

제228회 원자력안전위원회

의안번호	제 1 호	심 의 의 결 사 항
보고일자	2025. 12. 30.	
공개여부	공개	

서울 원자력발전소 3호기 운영허가(안)

제 출 자	원자력안전위원회 위원장 최 원 호
제출일자	2025. 12. 30.

1. 의결주문

- 새울 원자력발전소 3호기(이하 '새울 3호기') 운영허가(안)을 별지와 같이 의결한다.

2. 제안이유

- 한국수력원자력(주)가 신청한 새울 3호기 운영허가에 대한 한국 원자력안전기술원의 심·검사 결과와 원자력안전전문위원회가 해당 심·검사 결과에 대해 사전 검토한 결과를 바탕으로 새울 3호기 운영허가 여부를 결정하고자 함

3. 주요내용

가. 운영허가 신청개요

- 신청자 : 한국수력원자력(주)
- 원자로 : 열출력 3,983 MW 신형경수로1400(APR 1400)
- 설계수명 : 60년
- 허가신청 첨부서류 : 「원자력안전법」 제20조에 따라 제출된 서류 총 9종*

* ① 발전용원자로 및 관계시설에 관한 운영기술지침서, ② 최종안전성분석 보고서, ③ 사고관리계획서, ④ 운전에 관한 품질보증계획서, ⑤ 방사선환경 영향평가서, ⑥ 발전용원자로 및 관계시설의 해체계획서, ⑦ 액체 및 기체 상태의 방사성물질등의 배출계획서, ⑧ 원자로의 운전에 관한 기술능력의 설명서, ⑨ 핵연료의 장전계획에 관한 설명서

나. 주요 경과

- 2012.9.21. : 한수원 새울 원자력발전소 3,4호기* 건설허가 신청

* 舊 신고리 원자력발전소 5,6호기

- 2016.6.27. : 새울 원자력발전소 3,4호기 건설허가

- 2016.10.31. : 한국원자력안전기술원 사용 전 검사(구조물 등) 착수

- 2020.8.5. : 한수원 새울 3,4호기 운영허가 신청

- ~ 2025.11월 : 한국원자력안전기술원 사용 전 검사 및 심사 수행

- 2024.7월 ~ 2025.12월 : 한국원자력안전기술원 심·검사결과에 대한 원자력 안전전문위원회 사전검토

4. 검토사항

가. 【붙임 1】 한국원자력안전기술원 주요 심·검사 결과

※ 새울 3호기 운영허가 심사보고서(별첨 1) 및 검사보고서(별첨 2)

나. 【붙임 2】 원자력안전전문위원회 사전검토 주요결과

※ 새울 3호기 운영허가 심·검사보고서에 대한 검토 결과(별첨 3)

서울 3호기에 대하여 「원자력안전법」 제20조 및 같은 법 시행규칙 제16조제8항에 따라 다음과 같이 원자로 및 관계시설의 운영을 허가함

본사	명칭	한국수력원자력(주)
	대표자 성명	사장 직무대행 전대욱
사업소	명칭	서울 원자력발전소 3호기
	위치	울산광역시 울주군 서생면 신암리
원자로	종류	가압 경수로(PWR)
	용량	3,983 MWth(1,400 MWe)
허가서류	한국수력원자력(주)가 원건(인)-10021(2025.12.4.)에 따라 제출한 다음 총 9종의 문서 1. 발전용원자로 및 관계시설에 관한 운영기술지침서 2. 최종안전성분석보고서 3. 사고관리계획서 4. 운전에 관한 품질보증계획서 5. 방사선환경영향평가서 6. 발전용원자로 및 관계시설의 해체계획서 7. 액체 및 기체 상태의 방사성물질등의 배출계획서 8. 원자로의 운전에 관한 기술능력의 설명서 9. 핵연료의 장전계획에 관한 설명서	
허가일	2025.12.30.	

1. 운영허가 개요

가. 시설 개요

위 치	울산광역시 울주군 서생면 신암리		
시설용량	1,400 MWe급	형 식	신형경수로1400(APR1400)
건설기간	2016. 6. 27. ~		
종합설계	한국전력기술(주)	주기기 공급	두산에너지빌리티(주)
원전연료	한전원자력연료(주)	주설비 시공	삼성/두산/한화

나. 운영허가 심·검사 개요

- ☐ 원자력안전법 제20조제2항에 따라 사업자가 제출하는 서류*에 대한 허가기준 적합성을 심사하고,

* ①운영기술지침서, ②최종안전성분석보고서, ③사고관리계획서, ④운전에 관한 품질보증계획서, ⑤방사선환경영향평가서, ⑥원자로 및 관계시설의 해체계획서, ⑦액체 및 기체 상태의 방사성물질등의 배출계획서, ⑧원자로의 운전에 관한 기술능력의 설명서, ⑨핵연료의 장전계획에 관한 설명서

- ☐ 같은 법 시행령 제27조에 따른 원자로시설의 공사 및 성능에 대한 각 공정*별 사용전검사를 수행하여,

* ①구조물 등의 검사, ②설치검사, ③상온기능검사, ④수압시험 및 고온기능검사

- ☐ 같은 법 제21조의 허가기준에 따라 새울 3호기 안전성을 확인

※ 운영허가 기준(원자력안전법 제21조제1항)

- 원안위 규칙으로 정하는 원자로 및 관계시설의 운영에 필요한 기술능력을 확보
- 원자로 및 관계시설의 성능이 원안위 규칙으로 정하는 기준에 적합
- 원자로 및 관계시설의 운영으로 인하여 발생하는 방사성물질등으로부터 국민의 건강 및 환경상의 위해를 방지하기 위해 대통령령으로 정하는 기준에 적합
- 품질보증계획서의 내용이 원안위 규칙으로 정하는 기준에 적합
- 해체계획서의 내용이 원안위 규칙으로 정하는 기준에 적합
- 사고관리계획서의 내용이 원안위 규칙으로 정하는 기준에 적합

