에게 정보를 제공한다. 주요변수지시 및 경보계통-N은 정보처리계통의 건전성 감시를 위해 정보처리계통과 연계를 가진다.

2

1.2.7.4 정보처리계통

정보처리계통은 운전원에게 발전소 자료와 상태정보를 제공하는 고장허용 다중처리기 컴퓨터 기반의 계통이다. 정보처리계통은 증기 및 전력생산 공정에 대한 감시를 수행한다. 정보처리계통은 발전소 운전원이 정보화면표시장치를 통해서 상세한 공정자료를 얻을 수 있도록 한다.

정보처리계통에 의해 제공되는 주요 기능에는 다른 발전소계통과 전용의 데이터링크를 통한 발전소 전반적인 자료취득, 감지된 변수들의 검증, 응용프로그램 및 성능계산 실행, 일반적인 발전소 상태 및 발전소 안전상태 감시, 운전기록 및 보고서의 생성, 경보조건의 결정, 사고순서 기록 그리고 트립 이후 검토 등을 포함한다.

고속 프린터들과 연결되어 있는 화면표시장치가 운전원에게 발전소 정보를 제공하기 위해 사용된다.

화면표시장치의 화면구성은 운전원이 발전소 상태를 감시, 제어 및 진단하는데 필요한 정

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

보를 빠르게 이해할 수 있도록 인간공학 설계원리를 적용한다.

정보처리계통은 발전소 운전원에게 안전하고 능률적인 발전소 운전을 위해 완전하고 시기적절한 정보를 신뢰성 있게 제공되도록 설계된다.

정보처리계통은 내고장성을 갖춘 최신의 고속 분산형 컴퓨터시스템을 사용한다. 정보처리계통은 하나의 주요 구성기기의 고장으로 인해 시스템 전체의 기능이 상실되지 않게 설계된다.

정보처리계통은 다중화 설계로 고장이 계통의 기능에 영향을 미치지 않도록 설계되고 발전소 운전중 정보처리계통의 기기고장으로 인한 영향이 최소화되도록 충분한 다중 주변장치가 제공된다.

1.2.7.5 기기제어계통

기기제어계통은 발전소 공정기기들에 대한 상태감시 및 제어기능을 제공하며 온-오프 및 조절제어 기능을 지원하도록 설계한다.

기기제어계통은 1E급 및 비1E급 기기를 제어하는 공학적안전설비 기기제어계통과 공정기기제어계통으로 구성된다. 해당 계통들이 서로 다른 제어기능을 수행하더라도, 소프트웨어 기반의 제어기기들은 다양성을 갖는 소프트웨어를 사용한다.

가. 기기제어논리

수동 온-오프 신호, 연동신호, 공학적안전설비작동신호, 디젤순차신호 및 자동 제어신호와 같은 다양한 디지털 입력신호를 감시하고 기기제어를 위한 디지털 출력신호를 발생시키는 기기제어논리는 마이크로프로세서 기반의 제어기에 구성된다. 기기제어논리는 감시기능을 위해 상태지시에 사용되는 출력신호를 발생한다.

나. 공학적안전설비논리

기기제어계통은 발전소보호계통으로부터 공학적안전설비개시신호를 받으며, 공학적안전설비논리는 공학적안전설비계통 기기들을 작동시킨다. 공학적안전설비작동계통 논리는 공학적안전설비 작동모듈과 시험제어기를 포함한다. 부하순차논리도 이에 포함된다.

다. 주제어실 및 원격정지실 연계

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

주제어실 내 모든 연계는 주제어실의 손상으로 인한 오류가 기기제어계통 논리에 영향을 주지 않도록 격리된다. 주제어실 대피시에는 원격정지실 그리고/또는 현장제어패널설비를 이용하여 발전소정지를 효과적으로 수행한다.

1.2.8 전기계통

발전소 정상운전기간 동안에는 발전소 보조기기에 그리고 발전소 비정상 조건 및 사고 조건 동안에는 원자로보호계통과 공학적안전설비계통에 전력을 공급하도록 소외 및 소내 전력계통이 갖추어져 있다.

소내배전계통은 2개의 분리되고 독립된 회로를 통하여 스위치야드에 연결된다. 하나의 회로는 소내보조변압기와 주변압기를 통하여 스위치야드에 연결되며, 또 다른 회로는 대기보조변압기를 통하여 스위치야드로 연결된다.

소외전력계통에 대한 설명은 8.2절에 기술한다.

발전소 소내전력계통은 주발전기, 발전기차단기, 주변압기, 소내보조변압기, 대기보조변압기, 디젤발전기, 대체교류전원, 축전지, 그리고 보조전력계통으로 이루어져 있다. 정상 운전조건 하에서, 주발전기는 상분리모선과 발전기차단기를 통하여 주변압기와 소내보조변압기에 전력을 공급한다. 소내보조변압기는 발전기차단기와 주변압기 사이의 모선에 연결된다. 정상운전 동안에는 발전소 보조전력이 소내보조변압기를 통해 주발전기로부터 공급된다. 발전소 기동과 운전정지 동안에는 발전기 차단기가 개방되고, 발전소 보조전력은 765 kV 송전계통으로부터 주변압기와 소내보조변압기를 통해 공급된다.

대체교류전원을 포함하는 소내전력계통에 대한 설명이 8.3절에 기술되어 있다. 대체교류 발전기와 관련 보조기기에 대한 설명은 8.4.1.1절에 기술되어 있다.

1.2.9 동력변환계통

증기 및 동력변환계통은 원자로에 의해 생성된 열에너지를 전기에너지로 변환하는 기능을 수행하며 2대의 증기발생기에서 터빈발전기를 구동할 수 있는 증기가 생산된다.

증기 및 동력변환계통은 재생 급수가열을 이용한 응축사이클을 활용하며 터빈 배기증기는 복수기에서 응축된다. 응축된 복수는 복수 및 급수계통을 통하여 증기발생기로 되돌아간다.

터빈우회계통은 전부하 주증기 유량의 55%를 우회시킬 수 있고 터빈 그리고/또는 원자로가 정지해 있는 동안 원자로냉각재계통으로부터 열을 제거한다. 이 계통은 터빈으로의 증기공급 중지에 따른 증기발생기의 압력상승을 제한하기 위해 8개의 터빈우회밸브로 구

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

성되어 있다. 터빈으로의 증기유로가 터빈정지밸브의 닫힘에 의해 막히면, 터빈우회밸브의 개방을 통해 복수기로 증기를 보냄으로 원자로냉각재계의 붕괴열을 제거한다.

주증기대기방출밸브는 고온대기 혹은 순환수펌프의 전원상실사건에서 발전소를 유지하고, 정지냉각재계가 사용가능한 시점까지 발전소를 냉각시키기 위한 능력을 제공하기 위해 주증기격리밸브의 입구측 주증기 배관에 연결되어 있다.

증기발생기의 2차측과 터빈정지밸브 입구까지 주증기배관의 과압보호는 스프링구동 주증기안전밸브에 의해 이루어진다. 원자로출력급감발계통과 연계된 증기우회계통은 터빈 그리고/또는 원자로정지에 따른 주증기안전밸브의 개방을 예방한다.

각 증기발생기는 2개의 주증기배관을 가지고 있다. 각 배관은 유량측정기, 5개의 스프링구동 주증기안전밸브, 주증기격리밸브, 동력구동 주증기 대기방출밸브, 우회 배관과 각 주증기격리밸브 주변의 밸브로 구성되어 있다. 각 주증기배관은 터빈정지밸브와 고압터빈 바로 전단의 제어밸브로 구성되어 있다.

증기 및 동력변환계통은 10장에 상세히 기술되어 있다.

터빈건물을 위한 일반 배치는 그림 1.2-28부터 그림 1.2-34와 같다.

1.2.10 공기조화계통

모든 건물의 공기조화계통은 발전소 운전원의 편의성과 기기 운전을 위해 설계된다. 아래에 기술된 특징을 갖춘 공기조화계통이 설치된다.

- 가. 주제어실지역 공기조화계통은 정상운전과 사고 후 운전정지 동안에 주제어실의 지속적인 안전한 거주를 위해 설계된다.
- 나. 핵연료취급지역 공기조화계통은 핵연료취급사고 후 10 CFR 100.11의 지침을 만족시키기 위해 방사선 방출을 제한할 수 있도록 한 방향 공기조화계통으로 설계된다. 이 지역은 부압으로 유지하고, 저방사능 관리지역에서 고방사능 관리지역으로 기류가 유동되도록 한다.
- 다. 복합건물 공기조화계통은 정화 배출하는 한 방향 환기계통이다. 이 지역은 부압으로 유지하고, 저방사능 관리지역에서 고방사능 관리지역으로 기류가 유동되도록 한다.
- 라. 보조건물 관리지역 공기조화계통은 10 CFR 100.11의 지침을 만족하기 위해 사고 후 오염된 누설을 여과할 수 있도록 한 방향 환기계통을 구성한다. 이 지

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

역은 부압으로 유지하고, 저방사능 관리지역에서 고방사능 관리지역으로 기류가 유동되도록 한다.

- 마. 원자로건물 공기조화계통은 정상운전 그리고 재장전 작업동안에 공기 정화를 위해 사고 후 원자로건물 격리설비와 공기정화기를 갖추어야 한다. 원자로건물 내의 핵연료취급사고의 경우 10 CFR 100.11의 지침을 만족하기 위해 방사선 방출을 제한한다.

1.2.11 핵연료 취급 및 저장

1.2.11.1 핵연료 취급

핵연료취급기기는 모든 기술된 환경 하에서 핵연료집합체 및 제어봉집합체를 안전하게 취급할 수 있도록 설계되어 있다.

이 계통의 주요 부품은 핵연료재장전기, 제어봉집합체교체대, 핵연료이송계통, 사용후연료취급기, 신연료송강기, 제어봉집합체송강기 등이다. 이 기기들은 노심 인출 및 재장전 운전 동안 연료 저장설비, 원자로건물, 연료 선적 및 반입구역에서 신연료 및 사용후연료를 이송하기 위해 사용된다. 핵연료는 핵연료재장전기를 사용하여 노심에 장전되거나 노심으로부터 제거된다. 정상운전 동안 조사된 핵연료 및 제어봉집합체는 항상 물속에 보관한다.

주요한 설계기준은 다음과 같다.

- 가. 핵연료를 안전하게 장전, 인출 및 이송한다.

- 나. 모든 운전조건에서 미임계를 유지한다.

핵연료 취급에 관한 내용은 9.1.4절에 상세히 기술되어 있다.

1.2.11.2 핵연료 저장

신연료 및 사용후연료 저장시설은 9.1.1절과 9.1.2절에 각각 기술된다. 또한, 해당 절에 임계도 및 안전성분석 요약이 포함되어 있다.

1.2.12 보조계통

1.2.12.1 정지냉각계통

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

정지냉각계통은 원자로냉각재 온도를 176.7 °C (350 °F)에서 평균 재장전 온도인 48.9 °C (120 °F)까지 제어된 냉각수로 감소시키고, 재장전기간중 원자로냉각재 온도를 적절하게 유지시키기 위하여 사용된다. 이 계통은 정지냉각열교환기를 통하여 원자로냉각재를 순환시켜 원자로냉각재계통으로 되돌려 보내기 위해 2대의 정지냉각펌프를 사용한다. 1차 측기기냉각수계통은 정지냉각열교환기에 냉각수를 공급한다.

정지냉각계통은 63.28 kg/cm²(900 psig)의 설계압력을 갖는다. 이러한 계통압력은 더 큰 운전유연성을 제공하고 계통 과압보호 관련사항을 단순화시킨다. 정지냉각계통펌프는 안전주입계통과 기능을 공유하지 않는다.

정지냉각계통은 5.4.7절에서 상세히 기술된다.

1.2.12.2 화학 및 체적제어계통

화학 및 체적제어계통은 원자로냉각재의 순도, 체적 및 붕소 농도를 조절한다. 화학 및 체적제어계통은 안전정지 혹은 사고완화를 위한 운전이 요구되지 않는다.

원자로냉각재 일부를 연속적으로 우회시켜 정화함으로써 냉각재 순도를 조절한다. 원자로냉각재계통에서 유출된 원자로냉각재는 재생열교환기와 유출열교환기를 통과하면서 냉각된 후, 필터와 탈염기를 통과하면서 부식생성물 및 핵분열생성물이 제거된다. 그 후 원자로냉각재는 체적제어탱크로 유입되고 충전펌프에 의해 원자로냉각재계통으로 다시 주입되기 전에 재생열교환기를 통과하면서 예열된다. 충전펌프 후단의 일부 유량은 원자로냉각재펌프의 밀봉수로 공급된다.

화학 및 체적제어계통은 프로그램된 가압기 수위를 유지하기 위하여 원자로냉각재의 체적을 자동으로 조절한다.

화학 및 체적제어계통은 충전펌프를 사용하여 붕산수나 탈염수를 원자로냉각재계통으로 주입하고 유출수를 붕소회수계통으로 방출하는 “주입 및 방출” 방법에 의해 원자로냉각재의 붕소 농도를 조절한다. 회수된 원자로냉각재는 이온교환과 탈기과정을 거쳐 붕산농축기로 보내진다. 붕산농축기의 붕산수는 재사용을 위해 붕산저장탱크로 보내지고, 응축수는 이온교환기를 통과한 후 재사용하기 위해 원자로보충수탱크로 이송된다.

화학 및 체적제어계통은 9.3.4절에 상세히 기술되어 있다.

1.2.12.3 1차시료채취계통

1차시료채취계통은 특정 계통의 화학적 및 방사화학적 분석을 목적으로 각 계통 내 액체 또는 기체로부터 대표시료를 수집하고 시료채취실로 이송할 수 있도록 설계된다. 본 계

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

통은 정지냉각을 포함한 원자로운전중 또는 사고시에도 원자로건물에 접근하지 않고 시료채취가 가능하도록 설계된다. 고방사선구역에 대해서 원격으로 시료채취가 가능하도록 설계된다. 1차시료채취계통은 원자로건물을 관통하는 배관 및 원자로건물격리밸브는 안전성관련으로 설계하나, 나머지 설비는 비안전성관련으로 설계된다. 1차시료채취계통은 9.3.2절에 상세히 기술된다.

1.2.12.4 복수탈염계통

복수탈염계통은 2차측 계통기기에 부식을 유발할 수 있는 용해성 및 부유성 불순물을 제거하기 위하여 설계되었다. 증기발생기 세관 누설로 인해 계통 수지가 방사능에 오염되어 계통 수지의 재생폐액이 방사능오염 기준치를 초과할 경우 계통 수지는 전량 폐기되고, 발생한 재생폐액은 액체방사성폐기물계통으로 이송된다. 또한, 복수탈염기들은 복수기 순환수세관 누설로 인해 계통이 오염될 경우도 불순물을 제거하기 위해 사용될 수 있다.

복수탈염계통은 10.4.6절에서 상세히 기술된다.

1.2.12.5 증기발생기취출계통

증기발생기취출계통의 설계기준은 다음과 같다.

- 가. 복수기 튜브누설, 1차측에서 2차측으로의 누설 및 부식 등에 의해 증기발생기 셀측에 축적될 수 있는 비휘발성 물질을 제거하여 증기발생기 2차측 수질을 유지할 수 있어야 한다.
- 나. 증기발생기 취출수를 복수기에 재사용하기 위하여 처리할 수 있어야 한다.
- 다. 증기발생기 튜브누설 또는 2차측에 방사성물질이 존재할 때 방사성물질의 환경방출 없이 취출운전을 할 수 있어야 한다.
- 라. 연속적으로 최대 증기유량의 0.2 % 또는 1 %의 증기발생기 취출수를 처리할 수 있어야 한다.
- 마. 연속적으로 증기발생기 취출수의 방사능을 측정할 수 있어야 한다.
- 바. 원자로건물을 관통하는 취출수 배관은 원자로건물격리작동신호, 주증기격리신호, 보조급수작동신호, 다양성보호계통에 의한 보조급수작동신호, 취출플래시탱크 고-고 수위신호 또는 탈염기 후단 고방사선 신호에 의하여 격리되어야 한다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

각 증기발생기는 2차측의 고온관 또는 이코노마이저 지역에서 취출운전을 할 수 있도록 취출수 배관이 마련된다. 취출수는 증기발생기에서 취출플래시탱크로 유입되며, 탱크에서 발생된 증기는 고압급수가열기를 통하여 재순환 된다. 탱크에 수집된 취출수는 열교환기로 보내져 냉각시킨 후, 취출수 여과기를 거쳐서 취출수에 포함된 부유물을 제거한다. 여과 처리 후 취출수는 탈염 처리된 후 복수기로 보내진다.

증기발생기취출계통은 10.4.8절에서 상세히 기술된다.

1.2.12.6 복수 및 급수계통

복수 및 급수계통은 복수기 온수조로부터 증기발생기까지 복수를 이송하기 위하여 설계된다. 또한, 복수 및 급수계통은 복수와 급수의 다단계 재생가열설비 및 수질을 유지하기 위한 설비를 포함한다.

복수계통 전체는 비안전성관련 계통이다. 사고결과의 완화 및 원자로의 안전정지에 필요한 급수계통의 일부분은 안전성관련으로 설계된다.

복수 및 급수계통은 9.2.6절과 10.4.7절에서 상세히 기술된다.

1.2.12.7 압축공기계통

압축공기계통은 계기용공기 및 소내용공기계통으로 이루어져 있다. 압축공기계통은 계기용공기계통과 소내용공기계통 중 원자로건물 관통부 부분을 제외하고는 비안전성관련 계통이다.

계기용공기계통은 공기구동식 계측설비나 밸브에 기름으로 오염되지 않은 깨끗하고 건조된 공기를 공급한다. 소내용공기계통은 공기구동식 공구, 기타 기기 및 여러 가지 정비 목적에 필요한 압축공기를 공급한다.

압축공기계통은 9.3.1절에 상세히 기술된다.

1.2.12.8 기기 및 바닥배수계통

기기 및 바닥배수계통은 방사성 액체 및 기체 방출을 최소화하기 위해 폐액을 적절히 분리하여 액체방사성폐기물계통으로 이송한다. 본 계통은 발전소 운전절차에 따라 동 기능을 수행한다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

기기 및 바닥배수계통은 9.3.3절에 상세히 기술된다.

1.2.12.9 화재방호계통

화재방호계통은 화재 발생의 잠재성과 화재 발생 후 영향을 최소화한다. 화재방호계통에 의한 주요기능은 다음의 내용을 포함한다.

- 가. 화재의 신속한 감지 및 경보
- 나. 화재의 신속한 진압
- 다. 화재확산 방지
- 라. 화재사건시 안전정지를 이룰 수 있는 능력을 보장
- 마. 화재의 결과로 인한 방사능 누출 및 확산의 최소화
- 바. 자동화재진압계통을 위한 수동보완 설비

화재방호계통은 9.5.1절에서 상세히 기술된다.

1.2.12.10 통신계통

통신계통은 발전소의 모든 필수구역을 포함한 발전소 전 구역과 발전소 부지 내의 효과적인 통신을 제공하도록 설계된다. 또한 통신계통은 화재, 사고 및 발전소 시험과 같은 정상운전시 발전소 전 인원, 소외 발전사업자 및 규제기관에 효과적인 통신수단을 제공하도록 설계된다.

통신계통은 9.5.2절에 상세히 기술된다.

1.2.12.11 조명계통

조명계통은 발전소와 발전소의 모든 필수지역을 포함하는 발전소 부지에 적절하고 효과적인 조명을 제공하기 위해 설계된다.

정상조명계통은 발전소의 운전, 유지보수 및 시험 상황 하에서 정상적인 조도를 제공하기 위해 사용된다.

비상조명계통은 발전소 전 지역 및 특히, 정상조명계통이 상실됨에 따라 비상운전이 수행

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

되는 제어실, 핵연료 취급지역, 원격정지실, 1E급 스위치기어실 등의 지역에 적절한 조명을 제공하기 위해 사용된다.

비상조명계통은 9.5.3절에 상세히 기술된다.

1.2.12.12 비상디젤발전기 엔진연료유계통

비상디젤발전기 엔진연료유계통은 7일간 운전에 필요한 양에 주기시험을 위한 여유를 포함한 연료량을 저장할 수 있도록 설계되며, 비상발전기 운전을 위한 연료유를 공급할 수 있도록 설계한다. 이 계통은 단일고장기준을 만족하도록 설계된다.

비상디젤발전기 엔진연료유계통은 9.5.4절에 상세히 기술된다.

1.2.12.13 비상디젤발전기 엔진냉각수계통

비상디젤발전기 엔진냉각수계통은 고속기동과 부하수용 능력을 보증하고 열응력을 줄이기 위하여 대기운전 그리고 전부하 운전 동안에 디젤엔진의 온도가 최적의 운전범위를 유지하도록 설계된다. 계통은 또한 저온수/기기냉각수 열교환기와 고온수/기기냉각수 열교환기로 냉각수를 공급하도록 설계한다.

디젤발전기 엔진냉각수계통은 9.5.5절에 상세히 기술된다.

1.2.12.14 비상디젤발전기 엔진기동용공기계통

비상디젤발전기 엔진기동용공기계통은 압축공기로 엔진을 회전시켜서 연소를 시작하여 자력으로 가속할 수 있도록 설계된다.

비상디젤발전기 엔진기동용공기계통은 9.5.6절에 상세히 기술된다.

1.2.12.15 비상디젤발전기 엔진윤활유계통

비상디젤발전기 엔진윤활유계통은 비상디젤발전기 엔진, 베어링, 크랭크축 그리고 다른 동작부품에 청정윤활유를 공급하도록 설계한다. 윤활유계통은 디젤엔진의 고속기동과 부하수용능력을 보증하기 위하여 대기운전 동안에 전열기를 이용하여 예열된 윤활유를 엔진에 공급하도록 설계한다. 계통은 또한 엔진과 부품들로부터 사용된 윤활유를 배유하고 새로운 윤활유로 교체할 수 있는 수단을 제공한다.

비상디젤발전기 엔진윤활유계통은 9.5.7절에 상세히 기술된다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.2.12.16 비상디젤발전기 엔진공기흡기 및 배기계통

비상디젤발전기 엔진공기흡기 및 배기계통은 비상디젤발전기 연소를 위한 청정공기를 공급하고 연소가스를 배기하도록 설계한다.

비상디젤발전기 엔진공기흡기 및 배기계통은 9.5.8절에 상세히 기술된다.

1.2.12.17 서비스가스계통

서비스가스계통은 수소, 질소, 이산화탄소 그리고 호흡용공기계통으로 이루어져 있다. 질소 계통의 원자로건물 관통 부분을 제외한 서비스가스계통은 비안전성관련이다.

서비스가스계통은 주발전기 냉각과 퍼징, 화학 및 체적제어계통의 체적제어탱크 산소 치환제거, 여러 가지 기기들에 대한 질소 블랭킷 그리고 다른 기타의 용도를 위하여 여러 가지 가스들을 공급하며, 호흡용공기계통은 주제어실이 방사성가스 또는 유해한 가스로 오염되었을 때 주제어실 요원에게 비상 호흡용 공기를 공급한다.

서비스가스계통은 9.5.9절에 상세히 기술된다.

1.2.12.18 음용수 및 위생계통

음용수 및 위생계통은 소내 일반용수를 취급한다. 안전성관련 기능을 수행하지 않으며 오작동으로 인해 안전성관련 계통에 영향을 주지 않는다. 음용수 및 위생계통은 방사능 물질을 포함하고 있는 유출수 방류에 대한 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제 32 조 및 일반설계기준 60에 따라 설계된다.

음용수 및 위생계통은 9.2.4절에 상세히 기술된다.

1.2.12.19 보충수탈염계통

보충수탈염계통은 기동, 출력운전, 고온정지, 상온정지, 핵연료재장전 및 정상운전을 포함한 모든 운전모드 동안에 여과된 보충수를 보조급수저장탱크 및 각 설비에서 필요한 탈염수를 공급한다. 또한 이 계통은 막형산소제거설비(MORS)를 통하여 복수저장탱크와 원자로보충수탱크에 탈염 및 탈기된 보충수를 제공한다.

보충수탈염계통 탈염기 계열들은 수처리건물에 위치한다. 보충수탈염계통은 9.2.3절에 기술된다.

1.2.13 방사성폐기물관리계통

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

방사선원 및 방사성폐기물관리계통은 11장에 기술된다. 방사능 피폭을 최소화하기 위해 고려된 설계사항은 12장에 기술된다.

고체, 기체 및 액체 방사성폐기물관리계통은 복합건물 내에 위치한다.

1.2.14 발전소 안전 및 태업으로부터의 보호

태업으로부터의 보호를 위한 설계는 13장에 기술되어 있다.

1.2.15 냉각수계통

1.2.15.1 순환수계통

순환수계통은 복수기 및 2차측기기냉각수열교환기의 폐열을 제거하기 위해 냉각수인 해수를 공급하며 흡수된 열을 바다로 방출한다. 순환수계통은 10.4.5절에 상세히 기술된다.

1.2.15.2 1차측기기냉각해수계통

1차측기기냉각해수계통은 최종열제거원으로부터 냉각수를 취하여 발전소 계통, 구조 및 기기로부터 방출되는 열을 제거하기 위한 냉각수를 공급하는 개방형 계통이다. 1차측기기냉각해수계통은 계통, 기기로부터 흡수한 열을 최종열제거원으로 방출한다. 1차측기기냉각해수계통은 필수 및 비필수 원자로 보조부하를 냉각하는 1차측기기냉각수계통을 냉각한다.

1차측기기냉각해수계통은 9.2.1절에 상세히 기술된다.

1.2.15.3 1차측기기냉각수계통

1차측기기냉각수계통은 1차측기기냉각해수계통 및 최종열제거원과 함께 1차측기기냉각수계통에 연결된 발전소 필수 및 비필수 기기로부터 발생하는 열을 제거하는 폐회로 냉각계통이다. 이들 기기로부터 1차측기기냉각수계통으로 전달된 열은 열교환기를 통해 1차측기기냉각해수계통으로 방출된다.

1차측기기냉각수계통은 9.2.2절에 상세히 기술된다.

1.2.15.4 2차측기기냉각수계통

2차측기기냉각수계통은 터빈건물에 위치하는 비안전성기기들에 냉각수를 공급한다. 냉각

은 2차측기기냉각해수계통으로 열을 전달하는 열교환기를 통하여 이루어진다. 2차측기기 냉각해수계통 내를 흐르는 해수 질이 기기의 오염과 부식을 촉발하는 경향이 심하기 때문에 2차측기기냉각해수계통의 직접냉각방식 대신에 2차측기기냉각수계통이 사용된다. 2차측기기냉각수계통은 9.2.7절에서 상세히 기술된다.

1.2.15.5 냉수계통

냉수계통은 전용 배관계통을 통하여 특정 발전소지역 내 공기조화기로 충분한 양의 냉수를 공급하고 분배할 수 있도록 설계된다. 냉수계통은 2개의 부속계통, 즉 주요 안전성관련 공기조화 냉각부하를 지원하는 필수냉수계통과 비안전성관련 공기조화 냉각부하를 지원하는 발전소냉수계통으로 분리된다.

1.2.15.6 2차측기기냉각해수계통

2차측기기냉각해수계통은 2차측기기냉각수계통으로부터 열을 제거하고 난 폐열을 순환수 배수관로를 통해 바다로 배출한다.

순환수계통으로부터 공급된 해수는 2차측기기냉각수계통의 열제거원으로 사용된다.

2차측기기냉각해수계통은 9.2.9절에 상세히 기술된다.

1.2.16 최종열제거원

9.2.5절에 기술된 최종열제거원은 동해이다. 최종열제거원은 사고에 의한 원자로정지 후 잔 열제거를 위한 충분한 냉각해수를 공급한다.

최종열제거원은 순환수계통, 1차측 및 2차측 기기냉각해수계통으로부터 열부하를 받는다.

1.2.17 기기 수명 재평가

설계수명이 60년 미만이거나, 기기검증이 설계수명 60년 미만에서 수행된 기기 및 설비에 대해서는 기기 수명 도래 전에 수명 또는 성능 재평가를 통해 해당 기기 및 설비의 교체 또는 기기 수명 재설정 여부를 결정한다. 재평가는 기기 수명 도래 전 수행되는 주기적 안전성평가(PSR)시 수행할 수 있다.

표 1.2-1 (4 중 1)

참조기준 적용기기 목록

계통명	기기명	주요 적용 기술기준
원자로냉각재계통	파이롯트 구동 안전방출밸브 (POSRV)	ASME Sec. III Class 1, Sec. XI, ASME QME-1, ASME NQA-1(Part II), IEEE 323, 344, 382, 383
	원자로냉각재펌프 (RCP)	ASME Sec. III, XI, ASME NQA-1(Part II), IEEE 344, 383, 384
	원자로냉각재펌프 모터(RCPM)	ASME Sec.III, ASME NQA-1(Part II), IEEE 344, 383, 384,
	온도감지기보호관 (Thermowell)	ASME Sec. III, Class 1
	증기발생기 노즐댐	ASME Sec. III, Class 1
원자로냉각재계통 지지구조물	Snubber, Constant Effort Hanger, Rigid Sway Strut	ASME Sec. III, Class 1
원자로냉각재 배기계통	증기분사기 (Sparger)	ASME Sec. III Class 3
화학 및 체적제어계통	유량스위치 (Flow Switch)	IEEE 344, ASME NQA-1(Part II and III)
	원심형충전펌프 (CCP)	ASME Sec. III Class 3, Sec. XI, ASME NQA-1(Part II and III), IEEE 323, 334, 344, 946, 383, 384, ACI 349

1

1

표 1.2-1 (4 중 2)

계통명	기기명	주요 적용 기술기준
화학 및 체적제어계통		
급수계통	급수제어밸브 (FWCV)	ASME Sec. III, ASME NQA-1(Part II and III)
	주급수격리밸브	ASME Sec. III Class 2, IEEE 323, 344
	급수 유량계 (Feedwater Flow Element)	ASME Sec. III, ASME NQA-1(Part II and III)
주증기계통	주증기격리밸브	ASME Sec. III Class 2, IEEE 323, 344
	주증기안전밸브	ASME Sec. III Class 2, IEEE 323, 344

표 1.2-1 (4 중 3)

계통명	기기명	주요 적용 기술기준
노외중성자속 감시계통	신호처리함 등	IEEE 323, 344, 384, 603
원자로건물 수소제어계통	피동축매형수소재결합기	IEEE 627
	수소감시기	ASME B31.1, IEEE 603
조음과 수위감시계통	Mid Loop 운전수위 계측기	ASME NQA-1
소내교류전력계통	발전기 주차단기	ANSI C37.06, IEEE C37.013
전기보온계통	전기보온설비 제어반 및 전기보온 케이블	IEEE 622
기 타	안전방출밸브(SRV)	ASME Sec. III, XI ASME QME-1, ASME OM Code, ASME NQA-1(Part II and III) IEEE 344
	솔레노이드밸브(SOV)	ASME Sec. III Class 1, 2 ASME Sec. XI, ASME NQA-1(Part II and III) ASME QME-1 IEEE 344, 323, 382
	압력조절기밸브(PRV)	ASME NQA-1(Part II and III)

1

1

2

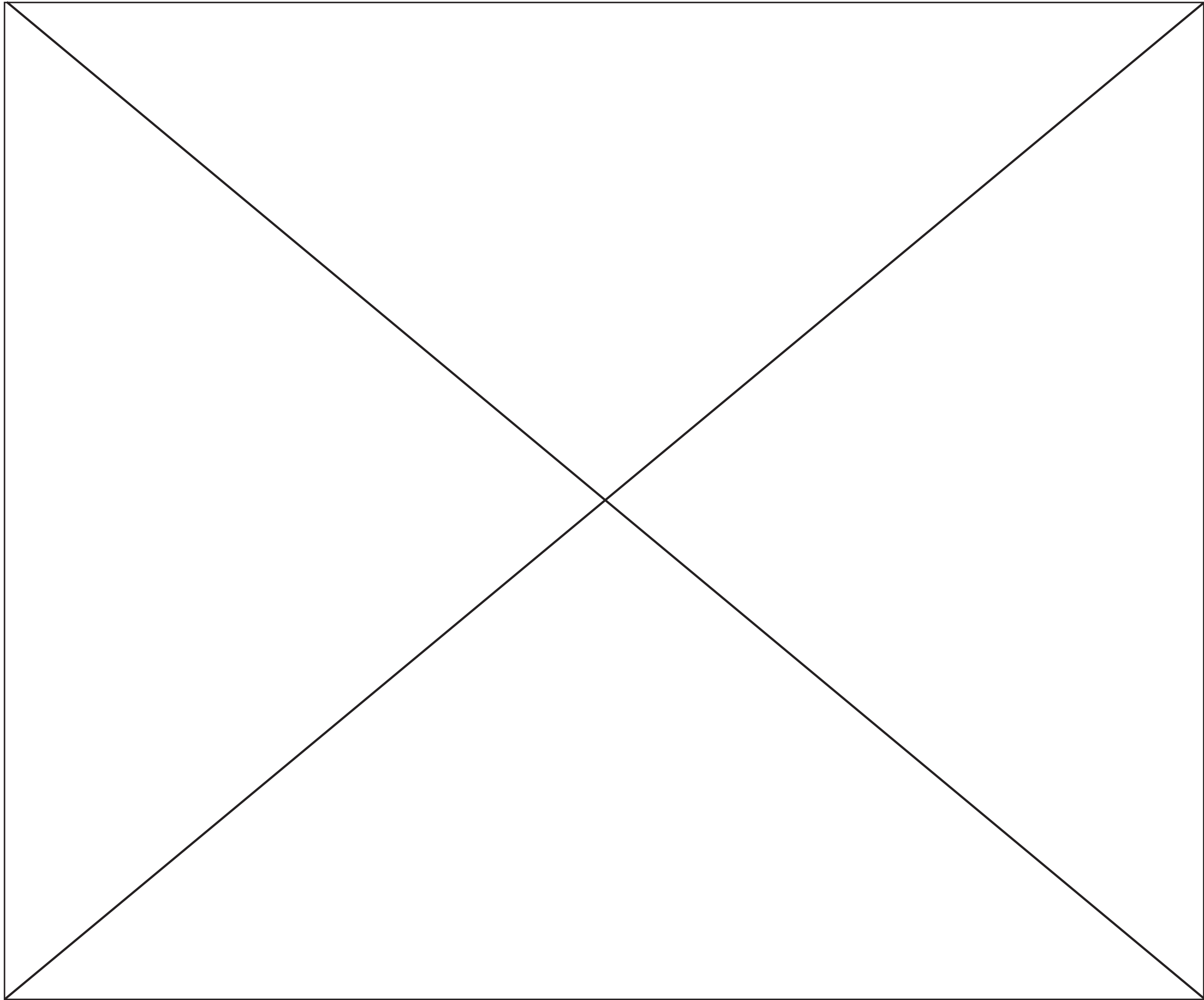
1

표 1.2-1 (4 중 4)

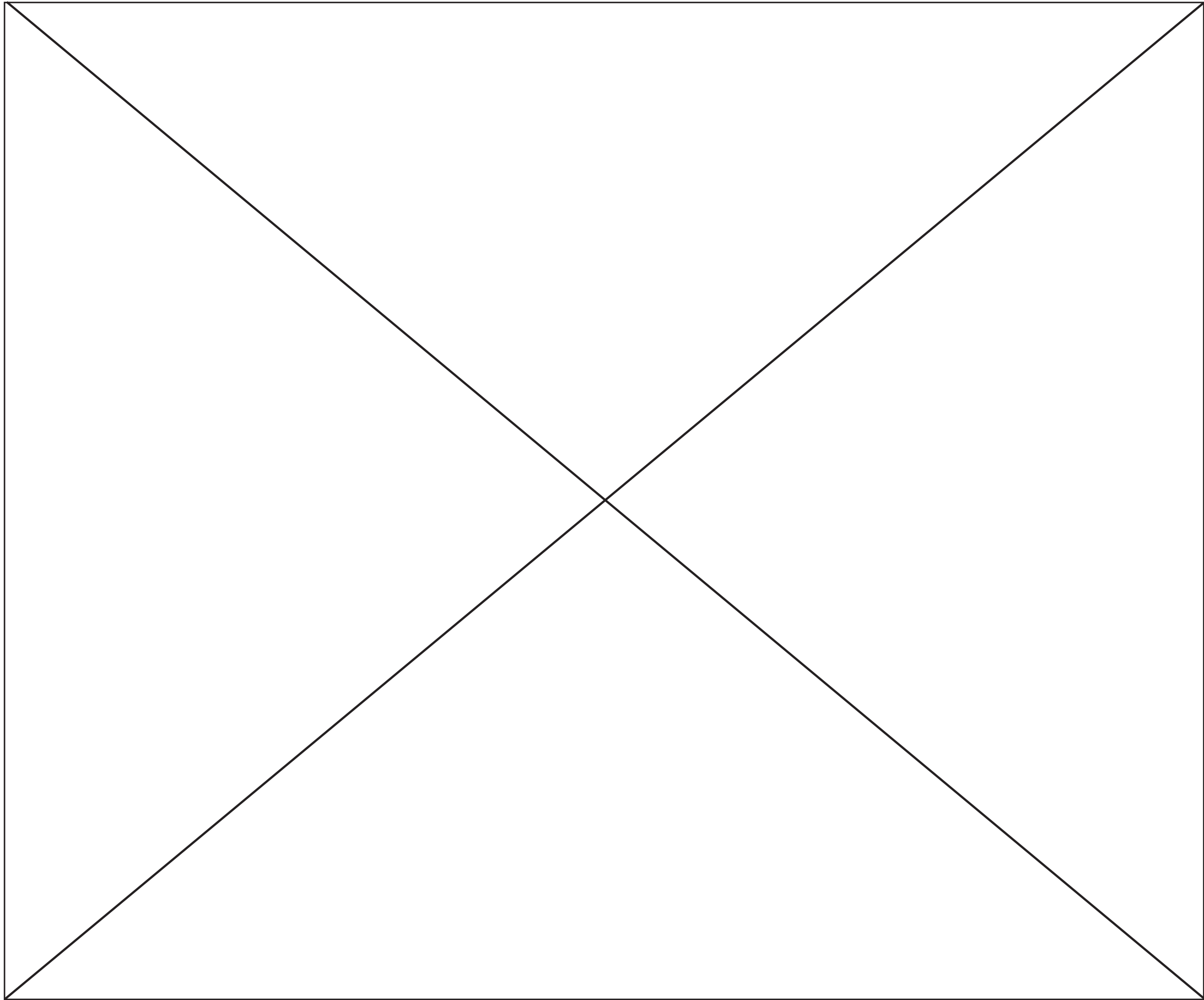
계통명	기기명	주요 적용 기술기준
기 타		
	유량계(Flow Elements)	ASME Sec. III Class 2, ASME NQA-1(Part II and III) IEEE 323, 344, 383
	신연료 및 사용후연료저장대	ASME Sec. III
	단일스터드신장기 (Single Stud Tensioner)	NEMA 250, MG 1
	계기정비기기	IEEE 488.1
	차압식 스위치/지시계	IEEE 344
	차압식 및 위치변위식 신호 전송기	IEEE 323, 344
	화학실험기기	IEEE 488.1
	특수케이블 B	NEMA WC55(ICEA S-82-552)
	전기시험장비	IEEE C57.12.90, 488.1
	MOV 시험 및 분석 장비	IEEE 488.1
	전선관밀봉재집합체(EC SA)	IEEE 317, 323, 344, 383, 572

1

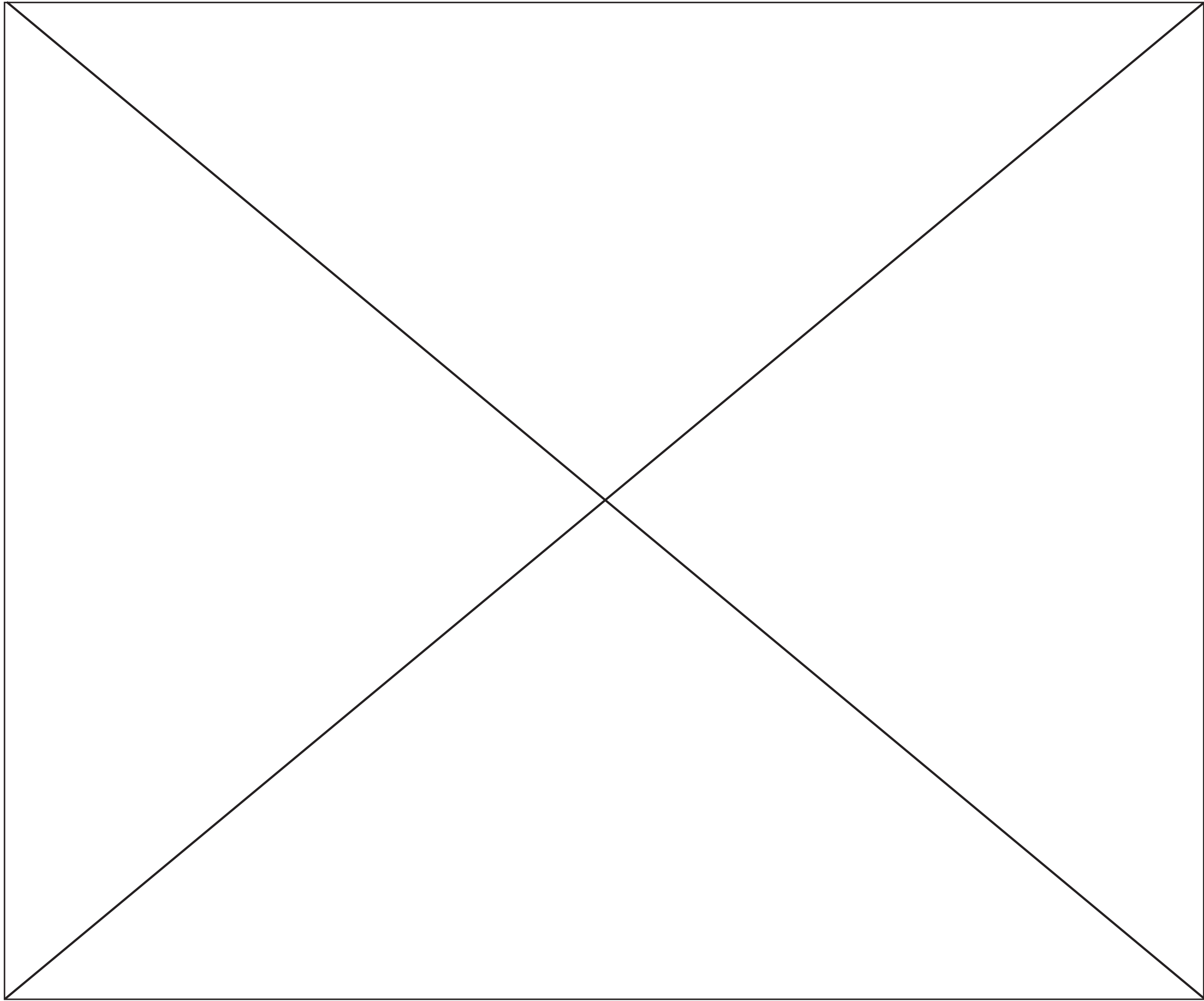
1



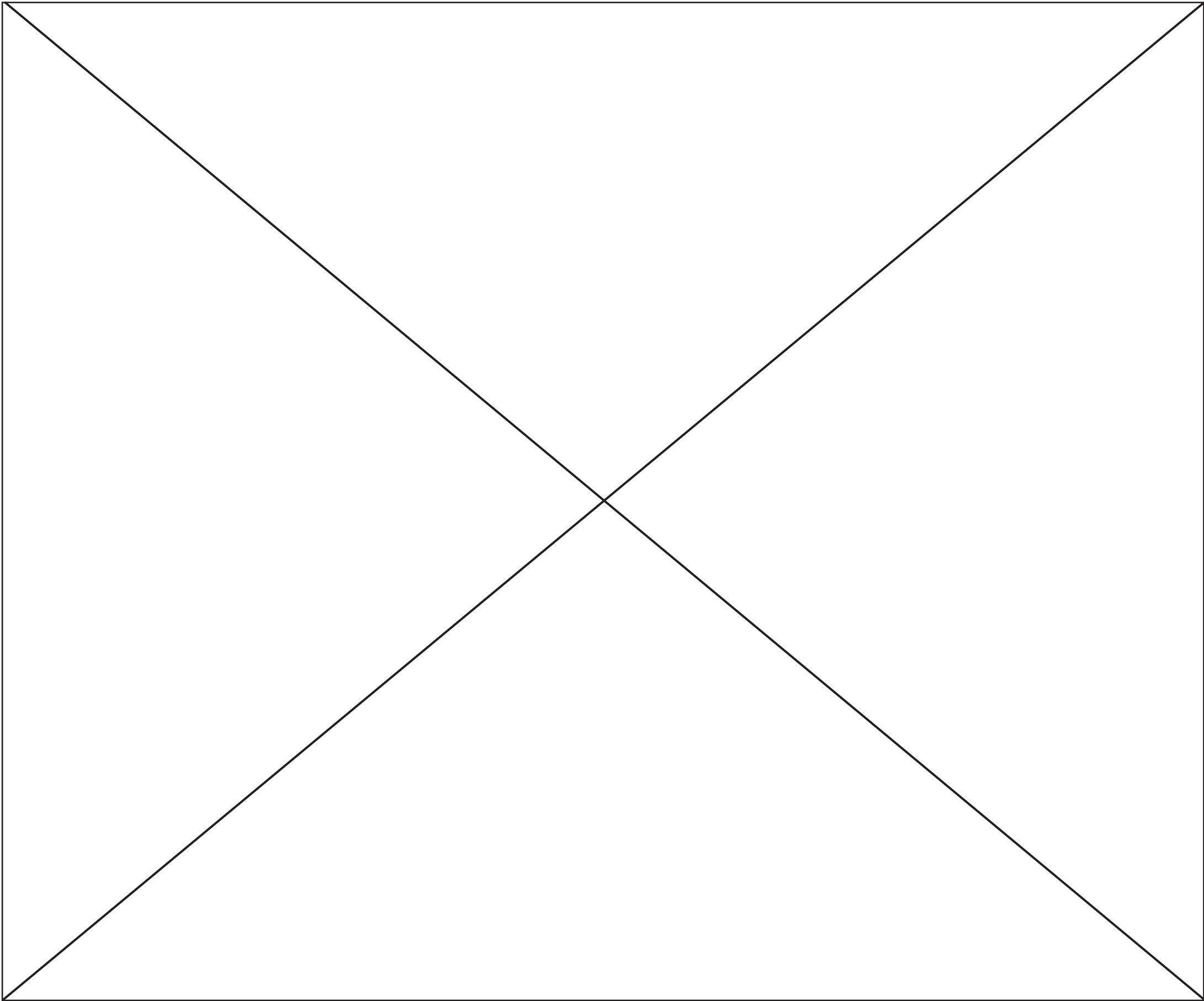
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	부지 배치도 그림 1.2-1



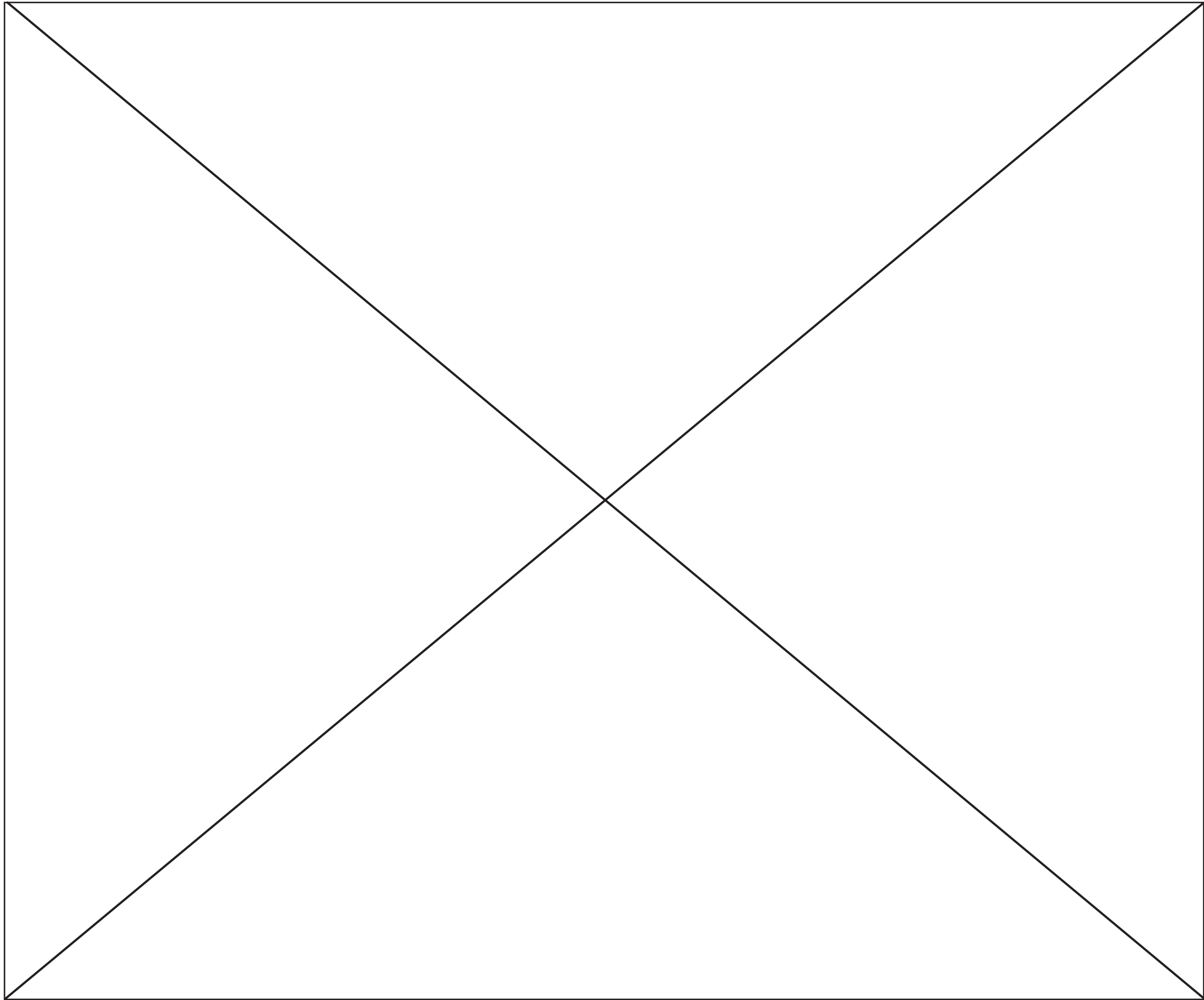
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	원자로건물 일반배치도(A-A 단면도)
그림 1.2-2	



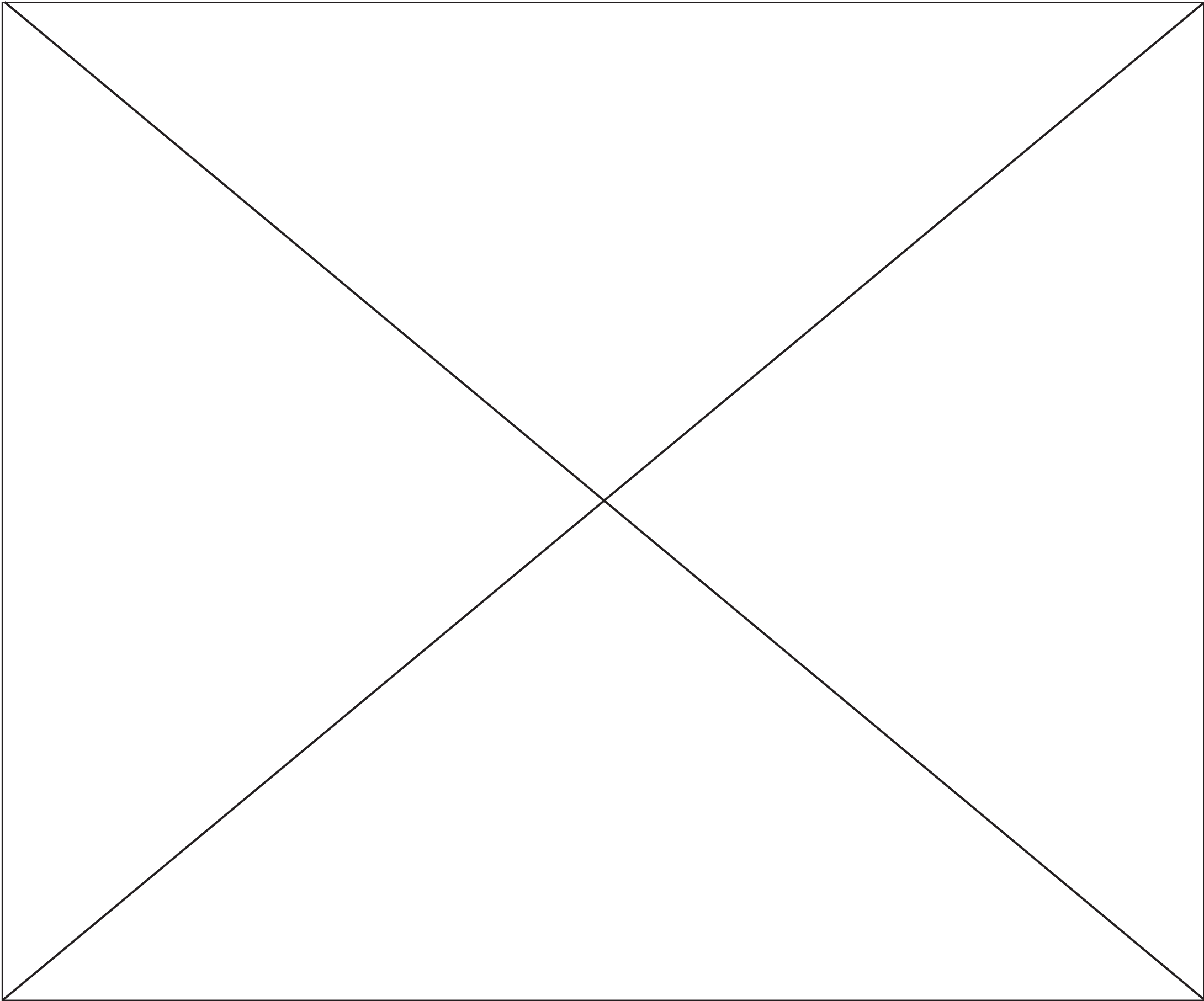
	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>원자로건물 일반배치도(B-B 단면도)</p> <p>그림 1.2-3</p>	



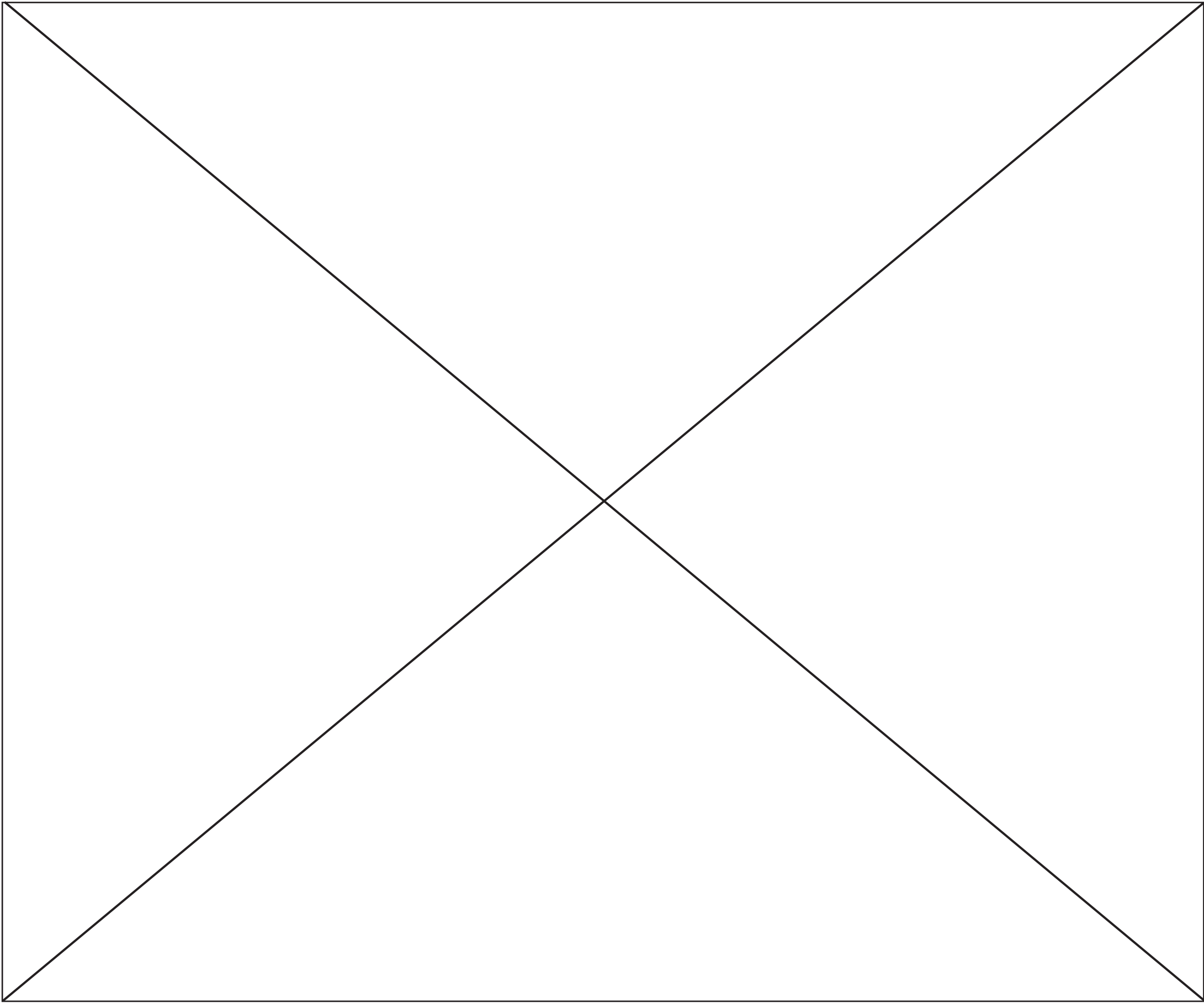
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	원자로건물 일반배치도 (El. 69'-0" & 78'-0")
그림 1.2-4	



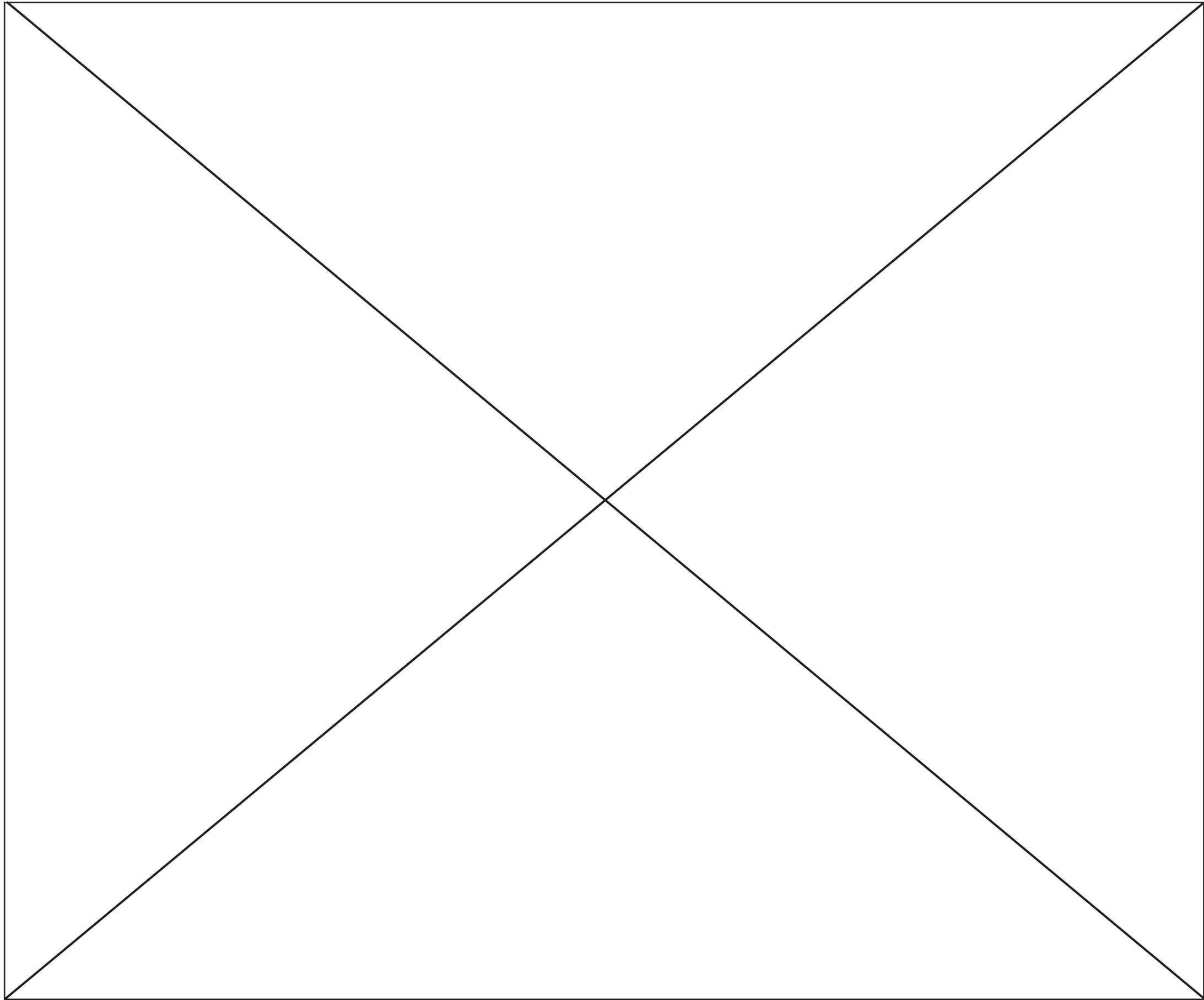
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	원자로건물 일반배치도(EI. 100'-0") 그림 1.2-5



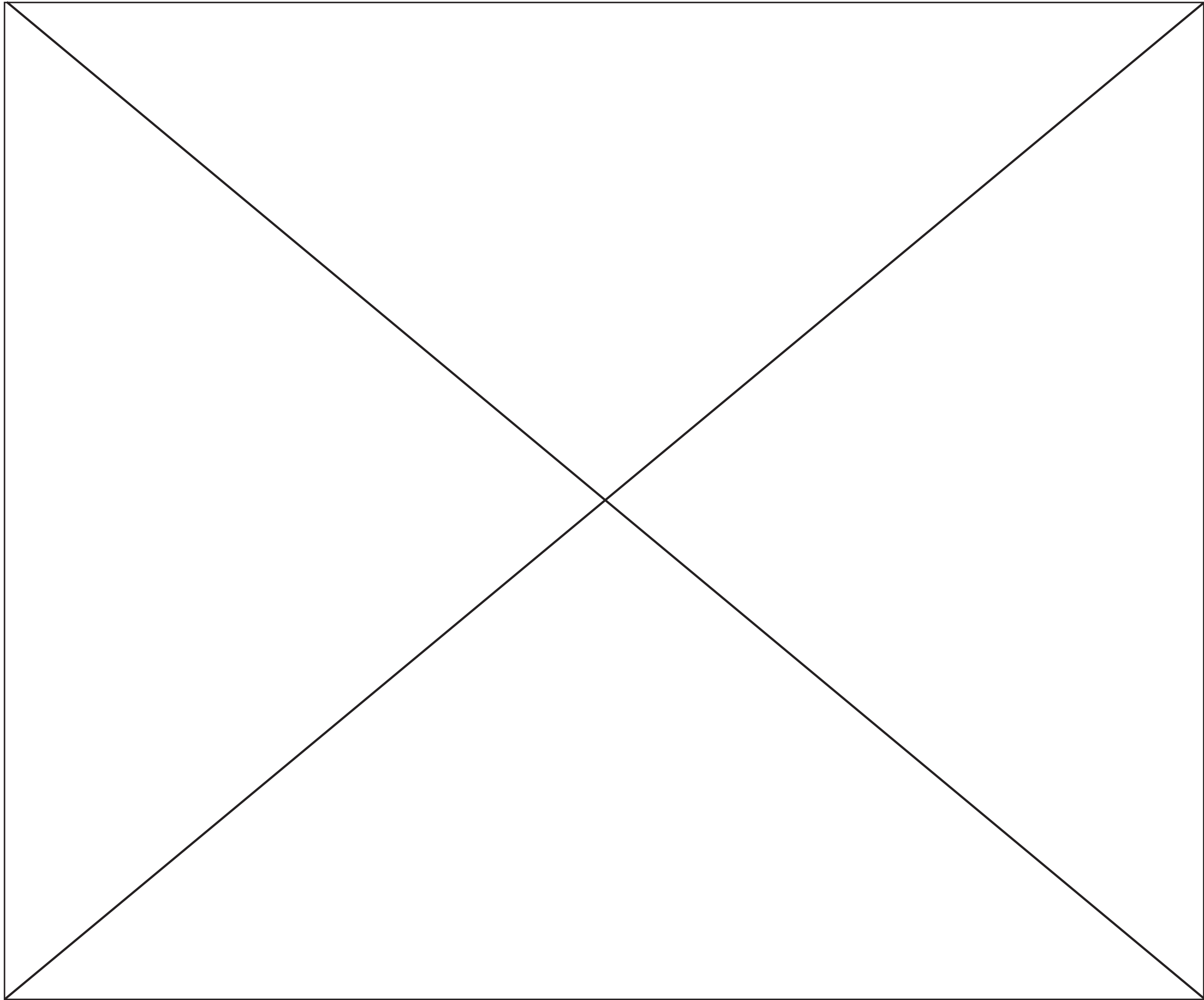
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	원자로건물 일반배치도(EI. 114'-0") 그림 1.2-6