2. 심 · 검사 경위

가. 주요 심사 경위

- 2012. 9.21. : 새울 원자력발전소 3,4호기*(이하 '새울 3,4호기') 건설허가 신청(한수원)

* 舊 신고리 원자력발전소 5,6호기

- 2016. 6.27. : 새울 원자력발전소 3,4호기 건설허가
- 2016.10.31. : (사용전검사) 새울 3·4호기 구조물 등 검사 착수
- 2017.12.19. : (사용전검사) 새울 3·4호기 설치검사 착수
- 2020. 8. 5. : 운영허가 신청(한수원)
- 2022. 3.25. : 운영허가 심사계획 원자력안전위원회(제155회) 보고
- 2022. 7. 1. ~ 2024.10.30. : (심사) 1~6차 질의서 발송
- 2023. 2. 1. : (사용전검사) 새울 3호기 상온기능검사 착수
- 2023. 6.19. : (사용전검사) 새울 3호기 수압시험검사 착수
- 2024. 6.15. : (사용전검사) 새울 3호기 고온기능검사 착수

나. 심·검사 현황 (2025. 11. 30. 기준)

☐ 운영허가 신청서류별 심사 질의 현황 (* 차수별 보완 질의 제외)

심사 대상 서류		질의 수
운영허가 신청서류	운영기술지침서(TS)	112
	최종안전성분석보고서(FSAR)	1,122
	사고관리계획서(AMP)	713
	품질보증계획서	9
	방사선환경영향평가서(RER)	46
	해체계획서(IDP)	39
	배출계획서	8
	원자로 운전 기술능력 설명서	10
	핵연료 장전계획 설명서	1
기타 서류		3
합 계		2,063

☐ 사용전검사 현황

구 분	대 상	지적/권고	검사 기간
구조물 등의 검사(1단계)	21개 항목	8건/24건	2016.10.~2025.11.
설치검사(2단계)	11개 시설	20건/3건	2017.12.~2025.11.
상온기능검사(3단계)	11개 시설	6건/2건	2023.2.~2025.11.
수압시험/고온기능(4단계)	7개 시설	2건/0건	2023.6.~2025.11.

☐ 건설변경허가 및 경미한사항 변경신고 현황

구 분	대상 건수	승인·수리
건설변경허가	116	116
경미한사항 변경신고	353	353

다. 원자력안전전문위원회 보고 현황

☐ 2024.7. ~ 2025.12. 심·검사 현황 및 결과 보고(총 10회)

3. 심 · 검사 주요 결과

가. 운영에 필요한 기술능력 (원안법 제21조제1항제1호)

[주요사항]

- ▶ (운영조직) 필요한 조직 및 부서를 구성하고 면허 등 유자격 종사자 확보
- ▶ (자격 및 훈련) 훈련계획을 수립하고 운전원은 약물복용 및 정신질환 등에 관한 진단을 실시하며 면허 소지자가 관련 업무를 수행
- ▶ (운영절차서) 행정·운전·시험 및 보수절차서를 비치, 운전절차서는 정상·비정상·비상운전절차서로 구성, 중대사고관리지침서 등 확보

□ 운영조직

- 운전 조직은 6개조(66명)로 편성, 지원을 위한 기술·정비 조직은 14개팀(341명)으로 구성·운영하여 기존 운영 원전과 동등한 수준

□ 자격 및 훈련

- 교육훈련을 이수한 원자로조종감독자 등 면허소지자 확보

구분	발전소운전원	방사선취급감독자	핵물질취급감독자
기준	(조별) 감독자 1명, 조종사 2명	1명	1명
확보	(6개조) 감독자 18명, 조종사 36명	1명	3명

□ 운영절차서

- 표준절차서 및 계통절차서 등 1,833건 구비

구 분		보유 절차서
운영 절차서	표준절차서/기술행정	절차서 작성, 개정 및 관리 등 254 건
	계통절차서	원자로냉각재펌프 운전 등 348 건
	정기점검/주기점검	비상디젤발전기 성능점검 등 285 건
	정비관리	주터빈 제어밸브 교정 등 116 건
	핵연료취급/노심관리	신연료 인수 및 검사 등 38 건
	방사선관리/화학	방사선관리구역 출입 등 54 건
	기타	시운전 시험절차 738 건

- ◆ 운영조직, 자격 및 훈련, 절차서 등을 포함하여 발전소의 운영과 관련한 기술능력을 확보하고 있음을 확인

나. 원자로 및 관계시설의 성능 (원안법 제21조제1항제2호)

[주요사항]

- ▶ (핵연료) 정상운전 및 예상운전과도 조건에서도 핵연료의 건전성을 확보
- ▶ (노심설계) 급격한 반응도 증가가 억제되도록 설계
- ▶ (원자로용기) 설계수명 동안 건전성이 확보되도록 가압열충격, 최대흡수에너지 등 고려
- ▶ (원자로냉각재 압력경계) 원자로냉각재계통 구조적 건전성 유지
- ▶ (비상노심냉각장치) 설계기준사고시 안전유지에 필요한 노심 열제거능력을 갖도록 설계
- ▶ (원자로격납건물) 방사성물질 누출을 최소화 하도록 누설률을 제한, 가연성 기체 제어 수단을 구비, 예상 최대 압력에서 구조적 건전성 유지
- ▶ (계측·제어장치) 발전소의 모든 예상 운전범위에 걸쳐 주요 변수를 감시하고 설정된 운전범위 이내로 유지시키는 제어설비 구비
- ▶ (전력공급설비) 교류전원이 완전 상실된 경우 대체교류 전원을 확보

□ 핵연료

- 최대연소도(60,000 MWD/MTU*)까지 핵연료 건전성이 확보됨을 확인

* MWD/MTU(Megawatt Day/Metric Ton Uranium): 우라늄 1톤에서 발생하는 열에너지 총량

- 정상운전 및 예상운전과도 조건에서 연료봉 및 가연성흡수봉이 피로 ($0.569 < 1.0$), 부식($67\mu\text{m} < 100\mu\text{m}$), 수소화($532\text{ppm} < 600\text{ppm}$) 등에 대한 설계기준을 만족
- 안전정지지진 및 냉각재상실사고 동시발생 시 핵연료집합체의 응력(최대 $36.75\text{ ksi}(2.53 \times 10^8\text{ Pa}) < 59.1\text{ ksi}(4.07 \times 10^8\text{ Pa})$)이 설계기준을 만족

□ 노심설계

- 노심설계는 원자로의 급격한 반응도 증가가 억제되도록 설계됨을 확인
- 3차원 출력침투계수(최대 2.05)는 설계목표치(2.13 이하)를 만족하며, 반경방향침투계수(최대 1.38)는 핵비등이탈률 해석시 가정한 설계 목표치(1.55 이하)를 만족
- 초기노심에서 정지반응도($16.79\% \Delta\rho$)는 사고해석 반응도 요구량 등을 고려한 총 반응도 요구량($15.95\% \Delta\rho$)보다 크므로 만족

□ 원자로용기

- 설계수명 60년 동안 예상되는 중성자 누적조사량($9.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$)에 대해 원자로용기의 건전성이 유지되도록 설계됨을 확인
 - 수명말기 예상되는 가압열충격온도(모재 4.52°C , 용접재 -8.94°C)가 원자로용기 감시시험 기준(모재 132.2°C 이하, 용접재 148.9°C 이하)을 만족
 - 원자로용기 노심대 재료의 조사전 및 설계수명 만료일의 예상 최대흡수에너지(조사전 218J, 만료일 146J)가 허용기준(조사전 102J, 만료일 68J 이상)을 만족
- * 원안위 고시 「원자로압력용기 감시시험 기준」

□ 원자로냉각재압력경계

- 원자로냉각재계통의 상온수압시험을 수행한 결과, 계통 내 누설이 없고, 구조적 건전성이 확보됨을 확인
- 설계압력($174.7 \text{ kgf/cm}^2(17.1 \text{ MPaG})$)의 1.25배($218.4 \text{ kgf/cm}^2(21.4 \text{ MPaG})$) 이상에서 10분 이상 유지 후 설계압력으로 감압하여 계통용접부 등에 누설 없음을 확인

□ 비상노심냉각장치

- 비상노심냉각장치(원자로용기 직접주입방식)는 단일전력 및 단일고장 조건에서도 설계기준사고를 완화시킬 수 있도록 설계됨을 확인
 - 비상노심냉각장치 성능 평가를 위한 대형냉각재상실사고, 소형냉각재상실사고, 장기냉각 해석 방법이 관련 기준*에 적합하며,
- * 비상노심냉각계통 성능의 보수적 평가방법(KINS/RG-N07.01) 및 최적평가방법(N07.02)
- 가장 심각한 설계기준사고인 대형냉각재상실사고 해석 결과 핵연료 피복재의 최고온도($1,054^\circ\text{C}$), 최대 산화도(9.7 %) 및 최대 수소생성률(0.7 %)이 각 허용기준($1,204^\circ\text{C}$, 17 %, 1 % 이하)을 만족
- * 원안위 고시 「가압경수로의 비상노심냉각계통의 성능에 관한 기준」

□ 원자로격납건물

- 원자로계통을 보호하고, 사고 시 핵분열생성물의 외부누출을 차단하는 방벽으로서 건전성을 확보하고 있음을 확인
- 설계압력(4.22 kgf/cm^2 (0.41 MPaG))의 115 %(4.85 kgf/cm^2 (0.48 MPaG))까지 가압하면서 변형, 균열발생 등을 점검한 결과, 관련 기준(KEPIC SNB 6410*)을 만족
 - * ①잔류변위가 최대변위의 20% 이하, ②측정변위가 예상변위의 130% 이하, ③철근의 항복 또는 구조물의 영구적 손상이 없을 것
- 설계기준사고 시 예상되는 원자로격납건물 내 최대 압력(3.75 kgf/cm^2 (0.37 MPaG))에서 중합누설률(0.35 La^*)이 허용치(0.75 La 이하)를 만족함을 확인
 - * La : 원자로격납건물 누설률 제한치($0.1 \text{ wt\%/day}$)를 1 La 로 정의

□ 계측 및 제어장치

- 발전소의 모든 운전조건에서 주요 변수 감시수단과 설정된 운전범위 이내로 유지시키는 제어설비가 확보됨을 확인
- 원자로보호계통과 공학적안전설비작동계통이 단일고장기준, 다중성 및 독립성 요건에 적합하게 설계되었고,
- 공통원인고장에 대비한 다양성 계측제어계통이 설계되어 심층방어 및 다양성 원칙이 고려되었음을 확인

□ 전력공급설비

- 발전소 전력계통은 예상운전과도, 설계기준사고 시에도 안전을 유지하는 데 필요한 용량과 능력을 확보하도록 설계되어 있음을 확인
- 설계기준사고 시 안전등급 부하(A계열 $7,029 \text{ kW}$, B계열, $7,014 \text{ kW}$)에 전원을 공급하기 위한 비상디젤발전기($7,500 \text{ kW}$) 2대가 설치되며, 4채널의 안전등급 축전지가 단일고장기준, 독립성 등 만족