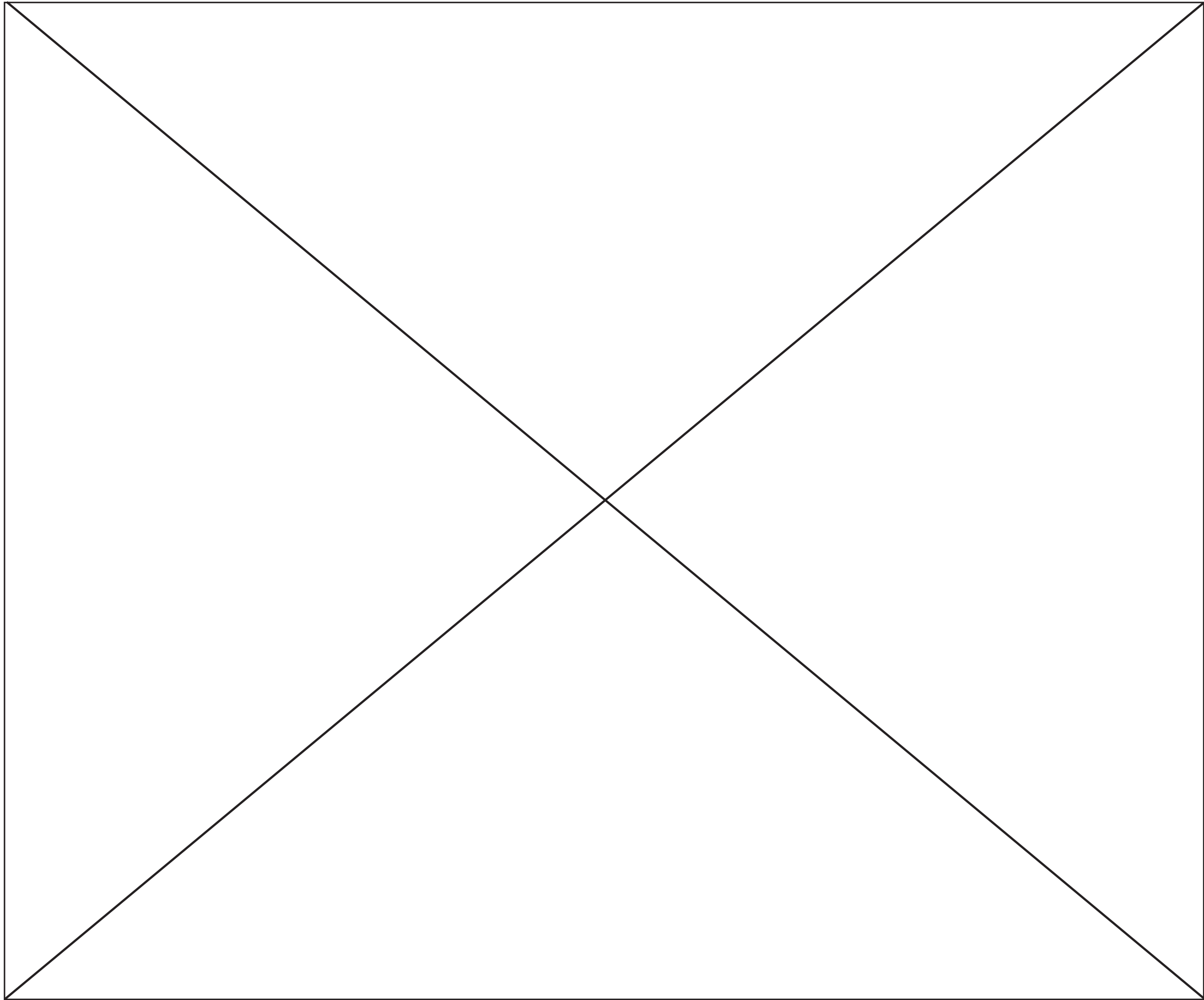
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	원자로건물 일반배치도(EI. 136'-6") 그림 1.2-7




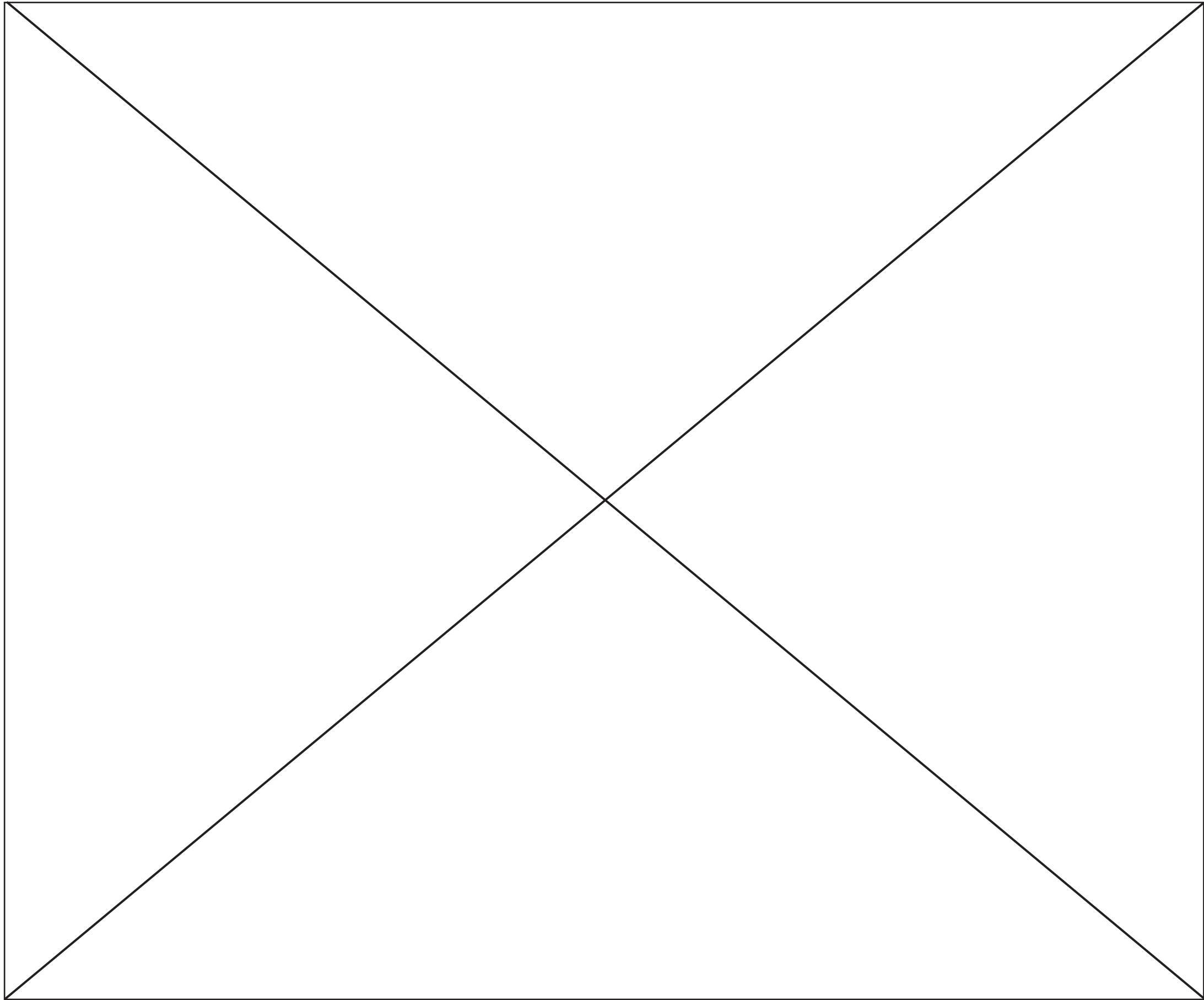
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	원자로건물 일반배치도(EI. 156'-0")
그림 1.2-8	



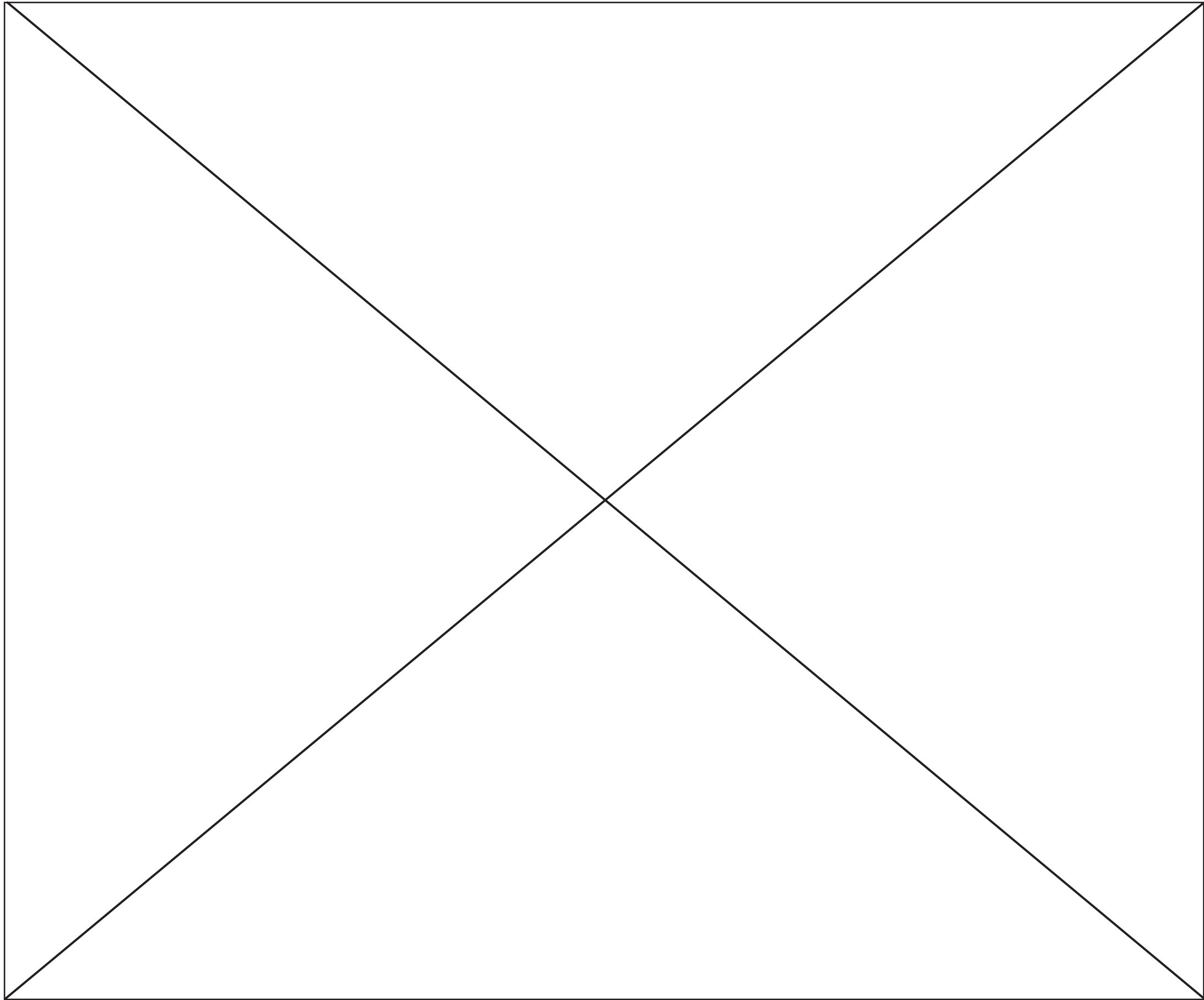
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(A-A 단면도)
그림 1.2-9	




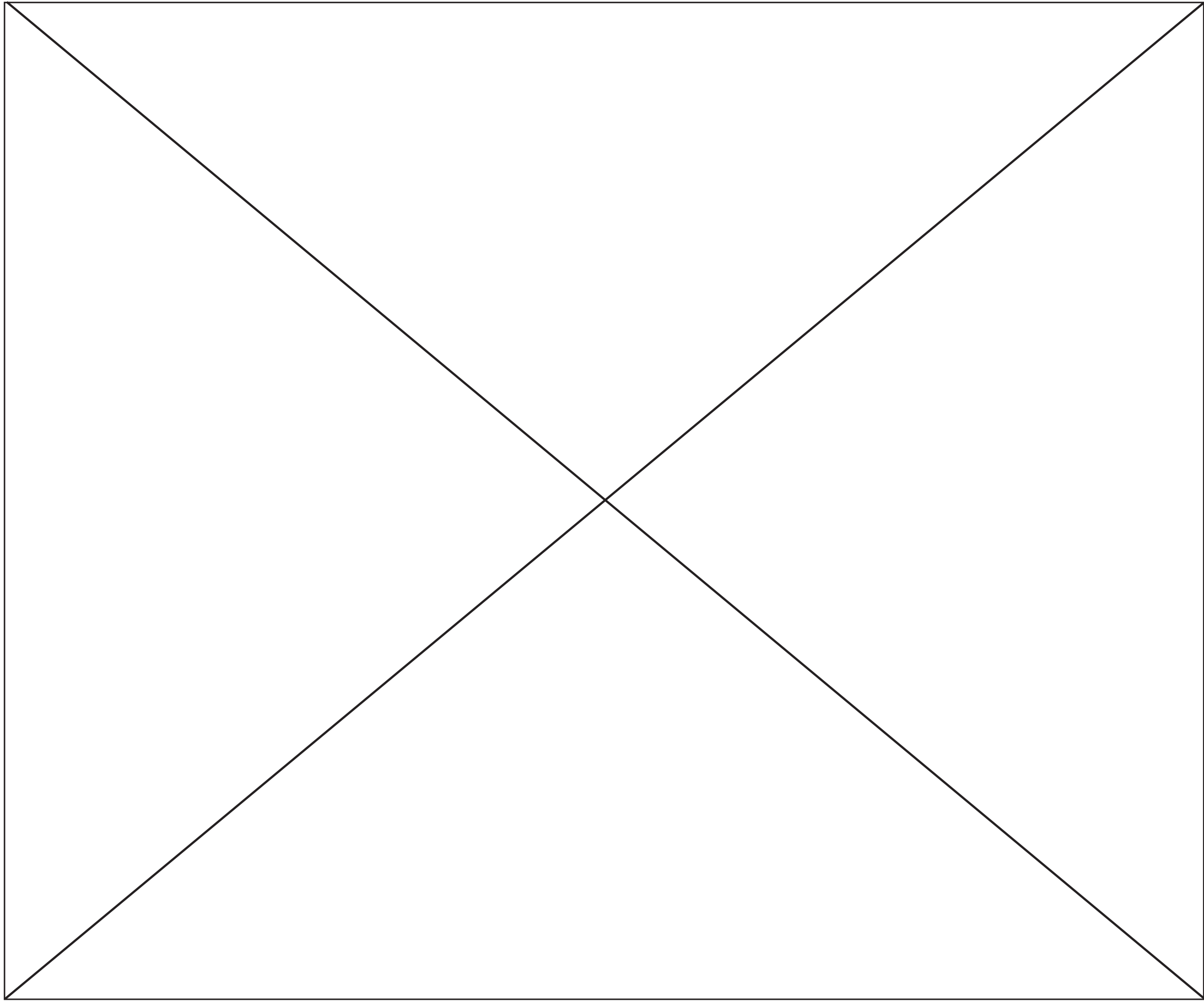
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(B-B 단면도)
그림 1.2-10	



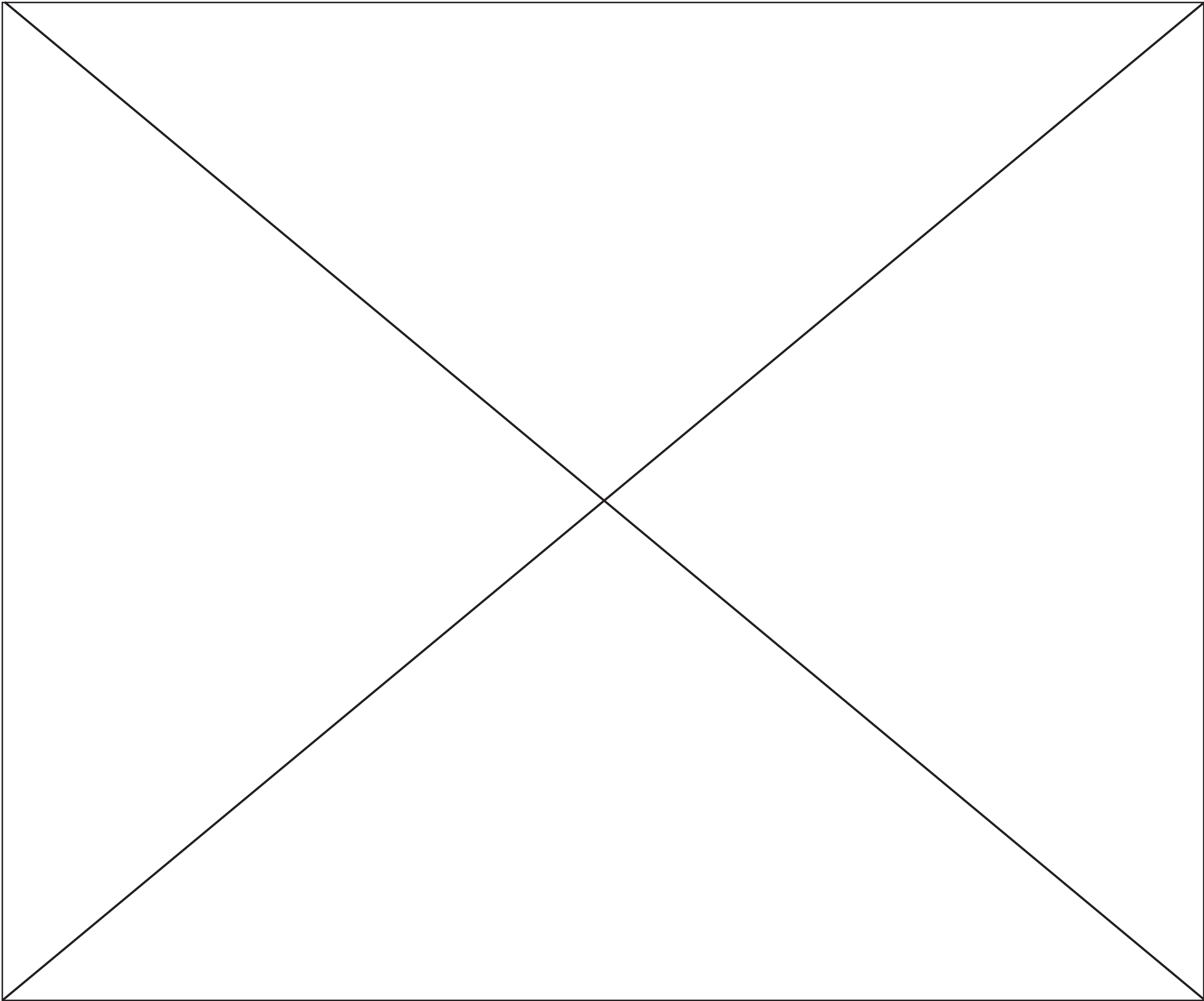
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(EI. 55'-0") 그림 1.2-11




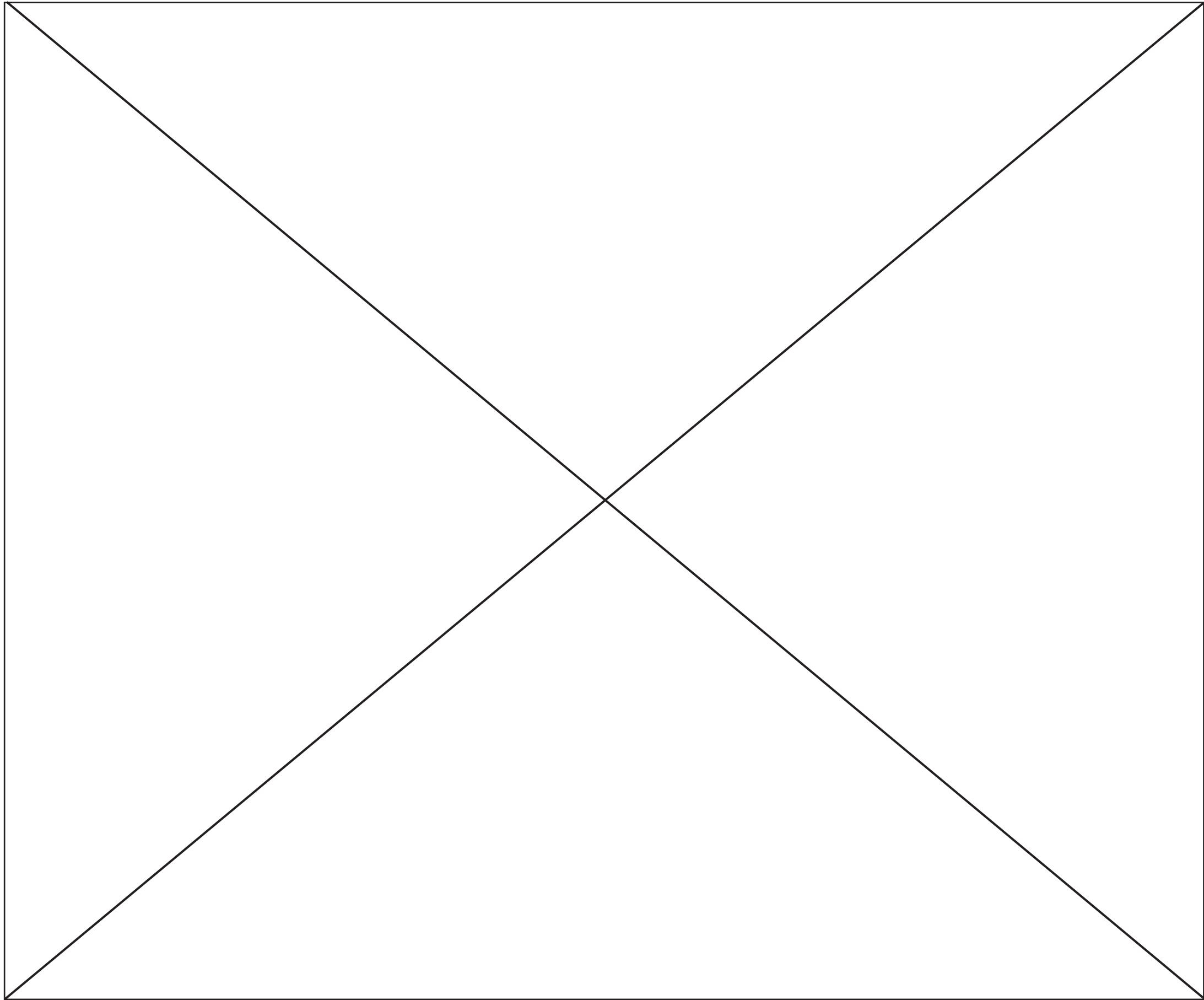
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(EI. 68'-0" & 86'-0")
그림 1.2-12	




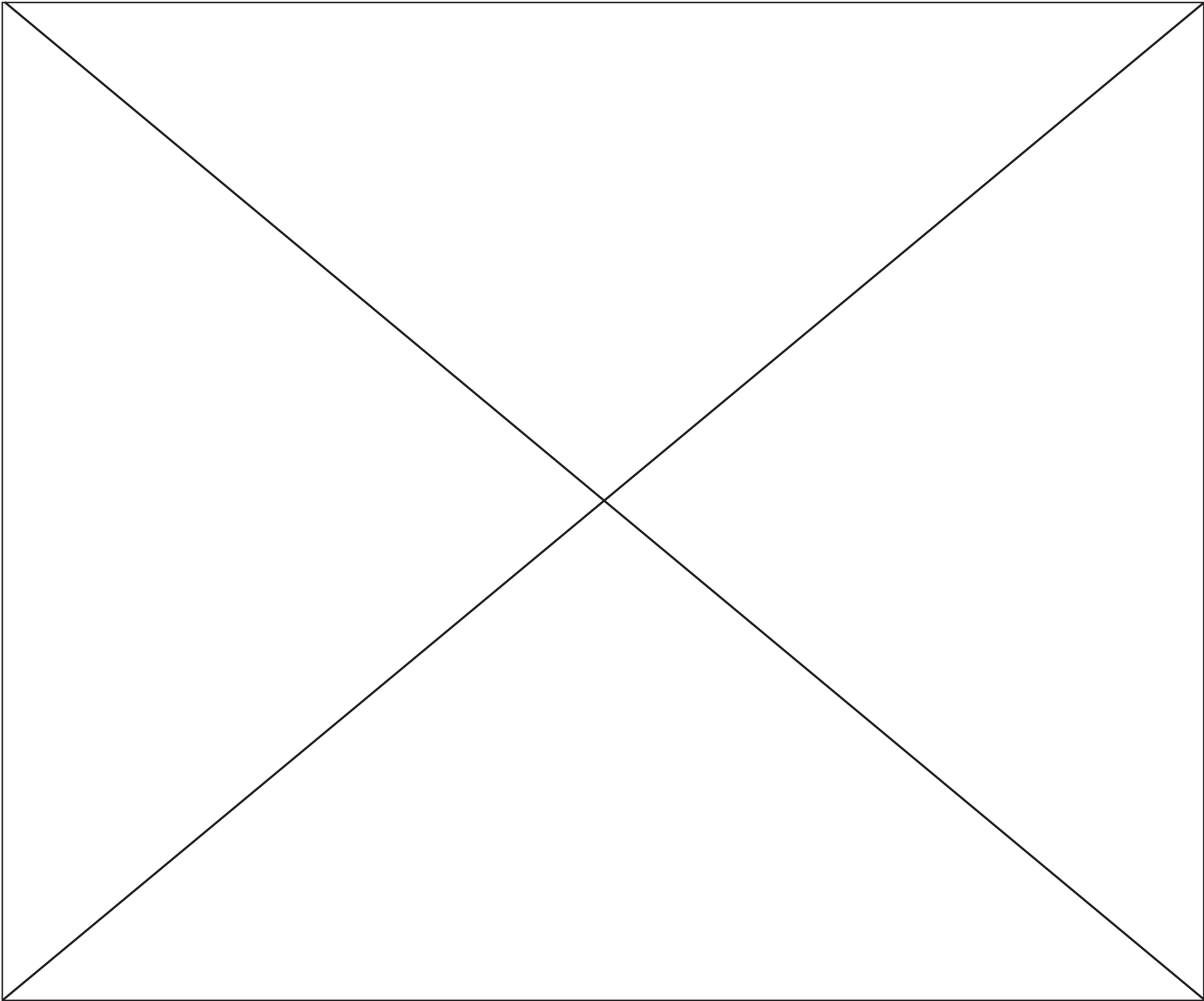
	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>보조건물 일반배치도(EI. 78'-0")</p> <p>그림 1.2-13</p>	



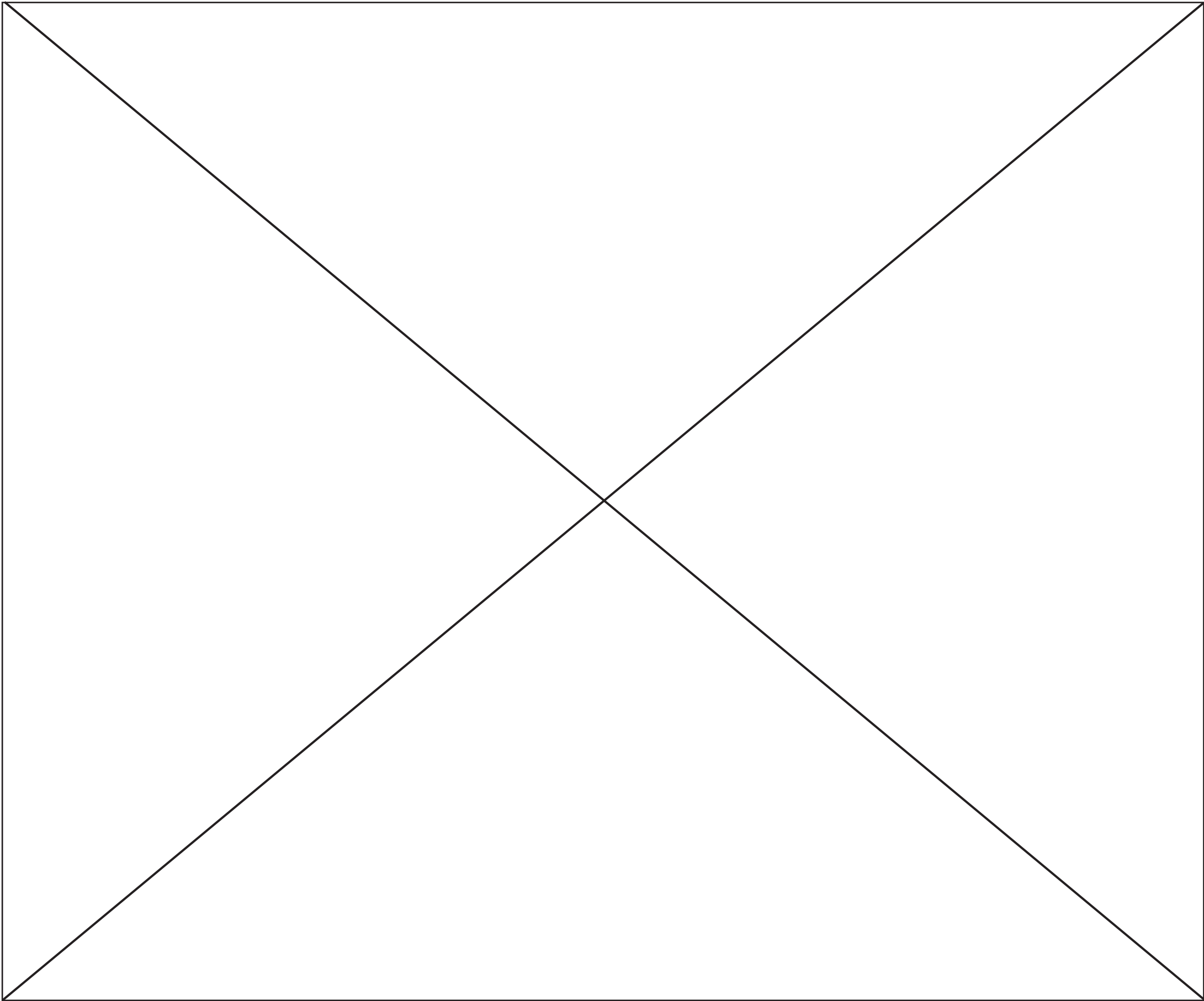
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(EI. 100'-0") 그림 1.2-14




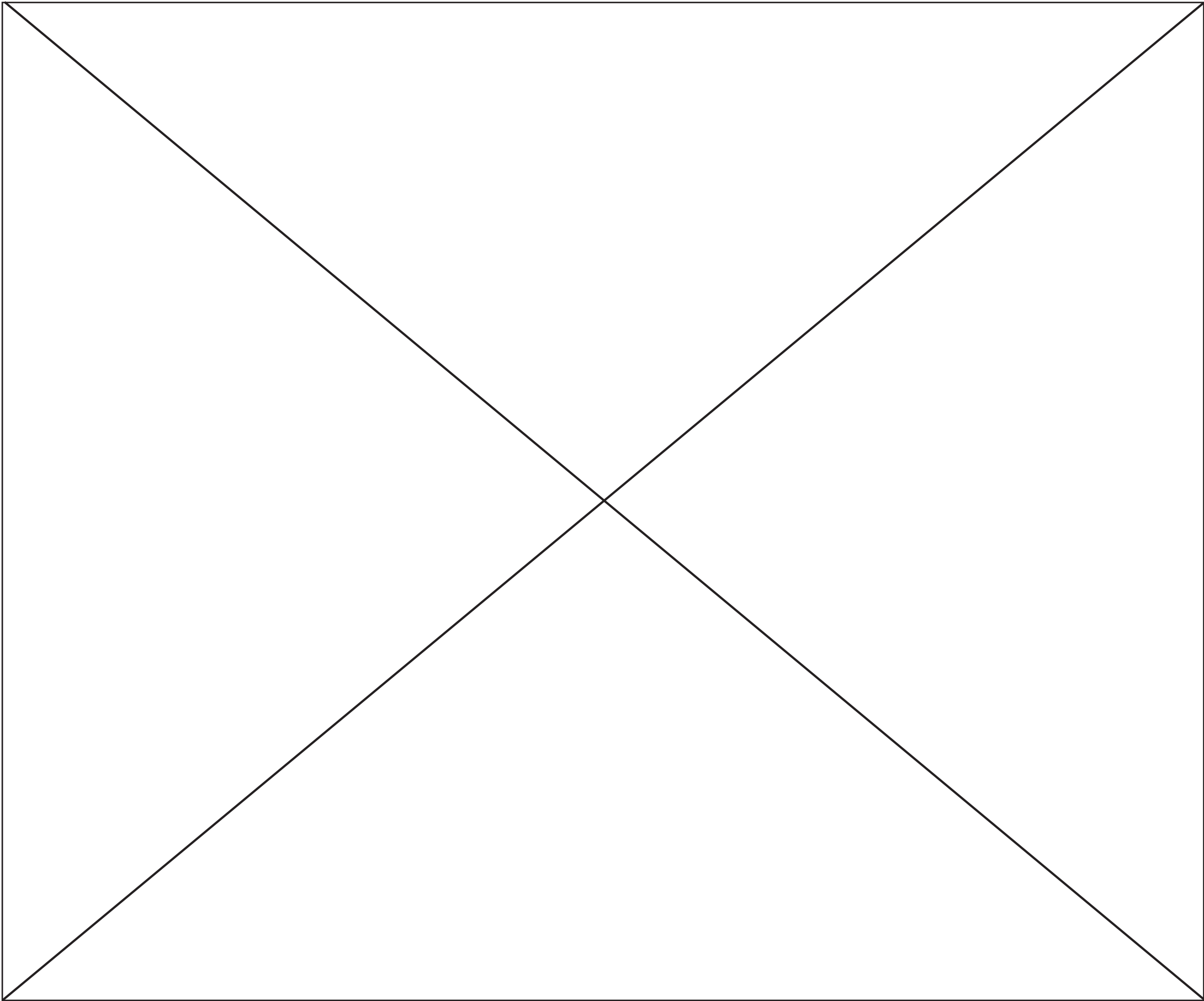
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(EI. 120'-0") 그림 1.2-15




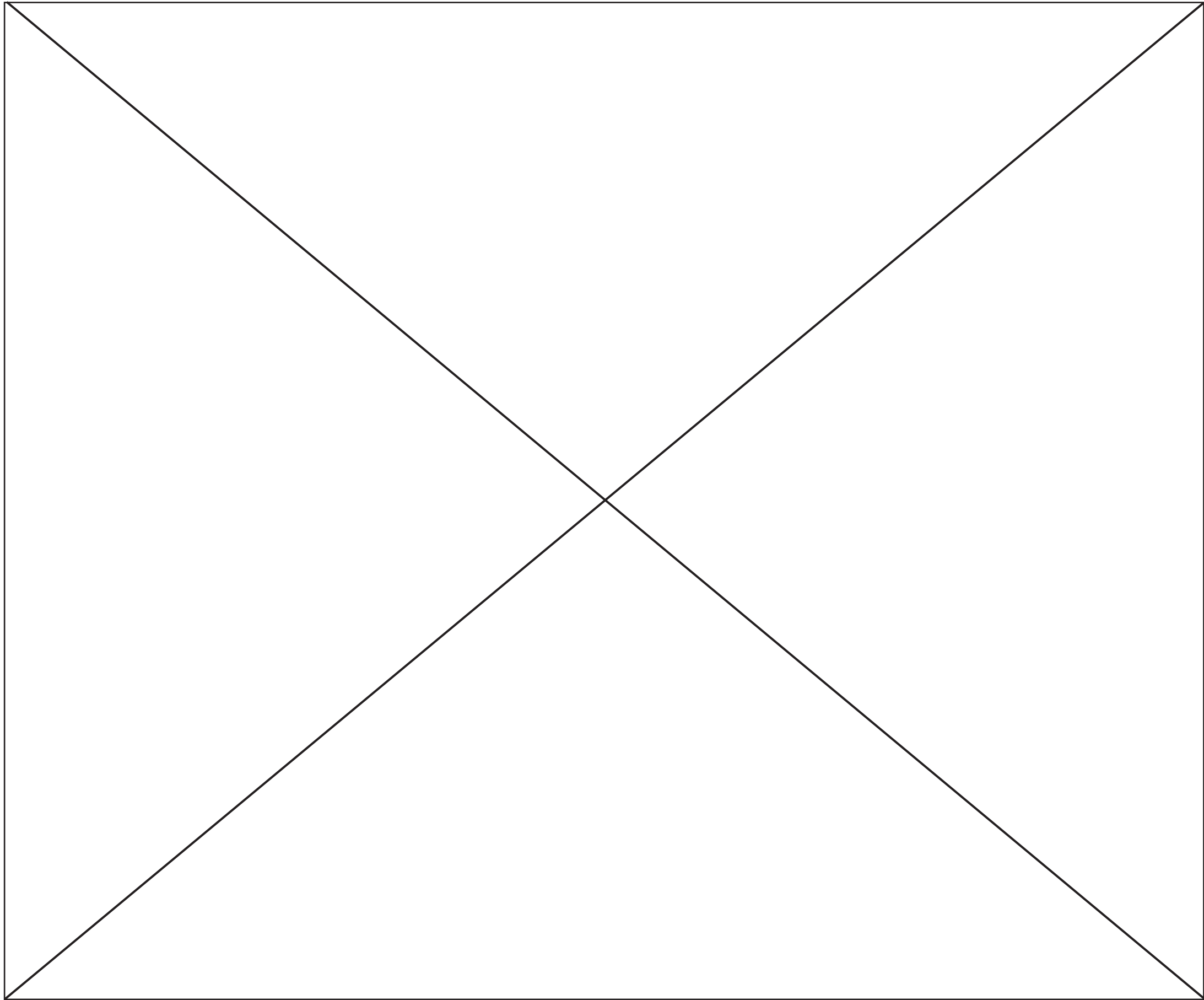
	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>보조건물 일반배치도(137'-6")</p> <p>그림 1.2-16</p>	




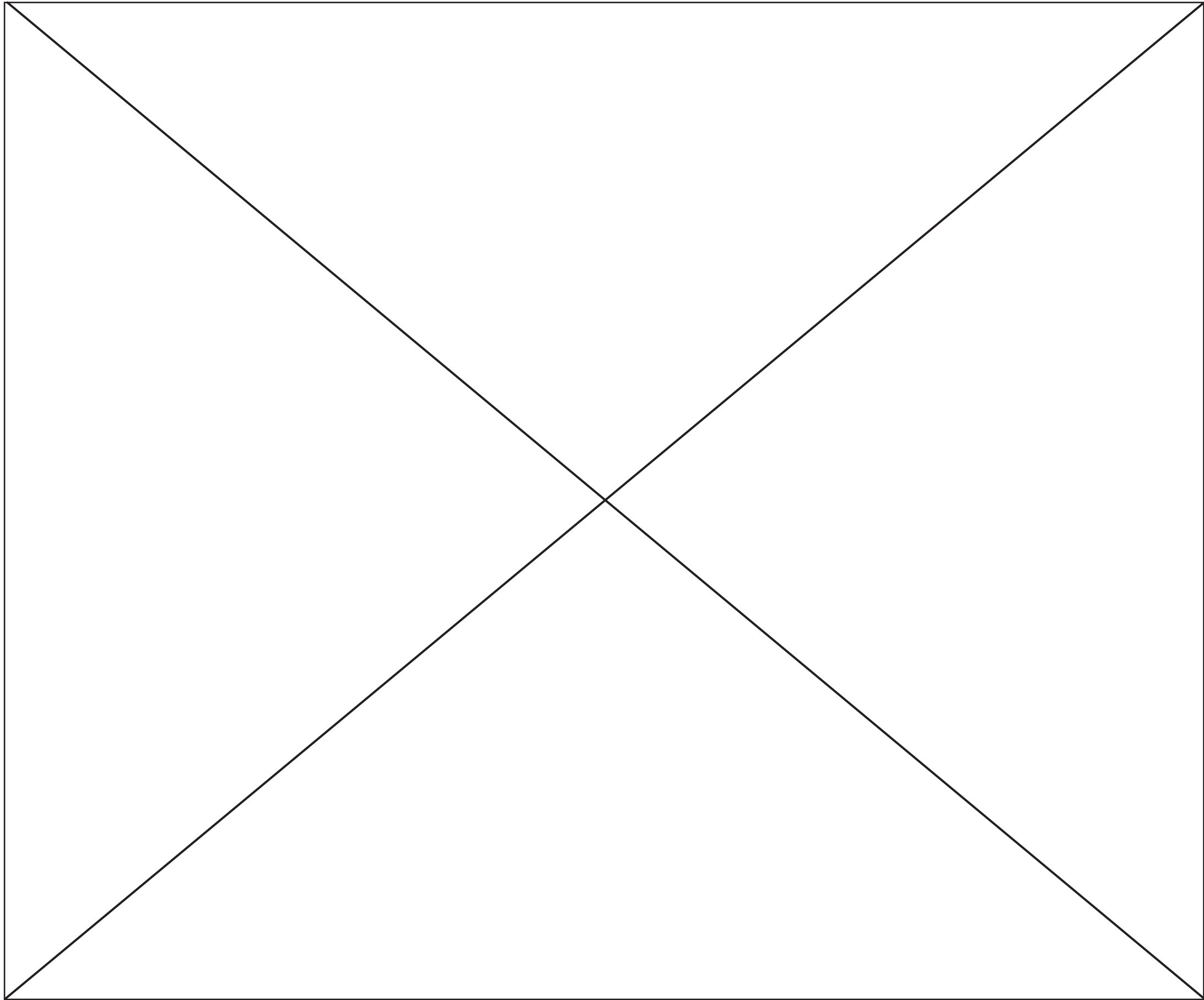
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(EI. 156'-0") 그림 1.2-17




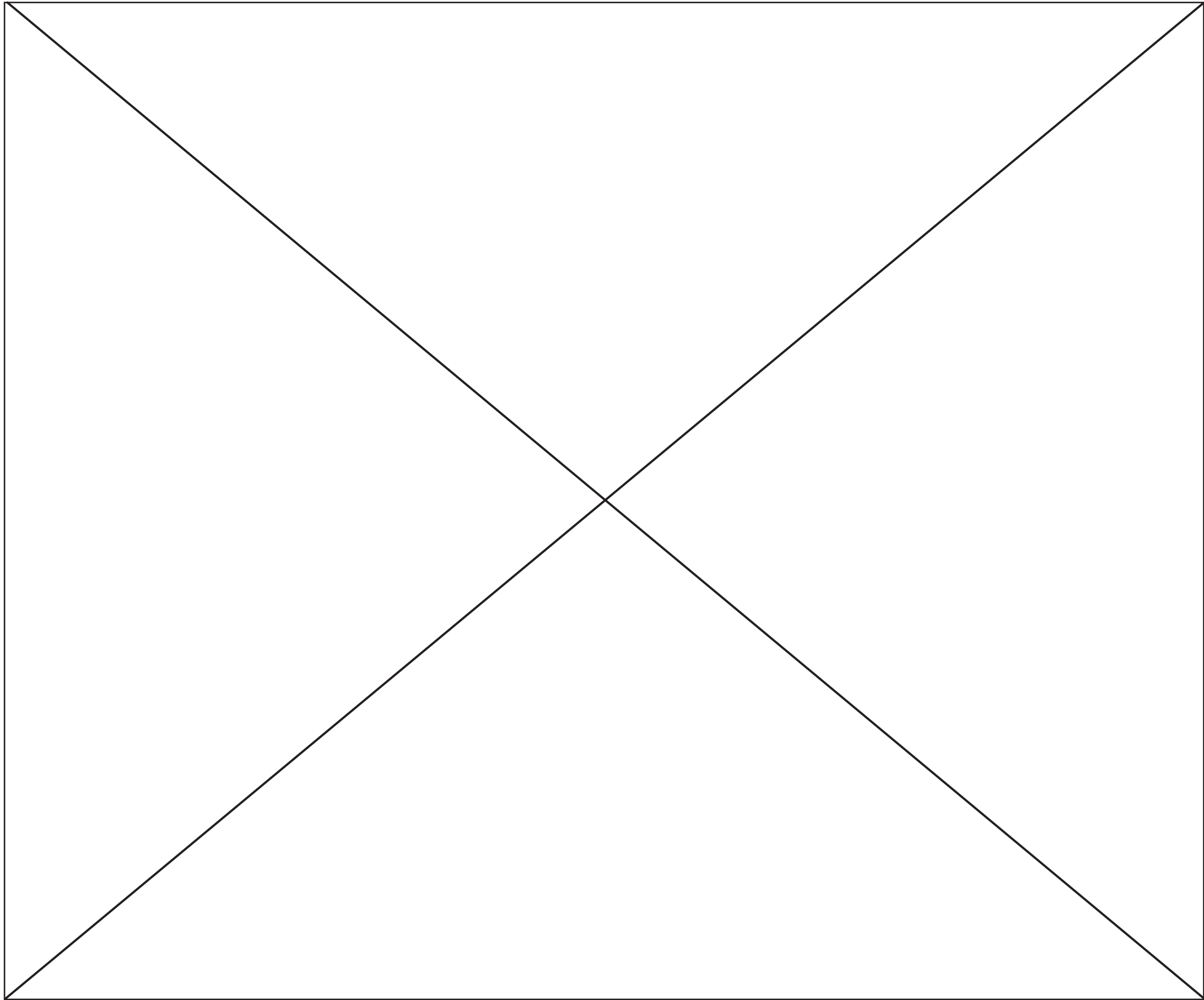
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(EI. 172'-0") 그림 1.2-18



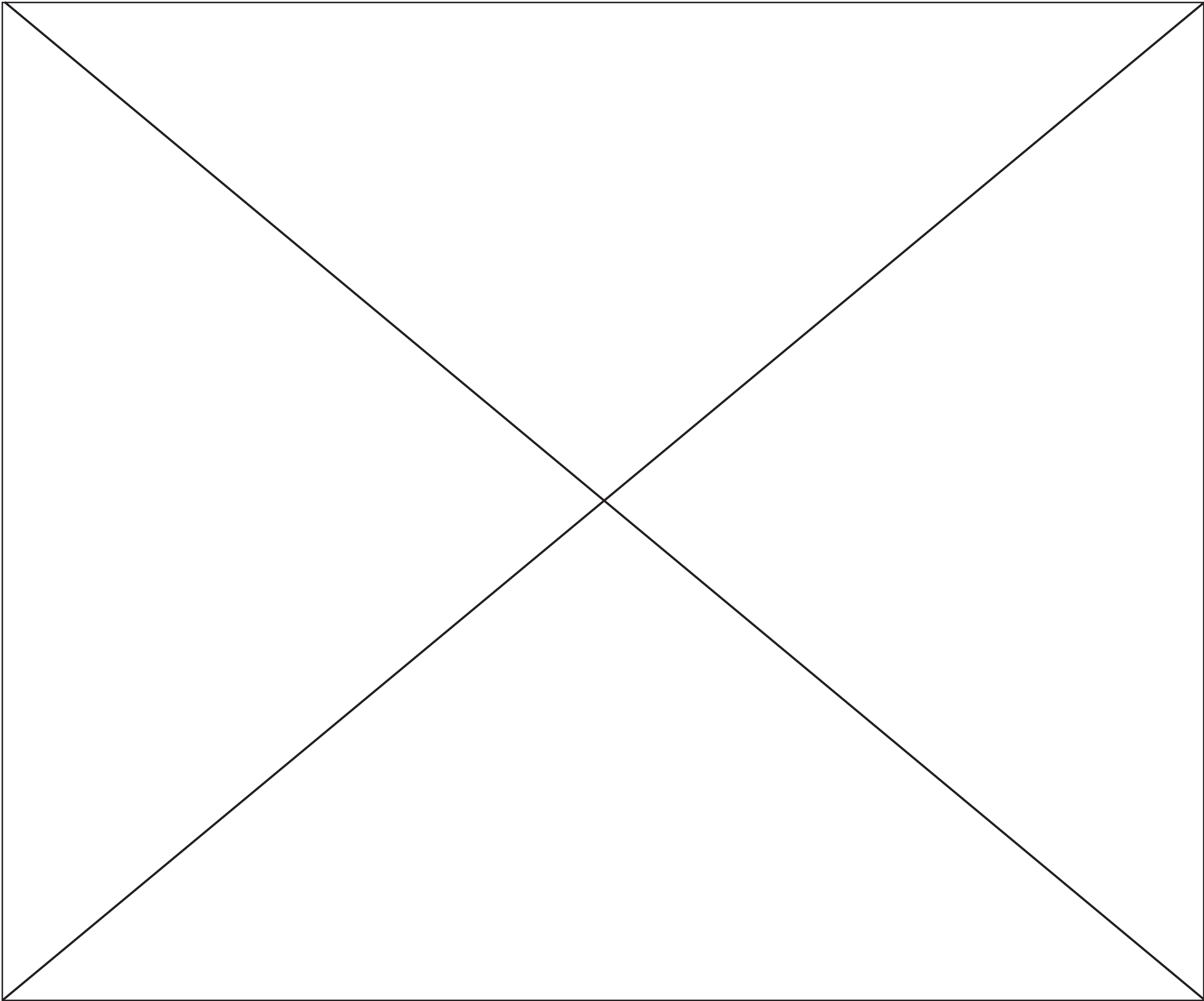
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	보조건물 일반배치도(EI. 190'-0") 그림 1.2-19



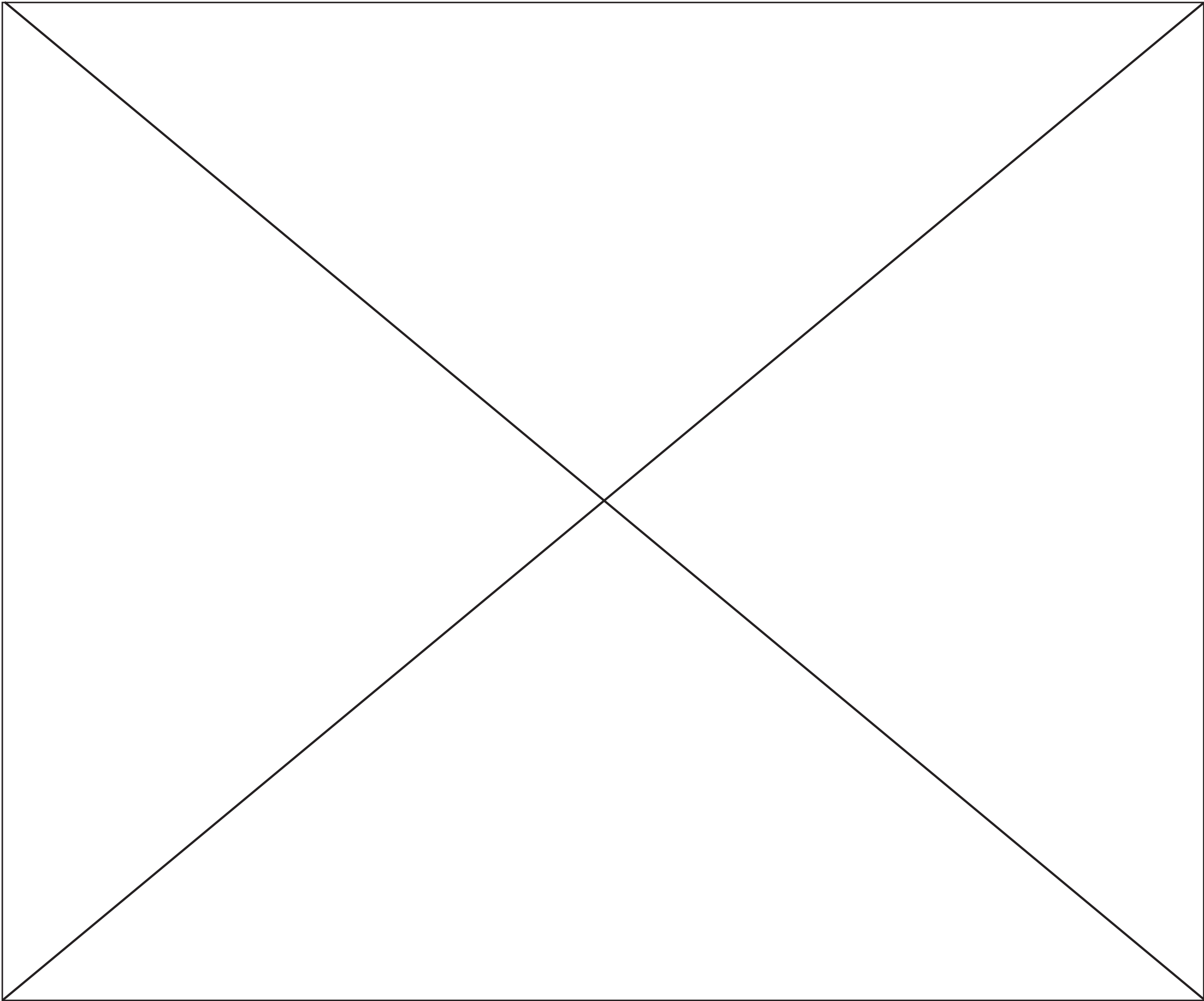
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	복합건물 일반배치도(A-A 및 B-B 단면도)
그림 1.2-20	



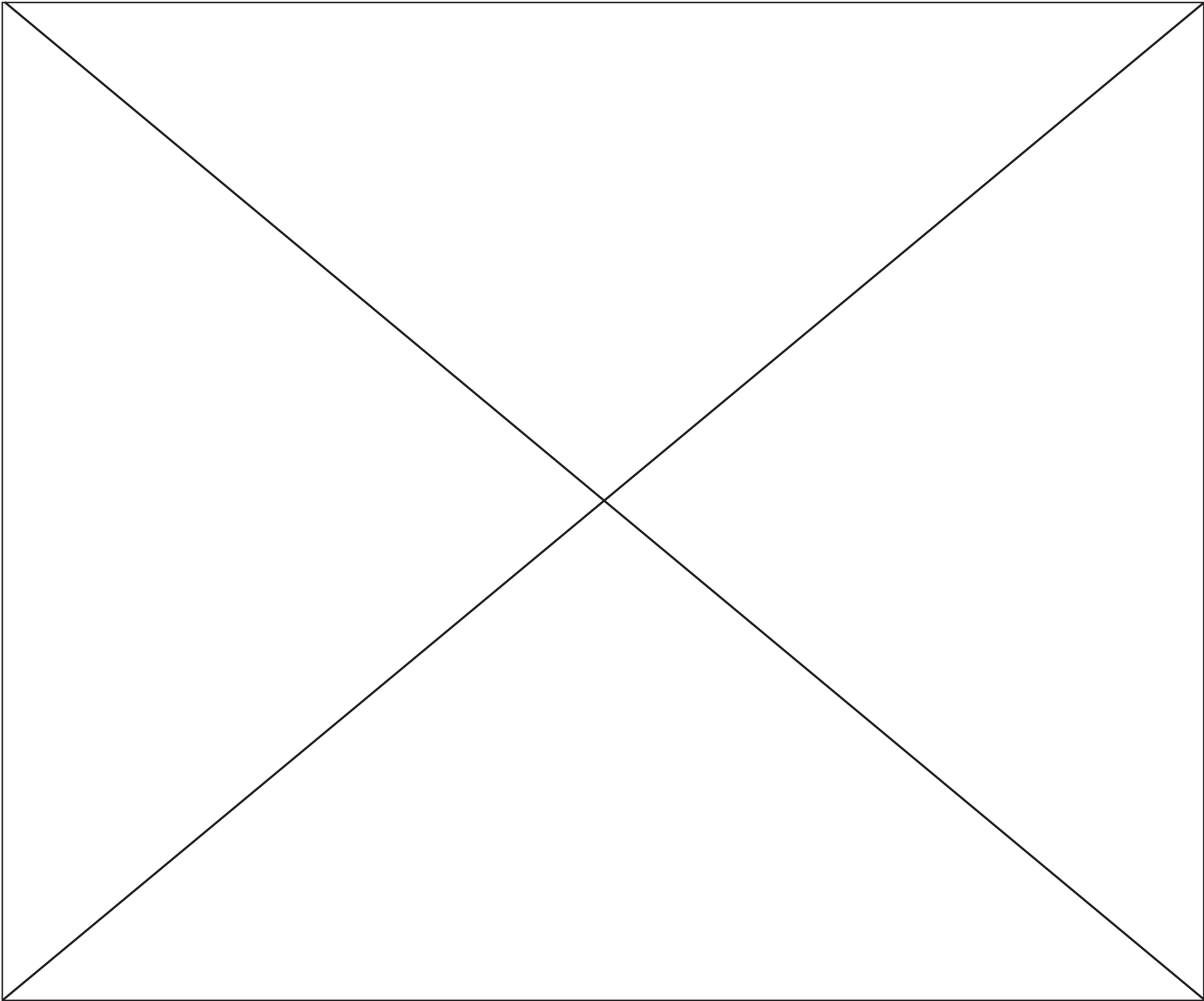
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	복합건물 일반배치도(EI. 63'-0") 그림 1.2-21



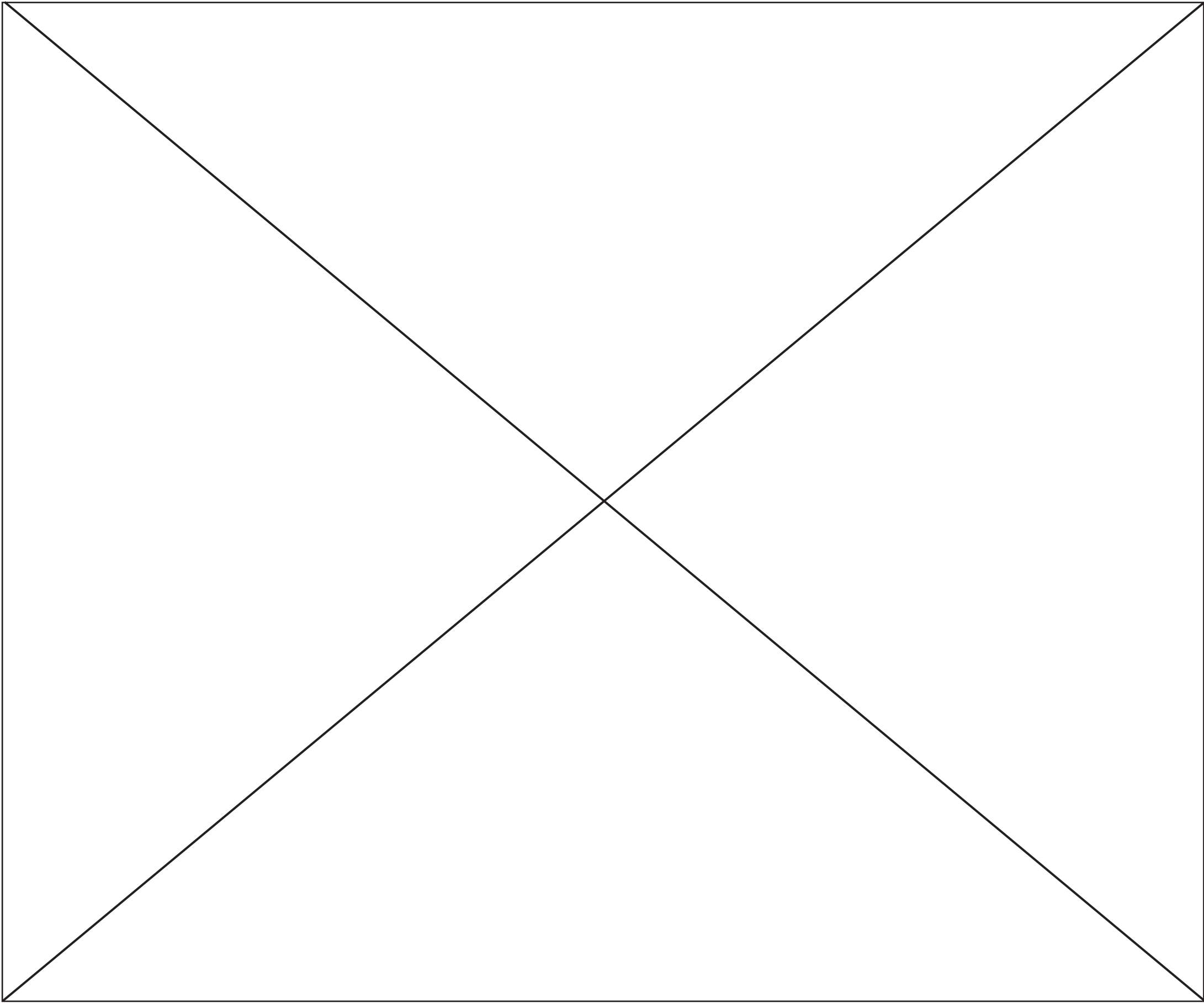
	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>복합건물 일반배치도(EI. 77'-0")</p> <p>그림 1.2-22</p>	



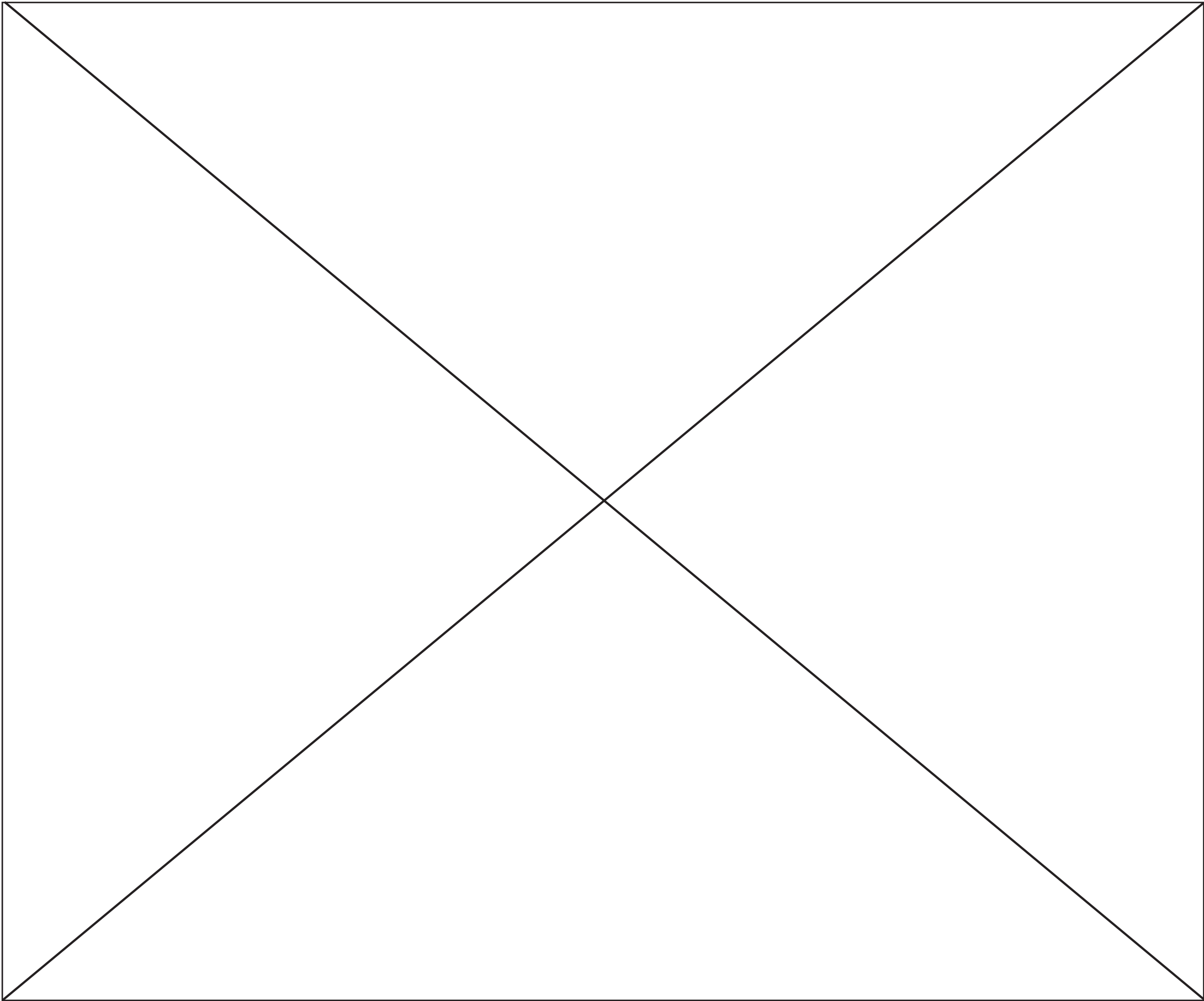
	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>복합건물 일반배치도(EI. 85'-0")</p> <p>그림 1.2-23</p>	