- 물리적으로 독립된 2개의 소외전력회로가 설계되었으며, 안전모선의 모든 교류전원이 상실되는 소내정전사고(SBO)에 대비하여 대체 교류디젤발전기(AAC-DG, 7,200 kW)를 호기별 1대씩 구비

◆ 원자로용기, 원자로격납건물, 전력공급설비 등 주요 기기·설비는 출력 용량 및 설계 사양에 부합하는 성능을 만족하였고, 사고 시 노심보호 능력을 확보하고 있으며, 관계시설의 성능도 관련 기준을 만족함을 확인

다. 국민 건강 및 환경상 위해방지의 적합성 [원안법 제21조제1항제3호]

[주요사항]

- ▶ 제한구역경계에서의 수중·공기 중 방사성물질의 농도가 배출관리기준을 만족
- ▶ 제한구역경계에서의 피폭선량이 환경상의 위해방지를 위한 선량기준을 만족

□ 배출 방사성물질의 농도

- 원안위 고시 「방사선방호 등에 관한 기준」 제6조제1항의 배출관리 기준 요건(핵종별 배출관리기준에 대한 비율의 합이 '1' 이하)을 만족
 - 시설 운영으로 인해 환경으로 배출되는 기체 및 액체 방사성물질의 핵종별 배출관리기준에 대한 비율의 합은 각각 0.181 및 0.014로 배출관리기준을 만족

□ 연간선량

- (새울 3호기) 운영 시 기체 및 액체 방출물로 인한 제한구역경계(반경 560 m)에서의 연간선량이 기준치 이내임을 확인

구 분		기준치	평가결과
기 체 방출물	감마선에 의한 공기 흡수선량(mGy/yr)	0.10	0.0327 (32.7 %)
	베타선에 의한 공기 흡수선량(mGy/yr)	0.20	0.1180 (59.0 %)
	외부피폭에 의한 유효선량(mSv/yr)	0.05	0.0137 (27.4 %)
	외부피폭에 의한 피부등가선량(mSv/yr)	0.15	0.0677 (45.1 %)
	입자상 방사성물질 등에 의한 인체장기 등가선량(mSv/yr)	0.15	0.0970 (64.7 %)
액 체 방출물	유효선량(mSv/yr)	0.03	0.0032 (10.8 %)
	인체장기 등가선량(mSv/yr)	0.10	0.0291 (29.1 %)

- (부지) 부지 내 시설(새울1~4호기, 중저준위방사성폐기물 임시저장고)로 인한 제한구역경계에서의 연간선량이 기준치를 만족

구 분	기준치	평가결과
유효선량(mSv/yr)	0.25	0.171 (68.4 %)
갑상선 등가선량(mSv/yr)	0.75	0.368 (49.1 %)

※ 고리 본부(고리1~4호기, 신고리1,2호기, 종합정비공작건물)를 포함하여 보수적으로 추가 평가한 결과도 유효선량(0.182 mSv/yr) 및 갑상선 등가선량(0.377 mSv/yr)이 기준치 대비 각각 72.8 %, 50.3 % 수준

◆ 원자로시설 운영으로 인해 발생하는 방사성물질의 영향을 검토한 결과, 관련 기준을 만족함을 확인

라. 운전에 관한 품질보증계획서의 적합성 [원안법 제21조제1항제4호]

[주요사항]

- ▶ 품질보증 조직, 품질보증 계획, 설계관리 등 품질보증계획서의 내용이 원안위 규칙에 규정된 각 기준*을 만족

* 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제68조(품질보증 조직)~제85조(감사)

☐ 품질보증 조직

- 새울 3호기 운영 및 시운전의 품질보증을 전담하는 품질보증부서는 독립성을 보장(본사 조직)받고 있고, 업무 수행자의 권한과 책임 사항이 적합하게 부여되어 있음을 확인

☐ 품질보증 계획

- 품질보증 계획의 적용 범위, 품질관련 업무 수행자에 대한 교육 및 훈련, 품질보증 계획의 수립·이행 및 관리 등에 관한 사항이 모두 포함되어 있음을 확인

☐ 설계관리 등

- 품질에 영향을 미치는 설계관리, 구매관리, 시험관리 등의 수행방법이 지시서, 절차서 또는 도면에 기술되어 있음을 확인
- 업무의 적절성 확인을 위한 검사 방안과 품질을 저해하는 상태를 시정하기 위한 시정조치 관리 방안 등이 수립되어 있음을 확인

◆ 원자로시설의 운전에 관한 품질보증계획서의 내용이 원안위 규칙으로 정한 품질보증 관련 18개 기준을 만족함을 확인

마. 해체계획서의 적합성 (원안법 제21조제1항제5호)

[주요사항]

(원자력안전법 제20조(운영허가) 제2항)

- ▶ 같은 법 제10조제2항(건설허가)에 따라 제출된 해체계획서와 달라진 부분만 제출하도록 요구한 제20조제2항에 따라, 건설허가 제출서류로 승인된 해체계획서와 달라진 부분을 표기한 변경대비표 제출
- ▶ 원자로시설의 해체에 대비한 조직 및 인력, 비용 및 자원, 해체에 대비한 전략, 해체를 위한 사전계획이 원안위 규칙* 규정을 만족

* 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제85조의3~제85조의7

□ 건설허가 제출서류로 승인받은 해체계획서와 달라진 부분 확인

- 새울 3호기 건설허가 첨부서류로 승인(제57회 원안위, 2016.6.23.)된 해체계획서와 달라진 부분을 확인한 결과,
 - 원자로시설의 해체에 대비한 조직, 인력 및 비용, 전략 등 해체를 위한 사전계획이 既 승인받은 내용과 동일함을 확인
 - 건설허가 제출서류로 승인된 해체계획서와 달라진 부분은 문서의 제출일자 반영 및 건설이력에 고온기능시험 일자를 추가
- 이는 조직 및 인력을 포함한 既 승인된 해체계획서의 기술내용에 영향이 없는 개정사항임을 확인

◆ 해체계획서의 주요 내용이 건설허가 첨부서류로 승인된 예비해체계획서와 동일하며, 원안위 규칙으로 정한 기준을 만족함을 확인

바. 사고관리계획서의 적합성 [원안법 제21조제1항제6호]

[주요사항]

- ▶ (사고관리의 범위) 사고관리 대상이 되는 사고 범위 제시
- ▶ (사고관리에 관한 설비) 설비의 사고관리를 위한 기능 수행 가능 여부, 시험·감시·검사 및 보수 가능 여부 제시
- ▶ (사고관리전략 및 이행체계) (전략) 필수 안전기능 및 제반 조치사항, 전략의 기술적 근거 및 절차서, (체계) 필요한 조직·인력, 책임·권한, 지휘·통제 체계, 설비 기능 감시·조치, 사고관리 기능적 통합 등에 관한 사항을 제시
- ▶ (사고관리능력의 평가) 방사성물질의 대량 방출을 방지하고, 원전 운영으로 인한 위험도를 낮출 수 있음을 평가
- ▶ (사고관리 교육훈련) 사고관리 조직 구성원의 주기적 교육 및 훈련 실시

□ 사고관리의 범위

- 사고관리 범위에는 설계기준사고*, 다중고장, 설계기준으로 고려한 외적요인을 초과하는 외부재해, 중대사고 등이 포함되어 있음을 확인

* 설계기준사고는 최종안전성분석보고서 제15장에 대한 운영허가 심사를 통해 확인

□ 사고관리 설비

- 사고관리 설비는 중대사고 예방, 완화를 위한 고정형 설비 및 이동형 설비 등으로 구분되어 있으며,
 - 사고관리 설비 목록은 사고관리 전략에 포함된 설비를 모두 포함하며, 사고관리 설비가 기기 생존성 평가를 통해 사고 조건에서 요구되는 기능을 수행할 수 있음을 확인

□ 사고관리 전략

- 사고관리 대상 사고에 대해 사고관리 목표 선정부터 전략 구현(절차서, 지침서)까지 연계하여 전략을 수립하였음을 확인
 - 사고관리 목표는 중대사고 예방 및 완화를 위해 설정되었으며, 목표 달성을 위한 필수 안전기능이 도출되었음을 확인

- 사고관리 대상별 필수안전기능 수행을 위한 사고관리 전략이 적합하게 개발되었으며, 각 절차서·지침서의 기술적 근거 및 작성방법, 유지관리계획이 사고관리계획서에 제시되었음을 확인

□ 사고관리 이행체계

- 방사선비상 발령 후 초기 사고대응조직(비상운전반)에서 정규 비상조직(비상대책본부 등)까지 조직구성, 책임·권한 부여, 지휘·통제체계 수립 등 이행체계(다수기 포함)가 적합함을 확인

□ 사고관리능력의 평가

- (사고 영향의 평가) 다중고장에 의한 사고, 설계기준 초과 자연재해 및 인위적재해, 중대사고 등 사고관리 대상 사고별 방사성물질의 방출량, 방출경로 등을 적절하게 고려하여 평가
- 최대 피폭선량은 제한구역경계(2 시간)에서 ‘급수상실사고로 인한 중대사고’ 시 150.69 mSv, 저인구지대 외곽경계(사고 전기간*)에서 ‘전열관파단사고로 인한 중대사고’ 시 163.38 mSv로, 모두 기준치 (250 mSv) 이하임을 확인

* 초기사건 발생으로 인한 핵분열생성물이 원자로격납건물 외부로의 방출 직후부터 방사성구름이 통과하는 전체기간

사고경위	피폭선량 (mSv)	
	제한구역경계	저인구지대 외곽경계
다중고장사고		
정지불능예상운전과도	예방 조치	
발전소 교류전원 완전상실사고	자연재해(ELAP+LUHS)에 포괄	
증기발생기 전열관 다중 파단사고	8.29	0.97
급수완전상실사고	1.03	0.39
계통간 냉각재상실사고	예방 조치	
정지냉각기능 상실사고	0.69	0.1
최종열제거원 상실사고	자연재해(ELAP+LUHS)에 포괄	
소형냉각재상실사고와 동시에 발생하는 안전주입 또는 재순환상실사고	0.09	0.22

사고경위		피폭선량 (mSv)	
		제한구역경계	저인구지대 외곽경계
사용후핵연료저장조 냉각기능 상실사고		0.21	0.23
설계기준 초과 자연재해 및 인위적재해			
자연재해 (ELAP+LUHS)		0.02	0.14
인위적재해 (ELAP+LOCCW)		<u>1.66</u>	<u>0.73</u>
중대 사고			
결정론적 사고경위	대형냉각재상실사고(LLOCA)	48.58	62.68
	중형냉각재상실사고(MLOCA)	2.45	33.54
	소형냉각재상실사고(SLOCA)	79.38	38.84
	주급수상실 사고(LOFW)	<u>150.69</u>	85.96
	발전소정전 사고(SBO)	72.64	52.54
확률론적 사고경위	발전소정전 사고(SBO 017)	0.69	53.02
	<u>전열관파단사고(SGTR 030)</u>	86.98	<u>163.38</u>
	주증기격리밸브파단사고 (LSSB-D 019)	8.51	2.14