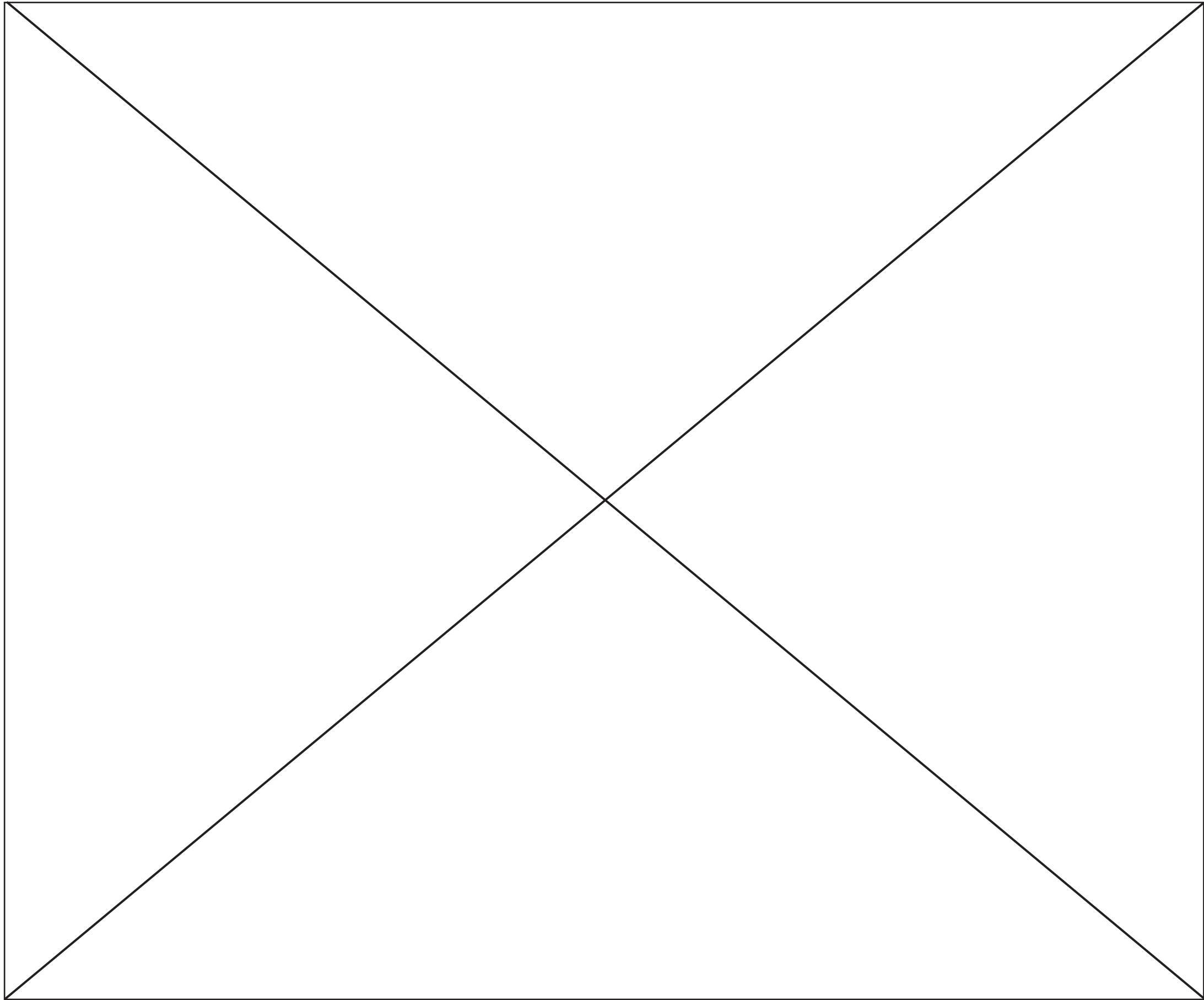
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	복합건물 일반배치도(EI. 100'-0") 그림 1.2-24



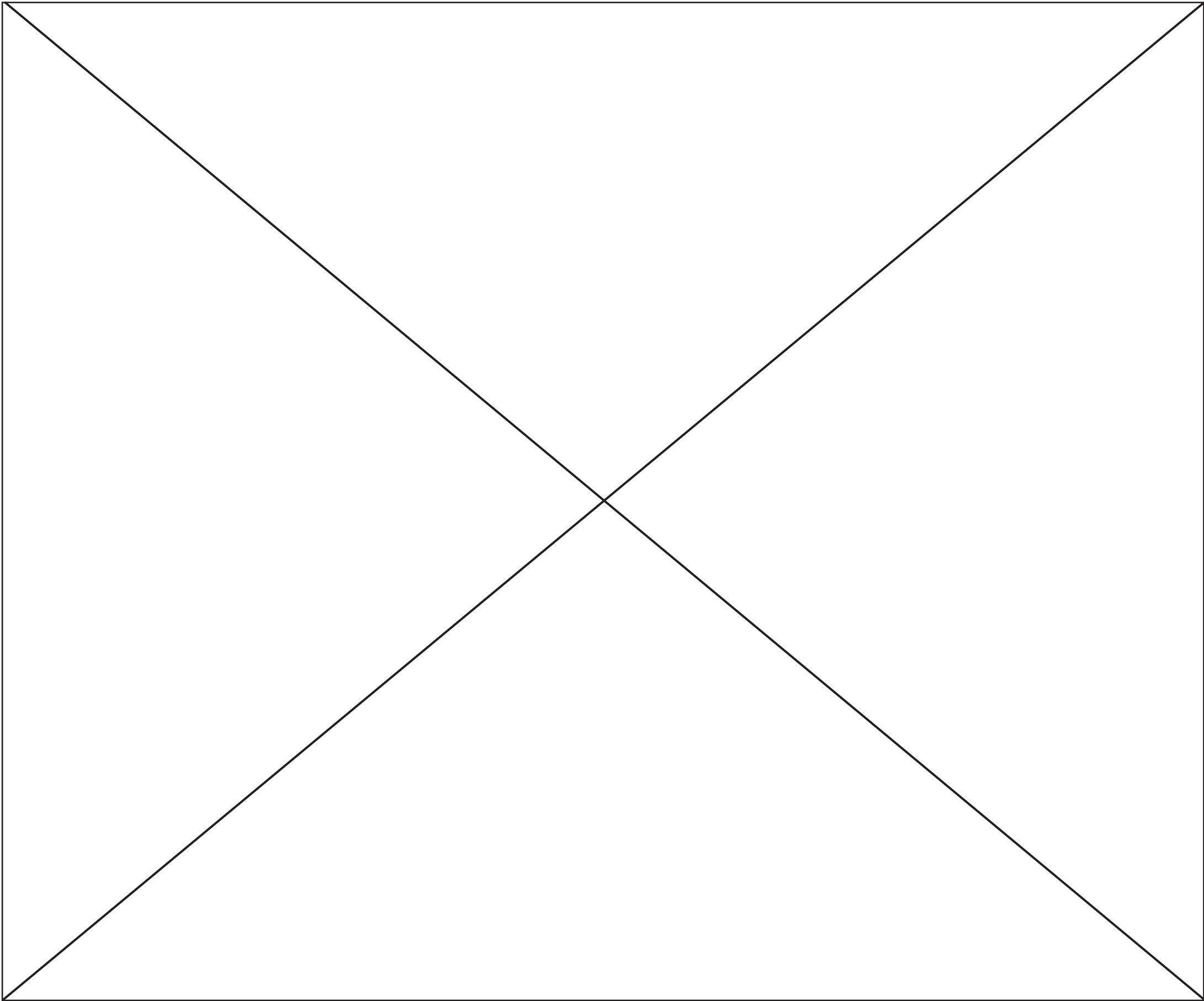
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	복합건물 일반배치도(EI. 120'-0") 그림 1.2-25



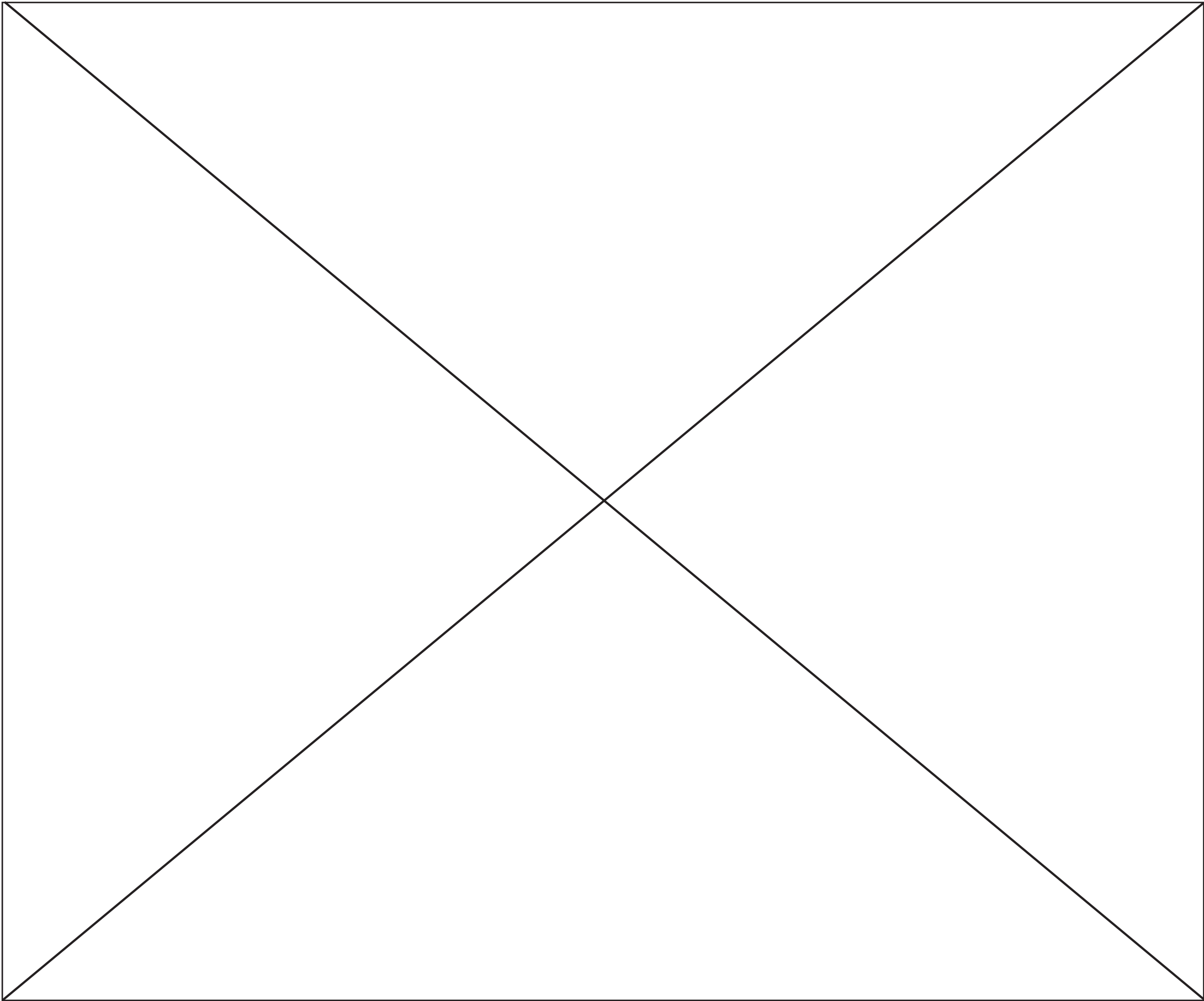
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	복합건물 일반배치도(EI. 139'-6")
그림 1.2-26	



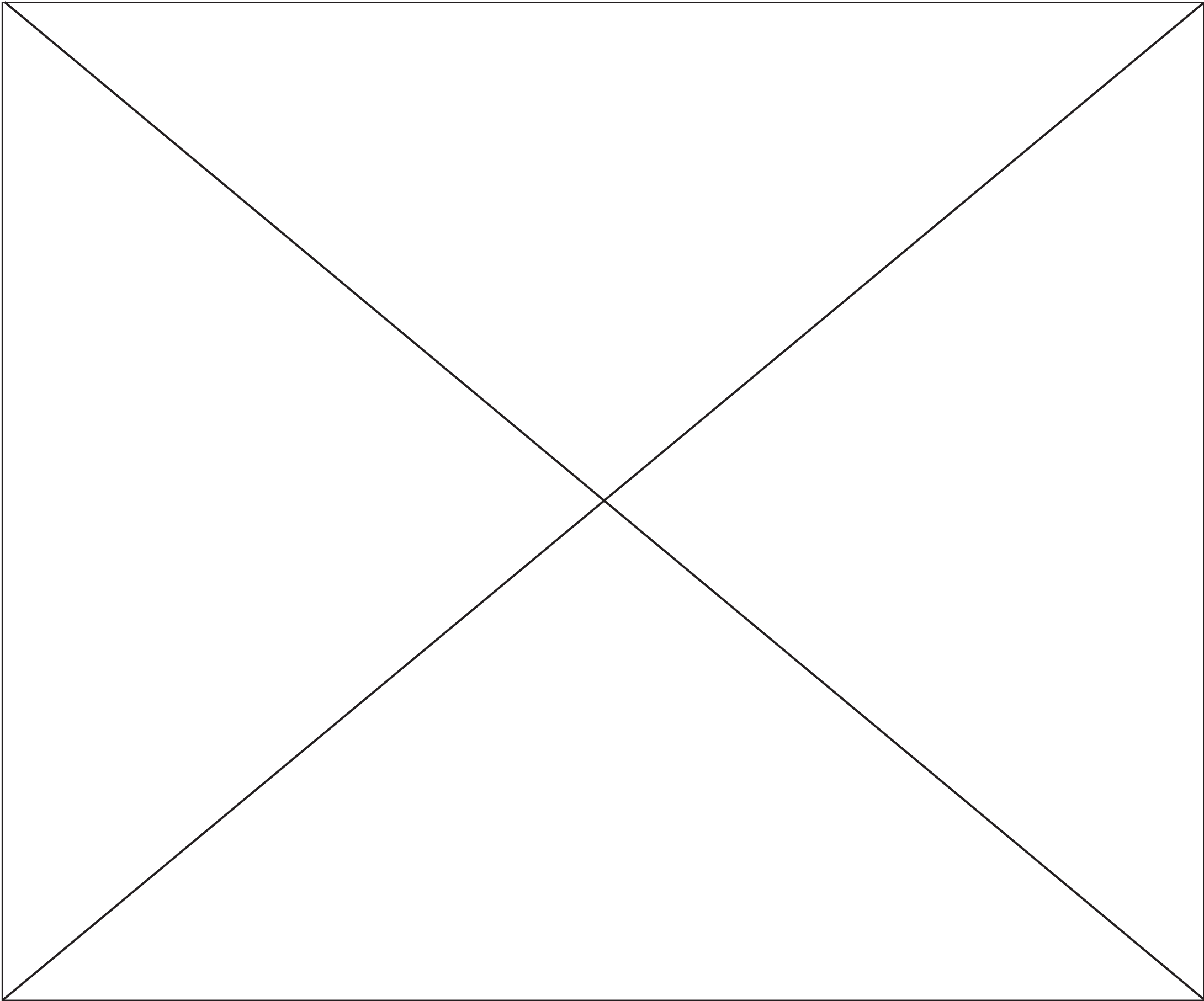
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	복합건물 일반배치도(EI. 156'-0") 그림 1.2-27



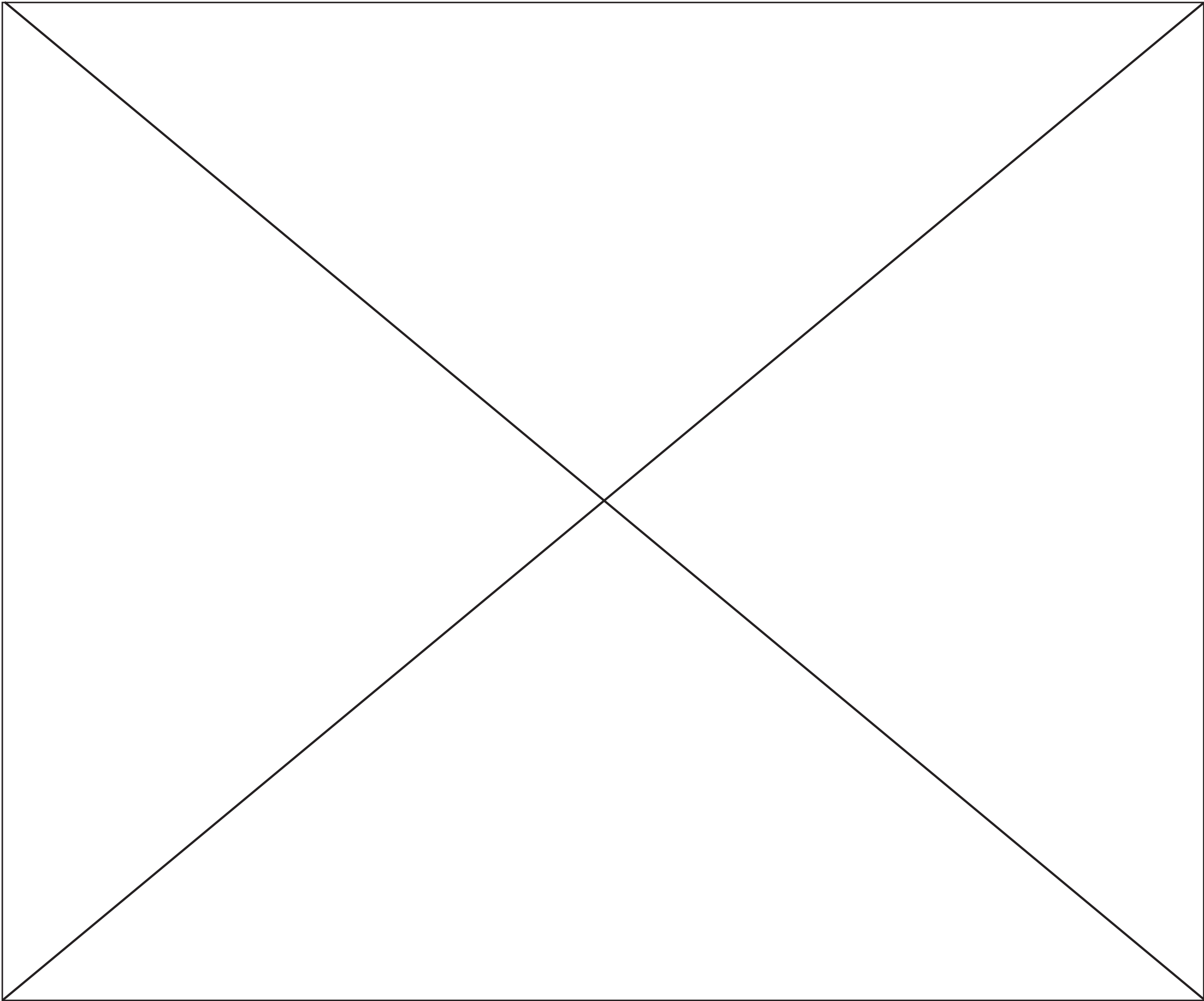
	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>터빈건물 일반배치도(A-A 단면도)</p> <p>그림 1.2-28</p>	




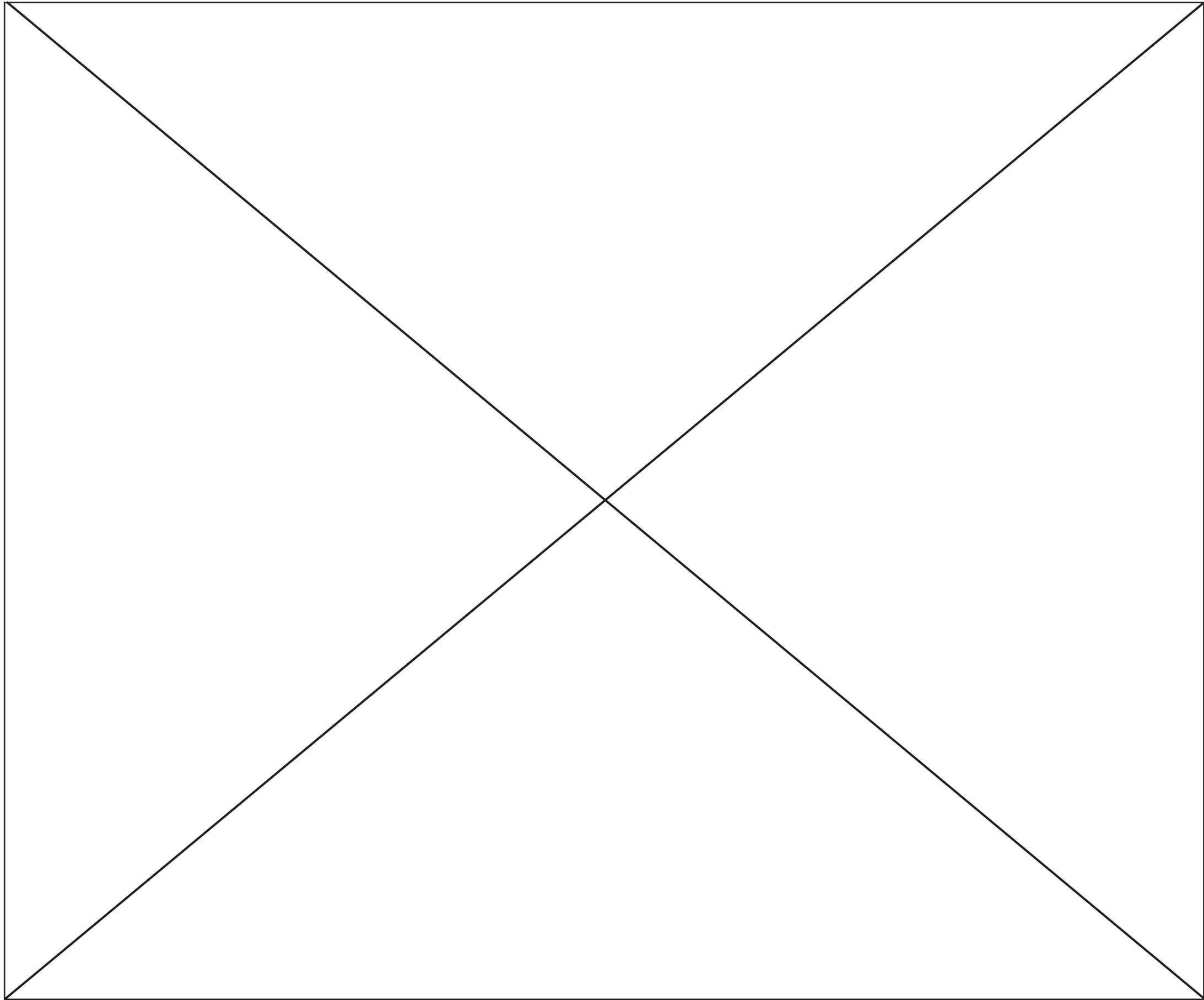
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	터빈건물 일반배치도(B-B 단면도)
그림 1.2-29	




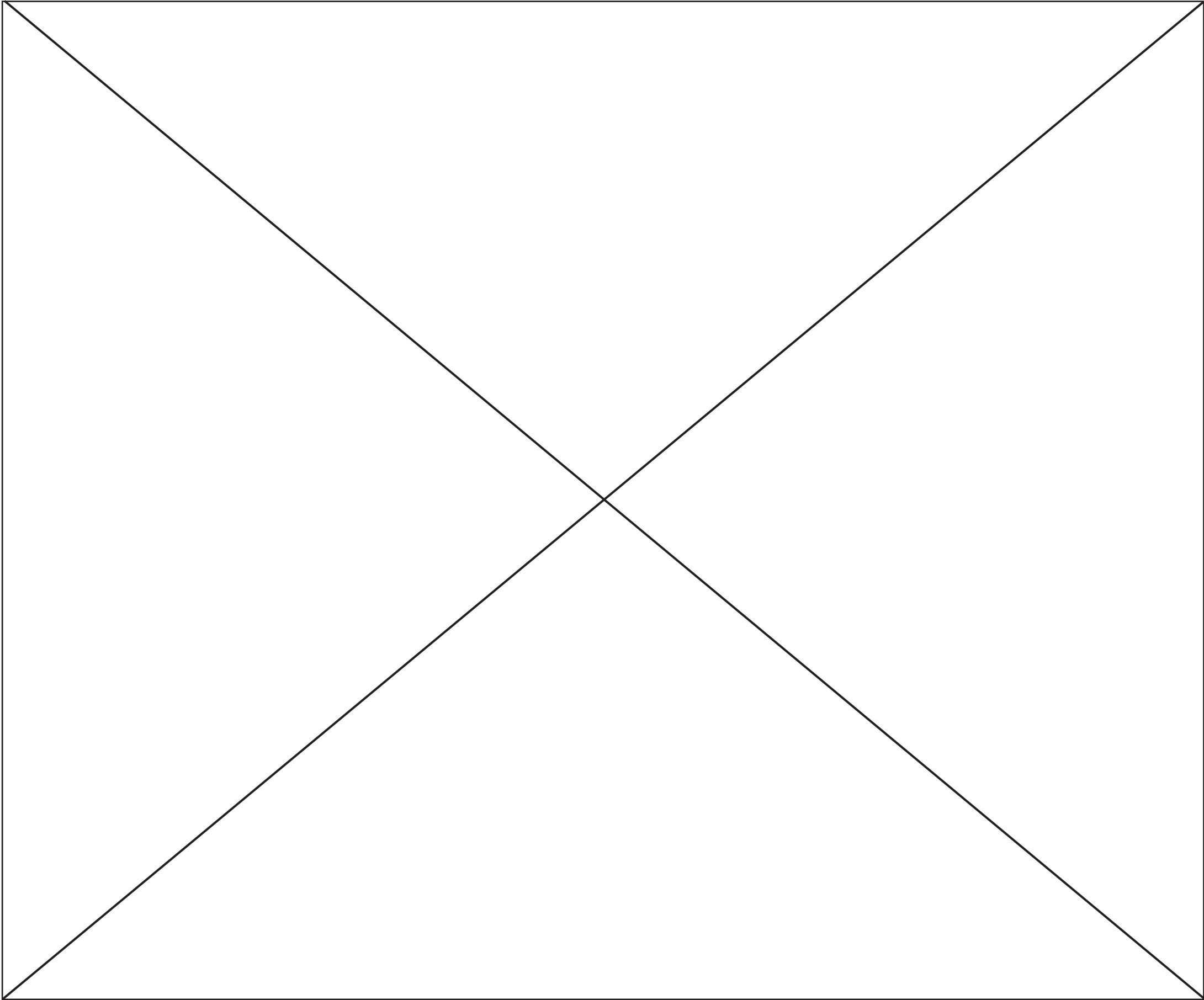
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	터빈건물 일반배치도(EI. 73'-0") 그림 1.2-30



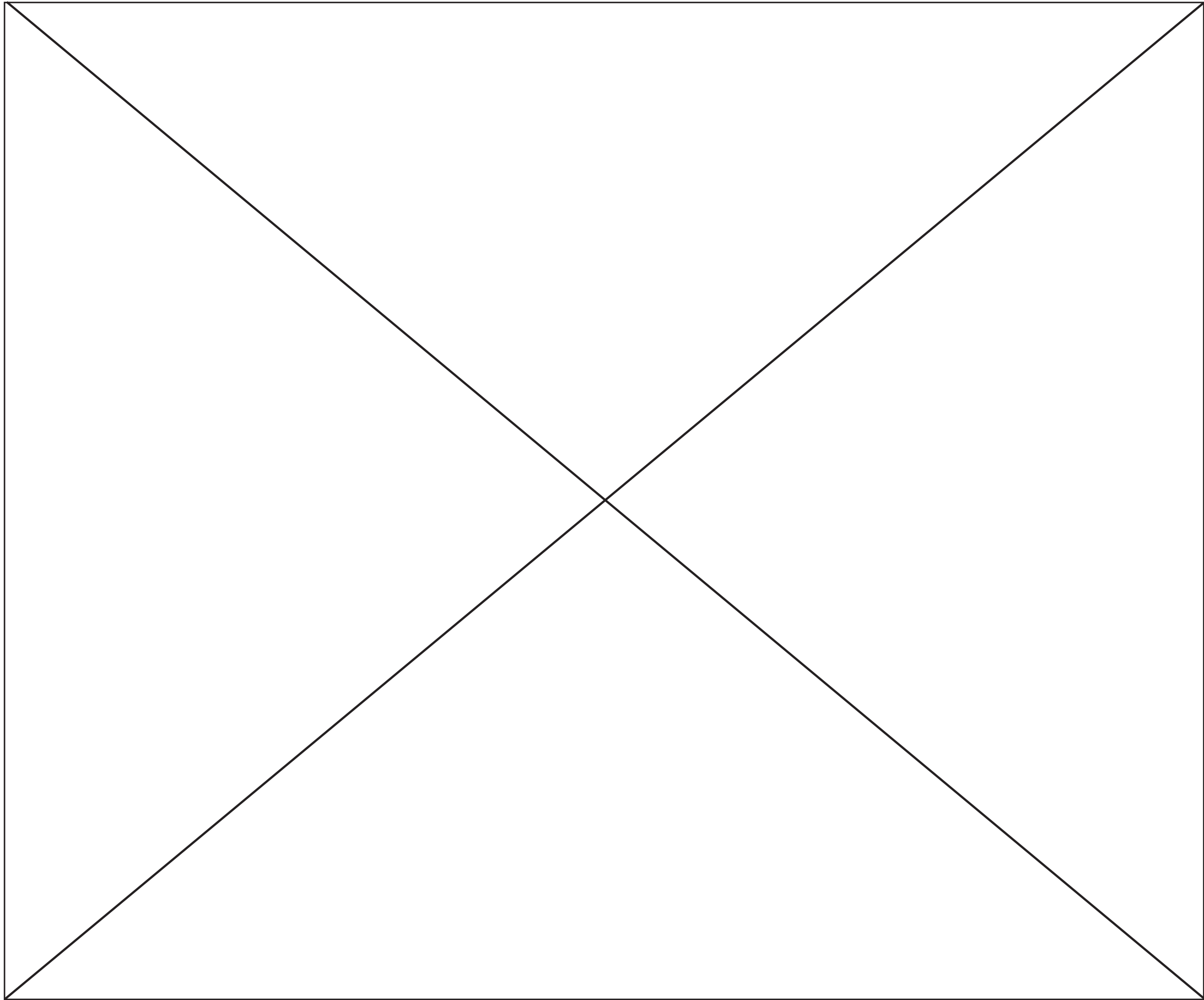
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	터빈건물 일반배치도(EI. 100'-0") 그림 1.2-31



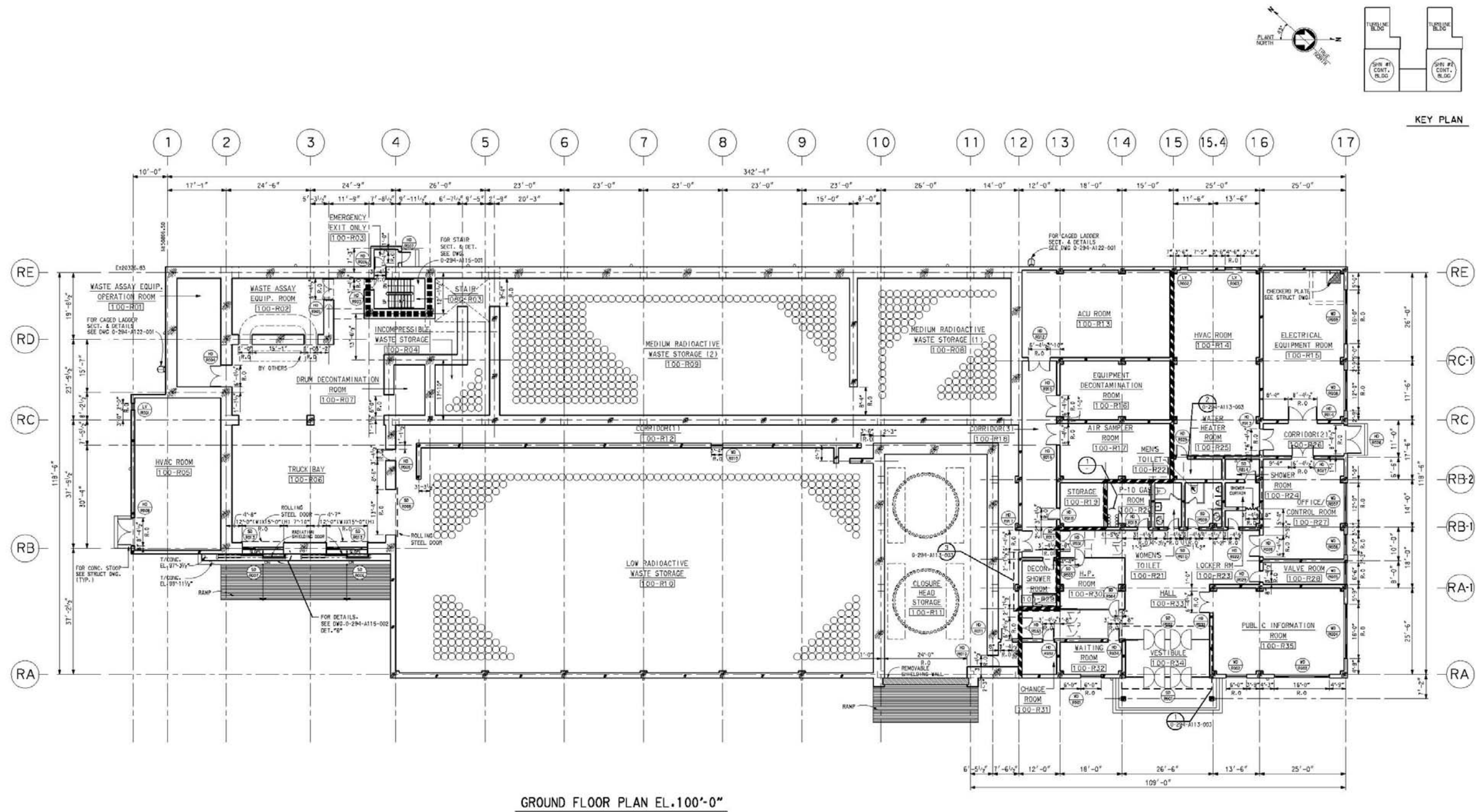
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	터빈건물 일반배치도(EI. 136'-6") 그림 1.2-32



	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	터빈건물 일반배치도(EI. 170'-0") 그림 1.2-33



	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
	터빈건물 일반배치도(EI. 216'-3") 그림 1.2-34



한국수력원자력주식회사
신한울 1,2호기
최종안전성분석보고서

중저준위방사성폐기물 임시저장고
일반 배치도(EL. 100'-0")

그림 1.2-35

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.3 비교표

1.3.1 유사발전소 설계와의 비교

이 절은 신한울 1,2호기 설계의 주요 특성을 나타내며 기타 가압경수로의 주요 설계특성을 비교한다. 표 1.3-1에 노심 및 원자로냉각재계통 설계 및 운전특성이 요약되어 있다. 표 1.3-2에는 발전소 보조계통 변수에 대한 설계특성이 요약되어 있다.

1.3.2 예비 및 최종정보와의 비교

표 1.3-3에 신한울 1,2호기 예비안전성분석보고서 및 동 보고서 개정본 제출 이후의 주요 설계변경사항이 기술되어 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-1 (7 중 1)

노심 및 원자로냉각재계통 변수에 대한 비교

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
핵설계 자료				
구조적 특성				
노심 등가직경, cm(in)	364.7(143.6)	364.7(143.6)	364.7(143.6)	4.1
노심 높이(유효길이), cm(in)	381.0(150.0)	381.0(150.0)	381.0(150.0)	
노심평균 H ₂ O/UO ₂ 체적비(고온)	2.06	2.12	2.12	4.3
핵연료집합체 개수	241	241	241	
집합체당 연료봉 개수	236 ¹⁾	236(Batch A)	236(Batch A)	
		236/224/220 (Batch B)	236/224/220 (Batch B)	
		236/224/220 (Batch C)	236/224/220 (Batch C)	
성능 특성				
노심 장전모형	3영역 혼합 중심영역	3영역 혼합 중심영역	3영역 혼합 중심영역	4.3
핵연료 연소도, MWD/MTU				
평균 초기노심	15,300	17,571	17,571	
초기노심 평균 방출 연소도	31,700	28,914	28,914	
핵연료 농축도, wt% U-235				
영역 1	1.8	1.71	1.71	
영역 2	2.9	3.14/2.64	3.14/2.64	
영역 3	3.7	3.64/3.14	3.64/3.14	
영역 4				
제어 특성				
임계 붕소 농도, ppm (주기초, 전 제어봉 인출)				4.3
저온, 영출력, 무제논	1,431	1,238	1,238	
고온, 영출력, 무제논	1,414	1,187	1,187	
고온, 전출력, 평형제논	100	817	817	
고온, 전출력, 무제논	1,270	1,067	1,067	
제어봉집합체				
재질(전강/부분강)	B ₄ C 또는 Ag-In-Cd/ Inconel ²⁾	B ₄ C/Inconel	B ₄ C/Inconel	4.2
제어봉집합체 개수 (전강/부분강)	68/25 ³⁾	81/12	81/12	
제어봉집합체 당 봉의 개수	4 또는 12	4 또는 12	4 또는 12	
총 제어봉가(고온), %	16.4(일반치)	16.70	16.70	4.3

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-1 (7 중 2)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
1주기 반응도 계수				
감속재 온도계수, $\Delta \rho / ^\circ\text{C}$ (고온, 전 출력, 주기초/주기말)	-1.26×10^{-4} -4.68×10^{-4}	$-1.71 \times 10^{-4}/$ -4.34×10^{-4}	$-1.71 \times 10^{-4}/$ -4.34×10^{-4}	4.3
감속재 압력계수, $\Delta \rho / \text{psi}$ (고온, 운전, 주기초)	$+0.4 \times 10^{-5}$	0.44×10^{-6}	0.44×10^{-6}	
감속재 기포계수, $\Delta \rho / \% \text{ void}$ (고온, 운전, 주기초)	-0.22×10^{-3}	-0.21×10^{-3}	-0.21×10^{-3}	
도플러 계수, $\Delta \rho / ^\circ\text{C}$ (고온 운전 영역, 주기초/주기말)	-2.74×10^{-5} -2.93×10^{-5}	$-2.54 \times 10^{-5}/$ -2.95×10^{-5}	$-2.54 \times 10^{-5}/$ -2.95×10^{-5}	
열수력 설계 변수				
전출력시 노심 총 열출력, MWt	3,914	3,983	3,983	4.4
전출력시 노심 총 열출력, $10^6 \text{ kcal/h(MBtu/h)}$	3,367(13,360)	3,425(13,590)	3,425(13,590)	
연료봉 에너지 저장비(%)	97.5	97.5	97.5	
계통 공칭 압력, $\text{kg/cm}^2\text{A(PSIA)}$	158(2,250)	158(2,250)	158(2,250)	
계통압력, 최소 정상 상태, $\text{kg/cm}^2\text{A(PSIA)}$	155(2,200)	155(2,200)	155(2,200)	
공학적 인자				
공학적 열속 인자, F_q	1.03	1.03	1.03	4.4
공학적 엔탈피 상승 인자, F_H	1.03	1.03	1.03	
정격원자로 상태에서의 핵비등이탈률	2.00(CE-1) ⁴⁾	2.44(KCE-1) ⁴⁾	2.44(KCE-1) ⁴⁾	4.4
냉각재 유량				
총 유량, $10^6 \text{ kg/hr}(10^6 \text{ lb/hr})$	75.2(165.8)	75.6(166.6)	75.6(166.6)	4.4
노심설계 최소유량, $10^6 \text{ kg/hr}(10^6 \text{ lb/hr})$	73.0(160.8)	73.3(161.6)	73.3(161.6)	
노심 유로면적, $\text{m}^2(\text{ft}^2)$	5.65(60.8)	5.83(62.7)	5.83(62.7)	
노심 평균 냉각재 유속, m/s(ft/s)	5.10(16.7)	4.94(16.2)	4.94(16.2)	
노심 평균 질량 유속, $\text{million kg/h-m}^2(\text{million lb/h-ft}^2)$	12.94(2.65)	12.60(2.58)	12.60(2.58)	
냉각재 온도				
원자로입구 냉각재 공칭 온도, $^\circ\text{C}(^\circ\text{F})^{8)}$	291(556)	291(555)	291(555)	4.4
원자로내 평균 온도 상승, $^\circ\text{C}(^\circ\text{F})^{8)}$	33(59)	33(60)	33(60)	
노심내 평균 온도 상승, $^\circ\text{C}(^\circ\text{F})^{8)}$	34(61)	34(62)	34(62)	
노심 평균 온도, $^\circ\text{C}(^\circ\text{F})^{8)}$	308(587)	308(586)	308(586)	
원자로 평균 온도, $^\circ\text{C}(^\circ\text{F})^{8)}$	308(586)	307(585)	307(585)	
고온 부수로 출구 공칭 온도, $^\circ\text{C}(^\circ\text{F})^{8)}$	340(644)	341(645)	341(645)	

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-1 (7 중 3)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
평균 유동비등 열전달계수, kcal/h-m ² -℃ (Btu/hr-ft ² -°F)	30,759(6,300)	29,783(6,100)	29,783(6,100)	4.4
100% 출력시 열전달				
열전달 면적, m ² (ft ²)	6,592(70,960)	6,454(69,470)	6,454(69,470)	4.4
평균 열속, kcal/h-m ² (Btu/hr-ft ²)	497,200(183,300)	517,361(190,735)	517,361(190,735)	
최대 열속, kcal/h-m ² (Btu/hr-ft ²)	1,164,000 (429,100)	1,215,000 (448,000)	1,215,000 (448,000)	
연료봉 평균 선출력 밀도, W/cm(kW/ft)	175.9(5.36)	179.2(5.46)	179.2(5.46)	4.4
연료봉 최대 선출력 밀도, W/cm(kW/ft)	413.4(12.6)	420.8(12.8)	420.8(12.8)	
정격압력에서의 피복관 표면 최대온도, °C(°F) ⁸⁾	347.2(657)	347.1(656.7)	347.1(656.7)	
최대 연료봉 중심온도, °C(°F)	1,748(3,179)	1,712(3,114)	1,712(3,114)	
노심 기계설계 변수				
핵연료집합체				
연료봉 배열형태	16 × 16	16 × 16	16 × 16	4.2
설계	CE Type	PLUS7	PLUS7	
연료봉 피치, cm(in)	1.285(0.506)	1.285(0.506)	1.285(0.506)	
최외곽 연료봉간의 거리, cm(in)	20.25(7.972) × 20.25(7.972)	20.23(7.964) × 20.23(7.964)	20.23(7.964) × 20.23(7.964)	
총 이산화우라늄 무게, kgUO ₂ (lbUO ₂)	119,900(264,300)	117,800(259,700)	117,800(259,700)	
집합체당 지지격자 개수	11	12	12	
연료봉				
장전 개수	56,876 ⁵⁾	56,876 ⁵⁾	56,876 ⁵⁾	4.2
피복관 외경, cm(in)	0.97(0.382)	0.95(0.374)	0.95(0.374)	
직경 갭, cm(in)	0.0165(0.0065)	0.0165(0.0065)	0.0165(0.0065)	
피복관 두께, cm(in)	0.635(0.025)	0.05715(0.0225)	0.05715(0.0225)	
피복관 재질	Zircaloy-4	ZIRLO	ZIRLO	
소결체				
재질	UO ₂ Sintered	UO ₂ Sintered	UO ₂ Sintered	4.2
직경, cm(in)	0.8192(0.3255)	0.8192(0.3225)	0.8192(0.3225)	
길이, cm(in)	0.99(0.390)	0.98(0.387)	0.98(0.387)	
제어봉				
피복관 재질	NiCrFe alloy	인코넬 625	인코넬 625	4.2
피복관 두께, cm(in)	0.089(0.035)	0.089(0.035)	0.089(0.035)	

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-1 (7 중 4)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
원자로 냉각재계통 코드요건				
원자로 압력용기	ASME III, Class 1	KEPIC MNB	KEPIC MNB	5.2,5.4
증기발생기, 전열관 측	ASME III, Class 1	KEPIC MNB	KEPIC MNB	5.2,5.4
증기발생기, 셸 측	ASME III, Class 2	KEPIC MNC	KEPIC MNC	
가압기	ASME III, Class 1	KEPIC MNB	KEPIC MNB	
파이롯트 구동 안전방출밸브	ASME III, Class 1	ASME III, Class 1	ASME III, Class 1	
원자로용기의 주요 설계변수				
재료	오스테나이트 스테인리스강으로 피복된 저합금강	오스테나이트 스테인리스강으로 피복된 저합금강	오스테나이트 스테인리스강으로 피복된 저합금강	5.3
설계압력, kg/cm ² A(psia)	176(2,500)	176(2,500)	176(2,500)	
설계온도, ℃(°F)	343(650)	343(650)	343(650)	
운전압력, kg/cm ² A(psia)	158(2,250)	158(2,250)	158(2,250)	
셸 내경, in	182-1/4	182-1/4	182-1/4	
노즐간 외경, in	271	271	271	5.3
용기와 상부헤드 전체높이, ft-in	48 7-7/8 하부계측노즐 포함	48 7-7/8 하부계측노즐 포함	48 7-7/8 하부계측노즐 포함	
클래딩 최소두께, in	1/8	1/8	1/8	
원자로 냉각재배관 주요 설계변수				
재질	배관 내부에 스테인리스강으로 피복한 탄소강	배관 내부에 스테인리스강으로 피복한 탄소강	배관 내부에 스테인리스강으로 피복한 탄소강	5.4.3
고온관 내경, in	42	42	42	
저온관 내경, in	30	30	30	
펌프와 증기발생기 사이의 배관 내경, in	30	30	30	
설계압력, kg/cm ² A(psia)	176(2,500)	176(2,500)	176(2,500)	

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-1 (7 중 5)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
원자로용기의 주요 설계변수				
호기당 기기수	2	2	2	5.4.2
형태	일체형 이코노마이저가 설치된 수직 U자형 전열관	일체형 이코노마이저가 설치된 수직 U자형 전열관	일체형 이코노마이저가 설치된 수직 U자형 전열관	
전열관 재질	SB-163, Alloy 690 니켈-크롬-철 합금	SB-163, Alloy 690 니켈-크롬-철 합금	SB-163, Alloy 690 니켈-크롬-철 합금	
셸 재질	1차측 - 오스테나이트 스테인리스강으로 피복된 저합금강, 2차측 - 합금강. 단, 상부헤드는 탄소강 및 저합금강 모두 허용	SA-533 Type B Class 1 또는 SA-508 Grade 3 Class1	SA-533 Type B Class 1 또는 SA-508 Grade 3 Class 1	
1차측 설계압력(전열관측), kg/cm²A(psia)	176(2,500)	176(2,500)	176(2,500)	
1차측 설계온도, °C(°F)	343(650)	343(650)	343(650)	
1차측 설계유량, 10⁶ kg/hr(10⁶ lb/hr), 증기발생기 1대당	37.6(82.9)	37.78(83.3)	37.78(83.3)	
2차측 설계압력(셸측), kg/cm²A(psia)	84(1,200)	84(1,200)	84(1,200)	
2차측 설계온도, °C(°F)	299(570)	299(570)	299(570)	
1차측 공칭 운전압력(전열관측), kg/cm²A(psia))	158(2,250)	158(2,250)	158(2,250)	
증기발생기 주요 설계변수				
2차측 최대 운전압력(셸측), kg/cm²A(psia)	77(1,100)	77(1,100)	77(1,100)	5.4.2
최대 습분 중량비, %, 최대 운전하중의 증기발생기 출구노즐에서	0.25	0.25	0.25	
1차측 수압시험압력(저온측), kg/cm²A(psia)	220(3,125)	220(3,125)	220(3,125)	
증기압력, kg/cm²A(psia), 최대 출력에서	70(1,000)	70(1,000)	70(1,000)	
증기온도, °C(°F), 최대 출력에서	285(545)	285(545)	285(545)	
증기유량, 10⁶ kg/hr(10⁶ lb/hr), 최대출력에서, 증기발생기 1대당	4(8.82)	4.1(8.975)	4.1(8.975)	

표 1.3-1 (7 중 6)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
원자로냉각재계의 주요 설계변수				
운전압력, kg/cm ² A(psia)	158(2,250)	158(2,250)	158(2,250)	5.1,5.4
원자로입구온도, °C(°F) ⁶⁾	291.1(556)	291(555)	291(555)	
원자로출구온도, °C(°F) ⁶⁾	324(615)	324(615)	324(615)	
유로수	2	2	2	
설계압력, kg/cm ² A(psia)	176(2,500)	176(2,500)	176(2,500)	
설계온도, °C(°F)	343(650)	343(650)	343(650)	
수압시험압력(저온), kg/cm ² A(psia)	220(3,125)	220(3,125)	220(3,125)	
전체냉각재 체적, m ³ (ft ³)	448.1(15,825.5)	455.3(16,079)	450.5(15,909)	
전체냉각재유량, L/min(gpm) ⁷⁾	1,683,000 (444,650)	1,689,000 (446,300)	1,689,000 (446,300)	
원자로냉각재펌프의 주요 설계변수				
펌프수	4	4	4	5.4.1
형태	직립형, 하부흡입, 수평토출, 1단원심형	직립형, 하부흡입, 수평토출, 1단원심형	직립형, 하부흡입, 수평토출, 1단원심형	
설계압력, kg/cm ² A(psia)	176(2,500)	176(2,500)	176(2,500)	
설계온도, °C(°F)	343(650)	343(650)	343(650)	
운전압력, 공칭, kg/cm ² A(psia)	158(2,250)	158(2,250)	158(2,250)	
흡입온도, °C(°F) ⁶⁾	291.1(556)	291(555)	291(555)	
정격유량, L/min(gpm)	437,014 (115,447)	460,306 (121,600)	460,306 (121,600)	
정격수두, m(ft)	114(374)	109.7(360)	114.3(375)	
수압시험압력(저온), kg/cm ² A(psia)	220(3,125)	220(3,125)	220(3,125)	
전동기형태	교류농형 유도전동기	교류농형 유도전동기	교류농형 유도전동기	
전동기정격출력(저온), kW(hp)	8,948(12,000)	10,067(13,500)	10,365(13,900)	

표 1.3-1 (7 중 7)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
공학적안전설비				
안전주입계통				6.3
고수두펌프 수량	4	4	4	
저수두펌프 수량	0	0	0	
안전주입탱크 수량	4	4	4	
비상전원				
비상발전기 수량	3 ⁸⁾ 대	2대	2대	8.3
계측제어계통				
원자로보호계통	7.2절	7.2절	7.2절	7.2
원자로정지 개시				
수동스위치의 수량	주제어실에 2개 세트(2개/세트)와 원격정지실에 1개 세트	주제어실에 2개 세트(2개/세트)와 원격정지실에 1개 세트	주제어실에 2개 세트(2개/세트)와 원격정지실에 1개 세트	
자동개시변수 채널/논리	4채널 제공, 정지를 위해 2채널 동시 논리 필요	4채널 제공, 정지를 위해 2채널 동시 논리 필요	4채널 제공, 정지를 위해 2채널 동시 논리 필요	
공학적안전설비작동계통				
공학적안전설비작동계통 개시				
수동스위치 수량	각각 2개 세트(2개/세트)	각각 2개 세트(2개/세트)	각각 2개 세트(2개/세트)	7.3
자동개시변수 채널/논리	4채널 제공, 각 기능을 위해 2채널 동시논리 필요	4채널 제공, 각 기능을 위해 2채널 동시논리 필요	4채널 제공, 각 기능을 위해 2채널 동시논리 필요	

- 1) 초기노심에서 UO₂ 연료봉 일부는 가연성 독봉으로 대체 가능
- 2) System 80+에서 인코넬 부분강 제어봉집합체
- 3) 제어봉집합체 장전 모형에는 추가로 8개의 제어봉집합체가 있음
- 4) 정격 원자로 상태에서 최소 핵비등이탈률
- 5) 연료봉중 일부는 가연성 독봉임
- 6) 온도는 근사치임
- 7) 최소설계치
- 8) 1E급 2대 및 비1E급 1대

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-2 (3 중 1)

발전소 보조계통 변수에 대한 비교

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
원자로건물 계통				
원자로건물				
형태	강철구형 원자로격납용기 철근콘크리트 차폐건물	스틸라인드 포스트텐션드 프리스트레스트 콘크리트 원통벽 및 반구형돔	스틸라인드 포스트텐션드 프리스트레스트 콘크리트 원통벽 및 반구형돔	3.8
누설율(%/d)	0.5(24 hr) 0.25(24 hr 후)	0.1(24 hr) 0.05(24 hr 후)	0.1(24 hr) 0.05(24 hr 후)	
설계압력, kg/cm ² (psig)	3.7263(53)	4.2184(60)	4.2184(60)	
자유체적, 10 ³ m ³ (10 ⁶ ft ³)	96.277(3.40)	88.575(3.128)	88.575(3.128)	
직경, m(ft)	60.96(200)	45.72(150)	45.72(150)	
높이, m(ft)	60.96(200)	76.35(250.5)	76.35(250.5)	
원자로건물 살수				6.5.2.2
펌프 수량	2	2	2	
열교환기 수량	2	2	2	
설계용량(계열당), L/min(gal/min)	18,927(5,000)	18,927(5,000)	18,927(5,000)	
살수 첨가제	사용안함	사용안함	사용안함	
원자로건물 냉각기				9.4.6.1.1
형태	정상 및 소외전원상실 사고시	정상 및 소외전원상실 사고시	정상 및 소외전원상실 사고시	
냉각기 수량	4	4	4	
용량(10 ⁶ Btu/hr)	3	6	6	
전기계통				
소내전력계통(교류)				8.3.1
발전기 원동기	디젤엔진	디젤엔진	디젤엔진	
원동기 수량	2	2	2	

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-2 (3 중 2)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
용량(대당)(kW)	5,500	8,000	8,000	
기타계통				
1차측 기기냉각해수				9.2.1
펌프 형태	수직원심형 젖은 수조	수직터빈형 젖은 수조	수직터빈형 젖은 수조	
유량율(대당), L/min(gal/min)	54,889(14,500)	64,352(16,000)	64,352(16,000)	
1차측기기냉각수				9.2.2
펌프 수량(계열당)	2	2	2	
설계용량(각각), L/min(gal/min)	57,538(15,200)	70,030(18,500)	70,030(18,500)	
열교환기 수량(계열당)	2	3	3	
열교환기 형태	관형	관형	관형	
사용후연료저장조 냉각 및 정화				9.1.3
냉각펌프설계용량(대당), L/min(gal/min)	13,249(3,500)	15,142(4,000)	15,142(4,000)	
최종열제거원				9.2.5
해수저장형태		동해	동해	
해수저장예비		없음	없음	
복수저장설비				9.2.6
용량(호기당)(10 ³ gal)		510	510	
발전소화재방호				9.5.1
수원	청수탱크	청수탱크	청수탱크	
보조수원	내진범주 I급 소화수저장탱크	내진범주 I급 소화수저장탱크	내진범주 I급 소화수저장탱크	
필수냉수				9.2.9
펌프 수량(계열당)	2	2	2	
비상디젤발전기				9.5.4
전출력운전기준에 따른 연료유저장용량(대당)(일)	7일과 주기점검을 위한 여유분	7일과 주기점검을 위한 여유분	7일과 주기점검을 위한 여유분	
대체교류발전기				8.3, 9.5.12
전출력운전기준에 따른 연료유저장용량(대당)(일)	1	3	3	

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.3-2 (3 중 3)

	System 80+ 3,931 MWt	신고리 3,4호기 4,000 MWt	신한울 1,2호기 4,000 MWt	참조절
터빈발전기				10.2
보증출력(MWe)	1,391	1,455	1,455	
주증기 공급				
총증기유량, 10 ⁶ kg/hr(10 ⁶ lb/hr)	8.00(17.64)	8.14(17.95)	8.14(17.95)	
증기발생기출구압력, kg/cm ² A(psia)	69.27(1,000)	69.27(1,000)	69.27(1,000)	
증기발생기출구온도, °C(°F)	284.22(543.6)	284.22(543.6)	284.22(543.6)	
형태	다중압력	단일압력	단일압력	
압력, kg/cm ² A(in HgA)	0.06/0.08/0.10 (1.8/2.3/3.0)	0.05(1.5)	0.05(1.5)	
터빈 우회				10.4.4
용량(정격부하주증기 유량의 %)	55(복수기)	55(복수기)	55(복수기)	
순환수				10.4.5
형태	냉각탑	동해, 관류	동해, 관류	
보조급수				10.4.9
펌프원동기	터빈구동 2대 모터구동 2대	터빈구동 2대 모터구동 2대	터빈구동 2대 모터구동 2대	
정격유량(대당), L/min(gal/min)	1892.7(500)	2460.5(650)	2460.5(650)	
방사성폐기물계통				
액체방사성 폐기물 탱크용량, m ³ (gal)	2,179(575,704) ¹⁾ (1개 호기)	681(180,000) ²⁾ (3,4호기 공용)	681(180,000) ²⁾ (1,2호기 공용)	11.2
기체방사성 폐기물 지연시간(일)	30(xenon) 3(krypton)	45(xenon) 3.5(krypton)	45(xenon) 3.5(krypton)	11.3
고체방사성 폐기물 처리형식 및 고화제	탈수 N/A	고화 폴리머	고화 폴리머	11.4
비상지원시설				
비상기술지원실(TSC)	비상기술지원실 전용, 각호기의 보조건물에 위치	비상기술지원실 전용, 각호기의 보조건물에 위치	비상기술지원실 전용, 각호기의 보조건물에 위치	

1) 중화탱크가 포함된다.(115,000 gal × 2)

2) 신고리 3,4호기 및 신한울 1,2호기 액체방사성 폐기물계통에는 중화탱크가 없다.

표 1.3-3 (4 중 1)

주요 설계변경 사항

관련 절	항목	예비안전성분석보고서	최종안전성분석보고서	변경사유
표 1.7-1	지진원자로자동정지계통	해당내용 없음	표 1.7-1 "안전성 관련 전기 도면, 계측 및 제어도면"에 "그림 7.10-1 지진원자로자 동정지계통 제어논리도" 추 가	ASTS 신규 설치
1B.2	지진원자로자동정지계통	해당내용 없음	"1B.2 1-1 지진 자동정지설 비 설치" 추가	ASTS 신규 설치
표 3.2-1	지진원자로자동정지계통	해당내용 없음	표 3.2-1 "구조물, 계통 및 기기 등급분류 목록"에 "지 진원자로자동정지계통" 추가	ASTS 신규 설치

표 1.3-3 (4 중 2)

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

관련 절	항목	예비안전성분석보고서	최종안전성분석보고서	변경사유
4.3.2.1 그림 4.3-1,2,3	초기노심 및 평형노심 장전모형	신한울 1,2호기 예비설계용 장전모형	신한울 1,2호기 최종설계용 장전모형	안정성 인자 및 주기길이 향상
4.3.2.5 그림 4.3-35,36 A,36B	제어봉집합체 배열	FSCEA 76개 PSCEA 17개	FSCEA 81개 PSCEA 12개	Mode-K 미적용 및 정지여유도 확보 용이
4.4.1.1	핵비등이탈률 (DNBR SAFDL)	1.26	1.29	출력분포 변경에 따른 핵비등이탈률 제한치 재생산
7.2.1.1.2.3	노외중성자속 측정	검증된 격리기를 통하여 기 동 및 제어 신호처리함에 기동영역 감시 및 원자로출 력 제어를 위한 입력신호를 제공	삭제	ENFMS 통합형 검출기에서 기동/제어/안전영역별 검출기로 설계변경 사항 적용함에 따라 안전채널에서 기동 및 제어채널로 보내는 신호가 없어짐
그림 7.3-22	그림 전체	안전주입펌프 측정채널 블 록선도	안전주입펌프 및 안전주입충 수탱크 측정채널 블록선도 안전주입충수탱크 관련 계 측기 추가	안전주입충수탱크 추가로 인한 관련 계측기 측정채널 추가

1.3-13

표 1.3-3 (4 중 3)

관련 절	항목	예비안전성분석보고서	최종안전성분석보고서	변경사유
7.7.1.1.8	노외중성자속감시계통 (비안전채널)	기동 및 제어 신호처리함은 안전채널 전치증폭기에서 처리된 신호를 받아 처리	기동채널 신호처리기기는 BF ₃ 비례계수기 및 격납건 물 내에 설치된 전치증폭기 를 거쳐 나온 신호를 처리 제어채널 신호처리기기는 이중으로 구분(dual section) 된 비 보상형 이온전리함검 출기에서 나온 신호를 처리	ENFMS 통합형 검출기에서 기동/제어/안전영역별 검출기로 설계변경 사항 적용
그림 7.7-23	노외중성자속감시계통 기동채널 및 제어채널 신호 흐름도	FC 검출기 FC 검출기의 전치증폭기는 격납건물 밖에 설치	BF ₃ 비례계수기 및 비 보상 형 이온전리함검출기로 대체 비 보상형 이온전리함검출 기의 전치증폭기는 없으며, BF ₃ 비례계수기의 전치증폭 기는 격납건물 안에 설치	ENFMS 통합형 검출기에서 기동/제어/안전영역별 검출기 로 설계변경 사항 적용 검출기 변경에 따른 설계변경 사항 적용
7.10	지진원자로자동정지계통	해당내용 없음	"7.10 지진원자로자동정지계 통" 추가	ASTS 신규 설치

표 1.3-3 (4 중 4)

관련 절	항목	예비안전성분석보고서	최종안전성분석보고서	변경사유
표 7.10-1	지진원자로자동정지계통	해당내용 없음	"표 7.10-1 지진원자로자동정지계통 감시변수 “ 추가	ASTS 신규 설치
그림 7.10-1	지진원자로자동정지계통	해당내용 없음	"그림 7.10-1 지진원자로자동정지계통 제어논리도 “ 추가	ASTS 신규 설치
그림 1.2-1, 9.4.12, 표 9.4-15, 그림 9.4-14, 11.4.7, 12.3.1.6, 12.3.2.3, 그림 12.3-42	중저준위방사성 폐기물 임시저장고	-	"중저준위방사성 폐기물 임시저장고" 추가	중저준위방사성 폐기물 임시저장고 신규설치

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

1

2

1

1.3-15

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.4 신한울 1,2호기 참여기관

1.4.1 한국수력원자력주식회사

전력산업 구조개편 관련 법률이 2000년 말 국회를 통과하고 2001년 4월 한국전력공사의 발전부문이 분할되어 6개의 발전회사가 출범하였으며, 원자력 및 수력 발전부문은 이중 1개의 회사로 분리되었다.

한국수력원자력주식회사(이하 ‘한수원’)는 한국전력공사(이하 ‘한전’)에 소속되었던 원자력 및 수력 관련설비와 고용인원을 전부 승계하여 2001년 4월 2일 설립된 한전의 자회사로서 원자력발전소의 건설 및 운영에 많은 경험을 가지고 있다.

고리 1,2호기와 월성 1호기는 경험 부족 및 산업기반 취약으로 일괄발주(Turn-Key)방식을 채택하여 한수원이 사업관리분야에 제한적으로 참여하였고, 국내업체가 외국 계약사의 지원 하에 기술용역 업무를 수행하여 기술축적이나 국산화 실적이 미진하였다.

고리 3,4호기, 한빛 1,2호기, 한울 1,2호기는 경제적인 에너지원의 확보 및 선진기술 조기 습득 전략에 따라 분할발주(Non-Turn-Key)방식을 채택함으로써 한수원이 사업관리를 주도하고 플랜트종합설계 및 기기 공급분야에 국내업체가 참여하여 설계, 구매, 건설관리 업무, 현장설계 및 품질검사업무를 수행하였다.

1984년 7월 산업자원부는 원전의 경제성 제고 및 에너지 자립기반 확립을 위해 원전건설 기술자립 계획을 수립하고 한빛 3,4호기가 준공되는 1995년까지 95%의 기술자립 목표를 설정하였다. 이를 위해 한빛 3,4호기는 사업추진체계를 국내주도형으로 전환하여 국내업체를 주계약자로 선정하고 각 업체가 전문분야별 역할을 분담하여 플랜트종합설계분야는 물론 원자력발전소 핵심기술인 원자로계통설계업무까지 국내업체가 공동설계 형태로 설계에 직접 참여하여 95%의 원전 기술자립을 달성하였다.

원전기술 자립과 병행하여 한수원은 원전 표준화 작업을 추진하여 한울 3,4호기 준공을 통해 1,000 MWe급 한국표준원전을 개발하였고 이를 통해 원전 복제 설계 및 건설 능력을 확보하였으며 한빛 5,6호기, 한울 5,6호기, 신고리 1,2호기 및 신월성 1,2호기에 적용하고 있다.

한편, 신한울 1,2호기의 사업주로서 한수원은 신한울 1,2호기 설계, 건설 및 운영에 대한 책임을 가지며, 한국전력기술(주)(이하 ‘한기’)는 설계 기술, 구매 및 사업 관리 분야에 대하여 한수원을 지원한다. 두산중공업주식회사(이하 ‘두산중’)는 핵증기공급계통 및 터빈 발전기를 공급하며, 한전원자력연료주식회사(이하 ‘한연(주)’)는 핵연료를 공급한다.

한수원 본사는 건설 현장으로부터 남쪽으로 약 138km 떨어진 경상북도 경주시에 위치하

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

고 있다. 한수원의 발전소 운전에 관한 발전소 조직 및 책임사항은 13.1.2절 및 13.1.3절에 기술되어 있으며, 가동전시험, 시운전 및 최초 운전(initial operation)에 대한 발전소 조직 및 책임사항은 14장에 기술되어 있다.

1.4.2 발전소 종합설계자

1.4.2.1 한국전력기술주식회사

한기는 전력분야 종합설계 능력 확보라는 국가적인 요구에 부응하기 위하여 1975년에 설립되었다. 설립 이래로 한기는 국내 원자력 사업의 모든 분야에 필요한 기술자문과 엔지니어링 활동에 있어서 선도적인 역할을 하여 왔으며 화력, 수력 및 기타 에너지 관련 시설과 경부고속철도, 인천국제공항 등 국가적인 초대형 사업에 대한 다양한 종합설계기술 용역을 제공함으로써 세계 일류의 EC(Engineering Contractor) 회사로 발전하여 왔다.

한기의 사업 경험은 1976년부터 고리 1호기(587 MWe, PWR)와 2호기(650 MWe, PWR)에 관한 여러 설계업무를 수행하기 시작하였다. 계속해서 한기는 한국의 모든 원자력발전소 및 화력발전소 설계를 주계약자로서 주도하여 왔으며, 동시에 업무영역을 확장하여 다방면의 종합엔지니어링 용역을 수행하여 왔다.

원자력발전소 설계·엔지니어링과 관련하여 한기는 고리 1호기부터 한울 5,6호기를 통하여 국내에서 전체 시설용량 24,640 MWe인 26기의 원자력발전소에 종합설계용역을 제공하여 왔다. 1982년에 정부 및 한국수력원자력주식회사는 한기의 기술능력을 인정하여 한기를 한국에서 발주하는 향후 원자력발전소에 대한 종합설계용역 주계약자로 지정하였다.

한기는 한빛 3,4호기, 한울 3,4호기, 한빛 5,6호기 한울 5,6호기, 신고리 1,2호기, 신월성 1,2호기 및 신고리 3,4호기에 대한 전 범위의 종합설계용역의 주계약자이며 또한, 캐나다 원자력공사(AECL)가 주계약자로 수행한 월성 2,3,4호기 종합설계용역에도 실질적으로 종합설계자이었지만 형식적으로는 AECL의 하수급자로서 참여하였다.

한편, 한기는 1996년부터 KEDO 1,2호기사업($2 \times 1,000$ MWe)의 주계약자인 한전의 종합설계용역 하수급자로서, 2006년 5월 31일 뉴욕에서 열린 KEDO 집행이사회에서 공식 종료하기로 결정되기 전까지 당 사업에 실제적인 설계 주체로서 그 역할을 수행한 바 있다. 또한, 한기는 신형경수로1400(APR1400) 개발사업의 종합설계용역 주계약자로 제 1, 2, 및 3단계 사업을 수행하였으며, 국제 경쟁력 제고를 위해 한국표준형원전의 설계를 획기적으로 개선하는 한국표준형원전 설계개선사업을 수행하였다.

한기의 원자력발전소 종합설계 설계참여 경험은 표 1.4-1에 기술되어 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.4.3 핵증기공급계통 공급자

신한울 1,2호기는 각각 2개 루프의 가압경수로 핵증기공급계통으로 구성된다. 이 계통은 한기가 설계하고 두산중이 기기설계 및 제작을 수행한다.

다음 절에 각 사업체의 경험과 기술보증을 기술하였다.

1.4.3.1 두산중공업주식회사

두산중공업주식회사(이하 두산중)은 1962년 여러 가지 산업기계 및 장비 제조를 주 사업 영역으로 하는 제조업체로서 현대양행을 상호 명으로 하여 주식회사로 설립되었고, 1980년 11월 정부의 중공업 조정시책에 따라 경영권이 바뀌어 한국중공업주식회사로 변경되었다. 1998년 4월 정부의 공기업 경영구조 개선 및 민영화에 관한 방침 등에 의거 1999년 11월 발전설비 및 선박용 엔진사업부분에 관한 구조조정이 마무리되어, 발전설비는 두산중으로 일원화되었고, 엔진사업은 별도의 HSD 엔진주식회사를 설립하게 되었다. 이후 가속된 정부의 공기업 민영화 방침에 의거 2000년 10월 기업공개 과정을 거쳐 2001년 3월 두산중공업주식회사로 상호 명을 변경하게 되었다.

70년대 중반 발전설비 사업에 진출한 두산중은 정부의 시책과 이에 따른 소유권 이전 등으로 회사의 역량이 강화되었고, 현재는 세계적인 발전설비 전문업체로 경제발전의 원동력인 발전설비를 기초소재부터 완제품에 이르기까지 일괄 생산, 공급하고 있다.

두산중은 1983년 고리 3,4 보조설비 공급을 시작으로 국내외에 걸쳐 원자력발전소 및 수화력발전소 등 총 100여기 약 30,000 MW의 발전설비를 공급하였으며 현재에도 원자력발전소, 수화력발전소, 배열회수보일러 및 해수담수화설비 분야의 건설에 참여하고 있다. 두산중의 연 생산능력은 원자력 5,000 MW에 달하며 국내는 물론 세계 각국에서 사업을 펼치고 있다.

한수원에서 발주한 한울 3,4호기, 한빛 5,6호기, 한울 5,6호기용 장비, 자재 및 용역의 공급 및 핵증기공급계통과 터빈발전기 주기기 공급에 대한 주계약자로서 역할을 성공적으로 수행하였으며, 특히 신고리 1,2호기, 신월성 1,2호기, 신고리 3,4호기 핵증기공급계통과 터빈발전기 주기기 공급에 대한 주계약자로서 현재 원자력발전소 건설 사업을 성공적으로 수행하고 있다.

신한울 1,2호기 원자력발전소 건설사업에서 두산중의 독점적인 공급범위는 핵증기공급계통과 터빈발전기 내의 기기 설계 및 장비 제작을 포함하고 있다. 이 분야에서의 두산중의 역량은 다음의 소항목에 설명되어 있다.

1.4.3.1.1 설계 및 기술

두산중 설계부는 두산중의 기술전수자, 사업 협력자 및 하도급 설계자의 포괄적인 지원을 받아 기기설계를 수행할 능력을 가지고 있다. 때때로, 사업의 특수요건에 따라 전문기술 자문회사를 활용하기도 한다. 현재, 두산중의 유자격 기술자들이 주어진 사업의 설계분야에 관한 일을 하고 있다. 두산중의 기기설계는 자재 선정, 열-유체 계산, 열 및 질량 평형, 강도 계산 및 제작용 상세설계를 포함하고 있다. 외부에서의 기술지원도 과거의 사업에서 성공적으로 나타난 바와 같이 효과적으로 활용되어지고 있다.

1.4.3.1.2 제작

두산중 공장에서 제작 공급하는 원자력발전소 주기기 기자재 목록은 다음과 같다.

가. 핵증기공급계통

- 1) 원자로용기
- 2) 원자로 내부구조물
- 3) 증기발생기
- 4) 제어봉 구동장치
- 5) 가압기
- 6) 원자로냉각재펌프 지지구조물
- 7) 열교환기 및 탱크
- 8) 원자로냉각재 배관
- 9) MMIS

나. 터빈 및 그 부속품

- 1) 고압터빈계통
- 2) 저압터빈계통
- 3) 습분분리 재열기
- 4) 주증기 밸브
- 5) 주증기관
- 6) 터닝 기어
- 7) 증기밀봉계통
- 8) 윤활유계통

다. 발전기 및 그 부속품

- 1) 발전기

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

- 2) 여자계통
- 3) 수소냉각 및 조절계통
- 4) 고정자냉각수계통

라. 보조기기

- 1) 복수기 및 그 부속품
- 2) 열교환기
- 3) 탱크 및 압력용기
- 4) 공기조화계통
- 5) 취수구 설비
- 6) 크레인
- 7) 증발기
- 8) 펌프
- 9) 배관계통(파이프, 행거 등)

1.4.3.1.3 주요 설비

두산중 창원공장은 1976년 말경에 건설이 시작되어 1982년 6월 29일에 완공되었다. 이 공장은 한국에서 제일 큰 제조공장이었으며 세계에서 가장 큰 종합 생산공장 중의 하나이다.

공장은 기계, 중기계, 엔진 조립 및 시험, 제관, 중제관, 주단조 공장과 검사 및 실험 설비, 본관 및 복지 시설을 보유하고 있으며 원자력발전소 전 범위에 걸쳐서 기기 및 기계류를 제작할 수 있는 능력을 갖고 있다.

1.4.3.1.4 품질관리

두산중은 고객의 규격에 맞추어 적용 코드 및 표준에 따라 제품을 생산하기 위해 노력하고 있다. 두산중은 ASME, DIN, AWS, JIS, TEMA 등 국제적으로 인정된 수많은 코드 및 국내기술기준인 KEPIC의 지침서에 따라서 품질관리를 수행해 오고 있다.

두산중의 비파괴검사능력은 최고 수준이며, 두산중의 비파괴검사 요원은 “KEPIC MEN” 요건에 따라 자격이 검증되고 있다.

1.4.3.1.5 제작경험

두산중의 제작경험은 표 1.4-2에 기술되어 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.4.3.2 한국전력기술주식회사

한기는 기초연구의 수행은 물론 심도있는 원자력기술개발과 관련된 광범위한 업무를 수행하여 원자력분야의 발전에 기여해 온 한국원자력연구소 원자력사업단의 계통설계업무를 계승하였다. 한기는 지속적으로 원자로설계 기술개발을 통하여 핵증기공급계통 설계분야의 기술자립 능력을 확보하고 있으며, 현재까지 한기가 참여한 원자력발전소 원자로 계통설계 관련 주요사업수행 경험이 표 1.4-3에 열거되어 있다.

한기는 정부 및 전력그룹사(한수원, 두산중, 한연(주))와의 상호 협력 하에 수행중인 원자력기술자립 업무에 능동적으로 참여하고 있다. 경제성이 있고 진보된 기술 확보를 위해 원전표준화 작업이 수행되었으며, 원전표준화 작업을 시점으로 하여 한기는 APR1400에 적용될 핵증기공급계통의 설계개선에 대한 연구도 수행하였다.

1.4.4 터빈/발전기 공급자

신한울 1,2호기 터빈/발전기는 두산중에 의해 설계되고 제작된다.

두산중의 자격 및 실적은 다음과 같다.

1.4.4.1 두산중공업주식회사

1.4.3.1절 참조

1.4.5 핵연료 및 초기노심 공급자

1.4.5.1 한전원자력연료주식회사

한연(주)는 원전연료주기 기술의 자립을 위해 1982년 설립되었다. 1989년부터 원자력 발전의 핵심 기술중 하나인 원전연료의 상업생산을 개시한 이래로 국내에서 가동중인 19기의 경수로 원자로발전소 및 4기의 중수로 원자력발전소에 원전연료를 공급하고 있다.

한연(주)은 향후 증가되는 원전연료 수요를 충족하기 위해, 기존의 연간 경수로 원전연료 200톤 생산시설에 추가하여 경수로 연료 연 550톤, 중수로 연료 연 400톤 생산능력의 최첨단 원전연료 가공시설을 1997년 말 준공하여 상업생산을 개시하였다. 새로운 시설의 증설로 향후 원전연료의 해외수출이 가능한 발판을 마련하였으며, 중수로 원전연료 사업도 수행하게 됨으로써 종합적인 원자력연료 기술도 확보하게 되었다.

1992년에는 자체 기술연구소를 설립하여 원전연료 설계 및 관련 서비스를 개시하였고, 1997년 1월부터는 정부의 원자력사업체제 조정방침에 따른 핵연료설계 사업이관이 완료

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

되어 기존에 한국원자력연구원에서 수행하던 한국표준형원전의 초기노심 및 교체노심 설계기술업무를 수행하게 되었다.

한연(주)는 그동안 축적해온 경험과 기술력으로 원전연료 설계와 제조기술의 국산화에 성공하였으며 지속적인 연구개발을 추진함으로써 세계적인 고품질 개량연료인 PLUS7 연료를 개발하여 가동중인 원자력발전소 교체노심에 장전하여 건전성을 입증하였음은 물론, 향후 해외수출을 목표로 고유 원전연료도 개발중에 있다.

핵연료의 경제성 제고와 튜브의 안정적 확보를 위하여 핵연료 핵심부품인 튜브 국산화 사업을 2004년부터 추진하여 2009년부터 상업 생산하고 있다. 연간 생산량은 튜브길이 1,400 km로, 경수로 원전연료용 튜브 국내 소요량을 전량 공급함은 물론 해외수출도 적극 추진할 예정이다.

한연(주)는 안전하고 신뢰성이 있으며 고도의 품질이 보장된 원전연료의 설계, 제조 및 공급을 위하여 한국 원자력안전법, 미국연방 규제법 및 고객의 품질보증 요건에 따라 품질보증체제를 수립하여 운영하고 있으며, 이에 따른 세부 품질보증절차서, 설계, 제조 및 검사 절차서 등 각종업무를 세부 절차화하여 설계시부터 자재 및 부품의 구매, 제조 및 출하 시까지 완벽한 품질보증업무를 수행하여 원전연료의 품질을 보증하고 있다.

1.4.6 발전소 시공사

1.4.6.1 현대건설주식회사

현대건설주식회사는 1947년 창립한 이래 토목, 건축 플랜트, 전력 등 건설의 모든 분야에 있어 축적된 노하우와 전문 인력자원으로 세계적인 경쟁력을 갖추고 있으며, 특히 원자력 발전소 건설에 있어 1971년 고리 1호기부터 현재까지 원자력발전소 및 관련시설 건설에 참여하고 있다.

현대건설주식회사는 고리 1호기부터 건설에 참여하였으며 1979년에 이미 미국기계학회(ASME)로부터 인증서를 획득하여 원자력부분의 기술력을 공인받았다.

현대건설주식회사는 고리 1,2,3,4호기, 월성 1,2호기, 한빛 1,2,3,4,5,6호기, 신고리 1,2호기에 대한 시공사로서 원자력발전소 건설에 참여하였으며, 북한경수로사업으로 추진되는 KEDO 1,2호기사업에도 시공대표회사로 참여하였다. 또한 현재 국내공사로는 신고리 3,4호기, 신한울 1,2호기 해외공사로는 UAE BNPP 1,2,3,4호기 건설에 시공대표회사로 참여하고 있다.

현대건설은 이미 한빛 3,4호기 건설 때 원자력발전소 시공기술 자립도 100%를 달성하였으며, 국내 최초로 수행된 고리 1호기 증기발생기 교체공사도 성공적으로 수행하여 고리

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1호기 계속운전에 기여하였다. 또한 다목적 연구용 원자로인 하나로 건설, PHWR 노형의 연료 저장설비인 캐니스터(Canister) 건설 등 원자력발전소 건설 이외의 분야에도 폭넓게 참여하고 있다.

1.4.6.2 SK건설주식회사

SK건설은 1977년 창업 이래 최신품법과 첨단 시스템을 바탕으로 개발 경험과 노하우를 축적하여 토목, 건축/주택, 플랜트(화공, 발전, u-Business)부문에서 세계적인 경쟁력을 갖추고 세계적인 E&C(Engineering & Construction) 업체로 성장했다. 특히, SK건설 발전플랜트사업은 국내 및 해외의 석탄/복합화력 발전소 등 다양한 형태의 발전플랜트 EPC 사업과 민자발전 사업자를 중심으로 한 IPP 사업, 발전소를 직접 운영 및 유지/보수하는 O&M 사업에 이르기까지 발전사업과 연관된 Value Chain 상의 통합적 서비스를 제공하고 있다.

2000년 미국 ENR지에 정유 및 석유 화학 건설 분야에서 세계 8위에 등재되었으며, 2005년 쿠웨이트에서 국내업체의 해외 단독수주 중 최고인 12억 2천만 불 공사를 수주했고, 2008년 5월에도 쿠웨이트에서 20억 6천만 불의 플랜트 공사를 수주한바 있다.

이러한 기술력을 바탕으로 신고리 1,2호기에 참여하여 지난 2012년 준공하였으며, 현재 신고리 3,4호기와 신한울 1,2호기 건설공사에 시공사로 참여하고 있다, 또한 세계 최고의 공신력을 갖는 ASME(미국기계기술자협회)로부터 원자력 부문의 기술력을 공인 받아 해외진출을 모색하고 있다.

1.4.6.3 GS건설주식회사

GS건설주식회사는 1969년 창사 이래 플랜트, 발전, 환경, 토목, 건축, 주택 등 모든 사업 영역에 있어 국내건설 문화를 선도하고 있으며 세계 수준의 기술력 확보 노력을 위한 다양한 R&D 활동을 지속 추진하여 Global 건설 Leader로 거듭나고 있다.

GS건설주식회사는 2010년 국제적인 지속가능경영 평가지수인 다우존스 지속가능 경영지수(DJSI World)에 최초 편입되었으며 2013년 현재 4년 연속 편입되어 전 세계적으로 사회적 공공기업 및 지속가능 미래 기업으로 인정받아 오고 있다.

GS건설주식회사는 국내·외 발전소 PJT의 성공적인 시공을 통해 발전사업 EPC 계약자로서의 확고한 기반을 구축하였으며, 1993년 2월 미국 기계학회(ASME)로부터 NA, NS, NPT 인증서, 2001년 9월 대한전기협회(KEPIC)로부터 MN, EN, SN, MH 인증서를 획득 유지하고 있으며 현재 신월성 1,2호기, 신한울 1,2호기 건설에 시공사로 참여하고 있다. 또한 저 방사화 기술 개발 및 폐로관련 해체 기술 개발 등 2건의 국책 연구 과제를 수행 중으로 건설뿐만 아니라 원전의 운영 및 폐로분야 기술 개발에 적극 참여하고 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.4-1

한국전력기술주식회사가 종합설계에 참여한 원자력발전소

사업주	발전소	노형	용량(MWe)	기간 ¹⁾
한수원	고리 1	PWR	587	1970.12 ~ 1978.04
한수원	고리 2	PWR	650	1976.11 ~ 1983.07
한수원	월성 1*	PHWR	678.7	1976.01 ~ 1983.04
한수원	고리 3	PWR	950	1978.05 ~ 1985.09
한수원	고리 4	PWR	950	1978.05 ~ 1986.04
한수원	한빛 1	PWR	950	1979.10 ~ 1986.08
한수원	한빛 2	PWR	950	1979.10 ~ 1987.06
한수원	한울 1	PWR	950	1981.03 ~ 1988.09
한수원	한울 2	PWR	950	1981.03 ~ 1989.09
한수원	한빛 3	PWR	1,000	1987.04 ~ 1995.03
한수원	한빛 4	PWR	1,000	1987.04 ~ 1996.01
한수원	한울 3	PWR	1,000	1990.10 ~ 1998.08
한수원	한울 4	PWR	1,000	1990.10 ~ 1999.12
한수원	월성 2	PHWR	700	1991.01 ~ 1997.07
한수원	월성 3	PHWR	700	1992.09 ~ 1998.06
한수원	월성 4	PHWR	700	1992.09 ~ 1999.09
한수원	한빛 5*	PWR	1,000	1994.01 ~ 2002.04
한수원	한빛 6*	PWR	1,000	1994.01 ~ 2002.12
한수원	한울 5*	PWR	1,000	1995.05 ~ 2004.05
한수원	한울 6*	PWR	1,000	1995.05 ~ 2005.05
KEDO	케도원전 1 ²⁾	PWR	1,000	2000.02 ~ 2006.05
KEDO	케도원전 2 ²⁾	PWR	1,000	2000.02 ~ 2006.05
한수원	신고리 1*	PWR	1,000	2001.02 ~ 2010.12
한수원	신고리 2*	PWR	1,000	2001.02 ~ 2011.12
한수원	신월성 1*	PWR	1,000	2001.10 ~ 2012.07
한수원	신월성 2*	PWR	1,000	2001.10 ~ 2014.12 ³⁾
한수원	신고리 3	PWR	1,400	2001.10 ~ 2015.07 ³⁾
한수원	신고리 4	PWR	1,400	2001.10 ~ 2016.05 ³⁾

- 1) 사업착수일은 ATP 발급일 기준이나 ATP 미발급사업(*)은 예비안전성분석보고서 작성착수일 기준임(단, 고리 1호기는 계약발효일). 완료일은 상업운전 기준일임.
- 2) 건설이 중지됨('06.5.31, KEDO 집행이사회 공식 종료)
- 3) 상업운전 예정일로 추후 사업일정에 따라 변경될 수 있음.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.4-2 (2 중 1)

두산중공업주식회사의 원자력발전소 기자재 제작 경험

발주처	사업명	위치	공급품목	연도
한수원	고리 3,4	고리, 한국	- 보조보일러 취수설비	1983
WEC	한빛 1,2	영광, 한국	- NSSS 및 TG	1985
한수원	한울 1,2	울진, 한국	- 원자로건물 철판 및 스테인리스 라이너 플레이트 - 갠트릭크레인 - 보충수처리계통, 해수스크린장비 집수조 스크린	1986
한수원	한빛 3,4	영광, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	1996
한수원	한울 3,4	울진, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	1999
한수원	고리 1 증기발생기 교체	고리, 한국	- 증기발생기	1998
한수원	한빛 5,6	영광, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	2002
한수원	한울 5,6	울진, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	2005
TVA	Sequoyah 1	테네시, 미국	- 증기발생기	2002
QNPC AECL	Qinshan 1,2	진산, 중국	- 증기발생기	2003
TVA	Watts Bar 1	테네시, 미국	- 증기발생기	2005
WEC	Vogtle 3	조지아, 미국	- 증기발생기 - 원자로	2012
WEC	V.C.Summer 2	사우스캐롤라이나, 미국	- 증기발생기 - 원자로	2013

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.4-2 (2 중 2)

발주처	사업명	위치	공급품목	연도
한수원	신고리 1,2	고리, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	2012
한수원	신월성 1,2	월성, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	2012(1호기) 건설중(2호기)
한수원	신고리 3,4	고리, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	건설중
한수원	신한울 1,2	울진, 한국	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	건설중
ENEC	BNPP 1,2	바라카, 아랍에미레이트	- NSSS 주요기기 및 터빈발전기	건설중
Entergy	ANO2 Waterford 3 Indian Point 2,3	미국	- 가압기 - 원자로헤드	2006 ~2011
NPQJVC	Qinshan 3	진산, 중국	- 원자로	2008
APS	Palo Verde 1,2,3	애리조나, 미국	- 원자로헤드	2010
TVA	Sequoyah 2	테네시, 미국	- 증기발생기	2010
WEC	Sanmen 1	산먼, 중국	- 증기발생기 - 원자로 - 원자로내부구조물	2011
WEC	Haiyang 1	하이양, 중국	- 증기발생기 - 원자로	2011
WEC	Vogtle 3	조지아, 미국	- 증기발생기 - 원자로	2012
WEC	V.C.Summer 2	사우스캐롤라이나, 미국	- 증기발생기 - 원자로	2013

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.4-3

한기가 참여한 원자력발전소 원자로계통설계 관련 주요 사업수행경험

발 주 처	사 업 명	기 간
한수원	월성 1호기 PSAR 검토 용역	' 76. 03 ~ ' 76. 11
한수원	고리 1호기 핵물리시험 기술지원	' 76. 09 ~ ' 77. 04
한수원	고리 5,6호기 부지보고서 및 PSAR 검토 용역	' 78. 09 ~ ' 79. 04
한수원	원자력 7,8호기 부지 환경조사	' 79. 04 ~ ' 80. 06
한수원	원자력 9,10호기 PSAR 검토보고서 작성 용역	' 81. 12 ~ ' 82. 06
한수원	한빛 3,4호기 원자로계통 설계	' 87. 05 ~ ' 96. 04
한수원	월성 2호기 원자로계통 설계	' 90. 12 ~ ' 97. 06
한수원	한울 3,4호기 원자로계통 설계	' 91. 07 ~ ' 99. 01
한수원	NSSS 진동, 누설 감시장치 개발	' 92. 08 ~ ' 94. 08
한수원	월성 3,4호기 원자로계통설계	' 92. 09 ~ ' 99. 09
한수원	신형원자로 기술개발(I)	' 93. 04 ~ ' 94. 12
한수원	한빛 5,6호기 원자로계통 설계	' 95. 01 ~ ' 02. 06
한수원	한빛 5,6호기 초기노심설계	' 95. 01 ~ ' 02. 06
터키 전력청	AKKUYU 원전 자문용역	' 95. 02 ~ ' 00. 12
한수원	차세대원자로 기술개발 2단계	' 95. 03 ~ ' 99. 02
한수원	한울 5,6호기 원자로계통 설계	' 96. 11 ~ ' 05. 05
한수원	고리 1호기 공정 제어 보호 및 감시설계 개선공사	' 97. 07 ~ ' 98. 12
한수원	한국표준형원전 설계개선 1단계	' 98. 01 ~ ' 99. 01
한수원	차세대원자로 기술개발 3단계	' 99. 07 ~ ' 01. 12
한수원	한국표준형원전 설계개선 2단계	' 99. 10 ~ ' 01. 10
KEDO	KEDO 원전 원자로계통 설계 ¹⁾	' 00. 02 ~ ' 06. 05
한수원	신고리 1,2호기 원자로계통 설계	' 01. 02 ~ ' 11. 12
한수원	신월성 1,2호기 원자로계통 설계	' 01. 10 ~ ' 15. 07
한수원	신고리 3,4호기 원자로계통 설계	' 01. 12 ~ ' 16. 05
ENEC	BNPP 1,2호기 원자로계통 설계	' 09. 12 ~ ' 18. 05

1) 건설이 중지됨('06.5.31, KEDO 집행이사회 공식 종료)

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.4-4 (2 중 1)

건설단계 책임부서 및 책임사항

원전건설과 관련하여 한수원 자체수행 및 설계·제작·설치(기전 및 토건공사) 등 계약자에 위임하여 수행하는 사항에 대한 책임은 아래와 같다.

분 야	책임부서	책임사항
설계·구매	건설본부 사업관리분야담당부서	NSSS, 터빈설비의 설계 및 구매관리, 설계변경 검토에 대한 책임이 있다
	건설본부 계측제어설비담당부서	BOP 계측제어설비의 설계 및 구매관리, 설계 변경검토에 대한 책임이 있다
	건설본부 원자로설비담당부서	BOP 원자로설비의 설계 및 구매관리, 설계변경 검토에 대한 책임이 있다
	건설본부 기전설비담당부서	BOP 기전설비의 설계 및 구매관리, 설계변경 검토에 대한 책임이 있다
	건설본부 토목분야담당부서	발전소 토목 설계 및 구매관리, 설계변경 검토에 대한 책임이 있다
	건설본부 건축분야담당부서	발전소 건축 설계 및 구매관리, 설계변경 검토에 대한 책임이 있다
제작검사	건설본부 기자재제작검사분야 담당부서	국내공급분 발전소설비의 품질검사 및 품질검사 용역관리 책임이 있다
	해외사무소	해외공급분 발전소설비의 품질검사 및 품질검사 용역관리 책임이 있다

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.4-4 (2 중 2)

분 야	책임부서	책임사항
시공	건설소장	발전소 건설 시공에 대한 총괄 책임이 있다.
	건설소 기계설비담당부서	발전소 기계설비의 시공감독, 현장 설계변경 및 구매에 대한 책임이 있다
	건설소 전기설비담당부서	발전소 전기설비의 시공감독, 현장 설계변경 및 구매에 대한 책임이 있다
	건설소 계측제어설비담당부서	발전소 계측제어설비의 시공감독, 현장 설계변경 및 구매에 대한 책임이 있다
	건설소 토목분야담당부서	발전소 토목공사의 시공감독, 현장 설계변경 및 구매에 대한 책임이 있다
	건설소 건축분야담당부서	발전소 건축공사의 시공감독, 현장 설계변경 및 구매에 대한 책임이 있다
	건설소 품질관리분야담당부서	발전소 설비의 설치과정 품질관리에 대한 책임이 있다
	건설소 품질검사분야담당부서	발전소 설비의 설치과정 품질검사에 대한 책임이 있다
시운전	시운전실장	발전소 시운전에 대한 총괄 책임이 있다
	시운전실 원자로설비담당부서	발전소 원자로설비의 시운전에 대한 책임이 있다
	시운전실 기전설비담당부서	발전소 기전설비의 시운전에 대한 책임이 있다
	시운전실 터빈 및 BOP 설비 담당부서	터빈 및 BOP 설비의 시운전에 대한 책임이 있다
	시운전실 발전분야담당부서	발전소 설비의 시운전에 대한 책임이 있다

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.5 기술정보 요구사항

신한울 1,2호기 핵증기공급계통 설계는 신고리 3,4호기를 기준으로 개선된 설계개념을 적용한다.

1.6 주요 참고 자료

본 보고서의 일부로서 반영된 모든 주요 자료의 목록은 다음과 같으며 정보 제공을 위한 기타 자료는 각 장 및 절에 나열되어 있다.

<u>보고서 번호</u>	<u>제 목</u>	<u>발 행 일</u>	<u>관련본문(장)</u>
CENPD-98-A	COAST Code Description	April 1975	4, 5, 15
CENPD-133	Combustion Engineering, Inc. "CEFLASH-4A FORTRAN IV Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis"	August 1974	6
Suppl. #1	CEFLASH-4AS, A Computer	August 1974	
Suppl. #3-P	Program for Reactor Blowdown Analysis of the Small Break Loss of Coolant Accident	January 1977	
Suppl. #2	CEFLASH-4A, A FORTRAN Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis (Modifications)	February 1975	
Suppl. #4-P	CEFLASH-4A, A FORTRAN Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis	April 1977	
Suppl. #5-P	CEFLASH-4A, A FORTRAN Digital Computer Program for Reactor Blowdown Analysis	June 1985	
CENPD-134	Combustion Engineering, Inc. "COMPERC-II A Program for Emergency Refill - Reflood of the Core"	August 1974	6
Suppl. #1		February 1975	
Suppl. #2		June 1985	

<u>보고서 번호</u>	<u>제 목</u>	<u>발 행 일</u>	<u>관련본문(장)</u>	
CENPD-135	Combustion Engineering, Inc.	August 1974	6	
Suppl. #2	"STRIKIN-II A Cylindrical	February 1975		
Suppl. #4-P	Geometry Fuel Rod Heat	August 1976		
Suppl. #5-P	Transfer Program"	April 1977		
CENPD-137	Combustion Engineering, Inc	August 1974	6	
Suppl. #1-P	"Calculative Methode for the C-E Small Break LOCA Evaluation Model"	January 1977		
CENPD-138	PARCH - A FORTRAN IV	August 1974	6	
Suppl. #1	Digital Computer program to	February 1975		
Suppl. #2-P	Evaluate Pool - Boil Axial Rod, and Coolant Heatup	January 1977		
CENPD-139-P-A	C-E Fuel Evaluation Model	July 1974	4, 6	
CENPD-162-P-A	Combustion Engineering, Inc. "Critical Heat Flux Correlation for C-E Fuel Assemblies with Standard Spacer Grids, Part 1, Uniform Axial Power Distribution"	September 1976	4	1
CENPD-178 Rev. 1	Combustion Engineering, Inc. "Structural Analysis of Fuel Assemblies for Seismic and Loss-of-Coolant Accident Loading"	August, 1981	3	1
CEN-263(V)-P Rev. 1-P	Combustion Engineering, Inc. "A Comprehensive Vibration Assessment Program for Palo Verde Nuclear Generating Station Unit 1 (System 80 Prototype)"	January, 1985	3	1
CENPD-180 Suppl. #1	Iodine Spiking, Radioiodine Behavior in Reactor Coolant System During Transient Operations	March 1976 March 1977	15	
CENPD-183-A	Combustion Engineering, Inc. "C-E Methods for Loss of Flow Analysis"	June 1984	15	

<u>보고서 번호</u>	<u>제 목</u>	<u>발 행 일</u>	<u>관련본문(장)</u>	
CENPD-187-P-A	Combustion Engineering, Inc. "Method of Analyzing Creep Collapse of Oval Cladding"	March 1976	4, 15	1
CENPD-188-A	HERMITE, A Multi-Dimensional Space-Time Kinetics Code for PWR Transients	July 1976	4	1
CENPD-190	Combustion Engineering, Inc. "C-E Method for Control Element Assembly Ejection Analysis"	January 1976	15	
				1
CENPD-206-P-A	Combustion Engineering, Inc. "TORC Code Verification and Simplified Modeling Methods"	June 1981	4, 15	1
CENPD-207-P-A	Combustion Engineering, inc. "Critical Heat Flux Correlation for C-E Fuel Assemblies with Standard Spacer Grids, Part 2, Non Uniform Axial Power Distributions"	December 1984	4	
CENPD-210-A Rev. 7	Quality Assurance Program A Description of the C-E Nuclear Steam Supply System Quality Assurance Program	July 1977	N/A	
				1

<u>보고서 번호</u>	<u>제 목</u>	<u>발 행 일</u>	<u>관련본문(장)</u>	
CENPD-254-P-A	"Post-LOCA Long-Term Cooling June 1980 Evaluation Model"		6	1
CESSAR	Appendix 6B			
Enclosure 1-P to LD-82-001	"CESEC: Digital Simulation of a December 1981 Combustion Engineering Nuclear Steam Supply System"		15	1
CENPD-161-P-A	"TORC Code: A Computer Code April 1986 for Determining the Thermal Margin of a Reactor Core"		4, 15	1
CENPD-266-P-A	"The ROCS and DIT Computer Codes for Nuclear Design"	April 1983	4, 15	
CENPD-275-P Rev.1-P-A	"CE Methodology for Core Designs Containing Gadolinia Urania Burnable Absorbers"	May 1988	4	
TR-KHNP-0016	" Evaluation Method of High Cycle Thermal Fatigue Caused by High-Low Temperature Mixing Flow"	June 2011	3	1

<u>보고서 번호</u>	<u>제 목</u>	<u>발 행 일</u>	<u>관련본문(장)</u>
KNF-TR-DMR-04 001/N/A	한국표준형 원전용 PLUS7 연료 설계 및 안전성 평가	March 2006	4
KNF-TR-NFR-99 001/N/A	한국표준형원전 연료용 ZIRLO 피복관 장전 타당성 평가	February 2001	4
KNF-TR-SGH-04 001/N/A	KCE-1 임계열속상관식	October 2004	4
KAERI/TR-631/9 6	User's Manual : ACEONED (Version 1.0)	March 1996	4
KNF-TR-ND1-05 001	한국표준형 원전 PLUS7 연료의 핵연료온도 상관식 평가	March 2005	4
TR-KHNP-0018	APR 1400형 원전 LBLOCA 최적해석방법론	August 2010	4, 6
	특정기술주제보고서 POSAFE-Q 프로세서 이중화 구현방법	January 2012	7
	원자로노심보호계통(RCOPS)	February 2009	7
	노심보호연산기계통 기능설계 개선	November 2008	7
	통합디지털안전계통-원자로보호 계통(IDiPS-RPS)	February 2009	7
	통합디지털안전계통-공학적인전 설비-기기제어계통(IDiPS ESF-CCS)	February 2009	7

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.7 도면 및 기타 상세자료

1.7.1 전기, 계측 및 제어도면

중요한 계통은 원자로보호계통, 다양성보호계통 및 공학적안전설비작동계통이다. 본 계통들은 발전소 안전해석에 의해 결정되는 제한사건시 원자로정지 및 공학적안전설비계통 작동을 제공한다. 안전성관련 계측 및 제어도면이 표 1.7-1에 기술되어 있으며, 전기도면은 표 1.7-3에 기술되어 있다.

표 1.7-1에 기술된 기능블록선도는 그림 7.2-12, 그림 7.3-3 및 그림 7.7-10에 나열된 것처럼 원자로보호계통, 다양성보호계통 및 공학적안전설비작동계통을 포함한다. 연계 논리는 그림 7.2-19에 나열되어 있다. 7.2절 및 7.3절 후반부의 기타 그림은 계통의 다양한 부분들의 세부적인 논리를 보여준다.

정지냉각계통과 안전주입계통의 기능제어논리도면은 7.6절에 기술되어 있다.

측정채널블록선도 및 발전소보호계통설계 도면 및 기기기능논리 도면은 관련 절에 기술되어 있다.

측정채널블록선도는 안전성관련 모든 채널을 보여준다. 이 도면들은 최종안전성분석보고서의 원자로보호계통, 다양성보호계통, 공학적안전설비작동계통 및 사고 후 감시요건에 적용한다.

1.7.2 배관 및 계장도

배관 및 계장도에 사용된 도면 기호는 그림 1.7-1에 제공된다. 배관 및 계장도 목록은 표 1.7-2에 나타나 있다.

1.7.3 기타 자료

원자력안전위원회의 요청이 있을 경우 관련 정보가 제공될 것이다.

표 1.7-1 (4 중 1)

안전성관련, 계측 및 제어도면

그림 번호	제 목	절
그림 7.2-1	발전소보호계통 개략도	7.2
그림 7.2-2	발전소보호계통 연계 및 시험 논리도	7.2
그림 7.2-3	전형적인 원자로냉각재 저유량 트립설정치	7.2
그림 7.2-4	전형적인 발전소보호계통 측정채널 기능선도 (가압기압력 - 광역)	7.2
그림 7.2-5	리드스위치 위치 전송기 집합체 개략도	7.2
그림 7.2-6	리드스위치 위치 전송기 케이블집합체	7.2
그림 7.2-7	원자로노심보호계통 내의 제어봉집합체 위치신호의 흐름	7.2
그림 7.2-8	노외중성자속 감시계통(안전채널)	7.2
그림 7.2-9	원자로냉각재펌프측 속도감지계통	7.2
그림 7.2-10	노심보호프로세서 기능 계통도	7.2
그림 7.2-11	발전소보호계통 비교논리 기능 블록선도	7.2
그림 7.2-12	발전소보호계통 기본논리도	7.2
그림 7.2-13	전형적인 발전소보호계통 2/4 동시논리 및 트립채널 우회	7.2
그림 7.2-14	원자로보호계통 개시논리도	7.2
그림 7.2-15	전형적인 발전소보호계통의 가변설정치 운전	7.2
그림 7.2-16	발전소보호계통 시험중첩	7.2
그림 7.2-17	연계시험프로세서 블록선도	7.2
그림 7.2-18	전형적인 발전소보호계통 채널 접점 비교논리 연계도	7.2
그림 7.2-19	발전소보호계통 연계논리도면	7.2
그림 7.2-20	측정채널 블록선도 기호, 주석 및 약자	7.2
그림 7.2-21	루프 1 온도 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-22	루프 2 온도 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-23a	원자로냉각재펌프 압력 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-23b	원자로냉각재펌프 속도 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-24a	가압기압력(협역) 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-24b	가압기압력(광역) 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-25	노외중성자속 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-26	원자로건물 압력 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-27a	증기발생기 1 수위(광역) 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-27b	증기발생기 2 수위(광역) 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-28a	증기발생기 1 압력 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-28b	증기발생기 2 압력 측정채널 블록선도	7.2

2
2

표 1.7-1 (4 중 2)

그림 번호	제 목	절
그림 7.2-29a	증기발생기 1 수위(협역) 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-29b	증기발생기 2 수위(협역) 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.2-30	증기발생기 일차측 차압 측정채널 블록선도	7.2
그림 7.3-1a	공학적안전설비계통 기능논리(SIAS)	7.3
그림 7.3-1b	공학적안전설비계통 기능논리(CSAS, CIAS)	7.3
그림 7.3-1c	공학적안전설비계통 기능논리(AFAS1, AFAS2)	7.3
그림 7.3-1d	공학적안전설비계통 기능논리(MSIS)	7.3
그림 7.3-1e	공학적안전설비작동계통 제어논리(범례)	7.3
그림 7.3-1f	공학적안전설비작동계통 제어논리 (핵연료취급지역 비상환기작동신호)	7.3
그림 7.3-1g	공학적안전설비작동계통 제어논리 (원자로건물 퍼지격리작동신호)	7.3
그림 7.3-1h	공학적안전설비작동계통 제어논리 (주제어실 비상환기작동신호)	7.3
그림 7.3-2	전형적인 공학적안전설비 기기제어계통 작동논리도	7.3
그림 7.3-3	공학적안전설비 기기제어계통 기능도	7.3
그림 7.3-4	전형적인 배전반 스위치 및 상태지시기의 전기적 연계	7.3
그림 7.3-5	소프트제어계통 구성	7.3
그림 7.3-6	부하순차제어기-제어논리도	7.3
그림 7.3-7	공학적안전설비 기기제어계통 시험 단순논리도	7.3
그림 7.3-8a	전형적인 솔레노이드구동밸브 제어논리도	7.3
그림 7.3-8b	전형적인 솔레노이드구동밸브 전기적 연계	7.3
그림 7.3-9a	전형적인 솔레노이드구동조절밸브 제어논리도	7.3
그림 7.3-9b	전형적인 솔레노이드구동조절밸브 전기적 연계	7.3
그림 7.3-10a	전형적인 전동기구동밸브 기능적 연계도	7.3
그림 7.3-10b	전형적인 전동기구동밸브 전기적 연계	7.3
그림 7.3-11	전형적인 전범위 전동기구동밸브 제어논리도	7.3
그림 7.3-12	전형적인 조절전동기구동밸브 제어논리도	7.3

2

2

표 1.7-1 (4 중 3)

그림 번호	제 목	절
그림 7.3-13a	전형적인 비역회전 전동기 시동장치 구동기기 제어논리도	7.3
그림 7.3-13b	전형적인 비역회전 전동기 시동장치 구동기기 전기적 연계	7.3
그림 7.3-14a	전형적인 회로차단기 구동기기 제어논리도	7.3
그림 7.3-14b	전형적인 회로차단기 구동기기 전기적 연계	7.3
그림 7.3-15a	전형적인 조절기기 제어논리도	7.3
그림 7.3-15b	전형적인 조절기기 전기적 연계	7.3
그림 7.3-15c	전형적인 전기유압식 구동기덤편 제어논리도	7.3
그림 7.3-15d	전형적인 전기유압식 구동기덤편 전기적 연계	7.3
그림 7.3-16	온도 과부하 단순 배선도	7.3
그림 7.3-17	원자로건물내재장전수저장계통 제어 및 계장도	7.3
그림 7.3-18	보조급수계통 제어 및 계장도	7.3
그림 7.3-19a	안전주입탱크 1 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-19b	안전주입탱크 2 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-19c	안전주입탱크 3 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-19d	안전주입탱크 4 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-20	원자로건물 살수계통 제어 및 계장도	7.3
그림 7.3-21a	정지냉각펌프 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-21b	정지냉각밸브 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-22	안전주입펌프 및 안전주입충수탱크 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-23	안전감압 배기계통 측정채널 블록선도	7.3
그림 7.3-24	다양성 공학적안전설비 수동 작동연계	7.3
그림 7.3-25	방사선감시계통 측정채널기능도	7.3
그림 7.3-26	마스터전환스위칭 개략도	7.3
그림 7.4-1	A 채널 주 전환 스위치 연계도	7.4
그림 7.4-2	AB 채널 주 전환 스위치 연계도	7.4
그림 7.5-1	사고후감시변수 지시의 다양성	7.5
그림 7.5-2	가열접점열전대 감지기의 구조	7.5
그림 7.5-3	가열접점열전대 탐침집합체	7.5
그림 7.5-4	가열접점열전대 감지기 및 분리관	7.5
그림 7.5-5	노내계측기집합체 노심배치도	7.5
그림 7.5-6	가열접점열전대 전기선도	7.5
그림 7.5-7	주요변수지시 및 경보계통-P 블록선도	7.5
그림 7.6-1a	정지냉각계통 기능 논리선도	7.6
그림 7.6-1b	정지냉각계통 기능 논리선도	7.6

| 2

| 2

표 1.7-1 (4 중 4)

그림 번호	제 목	절
그림 7.6-1c	정지냉각계통 기능 논리선도	7.6
그림 7.6-2	안전주입계통 기능 논리선도	7.6
그림 7.6-3	안전성관련 연동시험 회로도	7.6
그림 7.7-1	원자로출력제어계통 블록선도	7.7
그림 7.7-2	디지털제어봉제어계통(DRCS)-원자로보호계통 연계 블록선도	7.7
그림 7.7-3	가압기압력제어계통 블록선도	7.7
그림 7.7-4	가압기수위제어계통 블록선도	7.7
그림 7.7-5	급수제어계통 블록선도	7.7
그림 7.7-6	증기우회제어계통 블록선도	7.7
그림 7.7-7	원자로출력급감발계통 간이블록선도	7.7
그림 7.7-8	봉소농도측정계통 블록선도	7.7
그림 7.7-9	봉소희석경보계통의 블록선도	7.7
그림 7.7-10	간략화한 공정기기 제어계통 구성도	7.7
그림 7.7-11	N-16 측정 및 경보 논리도	7.7
그림 7.7-12	인간-기계연계계통 정보처리 구성도	7.7
그림 7.7-13	주요변수지시 및 경보계통-N 구성도	7.7
그림 7.7-14	대형표시판/주요변수 지시 및 경보계통/ 정보처리계통 데이터통신	7.7
그림 7.7-15	음향누설감시계통 측정채널블록선도	7.7
그림 7.7-16	금속파편감시계통 측정채널블록선도	7.7
그림 7.7-17	정보처리계통 구성도	7.7
그림 7.7-18	노심운전제한치감시계통의 기능 도표	7.7
그림 7.7-19	원자로건물내재장전수저장계통 측정채널 구성도	7.7
그림 7.7-20	중간저장조 측정채널 구성도	7.7
그림 7.7-21	원자로용기 공동냉각계통 측정채널 구성도	7.7
그림 7.7-22	노내 계측기집합체 노심내부 배치도	7.7
그림 7.7-23	노외중성자속감시계통 기동채널 및 제어채널 신호 흐름도	7.7
그림 7.8-1	다양성보호계통 블록선도	7.8
그림 7.8-2	다양성 원자로정지 및 보조급수 작동	7.8
그림 7.8-3	다양성보호계통 가압기 압력 블록선도	7.8
그림 7.8-4	다양성보호계통 증기발생기 1 수위 블록선도	7.8
그림 7.8-5	다양성보호계통 증기발생기 2 수위 블록선도	7.8
그림 7.8-6	다양성보호계통 원자로건물 압력 블록선도	7.8
그림 7.9-1	정보처리계통용 네트워크(DCN-I) 구조도	7.9
그림 7.9-2	주요변수지시 및 경보계통-N용 네트워크(DCN-MQ) 구조도	7.9
그림 7.10-1	지진원자로자동정지계통 제어 논리도	7.10
그림 7.6-1b	정지냉각계통 기능 논리선도	7.6

| 1

| 1

표 1.7-2 (4 중 1)

신한울 1,2호기 배관 및 계장도

그림 번호	제 목	배관 및 계장도 번호	절
1.7-1	배관 및 계장도 기호 및 약자	0-400-M105-001(thru 005)	1.7
5.1.2-1, 2, 3	원자로냉각재계통 배관 및 계장도	9-431-N105-001(thru 006)	5.1
5.1.2-3	가압기 배관 및 계장도	9-431-N105-002	5.1
6.2.5-10	설계기준사고 수소생성	9-443-N105-001	6.2
6.3.2-1	안전주입/정지냉각계통 배관 및 계장도	9-441-N105-001(thru 004)	6.3
6.5.2-1	원자로건물살수계통 배관 및 계장도	9-442-N105-001	6.5
6.8-3	원자로건물내재장전수저장계통 배관 및 계장도	9-447-N105-001	6.8
9.1-3	사용후연료저장조 냉각 및 정화계통 배관 및 계장도	9-463-N105-001	9.1
9.2.1-1	1차측기기냉각해수계통 배관 및 계장도	9-462-N105-001	9.2
9.2.2-1	1차기기냉각수계통 배관 및 계장도	9-461-N105-001(thru 004)	9.2
9.2.3-1	보충수탈염계통 배관 및 계장도	0-582-M105-001(thru 003) 9-582-M105-004(thru 005)	9.2
9.2.6-1	복수저장 및 이송 계통 배관 및 계장도	9-534-M105-001	9.2
9.2.7-1	2차측기기냉각수계통 배관 및 계장도	9-562-M105-001(thru 004)	9.2
9.2.8-1	필수냉수계통 배관 및 계장도	9-633-M105-001(thru 006)	9.2
9.2.8-2	발전소냉수계통 배관 및 계장도	0-632-M105-006(thru 007) 9-632-M105-001(thru 005)	9.2
9.2.9-1	2차측기기냉각해수계통 배관 및 계장도	9-561-M105-001	9.2

표 1.7-2 (4 중 2)

그림 번호	제 목	배관 및 계장도 번호	절
9.2.10-1	원수계통 배관 및 계장도	0-581-M105-001(thru 002) 9-581-M105-003 0-581-M105-004	9.2
9.3.1-1	계기용공기계통 배관 및 계장도	9-596-M105-001(thru 003) 0-596-M105-004	9.3
9.3.1-2	소내용공기계통 배관 및 계장도	9-594-M105-001(thru 002) 0-594-M105-003	9.3
9.3.2-1	1차시료채취계통 배관 및 계장도	9-791-J105-001(thru 006)	9.3
9.3.3-1	방사성배수계통 배관 및 계장도	9-481-N105-001(thru 006), 010(thru 017) 0-481-N105-009, 018 (thru 020)	9.3
9.3.4-1	화학 및 체적제어계통 배관 및 계장도	9-451-N105-001(thru 008)	9.3
9.4-1	주제어실 공기조화계통 배관 및 계장도	9-601-M105-001(thru 003)	9.4
9.4-2	핵연료취급지역 공기조화계통 배관 및 계장도	9-604-M105-001(thru 002)	9.4
9.4-3	복합건물 공기조화계통 배관 및 계장도	0-615-M105-001(thru 007)	9.4
9.4-4	비상디젤발전기지역 공기조화계통 배관 및 계장도	9-602-M105-001(thru 002)	9.4
9.4-5	보조건물관리지역 공기조화계통 배관 및 계장도	9-606-M105-001(thru 006)	9.4
9.4-6	원자로건물 공기조화계통 배관 및 계장도	9-611-M105-001	9.4
9.4-7	원자로건물퍼지계통 배관 및 계장도	9-612-M105-001(thru 002)	9.4
9.4-8	터빈건물 공기조화계통 배관 및 계장도	9-614-M105-001(thru 004)	9.4
9.4-9	1차측기기냉각해수 취수구조물/ 1차측기기냉각수 열교환기건물 공기조화계통 배관 및 계장도	9-605-M105-001	9.4

2

1

1

표 1.7-2 (4 중 3)

그림 번호	제 목	배관 및 계장도 번호	절
9.4-10	순환수취수구조물 공기조화계통 배관 및 계장도	9-621-M105-001	9.4
9.4-11	보조건물청정지역 공기조화계통 배관 및 계장도	9-607-M105-001(thru 003)	9.4
9.4-12	전기 및 계측제어 기기실 배관 및 계장도	9-603-M105-001(thru 004)	9.4
9.4-13	대체 교류디젤발전기건물 공기조화계통 배관 및 계장도	0-623-M105-003	9.4
9.4-14	중저준위 방사성 폐기물 임시저장고 공기조화계통 배관 및 계장도	0-624-M105-001(thru 002)	9.4
9.5.1-1	화재방호계통 배관 및 계장도	0-691-M105-001, 003, 007, 008, 012(thru 015) 9-691-M105-002, 004 (thru 006), 009(thru 011), 017(thru 018)	9.5
9.5.4-1	디젤발전기엔진연료유계통 배관 및 계장도	9-595-M105-001(thru 002)	9.5
9.5.5-1	비상디젤발전기계통 배관 및 계장도	9-591-M105-001(thru 004)	9.5
9.5.9-1	질소계통 배관 및 계장도	0-669-M105-001 9-669-M105-002(thru 003)	9.5
9.5.9-2	호흡용공기계통 배관 및 계장도	9-694-M105-001	9.5
삭제			
10.3.2-1	주증기계통 배관 및 계장도	9-521-M105-001(thru 002)	10.3
10.3.2-2	추기계통 배관 및 계장도	9-524-M105-001(thru 003)	10.3
10.4.2-1	복수기진공계통 배관 및 계장도	9-535-M105-001(thru 002)	10.4
10.4.3-1	주터빈 및 보조계통 배관 및 계장도	9-511-M105-001(thru 003)	10.4
10.4.5-1	순환수계통 배관 및 계장도	9-551-M105-001(thru 005)	10.4
10.4.6-1	복수탈염계통 배관 및 계장도	9-532-M105-001(thru 003)	10.4

1

1

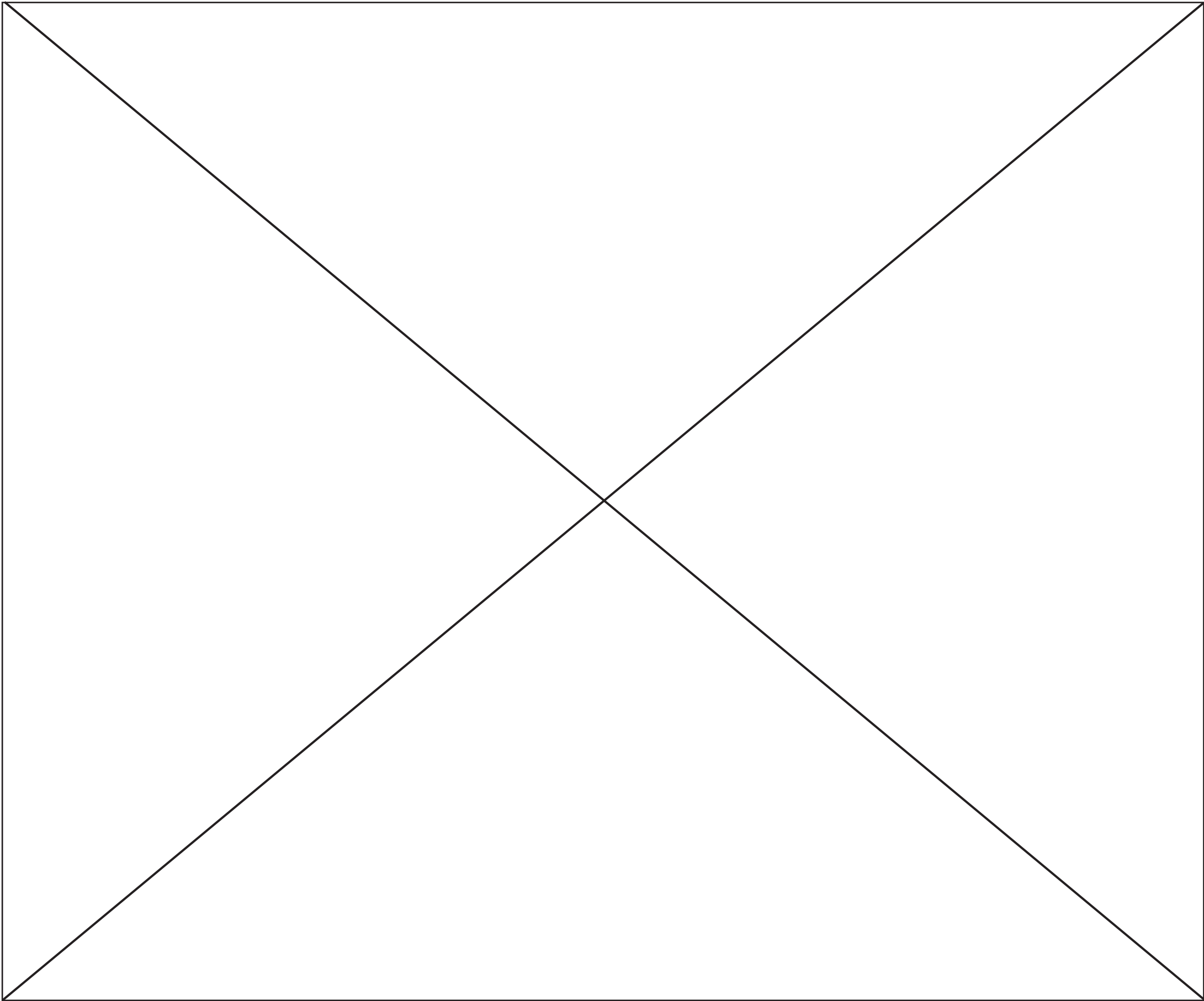
표 1.7-2 (4 중 4)

그림 번호	제 목	배관 및 계장도 번호	절
10.4.7-1	복수계통 배관 및 계장도	9-531-M105-001(thru 005)	10.4
10.4.7-2	급수가열기배수계통 배관 및 계장도	9-522-M105-001(thru 005)	10.4
10.4.7-3	급수계통 배관 및 계장도	9-541-M105-001(thru 003) 9-526-M105-001(thru 002)	10.4
10.4.8-1	증기발생기취출계통 배관 및 계장도	9-455-N105-001(thru 002)	10.4
10.4.9-1	보조급수계통 배관 및 계장도	9-542-M105-001 9-527-M105-001 9-543-M105-001	10.4
10.4.10-1	약품주입 및 취급계통 배관 및 계장도	9-644-M105-001	10.4
11.2-1	액체방사성폐기물관리계통 배관 및 계장도	0-472-N105-001(thru 014) 0-476-N105-001	11.2
11.3-1	기체방사성폐기물관리계통 배관 및 계장도	0-471-N105-001(thru 006)	11.3
11.4-1	고체방사성폐기물관리계통 배관 및 계장도	0-473-N105-001(thru 011)	11.4

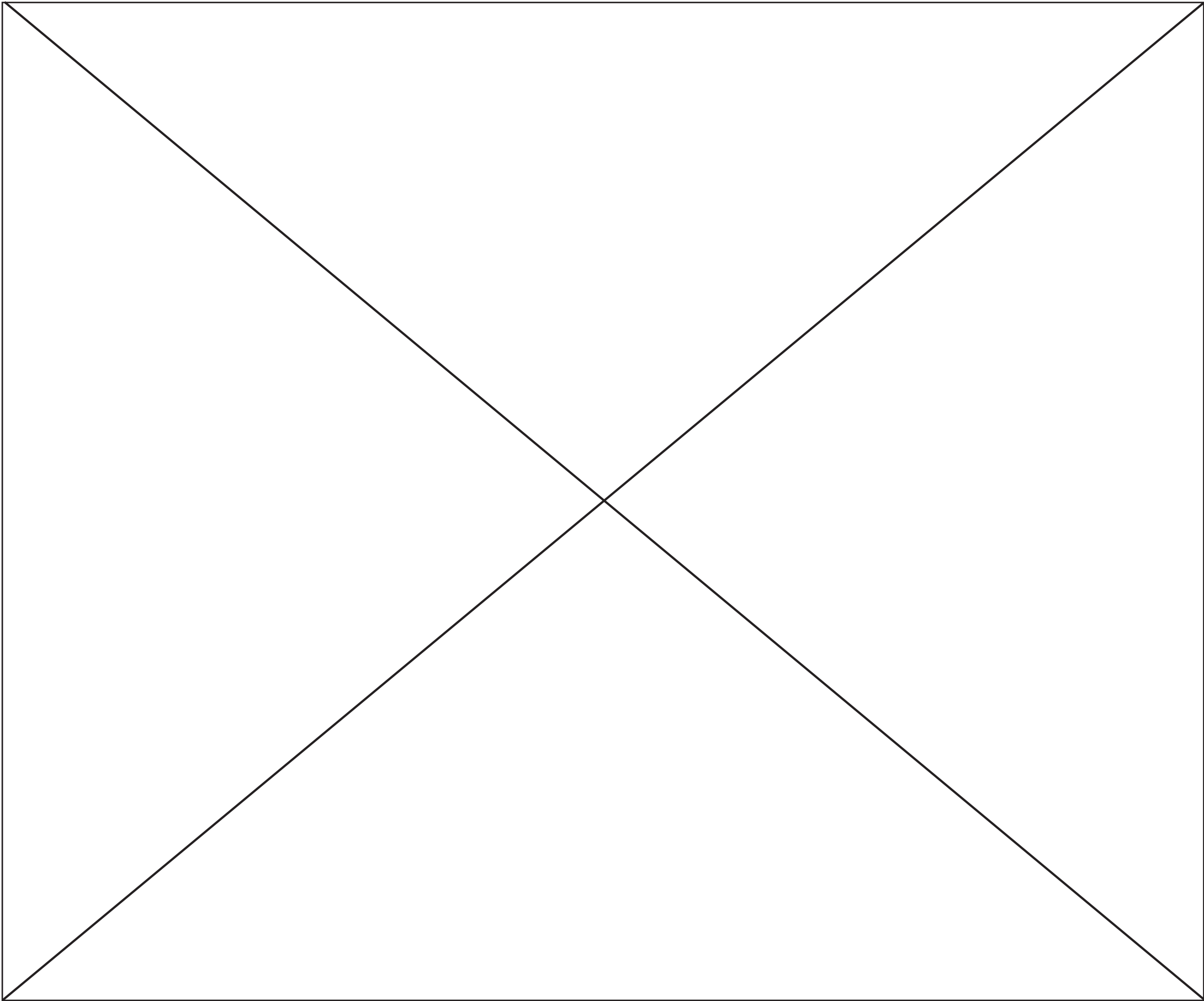
표 1.7-3

안전성관련 전기도면

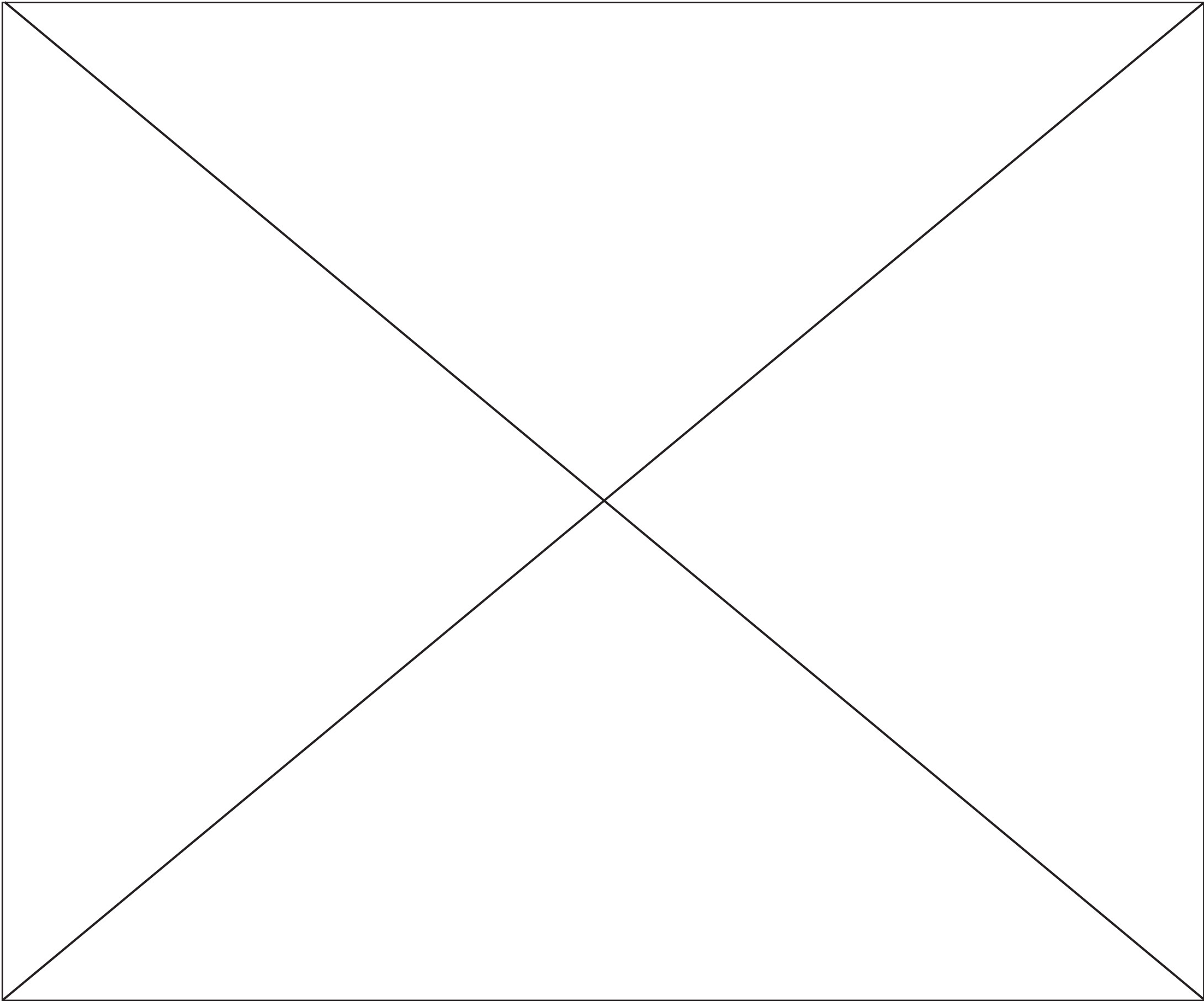
그림 번호	제목	절
그림 8.3-1	발전소내 전력계통 단선도 (DIV I)	8.3
그림 8.3-1	발전소내 전력계통 단선도 (DIV II)	8.3