○ (위험도 평가) 확률론적안전성평가(PSA)를 통해 발전용원자로시설의 사고로 인한 위험도를 종합적으로 평가

- (목표치) 노심손상빈도 총합(7.19×10^{-6} /년) 및 대량조기방출빈도 총 합(4.37×10^{-7} /년)이 성능목표치*를 만족하며, Cs-137 방출량 100 TBq 초과 사고빈도 총합(4.86×10^{-7} /년)이 위험도 목표치**이내임을 확인

* 노심손상빈도(CDF) 1×10^{-5} /년 미만 및 대량조기방출빈도(LERF) 1×10^{-6} /년 미만

** Cs-137 방출량 100 TBq 초과 사고 발생 빈도의 합이 1×10^{-6} /년 미만

분석범위			1단계 (/년)	2단계 (/년)	
			CDF	LERF	Cs-137
전출력	내부사건		7.10×10^{-7}	3.41×10^{-8}	4.12×10^{-8}
	외부사건	지진	4.00×10^{-7}	7.25×10^{-8}	7.33×10^{-8}
		화재	1.54×10^{-6}	1.06×10^{-7}	1.40×10^{-7}
		침수	1.01×10^{-7}	6.83×10^{-10}	7.56×10^{-10}
정지/저출력	내부사건		2.75×10^{-6}	1.24×10^{-7}	1.30×10^{-7}
	외부사건	지진	1.80×10^{-8}	5.55×10^{-9}	5.59×10^{-9}
		화재	1.55×10^{-6}	8.91×10^{-8}	8.97×10^{-8}
		침수	1.24×10^{-7}	5.46×10^{-9}	5.46×10^{-9}
합 계			7.19×10^{-6}	4.37×10^{-7}	4.86×10^{-7}

- (PSA 결과 활용) PSA 결과가 중대사고 예방 및 완화 능력을 향상시키기 위해 적절하게 활용*되었음을 확인

* 이동형 설비(저압 이동형 펌프, 고압 이동형 펌프, 1MW/3.2MW 이동형 발전차 등)를 이용한 사고관리전략 반영 등

□ 사고관리 교육 훈련 계획

- 사고관리 전략 및 이행체계 유효성을 유지 및 확인하기 위한 교육 및 훈련 계획이 수립되어 있음을 확인

◆ 사고관리계획서에 기술된 사고관리 범위, 설비, 전략, 이행체계, 사고관리능력의 평가 및 교육훈련계획을 통하여 사고가 확대되는 것을 방지하고 사고의 영향을 완화하며 안전한 상태로 회복하기 위한 능력을 확보하고 있음을 확인

사. 사용전검사 수행결과 (원안법 제16조)

[사용전검사 기준 요약]

- ▶ 원안위 고시 「사용 전 검사에 관한 규정」에 따라 구조물, 계통, 기기의 설치 상태 및 성능이 관련 설계 요건을 만족

□ 구조물 등의 검사 (2016.10월 이후)

- 격납건물 라이너 플레이트 설치 등 안전관련 구조물에 대한 검사와 건설종합시험 검사 등 총 21개 항목 검사 실시
- 8건의 지적사항과 24건의 권고사항을 발급, 적합하게 시정조치 되었음을 확인

□ 시설의 설치검사 (2017.12월 이후)

- 원자로냉각계통 시설 및 원자로격납시설 등 주요 기기 및 계통 설치 관련 총 11개 시설에 대해 검사 실시
- 20건의 지적사항과 3건의 권고사항을 발급, 적합하게 시정조치 되었음을 확인

□ 상온기능검사 (2023.2월 이후)

- 상온상태에서 기기 성능을 발휘하는 지 확인하기 위해 총 11개 시설에 대해 검사 실시
- 6건의 지적사항과 2건의 권고사항을 발급, 적합하게 시정조치 되었음을 확인

□ 수압시험 및 고온기능검사 (2023.6월 이후)

- 계통 수압시험 등 상온수압시험검사와, 고온·고압의 운전조건에서 성능을 확인하는 고온기능검사를 총 7개 시설에 대해 실시
- 2건의 지적사항을 발급, 적합하게 시정조치 되었음을 확인

아. 후쿠시마 원전 사고 관련 안전성 개선사항

□ 총 50개 개선대책 중 새울 3호기는 33개 사항이 해당되며, 33건에 대한 조치가 모두 완료되었음을 확인

※ 새울 3호기 미해당 사항(13개, 가동원전 사항) 및 비원전 분야 사항(4개) 제외

	관리번호	항 목
1	1-1	지진 자동정지설비 설치
2	1-2	안전정지유지계통 내진성능 개선
3	1-3	원전부지 최대 지진에 대한 조사·연구
4	1-4	주제어실 지진발생 경보창 등의 내진성능 개선
5	2-2	방수문 및 방수형 배수펌프 설치
6	2-3	원전부지 설계기준 해수위 조사·연구
7	2-4	냉각해수 취수능력 강화 및 해일 대비 시설 개선
8	3-1	이동형 발전차량 및 축전지 등 확보
9	3-2	대체비상디젤발전기 설계기준 개선
10	3-3	예비변압기 앵커볼트 체결
11	3-4	스위치야드 설비 관리주체 개선
12	3-5	사용후핵연료저장조 냉각기능 상실시 대책 확보
13	3-6	최종열제거설비 침수방지 및 복구대책 마련
14	3-7	옥외 설치 탱크 파손 대비책 마련
15	3-9	소방계획서 개선 및 협력체계 강화
16	3-10	화재방호설비 및 자체 소방대 대응능력 개선
17	3-11	원전 성능위주 소방설계 도입
18	4-1	중대사고 시 수소 제어를 위한 설비 확보
19	4-2	격납건물 배기 또는 감압설비 설치
20	4-3	원자로 비상냉각수 외부 주입 유로 설치
21	4-4	중대사고 교육·훈련 강화
22	4-5	사고관리전략 실효성 강화를 위한 중대사고관리지침서의 개정
23	4-6	정지·저출력 운전중 중대사고관리지침서 개발
24	5-1	원전인근 주민보호용 방사선방호장비 추가 확보
25	5-2	다수호기 동시 비상발령 등 방사선비상계획서 개정
26	5-3	장기 비상발령 대비 비상장비 추가 확보
27	5-5	방사선 비상훈련의 강화
28	5-6	장기전원상실시 필수 정보의 확보방안 강구
29	5-7	보수작업자 방호대책 확보
30	5-8	비상대응시설 개선
31	5-9	방사선 비상시 정보공개 절차 개정
32	5-10	비상계획구역 밖의 주민보호 평가
33	5-11	비상경보시설의 성능 강화