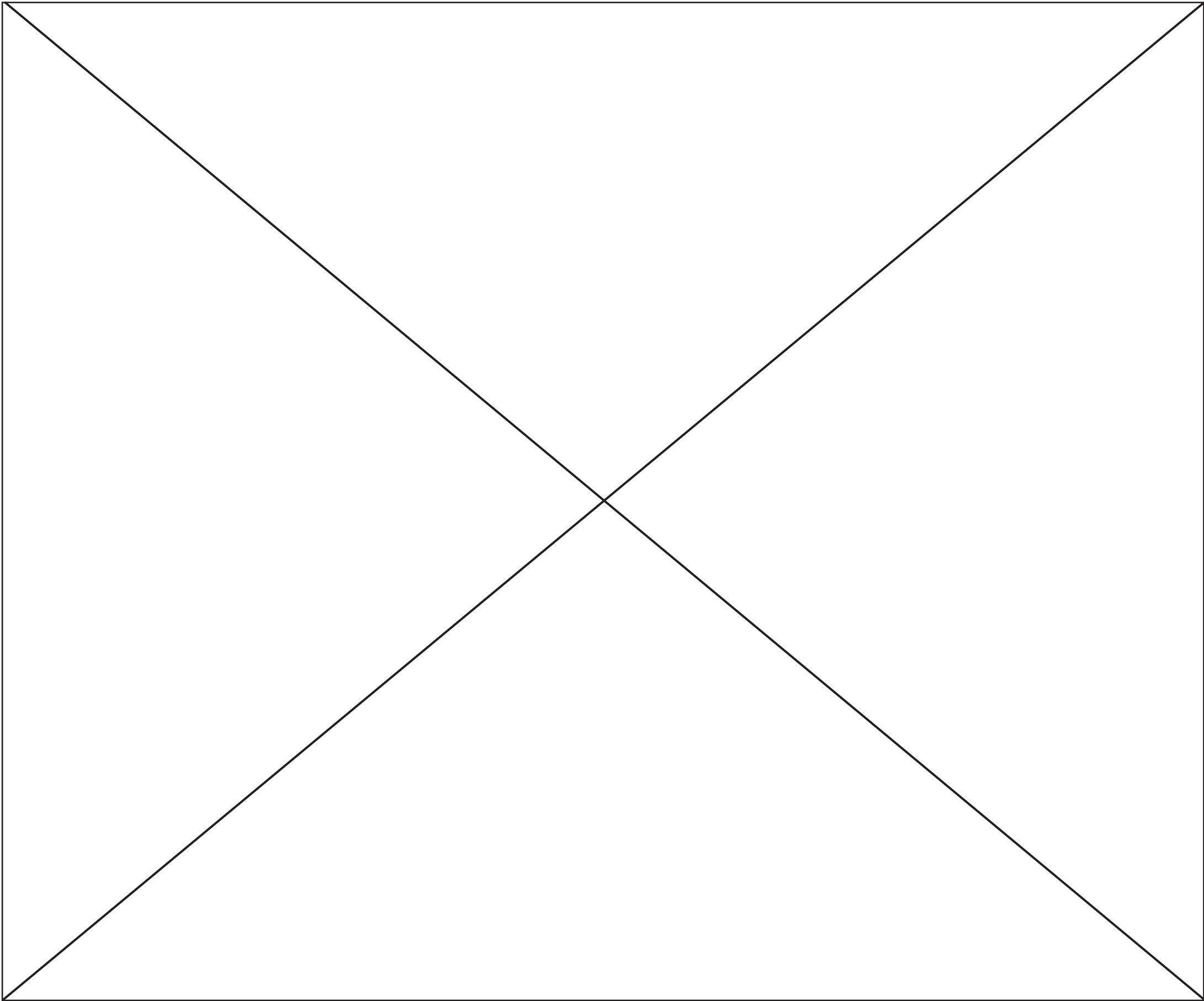
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
배관 및 계장도 기호 및 약자	
그림 1.7-1 (5 중 1)	



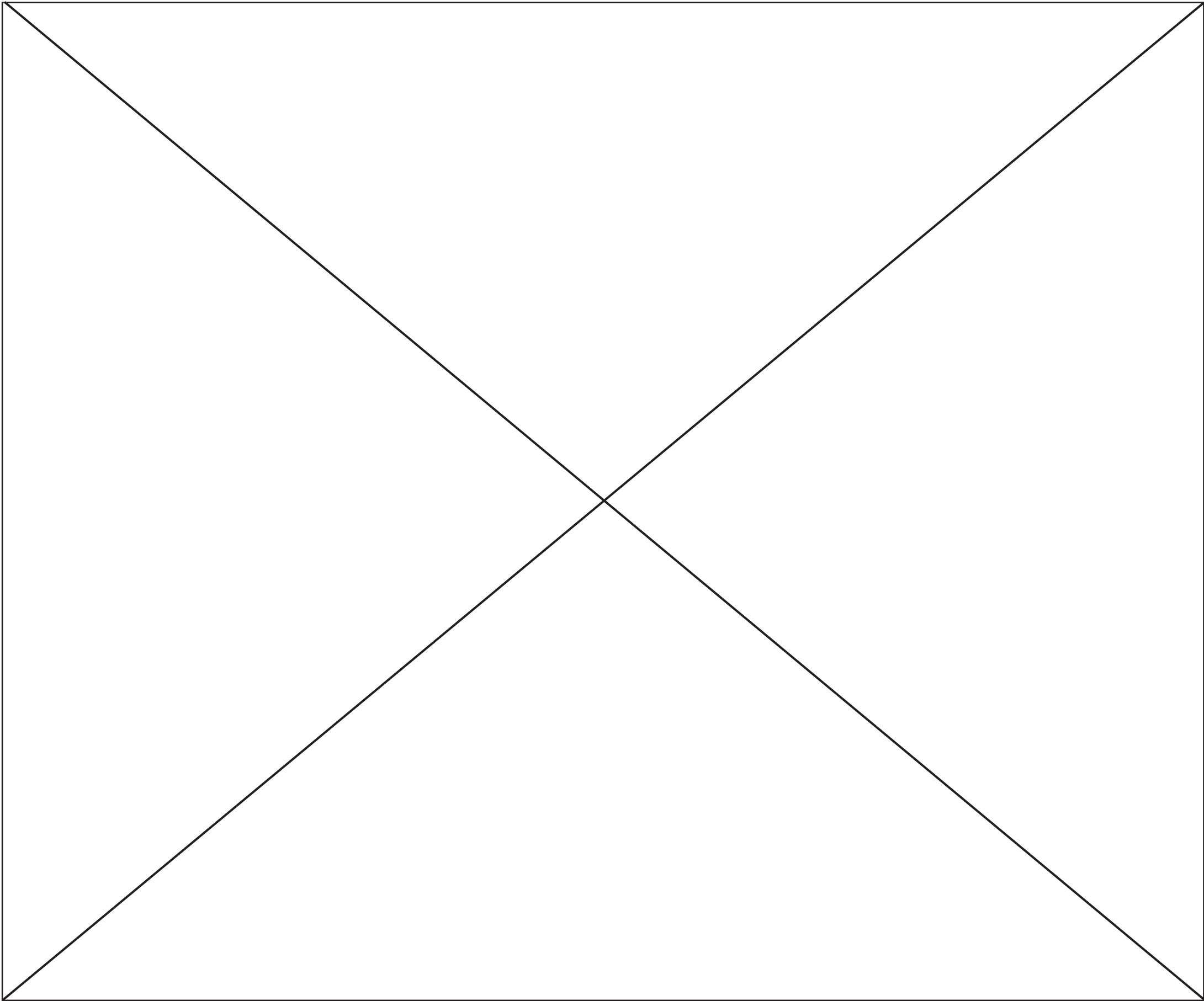
	한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
배관 및 계장도 기호 및 약자	
그림 1.7-1 (5 중 2)	



	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>배관 및 계장도 기호 및 약자</p>	
<p>그림 1.7-1 (5 중 3)</p>	



	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>배관 및 계장도 기호 및 약자</p>	
<p>그림 1.7-1 (5 중 4)</p>	



	<p>한국수력원자력주식회사 신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서</p>
<p>배관 및 계장도 기호 및 약자</p>	
<p>그림 1.7-1 (5 중 5)</p>	

1.8	<u>규제요건, 산업규격 및 표준, TMI-2 조치사항, 후쿠시마 원전사고 후속 개선 조치사항</u>	2
1.8.1	<u>규제요건, 산업규격 및 표준</u>	2
	미국 원자력규제위원회 규제지침서(이하 규제지침서), Generic Letter, Bulletin 및 표준심사지침에 대한 신한울 1,2호기의 준수 내용이 본 절에 기술되어 있다. 신한울 1,2호기에 적용되는 규제지침서, 발행일, 개정번호 및 준수 내용은 표 1.8-1에 요약되어 있다.	2
	표 1.8-1에 열거된 규제지침서에는 적용기준일인 2006년 6월 30일까지 발행된 규제지침서가 포함되어 있다. 규제지침서 Division 1의 경우 2006년 6월 30일 현재 발행된 지침서 및 폐지된 지침서를 모두 수록하였으며, 기타 Division의 경우 신한울 1,2호기에 적용되는 지침만을 수록하였다.	1
	적용기준일 이후에 발행된 규제지침서는 안전성에 중요한 사항이나 사업자 선택사항이 아니면 신한울 1,2호기에는 적용되지 않는다.	
	신한울 1,2호기에 대한 Generic Letter 및 Bulletin의 적용성이 표 1.8-2 및 표 1.8-3에 기술되어 있으며, 적용성에 대한 추가적인 정보는 해당 절에 기술되어 있다.	
	미국 원자력규제위원회의 표준심사지침(NUREG-0800, SRP)과 신한울 1,2호기 설계와의 차이점에 대한 내용은 표 1.8-4에 기술되어 있으며, 표준심사지침과의 차이점에 관한 보다 세부적인 내용은 해당 절에 기술되어 있다.	
	신한울 1,2호기는 신형경수로1400 표준설계안전성분석보고서 1.8절에 기술된 인허가요건, 주요 규격 및 표준을 적용하고, 표준설계안전성분석보고서 1.8절에 기술되지 않은 기타 규격 및 표준은 2006년 6월 30일까지 발행된 기준을 적용하였다. 신한울 1,2호기에 적용되는 주요 규격 및 표준은 표 1.8-5에 수록되어 있고, 참조기준이 적용되는 기기 목록은 표 1.2-1에 수록되어 있다.	2
	ASME Sec. III 코드 케이스가 적용되는 품목인 경우, 적용할 수 있는 ASME Sec. III 코드 케이스는 표 1.8-7에 기술되어 있다. 이 코드 케이스는 설계, 제작 및 재질에 대한 규제지침서 1.84, 개정 33 규제요건을 준수하고 있다.	
	미국 원자력규제위원회의 정책현안인 SECY-93-087에 대한 내용을 기술하고 있는 관련 절은 표 1.8-8에 기술되어 있다.	
1.8.2	<u>TMI-2 조치사항</u>	
	TMI-2 사고에서 비롯된 미국 원자력규제위원회 조치사항은 부록 1A에 기술되어 있다.	

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1.8.3 후쿠시마 원전사고 후속 개선 조치사항

후쿠시마 원전사고 후속 대책의 일환으로 시행된 국내원전 안전성 점검 결과 도출된 개선 조치방안들에 대한 설계 반영내용은 부록 1B에 기술되어 있다.

Intentionally
Blank

미국 원자력규제위원회 규제지침서와의 적합성 검토

규제지침서		개정번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.1	비상노심냉각 및 원자로건물 열제거계통 펌프의 유효 흡입수두	11/70	<p><u>규제입장</u> 비상노심냉각 및 원자로건물 열제거계통 펌프의 유효흡입수두계산시 사고 후 원자로건물 압력은 사고 전 압력에서 증가하지 않는 것으로 가정함.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> 비상노심냉각 및 원자로건물 열제거계통 펌프의 유효흡입수두계산시 사고 후 원자로건물 압력이 원자로건물 내 액체의 증기압과 일치한다고 가정함.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> 실제유효흡입수두는 계산시 가정된 유효흡입수두보다 항상 크므로 규제입장의 취지와 부합함.</p>	6.3, 6.5
1.2	원자로압력용기의 열충격	폐지		
1.3	비등경수로의 냉각재상실사고시 소외방사능영향평가를 위한 가정	개정 2 6/74	비등경수로 사항이므로 해당사항 없음.	

표 1.8-1 (51 중 2)

1.8-3

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.4	가압경수로의 냉각재상실사 고시 소외방사능영향평가를 위한 가정	개정 2 6/74	신한울 1,2호기는 규제지침서 1.195를 적용한다.	15.6.5, 15A, 12
1.5	비등경수로의 증기관과단사 고시 소외방사능영향평가를 위한 가정	3/71	비등경수로 사항이므로 해당사항 없음.	
1.6	다중대기(소내)전원및배전 계통의독립성	3/71	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.5.2
1.7	냉각재상실사고 후 원자로 건물 내의 가연성기체농도 제어	개정 2 11/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	6.2.5
1.8	인원선발 및 훈련	개정 3 5/00	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	13.1, 13.2

표 1.8-1 (51 중 3)

1.8-4

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.9	1E급 소내전력계통으로 사 용된 원자력발전소 비상전 원용 디젤발전기의 선정, 설계 및 검증	개정 3 7/93	<p><u>규제입장</u> IEEE 387-1984요건의 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> 기술기준 적용일(CCD)을 만족하는 최신 IEEE 387-1995의 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> IEEE 387-1995에서 100회 시험으로 완화된 비상디젤발전기의 기동 및 부하인가시험에 대해서는 IEEE 387-1984의 300회 시험요건을 준 수하며, 이 외 요건들은 IEEE 387-1995를 적용한다.</p>	7.1.2.10, 8.1.5.2, 8.3.1, 9.5.4, 9.5.8
1.10	콘크리트구조물의 철근 기 계이음부	폐지		
1.11	원자로건물을 관통하는 계 측기용 감지라인	개정 1 2/72	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2
1.12	지진감시용 계측설비	개정 2 3/97	신한울 1,2호기는 지진감시용 계측설비와 관련하여 원자력안전기술 원 규제지침 KINS/RG-N 4.06(개정번호 2)를 준수함.	3.7
1.13	사용후연료저장시설 설계기 준	개정 1 12/75	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	9.1, 9.4

표 1.8-1 (51 중 4)

1

1.8-5

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

1

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.14	원자로냉각재펌프 관성바퀴 의 건전성	개정 1 8/75	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건의 취지를 준수함.	5.4.1
1.15	내진범주 I급 콘크리트구조 물 철근시험	폐지		
1.16	운전정보의 보고	개정 4 8/75	운전정보의 보고는 국내원자력안전법 및 그 부속법규를 준수함. 본 지침서 요건에 대한 준수내용은 운영기술지침서에 기술되어 있 음. 해당 규제요건은 2009년 8월 폐지됨.	
1.17	사보타지에 대비한 원자력 발전소 방호	폐지		
1.18	콘크리트격납건물에 대한 구조허용시험	폐지		
1.19	원자로건물 선형용접부에 대한 비파괴검사	폐지		
1.20	가동전시험 및 초기시운전 시험시 원자로내부구조물에 대한 종합 진동평가 계획서	개정 2 5/76	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.9.2

표 1.8-1 (51 중 5)

1

1.8-6

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

2

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.21	경수형 원자력발전소에서 고체폐기물의 방사능과 액체 및 기체유출물에 대한 방사성물질 유출량 측정, 평가 및 보고	개정 1 6/74	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	11.1, 11.5
1.22	보호계통 기동기능의 주기시험	2/72	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.15, 8.1.5.2
1.23	소내 기상관측 프로그램	개정 1 3/07	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건 및 국내의 관련 법규를 준수함.	2.3.3
1.24	가압경수로의 방사성기체저장탱크 파손시 소외 방사능영향 평가	3/72	신한울 1,2호기는 본 규제지침서 대신에 SRP BTP 11-5 요건을 준수함.	11.3
1.25	원자력발전소 핵연료 취급 및 저장시설에서의 핵연료취급사고시 소외 방사능영향 평가	3/72	신한울 1,2호기는 본 규제지침서 대신에 1.195를 적용함.	15.7, 15.7.4
1.26	액체, 증기 및 방사성폐기물을 함유하는 원자력발전소 기기에 대한 품질그룹분류 및 적용규격	개정 3 2/76	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.2.2, 10.4, 8.1.5.2
1.27	원자력발전소 최종열제거원	개정 2 1/76	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	9.2.5

표 1.8-1 (51 중 6)

1.8-7

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.28	품질보증요건 (설계 및 건설)	개정 3 8/85	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	17
1.29	내진범주분류	개정 3 9/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.2.1, 7.1.2, 8.1.5.2, 9.4, 10.4.9
1.30	계측 및 전기 기기의 설치, 검사 및 시험을 위한 품질 보증요건	8/72	해당 KEPIC QAP-2, II.4 또는 ASME NQA-1 Part II Subpart 2.4 를 준수함.	7.1.2.5, 8.1.5.2

표 1.8-1 (51 중 7)

1

1.8-8

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.31	스테인리스강 용접재의 페 라이트 함량 관리	개정 3 4/78	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규 제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> AWS A4.2-74 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> ANS/AWS A4.2-91 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> KEPIC MNB, MNC, MND에서 참조하고 있는 ANSI/AWS-91을 적 용함.</p>	4.5.1, 4.5.2, 5.2.3, 5.3.1, 6.1.1 10.3.6
1.32	원자력발전소의 안전관련 전기계통 설계기준	개정 3 3/2004	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.5.2

표 1.8-1 (51 중 8)

1.8-9

신한을 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

1

규제지침서		개정번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절																
번호	제 목																			
1.33	품질보증계획요건(운전)	개정 2 2/78	<p>신한을 1,2호기는 본 규제지침서 규제입장을 고려하여 ANSI/ANS-3.2-1994 와 KEPIC QAP 및 ASME NQA-1-1994(1995 추록 포함)를 준수한다. 본 규제지침서에서 참조된 다음 규제지침은 규제지침서 1.28(개정 3)에 의해 승인된 ASME NQA-1에 의해 대체되었으므로 적용하지 않는다.</p> <table><tr><td>ANSI 표준</td><td>승인하는 규제지침</td></tr><tr><td>N45.2.6</td><td>1.58</td></tr><tr><td>N45.2.9</td><td>1.88</td></tr><tr><td>N45.2.10</td><td>1.74</td></tr><tr><td>N45.2.11</td><td>1.64</td></tr><tr><td>N45.2.12</td><td>1.144</td></tr><tr><td>N45.2.13</td><td>1.123</td></tr><tr><td>N45.2.23</td><td>1.146</td></tr></table> <p>본 지침의 요건 중 기술행정에 관한 준수내용은 13장(발전소 운영) 및 운영 기술지침서에, 품질보증에 관한 준수내용은 운전에 관한 품질보증계획서에 각각 기술되어 있다.</p>	ANSI 표준	승인하는 규제지침	N45.2.6	1.58	N45.2.9	1.88	N45.2.10	1.74	N45.2.11	1.64	N45.2.12	1.144	N45.2.13	1.123	N45.2.23	1.146	16
ANSI 표준	승인하는 규제지침																			
N45.2.6	1.58																			
N45.2.9	1.88																			
N45.2.10	1.74																			
N45.2.11	1.64																			
N45.2.12	1.144																			
N45.2.13	1.123																			
N45.2.23	1.146																			
1.34	일렉트로슬래그 용접 특성 관리	12/72	<p>신한을 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함. 단, 원자로냉각재압력경계부품 및 원자로내부구조물부품 제작시 일렉트로슬래그 공정을 적용하지 않음.</p>	4.5.2, 5.2.3, 5.3.1																

표 1.8-1 (51 중 9)

1

1.8-10

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

1

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.35	프리스트레스트 콘크리트 원자로건물에서의 비부착식 텐돈의 가동중검사	개정 3 7/90	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.8.1
1.35.1	프리스트레스트 콘크리트 원자로건물 검사를 위한 프리스트레스 힘 결정방법	7/90	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.8.1
1.36	오스테나이트 스테인리스강 용 비금속 단열재	2/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함. (단, 격납건물 내 Nuclear Grade Blanket Type Insulation (NGBTI) 과 그 외 Commercial Grade Insulation (CGI)은 ASTM C692는 2008 Ed. 적용)	5.2.3, 6.1.1 10.3.6
1.37	경수형 원자력발전소 유체 계통 및 관련부품의 세척에 관한 품질보증요건	3/73	해당 KEPIC QAP-2, II.1 또는 ASME NQA-1 Part II, Subpart 2.1 을 준수함.	4.5.1, 4.5.2, 5.2.3, 5.3.1, 6.1.1, 10.3.6, 17
1.38	경수형 원자력발전소 부품의 포장, 선적, 인수, 저장 및 취급에 관한 품질보증요건	개정 2 5/77	해당 KEPIC QAP-2, II.2 또는 ASME NQA-1 Part II, Subpart 2.2 를 준수함.	17

표 1.8-1 (51 중 10)

1

1.8-11

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.39	경수형 원자력발전소에 대한 청결 유지	개정 2 9/77	해당 KEPIC QAP-2, II.3 또는 ASME NQA-1 Part II, Subpart 2.3을 준수함. 해당 규제요건은 2010년 11월 폐지됨.	6.4
1.40	경수형 원자로건물 내부에 설치된 연속정격을 갖는 전동기 검증시험 요건	3/73	<p><u>규제입장</u> 원자로건물내부에 설치된 연속정격을 갖는 전동기 검증시험은 규제지침서 1.40 취지를 따름.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> 본 규제지침서는 신한울 1,2호기에 적용되지 않음.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> 연속정격을 갖는 1E급 전동기는 신한울 1,2호기 원자로건물 내에 설치되지 않음.</p>	
1.41	부하군 선정의 적절성을 검증하기 위한 다중 소내전력 계통의 가동전시험	3/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.5.2, 14
1.42	경수형 원자력발전소에서 기체방사성요오드 방출에 대한 ALARA 방안	폐지		

표 1.8-1 (51 중 11)

1.8-12

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.43	저합금강 부품들의 스테인 리스강 용접피복의 관리	5/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.2.3, 5.3.1
1.44	민감화된 스테인리스강 사 용의 관리	5/73	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규 제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> ASTM A262-70 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> ASTM A262-2002 추록 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> ASTM A262-2002 추록의 시험방법은 ASTM A262-70의 요건과 비 교하여 적용재료의 범위, 저탄소 및 안정화 오스테나이트 스테인리 스강의 시험 전 열처리온도 등의 요건들이 추가되었음. 이들은 신 한울 1,2호기의 경우 적용되지 않거나 추가적인 요건이므로 ASTM A262-70의 요건을 만족함.</p>	4.5.1, 4.5.2, 5.2.3, 5.3.1, 6.1.1 10.3.6
1.45	원자로냉각재압력경계 누설 감지 계통	5/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.2.5, 11.5.1.1

표 1.8-1 (51 중 12)

1.8-13

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1
2

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.46	원자로건물 내부의 파이프 휨에 대한 방호	폐지		
1.47	원자력발전소 안전계통에 대한 우회 및 운전불능상태 표시	5/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.19, 7.5.2.6, 7.7.1.5, 8.1.5.2, 8.3.1.2.11
1.48	내진범주 I급 유체계통기기 에 대한 하중조합 및 설계 한계	폐지		
1.49	원자력발전소 출력준위	폐지		
1.50	저합금강 용접의 예열온도 관리	5/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.2.3, 5.3.1, 6.1.1, 10.3.6
1.51	원자력발전소에서 ASME 코드 등급 2 기기에 대한 가동중검사	폐지		

표 1.8-1 (51 중 13)

1.8-14

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.52	경수형 원자력발전소 사고후 공학적안전설비 대기정화계 통의 공기여과 및 활성탄 흡착 기에 대한 설계, 검사 및 시험 기준	개정 3 6/01	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	6.5, 9.4, 11.3, 운영기술 지침서
1.53	원자력발전소 보호계통을 위 한 단일고장기준의 적용	개정 2 11/03	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.8, 8.1.5.2
1.54	원자력발전소에 적용되는 서 비스 레벨 I, II 및 III 방호 도장	개정 1 7/00	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수한다.</p> <p>규제지침서 1.54는 다음의 경우에는 필수요건으로 적용되지 않는다.</p> <ul style="list-style-type: none"> -외부에 절연재가 설치되는 품목 -캐비닛이나 외함(Enclosure) 등의 내측에 설치되는 품목. -예를 들면 원형천장크레인 조종실의 내면, 덕트의 내면 등. -현장보수도장이 필요한 부위로서 표면적 30 in² 미만의 다음부위 <ul style="list-style-type: none"> • 절단부 단부 또는 아연도금 손상부위 • 볼트헤드, 너트 및 기타 체결장치 • 용접으로 인한 손상부위 -도장되지 않는 스테인리스 또는 아연도강판 -배관계통 인식용 밴드에 적용되는 도장 	6.1.2.1
1.55	내진범주 I급 구조물에서의 콘 크리트 배치	폐지		

표 1.8-1 (51 중 14)

1.8-15

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.56	비등경수로 수질관리	개정 1 7/78	비등경수로 사항이므로 해당사항 없음.	
1.57	강제 1차 원자로건물계통부 품의 하중조합 및 설계한계	6/73	<p>신한울 1,2호기는 아래 기술된 사항을 명확히 하며 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p>배관관통집합체는 다음과 같은 기준에 따라 설계된다.</p> <p>가. 원자로건물압력경계의 일부인 원자로건물관통부조립체부분 즉 관통부 슬리브(돌출부 포함)는 ASME Sec. III, NE 및 규제지침서 1.57의 관련 조항에 따라 설계된다.</p> <p>나. 헤드피팅 및 중간(공정)배관의 부분으로 구성되는 원자로건물관통부조립체부분은 ASME Sec. III, NB절의 NB-3112 및 NB-3113에 따라 설계된다.</p> <p>상기 “나”항은 ASME NCA-2134와 규제지침서 1.57의 주 3과 일치된다.</p>	3.8.2
1.58	원자력발전소 시험, 조사 및 검사요원 자격요건	폐지		
1.59	원자력발전소의 설계기준 홍수	개정 2 8/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.4

표 1.8-1 (51 중 15)

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.60	원자력발전소의 내진설계를 위한 설계응답 스펙트럼	개정 1 12/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.5.2.6, 2.5.2.7
1.61	원자력발전소의 내진설계를 위한 감쇠값	10/73	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> 규제지침서 1.61에는 예외사항관련 언급이 없음</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> 배관 응답스펙트럼해석에 대한 감쇠값은 ASME Code Case N-411-1 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 선행호기와 동일하게 규제지침서 1.84, 개정 31에서 승인한 감쇠값을 적용함. • 케이블트레이계통을 위해 15 % 안전정지지진의 감쇠값이 사용됨. 이 값은 한국기계연구원(KIMM)에 의해 1988년 4월 11일에 수행된 “원자력발전소를 위한 케이블트레이의 정적 및 동적하중시험”에 의해 입증된 값이며 이전 인가된 한국원자력발전소에 사용된 값과 일치함. 	3.7.1, 3.7.2

표 1.8-1 (51 중 16)

1

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.62	보호조치의 수동조작	10/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.20, 8.1.5.2
1.63	원자력발전소 원자로건물구조물의 전기관통부 설비	개정 3 2/87	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.8.2, 8.1.5.2
1.64	원자력발전소의 설계품질보증요건	폐지		
1.65	원자로용기상부헤드 스테드의 재질 및 검사	10/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함. 단, 원자로용기상부헤드 스테드 관련 가동전·중검사 수행시에는 규제지침서 1.65 개정번호 1(2010년 4월)을 따른다.	5.3.1
1.66	관형제작물에 대한 비파괴검사	폐지		
1.67	과압방지 장비설치	폐지		

1.8-17

표 1.8-1 (51 중 17)

1.8-18

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.68	경수형 원자력발전소의 초기 시험 계획	개정 2 8/78	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>예외사항</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 제어봉 낙하시간 측정(부록 A, 2.b항) 14.2.7.1.1항에 기술되어 있음. 중성자계수율 측정(부록 A, 3항 및 부록 C, 3항) 14.2.7.1.2항에 기술되어 있음. 시험 안정출력준위(부록 C, 4항) 14.2.7.1.3항에 기술되어 있음. 출력계수(부록 A, 5.a항) 14.2.7.1.4항에 기술되어 있음. 제논진동제어 능력(부록 A, 5.d항) 14.2.7.1.5항에 기술되어 있음. 발전소 보호설비(부록 A, 5.i항) 14.2.7.1.6항에 기술되어 있음. 주증기 격리밸브 자동단힘(부록 A, 5.m.m항) 14.2.7.1.7항에 기술되어 있음. 급수온도 저하에 따른 발전소 동적 응답(부록 A, 5..k.k항) 14.2.7.1.8항에 기술되어 있음. 제어봉낙하 및 이탈시 노심성능(부록 A, 5.e항 및 5.f항) 14.2.7.1.9항에 기술되어 있음. 	7.1.2.22, 14.2.7
1.68.1	비등형원자로의 급수 및 복수 계통에 대한 가동전시험 및 초기운전시험	개정 1 1/77	비등경수로 사항이므로 해당사항 없음.	

표 1.8-1 (51 중 18)

1.8-19

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.68.2	경수형 원자력발전소 원격 정지기능 입증을 위한 초기 기동시험계획	개정 1 7/78	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>예외사항</u></p> <p>본 규제지침서 C절에서는 각 발전소마다 시험계획을 개발, 수행하여야 한다고 명시되어 있으나 신한울 1,2호기는 동일하기 때문에 모든 발전소에 대한 시험은 비현실적이다.</p> <p>본 규제지침서는 (1) 주제어실 외부에서 원자로를 정지시키고, 고온 대기 상태로 발전소를 유지할 수 있는 능력과, (2) 주제어실 외부에서 발전소를 냉각시킬 수 있는 능력을 확인하기 위해 각 호기별로 시험을 수행할 것을 요구한다.</p> <p>신한울 1호기 시험은 위의 2가지 목적을 모두 확인하지만 신한울 2호기는 주제어실 외부에서의 발전소 냉각 능력 확인이 1호기와 동일한 설계이므로 시험을 수행하지 않으며, 주제어실 외부에서 원자로를 정지시키고, 고온대기 상태로 유지하는 능력만 입증한다.</p>	14.2.7

표 1.8-1 (51 중 19)

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.68.3	계측 및 제어공기계통의 가동전시험	4/82	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>예외사항</u></p> <p>한수원은 규제지침서 1.68.3의 취지를 따른다. 그러나 신한울 1,2호기에서는 ‘안전성에 중요한’의 용어보다 ‘안전성관련’ 용어를 적용한다.</p> <p>C.8항의 규제입장을 충족시키기 위해 고장시 안전위치에 있어야 하는 제어용공기를 공급받는 각 안전성관련 기기는 급작스런 공기의 상실과 점진적인 공기의 상실 두 조건 모두에 대해 시험된다.</p>	9.3.1.4

표 1.8-1 (51 중 20)

1.8-21

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.69	원자력발전소 콘크리트 방 사선 차폐	12/73	<p>신한울 1,2호기는 아래의 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> 원자력발전소 차폐구조물에 적용 가능한 지침으로 몇 가지 단서조항과 함께 ANSI N101.6-1972를 승인하고 있음.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> 신한울 1,2호기는 ANSI/ANS 6.4-1977을 준용하며, 개정된 ACI 349-97 및 349R-97을 준용함.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> 본 규제지침서에 기술하고 있는 ANSI N101.6-1972는 미국국립표준협회(ANSI)에 의해 철회되었고 미국콘크리트협회(ACI)는 “원자력 안전성 관련 구조물에 대한 코드 요건”인 ACI-349-80과 “콘크리트차폐 구조물의 건설 양상에 관한 개정된 요건”을 제공하는 ACI 349R-80을 발표했다. ANSI/ANS 6.4는 1977년에 발표된 이후 ANSI N101.6-1972의 철회, ACI349-80에 제공된 지침, 차폐방법, 데이터 및 적용 등에 관한 최근의 정보를 반영하여 1997년에 개정되었음. 따라서 신한울 1,2호기는 상기와 같은 이유로 ANSI/ANS 6.4-1997을 준용하며, 개정된 ACI 79-97 및 ACI 349R-97을 준용함.</p>	12

표 1.8-1 (51 중 21)

1

1
2
1
신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.70	경수형 원자력발전소에 대한 안전성분석보고서 표준 형식 및 내용에 관한 지침	개정 3 11/78	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p>운영기술지침서는 원자력안전위원회고시 제2017-5호(운영기술지침서의 작성에 관한 기준) 및 특정기술주제보고서 "CE형 표준운영기술지침서"를 근간으로 별도의 문서로 작성되었다.</p> <p>7장 및 18장은 미국 원자력규제위원회 표준심사지침을 참조하여 작성되었다.</p>	All
1.71	접근제한지역에 대한 용접원 자격검증	12/73	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고 본 규제지침서 의 규제요건을 준수함.</p> <p>접근제한 조건하에 용접 인원에 대한 자격 부여는 ASME 코드 Sec. III 및 IX의 요건에 따라 수행되고 유지됨. 자격 재부여는 (1) ASME Sec. IX의 어떤 중요한 변수가 변경되었을 때 (2) 승인된 인원이 적용요건을 만족스럽게 준수하는데 있어 용접사의 능력이 의문시되는 사유가 발생하였을 때 요구됨. 생산 용접은 절차서 내용에 따라 이행되는지를 감시함. 또한 용접 자격 부여는 ASME Sec. III 및 IX에 따라 입증됨. 용접 감독자는 접근제한지역 용접에 대한 만족 여부를 확실히 보증하기 위하여 고도로 숙련된 용접 인원을 이 업무에 지정함.</p> <p>최종적으로 용접 품질을 접근성에 관계없이 요구되는 비파괴 시험에 의해서 성능이 확인됨.</p>	4.5.2, 5.2.3, 5.3.1, 6.1.1, 10.3.6

1.8-22

표 1.8-1 (51 중 22)

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.72	강화섬유수지로 만든 살수 지 배관	개정 2 11/78	신한울 1,2호기에서는 냉각의 수단으로 호수를 사용하지 않기 때문 에 해당사항 없음.	
1.73	원자력발전소 원자로건물 내에 설치된 전기밸브 구동 자의 성능시험	1/74	<u>규제입장</u> IEEE 382-1972 요건의 적용 <u>신한울 1,2호기 입장</u> IEEE 382-1996 적용 <u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> IEEE 382-1996은 IEEE 382-1972보다 단계별(절차, 사례, 시험)로 체계적인 요건을 기술하고 있으므로 개정된 최신요건을 적용함.	3.11, 7.1.2.23, 8.1.5.2
1.74	품질보증 용어 및 정의	폐지		

표 1.8-1 (51 중 23)

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.75	전기계통의 물리적 독립성	개정 3 2/05	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> IEEE 384-1992의 5.5.2, 5.6, 6.1 및 기타 항의 요구사항을 만족하기 위하여 수행한 종합적인 분석결과는 원자력발전소 “최종안전성분석 보고서”에 포함되어야 함.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> 종합적인 분석결과를 “최종안전성분석보고서”에 포함하지 않음.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> IEEE 384-1992에 명시된 특정요건과 다른 점을 정당화하기 위해 수행한 참조 분석자료는 필요에 따라 준비되고 문서화되고 영구 보존되어야 하며 원자력안전위원회의 검토시 제공이 가능하지만 최종안전성분석보고서의 한 부분으로 합본되지 않음. 신한울 1,2호기의 입장은 일반 발전소의 설계자료와 동일하게 취급되는 일반적인 관례에 따름.</p>	7.1.2.9, 8.1.4.2 8.3.1.2.6 8.3.1.3 8.3.1.4
1.76	원자력발전소의 설계기준 토네이도	4/74	본 규제지침서는 오직 미국 내의 허용 가능한 설계기준 토네이도 (DBT)를 기술함. 그러므로 설계기준 토네이도에 관하여 미국 원자력 규제위원회 입장은 신한울 1,2호기에 해당사항 없음.	2.3.1.2.2, 3.3.2

표 1.8-1 (51 중 24)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

2

1

규제지침서		개정번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.77	가압경수로 제어봉이탈사고 평가시의 가정	5/74	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	15.4.8
1.78	유독화합물의 가상방출사고 시 주제어실 거주성 평가에 대한 가정	개정 1 12/2001	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	6.4, 9.4, 2.2.3.1.3
1.79	가압경수로 비상노심냉각계 통의 가동전시험	개정 1 9/75	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.1.18
1.80	계기용 공기계통의 가동전 시험	폐지	규제지침서 1.68.3 참조	
1.81	다수기 원자력발전소용 공 유 비상/정지 전기계통	개정 1 1/75	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.3.1.1, 8.3.2.1
1.82	냉각재상실사고에 따른 장 기재순환냉각을 위한 수원	개정 3 11/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	1.2, 3.8, 6.2.2
1.83	가압경수로 증기발생기 전 열관의 가동중검사	개정 1 7/75	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.2.4

1.8-25

표 1.8-1 (51 중 25)

1

1.8-26

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

2

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.84	ASME 코드 Sec.III, Div.1 설계 및 제작에 대한 코드 케이스 적용성	개정 33 8/2005	<p>신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함. 단, 규제지침서 1.84 개정 33에 포함되지 않은 인코넬 690(I-52 또는 52M)의 용접에 대해서는 코드케이스 2142-2를 사용할 수 있으며, 기기 지지구조물 재료는 N-249-14에 대한 본 규제지침서의 제한사항을 만족하는 경우 ASME 코드케이스 N-249-13을 사용할 수 있음.</p> <p>또한, 기기냉각해수계통 밸브 재료(SB-148 C95800 및 SA-494 Gr. CW-12MW)에 대해서는 코드케이스 N-855 및 N-856을 해수계통 Fitting 재료(SB-366 N04400)에 대해서는 코드케이스 N-859를 사용할 수 있음.</p>	3.7.1, 표 3.7-2, 3.8.6, 3.12.2, 4.5.1, 5.2.1, 표 5.2-2
1.85	ASME 코드 Sec.III, Div.1 재질에 대한 코드케이스 적 용성	폐지		
1.86	원자로에 대한 운영허가의 종료	6/74	원자력 발전소 운영허가 종료 시 적용되는 사항임	
1.87	고온로의 ASME 코드 등급 1 기기에 대한 제작지침	개정 1 6/75	본 규제지침서는 고온원자로에 해당되므로 해당사항 없음.	
1.88	원자력발전소 품질보증기록 의 정리, 저장 및 유지관리	폐지		

표 1.8-1 (51 중 26)

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.89	원자력발전소의 안전성에 중요한 전기기기의 내환경 검증	개정 1 6/84	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> 본 지침에서는 IEEE 323-1974를 적용하도록 기술하고 있음.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> 신한울 1,2호기는 IEEE 323-2003을 적용함.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> IEEE 323-2003은 IEEE 323-1974와 비교하여 모의시험시 침투 Profile 적용, 전자파 장애 평가 및 온화한 환경조건의 검증 요건이 추가되었으나 기술적인 변경사항은 없으므로 IEEE 323-1974요건을 만족함</p>	3.11, 7.1.2, 8.1.5.2
1.90	프리스트레스트 콘크리트원 자로건물에서 부착식 텐돈 의 가동중검사	개정 1 8/77	신한울 1,2호기는 그라우트타입의 원자로건물을 채택하지 않기 때문 에 이 규제지침서는 해당사항 없음.	
1.91	원자력발전소 인근 수송로 에서 발생하는 가상폭발에 대한 평가	개정 1 2/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.2.3.1.1

표 1.8-1 (51 중 27)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1
1

1.8-28

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.92	내진해석에서의 모드응답 및 방향에 따른 지진성분 응답 조합	개정 1 2/76	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.7.2.6, 3.7.2.7, 3.7.3.7
1.93	공급전원의 가동률	12/74	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.5.2 16
1.94	원자력발전소 건설중 콘크리 트 및 강재구조물의 설치, 검 사 및 시험에 관한 품질보증 요건	개정 1 4/76	해당 KEPIC QAP-2 II.5 또는 ASME NQA-1 Part II Subpart 2.5를 준 수함.	3.81 3.82
1.95	염소기체 유출사고시 원자력 발전소주제어실 운전원 방호	폐지	규제지침서 1.78에 통합되었음.	
1.96	비등경수로의 주증기격리밸 브 누설제어계통설계	개정 1 6/76	비등경수로 사항이므로 해당사항 없음.	

표 1.8-1 (51 중 28)

규제지침서		개정번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.97	사고시 및 사고 후 발전소와 환경조건평가를 위한 경수형 원자력발전소의 계측설비	개정 3 5/83	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>예외사항</u> 순환 1차 냉각재의 방사성 농도 또는 방사선 준위는 그래프시료를 사용해 측정해야 하고 사고후시료채취계통의 일부분이다. 사고후시료채취계통은 두개의 독립된 1E급 교류 및 비1E급 직류 동력원으로부터 동력을 공급 받는다. 원자로냉각재계통 고온관 사고후시료채취계통 배관은 내진범주 I 및 II급으로 설계된다. 규제지침서 1.97의 범주 I 요건을 만족하기 위해 별도의 방사선준위측정을 위한 순환 1차냉각재의 온라인감시능력은 제공되지 않는다.</p>	3.1, 7.1.2, 7.5, 10.4.9, 11.5.1.1
1.98	비등경수로에서 방사성배기 기체 계통 고장시 소외방사선영향평가를 위한 가정	3/76	비등경수로 사항이므로 해당사항 없음.	
1.99	원자로용기 재질의 방사선취화	개정 2 5/88	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.2.3, 5.3.1, 5.3.2

표 1.8-1 (51 중 29)

1

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

1.8-30

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.100	원자력발전소의 전기 및 기계 기기내진검증	개정 2 6/88	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.10, 7.1.2.7, 8.1.5.2
1.101	발전소의 비상계획 및 사전준비	개정 5 5/2006	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	13.3
1.102	원자력발전소의 홍수 방호	개정 1 9/76	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.4, 3.4
1.103	콘크리트 원자로용기 및 원자로건물에 대한 포스트텐션드 프리스트레싱 계통	폐지		
1.104	원자력발전소용 천장크레인 취급계통	폐지		

표 1.8-1 (51 중 30)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

2

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.105	안전성관련계통을 위한 계 측기 설정치	개정 3 12/99	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.26, 7.2.2.5, 7.3.2.3.2, 7.3.2.5
1.106	전동기구동 밸브의 전동기 에 대한 열적 과부하보호	개정 1 3/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.27 8.1.5.2, 8.3.1.2.9, 8.3.1.1.2.10
1.107	원자로건물 구조물에서 프 리스트레싱 텐돈의 시멘트부 착에 대한 검증요건	개정 1 2/77	신한울 1,2호기는 그라우트타입의 원자로건물을 채택하지 않기 때문 에 이 규제지침서는 해당사항 없음.	
1.108	소내전력계통에 사용된 비 상발전기 주기시험	폐지	규제지침서 1.9 참조	
1.109	원자력발전소 정상운전시 방사성물질 방출로 인한 연 간피폭선량 평가(10 CFR 50 부록 I의 선량한도 만족여 부 평가)	개정 1 10/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	11.2.6.3, 11.3.6.4, 11.3.7.2

표 1.8-1 (51 중 31)

1.8-32

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.110	원자력발전소 방사성폐기물 계통에 대한 비용-이득 분석	3/76	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	12
1.111	원자력발전소 정상운전시 기체유출물의 대기이동 및 확산 평가방법	개정 1 7/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.3.5
1.112	원자력발전소 액체 및 기체 유출물의 방사능방출량 평가	5/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	11.2, 11.3
1.113	원자력발전소 사고 및 정상 운전시 액체유출물의 수중 확산평가(10 CFR 50 부록 I 의 선량한도만족여부 평가)	개정 1 4/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	11.2
1.114	원자력발전소 제어실 내 운 전원 및 감독자에 대한 지침	개정 2 5/89	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	13.1.3 16
1.115	저궤도 터빈비산물 방호	개정 1 7/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.5

표 1.8-1 (51 중 32)

1

1.8-33

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

1

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.116	계통 및 기기의 설치, 검사 및 시험에 대한 품질보증요건	폐지	신한울 1,2호기는 본 규제지침서(Rev.0-R)의 요건이 반영된 ASME NQA-1 Part II Subpart 2.8과 동등한 KEPIC QAP-2 II.8 요건을 준수함.	3.9
1.117	토네이도 설계분류	개정 1 4/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.1.9, 3.3
1.118	전기계통 및 전기보호계통의 주기적 시험	개정 3 4/95	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.6, 8.1.5.2, 8.3.1.1.3.2, 8.3.2.1.2.2.2
1.119	신연료집합체 설계에 대한 검사프로그램	폐지		
1.120	원자력발전소 화재방호지침	폐지		
1.121	가압경수로 증기발생기 전열관 관막음 기준	8/76	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.4
1.122	충슬래브에 설치되는 기기 또는 부품의 내진설계를 위한 충응답스펙트럼의 작성	개정 1 2/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.7.2.5
1.123	원자력발전소 부품 구매 및 서비스에 대한 품질보증요건	폐지		

표 1.8-1 (51 중 33)

1.8-34

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.124	ASME 코드 1 등급 선형지 지구조물에 대한 사용한계 및 하중조합	개정 1 1/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.9.3
1.125	원자력발전소의 수리구조물 및 수리계통설계와 운전을 위한 모형실험	개정 1 10/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.4
1.126	연료 고밀화해석을 위한 허 용모델 및 통계적 방법	개정 1 3/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	4.2
1.127	원자력발전소 수제어구조물 검사	개정 1 3/78	수제어구조물은 신한울 1,2호기 설계에 사용되지 않으므로 본 규제 지침서는 해당사항 없음.	

표 1.8-1 (51 중 34)

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.128	원자력발전소 대용량 납축 전지의 설계 및 설치	개정 1 10/78	<p><u>규제입장</u> IEEE 484-1975, 4.1.4항의 “환기”에서는 두 번째 문장 대신에 다음 문장이 사용되어야 함. “환기계통은 축전지구역내에 어느 위치에서도 체적의 2 % 이내로 수소농도를 제한할 것을 요구한다.”</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> IEEE 484-1996의 환기조건은 적절함.</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> IEEE 484-1996은 환기계통에 의해 축전지구역의 수소농도가 체적대비 2 % 이내로 제한되도록 요구함. 다시 말해 이 요건은 축전지구역 어디에서나 수소농도가 2 % 이내에 있어야 함을 의미함. IEEE 484-1996에 언급된 환기요건은 아주 적절함. 그러나 어디에서나 2 %란 요구조건은 증명이 거의 불가능하기에 전 구역의 완전한 정화를 보증할 수 있도록 덕트, 날개 그리고/혹은 보조팬의 설치를 요구할 수 있음.</p> <p>축전지구역의 환기계통은 전출력 충전기가 만충전된 축전지로 최대 정격출력을 넘으로써 모든 셀의 가스를 최대로 발생시킬 때에도 2 % 이하의 수소농도를 유지토록 설계됨. 그러므로 축전지구역에서 나타나는 수소농도의 증가는 환기계통의 고장을 의미하며, 고장상태가 주제어실로 경보됨.</p>	8.1, 8.3.2

표 1.8-1 (51 중 35)

1.8-36

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.129	원자력발전소 대용량 납축 전지에 대한 유지, 시험 및 교체	개정 1 2/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.3.2.2.1.8, 8.1.5.2
1.130	ASME 코드 1 등급 평판 및 셸 형식 지지구조물에 대한 사용한계 및 하중조합	개정 1 10/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.9.3
1.131	케이블, 현장 케이블 이음 그리고 연결부에 대한 검증	폐지		
1.132	원자력발전소 기초설계를 위한 부지조사	개정 2 10/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.5
1.133	경수형 원자로의 일차계통에 대한 금속파편감시계통	개정 1 5/81	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2, 7.7.1.6.3
1.134	운전원면허에 요구되는 원전종사자의 의학적 평가	개정 3 3/1998	규제지침서 1.134의 취지 및 국내외 관련법규를 준수함. 원자로조종사나 원자로조정감독자가 되려면 일반병원으로부터 받은 의학적 검사에 대한 증명서를 국내법규에 따라 규제기관에 제출해야 함.	
1.135	원자력발전소의 정상수위 및 방출	폐지		

표 1.8-1 (51 중 36)

1

1.8-37

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

규제지침서		개정번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.136	콘크리트 원자로건물의 재 질, 건설 및 시험	개정 2 6/81	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.8.1
1.137	대기 디젤발전기연료유 계 통	개정 1 10/79	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	9.5
1.138	원자력발전소의 공학적 해 석 및 설계를 위한 실내토 질시험	개정 2 12/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.5
1.139	잔열제거계통에 대한 지침	5/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.4.7
1.140	경수형 원자력발전소 정상 배기계통의 공기여과 및 활 성탄흡착기에 대한 설계, 시험 및 보수기준	개정 2 6/2001	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	9.4, 6.2.3, 11.3
1.141	유체계통에 대한 원자로건 물 격리설비	4/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	6.2.4
1.142	원자력발전소의 안전관련 콘크리트구조물	개정 2 11/2001	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.8.3 3.8.4

표 1.8-1 (51 중 37)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

1

1.8-38

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.143	경수형 원자력발전소에 설치되는 방사성폐기물계통, 구조물 및 기기의 설계지침	개정 2 11/2001	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	11
1.144	원자력발전소의 품질보증계획에 대한 감사	폐지		
1.145	원자력발전소 사고시 피폭 선량평가에 사용되는 대기 확산모델	개정 1 2/83	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2
1.146	품질보증계획 감사요원의 자격요건	폐지		
1.147	ASME 코드 Sec.XI, Div.1 가동중검사에 대한 코드케이스 적용	개정 17 8/2014	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.2.1.2
1.148	원자력발전소 안전성에 중요한 계통의 능동밸브 성능	3/81	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3, 5, 6
1.149	운전원훈련에 사용하기 위한 원전모의제어반	개정 3 10/2001	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	부록 1A, 13.2

표 1.8-1 (51 중 38)

1

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.150	가동전 및 가동중 점검시 원자로용기 용접부에 대한 초음파시험	개정 1 2/83	신한울 1,2호기는 해당 KEPIC MIA 2000, MIB 2000을 준수함. 해당 규제요건은 2008년 2월 폐지됨.	5.2.4
1.151	계측기용 감지라인	개정 1 7/2010	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.2.1, 3.2.2, 7.1.2
1.152	원자력발전소 안전성관련계 통의 프로그램 가능한 디지 털컴퓨터에 대한 소프트웨 어 기준	개정 2 1/2006	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.30 7.1.2.40

표 1.8-1 (51 중 39)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

1

규제지침서		개정번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.153	안전계통의 전원, 계측 및 제어부분에 대한 기준	개정 1 6/96	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> IEEE 603-1991 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> IEEE 603-1998 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> KEPIC ENB에서 참조하고 있는 IEEE 603-1998을 적용함.</p>	7.1.2.12, 8.1.5.2
1.154	가압경수로에 대한 발전소 고유가압열충격 안전성분석 보고서의 형식 및 내용	1/87	발전소 고유특성에 관련되므로 적용 할 수 없다.	
1.155	발전소 정전	8/88	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.3, 8.1.5.2, 8.4, 10.4.8, 10.4.9, 14.2.12

표 1.8-1 (51 중 40)

1.8-41

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.156	원자력발전소 접속부의 내 환경검증	11/87	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.11.2.2, 7.1.2
1.157	비상노심계통성능의 최적평 가	5/89	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함. 본 규제지침서는 ECCS 성능평가지 최적 방법론의 적용에 대한 기술지침이며, 신한울 1,2호기 LBLOCA 해석에는 최적 평가방법론이 적용됨. LBLOCA를 제외한 SBLOCA 및 LTC 등의 비상노심냉각분석은 10 CFR 50, 부록 K의 보수적 평가방법을 따름.	6.2.1.5 6.3.3.2
1.158	원자력발전소의 안전성관련 납축전지 검증요건	2/89	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.5.2, 8.3.2
1.159	원전해체비용에 대한 이용 성 확보	개정 1 10/2003	국내 관련 법규에 따르므로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않음.	
1.160	원자력발전소 정비 효율성 감시	개정 2 3/97	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.5.2, 8.3.1

표 1.8-1 (51 중 41)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

1

1

2

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.161	샤르피 상부선반에너지가 50 ft-lb 미만인 원자로압력 용기의 평가	6/95	원자로 수명말기 원자로압력용기 재료는 10 CFR 50 App. G에 규정 된 최소 샤르피 최대 흡수에너지 68 J(50 ft-lb) 요건을 충분히 만족 시키며, 이를 위해서 원자로 가동중 원자로압력용기재료의 초기 파 괴인성 요건과 원자로 가동중 중성자조사취화효과를 유발시키는 재 료내 주요 잔류원소(Cu, Ni)의 함량 요건을 고려하였다. 따라서 신 한울 1,2호기는 본 규제지침서에 따른 저인성 원자로압력용기 재료 의 파괴 안전여유도 평가를 수행할 필요가 없다.	5.3
1.162	원자로용기 열폴림에 대한 보고서 형식 및 내용	2/96	신한울 1,2호기는 원자로 가동 전 원자로압력용기 재료의 초기 파괴 인성 요건과 원자로 가동중 중성자조사취화 효과를 유발시키는 재료 내 주요 잔류원소(Cu, Ni)의 함량 요건을 고려함. 따라서 원자로 설계수명기간 동안 취화된 원자로재료의 파괴인성을 회복하기 위해서 원자로압력용기 열폴림처리의 필요성이 예상되지 않음. 따라서 본 규제지침서의 규제요건은 적용되지 않음.	
1.163	성능기준 원자로건물 누설 시험 프로그램	9/95	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제입장을 반영한 원자력안전위 원회고시 제2018-5호(원자로격납건물 기밀시험에 관한 기준)를 준수 한다.	14
1.165	지진원 확인 및 특성과 안 전정지지진지반운동 결정	3/97	국내에서는 지질학적 정보 및 지진 기록이 충분하게 데이터베이스 되지 않았기 때문에 이 규제지침서는 적용 할 수 없음.	2.5

1.8-42

표 1.8-1 (51 중 42)

1

2
1
신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.166	사전지진계획과 지진발생 후 원자력발전소 운전원의 즉각적인 조치	3/97	신한울 1,2호기는 지진감시용 계측설비와 관련하여 원자력안전기술 원 규제지침 KINS/RG-N04.18(개정번호 2)를 준수함.	3.7.4.6
1.167	지진에 의해 정지된 원자력 발전소 재가동	3/97	신한울 1,2호기는 지진감시용 계측설비와 관련하여 원자력안전기술 원 규제지침 KINS/RG-N04.19(개정번호 2)를 준수함.	
1.168	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어에 대한 확인, 검증, 검토 및 감사	개정 1 2/2004	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.1.5.2

표 1.8-1 (51 중 43)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.169	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프 트웨어에 대한 형상관리계 획	9/97	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규 제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> IEEE 828-1990 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> IEEE 828-1998 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> IEEE 828-1998은 IEEE 828-1990과 비교하여 문서번호 체계가 바뀌 었고 Annex B가 추가되었으나 본문 내용은 변경사항이 없으므로 IEEE 828-1990의 요건을 만족함.</p>	7.1.2.33. 8.1.5.2
1.170	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프 트웨어에 대한 소프트웨어 시험 문서	9/97	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.34, 8.1.5.2

표 1.8-1 (51 중 44)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.171	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프 트웨어에 대한 소프트웨어 단위시험	9/97	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	7.1.2.35, 8.1.5.2
1.172	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프 트웨어에 대한 요건사양서	9/97	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규 제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> IEEE 830-1993 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> IEEE 830-1998 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> 디지털컴퓨터 환경의 변화에 맞추어 최신요건을 적용함.</p>	7.1.2.36, 8.1.5.2

표 1.8-1 (51 중 45)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.173	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프 트웨어에 대한 생명주기개 발	9/97	<p>신한울 1,2호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규 제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> IEEE 1074-1995 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장</u> IEEE 1074-2006 적용</p> <p><u>신한울 1,2호기 입장의 정당성</u> 디지털컴퓨터 환경의 변화에 맞추어 소프트웨어 수명주기, 형상관리, 보안 등의 요건이 개정된 최신요건을 적용함.</p>	7.1.2.37, 8.2.5.2
1.174	인허가기준의 발전소별 변 경사항에 관한 위험도기준 결정시 확률론적 위험도 평 가방법	개정 1 11/2002	본 규제지침서는 가동중인 원전에서 확률론적 위험도 평가를 이용 하여 인허가기준 변경시에 적용되는 지침이므로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않음.	
1.175	가동중시험에 관한 발전소 별 위험도기준 결정방법	8/98	본 규제지침서는 규제지침서 1.174의 확률론적 위험도 평가에 근거 한 위험도기준 가동중시험 프로그램에 관한 사항으로 신한울 1,2호 기에는 적용되지 않음.	

표 1.8-1 (51 중 46)

1

1.8-47

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.176	등급별 품질보증에 따른 발전소별 위험도기준 결정방법	8/98	본 규제지침서는 규제지침서 1.174의 확률론적 위험도 평가에 근거한 위험도기준 가동중시험 프로그램에 관한 사항으로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않음.	
1.177	운영기술지침서에 관한 발전소별 위험도기준 결정방법	8/98	본 규제지침서는 규제지침서 1.174의 확률론적 위험도 평가에 근거한 위험도기준 가동중시험 프로그램에 관한 사항으로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않음.	
1.178	배관의 가동중검사에 관한 발전소별 위험도기준 결정방법	개정 1 9/2003	본 규제지침서는 규제지침서 1.174의 확률론적 위험도 평가에 근거한 위험도기준 가동중시험 프로그램에 관한 사항으로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않음.	
1.180	안전성관련 계측제어계통에 대한 전자파간섭을 평가하기 위한 지침	개정 1 10/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.11.2.2, 7.1.2.38, 7.2.1, 7.3.1, 8.1.5.2
1.181	10 CFR 50.71(e)에 따른 UFSAR 내용에 관한 지침	9/99	미국 내의 오래된 발전소의 UFSAR 작성에 관한 지침으로 신한울 1,2호기에는 해당사항 없음.	
1.182	원자력발전소의 유지보수활동 전 위험 평가 및 관리	5/2000	본 규제지침서는 확률론적 위험도 평가에 근거한 원자력발전소 유지보수활동 전 위험도 평가 및 관리에 관한 사항으로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않는다.	

1
1
1
2
1
1
신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1.8-1 (51 중 47)

1.8-48

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
1
1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.183	원자력발전소 설계기준사고 평가를 위한 대체방사선원	7/2000	규제지침서 1.195 적용에 따라 본 규제지침은 적용되지 않음.	
1.184	원자력발전소 해체	7/2000	국내 관련 법규에 따르므로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않음.	
1.185	해체계획서 작성을 위한 표 준 형식 및 내용에 관한 지 침	7/2000	국내 관련 법규에 따르므로 신한울 1,2호기에는 적용되지 않음.	
1.186	10 CFR 50.2 설계기준 식별 을 위한 지침 및 예	12/2000	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	
1.187	10 CFR 50.59의 변경, 시험 및 실험 을 위한 지침	11/2000	본 규제지침서는 원자력발전소 최종안전성분석보고서 개정과 관련된 사항으로 신한울 1,2호기 건설에는 해당사항이 없으며, 신한울 1,2 호기 최종안전성분석보고서는 국내 관련 규정에 따라 개정될 예정 임. 따라서 본 규제지침서는 신한울 1,2호기에 적용되지 않음.	
1.188	원자력발전소 운영허가 갱 신을 위한 신청서의 표준 형식 및 내용에 관한 지침	개정 1 9/2005	원자력발전소의 계속운전에 적용되는 사항임.	

표 1.8-1 (51 중 48)

1

1.8-49

2
신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서
1

2
1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.189	운전중 원자력발전소 화재 방호	4/2001	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함. 단, 케이블 화염시험은 규제지침서 1.211과의 일치성을 위해 IEEE 383-2003년을 적용함.	9.5
1.190	압력용기 시적분중성자속 결정을 위한 계산 및 선량 측정 방법	3/2001	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	
1.191	원자력발전소 해체 및 영구 정지시의 화재방호계획	5/2001	해체에 적용되는 사항임.	
1.192	ASME OM 코드, 운전 및 유지보수 코드케이스 적용 성	6/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	5.2.1
1.193	승인되지 않은 ASME 코드 케이스의 사용	개정 1 8/2005	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	
1.194	원자력발전소 제어실의 방 사능 거주성 평가를 위한 대기확산인자	6/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.3.6
1.195	경수로형 원자력발전소 설 계기준사고시 방사선학적 결말 분석을 위한 방법론 및 가정	5/2003	신한울 1,2호기에서는 보수적 방사선원항 적용시 선량기준 만족여부 를 확인하기 위해 동 규정에서 제시하고 있는 기준을 적용한다.	15장

표 1.8-1 (51 중 49)

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.196	경수형 원자력발전소 주 제어실 거주성	5/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	6.4, 9.4, TS 3.7.11/ B3.7.11
1.197	원자력발전소 주 제어실 구역 건전성 입증	5/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	6.4, 9.4, TS 3.7.11/ B3.7.11
1.198	지진에 의한 토양의 액상화 현상 평가	11/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	2.5.4.8
1.199	기기 및 구조 지지물의 앵커 평가 방법	11/2003	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.8.3
1.200	위험도정보기반 확률론적 위험도 평가의 기술적 적합성 결정 지침	2/2004	국내에서는 위험도 정보기반 규제 및 활용이 시행되지 않고 있음. 위험도 정보기반 규제 및 활용을 지원하는 본 규제지침서는 적용되지 않음.	

표 1.8-1 (51 중 50)

1

2

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.201	안전중요도에 따른 원자력 발전소 구조물, 계통 및 기기의 등급분류 기준	개정 1 5/2006	신한울 1,2호기는 리스크정보 활용(Risk-informed) 등급분류를 적용하지 않으며, 원자력안전위원회고시 제2014-15호(원자로시설의 안전 등급과 등급별 규격에 관한 규정 고시), ANSI/ANS-51.1 및 규제지침서 1.26 등의 결정론적인 방법에 의한 등급분류기준을 적용하므로 본 규제지침서는 적용되지 않음.	
1.202	원자력발전소 해체비용평가 보고서 표준 형식 및 내용에 관한 지침	2/2005	해체에 적용되는 사항임.	
1.203	과도 및 사고해석 방법론	12/2005	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	15.1-15.7, 6.2, 6.3
1.204	원자력발전소 낙뢰보호를 위한 지침	11/2005	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	8.3.1.1.9
1.205	경수형 원자력발전소의 위험도정보활용 및 성능기반 화재방호에 대한 지침	5/2006	신한울 1,2호기는 결정론적 화재방호요건인 규제지침서 1.189를 적용하므로 본 규제지침서는 적용되지 않음.	
1.209	원자력발전소 안전관련 컴퓨터 기반 I&C계통의 환경 검증에 대한 지침	3/2007	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.11.2

표 1.8-1 (51 중 51)

1

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

2

2

1.8-52

규제지침서		개정 번호 발행일자	적합성 또는 차이점 기술	관련본문 장/절
번호	제 목			
1.210	원자력발전소의 안전성관련 배터리 충전기 및 인버터에 대한 검증지침	6/2008	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.11.2.2, 8.1.5.2 8.1.5.4
1.211	원자력발전소 안전성관련 케이블 및 현장전선이음에 대한 검증	4/2009	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	3.11.2.2, 8.1.5
8.2	방사선감시에 관한 행정지침	2/73	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	12.3
8.8	발전소종사자의 ALARA를 만족시키기 위한 지침	개정 3 6/78	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	11, 12
8.10	발전소종사자의 ALARA를 만족시키기 위한 운전에 관 한 지침	개정 1-R 5/77	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	12.3, 12.5 13.2
8.12	임계사고 경보계통	폐지		
8.19	원자력발전소 설계단계시 Man-Rem 추정에 대한 작 업상 방사선피폭 선량평가	개정 1 6/79	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	12
8.38	원자력발전소 내 고방사선 구역 및 초고방사선구역으 로의 접근통제 지침	개정 1 5/2006	신한울 1,2호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.	12

표 1.8-2 (20 중 1)

신한울 1,2호기에 대한 NRC Generic Letter의 적용성 분석

번 호	제 목	비 고
08-1	Managing Gas Accumulation in Emergency Core Cooling, Decay Heat Removal, and Containment Spray Systems	6
07-1	Inaccessible or Underground Power Cable Failures That Disable Accident Mitigation Systems or Cause Plant Transients	8.3
06-03	Potentially Nonconforming Hemyc and MT Fire Barrier Configurations	9.5.1
06-02	Grid Reliability and the Impact on Plant Risk and the Operability of Offsite Power	N/A ²⁾
06-01	Steam Generator Tube Integrity and Associated Technical Specifications	N/A ²⁾
04-02	Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation During Design Basis Accidents at Pressurized-Water Reactors	6.8
04-01	Requirements for Steam Generator Tube Inspections	N/A ²⁾
03-01	Control Room Habitability	6.4
98-05	BWR Licensee Use of the BWRVIP-05 Report to Request Relief from Augmented Examination Requirements on Reactor Pressure Vessel Circumferential Shell Welds	N/A ¹⁾
98-04	Potential for Degradation of Emergency Core Cooling System and the Containment Spray System after a Loss of Coolant Accident because of Construction and Protective Coating Deficiencies and Foreign Material in Containment	6.8, 6.5.2
98-03	NMSS Licensees' and Certificate Holders' Year 2000 Readiness Program	N/A ³⁾
98-02	Loss of Reactor Coolant Inventory and Associated Potential for Loss of Emergency Mitigation Functions While in a Shutdown Condition	5
98-01	Year 2000 Readiness of Computer System at Nuclear Power Plant	N/A ²⁾
97-06	Degradation of Steam Generator Internals	5
97-05	Steam Generator Tube Inspection Techniques	5

표 1.8-2 (20 중 2)

번 호	제 목	비 고
97-04	Assurance of Sufficient Net Positive Suction Head For Emergency Core Cooling and Containment Heat Removal Pump	6
97-03	Annual Financial Surety Update Requirements for Uranium Recovery Licensees	N/A ³⁾
97-02	Revised Contents of the Monthly Operating Report	N/A ³⁾
97-01	Degradation of Control Rod Drive Mechanism Nozzle and Other Vessel Closure Head Penetrations	5.2.3
96-07	Interim Guidance on Transportation of Steam Generators	N/A ³⁾
96-06 Supp. 1	Assurance of Equipment Operability and Containment Integrity During Design-Basis Accident Conditions	6
96-06	Assurance of Equipment Operability and Containment Integrity during Design-Basis Accident Conditions	6
96-05	Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves	3.9.6
96-04	Boraflex Degradation in Spent Fuel Pool Storage Racks	N/A ³⁾
96-03	Relocation of the Pressure Temperature Limit Curves and Low Temperature Overpressure Protection System Limits	운영기술 지침서
96-02	Reconsideration of Nuclear Power Plant Security Requirements Associated with an Internal Threat	13
96-01	Testing of Safety-Related Logic Circuits	7.2.1.1.9, 7.3.1.1.8
95-10	Relocation of Selected Technical Specifications Requirements Related to Instrumentation	운영기술 지침서
95-09	Monitoring and Training of Shippers and Carriers of Radioactive Materials	N/A ³⁾
95-08	10 CFR 50.54(p) Process for Changes to Security Plans without Prior NRC Approval	N/A ³⁾
95-07	Pressure Locking and Thermal Binding of Safety-Related Power-Operated Gate Valves	3.9.6
95-06	Changes in the Operator Licensing Program	N/A ³⁾
95-05	Voltage-Based Repair Criteria for Westinghouse Steam Generator Tubes Affected by Outside Diameter Stress Corrosion Cracking	N/A ¹⁾
95-04	Final Disposition of the Systematic Evaluation Program Lessons-Learned Issues	N/A ³⁾

표 1.8-2 (20 중 3)

번 호	제 목	비 고
95-03	Circumferential Cracking of Steam Generator Tubes	5.4.2
95-02	Use of NUMARC/EPRI Report TR-102348, "Guidelines on Licensing Digital Upgrades," in Determining the Acceptability of Performing Analog-to-Digital Replacements under 10 CFR 50.59	N/A ³⁾
95-01	NRC Staff Technical Position on Fire Protection for Fuel Cycle Facilities	N/A ¹⁾
94-04	Voluntary Reporting of Additional Occupational Radiation Exposure Data	N/A ²⁾
94-03	Intergranular Stress Corrosion Cracking of Core Shrouds in Boiling Water Reactor	N/A ¹⁾
94-02	Long-Term Solutions and Upgrade of Interim Operating Recommendations for Thermal-Hydraulic Instabilities in Boiling Water Reactors	N/A ¹⁾
94-01	Removal of Accelerated Testing and Special Reporting Requirements for Emergency Diesel Generator	운영기술 지침서
93-08	Relocation of Technical Specification Tables of Instrument Response Time Limits	표 7.2-7, 표 7.3-7
93-07	Modification of the Technical Specification Administrative Control Requirements for Emergency and Security Plans	운영기술 지침서
93-06	Research Results on Generic Safety Issue 106, "Piping and the Use of Highly Combustible Gases in Vital Areas"	9.5.1, 9.5.4
93-05	Line-Item Technical Specifications Improvements to Reduce Surveillance Requirements for Testing during Power Operation	운영기술 지침서
93-04	Rod Control System Failure and Withdrawal of Rod Control Cluster Assemblies, 10 CFR 50.54(f)	N/A ¹⁾
93-03	Verification of Plant Records	N/A ²⁾
93-02	NRC Public Workshop on Commercial Grade Procurement and Dedication	N/A ³⁾
93-01	Emergency Response Data System Test Program	N/A ²⁾
92-09	Limited Participation by NRC in the IAEA International Nuclear Event Scale	N/A ²⁾
92-08 Supp. 1	Fire Endurance Test Acceptance Criteria for Fire Barrier Systems Used to Separate Redundant Safe Shutdown Trains within the Same Fire Area [Draft]	N/A ¹⁾

표 1.8-2 (20 중 4)

번 호	제 목	비 고
92-08	Thermo-Lag 330-1 Fire Barriers	N/A ¹⁾
92-07	Office of Nuclear Reactor Regulation Recognition	N/A ³⁾
92-06	Operator Licensing National Examination Schedule	N/A ²⁾
92-05	NRC Workshop on the Systematic Assessment of Licensee Performance [SALP] Program	N/A ²⁾
92-04	Resolution of the Issues Related to Reactor Vessel Water Level Instrumentation in BWRs Pursuant to 10 CFR 50.54(f)	N/A ¹⁾
92-03	Compilation of the Current Licensing Basis : Request for Voluntary Participation in Pilot Program	N/A ³⁾
92-02	Resolution of Generic Issue 79, "Unanalyzed Reactor Vessel [PWR] Thermal Stress during Natural Convection Cooldown"	N/A ³⁾
92-01 Rev. 1 Supp. 1	Reactor Vessel Structural Integrity, 10 CFR 50.54(f)	N/A ³⁾
92-01 Rev. 1	Reactor Vessel Structural Integrity, 10 CFR 50.54(f)	N/A ³⁾
91-19	Information to Addressees Regarding New Telephone Numbers for NRC Offices Located in One White Flint North	N/A ³⁾
91-18	Information to Licensees Regarding Two NRC Inspection Manual Sections on Resolution of Degraded and Nonconforming Conditions and on Operability	N/A ³⁾
91-17	Generic Safety Issue 29, "Bolting Degradation or Failures in Nuclear Power Plants"	3.12
91-16	Licensed Operators' and Other Nuclear Facility Personnel Fitness for Duty	N/A ²⁾
91-15	Operating Experience Feedback Report, Solenoid-Operated Valve Problems at U.S. Reactors	N/A ³⁾
91-14	Emergency Telecommunications	N/A ³⁾
91-13	Request for Information Related to the Resolution of Generic Issue 130, "Essential Service Water System Failures at Multi-Unit Sites," Pursuant to 10 CFR 50.54(f)	N/A ³⁾
91-12	Operator Licensing National Examination Schedule	N/A ²⁾

표 1.8-2 (20 중 5)

번 호	제 목	비 고
91-11	Resolution of Generic Issues 48, "LCOs for Class 1E Vital Instrument Buses," and 49, "Interlocks and LCOs for Class 1E Tie Breakers" Pursuant to 10 CFR 50.54(f)	8.3.1.2, 8.3.2.1
91-10	Explosives Searches at Protected Area Portals	N/A ²⁾
91-09	Modification of Surveillance Interval for the Electrical Protective Assemblies in Power Supplies for the Reactor Protection System	N/A ¹⁾
91-08	Removal of Component Lists from Technical Specifications	운영기술 지침서
91-07	GI-23, "Reactor Coolant Pump Seal Failures" and Its Possible Effect on Station Blackout	5.4.1, 8.1.4
91-06	Resolution of Generic Issue A-30, "Adequacy of Safety-Related DC Power Supplies" Pursuant to 10 CFR 50.54(f)	8.3.2
91-05	License Commercial - Grade Procurement and Dedication Programs	N/A ³⁾
91-04	Changes in Technical Specification Surveillance Intervals to Accommodate a 24-Month Fuel Cycle	N/A ⁴⁾ , 18 Month Fuel Cycle, 운영기술 지침서
91-03	Reporting of Safeguards Events	N/A ³⁾
91-02	Reporting Mishaps Involving LLW Forms Prepared for Disposal	N/A ²⁾
91-01	Removal of the Schedule for the Withdrawal of Reactor Vessel Material Specimen from Technical Specifications	N/A ³⁾
90-09	Alternative Requirements for Snubber Visual Inspection Intervals and Corrective Actions	N/A ⁴⁾ , Inspection Intervals Based on 18 Month Refueling Cycle
90-08	Simulation Facility Exemptions	N/A ²⁾
90-07	Operator Licensing National Examination Schedule	N/A ²⁾

표 1.8-2 (20 중 6)

번 호	제 목	비 고
90-06	Resolution of Generic Issue 70, "Power Operated Relief Valve and Block Valve Reliability", and Generic Issue 94, "Additional Low-Temperature Overpressure Protection for Light-Water Reactors", Pursuant to 10 CFR 50.54(f)	5.2.2.10
90-05	Guidance for Performing Temporary Non-code Repair of ASME Code Class 1, 2 and 3 Piping	N/A ²⁾
90-04	Request for Information on the Status of License Implementation of Generic Safety Issues Resolved with Imposition of Requirements or Corrective Actions	N/A ³⁾
90-03 Supp. 1	Relaxation of Staff Position in Generic Letter 83-28, Item 2.2 Part 2, "Vendor Interface for Safety-Related Components"	17
90-03	Relaxation of Staff Position in Generic Letter 83-28, Item 2.2 Part 2, "Vendor Interface for Safety-Related Components"	17
90-02 Supp. 1	Alternative Requirements for Fuel Assemblies in the Design Features Section of Technical Specifications	N/A ⁴⁾
90-02	Alternative Requirements for Fuel Assemblies in the Design Features Section of Technical Specifications	운영기술 지침서 (제1편 4.2.1)
90-01	Request for Voluntary Participation in NRC Regulatory Impact Survey	N/A ³⁾
89-23	NRC Staff Response to Questions Pertaining to Implementation of 10 CFR 26	N/A ³⁾
89-22	Potential for Increased Roof Loads and Plant Area Flood Runoff Depth at Licensed Nuclear Power Plants Due to Recent Change in Probable Maximum Precipitation Criteria Developed by the National Weather Service	2.4
89-21	Request for Information Concerning Status of Implementation of Unresolved Safety Issue(USI) Requirements	N/A ³⁾
89-20	Protected Area Long-Term Housekeeping	N/A ²⁾
89-19	Request for Action Related to Resolution of Unresolved Safety Issue A-47 "Safety Implication of Control System in LWR Nuclear Power Plant" Pursuant to 10 CFR 50.54(f)	10.4
89-18	Resolution of Unresolved Safety Issue A-17, "Systems Interactions in Nuclear Power Plants"	N/A ¹⁾
89-17	Planned Administrative Changes to the NRC Operator Licensing Written Examination Process	N/A ²⁾

표 1.8-2 (20 중 7)

번 호	제 목	비 고
89-16	Installation of a Hardened Wet Well Vent	N/A ¹⁾
89-15	Emergency Response Data System	N/A ²⁾
89-14	Line-Item Improvements in Technical Specifications - Removal of 3.25 Limit on Extending Surveillance Intervals	운영기술 지침서 SR 3.0.2
89-13 Supp. 1	Service Water System Problems Affecting Safety-Related Equipment	9.2.1
89-13	Service Water System Problems Affecting Safety-Related Equipment	9.2.1
89-12	Operator Licensing Examinations	N/A ²⁾
89-11	Resolution of Generic Issue 101 "Boiling Water Reactor Water Level Redundancy"	N/A ¹⁾
89-10 Supp. 6	Information on Schedule and Grouping, and Staff Responses to Additional Public Questions	N/A ²⁾
89-10 Supp. 5	Inaccuracy of Motor-Operated Valve Diagnostic Equipment	N/A ¹⁾
89-10 Supp. 4	Consideration of Valve Mispositioning in BWRs	N/A ¹⁾
89-10 Supp. 3	Consideration of the Results of NRC-Sponsored Tests of Motor-Operated Valves	N/A ¹⁾
89-10 Supp. 2	Availability of Program Descriptions	N/A ³⁾
89-10 Supp. 1	Results of the Public Workshops	3.9.6.2
89-10	Safety-Related Motor-Operated Valve Testing and Surveillance	3.9.6.2
89-09	ASME Section III Components Replacements	N/A ²⁾
89-08	Erosion/Corrosion - Induced Pipe Wall Thinning	3.6
89-07 Supp. 1	Power Reactor Safeguards Contingency Planning for Surface Vehicle Bombs	N/A ²⁾
89-07	Power Reactor Safeguards Contingency Planning for Surface Vehicle Bombs	13
89-06	Task Action Plan Item I.D.2 - Safety Parameter Display System - 10 CFR 50.54(f)	7.7.1.7.7, 18.2.8
89-05	Pilot Testing of the Fundamentals Examination	N/A ²⁾

표 1.8-2 (20 중 8)

번 호	제 목	비 고
89-04 Supp. 1	Guidance on Developing Acceptable Inservice Testing Programs	3.9, 6.6
89-04	Guidance on Developing Acceptable Inservice Testing Programs	3.9, 6.6
89-03	Operator Licensing National Examination Schedule	N/A ²⁾
89-02	Actions to Improve the Detection of Counterfeit and Fraudulently Marketed Products	N/A ²⁾
89-01	Implementation of Programmatic Controls for Radiological Effluent Technical Specifications in the Administrative Controls Section of the Technical Specification and the Relocation of Procedural Details of RETS to the Offsite Dose Calculation Manual or to the Process Control Program	운영기술 지침서
88-20 Supp. 5	Individual Plant Examination of External Events for Severe Accident Vulnerabilities	N/A ⁵⁾
88-20 Supp. 4	Individual Plant Examination of External Events(IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities	N/A ⁵⁾
88-20 Supp. 3	Completion of Containment Performance Improvement Program and Forwarding of Insights for Use in the Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities	N/A ⁵⁾
88-20 Supp. 2	Accident Management Strategies for Consideration in the Individual Plant Examination Process	N/A ⁵⁾
88-20 Supp. 1	Initiation of the Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities - 10 CFR 50.54(f)	N/A ⁵⁾
88-20	Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities	N/A ⁵⁾
88-19	Use of Deadly Force by License Guards to Prevent Theft of Special Nuclear Material	N/A ²⁾
88-18	Plant Record Storage on Optical Disks	N/A ²⁾
88-17	Loss of Decay Heat Removal	5.4.7
88-16	Removal of Cycle-Specific Parameter Limits from Technical Specifications	운영기술 지침서
88-15	Electric Power Systems-Inadequate Control over Design Process	N/A ⁵⁾
88-14	Instrument Air Supply System Problems Affecting Safety-Related Equipment	9.3.1

표 1.8-2 (20 중 9)

번 호	제 목	비 고
88-13	Operator Licensing Examination	N/A ²⁾
88-12	Removal of Fire Protection Requirements from Technical Specifications	운영기술 지침서
88-11	NRC Position on Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials and its Impact on Plant Operations	5.3.1
88-10	Purchase of GSA Approved Security Containers	N/A ²⁾
88-09	Pilot Testing of Fundamentals Examinations	N/A ²⁾
88-08	Mail Sent or Delivered to the Office of Nuclear Reactor Regulation	N/A ³⁾
88-07	Modified Enforcement Policy Relation to 10 CFR 50.49, "Environmental Qualification of Electrical Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants"	N/A ³⁾
88-06	Removal of Organization Charts from Technical Specification Administrative Control Requirements	N/A ⁴⁾
88-05	Boric Acid Corrosion of Carbon Steel Reactor Pressure Boundary Components in PWR Plants	5.2.3, 5.2.4
88-04	Distribution of Gems Irradiated in Research Reactors	N/A ¹⁾
88-03	Resolution of Generic Safety Issue 93, "Steam Bindings of Auxiliary Feedwater Pumps"	10.4.9
88-02	Integrated Safety Assessment Program II(ISAP II)	N/A ⁵⁾
88-01 Supp. 1	NRC Position on Intergranular Stress Corrosion Cracking in BWR Austenitic Stainless Steel Piping	N/A ¹⁾
88-01	NRC Position on IGSCC in BWR Austenitic Stainless Steel Piping	N/A ¹⁾
87-16	Transmittal of NUREG-1262, "Answers to Questions at Public Meeting Regarding Implementation of 10 CFR 55 on Operators' Licenses"	N/A ³⁾
87-15	Policy Statement on Deferred Plants	N/A ²⁾
87-14	Operator Licensing Examinations	N/A ²⁾
87-13	Integrity of Requalification Examinations at Non-Power Reactor	N/A ¹⁾
87-12	Loss of Residual Heat Removal While the Reactor Coolant System is Partially Filled	GL 88-17 참조
87-11	Relaxation in Arbitrary Intermediate Pipe Rupture Requirements	3.6.2
87-10	Implementation of 10 CFR 73.57, Requirements for FBI Criminal History Checks	N/A ²⁾

표 1.8-2 (20 중 10)

번 호	제 목	비 고
87-09	Sections 3.0 and 4.0 of the Standard Technical Specifications on the Applicability of Limiting Conditions for Operation and Surveillance Requirements	운영기술 지침서
87-08	Implementation of 10 CFR 73.55 Miscellaneous Amendments and Search Requirements	N/A ²⁾
87-07	Information Transmittal of Final Rulemaking for Revisions to Operator Licensing - 10 CFR 55 and Conforming Amendments	N/A ²⁾
87-06	Periodic Verification of Leak Tight Integrity of Pressure Isolation Valves	운영기술 지침서
87-05	Request for Additional Information - Assessment of License Measures to Mitigate and /or Identify Potential Degradation of Mark I Drywells	N/A ¹⁾
87-04	Temporary Exemption from Provisions of the FBI Criminal History Rule for Temporary Workers	N/A ²⁾
87-03	Verification of Seismic Adequacy of Mechanical and Electrical Equipment in Operation Reactors, Unresolved Safety Issue A-46	N/A ³⁾
87-02 Supp. 1	Supplemental Safety Evaluation Report No. 2 on SQUG Generic Implementation Procedure, Rev.2	N/A ²⁾
87-02	Verification of Seismic Adequacy of Mechanical and Electrical Equipment in Operation Reactors, USI A-46	N/A ³⁾
87-01	Public Availability of the NRC Operator Licensing Examination Question Bank	N/A ²⁾
86-17	Availability of NUREG-1169, "Technical Findings Related to Generic Issue C-8; BWR Main Steam Isolation Valve Leakage and Leakage Treatment Methods"	N/A ¹⁾
86-16	Westinghouse ECCS Evaluation Models	N/A ¹⁾
86-15	Information Relating to Compliance with 10 CFR 50.49, "Environmental Qualification of Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants."	GL 88-07 참조
86-14	Operator Licensing Examinations	N/A ²⁾
86-13	Potential Inconsistency between Safety Analyses and Technical Specifications	운영기술 지침서
86-12	Criteria for Unique Purpose Exemption form Conversion from the Use of HEU Fuel	N/A ³⁾
86-11	Distribution of Products Irradiated in Research Reactors	N/A ¹⁾

표 1.8-2 (20 중 11)

번 호	제 목	비 고
86-10 Supp. 1	Fire Endurance Test Acceptance Criteria for Fire Barrier Systems Used to Separate Redundant Safe Shutdown Trains Within the Same Fire Area	9.5.1
86-10	Implementation of Fire Protection Requirements	9.5.1
86-09	Technical Resolution of Generic Issue No. B-59-(N-1) Loop Operation in BWRs and PWRs	N/A ⁴⁾
86-08	Availability of Supplement 4 to NUREG-0933, "A Prioritization of Generic Safety Issues"	N/A ³⁾
86-07	Transmittal of NUREG-1190 Regarding the San Onofre Unit 1 Loss of Power and Water Hammer Event	N/A ³⁾
86-06	Implementation of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps"	N/A ²⁾
86-05	Implementation of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps"[BWR]	N/A ¹⁾
86-04	Policy Statement on Engineering Expertise on Shift	N/A ²⁾
86-03	Applications for License Amendments	N/A ²⁾
86-02	Technical Resolution of Generic Issue B-19 - Thermal Hydraulic Stability [BWR]	N/A ¹⁾
86-01	Safety Concerns Associated with Pipe Breaks in the BWR Scram System	N/A ¹⁾
85-22	Potential for Loss of Post-LOCA Recirculation Capability due to Insulation Debris Blockage	N/A ³⁾
85-21	Not issued.	-
85-20	Resolution of Generic Issue 69 [B&W]	N/A ¹⁾
85-19	Reporting Requirements on Primary Coolant Iodine Spikes	운영기술 지침서
85-18	Operating Licensing Examinations	N/A ²⁾
85-17	Availability of Supplement 2 and 3 to NUREG-0933	GL 86-08 참조
85-16	High Boron Concentrations	N/A ¹⁾
85-15	Information Relating to the Deadlines for Compliance with 10 CFR 50.49, "Environmental Qualification of Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plant"	GL 88-07 참조
85-14	Commercial Storage at Power Reactor Sites of Low-Level Radioactive Waste Not Generated by the Utility	N/A ²⁾
85-13	Transmittal of NUGEG-1154 Regarding the Davis-Besse Loss of Main and Auxiliary Feedwater Event	N/A ³⁾

표 1.8-2 (20 중 12)

번 호	제 목	비 고
85-12	Implementation of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps" [Westinghouse]	N/A ¹⁾
85-11	Completion of Phase II of "Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants" NUREG-0612	9.1.4
85-10	Technical Specifications for Generic Letter 83-28, Items 4.3 and 4.4 [B&W]	N/A ¹⁾
85-09	Technical Specifications for Generic Letter 83-28, Item 4.3(Westinghouse NSSS)	N/A ¹⁾
85-08 Addenda	Revision of NRC Form 439, "Report of Terminating Individual's Occupational Exposure"	N/A ²⁾
85-08	10 CFR 20.408 Termination Reports - Format	N/A ²⁾
85-07	Implementation of Integrated Schedules for Plant Modifications	N/A ²⁾
85-06	Quality Assurance Guidance for ATWS Equipment that is not Safety-Related	N/A ³⁾
85-05	Inadvertent Boron Dilution Events	15.4.6
85-04	Operator Licensing Examinations	N/A ²⁾
85-03	Clarification of Equivalent Control Capacity for Standby Liquid Control Systems [BWR]	N/A ¹⁾
85-02	Staff Recommended Actions Stemming from NRC Integrated Program for the Resolution of Unresolved Safety Issues Regarding Steam Generator Tube Integrity	5.4.2
85-01	Fire Protection Policy Steering Committee Report	9.5.1
84-24	Certification of Compliance to 10 CFR 50.49, "Environmental Qualification of Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants"	N/A ³⁾
84-23	Reactor Vessel Water Level Instrumentation in BWRs	N/A ¹⁾
84-22	Not Issued.	-
84-21	Long Term Low Power Operation in Pressurized Water Reactors	N/A ²⁾
84-20	Scheduling Guidance for License Submittals of Reloads that Involve Unreviewed Safety Questions	N/A ³⁾
84-19	Availability of Supplement 1 to NUREG-0933, "A Prioritization of Generic Safety Issues"	GL 85-17 참조
84-18	Filing of Applications for Licenses and Amendments	N/A ³⁾

표 1.8-2 (20 중 13)

번 호	제 목	비 고
84-17	Annual Meeting to Discuss Recent Development Regarding Operator Training, Qualifications, and Examinations	N/A ²⁾
84-16	Adequacy of On-Shift Operating Experience for Near Term Operating License Applicants	N/A ²⁾
84-15	Proposed Staff Actions to Improve and Maintain Diesel Generator Reliability	8.3.1.1
84-14	Replacement and Requalification Training Program	N/A ²⁾
84-13	Technical Specification for Snubbers	N/A ⁴⁾
84-12	Compliance with 10 CFR 61 and Implementation of the Radiological Effluent Technical Specifications and Attendant Process Control Program	N/A ²⁾
84-11	Inspections of BWR Stainless Steel Piping	N/A ¹⁾
84-10	Administration of Operating Tests Prior to Initial Criticality	N/A ²⁾
84-09	Recombiner Capability Requirements of 10 CFR 50.44(c)(3)(II)	6.2.5
84-08	Interim Procedures for NRC Management of Plant-Specific Backfitting	N/A ³⁾
84-07	Procedural Guidance for Pipe Replacement at BWRs	N/A ¹⁾
84-06	Operator and Senior Operator License Examination Criteria for Passing Grade	N/A ²⁾
84-05	Change to NUREG-1021, "Operator Licensing Examiner Standards"	N/A ²⁾
84-04	Safety Evaluation of Westinghouse Topical Reports Dealing with Elimination of Postulated Pipe Breaks in PWR Primary Main Loops	N/A ⁴⁾
84-03	Availability of NUREG-0933, "A Prioritization of Generic Safety Issues"	GL 84-19 참조
84-02	Notice of Meeting Regarding Facility Staffing	N/A ²⁾
84-01	NRC Use of the Terms, "Important to Safety" and "Safety Related"	N/A ³⁾
83-44	Availability of NUREG-1021, "Operator Licensing Examiner Standards"	N/A ²⁾
83-43	Reporting Requirements of 10 CFR 50.72 and 50.73, and Standard Technical Specifications	N/A ³⁾
83-42	Clarification to Generic Letter 81-07 Regarding Response to NUREG-0612, "Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plant"	9.1.4

표 1.8-2 (20 중 14)

번 호	제 목	비 고
83-41	Fast Cold Starts of Diesel Generators	N/A ³⁾
83-40	Operator Licensing Examination	N/A ²⁾
83-39	Voluntary Survey of Licensed Operators	N/A ²⁾
83-38	NUREG-0965, "NRC Inventory of Dams"	N/A ³⁾
83-37	NUREG-0737 Technical Specifications	10.4.9
83-36	NUREG-0737 Technical Specifications [BWR]	N/A ¹⁾
83-35	Clarification of TMI Action Plan Item II.K.3.31	6.3.3
83-34	Not Issued.	-
83-33	NRC Positions on Certain Requirements of Appendix R to 10 CFR 50	9.5.1
83-32	NRC Staff Recommendations Regarding Operator Action for Reactor Trip and ATWS	N/A ²⁾
83-31	Safety Evaluation of "Abnormal Transient Operating Guidelines" [BWR]	N/A ¹⁾
83-30	Deletion of Standard Technical Specification Surveillance Requirement 4.8.1.1.2.d.6 for Diesel Generator Testing	N/A ³⁾
83-29	Not Issued.	-
83-28 Supp. 1	Required Actions Based on Generic Implication of Salem ATWS Events	N/A ³⁾
83-28	Required Actions Based on Generic Implication of Salem ATWS Events	7.2.1.1.8, 7.2.1.1.9, 7.2.2.6, TS SR 3.3.4.2
83-27	Surveillance Intervals in Standard Technical Specifications	GL 91-04 참조
83-26	Clarification of Surveillance Requirements for Diesel Fuel Impurity Level Tests	N/A ³⁾
83-25	Not Issued	-
83-24	TMI Task Action Plan Item I.G.1, "Special Low Power Testing and Training", Recommendations for BWRs	N/A ¹⁾
83-23	Safety Evaluation of "Emergency Response Guidelines" [C-E]	N/A ³⁾
83-22	Safety Evaluation of "Emergency Response Guidelines" [Westinghouse]	N/A ¹⁾
83-21	Clarification of Access Control Procedures for Law Enforcement Visits	N/A ³⁾

표 1.8-2 (20 중 15)

번 호	제 목	비 고
83-20	Integrated Scheduling for Implementation of Plant Modifications	N/A ³⁾
83-19	New Procedures for Providing Public Notice Concerning Issuance of Amendment to Operating Licenses	N/A ³⁾
83-18	NRC Staff Review of the BWR Owner's Group Control Room Survey Program	N/A ¹⁾
83-17	Integrity of the Requalification Examination for Renewal of Reactor Operator and Senior Reactor Operator Licenses	N/A ²⁾
83-16	Transmittal of NUREG-0977 Relative to the ATWS Events at Salem Generating Station, Unit No. 1	N/A ³⁾
83-15	Implementation of Regulatory Guide 1.150, "Ultrasonic Testing of Reactor Vessel Welds During Preservice and Inservice Examinations, Rev. 1"	N/A ³⁾
83-14	Definition of "Key Maintenance Personnel"	N/A ²⁾
83-13	Clarification of Surveillance Requirements for HEPA Filters and Charcoal Absorber Units in Standard Technical Specifications on ESF Cleanup Systems	운영기술 지침서
83-12A	Issuance of NRC Form 398 - Personal Qualifications Statement -Licensee	N/A ³⁾
83-12	Issuance of NRC Form 398 - Personal Qualifications Statement -Licensee	N/A ³⁾
83-11	License Qualification for Performing Safety Analyses in Support of Licensing Actions	N/A ³⁾
83-10f	Resolution of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps" [B&W NSSS]	N/A ¹⁾
83-10e	Resolution of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps" [B&W NSSS]	N/A ¹⁾
83-10d	Resolution of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps" [W NSSS]	N/A ¹⁾
83-10c	Resolution of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps" [W NSSS]	N/A ¹⁾
83-10b	Resolution of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps" [C-E NSSS]	GL 86-06 참조
83-10a	Resolution of TMI Action Item II.K.3.5, "Automatic Trip of Reactor Coolant Pumps" [C-E NSSS]	GL 86-06 참조
83-09	Review of Combustion Engineering Owner's Group Emergency Procedures Guideline Program	GL 86-06 참조

2

표 1.8-2 (20 중 16)

번 호	제 목	비 고
83-08	Modification of Vacuum Breakers on Mark I Containments	N/A ¹⁾
83-07	The Nuclear Waste Policy Act of 1982	N/A ³⁾
83-06	Certificates and Revised Format for Reactor Operator and Senior Reactor Operator Licenses	N/A ²⁾
83-05	Safety Evaluation of "Emergency Procedure Guidelines, Rev.2", NEDO-24934, June 1982 [BWRs]	N/A ¹⁾
83-04	Regional Workshops Regarding Supplement 1 to NUREG-0737, Requirements for Emergency Response Capability	N/A ³⁾
83-03	Not Issued.	-
83-02	NUREG-0737 Technical Specifications [BWRs]	N/A ¹⁾
83-01	Operator Licensing Examination Site Visit	N/A ²⁾
82-39	Problems with the Submittals of 10 CFR 72.21 Safeguards Information for Licensing Review	N/A ³⁾
82-38	Meeting to Discuss Recent Developments for Operating Licensing Examinations	N/A ²⁾
82-34/37	Not Issued.	-
82-33	Supplement 1 to NUREG-0737 - Requirements for Emergency Response Capability	7.5.1, 7.7.1.7.7, 18.2.8
82-32	Potential Steam Generator Related Generated Requirements	N/A ³⁾
82-31	Not Issued.	-
82-30	Filing Relating to 10 CFR 50 Production and Utilization Facilities	N/A ³⁾
82-29	Not Issued.	-
82-28	Inadequate Core Cooling Instrumentation System	7.5
82-27	Transmittal of NUREG-0763 and NUREG-0783 [BWRs]	N/A ¹⁾
82-26	NUREG-0744 Rev. 1 - Pressure Vessel Material Fracture Toughness	5.3.1
82-25	Integrated IAEA Exercise for Physical Inventory at LWRs	N/A ³⁾
82-24	Safety/Relief Valve Quencher Loads: Evaluation for BWR Mark II and III Containments	N/A ¹⁾
82-23	Inconsistency between Requirements of 10 CFR 73.40(d) and Standard Technical Specifications for Performing Audits of Safeguards Contingency Plans	N/A ³⁾

표 1.8-2 (20 중 17)

번 호	제 목	비 고
82-22	Congressional Request for Information concerning Steam Generator Tube Integrity	N/A ²⁾
82-21	Technical Specifications for Fire Protection Audits	N/A ²⁾
82-20	Guidance for Implementing Standard Review Plan Rule	N/A ³⁾
82-19	Submittal of Copies of Document to NRC	N/A ³⁾
82-18	Reactor Operator and Senior Reactor Operator Requalification Examinations	N/A ²⁾
82-17	Inconsistency Between Requirements of 10 CFR 50.54(t) and Standard Technical Specifications for Performing Audits of Emergency Preparedness Programs	N/A ²⁾
82-16	NUREG-0737 Technical Specifications	N/A ³⁾
82-15	Not Issued.	-
82-14	Submittal of Documents to the Nuclear Regulatory Commission	N/A ³⁾
82-13	Reactor Operator and Senior Reactor Operator Examinations	N/A ²⁾
82-12	Nuclear Power Plant Staff Working Hours	N/A ²⁾
82-11	Transmittal of NUREG-0916 Relative to the Restart of R. E. Ginna Nuclear Power Plant	N/A ³⁾
82-10	Post-TMI Requirements	N/A ²⁾
82-09	Environmental Qualification of Safety-Related Electrical Equipment	N/A ³⁾
82-08	Transmittal of NUREG-0909 Relative to the Ginna Tube Rupture	N/A ³⁾
82-07	Transmittal of NUREG-0909 Relative to the Ginna Tube Rupture	N/A ³⁾
82-06	Not Issued.	-
82-05	Post-TMI Requirements	GL 82-10 참조
82-04	Use of INPO SEE-IN Program	N/A ³⁾
82-03	High Burnup MAPLHGR Limits [BWRs]	N/A ¹⁾
82-02	Nuclear Power Plant Staff Working Hours	N/A ²⁾
82-01	New Applications Survey	N/A ³⁾
81-40	Qualifications of Reactor Operators	N/A ²⁾
81-39	NRC Volume Reduction Policy	N/A ³⁾

표 1.8-2 (20 중 18)

번 호	제 목	비 고
81-38	Storage of Low Level Radioactive Wastes at Power Reactor Site	N/A ²⁾
81-37	ODYN Code Reanalysis Requirements [BWRs]	N/A ¹⁾
81-36	Revised Schedule for Completion of TMI Action Plan Item II.D.1, Relief and Safety Valve Testing	5.4.13
81-35	Safety Concerns Associated with Pipe Breaks in the BWR Scram System	N/A ¹⁾
81-34	Safety Concerns Associated with Pipe Breaks in the BWR Scram System	N/A ¹⁾
81-33	Not Issued.	-
81-32	NUREG-0737, Item II.K.3.44 - Evaluation of Anticipated Transients Combined with Single Failure [BWRs]	N/A ¹⁾
81-31	Not Issued.	-
81-30	Safety Concerns Associated with pipe Breaks in the BWR Scram System	N/A ¹⁾
81-29	Simulator Examinations	N/A ²⁾
81-28	Steam Generator Overfill	N/A ²⁾
81-27	Privacy and Proprietary Material in Emergency Plans	N/A ²⁾
81-26	Safety Concerns Associated with Pipe Breaks in the BWR Scram System	N/A ¹⁾
81-25	Change in Implementing Schedule for Submission and Evaluation of Upgraded Emergency Plans	N/A ²⁾
81-24	Multi-Plant Issue B-56 Control Rods Fail to Fully Insert [BWRs]	N/A ¹⁾
81-23A	INPO Evaluation Reports	N/A ³⁾
81-23	INPO Plant Specific Evaluation Report	N/A ³⁾
81-22	Engineering Evaluation of the H.B.Robinson Reactor Coolant System Leak on 1/29/81	N/A ³⁾
81-21	Natural Circulation Cooldown	5.4.1, 부록 5D
81-20	Safety Concerns Associated with Pipe Breaks in the BWR Scram System	N/A ¹⁾
81-19	Thermal Shock to Reactor Pressure Vessels	5.2.2.11
81-18	BWR Scram Discharge System - Clarification of Diverse Instrumentation Requirements	N/A ¹⁾
81-17	Functional Criteria for Emergency Response Facilities	N/A ²⁾

표 1.8-2 (20 중 19)

번 호	제 목	비 고
81-16	NUREG-0737 Item I.C.1 SER on Abnormal Transient Operating Guidelines [B&W]	N/A ¹⁾
81-15	Environmental Qualification of Class 1E Electrical Equipment - Clarification of Staffs Handling of Proprietary Information	N/A ³⁾
81-14	Seismic Qualification for Auxiliary Feedwater System	10.4.9
81-13	SER for GEXL Correlation for 8x8R Fuel Reload Applications	N/A ¹⁾
81-12, R1	Fire Protection Rule	9.5.1.3
81-11	BWR Feedwater Nozzle and Control Rod Drive Return Line Nozzle Cracking	N/A ¹⁾
81-10	Post-TMI Requirements for the Emergency Operations Facility	N/A ²⁾
81-09	BWR Scram Discharge System	N/A ¹⁾
81-08	ODYN Code [BWRs]	N/A ¹⁾
81-07	Control of Heavy Loads	9.1.4
81-06	Periodic Updating of Final Safety Analysis Reports	N/A ²⁾
81-05	Information Regarding the Program for Environmental Qualification of Safety-Related Electrical Equipment	N/A ¹⁾
81-04	Emergency Procedures and Training for Station Blackout Events	N/A ²⁾
81-03	Implementation of NUREG-0313[BWRs]	N/A ¹⁾
81-02	Analysis, Conclusion and Recommendation Concerning Operator Licensing	N/A ²⁾
81-01	Qualification of Inspection, Examination and Audit Personnel	N/A ²⁾
80-109	Guidelines for SEP Soil-Structure Interaction Reviews	3.7.2
80-106	Report on ECCS Cladding Models, NUREG-0630	GL 80-01 기술됨
80-99	Technical Specifications Revisions for Snubber Surveillance	N/A ⁴⁾
80-35	Effect of a DC Power Supply Failure on ECCS Performance	6.3.3

표 1.8-2 (20 중 20)

번 호	제 목	비 고
80-30	Clarifications of the Term "Operable" as It Applies to the Single-Failure Criterion for Safety Systems Required by Technical Specifications	운영기술 지침서
80-19	Resolution of Enhanced Fission Gas Release Concern	1.6, 4.2.1, 4.2.3
80-01	NUREG-0630, "Cladding, Swelling, and Rupture - Models for LOCA Analysis"	1.6, 4.2.3, 6

2

주 : 적용하지 않는 항목(N/A)에 대한 예외기준

- 1) 특정 원자로형이나 특정 공급사에 해당되는 항목
- 2) 발전소 운영 및 특정 발전소 설계에 해당되는 항목
- 3) 설계요건에 포함되지 않는 항목
- 4) 강제적인 사항은 아니지만 인허가 신청자가 대체방안으로 채택하는 항목
- 5) 별도보고서인 “확률론적안전성평가보고서”에 기술되는 항목

표 1.8-3 (5 중 1)

신한울 1,2호기에 대한 NRC Bulletins의 적용성 분석

번 호	제 목	비 고
07-01	Security Officer Attentiveness	N/A ⁴⁾
05-02	Emergency Preparedness and response Actions for Security-Based Events	N/A ⁴⁾
04-01	Inspection of Alloy 82/182/600 Materials Used in the Fabrication of Pressurizer Penetrations and Steam Space Piping Connections at Pressurized-Water Reactors	14.2
03-02	Leakage from Reactor Pressure Vessel Lower Head Penetrations and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity	N/A ¹⁾
03-01	Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Sump Recirculation at Pressurized-Water Reactors	6.8
02-02	Reactor Pressure Vessel Head and Vessel Head Penetration Nozzle Inspection Programs	N/A ¹⁾
02-01	Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity	N/A ¹⁾
97-02	Puncture Testing of Shipping Packages Under 10 CFR 71	N/A ⁴⁾
97-01	Potential for Erroneous Calibration, Dose Rate, or Radiation Exposure Measurements with Certain Victoreen Model 530 and 530SI Electrometer/Dosimeters	N/A ⁴⁾
96-04	Chemical, Galvanic, or Other Reactions in Spent Fuel Storage and Transportation Casks	N/A ⁴⁾
96-03	Potential Plugging of Emergency Core Cooling Suction Strainers by Debris in Boiling-Water Reactors	N/A ¹⁾
96-02	Movement of Heavy Loads Over Spent Fuel, Over Fuel in the Reactor Core, or Over Safety-Related Equipment	9.1.4
96-01	Control Rod Insertion Problems	N/A ¹⁾
95-02	Unexpected clogging of a Residual Heat Removal(RHR) Pump Strainer While Operating in Suppression Pool Cooling Mode	N/A ¹⁾
95-01	Quality Assurance Program for Transportation of Radioactive Material	N/A ¹⁾
94-02	Corrosion Problems in Certain Stainless Steel Packagings Used to Transport Uranium Hexafluoride	N/A ¹⁾

표 1.8-3 (5 중 2)

번 호	제 목	비 고
94-01	Potential Fuel Pool Drindown Caused by Inadequate Maintenance Practices at Dresden Unit 1	9.1.3, 9.4.2
93-03	Resolution of Issues Related to Reactor Vessel Water Level Instrumentation in BWR	N/A ¹⁾
93-02 및 Supp. 1	Debris Plugging of Emergency Core Cooling Suction Strainers	N/A ³⁾
93-01	Release of Patients after Brachytherapy Treatment with Remote Afterloading Devices	N/A ²⁾
92-03	Release of Patients after Brachytherapy	N/A ²⁾
92-02	Safety Concerns Relating to "End of Life" of Aging Theratronics Teletherapy Units	N/A ²⁾
92-01 Supp. 1	Failure of Thermo-Lag 330 Fire Barrier System to Perform its Specified Fire Endurance Function	N/A ¹⁾
92-01	Failure of Thermo-Lag 330 Fire Barrier System to Maintain Cabling in Wide Cable Trays and Small Conduits Free from Fire Damage	N/A ¹⁾
91-01	Reporting Loss of Criticality Safety Controls	N/A ¹⁾
90-02	Loss of Thermal Margin Caused by Channel Box Bow	N/A ¹⁾
90-01 및 Supp. 1	Loss of Fill-Oil in Transmitters Manufactured by Rosemount	N/A ²⁾
89-03	Potential Loss of Required Shutdown Margin During Refueling Operation	14.2
89-02	Stress Corrosion Cracking of High-Hardness Type 410 Stainless Steel Internal Preloaded Bolting in Anchor Darling Model S350W Swing Check Valves or Valves of Similar Design	N/A ¹⁾
89-01 및 Supp. 1,2	Failure of Westinghouse Steam Generator Tube Mechanical Plugs	N/A ¹⁾
88-11	Pressurizer Surge Line Thermal Stratification	3.9A
88-10 및 Supp. 1	Nonconforming Molded-Case Circuit Breakers	N/A ³⁾
88-09	Thimble Tube Thinning in Westinghouse Reactors	N/A ¹⁾
88-08 및 Supp.1,2,3	Thermal Stress in Piping Connected to Reactor Coolant Systems	3.9, 3.9A
88-07 및 Supp. 1	Power Oscillations in Boiling Water Reactors	N/A ¹⁾

표 1.8-3 (5 중 3)

번 호	제 목	비 고
88-06	Actions to be Taken for the Transportation of Model No. Spec 2-T Radiographic Exposure Device	N/A ²⁾
88-05 및 Supp. 1,2	Nonconforming Materials Supplied by Piping Suppliers, Inc.	N/A ²⁾
88-04	Potential Safety-Related Pump Loss	6.3
88-03	Inadequate Latch Engagement in HFA Type Latching Relays Manufactured by GE Company	N/A ¹⁾
88-02	Rapidly Propagating Fatigue Cracks in Steam Generator Tubes [Westinghouse]	N/A ¹⁾
88-01	Defects in Westinghouse Circuit Breakers	N/A ¹⁾
87-02 및 Supp. 1	Fastener Testing to Determine Conformance with Applicable Material Specifications	N/A ³⁾
87-01	Thinning of Pipe Walls in Nuclear Power Plants	3.6
86-04	Defective Teletherapy Timer that May Not Terminate Treatment Dose	N/A ²⁾
86-03	Potential Failure of Multiple ECCS Pumps Due to Single Failure of Air-Operated Valve in Minimum Flow Recirculation Line	N/A ⁴⁾
86-02	Static "O" Ring Differential Pressure Switches	N/A ²⁾
86-01	Minimum Flow Logic Problems that Could Disable RHR Pumps [BWRs]	N/A ¹⁾
85-03 및 Supp. 1	Motor-Operated Valve Common Mode Failures During Plant Transients Due to Improper Switch Settings	3.9.6
85-02	Undervoltage Trip Attachments of Westinghouse DB-50 Type Reactor Trip Breakers	N/A ¹⁾
85-01	Steam Binding of Auxiliary Feedwater Pumps	10.4.9
84-03	Refueling Cavity Water Seal	9.1.4
84-02	Failures of General Electric Type HFA Relays in Use in Class 1E Safety Systems	N/A ¹⁾
84-01	Cracks in Boiling Water Reactor Mark I Containment Vent Headers	N/A ¹⁾
83-08	Electrical Circuit Breakers with an Undervoltage Trip Feature Used in Safety Related Applications	N/A ¹⁾
83-07 및 Supp. 1,2	Apparently Fraudulent Products Sold by Ray Miller, Inc.	N/A ²⁾

표 1.8-3 (5 중 4)

번 호	제 목	비 고
83-06	Nonconforming Materials Supplied by Tube-Line Corporation Facilities	N/A ²⁾
83-05	ASME Code Pumps and Spare Parts Manufactured by the Haywood Tyler Pump Company	N/A ²⁾
83-04	Failure of Undervoltage Trip Function of Reactor Trip Breakers	N/A ³⁾
83-03	Check Valve Failures in Raw Water Cooling Systems of Diesel Generators	3.9.6, 9.5.5
83-02	Stress Corrosion Cracking in Large-Diameter Stainless Steel Recirculation System Piping at BWR Plants	N/A ¹⁾
83-01	Failure of Trip Breakers to Open on Automatic Trip Signal	N/A ³⁾
82-04	Deficiencies in Primary Containment Electrical Penetration Assemblies	N/A ³⁾
82-03	Stress Corrosion Cracking in Thick-Wall, Large Diameter, Stainless Steel, Recirculation System Piping at BWR Plants	N/A ¹⁾
82-02	Degradation of Threaded Fasteners in the Reactor Coolant Pressure Boundary of PWR Plants	3.12, 5.2.3, 5.2.4
82-01 및 Rev. 1	Alteration of Radiographs of Welds in Piping Subassemblies	N/A ³⁾
81-03	Flow Blockage of Cooling Water to Safety System Components	9.2.1
81-02 및 Supp. 1	Failure of Gate Type Valves to Close Against Differential Pressure	3.9.6
81-01	Surveillance of Mechanical Snubbers	N/A ³⁾
80-24	Prevention of Damage Due to Water Leakage Inside Containment	N/A ³⁾
80-20	Failures of Westinghouse Type W-2 Spring Return to Neutral Control Switches	N/A ⁴⁾
80-19	Failure of Mercury-Wetted Matrix Relays in Protection Systems of Plants Designed by C-E	N/A ²⁾
80-18	Maintenance of Adequate Minimum Flow Through Centrifugal Charging Pumps Following Secondary-Side High-Energy Line Rupture	-
80-15	Possible Loss of Emergency Notification System with Loss of Off-Site Power	N/A ⁴⁾ GL 91-14

표 1.8-3 (5 중 5)

번 호	제 목	비 고
80-11	Masonry Wall Design	N/A ²⁾ , 3.8.4.6
80-08	Examination of Containment Liner Penetration Welds	N/A ³⁾
80-06	Engineered Safety Feature Reset Controls	7.3
80-05	Vacuum conditions Resulting in Damage to Chemical Volume Control System Holdup Tanks	9.3.4, 11.2
80-04	Analysis of a PWR Main Steamline Break with Continued Feedwater Addition	6.2
80-03	Loss of Charcoal from Standard Type II, 2-inch, Tray Absorber Cells	N/A ²⁾

2

주 : 적용하지 않는 항목(N/A)에 대한 예외기준

- 1) 특정 원자로형이나 특정 공급사에 해당되는 항목
- 2) 신한울 1,2호기에 해당되지 않는 구조물, 계통 및 기기들의 항목
- 3) 발전소 운영 및 특정 발전소 설계에 해당되는 항목
- 4) 설계요건에 포함되지 않는 항목

표 1.8-4 (4 중 1)

미국 원자력규제위원회 표준심사지침(SRP)과의 차이점

SRP 절/제목		비고 또는 차이점 기술	절
2.5.2	Vibratory Ground Motion - Rev.2	신한울 1,2호기는 10 CFR 50, 부록 S를 따른다.	2.5.2.6
3.6.2	Determination of Rupture Locations and Dynamic Effects Associated With the Postulated Rupture of Piping - Rev.2, July 1981	원자로건물 관통부 이외의 지역에 설치된 1등급 배관에 대해 응력범위 즉, 운전등급 A 또는 B에서의 하중 조합식에 대해 식(10)과 식(12) 또는 식(13)으로 계산된 1차 및 2차 응력을 합한 응력값이 2.4Sm보다 큰 지점에서 중간파단을 가정한다.	3.6.2.1.4.1
3.10	Seismic and Dynamic Qualification of Mechanical and Electrical Equipment	품질검사는 특정기기 조달시 이루어진다. 검사방법 및 기준은 기술되어 있다.	3.10
4.2	Fuel System Design - Rev. 2, July 1981	<p>핵연료집합체 휨(측방편차)을 고려해서 핵연료집합체구조물에 제한요소를 적용해 핵연료봉 휨(측방편차)의 특정제한은 제공되지 않는다.</p> <p>15장 사고해석은 핵비등이탈에 의한 핵연료손상에 대해 결정론적 방법 혹은 통계적 회선법을 사용한다.; 통계적 회선법의 경우, 4.4절에 기술된 95/95 허용핵연료설계제한치를 사용하지 않는다.</p> <p>조사후프로그램은 부지특성 안전성 분석보고서에 기술될 것이다.</p>	4.2.1.2

표 1.8-4 (4 중 2)

SRP 절/제목		비고 또는 차이점 기술	절
4.4	Thermal and Hydraulic Design - Rev. 1, July 1981	핵연료고밀화의 영향은 무시될 수 있기 때문에 총열속인자 및 선출력 생성률 계산에 포함되지 않는다.	4.4.2.2
4.5.1	Control Rod Drive Structural Materials - Rev. 2, July 1981	90 Ksi 이상의 항복강도에서 제어봉 구동구조물재료는 제어봉구동장치 상부 배기밸브내의 강철볼, 전동기 집합체에 장치된 베어링인서트 및 정렬탭에만 사용이 제한된다.	4.5.1.2
4.6	Functional Design of Control Drive System - Rev. 1, July 1981	비필수요소들이 두 계통 사이에 인터페이스를 수반하지 않기 때문에 제어봉구동장치와 제어봉집합체의 격리는 요구되지 않는다.	4.6.2.2
5.2.1.1	Compliance with the Codes and Standards Rule, 10 CFR 50.55a - Rev. 2, July 1981	설계적용코드 및 발행판은 표 1.8-5에 기술된다.	1.8
5.2.3	Reactor Coolant Pressure Boundary Materials - Rev. 2, July 1981	일렉트로슬로그 용접은 원자로냉각재압력경계 기기들의 제조에 사용되지 않는다.	5.2.3.3
5.3.1	Reactor Vessel Materials - Rev. 2, April 1996	실제 원자로용기 재료는 재료구입시 시험될 것이다. 시험요건은 5.3.1.5절에 기술된다.	5.3.1.5
5.4.1.1	Pump Flywheel Integrity (PWR)- Rev.1. July 1981	플라이휠 건전성을 입증하기 위한 대안으로 선행호기 운전경험으로 검증된 대체 방법이 적용된다. 원자로냉각재펌프 플라이휠 설계는 5.4.1.1절에 기술된다.	5.4.1.1

표 1.8-4 (4 중 3)

SRP 절/제목		비고 또는 차이점 기술	절
6.2.2	Containment Heat Removal Systems - Rev. 4, October 1985	원자로건물내재장전수탱크 적용으로 원자로건물살수계통의 재순환운전모드 전환은 해당되지 않는다.	6.2.2.2, 6.5
6.2.4	Containment Isolation System - Rev. 2, July 1981	15장의 선량평가결과는 환기밸브가 닫힘 시간 30초를 만족함을 보여준다.	-
6.4	Control Room Habitability System - Rev. 2, July 1981	운전원 세면실 및 주방은 비상구역 내부의 운전원 편의시설에 포함된다.	6.4
6.6	Inservice Inspection of Class 2 and 3 Components - Rev. 2, July 1981	가동중검사 프로그램은 6.6절에 요약되지만 검사될 기기들의 리스트는 사업주/운전원의 상세한 검사프로그램의 일부로서 제공될 것이다.	6.6
11.1	Source Terms - Rev. 2, July 1981	방사성폐기물관리계통을 고려한 손익분석은 부지특성적용에 따른다. 외부환경으로의 유출물 방출 계산에 사용된 방사성폐기물증대의 손익분석은 부지특성적용에 따른다.	11.1
11.2	Liquid Waste Management Systems - Rev. 2, July 1981	액체방사성폐기물관리계통을 고려한 손익분석은 부지의 인구특성분석 때문에 부지특성적용에 따른다.	11.2.6
11.3	Gaseous Waste Management Systems - Rev. 2, July 1981	기체방사성폐기물관리계통을 고려한 손익분석은 부지특성적용에 따른다.	11.3.6
13.5.2.1	Operating and Emergency Operating Procedures	교육 훈련부분은 FSAR 13.2항에 기술되어 있다.	13.2, 13.5

표 1.8-4 (4 중 4)

SRP 절/제목		비고 또는 차이점 기술	절
15.4.6	Chemical and Volume Control System Malfunction that Results in a Decrease in a Boron Concentration in the Reactor Coolant(PWR) - Rev. 1, July 1981	단일 작동기기파손 또는 운전자실수는 사고결과 영향에 무시될 수 있다.	15.4.6.1
16.0	Technical Specification - Rev. 1, July 1981	신한울 1,2호기 운영기술지침서의 내용은 표준운영기술지침서를 근거로 한다.	운영기술지침서
19	Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities	신한울 1,2호기는 10 CFR 50에 따라 작성되며 FSAR 19장 작성관련 해당 사항 없으며 별도 보고서인 "확률론적안전성평가보고서"에 기술되어 있다.	-
19.1	Use of Probabilistic Risk Assessment in Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: General Guidance	신한울 1,2호기는 10 CFR 50에 따라 작성되며 FSAR 19장 작성관련 해당 사항 없으며 별도 보고서인 "확률론적안전성평가보고서"에 기술되어 있다.	-

표 1.8-5 (5 중 1)

신한울 1,2호기에 적용되는 주요 규격 및 표준

규 격	출판연도	제 목
American Concrete Institute(ACI)		
318 349	1999 1997 and 2001*	Building Code Requirements for Structural Concrete Code Requirements for Nuclear Safety-Related Concrete Structures(*Appendix B only)
American Institute of Steel Construction(AISC)		
N690	1994	Specification for the Design, Fabrication, and Erection of Steel Safety-Related Structures for Nuclear Facilities
S335	1989	Specification for Structural Steel Building - Allowable Stress Design and Plastic Design.
American Nuclear Society(ANS)		
2.8	1992	Determining Design Basis Flooding of Power Reactor Sites
3.2	1994	Administrative Control and Quality Assurance for the Operational Phase of Nuclear Power Plants
51.1	1983	Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary PWR Plants
55.4	1993	Gaseous Radioactive Waste Processing Systems for Light Water Reactor Plants
56.2	1984	Containment Isolation Provisions for Fluid Systems after a LOCA
57.1	1992	Design Requirements for LWR Fuel Handling Systems
57.2	1983	Design Requirements for LWR Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plants
58.2	1988	Design Basis for Protection of LW Nuclear Power Plants Against Effects of Postulated Pipe Rupture
58.8	1994	Time Response Design Criteria for Safety-Related Operator Actions
58.9	1981	Single Failure Criteria for LWR Safety Related Fluid Systems
American Petroleum Institute(API)		
650	2000	Welded Steel Tanks for Oil Storage
American Society of Civil Engineers(ASCE)		
7	1998	Minimum Design Loads for Building and Other Structures

표 1.8-5 (5 중 2)

규 격	출판연도	제 목
American Society of Mechanical Engineers(ASME)		
BPVC	1998	Section II ; Materials ; through 2000 addenda
BPVC	1998	Section III; Rules for Construction of Nuclear Facility Components ; through 2000 addenda
BPVC	1998	Section V; Non-Destructive Examination ; through 2000 addenda
BPVC	1998	Section VIII; Rules for Construction of Pressure Vessels ; through 2000 addenda
BPVC	1998	Section IX; Qualification Standard for Welding and Brazing ; through 2000 addenda
BPVC	1998	Section XI; Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components ; Editions and Addenda As Applicable ; through 2000 addenda
AG-1	1997	Code for Nuclear Air and Gas Treatment ; through 2000 addenda
B31.1	1998	Power Piping : through 2000 addenda
OM	1998	Code for Operation & Maintenance of Nuclear Power Plants ; through 2000 addenda
OM-S/G	2003	Standards and Guides for Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants
NQA-1	1994	Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications ; through 1995 addenda
Health Physics Society(HPS)		
N13.1	1999	Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances from the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities
Institute of Electrical and Electronics Engineer(IEEE)		
7-4.3.2	2003	Standard Criteria for Digital Computer Systems of Nuclear Power Generation Stations
43	2000	Recommended Practice for Testing Insulation Resistance of Rotating Machinery
C.57.12.00	2000	Standard General Requirement for Liquid-Immersed Distribution, Power and Regulating Transformer
67	2005	Guide for Operation and Maintenance of Turbine Generators
100	2000	Standard Authoritative Dictionary of IEEE Standards Terms
141	1993	Recommended Practice for Electrical Power Distribution for Industrial Plants
308	2001	Standard Criteria for Class 1E Power Systems for NPGS
317	1983	Standard for Electrical Penetration Assemblies in Containment Structures for NPGS

2

표 1.8-5 (5 중 3)

규 격	출판연도	제 목
Institute of Electrical and Electronics Engineer(IEEE)		
323	2003	Standard for Qualifying Class 1E Equipment for NPGS
336	1985	Standard Installation, Inspection, and Testing Requirements for Power, Instrumentation and Control Equipment at Nuclear Facilities
338	1987	Standard Criteria for the Periodic Surveillance Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems
344	1987	Recommended Practices for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generation Stations
379	2000	Standard Application of the Single Failure Criterion to NPGS Safety Systems
382	1996	Standard for Qualification of Actuators for Power Operated Valve Assemblies with Safety-Related Functions of Nuclear Power Plants
383	2003	Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables Field Splices for Nuclear Power Generating Stations
384	1992	Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits
387	1995	Standard Criteria for Diesel-Generator Units Applied as Standby Power Supplies for NPGSs
420	1982	Standard for Design and Qualification of Class 1E Control Boards, Panels, and Racks used in NPGSs
422	1986	Guide for Design and Installation of Cable Systems in Power Generating Stations
572	1985	Standard for Qualification of Class 1E Connections Assemblies for Nuclear Power Generating Stations
603	1998	Standard Criteria for Safety Systems for NPGSs
665	1995	Guide for Generating Station Grounding
730	2002	Software Quality Assurance Plans
741	1997	Standard Criteria for Protection of Class 1E Power Systems and Equipment in NPGSs
828	1998	Standard for Software Configuration Management Plans
829	1998	Standard for Software Test Documentation
830	1998	Recommended Practice for Software Requirements Specifications
1008	1987	Standard for Software Unit Testing
1012	1998	Standard for Software Verification and Validation Plans
1016	1998	Standard for Practice for Software Design Descriptions
1028	1997	Standard for Software Reviews

표 1.8-5 (5 중 4)

규 격	출판연도	제 목
Institute of Electrical and Electronics Engineer(IEEE)		
1042	1987	Guide to Software Configuration Management
1074	2006	Standard for Developing Software Life Cycle Processes
1228	1994	Standard for Software Safety Plan
Instrument Society of America(ISA)		
S67.04.01	2000	Setpoints for Nuclear Safety-Related Instrumentation
National Fire Protection Association(NFPA)		
780	2004	Standard for the Installation Lightning Protection Systems
101	1997	Life Safety Code
804	2001	Standard for Fire Protection for Advanced Light Water Reactor Electric Generation Plants
Electric Power Research Institute/NSAC		
108	1986	The Reliability of Emergency Diesel Generations at U.S. Nuclear Power Plants
Korea Electric Power Industry Code(KEPIC)		
KEPIC EC	2000	전선 및 전선용품 기술기준(Cable & Raceways) ; through 2003 addenda
KEPIC EE	2000	전기기기 기술기준(Electrical Equipment) ; through 2003 addenda
KEPIC EM	2000	계측 및 제어기기 기술기준(Measuring & Control Equipment) ; through 2003 addenda
KEPIC EN	2000	원자력전기 기술기준(Nuclear Electrical and I&C) ; through 2003 addenda
KEPIC ET	2000	송변배전 기술기준(Transmission, Transportation & Distribution) ; through 2003 addenda
KEPIC MB	2000	보일러기술기준(Boilers) ; through 2003 addenda
KEPIC MD	2000	재료기술기준(Materials) ; through 2003 addenda
KEPIC ME	2000	비파괴시험 기술기준(Nondestructive Examination) ; through 2003 addenda
KEPIC MF	2000	원전기계기기 성능검증 기술기준(Qualification of Mechanical Equipment) ; through 2003 addenda
KEPIC MG	2000	일반기기 기술기준(General Mechanical Components) ; through 2003 addenda
KEPIC MH	2000	공조기기 기술기준(Nuclear Air & Gas Treatment) ; through 2003 addenda

표 1.8-5 (5 중 5)

규 격	출판연도	제 목
Korea Electric Power Industry Code(KEPIC)		
KEPIC MI	2000	원전 가동중검사 기술기준(Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components) ; through 2003 addenda
KEPIC MN	2000	원자력기계 기술기준(Nuclear Mechanical Components) ; through 2003 addenda
KEPIC MO	2000	원전 가동중시험 기술기준(Inservice Testing of Nuclear Power Plant Components) ; through 2003 addenda
KEPIC MQ	2000	용접 기술기준(Welding and Brazing Qualification) ; through 2003 addenda
KEPIC MT	2000	터빈발전기 기술기준(Turbine Generators) ; through 2003 addenda
KEPIC QA	2000	품질보증 기술기준(Quality Assurance) ; through 2003 addenda
KEPIC SG	2000	일반구조 기술기준(General Structures) ; through 2003 addenda
KEPIC SN	2000	원자력구조 기술기준(Nuclear Structures) ; through 2003 addenda
KEPIC ST	2000	구조충척 기술기준(Extra Provisions for Structures) ; through 2003 addenda
KEPIC SW	2000	구조용접 기술기준(Structural Welding) ; through 2003 addenda

표 1.8-7 (2 중 1)

신한울 1,2호기에 적용되는 ASME Sec. III 코드 케이스

번 호	제 목
N-4-11	Special Type 403 Modified Forgings or Bars, Class 1 and CS, Section III, Division 1
N-60-5	Material for Core Support Structures, Section III, Division 1
N-71-18	Additional Materials for Subsection NF, Classes 1, 2, 3 and MC Supports Fabricated by Welding, Section III, Division 1
N-122-2	Procedure for Evaluation of the Design of Rectangular Cross Section Attachments on Class 1 Piping, Section III, Division 1
N-192-2	Use of Braided Flexible Connectors, Class 2 and 3, Section III, Division 1
N-249-13	Additional Materials for Subsection NF, Classes 1, 2, 3 and MC Component Supports Fabricated without Welding, Section III, Division 1
N-249-14	Additional Materials for Subsection NF, Classes 1, 2, 3 and MC Supports Fabricated without Welding, Section III, Division 1
N-284-2	Metal Containment Shell Buckling Design Methods, Class MC Section III, Division 1
N-318-5	Procedure for Evaluation of the Design of Rectangular Cross Section Attachments on Class 2 or 3 Piping, Section III, Division 1
N-391-2	Procedure for Evaluation of the Design of Hollow Circular Cross Section Welded Attachments on Class 1 Piping, Section III, Division 1
N-392-3	Procedure for Evaluation of the Design of Hollow Circular Cross Section Welded Attachments on Class 2 and 3 Pippings, Section III, Division 1
N-405-1	Socket Welds, Section III, Division 1
N-411-1	Alternative Damping Values for Response Spectra Analysis for Class 1, 2 and 3 Piping, Section III, Division 1
N-420	Linear Energy Absorbing Supports for Subsection NF, Classes 1, 2 and 3 Construction, Section III, Division 1
N-498-4	Alternative Requirements for 10-Yield System Hydrostatic Testing for Class 1, 2 and 3 Systems, Section XI, Division 1

2

표 1.8-7 (2 중 2)

번 호	제 목
N-596	Use of Alternate Reference Specimens Section III, Division 1
N-820	Twistiing of Horizontal Prestressing Tendons Section III, Division 2
N-855	SB-148 C95800 Valves for Class 3 Construction, Section III, Division 1
N-856	SA-494 Grade CW-12MW (UNS N30002) Nickel Alloy Castings for Construction of NPS 21/2 and Smaller Flanged Valves for Class 3 Construction, Section III, Division 1
N-859	Construction of ASME B16.9 Wrought Buttwelding Fittings and B16.11 Forged Fittings Made from ASME SB-366 UNS N04400 Material for ASME Section III Class 3 Construction, Section III, Division 1
2142-2	F-Number Grouping for NI-Cr-Fe Filler Metals Section IX (Applicable to all Sections, including Section III, Division 1, and Section XI)

표 1.8-8 (2 중 1)

미국 원자력규제위원회 정책현안(SECY-93-087) 적용성 분석

번 호	제 목	절
I.A	Use of a Physically Based Source Term	N/A
I.B	Anticipated Transients Without Scram	1.2.6.1.2, 7.8, 15.8
I.C	Mid-Loop Operation	5.4.7, 7.7.1.1.12
I.D	Station Blackout	8.4, 8.4.1
I.E	Fire Protection	9.5.1
I.F	Intersystem Loss-of-Coolant Accident	부록 5E
I.G	Hydrogen Control	6.2.5
I.H	Core Debris Coolability	주 2)
I.I	High-Pressure Core Melt Ejection	주 2)
I.J	Containment Performance	주 2)
I.K	Dedicated Containment Vent Penetration	부록 1A
I.L	Equipment Survivability	주 2)
I.M	Elimination of Operation-Basis Earthquake	3.7.1
I.N	Inservice Testing of Pumps and Valves	3.9.6, 5.2.4, 6.6
II.A	Industry Codes and Standards	1.8
II.B	Electrical Distribution	8.2, 8.3
II.C	Seismic Hazard Curves and Design Parameters	주 3)
II.D	Leak-Before-Break	3.6.3
II.E	Classification of Main Steamlines in Boiling Water Reactors	N/A
II.F	Tornado Design Basis	2.3.1.2.2, 3.3.2.1
II.G	Containment Bypass	N/A
II.H	Containment Leak Rate Testing	6.2.6
II.I	Post-Accident Sampling System	9.3.2
II.J	Level of Detail	N/A
II.K	Prototyping	N/A
II.L	ITAAC	N/A

표 1.8-8 (2 중 2)

번 호	제 목	절
II.M	Reliability Assurance Program	N/A
II.N	Site-Specific Probabilistic Risk Assessments and Analysis of External Events	주 3)
II.O	Severe Accident Mitigation Design Alternatives	N/A
II.P	Generic Rulemaking Related to Design Certification	N/A
II.Q	Defense Against Common-Mode Failures in Digital Instrumentation and Control Systems	1.2.6.1.2, 7.1.1.10, 7.1.2.39, 7.3.1.1, 7.3.3, 7.8, 부록 7A
II.R	Steam Generator Tube Rupture	부록 5F
II.S	PRA Beyond Design Certification	주 3)
II.T	Control Room Annunciator(Alarm) Reliability	7.1.2.39, 7.7.1.4.1, 7.7.1.7.2
III.A	Regulatory Treatment of Nonsafety Systems in Passive Designs	N/A
III.B	Definition of Passive Failure	N/A
III.C	SBWR Stability(Passive Design)	N/A
III.D	Safe Shutdown Requirements(Passive Design)	N/A
III.E	Control Room Habitability(Passive Design)	N/A
III.F	Radionuclide Attenuation(Passive Design)	N/A
III.G	Simplification of Offsite Emergency Planning	N/A
III.H	Role of the Passive Plant Control Room Operator	N/A

2

- 1) 별도보고서인 “정지위험도분석보고서”에 기술된다.
- 2) 별도보고서인 “중대사고분석보고서”에 기술된다.
- 3) 별도보고서인 “확률론적안전성평가보고서”에 기술된다.
- 4) N/A는 신한울 1,2호기 설계에 적용할 수 없는 항목을 나타낸다.