4. 심 · 검사 중점 검토사항

가. 선행원전 대비 주요 변경 사항

선행원전(신한울 1,2호기)과 기본 설계는 동일하나 적용 기술기준 차이, 안전성 제고 설계변경 등으로 인해 일부 차이 발생

① 지반-구조물 상호작용(SSI : Soil-Structure Interaction) 내진해석

- (배경) 새울 3호기 규제지침·산업표준 등의 적용기준일(CCD)* 관련 지침**에 기초지반 전단파속도가 2,438 m/sec(8,000 ft/sec) 미만인 경우 SSI 효과를 고려한 내진해석 요구

※ 전단파속도 값이 작은 지반 조건에서는 지반과 구조물의 동적 거동이 독립적이지 않고 상호 영향을 받으므로, SSI효과를 고려하여 내진해석 수행

* 새울 3,4호기 규제지침·산업표준 등의 적용기준일(Code Out-off Date, CCD) : 2009.12.31.

** KINS/GE-N001, 경수로형 원전 안전심사지침, 3.7.2 내진계통 해석(개정 3, 2009)

- 새울 3,4호기 원자로격납건물 및 보조건물 기초지반 전단파속도는 약 2,073 m/sec(6,800 ft/sec)로 확인되어 SSI 효과를 고려한 내진해석 수행

- (변경사항) 지진발생 시 기초지반의 영향으로 인한 지반과 구조물의 상호작용을 고려하여 구조물의 거동을 분석하는 내진해석 수행

- 지반조사 및 실내시험 결과(전단파속도, 단위중량 및 지반층상 등)를 반영한 해석모델 구축 및 평가

- 상부 구조물, 굴착영역 및 하부지반 모델을 통합하여 내진해석 수행

- (검토결과) 부지조사 결과를 바탕으로 지반 특성 자료가 반영되었고, 상부 구조물을 포함한 통합 모델이 SSI 효과를 고려한 지진응답을 산출하는 등의 평가방법 및 결과가 적절하게 수행됨을 확인

② 사고감시계통 설계

□ (배경) USNRC R.G. 1.97* (Rev.4, 2006) 적용으로 사고감시계통의 상세 설계를 IEEE 497-2002**에 따라 수행

○ USNRC R.G. 1.97(Rev.3, 1983)은 지정된 사고감시변수에 따라 설계하나, 개정판에서는 노형에 적합한 사고감시변수를 유형별 분류, 선정하여 설계

* Criteria for accident monitoring instrumentation for nuclear power plants (원자력 발전소 사고감시 계측기기에 대한 기준)

** IEEE Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Stations

□ (변경사항) 새울 3,4호기는 사고해석, 비상운전절차 등을 기반으로 사고감시변수를 유형별 분류, 선정하여 사고감시계통 설계

새울 3,4호기		신한울 1,2호기	
유형	USNRC R.G. 1.97(Rev.4)	USNRC R.G. 1.97(Rev.3)	
Type A	- 설계기준사건(DBE) 또는 예상운전과도 사건 시 안전기능 수행을 위해 운전원 수동조작에 필요로 하는 주요변수	Variable	Range
Type B	- 운전원이 발전소의 필수안전기능을 평가하는데 필요로 하는 주요정보를 제공하는 변수	Plant specific	Plant specific
Type C	- 핵분열생성물의 유출방지 방법의 파열 또는 파열가능성 지시 정보를 제공하기 위한 변수	Reactivity Control	
Type D	- DBE 완화에 필요한 안전계통 및 보조 지원설비의 성능지시 변수 - 안전정지 수행 및 유지에 필요한 계통의 성능지시 변수, 안전계통의 상태 확인에 필요한 변수	Neutron Flux	10 ⁻⁶ % to 100% full Power
Type E	- 배기구를 통해 유출되는 방사성물질의 양을 결정하고 유출을 계속적으로 평가하는데 필요한 변수	Control Rod Position	Full in or not full in
		RCS Soluble Boron Concentration	0 to 6000 ppm
		RCS Cold Leg Water Temperature	50°F to 400°F
		Core Cooling	
		RCS Cold Leg Water Temperature	50°F to 700°F
		RCS Cold Leg Water Temperature	50°F to 700°F

※ 위와 같이 USNRC R.G. 1.97(Rev.3)에 따라 지정된 70여개의 사고감시변수가 FSAR 표 7.5-3에 기재

□ (검토결과) IEEE 497-2002에 따라 변수 유형별로 사고 시 감시가 요구되는 변수에 대한 선정이 적절히 이루어졌음을 확인

- 기존 사고감시변수 대비, 유형(Type) D인 사용후핵연료저장조 수위, 충전펌프 출구압력, 1차측기기냉각해수 유량 등 감시변수 추가

③ 대체교류디젤발전기(AAC-DG) 설계변경

- (배경) 한수원은 후쿠시마 후속조치* 및 설비보강의 일환으로 이행된 대체교류디젤발전기 설계기준(용량, 내진등급 등) 개선을 통해 소내 정전사고(SBO) 대처능력 강화