부록 1A

TMI-2 조치사항

부록 1A - TMI-2 조치사항

목 차 (2 중 1)

번 호	제 목	페이지	
1A.1	개요	1A-1	
1A.2	TMI-2 조치사항 준수	1A-2	
I.A.1.1	교대근무조의 안전담당	1A-2	
I.A.1.2	교대근무조 구성	1A-2	
I.A.2.1	원자로조종사 및 원자로조종감독자의 훈련 및 자질 향상	1A-2	
I.A.2.2	운전원의 자격과 훈련	1A-2a	
I.A.2.3	면허소지 운전원의 훈련프로그램	1A-2a	
I.A.3.1	운전원의 면허시험 범위 및 기준 개정 - 모의제어반 시험	1A-2b	
I.A.4.2	훈련용 모의제어반 개선을 위한 장기대책	1A-2b	1
I.B.1.2	운영허가 신청자의 기구 및 관리개선 평가	1A-2c	
I.C.1	사고분석 및 절차서 개정 단기조치	1A-2c	
I.C.2	교대근무 인수인계 절차서	1A-2d	
I.C.3	발전부서장의 책임강화	1A-2d	
I.C.4	주제어실 출입통제	1A-2d	
I.C.5	운전, 설계 및 건설경험 반영을 위한 절차서	1A-2e	
I.C.6	적절한 운전조치 확인	1A-3	
I.C.9	절차서 개선 장기계획	1A-3a	1
I.D.1	주제어실 설계검토	1A-4	
I.D.2	발전소 안전변수지시콘솔	1A-5	
I.D.3	안전계통 상태감시	1A-5	
I.F.1	품질보증 확대 적용	1A-6	
I.F.2	구체적인 품질보증기준 개발	1A-6	
II.B.1	원자로냉각재계통 배기	1A-7	
II.B.2	사고시 접근필수구역으로의 접근성 및 안전기기의 보호를 위한 발전소 차폐	1A-7	
II.B.3	사고 후 시료채취	1A-8	
II.B.4	노심손상 완화에 대한 훈련	1A-8a	1
II.B.8	손상노심사고에 대한 법제화	1A-9	
II.D.1	시험요건(원자로냉각재계통 안전밸브)	1A-12	
II.D.3	방출밸브 및 안전밸브 위치지시	1A-12	
II.E.1.1	보조급수계통 평가	1A-13	
II.E.1.2	보조급수계통의 자동작동 및 유량지시	1A-14	
II.E.3.1	자연순환을 위한 전원공급의 신뢰성	1A-14	
II.E.4.1	전용 관통부(수소재결합기)	1A-15	

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

목 차 (2 중 2)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
II.E.4.2	격리의 신뢰도	1A-15
II.E.4.4	원자로건물퍼지	1A-16
II.F.1	추가 사고감시 계측설비	1A-17
II.F.2	부적절한 노심냉각에 이르는 조건들의 인식 및 복구	1A-18
II.F.3	사고상태의 감시를 위한 계측설비(규제지침서 1.97)	1A-19
II.G.1	가압기 방출밸브, 차단밸브 및 수위지시계를 위한 전원공급 장치	1A-19
II.J.3.1	설계 및 건설에 대한 기구조직	1A-20
II.K.3.25	교류전원상실이 펌프 밀봉에 미치는 영향	1A-20
III.A.1.2	비상대응설비	1A-21
III.D.1.1	원자로건물 외부의 일차계통 냉각재 방사선원	1A-24
III.D.3.3	발전소 내 방사선감시	1A-27
III.D.3.4	주제어실 거주성	1A-28

부록 1A - TMI-2 조치사항

표 목 차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
1A-1	NUREG-0718, 개정번호 2 부록 B 항목 중 신한울 1,2호기에 적용되지 않는 조치사항	1A-29
1A-2	TMI-2 조치사항 목록	1A-30

1A.1 개요

미국 원자력규제위원회에서는 Three Mile Island 2호기(TMI-2) 사고 후 사고를 조사하기 위해 설립된 여러 개 그룹의 권고사항을 발전시킨 요건들을 수립하였다. 이러한 그룹으로는 국회, 조사위원회, 대통령 직속으로 조직된 TMI-2 조사위원회, 미국 원자력규제위원회 특별조사그룹, 미국 원자력규제위원회 원자로안전자문위원회, Lessons Learned Task Force, 미국 원자력규제위원회 원자로규제국, Bulletins & Orders Task Force, 미국 원자력규제위원회 조사시행국 특별검토그룹, 미국 원자력규제위원회 부지 및 비상대응 전담반, 미국 원자력규제위원회 기준개발국, 미국 원자력규제위원회 원자로규제연구국 등이 망라되었다. “TMI-2 사고결과에 대한 원자력규제위원회 조치계획”으로 불리는 보고서 NUREG-0660은 원자력발전소의 운전 및 규제를 수정 또는 향상시키기 위해 미국 원자력규제위원회에서 결정한 조치사항으로 포괄적이고 종합적인 계획을 제공하기 위해서 개발되었다. 이러한 조치계획은 TMI-2 사고경험과 조사그룹들의 권고사항들을 근거로 작성되었다.

추가로, 미국 원자력규제위원회는 건설허가를 받기로 계획되어 있는 몇 개의 발전소들에 대해서 TMI-2 후속 조치사항들을 발전소 인허가요건으로 추가하였다. “원자력발전소 건설허가 및 제작인가의 이해결 인허가 신청자에 대한 인허가요건”으로 불리는 보고서 NUREG-0718은 1982년 1월에 Rev. 2로 출간되었으며, TMI 사고 조치사항 중 발전소운영 관련사항을 체계적으로 보강하기 위하여 표준심사지침서 13장도 수정되었다. 이와 함께 이들 문서들은 원자력발전소의 개선을 위해 미국 원자력규제위원회에서 승인한 NUREG-0660으로부터 고유 항목들을 명문화하였다.

본 부록에서는 신한울 1,2호기에 적용되는 TMI-2와 관련된 NUREG-0718의 각 요건들이 순서적으로 기술된다. NUREG-0718에서 적용 가능한 항목으로 구분된 범주 3, 4 및 5가 논의되었다(범주 1, 2의 항목들은 건설허가 소지자나 건설허가 신청자에는 적용되지 않는다. NUREG-0718 부록 B는 범주 3, 4, 5 항목에 대한 요건을 제시한다). 표 1A-1은 신한울 1,2호기에 적용되지 않는 NUREG-0718, 부록 B 항목들을 나타낸 것이다.

NUREG-0737과 같은 추가적 미국 원자력규제위원회 지침서는 NUREG-0718 내에 포함된 것보다 더 상세한 승인조건을 예시하기 위하여 작성되었다.

또한, 신한울 1,2호기는 많은 TMI 후속조치에 관련된 설계 정보를 최종안전성분석보고서의 각 장에 반영하였으며 가능한 경우 관련 장/절을 표 1A-2 기술하였다.

1A.2 TMI-2 조치사항 준수

I.A.1.1 교대근무조의 안전담당

조치사항

각 발전소 운영자는 교대근무조의 발전부서장에게 기술자문을 수행하는 안전담당을 두어야 한다. 교대근무 안전담당(STA)은 여러 호기에 기술자문을 수행할 수 있도록 자격인정이 될 경우 1개 호기 이상의 발전소를 담당할 수 있다.

교대근무 안전담당은 과학 또는 공학학사 또는 이와 동등이상의 자격을 취득하여야하며 사고나 과도현상 시 사고대처 및 분석 훈련을 받아야 한다. 교대근무 안전담당은 주제어실에 있는 계측기 설비의 조작능력을 비롯하여 발전소 설계 및 배치에 대한훈련을 받아야 한다. 원자력 발전 운영자는 발전소의 안전운전을 보증하기 위하여 교대근무 안전담당에게 운전경험의 검토 및 평가를 포함한 기술적인 사항들에 관한통상임무를 부과해야 한다.

이에 대한 추가설명은 NUREG-0737에 나타나 있다.

반영내용

신한울 1,2호기는 이 요건의 취지를 준수한다. 본 조치사항에 대한 준수내용은 13.1절에 기술되어 있다.

I.A.1.2 교대근무조 구성

조치사항

1980년 7월 31일자로 미국 원자력규제위원회에서 모든 원자력 발전 운영자에게 발송한 미국 원자력규제위원회 서신은 교대근무조 구성에 대한 중간시기의 기준을 발표하였으며 NUREG-0737에 변경내용 및 상세한 해명내용이 기술되었다.

반영내용

신한울 1,2호기는 이 요건의 취지를 준수한다. 본 조치사항에 대한 준수내용은 13.1절에 기술되어 있다.

I.A.2.1 원자로조종사 및 원자로조종감독자의 훈련 및 자질향상

조치사항

원자로조종감독자(SRO) 면허신청자에 대한 1980년 12월 1일 유효한 원래의 요건은 원자로조종사(RO)로 1년간의 경험이 요구된다. NUREG-0737에서 원자로조종사로서 1년간의 경험과 동등한 경험을 갖는 여러 경로를 허용하고 있다.

반영내용

신한울 1,2호기는 이 요건의 취지를 준수한다. 한국 원자력안전법은 원자로조종사로 2년간의 경험을 요구한다.

I.A.2.2 운전원의 자격과 훈련

조치사항

TMI 사고 조치계획에 따라서 미국 원자력규제위원회는 원자력발전소 운영자에게 모든 발전소의 운전원들에 대한 훈련 및 자격인증 프로그램을 검토하도록 요구하였다. 이는 면허소지자, 보조 운전원, 기능작업자, 정비요원 및 감독자를 포함한다. 검토목적은 안전성 관점에서 운전원의 책임의 중대성에 비추어 현행 관례를 점검하기 위한 것이다. 검토과정에서 안전성관련 운전원의 조치가 현재의 관례로서 적절하다고 판단되면 이것들에 대한 정당성을 입증하는 서류가 요구된다. 이러한 검증서류들은 미국 원자력규제위원회에 제출할 의무는 없지만 현장에서 관리하여야 한다. 만약 이러한 검토과정에서 부적절한 것이 발견되면 발전소 운영자는 운전원의 적절한 업무수행을 위하여 훈련 및 자격인증관례를 개선하는 것이 요구된다.

반영내용

NUREG-0933에 나타난 바와 같이, 미국 원자력규제위원회는 원자력산업계가 운전원의 자격과 훈련을 개선하기 위하여 프로그램을 개발함에 있어 진보된 것으로 인정하였다. 그 결과 원자력 산업계의 훈련개선에 초점을 맞추어 INPO에서 관리하는 훈련인정 프로그램에 의해 작성된 운전원 훈련 및 자질향상에 대한 정책 성명을 채택하였다. 그러므로 상기 조치항목은 해결되었으며 더 이상의 새로운 요건은 없다.

I.A.2.3 면허소지 운전원의 훈련프로그램

조치사항

훈련기관의 인가 이전에도 원자력발전소 운영자 및 운영허가 신청자는 발전소 계통, 종합 운전 조치, 과도상태 및 모의제어반 과정을 가르치는 강사가 원자로 조종감독자 면허 소

지자 이어야 하며, 적절한 자격 재인증 프로그램이 등록되어야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기의 훈련프로그램은 이 요건의 취지를 준수한다.

I.A.3.1 운전원의 면허시험 범위 및 기준 개정 - 모의제어반 시험

조치사항

운전원의 면허시험 과정으로 모의제어반 시험이 포함되어야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 이 요건의 취지를 준수한다.

I.A.4.2 훈련용 모의제어반 개선을 위한 장기대책

조치 사항

인허가 신청자는 발전소에 대한 모의제어반 설치 프로그램을 기술해야 한다. 또한, 모의제어반이 발전소의 주제어실과 정확하게 모델 되었음을 어떻게 확인하였는가를 기술해야 한다. 인허가 신청자는 모의제어반이 조치계획 항목 II.K.3.54는 물론 이 조치계획에 기술된 조치사항을 수행할 수 있는 필요한 능력을 갖고 있다는 것을 입증하기 위해 미국 원자력규제위원회에게 필요한 정보를 제공해야 한다.

인허가 신청자는 건설허가를 발급받기 전에 이 요건을 어떻게 만족시키는가에 대한 일반적 사항을 제출하여야 한다. 운영허가서 발급 전 이 요건들이 적절하게 이행되었다는 합리적 증거를 제시하는 충분한 자료가 제출되어야 한다.

반영 내용

NUREG-0933 “일반적인 안전성 문제 우선순위”에 언급된 것과 같이 이 항목에 대한 모든 현안은 미국 원자력규제위원회에 의해 법률로 공포된 10 CFR 55.45, 규제지침서 1.149 개정 2(1996. 4), 개정 1(1987. 4) 및 개정 0(1981. 4)으로 해결되었다.

신한울 1,2호기는 규제지침서 1.149의 취지를 따른다.

I.B.1.2 운영허가 신청자의 기구 및 관리개선 평가

조치사항

NUREG-0660은 미국 원자력규제위원회가 운영허가 발급 전에 운영허가 신청자의 기구 및 관리능력에 대한 평가를 수행토록 요구하고 있다. NRR은 규제초안을 작성하게 되어 있고 검사시행국(Office of Inspection and Enforcement)은 내부검토팀을 관리하게 되어 있다. 이 팀의 확인 사항들은 각 운영허가 신청자 설비에 대한 안전성평가 보고서에 반영하게 되어 있다.

1980년 1월 ~ 1980년 7월 사이에 6개의 운영허가 신청자(Sequoyah, North Anna 2, Salem 2, Diablo Canyon, McGuire 및 Farley 2)가 평가되었으며 추후에 Zion, Indian Point 및 TMI-1도 평가되었다.

전반적인 검토 책임의 일환으로 NRR은 다른 운영허가 신청자에게도 동일한 검토를 하기로 되어있다.

반영내용

NUREG-0933에 나타난 바와 같이, 상기사항은 해결되었으며 새로운 요구사항은 없다. 그렇지만 신한울 1,2호기에서는 이 항목과 관련하여 미국 내에서 구성된 발전소내의 검토 그룹의 역할은 발전소원자력안전위원회(PNSC) 및 공학적·기술적 지원부서에서 수행한다.

구체적인 내용은 13.4절 및 운영기술지침서 제3편 1.2절에 기술되어 있다.

I.C.1 사고분석 및 절차서 개정 단기조치

조치사항

상기 항목의 목적은 발전소 정상운전, 과도현상 및 사고 시 발전소 운전원의 조치가 기술적으로 정확하고 쉽게 이해될 수 있음을 보증하기 위하여, 사고 복구 절차서의 품질을 향상시키기 위한 것이다. 발전소 운전, 행정, 정비, 시험 및 점검사항에 영향을 미치는 절차서의 양식 및 전반적인 내용이 포함되어야 하며 4개의 부분으로 구성되어 있다.

- I.C.1 (1) 소형 냉각재상실사고
- I.C.1 (2) 부적절한 노심냉각
- I.C.1 (3) 과도현상 및 사고
- I.C.1 (4) 선택된 과도현상의 확인분석

반영내용

신한울 1,2호기는 I.C.1(1),(2),(3) 요건을 만족시키기 위해 비상운전절차서를 개발한다. NUREG-0933에 나타난 바와 같이 I.C.1.(4)는 해결되었으며 더 이상의 새로운 요건은 없다.

I.C.2 교대근무 인수인계 절차서

조치사항

발전소 교대근무 인계는 다음 교대근무조가 근무를 시작하기 전에 중요 발전소 운전상황 정보 및 계통 가능성에 대해 인지할 수 있도록 확실히 해야 된다.

반영내용

신한울 1,2호기는 상기 요건을 준수한다.

I.C.3 발전부서장의 책임강화

조치사항

미국 원자력규제위원회는 발전사업 운영자 및 신청자에게 주제어실 내 타 발전소 관리요원들과 관계되는 발전부서장의 명확한 명령결정 권한과 명령계통을 확립하기 위하여 의무, 책임 및 권한사항을 검토하고 필요 시 절차서를 개정하도록 요구하고 있다. 이들 문서는 발전소 안전운전에 대한 발전부서장의 일차적인 관리책임 사항을 강조한 것이다. 발전부서장의 훈련 프로그램은 발전소 안전운전을 확실히 하기 위하여 발전부서장의 관리기능 및 발전소 안전운전의 책임을 강화, 강조하기 위해 필요하다.

반영내용

신한울 1,2호기는 발전부서장의 의무에 대한 상기 요건을 준수한다.

I.C.4 주제어실 출입통제

조치사항

1979년 9월 13일, 9월 27일, 10월 10일, 10월 30일, 11월 9일 발행된 미국 원자력규제위원회 서신에서 발전소 비상사태 시 발전소 주제어실 출입통제, 종사자의 권한과 책임 및 주제어실 내 분명한 권한과 책임이 NUREG-0578의 항목 2.2.2.a에 따라 수립되도록 요구하였다.

반영내용

신한울 1,2호기는 주제어실 출입통제에 대한 이 항목의 취지를 준수한다. 본 조치사항에 대한 준수내용은 13.5절에 기술되어 있다.

1

I.C.5 운전, 설계 및 건설경험 반영을 위한 절차서

조치사항

인허가 신청자는 신청자 건설조직 내, 외부로부터 발생하는 적용 가능한 중요 산업경험들이 적절한 시간 내에 발전소 설계 및 건설에 어떠한 방법으로 반영되는가를 기술하고 운전, 설계 및 건설경험에 대한 행정절차를 기술하는 설명서를 제출해야 한다.

인허가 신청자는 아래 요구사항을 어떻게 준수할 수 있는지에 대한 일반적 사항을 제출해야 한다. 이들 절차는 아래사항을 포함, 준수해야 한다.

가. 중요 정보의 확인 및 검토를 위한 조직책임이 명확히 명시되어야 하며 발전소 설계 및 건설에 이를 적절히 반영하여야 한다.

나. 적용 가능한 중요 경험사항을 반영하는데 필요한 행정 및 기술적인 검토과정

Intentionally
Blank

을 명시해야 한다.

다. 이러한 경험들로부터 얻을 수 있는 다양한 부류의 정보에 대해 수령자들을 확인하고 그와 같은 정보가 수령자들의 업무기능과 연관을 가질 수 있는 수단이 제시되어야 한다.

라. 인허가 신청자 및 그 계약자는 발전소 종사자가 전반적인 업무성능 및 효율로부터 벗어나게 하거나 정보의 우선순위를 저해하는 방대한 양의 무관계하고 중요하지 않은 경험 정보자료를 일상적으로 수령하지 않도록 해야 한다.

마. 인허가 신청자 및 계약자에게 반영을 위한 해결방안이 도출될 때까지 서로 반대되는 정보를 확인키 위해 적절한 점검을 수행해야 한다.

바. 경험반영 프로그램이 모든 과정에서 적절하게 반영되고 있는지를 확인하기 위하여 중간감사를 해야 한다.

이 요건이 건설허가 및 제작인가 발급 이전에 적절히 이행될 수 있다는 합리적인 보증을 제공할 수 있는 충분한 상세자료로 제출해야 한다.

반영내용

한수원 또는 대리자는 발전소 안전성에 영향을 미치는 정보, 미국 원자력규제위원회 전력용원자로사건, NRC Bulletins 및 Information Notices, INPO/NSAC 중요원전운영경험보고서(SOER)를 포함한 여러 경로의 정보를 한수원 절차서에 따라 일상적으로 검토한다. 이들 검토로부터 도출된 발전소 설계 및 운전 개선을 위한 권고사항들은 주기적으로 한수원에 보고된다.

또한, 원자력안전위원회고시 제2018-3호(원자력이용시설의 사고, 고장 발생시 보고, 공개규정)에 따라 보고. 공개규정에 해당하는 사건에 대한 운전경험을 한수원절차서에 따라 검토한다.

I.C.6 적절한 운전조치 확인

조치사항

이 요건은 발전소 정상운전의 질을 향상하고 인적 실수를 방지하기 위하여 적절한 발전소 운전조치를 보증할 수 있도록 운전절차서를 검토하고 필요 시 개정할 것을 요구한다. 상기 절차서로 사고를 유발하는 상황의 발생빈도를 줄일 수 있다.

이러한 확인시스템은 자동 계통상태 감시, 운전 및 유지보수업무에 대한 독립적인 인적확인을 포함할 수 있다.

반영내용

신한울 1,2호기는 이 요건의 취지를 준수한다. 신한울 1,2호기 설계에는 행정통제와 함께 자동 계통상태 감시기능을 포함한다.

I.C.9 절차서 개선 장기계획

조치사항

인허가 신청자는 건설에서 운전으로 이르기까지 발전소 절차서를 개선토록 현재의 노력을 확장 및 종합하기 위하여 프로그램 계획을 기술하여야 한다.

프로그램의 범위는 비상운전절차서, 신뢰도 분석, 인간공학, 위기관리 및 운전원 훈련을

Intentionally
Blank

포함한다.

인허가 신청자는 가능한 정도까지 INPO 및 타 산업그룹과 협조될 수 있도록 해야 한다.

인허가 신청자는 건설허가 발급 전 어떻게 요구조건이 만족되는가를 제출하여야 한다. 운영허가 발급 전에 이 요건이 적절히 이행될 수 있다는 합리적인 보증을 제시할 수 있는 충분하고 상세한 자료가 제출되어야 한다.

반영내용

NUREG-0933에서 보인 바와 같이 미국 원자력규제위원회는 절차서 개선을 위한 장기 프로그램을 개발했다. 본 I.C.9 요건 중 비상운전절차서에 관련된 부분은 NUREG-0737, Supplement 1의 I.C.1을 따르도록 하였다. 이 요건들은 현재 표준심사지침서 13.5.2(개정 1)와 부록(개정 0)에 1985년 7월부터 포함되어 있다. I.C.9 요건의 나머지 사항은 1985년 6월 추가 요건 없이 해결되었다.

신한울 1,2호기는 이 조치사항이 반영된 표준심사지침 13.5.2절의 취지를 따른다. 관련사항이 13.5.2절에 기술되어 있다.

I.D.1 주제어실 설계검토

조치사항

신청자들은 건설허가 검토시에 일반적으로 요구되는 수준의 예비 설계정보를 제출해야 한다. 신청자들은 선정된 설계개념 및 뒷받침하는 설계기준을 열거함으로서 인간공학 원리를 반영한 주제어실 설계의 접근 방법에 대한 일반적인 사항을 제출해야 한다. 전통적인(1960년대 기술) 설계를 약간 수정한 것은 용인되지 않는다. 신청자들은 또한 이 설계개념이 실행 가능하고 기술적으로 가능한지와 운영허가 보증에 앞서 이 요건들이 적절히 이행될 수 있다는 합리적인 확신이 있음을 증명해야 한다. 신청자들은 건설허가나 제작인가의 발급에 앞서 인간공학 원리를 반영한 주제어실 설계를 할 것임을 보증하여야 하며 제작을 통보하거나 제작된 주제어반과 주제어반 배치의 수정을 통보하기 전에 검토를 위한 설계정보를 제출해야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 따르며, 상세내용은 18.2절에 기술되어 있다.

| 1

I.D.2 발전소 안전변수지시콘솔

조치사항

신청자는 NUREG-0696에 수록된 발전소 안전변수지시콘솔 설계를 위하여 미국 원자력 규제위원회 요건들을 만족시키는 방법을 기술하여야 한다. 제어반은 운전원에게 발전소의 안전상태를 나타내고 주요 발전소 변수들과 요구되는 자료 추이의 전범위를 나타낼 수 있고, 공정한계가 초과되거나 한계에 이르는 때를 나타낼 수 있는 최소한의 변수 세트를 제공하여야 한다. 신청자는 가능한 범위 내에서 건설허가 검토단계에서 정상적으로 필요로 하는 수준의 예비 설계정보를 제시하여야 한다. 신청자는 새로운 설계 적용시 선정된 설계개념, 설계기준 및 요구조건을 상세히 기술함으로써 요건을 만족시키는 접근방식에 대한 일반적 설명을 하여야 한다. 또한, 신청자는 설계 개념이 기술적으로 구현 가능하고 최신의 기술수준을 만족하며, 운영허가 발급 이전에 요건이 적절히 이행됨을 보여야 한다.

반영내용

NUREG-0696의 요건에 따라 비상대응설비의 일부로 안전변수지시평가계통(SPADES+)이 구현되어 있다. 안전변수지시계통의 요건을 수행하는 안전변수지시평가계통은 정상, 비정상 및 비상 운전시 운전원이 발전소 안전상태를 판단할 수 있도록 주요 변수들을 신속, 정확하게 제공하며, 각각의 안전기능이 허용치를 만족하지 못하는 경우 경고 발생한다. 본 조치사항의 준수내용은 7.7.1.7.7절 및 18.2.8절에 기술되어있다.

1

I.D.3 안전계통 상태감시

조치사항

신청자들은 설계가 미국 규제지침서 1.47 “원자력발전소 안전계통에 대한 우회 및 운전 불능 상태표시”를 따르는 방법을 설명해야 한다. 신청자들은 건설허가 검토시에 일반적으로 요구되는 수준의 예비설계 정보를 가능한 범위까지 제출해야 한다. 새로운 설계가 도입되는 부분에 대하여는 신청자들은 선정된 설계개념 및 이를 뒷받침하는 설계기준을 기술함으로써 요건을 충족시키기 위한 접근방법에 대한 일반적인 사항을 제출해야 한다. 인허가 신청자들은 또한 이 설계 개념이 실행 가능하고 기술적으로 가능한지와 운영허가 발급에 앞서 이 요건들이 적절히 이행될 수 있다는 합리적인 확신이 있음을 증명해야 한다.

반영내용

본 조치사항의 준수내용은 7.1.2.19절, 7.5.2.6절, 7.7.1.5절 및 8.3.1.2.11에 기술되어 있다. 규제지침서 1.47의 준수 내용은 1.8절의 표 1.8-1에 기술되어 있다.

2

I.F.1 품질보증 확대 적용

조치사항

건설허가 및 제작인가 발급 전 인허가 신청자는 원자로 시설 등의 기술기준에 관한 규칙, 규제지침서 1.29 및 10 CFR 50 부록 A에 정의된 안전설계에 영향을 미치는 모든 항목 및 활동을 포함하도록 품질보증 목록을 확대 적용하여 품질보증프로그램을 개정하여야 하며 개정된 품질보증 프로그램이 이러한 모든 항목 및 활동에 적용되도록 제출해야 한다.

반영내용

이 항목은 미국 원자력규제위원회의 추가요건 발행 없이 해결되었다. 따라서 본 조치사항은 신한울 1,2호기에는 적용되지 않는다.

I.F.2 구체적인 품질보증기준 개발

조치사항

인허가 신청자는 TMI-2 사고 검토로 도출된 품질보증 프로그램의 변경을 기술하여야 한다. 추가로 인허가 신청자는 아래 사항을 토대로 품질보증프로그램의 확립을 포함한 조치계획 항목에 관련한 사항들을 기술하여야 한다.

- 가. 실제로 업무를 수행하는 책임조직과는 별도로 점검기능을 수행하는 조직의 독립성을 보장
- 나. 건설현장에서 품질관리 및 품질보증의 기능이 최대로 수행될 수 있도록 조치
- 다. 건설에 관련한 절차서에 대해서 품질보증 종사자가 품질 면에서 일치성을 검토
- 라. 품질보증프로그램의 요구사항을 결정하는 기준 확립
- 마. 품질보증 및 품질관리(QC) 담당자의 자격요건 확립
- 바. 품질보증 담당자의 의무 및 책임사항에 비례하는 품질스텝 구성
- 사. 준공(As-built) 서류의 유지보수절차서 확립
- 아. 설계 및 분석활동에 품질보증 역할 부여

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

인허가 신청자는 건설허가 및 제작인가 발급 전에 이러한 사항들이 반영된 개정된 품질보증프로그램을 제출하여야 한다.

반영내용

NUREG-0933에서 기술한 바와 같이, 상기 사항에 대한 미국 원자력규제위원회의 목적은 발전소 설계, 건설 및 운전에 관련한 품질보증프로그램을 향상시키기 위한 것이며 발전소 설계, 건설 및 운전은 발전소 안전에 대한 중요도에 비례하여 좀 더 확실히 수행하기 위한 것이다.

I.F.2(2), I.F.2(3), I.F.2(6), I.F.2(9)가 표준심사지침 17장 1981년 7월 개정본에 반영되었으며, 잔여 I.F.2 항목은 미국 원자력규제위원회에 의하여 낮은 우선순위로 분류되었다.

I.F.2에 대한 신한울 1,2호기의 준수내용은 건설에 관한 품질보증계획서와 운전에 관한 품질보증계획서에 기술되어 있다.

II.B.1 원자로냉각재계통 배기

조치사항

인허가 신청자는 노심냉각을 적절히 유지하기 위하여, 원자로냉각재계통의 고점(high point)에서 비응축성 기체를 배기할 수 있는 설비를 갖추어야 한다. 본 설비는 주제어실에서 운전 가능해야 하고 설비의 운전으로 인하여 원자로 냉각재상실사고 가능성이 증가하거나 원자로건물 건전성이 상실되지 않도록 하여야 한다. 가능한 한 인허가 신청자는 건설허가 검토단계에서 필요한 예비설계자료를 제공해야 하며 새로운 설비가 추가되는 경우에는 설비에 대한 설계개념 및 설계기준과 관련 설계 내용을 제공함으로써 상기 요건을 만족하고 있음을 보여야 한다. 또한, 인허가 신청자는 설계개념이 현재의 기술수준 하에서 기술적으로 타당하며, 상기 요건에 대하여 운영허가서 발급 이전에 적절히 이행할 것임을 입증해야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항을 만족하기 위하여 안전감압배기계통이 설치되며 동 계통에 대한 상세 내용은 6.7절에 기술되어 있다.

II.B.2 사고시 접근필수구역으로의 접근성 및 안전기기의 보호를 위한 발전소 차폐

조치사항

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

인허가 신청자는

가. 사고 결과로 TID-14844 방사선원을 함유하게 될 계통 주변에 대해 방사선 차폐 설계 검토를 수행하여야 하며,

나. 방사선 환경 하에서 접근필수구역으로의 적절한 접근을 허용하며 안전기기를 보호하기 위해 필요시 발전소 설계변경을 수행하여야 한다.

인허가 신청자는 또 가능한 범위까지 건설허가 단계에서 통상 요구되는 정도의 설계자료를 일차적으로 제공하여야 한다. 새로운 설계가 고려될 경우, 인허가 신청자는 새로 설정된 설계개념과 그와 관련한 설계요건 및 기준을 상술함으로써 요구사항이 만족되고 있는 지를 보여야 한다. 인허가 신청자는 또한 설계개념이 현재의 기술수준 하에서 기술적으로 타당하며 상기 요건에 대하여 운영허가 발급 이전에 적절히 이행할 것임을 입증하여야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항을 준수하며, 사고시 접근필수구역으로의 접근이 가능토록 하고 안전기기를 보호하기 위한 발전소 차폐설계는 12.3절에 기술되어 있다.

II.B.3 사고 후 시료채취

조치사항

인허가 신청자는 원자로냉각재 및 원자로건물 공기시료채취계통과 방사학적 스펙트럼 및 화학분석 설비의 설계를 검토하여야 하며, 발전소 종사자가 최대 전신 0.05 Sv 또는 수족 0.75 Sv의 방사선량에 피폭되지 않으면서, TID-14844 방사선원을 포함할 수 있는 원자로 냉각재계통과 원자로건물 공기시료를 채취해서 분석할 수 있도록 발전소 설계를 변경해야 한다. 분석되고 정량화될 물질에는 노심 손상 정도를 나타내는 방사성 핵종(불활성 기체, 요오드, 세슘 및 비휘발성 동위원소), 원자로건물 내의 수소농도, 용존 기체, 염화물 및 붕소농도가 포함된다. 인허가 신청자는 건설허가 검토중에 예비 설계정보가 요구되는 단계에서 예비 설계정보를 가능한 범위까지 제출해야 한다. 새로운 설계가 도입되는 부분에 대하여 인허가 신청자는 설정된 설계개념과 설계기준을 제시함으로써 상기 요건을 만족하고 있음을 보여야 한다. 인허가 신청자는 또한 설계개념이 현재의 기술수준 하에서 기술적으로 타당하며 상기 요건에 대하여 운영허가 발급 이전에 적절히 이행할 것임을 입증하여야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항을 준수하며, 그 준수내용은 9.3.2절에 기술되어 있다.

II.B.4 노심손상 완화에 대한 훈련

조치사항

인허가 신청자는 원자로 노심이 심각하게 손상되었을 때 사고를 완화 또는 통제하는 계통 및 기기 사용 방법을 가르치는 훈련프로그램 개발이 요구된다.

반영 내용

신한울 1,2호기 교육훈련 프로그램은 이 항목이 요구하는 훈련내용을 포함한다.

1

Intentionally
Blank

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

II.B.8 손상노심사고에 대한 법제화

조치사항

인허가 신청자는

가. 발전소 고유의 확률론적위험도평가를 수행하고 그 결과를 설계에 반영하여야 한다. 수행계획은 위험도 평가계획이 설계 진행에 따라 계통설계에 반영되도록 계획되었는지를 보여주는 일정을 포함해야 한다. 이 평가는 건설허가 발급 후 2년 내에 미국 원자력규제위원회에 제출되어야 한다. 이 연구결과 및 미국 원자력규제위원회의 검토를 통하여 노심손상 위험감소에 적용되어질 구체적인 방지조치와 완화조치를 결정하게 된다.

고려되어야 하는 방지설비는 확률론적위험도평가 연구로부터 도출되는 기능요건 및 기준에 따라 추가되는 잔열제거계통이다.

위원회의 목적은 확률론적위험도 평가를 통하여 노심신뢰성 향상 및 원자로건물 열제거계통을 개선하고 이것이 발전소에서 과도한 영향을 미치지 않는다는 것을 보이는데 있다. 인허가 신청자는 이 목적에 맞는 조치를 취하여야 한다.

나. 지름 3 ft 크기의 관통부와 동등한 1개 또는 그 이상의 전용 관통부를 원자로건물 설계시 확보하여야 한다. 이는 원자로건물여과배기계통과 같이 원자로건물 파손을 예방하기 위한 계통을 설치하기 위한 것이다.

다. 100 % 핵연료 피복재와 냉각재의 반응에 의한 수소 발생량을 제어할 수 있는 수소제어계통을 설치해야 한다. 건설허가 단계에서는 이 항목의 마. 항에서 평가되는 잠정적인 계통에 대한 예비 설계정보로 충분하다. 수소제어계통 및 관련 계통은 아래 사항에 대한 합리적인 확증이 있어야 한다.

- 1) 100 % 핵연료 피복재와 냉각재의 반응에 의한 수소 발생량에 대해서는 원자로건물 내에 균일한 수소농도가 10 %를 넘지 않아야 하며 사고 후의 수소폭발을 방지하여야 한다.
- 2) 가연 농도의 국부적 수소집적으로 인하여 원자로건물 건전성이나 사고완화 설비의 적절한 기능을 상실케 하는 의도치 않은 수소 연소 또는 폭발을 초래하지 않도록 하여야 한다.
- 3) 수소제어계통의 작동에 의해 생성되는 환경조건들을 포함하여 100 % 핵연료 피복재와 냉각재의 반응에 의한 수소 발생의 환경조건 하에서 발전소

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

안전정지 및 원자로건물 건전성 유지에 필요한 기기는 그 안전기능을 수행하여야 한다.

- 4) 수소제어를 위한 선택 방법이 사고후불활성기체주입계통인 경우, 동 계통의 부주의한 작동이 발전소 운전중 일어나지 않도록 하여야 한다.

라. 건설허가 단계에 통상적으로 필요한 수준까지의 예비 설계정보를 제공하여 아래 사항을 입증해야 한다.

- 1) 원자로건물 건전성은 100 % 핵연료 피복재와 냉각재 반응에 의한 수소방출과 수소연소 또는 불활성기체주입이 수반되는 사고시에도 유지되어야 한다(즉, 수소연소하중 및 자체하중만을 고려하여, 강제 원자로건물에 대하여는 불안전성 평가를 제외하고 ASME 코드, Division 1, Subarticle NE-3220, Service Level C 요건을 만족하여야 하며, 콘크리트 원자로건물에 대하여는 ASME 코드, Division 2, Subarticle CC-3720, Factored Load Category 요건을 만족하여야 함).

최소한 각 원자로건물 형식에 대한 상기 코드요건은 자체하중 및 45 psig의 내부 압력의 조합에 대해 만족된다. 상기 요건을 근소하게 미달하는 경우 타당한 이유가 제시된다면 허용될 수 있다. 또한 원자로건물 건전성을 유지하기 위해 필요한 계통들은 위 사고조건 하에서 그 기능이 수행됨을 증명하여야 한다.

- 2) 가) 사고후불활성기체주입계통(이산화탄소로 가정)을 설치하는 경우 동 계통의 부주의한 작동에 기인한 원자로건물 압력하중을 고려하여, 강제 원자로건물에 대하여는 불안전성 평가를 제외하고 ASME 코드, Division 1, Subarticle NE-3220, Service Level A Limits 응력한계를 초과해서는 안 되며, 콘크리트 원자로건물에 대하여는 라이너가 ASME 코드 Division 2, Subarticle CC-3720, Service Load Category에 명시된 변형한계를 초과해서는 안 된다.

나) 원자로건물은 강제 및 콘크리트 원자로건물에 대하여 탄산가스 불활성기체주입 결과로 계산된 압력의 각각 1.10배와 1.15배에 해당되는 시험 압력에 안전하게 견딜 수 있는 능력을 가져야 한다.

마. 본 항목의 다. 항에서 요구하는 조건을 만족시키는 대체 수소제어계통의 평가를 실시하여야 한다. 최소한 수소점화기계통과 사고후불활성기체주입계통을 고려하여야 한다. 건설허가나 제작인가 발행 후 늦어도 2년 이내에 평가를 완료해야 하며 아래 사항을 포함하여야 한다.

- 1) 고려하는 대체 계통의 손익계산 비교표
- 2) 본 항목의 다. 항의 요건 만족을 입증하기 위한 선택된 계통의 분석 및 시험자료
- 3) 선택된 계통의 기기, 기능 및 배치도에 대한 예비설계 설명자료

반영내용

1985년 8월 8일 미국 원자력규제위원회가 발간한 NUREG-1070 “기존 및 후속호기의 중대사고에 관한 정책성명” C.1절에는 “현재 가용한 자료에 근거하여 미국 원자력규제위원회는 기존호기가 공공의 건강 및 안전에 과도한 위험을 초래하지 않으며 중대사고시 위험 때문에 기존 원전에 일반적인 법제화나 기타 규제변경을 위한 즉각적인 조치를 취할 현실적인 근거를 찾을 수 없었다고 결론지었다.”라고 기술되어 있다. 동 정책성명의 서론에서도 역시 “동 정책성명에 제시된 정책은 진행중인 중대사고 계획의 일부로서 인허가 조치를 위한 미국 원자력규제위원회의 연방규정, 표준심사지침, 기타 결정절차 및 기준을 개정할 예정이다.”라고 기술되어 있다.

한편, 미국 원자력규제위원회에서는 GL 88-20(IPE ; 중대사고 취약성에 대한 개별원전 안전성 평가)을 발행하여 가동중 원전에 대한 발전소 고유의 중대사고 취약성에 대한 체계적인 평가를 요구하였고, NUREG-1335(개별원전 안전성 평가 제출지침)를 발행하여 사업자보고서의 제출을 위한 양식과 내용에 대한 지침을 제공하였다.

위 가. 항의 조치사항과 관련하여 NUREG/CR-2300의 방법론에 따라 확률론적안전성평가(PSA)를 수행하여 중대사고 취약성을 평가할 예정이다.

나. 항의 조치사항과 관련하여, 신한울 1,2호기에서는 원자로건물여과배기계통 설치를 대비한 직경 3ft 크기의 전용관통부를 대체하여 중대사고시 원자로건물 과압 및 파손 방지 방안으로 비상원자로건물살수보조계통(Emergency Containment Spray Backup System, ECSBS)을 채택하였다. 비상원자로살수보조계통은 노심손상발생 이후 적절한 시점에 운전되어, 원자로건물 내부의 증기를 효과적으로 응축함으로써 원자로건물 건전성을 유지하고 핵분열 생성물 누출을 최소화 할 수 있다.

다. 및 라. 항의 중대사고시 수소제어관련 요건을 만족시키기 위한 중대사고설계는 FSAR 6.2.5 ‘원자로건물 내 가연성 수소제어’에 기술한 바와 같이 피동축대형수소재결합기와 수소점화기를 이용한 수소완화계통을 적용하고 있으며, FSAR 3.8.1 ‘콘크리트 원자로건물’의 표 3.8-2에서 기술한 바와 같이 중대사고시 수소연소하중을 중대사고 압력의 하나로 내진범주 I급 콘크리트 원자로건물 설계하중조합에 반영하고 있다. 신한울 1,2호기 중대사고 현상에 대한 안전성분석 내용은 6.2.7절에 기술된다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

II.D.1 시험요건(원자로냉각재계통 안전밸브)

조치사항

인허가 신청자 및 그 대리인은 정상운전, 과도상태 및 사고상태에서 예상되는 모든 유체 조건에 대하여 방출밸브와 안전밸브 및 압력방출밸브의 차단밸브에 대한 성능을 보증하기 위한 시험계획 관련 모델개발과 시험계획을 제시해야 한다. 정지불능예상과도사건(ATWS) 조건들도 이 시험계획에 포함되어야 한다. 정지불능예상과도사건 조건에서의 실제시험은 시험계획의 후속단계가 개발되기 전까지는 수행될 필요는 없다. 인허가 신청자는 건설허가 또는 제작인가 발급 이전에 시험요건 준수에 대한 개괄적인 설명을 제출하여야 한다. 운영허가 이전에 요건이 적절히 적용됨을 보증하는 상세한 설명이 제출되어야 한다. 인허가 신청자는 발전소에 II.D.1에 따라 수행되는 일반시험이 적용될 수 있음을 입증하여야 하고 필요에 따라 설계변경을 수행하여야 한다. 인허가 신청자는 건설허가 또는 제작인가 발급 이전에 이 요건을 준수할 것임을 약속하고 일반시험이 종료되거나 건설허가가 발급되는 시점 중 늦은 시점을 기준으로 6개월 이내에 시험결과가 발전소 설계에 어떻게 반영될 것인지에 대한 설명을 제출하여야 한다. 운영허가 발급 이전에 시험결과에 의한 요건들이 적절히 설계에 반영되는지에 대한 합리적인 보증을 위해 충분히 자세한 설명이 제시되어야 한다.

반영내용

요건에 대한 준수내용은 5.2.2와 5.4.13절에 기술되어 있다.

정지불능예상과도사건을 제외한 정상운전 상태와 과도상태 및 사고시 예상되는 유체조건 하에서의 밸브 운전성이 평가되었다.

II.D.3 방출밸브 및 안전밸브 위치지시

조치사항

인허가 신청자는 방출밸브 및 안전밸브의 위치가 제어실에서 직접 지시되도록 필요할 경우 설계변경을 수행하여야 한다. 인허가 신청자는 가능한 범위 내에서 건설허가 검토단계에서 정상적으로 요구되는 수준의 예비 설계정보를 제시하여야 하고 새로운 설계 채택 시 선택된 설계개념과 관련 설계기준 및 조건들을 자세히 기술함으로써 요건 만족을 위한 접근방식의 개괄적인 설명을 제시하여야 한다. 또한 인허가 신청자는 설계개념이 기술적으로 구현 가능하여 운영허가시까지 적절히 적용된다는 것을 보여야 한다.

반영내용

요건준수에 대한 사항은 5.2.5절, 7.5.1절 및 7.7.1절에 기술되어 있다. 각각의 가압기 파이프구동안전방출밸브에 대한 위치지시를 위하여 리밋스위치(Limit Switch)가 설치되고 누설감지를 위하여 안전밸브 후단 및 배수관에 온도계측기가 설치된다.

1

II.E.1.1 보조급수계통 평가

조치 사항

신청자는 다음 사항을 고려하여 보조급수계통을 재평가하여야 한다.

- 가. 운전원의 실수, 공통 원인, 단일점 취약성(single point vulnerabilities), 시험 및 보수 정지로부터 기인되는 잠재적 고장 등 다양한 주급수상실상태 하에서 보조급수계통의 고장 가능성을 결정하기 위하여 신청자는 사건수목(event-tree) 및 고장수목(fault-tree) 논리 기법을 사용하여 보조급수계통에 대한 신뢰도 평가를 수행하여야 한다. 평가 결과는 NUREG-0611 부록 III 및 NUREG-0635 부록 III에 수록된 보조급수계통의 고유 신뢰도 자료와 비교되어야 하며 상대적으로 낮은 신뢰도를 가진 발전소의 신청자는 낮은 신뢰도를 상기의 평균 신뢰도까지 향상시킬 수 있는 설계개선 방안과 이를 이행하기 위한 조치계획을 제시하여야 한다. 보조급수상실시 붕괴열을 제거하기 위한 주입-방출 모드에 사용되는 고압주입계통펌프를 갖추고 있지 않은 발전소의 신청자는 보조급수계통이 NUREG-0611 및 NUREG-0635에 제시된 타 보조급수계통과 비교하여 매우 높은 신뢰도를 갖고 있음을 입증하여야 한다.
- 나. 표준심사지침 10.4.9절의 허용 기준에 따라 보조급수계통에 대한 결정론적 검토를 완결하여야 한다. 본 요건은 건설허가와 관련된 검토시 표준검토절차서가 기준으로서 사용되지 않는 발전소에 적용된다.
- 다. 보조급수계통의 유량에 대한 설계기준 및 요건을 재평가하여야 한다. 신청자는 연구의 성격 및 수행 방법, 연구 완료 일자와 함께 연구결과를 최종 설계에 적용하기 위한 계획서 등을 제공하여야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항을 준수하였으며, 평가 결과는 10.4.9절에 기술되어 있다.

II.E.1.2 보조급수계통의 자동작동 및 유량지시

조치사항

가압경수형 원자력발전소의 인허가 신청자들은 주제어실에 보조급수계통의 자동/수동 작동상태 및 보조급수계통 유량이 지시될 수 있도록 해야 한다. 이 계통들은 안전등급이어야 하며 NUREG-0737에 열거된 조건들을 충족시켜야 한다.

인허가 신청자들은 건설허가 검토중에 예비 설계정보가 요구되는 단계에서 예비 설계정보를 가능한 범위까지 제출해야 한다.

새로운 설계가 도입되는 부분에 대하여는 인허가 신청자들은 선정된 설계개념 및 뒷받침하는 설계기준을 열거함으로써 조건을 충족시키기 위한 접근방법에 대한 일반적인 사항을 제출해야 한다. 인허가 신청자들은 또한 이 설계개념이 실행 가능하고 기술적으로 가능한지와 운영허가 보증에 앞서 이 조건들이 적절히 이행될 수 있다는 합리적인 확신이 있음을 증명해야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항을 준수하며, 준수내용은 7.3.1절, 10.4.9.2.4절 및 10.4.9.5.3절에 기술되어 있다.

| 1

II.E.3.1 자연순환을 위한 전원공급의 신뢰성

조치사항

인허가 신청자는 NUREG-0737에 명시된 적용요건을 만족시키기 위하여 가압기전열기의 전원공급과 관련 구동 및 제어전원 연계부분의 등급을 높여야 하며, 소내전원만 사용 가능한 상황에서 원자로냉각재계통을 고온대기상태로 유지하기 위한 절차서 및 훈련 과정을 수립하여야 한다.

인허가 신청자는 통상적으로 건설허가 단계에서 검토가 요구되는 것과 상응하는 수준으로 예비 설계정보를 제공해야 한다. 새로운 설계가 포함될 경우, 인허가 신청자는 설정된 설계개념과 관련 설계근거 및 기준을 명시함으로써 그 조건을 만족시키기 위한 접근 방식에 대한 검토사항을 제공해야 한다. 또한 인허가 신청자는 설계개념이 이미 개발된 최신기술로서 실행 가능하고 운영허가 발급 전에 그 요건이 적절하게 이행될 것이라는 합리적인 확신이 있다는 것을 증명하여야 한다.

반영내용

본 조치사항의 준수내용은 8.3.1.1.4절 및 8.3.1.1.2.5절에 기술되어 있다.

| 2

II.E.4.1 전용 관통부(수소재결합기)

조치사항

외부 수소재결합기를 설치하고자 하는 발전소 인허가 신청자는 단일고장을 가정하여 재결합기계통을 원자로건물 대기에 연결시킬 수 있도록 하기 위하여 다중의 전용 원자로건물 관통부를 마련해야 한다. 인허가 신청자는 건설허가 또는 제작인가 발급 전에 본 요건이 적절히 만족될 것임을 보이기 위한 상세설명을 제출해야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 원자로건물 내부에 설치되는 피동축매형수소재결합기를 적용하고 있어 원자로건물 관통부가 필요치 않기 때문에 동 조치사항에 해당되지 않는다. 피동축매형수소재결합기 적용내용은 6.2.5절에 기술되어 있다.

II.E.4.2 격리의 신뢰도

조치사항

원자로건물격리계통 설계는 표준심사지침 6.2.4절의 권고사항을 준수하여야 한다.

모든 발전소는 필수 및 비필수계통의 정의와 명시 그리고 필수계통 선정의 근거를 기술하여야 한다. 모든 비필수계통은 원자로건물격리신호에 의해 자동으로 격리되어야 한다. 규제지침서 1.141에 필수 및 비필수계통의 분류에 대한 지침이 포함되어 있다. 사고 후 상황에서 계측기라인을 제외한 모든 비필수관통부는 표준심사지침 6.2.4절에 명시된 것처럼 원자로 시설등의 기술기준에 관한 규칙 제 23조와 일반설계기준 54, 55, 56 및 57의 요건에 따라 2개의 연속된 격리방벽으로 구성되어야 한다. 격리는 자동으로 이루어져야 한다(운전원조치는 가정하지 않음). 수동밸브는 표준심사지침 6.2.4절에 정의된 것처럼 격리벽을 보증하기 위해 밀봉 차단되어야 한다. 비필수관통부의 모든 자동격리밸브는 다양성 격리신호를 받아야만 한다.

원자로건물 자동격리밸브의 제어계통설계는 격리신호 리셋으로 인해 밸브가 개방되지 않도록 설계되어야 한다. 원자로건물 격리밸브의 재개방은 운전원의 신중한 조치를 필요로 한다. 격리신호 리셋 이전에 모든 격리밸브를 수동으로 차단하는 행정적 규정은 이 요건을 준수하는 방법으로 허용되지 않는다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

여러 개의 원자로건물 격리밸브의 동시 재개방은 허용되지 않는다. 격리밸브의 재개방은 전기적 독립 및 다른 단일고장기준이 계속 만족된다면 밸브별(valve by valve) 또는 배관별(line by line)로 수행되어야 한다.

비필수관통부의 원자로건물 격리를 발생시키는 원자로건물 압력설정치는 정상운전 조건에 모순되지 않는 최저치로 낮춰져야 한다. 가동중인 유사발전소의 정상운전중 원자로건물 압력이력이 정상적으로 원자로건물 격리 발생을 위한 적절한 최소 압력설정치를 산정하는 기준으로 사용되어야 한다. 선정된 압력설정치는 정상운전시 원자로건물 최고(또는 예측) 압력보다는 충분히 높아서 압력감지기의 정확도에 기인한 추이 또는 진동오차로 인한 원자로건물 격리 오작동이 발생하지 않아야 한다. 예상되는 원자로건물 최대 압력에 1 psi(0.0703 kg/cm²)의 여유가 적절할 것이다. 1 psi(0.0703 kg/cm²)보다 큰 값일 경우 상세한 입증에 필요하다.

원자로건물에서 또 다른 계통으로의 통로를 가지는 모든 계통(예, 원자로건물 정화와 배기계통)은 안전등급의 고방사능신호에 의해 차단되어야 한다.

BTP CSB 6-4 또는 1979년 10월 23일자의 미국 원자력규제위원회 요원의 잠정지침의 운전성 기준을 만족시키지 못하는 원자로건물 배기밸브는 표준심사지침서 6.2.4절 항목 II, 3f에 명시된 것처럼 운전모드 1, 2, 3, 4 동안에는 밀봉 차단되어야 한다. 그리고 이 밸브들은 적어도 매 31일마다 차단상태가 확인되어야 한다.

인허가 신청자는 건설허가단계 심사시 통상적으로 필요한 정도의 예비 설계정보를 가능한 한 제공하여야 한다. 새로운 설계를 도입할 경우, 인허가 신청자는 설계개념 및 이에 대한 설계기준 관련요건을 만족시키는 일반적 접근방식에 대한 내용을 제공하여야 한다.

인허가 신청자는 상기 설계개념이 기술적으로 가능하여야 하고, 최신 기술이어야 하며, 운영허가 발급 이전에 관련요건이 합리적으로 보장됨을 보여야 한다.

반영 내용

본 조치사항의 준수내용은 6.2.4 및 7.3.1절에 기술되어 있다.

II.E.4.4 원자로건물퍼지

조치사항

인허가 신청자는 (1) 작업 피폭에 대한 합리적 도달 최소 피폭기준에 부합되도록 배기 시간을 최소화하여 설계된 원자로건물 퍼지능력을 제공하고, (2) 사고 압력에서의 퍼지 및 배기 격리밸브의 성능을 평가하고, (3) 밸브 운전성에 대한 미국 원자력규제위원회 잠정지침의

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

이행에 대해 기술하고, (4) 개정된 요건에 일치하는 절차 및 제한사항을 채택하고, (5) 사고 하에서 퍼지계통이 확실히 격리될 것이라는 보증을 제공하고 증명해야 한다.

인허가 신청자는 건설허가 단계의 검토에 통상적으로 요구되는 수준의 일차적인 설계정보를 제공해야 한다. 새로운 설계가 포함된 곳에 대해 인허가 신청자는 요건을 만족시키기 위한 접근 방법에 대한 전반적인 내용을 제공해야 하며, 사용된 설계 개념과 이를 뒷받침하는 설계근거 및 기준을 명시해야 한다. 인허가 신청자는 또한, 설계 개념이 기술적으로 실행 가능하고 최신 기술능력으로 요건들이 운영허가 발급 전에 정확하게 이행될 것임을 합리적으로 증명해야 한다.

반영내용

NUREG-0933은 II.E.4.4 (4)항에서 미국 원자력규제위원회로 하여금 출력운전기간 동안 원자력발전소의 원자로건물 퍼지에 따른 방사선학적 영향을 총체적으로 평가할 것을 요구했다. 이 평가의 결과 표준심사지침 6.2.4항 BTP CSB 6-4의 요건을 넘어서는 새로운 요건이 필요할 것으로 생각되었다. 그 뒤 미국 원자력규제위원회는 본 건을 낮은 우선순위 항목으로 규정했으며 그 뒤 새로운 요건 발행 없이 해결되었다. 미국 원자력규제위원회는 표준심사지침 6.2.4항과 BTP CSB 6-4 (개정 2, 1981년 6월)에 있는 밸브 운전성에 대한 지침이 적절한 것으로 판단하였다. 신한울 1,2호기는 표준심사지침 6.2.4항과 BTP CSB 6-4의 지침을 준수한다.

II.F.1 추가 사고감시 계측설비

조치사항

인허가 신청자는 제어실 내에 측정, 기록, 판독을 위해 다음에 대한 계측설비를 제공하여야 한다.

가. 원자로건물 압력

나. 원자로건물 재순환저장탱크 수위

다. 원자로건물 수소농도

라. 원자로건물 방사선 강도(고준위)

마. 모든 사고발생 가능지점에서 불활성 기체 방출

감시기에 대한 요건은 NUREG-0737에 명시되어 있다. 인허가 신청자는 모든 사고 및

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

사고발생 가능지점의 기체 방출물 중 방사능 요오드와 입자를 연속적으로 채취하는 설비와 분석 및 측정하는 소내설비를 마련해야 한다. 인허가 신청자는 가능한 범위 내에서 건설허가 검토단계에서 필요로 하는 수준의 예비설계 정보를 제시하여야 한다. 인허가 신청자는 새로운 설계 적용시 선정된 설계개념과 관련 설계기준 및 요구조건을 상세히 기술함으로써 요건을 만족시키는 접근방식에 대한 일반적 설명을 제시하여야 한다. 또한, 인허가 신청자는 설계개념이 기술적으로 구현 가능하고 최신의 기술수준을 만족하며 운영허가 발급 이전에 요건이 적절히 이행됨을 보증하여야 한다.

반영내용

본 조치사항의 준수내용은 7.5절 및 11.5절에 기술되어 있다. 안전변수지시평가계통은 NUREG-0737에 기술된 바에 따라 사고감시를 위하여 사용되는 변수들을 감시, 기록하는 기능을 제공한다.

II.F.2 부적절한 노심냉각에 이르는 조건들의 인식 및 복구

조치사항

인허가 신청자는 부적절한 노심냉각에 이르는 조건들을 원자로 운전원이 인식 및 복구하는데 사용되는 절차서를 개발하고 적용하는 계획을 기술하여야 한다.

인허가 신청자는 일차냉각재 포화측정 계측기, 원자로용기의 수위지시계, 노심출구열전대로부터 적절한 신호조합 등과 같은 부적절한 노심냉각을 명확히 나타내는 계측설비를 제어실에 설치하여야 한다.

인허가 신청자는 가능한 범위 내에서 건설허가 검토단계에서 통상적으로 필요로 하는 수준의 예비설계정보를 제시하여야 한다. 인허가 신청자는 새로운 설계 적용시 선정된 설계개념과 관련 설계기준 및 요구조건을 상세히 기술함으로써 요건을 만족시키는 접근방식에 대한 일반적 설명을 제시하여야 한다. 또한, 인허가 신청자는 설계개념이 기술적으로 구현 가능하고 최신의 기술수준을 만족하며 운영허가 발급 이전에 요건이 적절히 이행됨을 보증하여야 한다.

반영내용

주요변수지시 및 감시계통-P는 제어실의 운전원에게 부적절한 노심냉각에 관한 정보를 제공한다. 부적절한노심냉각에 관한 정보는 안전변수지시평가계통평가(SPADES+)으로 보내진다.

본 조치사항의 준수내용은 7.1.2절 및 7.5.1절에 기술되어 있다.

II.F.3 사고상태의 감시를 위한 계측설비(규제지침서 1.97)

조치사항

인허가 신청자는 정의된 설계기준과 미국 규제지침서 1.97, 개정 3에 따라 사고 중 및 사고 후의 발전소 변수 및 계통의 감시를 위한 계측설비를 채택하여야 한다. 요구되는 계측설비의 대부분에 대하여 설계는 이미 확립되었지만, 요건 중 일부는 최신설계 또는 아직도 개발되어야 할 설계를 포함할 수 있다.

새로운 설계가 도입되었을 경우 인허가 신청자는 선택된 설계개념을 명시하고 설계근거 및 기준을 제시 보완함으로써 요건을 준수하는 그들의 접근방법의 일반적 내용을 제출해야 한다. 인허가 신청자는 또한 설계개념이 기술적으로 타당하고 최신 기술 내에 있다는 것을 증명해야 하며 운영허가 발급 전에 그 요건들을 적절히 반영할 것이라는 합리적 확증이 있어야 한다.

반영내용

본 조치사항의 준수내용은 7.5절, 11.5절 및 7.5.2.5절에 기술되어 있고, 규제지침서 1.97의 준수는 7.1.2절 및 표 1.8-1에 기술되어 있다.

| 1

II.G.1 가압기 방출밸브, 차단밸브 및 수위지시계를 위한 전원공급장치

인허가 신청자들은 NUREG-0737에서 열거된 요건들을 충족시키기 위하여 가압기 방출밸브, 차단밸브 및 수위지시계를 위한 전원공급장치를 제공해야 한다. 수위지시계는 필수모선(vital buses)에서 전원을 공급받아야 하고, 비상전원으로의 동력 및 제어전원의 연결은 안전에 중요한 계통들에 적용되는 적절한 요건에 따라 검증된 기기를 거쳐야 하며 전력은 비상전원에서 받아야 한다. 인허가 신청자들은 건설허가 검토 중에 예비 설계정보가 요구되는 단계에서 예비 설계정보를 가능한 범위까지 제출해야 한다. 새로운 설계가 도입되는 부분에 대해서는 인허가 신청자들은 선정된 설계개념 및 뒷받침하는 설계기준을 열거함으로써 요건을 충족시키기 위한 그들의 접근방법에 대한 일반적인 사항을 제출해야 한다. 인허가 신청자들은 또한 이 설계개념이 실행 가능하고 기술적으로 가능한지와 운영허가 발급 이전에 이 요건들이 적절히 이행될 수 있다는 합리적인 확신이 있음을 증명해야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 전원동작 가압기방출밸브나 차단밸브가 없다. 가압기 수위지시계를 위한 계측제어 설비는 필수모선전원계통으로부터 전원을 공급받는다. 가압기 수위지시계에 대한 정보는 7.5.1절 및 표 7.5-1에 기술되어 있다. 계측제어설비에 대한 전원공급은 표 8.3.2-3에 기술되어 있다.

| 2

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

II.J.3.1 설계 및 건설에 대한 기구조직

조치사항

인허가 신청자는 설계 및 건설 활동들의 감시프로그램을 기술해야 한다. 특정 항목들이 언급되어야 하며 다음사항을 포함한다.

가. 발전소의 설계 및 건설 관리에 책임 있는 기구 및 관리구조

나. 인허가 신청자에 의해 관리를 받는 기술적 자원

다. 설계 및 건설의 상세 상호작용과 플랜트종합설계자 및 핵증기공급설비공급자 간의 연계업무를 통합관리하기 위한 인허가 신청자의 방침

라. 과도상태운전을 취급하는 제안된 절차서

마. 절차서들의 준비 및 이행을 포함한 설계 및 건설중 인허가 신청자에 의해 실행되는 고위 경영관리 정도 및 기술적 조정

초안 NUREG-0731 “인허가 신청자 경영구조 및 기술적 자원에 대한 지침”은 이 업무에 대한 지침들의 유사개발을 위한 주요 요지이다. 그러므로 NUREG-0731의 주요 적용요소들은 이 업무를 취급하기 위해 건설허가 및 제작인가 인허가 신청자들에 의해 사용되어야 한다.

인허가 신청자들은 건설허가, 혹은 제작인가 발급 전에 그 요건들을 적절히 이행한다는 합리적인 확신을 제공키 위해 상세한 정보를 제출해야 한다.

반영내용

이 항목은 NUREG-0933(1986. 12. 31 발행) 부록 6에 명시된 것과 같이 조치항목 I.B.1.1 “기구 및 관리 장기개선”에 기술된다. 이 항목에 대한 대부분의 쟁점들은 미국 원자력규제위원회의 새로운 요건 없이 해결되었으며 잔여 쟁점들은 규제지침서 1.8 “인원 선발 및 훈련”과 규제지침서 1.33 “품질보증계획 요건(운전)”에 따라 해결되었다.

II.K.3.25 교류전원상실이 펌프 밀봉에 미치는 영향

조치사항

인허가 신청자는 원자로냉각재펌프 밀봉 냉각기에 공급되는 냉각수 상실에 따른 영향을

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

평가해야 한다. 펌프 밀봉은 교류전원이 완전상실 되더라도 최소한 2시간 동안 견딜 수 있도록 설계되어야 한다. 밀봉 설계의 적합성이 입증되어야 한다.

반영내용

원자로냉각재펌프 밀봉의 건전성은 화학 및 체적제어계통에서 공급되는 원자로냉각재펌프 밀봉수에 의해 유지된다. 원자로냉각재펌프 밀봉수는 원심형충전펌프에 의하여 공급되며 충전펌프 2대가 사용 불가능한 경우에는 보조충전펌프를 사용하여 밀봉수를 공급할 수 있다. 소외전원이 상실되는 경우에는 원심형충전펌프와 보조충전펌프에 비상전원이 공급되기 때문에 원자로냉각재펌프 밀봉의 건전성을 유지할 수 있다. 또한 발전소정전사고가 발생하더라도 보조충전펌프에 대체교류전원용 디젤발전기를 통해 전원이 공급되기 때문에 원자로냉각재펌프에 밀봉수를 공급할 수 있다.

III.A.1.2 비상대응설비

조치사항

신청자는 비상기술지원실, 비상운영지원실 및 비상대책실에 대한 요건을 제시하며, 건설허가 검토단계에서 요구되는 수준으로 NUREG-0696 및 NUREG-0737 Supp.1에 따라 예비 설계정보를 제출한다. 새로운 설계개념이 도입될 때는 채택된 설계개념을 분석하고, 설계근거 및 그 기준을 제공함으로써 설계 타당성에 대한 전반적인 의견을 제시한다.

반영내용

비상대응설비는 비상기술지원실, 비상운영지원실 및 비상대책실로 구성되며, NUREG-0737 Supp. 1의 기능 요건을 만족한다. 각 설비에 대한 기능적 사항은 다음과 같다.

비상기술지원실

비상기술지원실은 비상시 발전소 운전원에게 발전소 운영과 기술적 지원을 제공한다. 비상기술지원실은 원자로 운전원이 원자로계통 운전에 직접 관련이 없는 부수적인 업무로부터 독립시키며 주제어실 내의 혼잡성을 감소시킨다. 또한 비상기술지원실은 비상대책실이 준비될 때까지 비상대책실에서 수행해야 할 기능을 대행한다.

비상기술지원실은 발전소 운영 지원을 위한 설비를 갖추고, 비상시에 기 선정된 전문요원이 상주하여 주제어실, 비상운영지원실, 비상대책실, 한수원 본사 및 한국원자력안전기술원에 각종 정보를 제공하는 소내통신센터이다. 비상기술지원실은 제어실로부터 적절한 도보 거리 내에 위치해야 하며, 보조건물 내에 각 호기 별로 설치되어 있다. 비상기술지원실은 최소 25명을 수용할 수 있는 공간을 확보하고, 자료계통 기기, 정보, 보수, 통신 장

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

비, VDU(Video Display Unit) 화면 재생 및 발전소 자료 저장을 고려하여 충분한 공간이 마련되어야 한다.

비상기술지원실에 대한 배치도는 1.2절에 기술되어 있다. 보조건물 내 위치하는 비상기술지원실은 발전소 수명기간 동안 예상되는 지진 및 강풍과 같은 악조건을 견딜 수 있도록 설계된다(구조적 설계에 대해서는 3.1절 참조).

비상기술지원실 공기조화계통은 주제어실 공기조화계통과 유사하며 9.4절에서 자세히 기술되어 있으며, 비상기술지원실의 거주성 또한 9.4절에 기술되어 있다.

비상기술지원실 설계에 반영된 인간공학 원리는 표시 형식, 정보, 입력자료 형태, 작업공간, 거주성, 조도, 유지 보수, 색상 등급, 표시문자 크기, 가시 거리, 기능적 그룹화 및 점멸 등을 포함하고 있다.

비상기술지원실용 후비전력 공급원은 비안전성관련 디젤발전기로서 운전은 이용률 요건을 만족시킬 수 있는 높은 신뢰성을 제공한다. 발전소 상황을 분석하기 위해 비상기술지원실에서 필요한 정보를 표시, 저장, 수집할 수 있는 기기를 갖추고 제어실 운전원에 의한 업무와 독립적으로 그 기능을 수행한다. 비상기술지원실 자료계통의 이용 가능한 자료는 제어실 비상운전에 지장을 주지 않고 완벽한 사고분석을 할 수 있도록 하고 규제지침서 1.97의 A, B, C, D 및 E 변수가 비상기술지원실에서 감시된다. 또한, 규제지침서 1.97에는 명시되어 있지 않은 안전변수지시계통 및 비상대책실 및 소외신호 전송을 위한 데이터에 포함된 감시기 자료 및 계산값들도 비상기술지원실에 표시된다.

비상기술지원실은 담당 요원에 의해 기술적인 분석 및 비상 상태의 기술적 분석 및 평가가 가능하도록 최근의 발전소 자료와 절차서를 보유하도록 한다.

비상운영지원실

비상운영지원실은 운전을 지원하는 요원이 상주하여 주제어실과 비상기술지원실과의 협조체제를 구축하고 관련 업무를 지원한다. 위치는 주제어실 및 비상기술지원실과 별도로 복합건물 내에 위치하며 주제어실, 비상기술지원실 및 비상대책본부와의 통신설비를 갖추어 비상시에 상호 지원할 수 있도록 한다.

비상운영지원실 통신계통은 주제어실 및 비상기술지원실 간에 전용전화와 발전소 내 .외 지역에 일반전화기로 구성되며, 음성통신 및 비상 무선통신을 이용하여 전화통신망 두절시 보완용으로 사용한다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

비상대책실

비상대책실은 한수원이 통제하고 운영하는 소외 지원실이다. 비상시 발전소 비상대책을 관리하고 방사학적 및 환경오염 문제에 대한 평가 및 일반 공중에 대한 보호조치를 수행하도록 하는 등 관계기관과의 협조 체제를 구축하기 위한 설비이다.

비상대책실의 위치는 방사능이 외부로 유출되었을 때에 그 기능을 적절히 수행할 수 있는 지역을 고려하여 선정한다. 비상대책실은 충분한 공간을 확보하되 요원의 작업공간, 기기설치공간, 유지보수시 필요한 공간, 통신장비 및 발전소 자료저장공간을 고려해야 한다. 자료처리 및 표시계통은 운전 및 정비 요원을 고려한 인간공학 원리를 적용하여 설계한다. 인간공학원리는 표시형식, 통신, 자료입력 특성, 작업공간, 설치성, 조도, 색깔 구분, 표시문자 크기, 가시거리, 기능적 그룹화, 점멸 및 경보 등을 포함한다.

비상대책실은 비상기술지원실, 주제어실, 한국원자력안전기술원, 한수원 본사, 지역 비상대책 관련 기관과의 상호협조체제를 구축할 수 있는 음성통신설비를 갖추고 있으며, 운전 이용률을 만족하고 높은 신뢰도를 제공할 수 있도록 충분한 후비전원을 제공한다. 비상대책본부는 발전소 상황을 판단할 수 있는 정보를 수집, 표시 및 저장할 수 있는 기기를 갖추고 있으며 주제어실 조치와 독립적으로 기능을 수행한다.

비상대책실의 전기기기는 어떤 안전성관련 전원의 신뢰성이나 제반 능력을 저하시키지 않아야 하고, 전력 공급원의 고장 또는 불안정 상태 하에서도 비상운전설비의 기능수행에 필요한 중요한 정보가 상실되지 않아야 한다. 전체 자료계통은 운전 이용률을 극대화할 수 있도록 설계된다.

발전소 정보처리계통은 비상운전설비 데이터계통 기능을 제공하며, 발전소 정보처리계통 및 관련 계측설비는 비상운전설비 데이터계통 이용률 결정에 포함된다. 발전소 전산기 사용으로 인해 비상운전설비에 공급된 모든 자료의 건전성이나 자료처리를 위한 소프트웨어의 보안성을 저하시키지 않도록 한다. 정보처리계통은 발전소 비상시에 소내·외 환경 오염상황을 정확히 평가할 수 있는 정보를 수집, 저장, 처리 및 표시 기능이 있어야 하고, 발전소 정상상태에 대한 정보들도 발전소 운영측면에서 필요하므로 비상대책실에 표시된다. 비상운전설비 자료는 방사선, 기상 및 기타 환경에 대한 데이터를 포함하되 최소한 미국 규제지침서 1.97에서 명시한 A, B, C, D, E 변수와 규제지침서 1.23 및 NUREG-0654의 기상 관련 변수를 표시한다. 발전소 사고원인을 분석하기 위해 최소한 사고 이전 2시간 동안의 데이터와 사고 이후 12시간 동안의 데이터가 기록되며, 감소된 시간주기(reduced time resolution)로 사고 후 최소 2주간의 데이터를 기록할 능력이 제공된다.

데이터 취득 및 표시를 방해하지 않고 보존데이터 저장 및 운영중인 기억장치와 보존 데이터 저장장치 사이에 데이터 이전 능력이 모든 비상운전설비 데이터를 위해 제공된다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

비상운전설비 요원이 주어진 업무를 원활히 수행할 수 있도록 충분한 자료표시장치가 설치되며, 비상시에 발전소계통의 동작상태, 방사능 오염 및 환경 상태를 판단할 수 있도록 관련 변수의 시간대별 추이가 제공된다.

표시장치는 데이터 요청, 조작 및 표시가 쉽게 수행되도록 설계된다. 표시장치는 다른 기능 그룹에 의해 정보의 재생이 용이하도록 설치된다. 안전변수표시계통 또한 비상대책실에 표시된다. 비상대책실에는 최신 발전소 기록, 절차서 및 비상조치계획서가 비치된다.

III.D.1.1 원자로건물 외부의 일차계통 냉각재 방사선원

조치사항

인허가 신청자는 사고에 따른 작업자와 인근 주민의 피폭 가능성을 최소화하고 초과 누설시에도 비상시 이용되는 계통의 사용을 방해하지 않는다는 목표 하에 원자로건물 외부의 일차 방사선원 함유계통을 검토하고, 누설 제어 및 측정, 과압방지 설계, 기체배기계통의 방출지점 설계 등을 검토하여야 한다. 사고에 따른 TID-14844 방사선원 물질을 함유하는(또는 함유할 가능성이 있는) 원자로건물 외부 계통의 설계에 있어서 누설 제어 및 측정 설비 설치, 초기시험 및 재시험 그리고 이 계통의 누설 저감을 위한 조치 등에 관한 방안을 제시하여야 한다.

이와 관련, 인허가 신청자는 건설허가 발급 이전에 원자로건물 외부 계통들로부터의 누설을 최소화시키는 방안에 대한 일반적인 내용을 기술하여 제출하여야 하며, 그 내용은 이러한 누설 최소화 방안 목적이 운영허가 이전에 만족될 수 있음을 보증할 수 있는 충분히 세부적인 것이어야 한다.

반영내용

종합누설시험

종합누설시험은 고준위방사능을 함유한 액체 및 기체를 잠재적으로 포함할 수 있는 계통 또는 계통의 일부분에 대하여 재장전주기에서 수행된다. 발전소 감시 및 절차는 다음과 같은 경우에 사용된다.

가. 적절한 배관이 요구된 주기 동안에 검사되도록 배관의 누설시험을 감시

나. 계통이 운전압력 또는 그 이상의 압력에서 시험되도록 누설시험 검사를 관리

다. 시험된 모든 배관이 적절히 가압되도록 계통을 배열

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

라. 압력감소 또는 보충시험에 필요한 기체 배관 확인

마. 누설검사 결과를 정량화

바. 시정조치 개시

가동중시험 수행중에 측정된 누설은 문서화되고 누설을 시정하기 위한 작업요청이 이루어진다. 이러한 작업요청은 최우선으로 지정될 뿐만 아니라 이 사항은 차후 누설을 감소시키기 위하여 ALARA 사항으로서 지정되어 진다.

시험대상 계통

원자로건물 외부에 있는 다음과 같은 계통의 배관은 과도기간 및 사고 후 고준위방사능을 함유한 액체 및 기체를 포함할 수 있으며, 종합누설시험에서 제외되는 일부 계통은 다음과 같다.

가. 정지냉각계통

나. 안전주입계통

원자로건물내재장전수탱크와 관련 배관은 사고중 비교적 정화된 봉산수를 안전주입펌프 및 원자로건물살수펌프로 제공하기 때문에 누설시험 대상에 포함되지 않는다.

안전주입탱크 충수배관은 안전주입탱크를 충수시키는 데 사용되기 때문에 제외되고 사고중에는 사용되지 않으며 고준위의 방사능을 띤 물로 오염되지 않는다.

다. 1차 및 공정시료채취계통

가압기 증기 및 밀림관 시료배관, 원자로냉각재 시료배관, 그리고 정지냉각 시료배관들이 포함된다. 원자로배수탱크로부터의 시료배관, 공학적안전설비 펌프실 수조, 그리고 원자로건물 공기시료배관이 포함된다. 이러한 시료배관들은 시료제어반까지 시험된다.

1차계통의 잔여시료계통 및 공정시료계통은 제외된다. 이 계통들은 정상적으로 격리되고 시료는 간헐적으로 이루어진다. 추가로, 관련 모든 배관은 1 in 이하이며, 대부분의 배관이 3/8 in에서 3/4 in 범위 내에 있다. 배관길이는 시료채취를 위해 최소화된다. 최대 누설확률이 존재하는 시료제어반 영역은 부

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

압이 유지된다. 또한 이 계통들은 발전소 정상운전중 화학부서에 의해 운전된다. 이러한 계통 특성을 고려할 때, 유량손실이 감지되지 않을 가능성은 매우 적다.

라. 방사성 배수계통

다음의 펌프들로부터의 케이싱 배수관이 시험에 포함된다.

- 1) 안전주입펌프
- 2) 정지냉각펌프
- 3) 원자로건물살수펌프

방사성배수계통의 나머지들은 시험에서 제외된다.

종합누설시험 허용기준

신한울 1호기가 전출력운전에 도달한 후, 한수원은 누설평가의 직접적인 결과로서 수행된 모든 예방정비 및 모든 기록된 누설보고서를 제출해야 한다. 이 보고서에서는 1주기 핵연료주기 동안 예방정비 형식의 시정조치를 수행하기 위한 기초로 활용되도록 전반적인 누설기준이 확인되어야 한다. 모든 정비 가능한 누설문제에 대한 업무요청을 발행하기 위한 계획서의 수행을 통하여 누설준위는 합리적으로 달성 가능한 한 낮게 유지된다. ALARA 사항을 표시하는 누설문제가 검토되기 때문에 누설기준은 시험을 통하여 더 많은 정보가 축적될수록 시간이 지남에 따라 개선된다. 따라서 누설을 합리적으로 달성 가능한 한 낮게 유지되도록 설계되는 새로운 변경사항과 신기술이 포함되도록 개정된다. 다시 말하면, 누설기준이 현재의 설계, 정비 및 운전기술에 근거한 합리적으로 방지할 수 있는 누설을 배제하도록 설계된다.

전반적인 누설기준은 2차 핵연료주기 개시 전에, 신한울 1호기 첫 번째 운전주기 동안에 얻어진 경험을 근거로 개정된다. 이러한 개정된 기준은 신한울 1호기 및 2호기에서의 장기누설감시계획에 대한 근거로서 이용된다.

초기 계통누설감시자료는 핵연료장전 이후 가동시험중에 취득된다. 이 기간중에 측정된 누설률은 핵연료장전 전에 수행된 것보다 더 좋은 기초를 제공한다. 가동전시험중에 측정된 누설률은 밸브밀봉에 대한 연속적인 조작, 밸브시트 연마 및 여러 가지 기계적 연결부의 개폐 때문에 운전중의 누설률을 반드시 대표하지는 않는다.

위에 기술된 계획의 수행은 초기누설감시가 실제의 운전조건 하에서 정확히 누설률을 지시한다는 것을 보증한다.

기타 누설시험

종합누설시험계획에 추가하여 모든 1, 2, 3등급 계통들은 5.2절과 6.6절에 기술된 KEPIC MO 요건에 따라 규정된 기간에서 누설시험을 수행한다. 그러므로 이러한 누설시험계획에서 제외된 1, 2, 3등급 계통들은 가동중검사 계획을 통해 누설 시험이 수행된다.

원자로건물 관통부를 구성하는 배관 및 기기들은 원자력안전위원회고시 제2018-5호(원자로격납건물 기밀시험에 관한 기준)에 따라 주기적으로 시험된다.

| 2

핵연료장전 전에 KEPIC MN(해외구매 품목은 ASME Sec. III)에 따라 건설된 모든 계통들은 계통설계압력의 125 %까지 수압시험을 수행한다. 기체계통의 경우, 계통설계 압력의 110 %에서 공압형태의 압력감소시험이 수행된다. 이 시험계획에 속한 모든 계통들은 가동전시험계획을 통하여 초기 발전소 가동 전에 시험된다. 이 시험 동안, 계통순시가 계통시험기술자에 의해 수행되어지고 이 기간에 발견된 누설 및 결함기기에 대한 부적격 사항이 문서화된다. 각각의 계통시험에 추가해서 고온기능시험 및 비상노심냉각 전유량 시험이 수행된다. 이러한 종합시험 동안 배관열팽창 검사 및 진동시험에 대한 추가적인 계통시험이 수행된다. 이 기간중에 발견된 부적격사항도 또한 문서화된다.

III.D.3.3 발전소 내 방사선감시

조치사항

인허가 신청자는 소내방사선 및 공기 중의 방사능 감시가 정상운전 및 사고시 광역 범위까지 측정에 적절한지 확인을 위해 설계를 검토해야 한다.

인허가 신청자는 가능한 정도까지 건설허가 단계의 검토시 정상적으로 요구되는 것과 일치되는 수준의 예비설계정보를 제출해야 한다.

새로운 설계가 도입되었을 경우 인허가 신청자는 선택된 설계개념을 명시하고 설계근거 및 기준을 제시 보완함으로써 요건을 준수하는 그들의 접근방법의 일반적 논의사항을 제출해야 한다. 인허가 신청자는 또한 설계개념이 기술적으로 타당하고 최신 기술 내에 있다는 것을 증명해야 하며 운영허가 발급 전에 그 요건들을 적절히 반영할 것이라는 합리적 확증이 있어야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항을 준수하며 준수내용은 11.5절 및 12.3절에 기술되어 있다.

III.D.3.4 주제어실 거주성

조치사항

인허가 신청자는 조치계획에 언급된 요건들이 발전소 설계에 반영되었는지를 검토해야 한다. 인허가 신청자는 TID-14844의 방사선원 방출을 초래하는 사고조건하에서 주제어실의 거주성에 문제점을 야기 시킬 수 있는 방사능 및 방사선의 잠재적인 경로에 대해 평가하여야 하고 이러한 문제점을 해소하는데 필요한 설계수단을 마련해야 한다.

인허가 신청자는 건설허가 또는 제작인가 발행 전에 본 조치사항의 요건을 어떻게 충족시킬 것인지를 제시해야 한다. 또한 인허가 신청자는 사전에 고려되지 않은 경로를 통해 주제어실이 오염되는 것을 방지하기 위한 설계 개선의 정도를 제시해야 한다. 인허가 신청자는 건설허가를 위한 검토 단계에서 통상적으로 요구되는 수준의 예비 설계정보를 가능한 범위 내에서 제공해야 한다. 새로운 설계가 이루어지는 경우, 인허가 신청자는 선정된 설계개념과 이를 뒷받침하는 설계기준을 제시함으로써 어떠한 방법으로 요건을 만족시키고 있는지를 보여야 한다. 인허가 신청자는 설계개념이 현재의 기술수준 하에서 기술적으로 타당하며 상기 요건에 대하여 운영허가 발급 이전에 적절히 이행할 것임을 입증하여야 한다.

반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항을 준수하며, 준수내용은 6.4절 및 15.6.5절에 기술되어 있다.

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1A-1

NUREG-0718, 개정번호 2 부록 B 항목 중 신한울 1,2호기에
적용되지 않는 조치사항

<u>번호</u>	<u>제 목</u>	<u>비고</u>
II.E.5.1	설계 평가	B & W ¹⁾
II.K.1.22	급수계통 작동 불능시 보조 열제거 계통의 작동을 위한 자동 및 수동 조치	B W R
II.K.2.9	종합제어계통의 평가 및 성능 향상	B & W ¹⁾
II.K.2.10	안전등급 원자로 안전정지	B & W ¹⁾
II.K.2.16	소외전력 상실 및 소형 냉각재상실사고시 원자로냉각재펌프 밀봉 파손 영향	B & W ¹⁾
II.K.3.2	PORV 격리계통의 안전성 평가	신한울 1,2호기는 PORV가 설치되지 않음
II.K.3.13	HPCI 및 RCIC계통의 시동 수위 분리	BWR
II.K.3.16	방출밸브의 고장 위험도 감하	BWR
II.K.3.18	ADS 논리 개조	BWR
II.K.3.21	저수위시 노심살수 및 LPCI계통의 재작동	BWR
II.K.3.23	중앙 수위 기록계	BWR
II.K.3.24	HPCI 및 RCIC계통의 공간 냉각 적합성	BWR
II.K.3.28	ADS 밸브의 축압기에 대한 점정	BWR
II.K.3.45	ADS 완전 개방 이외의 감압 장치 평가	BWR

1) Babcock & Wilcox 사가 제작한 원자로에만 적용

표 1A-2 (2 중 1)

TMI-2 조치사항 목록

<u>번호</u>	<u>제 목</u>	<u>비고</u>
I.A.1.1	교대근무조의 안전담당	13.1.3.1
I.A.1.2	교대근무조 구성	13.1.3.3
1A.2	TMI-2 조치사항 준수	N/A
I.A.2.1	원자로 조종사 및 원자로 조종감독자의 훈련 및자질향상	N/A
I.A.2.2	운전원의 자격과 훈련	N/A
I.A.2.3	면허소지 운전원의 훈련프로그램	N/A
I.A.3.1	운전원의 면허시험 범위 및 기준개정 - 모의제 어반 시험	N/A
I.A.4.2	훈련용 모의제어반 개선을 위한 장기대책	N/A
I.B.1.2	운영허가 신청자의 기구 및 관리개선 평가	13.4.3
I.C.1	사고분석 및 절차서개정 단기조치	N/A
I.C.2	교대근무 인수인계 절차서	N/A
I.C.3	발전과장의 책임강화	N/A
I.C.4	주제어실 출입통제	13.5
I.C.5	운전, 설계 및 건설경험 반영을 위한 절차서	N/A
I.C.6	적절한 운전조치 확인	N/A
I.C.9	절차서 개선 장기계획	N/A
I.D.1	주제어실 설계검토	18.2
I.D.2	발전소 안전변수지시콘솔	7.7.1.7.7, 18.2.8
I.D.3	안전계통 상태감시	1.8, 7.1.2.19, 7.5.2.6, 8.1.5.2
I.F.1	품질보증 확대 적용	N/A
I.F.2	구체적인 품질보증기준 개발	17
II.B.1	원자로냉각재계통 배기	6.7
II.B.2	사고시 접근필수구역으로의 접근성 및 안전기기 의 보호를 위한 발전소 차폐	12.3.1.7, 12.3.1.8, 12.3.1.9

표 1A-2 (2 중 2)

번호	제 목	비고
II.B.3	사고 후 시료채취	9.3.2
II.B.4	노상손상 완화에 대한 훈련	N/A
II.B.8	손상노심사고에 대한 법제화	6.2.7
II.D.1	시험요건(원자로냉각재계통 안전밸브)	5.2.2, 5.4.13
II.D.3	방출밸브 및 안전밸브 위치지시	5.2.5, 7.5.1, 7.7.1
II.E.1.1	보조급수계통 평가	10.4.9
II.E.1.2	보조급수계통의 자동작동 및 유량지시	7.3.1, 10.4.9.2.4, 10.4.9.5.3
II.E.3.1	자연순환을 위한 전원공급의 신뢰성	8.3.1
II.E.4.1	전용 관통부(수소재결합기)	6.2.5
II.E.4.2	격리의 신뢰도	6.2.4
II.E.4.4	원자로건물퍼지	6.2.4, 9.4.6.2
II.F.1	추가 사고감시 계측설비	7.5, 11.5
II.F.2	부적절한 노심냉각에 이르는 조건들의 인식 및 복구	7.1.2, 7.5.1
II.F.3	사고 상태의 감시를 위한 계측설비 (규제지침서 1.97)	7.5.2.5, 11.5
II.G.1	가압기 방출밸브, 차단밸브 및 수위지시계를 위한 전원공급장치	7.5.1, 표 7.5-1, 8.3
II.J.3.1	설계 및 시공에 대한 기구조직	N/A
II.K.3.25	교류전원상실이 펌프 밀봉에 미치는 영향	5.4.1, 9.3.4.3.2
III.A.1.2	비상대응설비	18.2.10
III.D.1.1	원자로건물 외부의 일차계통 냉각재 방사선원	16장 운영기술지침서 3.4절, 3.6절
III.D.3.3	발전소내 방사선감시	11.5, 12.3
III.D.3.4	주제어실 거주성	6.4, 15.6.5

1

부록 1B

후쿠시마 원전 사고 후속 개선 조치사항

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 1B - 후쿠시마 사고 후속 개선 조치사항

목 차 (2 중 1)

번 호	제 목	페이지
1B.1	개요	1B-1
1B.2	후쿠시마 사고 후속 개선 조치사항 반영내용	1B-1
1-1	지진 자동정지설비 설치	1B-1
1-2	안전정지유지계통 내진성능 개선	1B-2
1-3	원전부지 최대 지진에 대한 조사·연구	1B-2
1-4	주제어실 지진발생 경보창 등의 내진성능 개선	1B-2
2-2	방수문 및 방수형 배수펌프 설치	1B-3
2-3	원전부지 설계기준 해수위 조사·연구	1B-3
2-4	냉각해수 취수능력 강화 및 해일 대비 시설 개선	1B-4
3-1	이동형 발전차량 및 축전지 등 확보	1B-4
3-2	대체비상디젤발전기 설계기준 개선	1B-5
3-3	예비변압기 앵커볼트 체결	1B-5
3-4	스위치야드 설비 관리 주체 개선	1B-5
3-5	사용후연료저장조 냉각기능 상실시 대책 확보	1B-6
3-6	최종 열제거설비 침수방지 및 복구대책 마련	1B-6
3-7	옥외 설치 탱크 파손 대책 마련	1B-7
3-9	소방계획서 개선 및 협력체계 강화	1B-7
3-10	화재방호설비	1B-7
3-11	원전 성능위주 소방설계 도입	1B-8
4-1	피동형수소제거설비 설치	1B-8
4-2	격납건물 배기 또는 감압설비 설치	1B-8
4-3	원자로 비상냉각수 외부 주입 유로 설치	1B-9
4-4	중대사고 교육·훈련 강화	1B-10
4-5	사고관리전략 실효성 강화를 위한 중대사고관리지침서의 개정	1B-10
4-6	정지·저출력 운전중 중대사고관리지침서 개발	1B-11
5-1	원전인근 주민보호용 방사선방호장비 추가 확보	1B-11
5-2	다수호기 동시 비상발령 등 방사선비상계획서 개정	1B-11
5-3	장기 비상발령 대비 비상장비 추가 확보	1B-12
5-5	방사선 비상훈련의 강화	1B-12
5-6	장기전원상실시 필수 정보의 확보방안 강구	1B-13
5-7	보수작업종사자 방호대책 확보	1B-13
5-8	비상대응시설 개선	1B-14

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

목 차 (2 중 2)

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
5-9	방사선 비상시 정보공개 절차 개정	1B-14
5-10	비상계획구역 밖의 주민보호조치	1B-15
5-11	비상경보시설의 성능 강화	1B-15

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

부록 1B - 후쿠시마 사고 후속 개선 조치사항

표 목 차

<u>번 호</u>	<u>제 목</u>	<u>페이지</u>
표 1B-1	후쿠시마 원전 사고 후속 개선 조치사항의 목록	1B-16

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

1B.1 개요

후쿠시마 원전사고 후속 대책의 일환으로 시행된 국내원전 안전성 검토보고서에서 도출된 개선 조치방안들에 대한 설계 반영내용에 대해 기술한다.

1B.2 후쿠시마 사고 후속 개선 조치사항 반영내용

1-1 지진 자동정지설비 설치

개선 조치사항

일정 규모(0.27 g) 이상의 지진이 감지될 경우, 원자로가 자동 정지되도록 설비를 개선해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기에는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해, 안전정지지진에 근접하는 지진이 감지될 경우에 원자로를 자동 정지시킬 수 있는 지진원자로자동정지계통(Automatic Seismic Trip System : ASTS)을 설계하여 설치하며, 상세한 설명은 7.10절에 기술되어 있다.

지진원자로자동정지계통은 비안전계통으로 설계되며, 안전정지지진이 발생하는 사건 동안, 원자로 보호기능을 제공할 수 있도록 설계된다. 지진원자로자동정지계통은 지진 감지기를 사용하여 지진 가속도 준위를 연속적으로 감시하며, 지진 가속도 준위가 사전에 설정된 값을 초과할 때, 원자로 정지신호를 자동으로 발생시킨다.

지진원자로자동정지계통은 보조건물 바닥에 설치되는 4개의 ‘3축 가속도(triaxial accelerometer)’형 감지기(동적 측정범위: 125 dB보다 큼, 진동수 범위: 0.1 ~ 50 Hz) 모듈과 제어기, 무정전 전원설비(UPS), 유지보수 및 시험 패널, 기타 기기를 내장하는 1개의 캐비닛으로 구성된다.

지진원자로자동정지계통은 2개의 채널에서 2/4의 동시논리를 사용하여 원자로 정지신호를 발생시킨다.

디지털제어봉제어계통에 전원을 공급하는 전동기발전기세트에는 2대의 출력차단기가 있다. 이들 출력차단기가 원자로 정지를 위한 지진원자로자동정지계통의 작동 기기가 된다. 지진원자로자동정지계통의 원자로 정지신호에 의해 전동발전기세트의 출력차단기가 개방된다. 전동발전기세트의 출력차단기 2대가 모두 개방되면, 디지털제어봉제어계통으로 제공되는 전원이 차단되고, 제어봉이 낙하되어 원자로가 정지하게 된다.

지진원자로자동정지계통은 유지관리를 위해 규제지침서 1.12 및 ANS 2.2의 기술기준을 준용한다.

1-2 안전정지유지계통 내진성능 개선

개선 조치사항

설계기준 초과 지진에 대비하여 안전정지유지계통의 내진성능을 신형원전의 설계지진(0.3 g) 수준으로 보강하여야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 안전정지유지계통 내진성능을 0.3 g로 고려하여 설계되므로 개선 조치사항을 만족한다.

1-3 원전부지 최대 지진에 대한 조사·연구

개선 조치사항

국내에서 발생 가능한 최대 지진에 대해 전면 재검토 연구가 수행되어야 한다.

개선 반영내용

원전부지의 최대 지진에 대한 조사 및 연구는 역사지진 및 계기 지진목록 재평가, 지진지체 구조구 평가, 결정론적/확률론적 지진재해도 평가 등을 포함하여 국내 발생가능한 최대 지진에 대한 재검토를 수행하였다. 연구결과를 반영한 신한울 1,2호기 부지의 최대지반가속도를 평가한 결과, 0.2 g보다 작은 값으로 평가되어 안전성을 확보하고 있음을 확인하였다.

2

1-4 주제어실 지진발생 경보창 등의 내진성능 개선

개선 조치사항

주제어실 지진발생 경보창의 내진성능을 개선해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 일정수준 이상의 지진이 감지될 경우 관련 경보가 내진 1등급의 표시장치인 주요변수지시 및 경보계통-N의 평면표시기에 표시되도록 설계한다. 아울러, 주제어실 천장, 조명설비, 콘솔, 판넬, 프린터는 내진범

주 II로 설계하고, 주 제어실 내의 사무집기는 지진에 대비하여 적절히 고정한다. 주요 변수지시 및 정보계통-N의 검증에 대한 상세한 설명은 7.7.1.4.4절에 기술되어 있다.

2-2 방수문 및 방수형 배수펌프 설치

개선 조치사항

비상전력계통 및 주요 안전설비의 침수가능성에 대비하여 환기구 등 관통부의 침수 방호 조치를 포함하여 구조물에 내진 설계된 방수문 및 방수형 배수펌프가 설치되어야 한다.

개선 반영내용

방수문은 보조건물, 기기냉각수 열교환기건물, 1차측기기냉각해수 취수구조물, 대체교류 디젤발전기 건물 지상외벽의 침수기준 높이 내에 설치되는 외부분에 적용되며, 그 성능 기준은 다음과 같다.

- 침수기준 높이 : 부지고 +3m
- 수압기준 : 3m 정수압
- 누수율 : 0.1 ft³/min 이하
- 내진설계기준 : 0.3g

지상외벽에 설치되는 환기구를 포함한 모든 관통부는 부지의 침수기준 높이 상부에 설치함을 원칙으로 한다. 또한, 방수형 배수펌프는 이동형 배수펌프를 구비하여 원전본부 비상대응설비 통합보관고에 보관한다.

2-3 원전부지 설계기준 해수위 조사·연구

개선 조치사항

설계기준 해수위 평가시 사용된 입력자료에 충분한 보수성(지진공백역의 동시 거동, 슈퍼 태풍 등)을 고려하여 설계기준 해수위 조사·연구가 수행되어야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 이미 발생하였거나 향후 예측되는 최대 지진해일 및 폭풍해일을 고려하여 설계에 반영함으로써 해일에 대한 안전성을 확보하고 있다.

그러나 최악의 상황을 가정하여 설계기준을 초과하는 대형해일 발생을 전제로, 기존 평가시 사용된 입력자료에 충분한 보수성을 고려한 원전부지 설계기준 해수위 조사·연구를 수행하여 보고서를 발행하였다(2015. 6). 검토결과 신한울 1,2호기는 설계기준 해수위 조사·연구 결과보다 보수적으로 설계되어 있으므로 해일에 대한 안전성을 확보하고 있음

을 확인하였다.

| 2

2-4 냉각해수 취수능력 강화 및 해일 대비 시설 개선

개선 조치사항

원전부지의 설계기준 해수위 조사·연구 결과(개선사항 2-3)에 따라 취수펌프 취수 흡입구의 위치 조정, 수중보 설치를 통한 최저수위 유지 등 기기냉각해수 취수펌프의 취수능력이 강화되어야 한다.

개선 반영내용

개선조치사항 2-3(원전부지 설계기준 해수위 조사·연구)의 결과, 신한울 1,2호기는 보수적으로 설계되어 있으므로, 추가 해일 대비 시설없이 해일에 대한 기기냉각해수 취수펌프의 취수성능 유지가 가능함을 확인하였다.

| 2

3-1 이동형 발전차량 및 축전지 등 확보

개선 조치사항

비상·예비전원의 침수와 장기 소내정전사고에 대비하여 차량장착 이동형 비상발전기 및 축전지(충전기, 케이블 포함) 등을 침수에 안전한 위치에 부지별로 1대씩 구비하고, 임시전원 연결지점을 확보해야 한다.

개선 반영내용

본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 8.4.3절에 기술된 바와 같이 신한울 1,2호기를 포함한 신한울원전 부지에는 4.16kV 비IE급 이동형 발전차량이 배치되었다. 이동형 발전차량은 소내정전사고와 동시에 대체교류전원이 상실되는 사고시 발전소 안전성 확보에 필요한 최소한의 부하에 전원을 공급하기 위해 계열(Division) I 또는 계열(Division) II에 연결된다. 또한, 지진해일의 영향을 받지 않도록 보관 장소가 선정되어, 2017년 6월에 차고설치를 완료하였다.

| 2

| 2

이동형 발전차량에서 전원공급이 필요한 경우에는 임시케이블을 연결단자함까지 포설하여 필요부하에 전원공급이 가능하게 된다. 4.16kV 이동형 발전기는 480V 전동기제어반, 안전급 충전기, 주제어실 송풍기, 보조충전펌프, 안전주입펌프, 보조전열기, 정지냉각펌프, 기기냉각수펌프, 기기냉각해수펌프, 사용후 연료저장조 펌프, 필수냉동기, 비안전등급 안전변수지시 및 평가계통(SPADES⁺) 등에 전원공급이 가능하도록 설계되었다.

| 2

이동형 발전기의 임시케이블 연결지점은 그림 8.3-1에 제시되며, 8.3.2.1.2.1.1절에 기술된 바와 같이 이동형 발전차량에서 충전기 전원공급을 통하여 직류계통의 건전성이 확보되

| 2

고, 안전급 축전지 및 충전기 직류계통은 침수방호설비가 구비된 장소에 위치한다.

3-2 대체비상디젤발전기 설계기준 개선

개선 조치사항

대체비상디젤발전기의 설계기준(용량, 냉각방식 다양화, 연료공급용량 최소 1일 확보 등)이 개선되어야 한다.

개선 반영내용

대체비상디젤발전기의 용량은 7,200 kW로 약 13.22 %의 설계여유율을 확보하고 있으며, 냉각방식은 1E 비상디젤발전기의 수냉각방식과 달리 공랭식을 적용하여 각 비상디젤발전기간의 냉각방식을 다양화 하였다. 또한, 연료유 공급용량은 1일 이상의 연속운전이 가능한 연료유량을 확보하고 있다. | 2

3-3 예비변압기 앵커볼트 체결

개선 조치사항

대형 지진이나 해일시 예비변압기의 손상 또는 표류를 방지하기 위해 예비변압기를 앵커볼트로 고정해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 8.1.2절에 기술된 바와 같이 충분한 크기의 앵커볼트와 수량을 확보하여 예비변압기를 고정한다. 앵커볼트의 크기와 수량은 제작자에 의해 선정되는데, 해당기준에 따라 적합한 인장강도를 확보하도록 한다.

3-4 스위치야드 설비 관리 주체 개선

개선 조치사항

지진 또는 해일에 의한 소의전원상실시 신속한 복구를 위해 스위치야드 설비 주체를 한전과 협의하여 전원복구절차를 마련하는 등 안전에 문제가 없도록 명확화 해야 한다.

개선 반영내용

본 개선조치의 취지를 준수하기 위해 한수원은 설비 관할 중앙행정기관 및 한전과 협의

하여 정기검사 범위 조정, 검사체계 일원화, 원자력안전을 위한 스위치야드 내 차단기와 그 부속설비의 긴급복구 방법 등 설비관리체계 개선에 합의하였으며 그 결과를 반영하여 2016년 3월에 전원긴급복구절차를 작성 완료하였다.

| 2

3-5 사용후연료저장조 냉각기능 상실시 대책 확보

개선 조치사항

사용후연료저장조 냉각계통의 펌프 및 열교환기의 기능상실시 대체 열제거 기능 확보를 위해, 소방차 등을 이용한 냉각수 보충 방안을 마련하고 연결부위를 설치해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기에는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 사용후연료저장조 냉각계통의 냉각펌프 및 냉각열교환기 기능상실시 대체 열제거 기능 확보 목적으로 보조건물 외부에서 비상냉각수 공급이 가능하도록 보완 설비가 설치된다. 외부비상냉각수 공급설비는 사용후연료저장조 냉각수 손실량 및 저장조 수위 보충을 위하여 NEI 06-12 권고유량인 500 gpm으로 보충수를 공급할 수 있도록 설계된다. 또한, 외부냉각수 공급배관의 끝단은 배관파단으로 인한 사이펀 현상에 의해 사용후연료저장조 수위에 영향을 주지 않도록 사용후연료저장조 정상수위보다 높은 위치에 설치된다. 사용후연료저장조 외부비상냉각수 공급설비는 9.1.3절 및 그림 9.1.3-1의 사용후연료저장조 냉각 및 정화계통 배관 및 계장도에 제시되어 있다.

또한, 사용후연료저장조에는 안전등급의 수위계측설비 및 온도계측설비가 설치되고 사용후연료저장조 구역에는 방사선감시설비가 설치되어 주제어실(MCR)에서 감시하도록 설계된다.

| 2

3-6 최종 열제거설비 침수방지 및 복구대책 마련

개선 조치사항

대형 폭풍 및 지진해일에 대비하여 기기냉각해수계통 펌프의 전동기와 전력함 등 전기설비에 대하여 방수 조치되어야 하고 전동기 예비품 확보 및 기능상실시 복구절차가 수립되어야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 개선조치사항 2-2와 연계하여 기기냉각취수구조물의 출입문, 개구부등이 방수가 되도록 설계한다.

또한, 발전소 안전성 및 신뢰성 향상을 위해 추가적인 예비용 전동기의 확보와 기능상실 시 복구절차를 신한울 2호기 상업운전 전까지 수립할 예정이다.

2

Intentionally
Blank

3-7 옥외 설치 탱크 파손 대책 마련

개선 조치사항

지진 및 해일로부터 옥외에 설치된 냉각수원 탱크와 화학물질 탱크의 파손에 대비하기 위한 방벽이 설치되어야 한다.

개선 반영내용

‘원전부지 설계 기준 해수위 조사·연구’ 결과, 가능최고해수위가 옥외 설치 탱크의 콘크리트 기초 바닥면 보다 낮아 탱크의 파손에 대비하기 위한 방벽 설치가 불필요하다.

2

3-9 소방계획서 개선 및 협력체계 강화

개선 조치사항

외부소방대 지원요청 절차 간소화, 출입절차 개선, 출동시 효과적인 협조체계, 대형화재에 대한 조치계획 등 소방계획서를 개선해야 한다. 또한, 원전 내·외부 소방서간 협력체계를 강화하고, 원전 인근 119 안전센터/지역대의 소방력을 보강해야 한다.

개선 반영내용

한수원은 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 모든 원전을 대상으로 재난으로부터 인명 및 재산보호를 위한 인력 및 장비의 지원, 교육훈련 등에 관한 원전 내·외부 소방서간 상호협약을 체결하였다. 또한, 화재진압 및 긴급구난 등을 위한 유관기관 관계자 출입절차를 개선하여 출입통제 내칙을 개정하였으며 외부소방대 지원요청 절차 간소화, 효과적 협조체계 및 대형화재에 대한 조치계획 등을 반영하여 소방계획서를 개정 완료하였으며, 신한울 1,2호기에 적용되는 소방계획서는 이러한 내용을 반영하여 2016년 1월에 작성 완료하였다.

2

3-10 화재방호설비

개선 조치사항

대형해일 등으로 원전에서 소화수원이 이용 불가능할 경우에 대비하여, 소방차와 연계한 대체수원을 확보하고 원전의 자체소방대에서 확보하고 있는 화학소방차를 운영하기 위한

최소한의 전문인력을 확보·유지해야 한다.

개선 반영내용

본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 소방수원의 이용이 불가능할 경우, 소방차를 이용한 비상소화수원으로 사용할 수 있도록 대체수원인 원수조로부터 수처리건물로 공급되는 배관 중 소방차 접근이 용이한 위치에 소방차 연결구(채수구)를 2017년 3월에 설치 완료하였다. 또한, 화학소방차 및 운영인력 등 자체소방대 대응능력을 확보하고 있다.

2

3-11 원전 성능위주 소방설계 도입

개선 조치사항

발생 빈도 및 영향을 고려한 화재진압 최적화를 위해, 원전의 특성을 고려하여 원전이 성능위주 소방설계 적용 대상시설로 관리되도록 개선 조치해야 한다.

개선 반영내용

본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 국내원전의 성능위주 소방설계 도입 타당성에 대해 검토하였으나 본 개선조치사항은 한수원 자체적으로 해결이 되지 않는 사항이므로 원자력 안전위원회와 소방방재청간 “원전시설 안전대책 TFT”를 구성하는 것으로 협의하여 종결처리 되었다.

2

4-1 피동형수소제거설비 설치

개선 조치사항

전원 공급 없이 작동 가능한 피동형수소제거 설비를 설치해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 호기당 총 30대(대형 16대, 중형 10대, 소형 4대)의 피동축매형수소재결합기가 원자로건물에 설치된다. 피동축매형수소재결합기는 설계기준사고 및 중대사고시 원자로건물의 수소농도를 4 v/o 및 10 v/o 미만으로 유지할 수 있도록 설계된다. 피동형수소제거설비는 6.2.5절 및 그림 6.2.5-5의 원자로 건물수소제어계통 배관 및 계장도에 제시되어 있다.

4-2 격납건물 배기 또는 감압설비 설치

개선 조치사항

중대사고 대비 원자로건물내 과도한 압력상승 예방을 위한 여과배기 또는 감압 설비를 설치해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 중대사고 발생시 원자로건물살수 계통이 가용하지 않을 경우 외부 수원을 이용하여 원자로건물 감압을 수행할 수 있도록 비상원자로건물보조살수계통(ECSBS)이 설계되었다. 이 계통에 비상냉각수를 공급하기 위해 설치되는 원수조는 KEPIC SNC 및 STB를 만족하도록 설계되었다. 비상원자로건물살수보조계통은 2대의 정지냉각펌프의 기능상실, 2대의 원자로건물살수펌프의 기능상실 및 원자로건물내재장전수탱크 사용불가 등과 같은 설계기준사고를 초과하는 사고시에 원자로건물 살수기능을 대체하는 수단을 제공한다. 비상원자로건물살수보조계통 양수설비는 소내 정상 및 비상 교류전원과 독립적으로 운전되며, 독립된 전용살수모관 및 살수노즐로 구성된다. 비상원자로건물보조살수계통은 6.5.2절 및 그림 6.5.2-1의 원자로건물살수계통 배관 및 계장도에 제시되어있다.

2

4-3 원자로 비상냉각수 외부 주입 유로 설치

개선 조치사항

원자로냉각기능 장기상실에 대비한 1차측 및 2차측 비상냉각수 외부주입유로를 설치해야 한다.

개선 반영내용

가) 1차측 비상냉각수 외부주입

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 설계기준 초과지진해일 등으로 인한 소내정전사고 발생으로 노심손상이 진행되는 중대사고시에 원자로냉각재계통 압력이 충분히 감압된 상태에서 비상급수설비를 이용하여 원자로충수 및 냉각기능을 수행할 수 있도록 비상급수연결구가 보조건물 외부에 설치된다.

2

원자로 비상냉각수 외부주입 유로는 정지냉각펌프 방출배관에 설치되며 원자로냉각기능 장기상실시 냉각수를 주입할 수 있도록 설계된다.

나) 2차측 비상냉각수 외부주입

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 설계기준 초과지진해일 등으로 인한 소내정전사고 발생으로 모든 보조급수펌프가 작동 불능인 경우에 비상급수설비를 이용하여 증기발생기로 직접 급수를 공급할 수 있도록 비상급수연결구를 보조건물 외부에 설치한다. 비상냉각수 외부주입 유로는 터빈구동보조급수펌프 출구 배관에 연결 설치되며 배관 및 계장도는 그림 10.4.9-1에 제시된다.

| 2

또한, 보조급수저장탱크 고갈 및 보조급수원 기능 불능인 경우에 비상급수설비를 이용하여 보조급수저장탱크를 충수할 수 있도록 비상급수연결구를 보조건물 외부에 설치한다. 비상냉각수 외부주입유로는 보조급수저장탱크 교차연결배관에 연결설치되며 배관 및 계장도는 그림 10.4.9-1에 제시된다.

4-4 중대사고 교육·훈련 강화

개선 조치사항

운전원에 대해 중대사고관리지침서 교육시 다양한 중대사고 시나리오 및 중대사고 진행 모의장치 등을 활용한 훈련을 실시하고, 교육시간을 2년간 8시간에서 연간 10시간으로 확대 시행해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 운전원을 대상으로 연간 10시간의 중대사고관리지침서 교육을 시행하도록 교육계획을 2017년 7월에 수립하여 최초교육을 시행하였다. 운전원 훈련내용에 전원완전상실 등 다양한 중대사고 시나리오 적용이 포함되어 있다.

| 2

4-5 사고관리전략 실효성 강화를 위한 중대사고관리지침서의 개정

개선 조치사항

현행 원자로공동 냉각수 충수 전략에 대해 충수 유로 가용성 및 냉각 성능의 타당성을 평가하여 중대사고관리지침서에 반영하고 중대사고 대처용 필수 기기와 계측설비에 대해 장기 소외전원상실 등을 고려하여 생존성을 평가하고, 전원복구 우선순위에 근거한 전원 공급 절차를 마련해야 한다.

개선 반영내용

한수원은 본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 전 원전을 대상으로 중대사고관리지침서 유효성 평가용역을 수행 중에 있다. 신한울 1,2호기는 가동원전의 평가결과를 참조

| 1

하여 원자로공동 냉각수 충수유로 가용성과 냉각성능의 타당성 평가, 중대사고 대처용 필수기와 계측설비에 대한 장기 소외진원 상실 등을 고려한 생존성 평가 및 전원복구 우선순위에 근거한 전원공급절차를 반영한 정지·저출력과 전출력을 포함한 통합 중대사고 관리지침서를 2015년 12월에 개발 완료하였다.

1
2

4-6 정지·저출력 운전중 중대사고관리지침서 개발

개선 조치사항

정지·저출력 운전 중 중대사고를 평가하여 중대사고관리지침서를 개발하여야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위하여 정지·저출력 운전 중 중대사고를 평가하여 정지·저출력 운전 중 중대사고관리지침서와 통합하였으며, 통합 중대사고관리지침서는 2015년 12월에 개발 완료하였다.

2

5-1 원전인근 주민보호용 방사선방호장비 추가 확보

개선 조치사항

대형사고에 대비하여 주민보호를 위해 원전주변 16 km 까지 원전 인근 주민 보호용 요오드화칼륨을 12만명분에서 50만명분으로, 호흡방호물품은 6만개에서 48만개로 추가 확보하여야 한다.

개선 반영내용

본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 한수원은 원전본부별로 2012년까지 갑상선방호약품을 추가로 확보하였으며 주민보호용 호흡방호물품은 관할 지자체 및 정부와 협의를 거쳐 2013년까지 확보하였다. 본 개선 조치사항은 원전본부별로 요구되므로 신한울 1,2호기 가동으로 인한 추가조치는 필요하지 않다.

5-2 다수호기 동시 비상발령 등 방사선비상계획서 개정

개선 조치사항

자연재해 등에 의한 다수호기의 동시 비상상황에 적용 가능한 비상대응 조직의 구성 및 운영방안, 해일의 규모를 반영한 비상발령기준, 비상대응조직 발족시점 등을 방사선비상계획서에 반영해야 한다.

개선 반영내용

본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 신한울 1,2 방사선비상계획서에 다수호기 동시 비상 상황에 적용 가능한 비상조직 구성, 임무 및 비상 조직별 인원(3.2), 비상조직 운영방안 (7.4) 등 관련사항을 반영하였다.

1

5-3 장기 비상발령 대비 비상장비 추가 확보

개선 조치사항

방호복, 방독면 필터 등의 방호용품 및 방사선측정기를 현행보다 200 % 이상 추가 확보 하여 침수되지 않는 곳에 보관해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 방사선 비상 장기화에 대비 한 방호용품 및 방사선측정기를 기존 대비 200 % 증가된 정수기준을 반영한 수행절차서에 따라 주제어실(MCR), 비상기술지원실(TSC), 비상운전지원실(OSC)에 비치하였다.

1

2

5-5 방사선 비상훈련의 강화

개선 조치사항

지진과 해일 등 자연재해에 대한 실질적인 시나리오를 개발하여 방재훈련에 활용하고, 불시훈련을 통해 비상대응 능력을 향상시켜야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 지진과 해일 등 자연재해에 의한 다수호기 동시 비상훈련 시나리오(2012년 개발)에 따라 훈련 시행 및 불시 방사능 방재훈련을 통해 비상대응능력을 향상토록 할 예정이다.

1

5-6 장기전원상실시 필수 정보의 확보방안 강구

개선 조치사항

주민 보호조치에 필요한 발전소의 필수안전변수를 비상대응조직에 지속적으로 제공할 수 있도록 필수기능감시계통(CFMS)과 안전정보표시계통(SPDS)의 전원설비를 보강해야 한다. 또한 원전 주변의 환경감시기에 대해 대형 해일시 침수 방지 대책을 마련하고, 장기간 전원상실에 대비하여 비상전원을 추가 확보해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해 개선조치사항 3-1과 연계하여 이동형발전차량으로부터 안전변수지시 및 평가계통(SPADES+)에 전원공급이 가능하도록 설계하였다.

12

울진본부는 대형해일로 인한 침수가능성이 있는 환경방사선감시기의 장기전원 상실에 대비하여 태양광 및 축전지 전원설비가 장착된 이동형 환경방사선감시기 4대를 확보하였으므로 신한울 1,2호기 가동을 위해 추가조치는 필요하지 않다.

5-7 보수작업종사자 방호대책 확보

개선 조치사항

한수원 비상조직에 협력업체의 보수작업종사자들을 포함시키고, 이들에 대해 방재교육 및 훈련을 실시할 수 있도록 방사선비상계획서를 개정하고 방사선비상상황 발생시 긴급작업 종사자 방호에 혼선이 없도록 표준화된 절차(긴급작업 결정, 승인절차 등)가 마련되어야 한다.

개선 반영내용

본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 신한울 1,2 방사선비상계획서에 협력사 종사자를 포함 비상요원을 편성 하였고 이들에 대한 방재교육 및 훈련(9.4)을 실시하도록 반영하였다. 또한 방사선비상상황 발생 시 긴급작업 종사자에 대한 방호절차도 기술(6.5 및 수행절차서 8.7)하였다.

1

5-8 비상대응시설 개선

개선 조치사항

부지고 초과 해일 및 지진에 대비하여 비상기술지원실(TSC)과 비상운영지원실(OSC)의 침수 방지 능력을 개선해야 한다. 또한, 비상기술지원실 및 비상운영지원실의 적정 면적과 비상전원을 확보해야 한다.

개선 반영내용

신한울 1,2호기 비상기술지원실(TSC) 및 비상운영지원실(OSC)은 부지고 초과 해일로부터 안전한 보조건물 El.156 ft와 복합건물 El. 120 ft 이상의 위치에 설치된다.

원자력안전위원회고시 제2014-82호의 제10조(비상기술지원실) 및 제11조(비상운영지원실)에 따라 보조건물의 비상기술지원실 및 복합건물의 비상운영지원실은 비상요원들의 비상대응활동과 운영에 필요한 기기 및 자료를 설치할 수 있는 충분한 크기를 갖추도록 설계하며 비상기술지원실의 면적은 호기당 233 m²로서 호기당 최소 면적 요건인 200 m²를 만족하며, 비상운영지원실의 면적은 1호기, 2호기 각각 172 m²로서 호기당 최소 면적 요건인 150 m²를 만족한다.

| 2

신한울 1,2호기는 본 조치사항의 취지를 준수하기 위해, 신한울 1,2호기 비상기술지원실 및 비상운영지원실의 필수조명 및 전원설비(리셉터클)는 비상디젤발전기(EDG) 전원이 공급되도록 설계되었다. 또한, 이들 설비는 소내 장기정전을 대비하여 이동형발전차량에서 전원공급이 가능하도록 설계되었다.

| 2

5-9 방사선 비상시 정보공개 절차 개정

개선 조치사항

방사선비상계획서 또는 관련 매뉴얼(위기대응매뉴얼 등)에 언론, 국민, 지역민에게 제공되어야 할 구체적 정보(실시간 정보 공개 목록, 방사능오염정보, 지역민 방호 안내 등) 및 정보공개 주기 등이 포함되도록 개정해야 한다.

개선 반영내용

본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 신한울 1,2 방사선비상계획서7.2(보고 및 정보공개)에 언론, 국민, 지역민에게 제공되어야 할 정보공개의 목록, 공개방법 및 제공주기 등 구체적인 사항을 기술하였다.

| 1

5-10 비상계획구역 밖의 주민보호조치

개선 조치사항

동일 부지내 다수호기 동시사고를 고려하여 현행 비상계획구역 밖의 주민보호조치가 검토되어야 한다.

개선 반영내용

본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 한수원은 주민보호조치 방안 수립에 필요한 원전사고 시 방사선량평가 통합시스템을 개발하였고, 가동원전 시행적용에 맞추어 신한울 1호기는 적용되었으며, 2호기는 적용될 예정이다.

| 1
| 2

5-11 비상경보시설의 성능 강화

개선 조치사항

설계기준 초과 자연재해로 인한 전원상실에 대비하여, 발전소 내부와 원전 반경 2km이 내에 직원 및 주민보호를 위해 설치된 경보시설의 비상전원이 확보되어야 한다.

개선 반영내용

본 개선 조치사항의 취지를 준수하기 위해 한수원은 신한울 1,2호기 기본설계에 기반하여 9.5.2.1절에 기술된 바와 같이 일반전원에 상실에 대비하며, 무정전 전원설비(UPS)를 설치하였다. 이를 통해 전원을 공급하고, 경보시설의 운전에 필요한 비상전원을 확보한다.

| 1
| 2

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1B-1 (2 중 1)

후쿠시마 원전 사고 후속 개선 조치사항의 목록

번 호	제 목	관련 본문 장/절	비 고
1-1	지진 자동정지설비 설치	7.10	
1-2	안전정지유지계통 내진성능 개선		
1-3	원전부지 최대 지진에 대한 조사·연구		2-3 연계
1-4	주제어실 지진발생 경보창 등의 내진성능 개선	7.7.1.4.4	
2-2	방수문 및 방수형 배수펌프 설치		2-3 연계
2-3	원전부지 설계기준 해수위 조사·연구		
2-4	냉각해수 취수능력 강화 및 해일 대비 시설 개선		2-3 연계
3-1	이동형 발전차량 및 축전지 등 확보	8.4.3, 8.3.2	
3-2	대체비상디젤발전기 설계기준 개선		
3-3	예비변압기 앵커볼트 체결 개선	8.1.2	
3-4	스위치야드 설비 관리 주체 개선		
3-5	사용후핵연료저장조 냉각기능 상실시 대책 확보	9.1.3	
3-6	최종 열제거설비 침수방지 및 복구 대책 마련		
3-7	옥외 설치 탱크 파손 대비책 마련		2-3 연계
3-9	소방계획서 개선 및 협력체계 강화		
3-10	화재방호 설비 및 자체소방대 대응능력 개선		
3-11	원전 성능위주 소방설계 도입		
4-1	피동형수소제거 설비 설치	6.2.5	
4-2	격납건물 배기 또는 감압설비 설치	6.5.2	
4-3	원자로 비상냉각수 외부 주입 유로 설치	10.4.9	
4-4	중대사고 교육·훈련 강화		
4-5	사고관리전략 실효성 강화를 위한 중대사고 관리지침서의 개정		
4-6	정지·저출력 운전중 중대사고관리지침서 개발		

신한울 1,2호기 최종안전성분석보고서

표 1B-1 (2 중 2)

번 호	제 목	관련 본문 장/절	비 고
5-1	원전인근 주민보호용 방사선방호 장비 추가 확보		
5-2	다수호기 동시 비상발령 등 방사선비상계획서 개정		
5-3	장기 비상발령 대비 비상장비 추가 확보		
5-5	방사선 비상훈련의 강화		
5-6	장기전원상실시 필수 정보의 확보방안 강구		
5-7	보수작업자 방호대책 확보		
5-8	비상대응시설 개선		
5-9	방사선 비상시 정보공개 절차 개정		
5-10	비상계획구역 밖의 주민보호조치		
5-11	비상경보시설의 성능 강화	9.5.2.1	