* 후쿠시마 원전사고 후속조치(3-2) : 대체비상디젤발전기 설계기준 개선

- (변경사항) 새울 3,4호기 소내정전사고(SBO) 동시 발생을 가정하여 호기별 1대를 설치하고 72시간 연속운전이 가능한 연료 보유

- 설계기준사고로부터 계통 및 설비 보호 목적으로 내진등급 상향(내진범주 I급)하고 설치 위치를 가능최대홍수위(9.49 m) 대비 안전한 높이(12.95 m : 부지고(9.5 m) + 설치 위치*(3.45 m))에 설치하여 침수에 대비

* 후쿠시마 원전사고 후속조치(3-2)에 따라 부지고보다 3 m 이상 높게 설치

< 대체교류디젤발전기 주요 설계 비교 >

구 분	새울 3,4호기	신한울 1,2호기
설비 구성	- 호기당 1대 - 비안전등급 - 정격 출력 : 7,200 kW - 내진범주: Seismic Category I	- 양호기공용 - 비안전등급 - 정격 출력 : 7,200 kW - 내진범주: Seismic Category III
설치 위치	- 110' -0" (지표기준 +3.454 m)	- 99' -6" (지표기준 +0.254 m)
운전 요건	소내정전사고 시 72시간 연속 운전 가능한 연료를 보유하도록 설계	소내정전사고 시 24시간 연속 운전 가능한 연료를 보유하도록 설계

- (검토결과) 소내정전사고에 대비하여(안전등급 부하: A계열 7,029 kW, B계열 7,014 kW), 대체교류디젤발전기(7,200 kW)가 비상디젤발전기(7,500 kW)와 동등한 수준의 용량과 내진성능을 갖추고 있음을 확인

④ 중대사고 대처 설비 변경사항

□ 중대사고 전용 급속감압계통 설치

- (배경) 중대사고 시 원자로냉각재계통의 급속감압을 POSRV*와 분리된 별개 시스템으로 수행하여 계통 신뢰성 향상

* 파일럿구동안전방출밸브(Pilot-Operated Safety Relief Valve, POSRV)

- APR1400 가동원전의 경우, 중대사고 시 원자로냉각재계통 급속감압은 POSRV와 후단의 3방향 밸브를 통해 수행됨

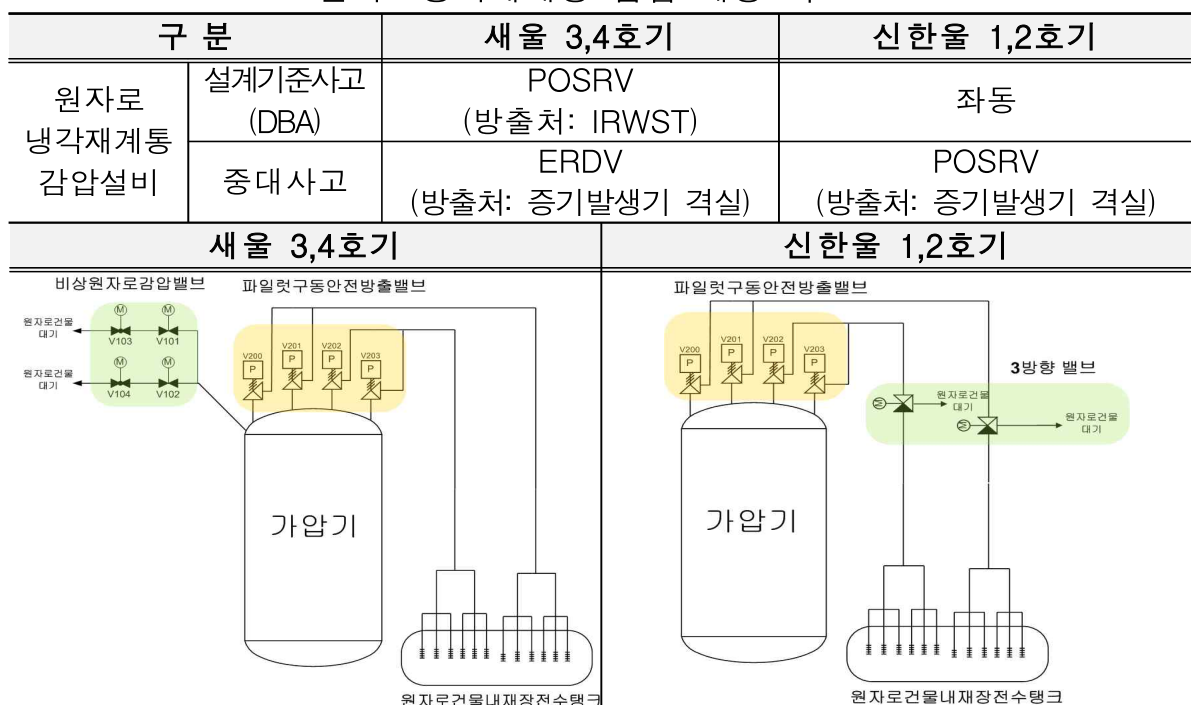
- (변경사항) 2계열로 구성된 비상원자로감압밸브(ERDV*)를 가압기 상부에 추가 설치하여, POSRV와 독립적으로 운전

* 비상원자로감압밸브(Emergency Reactor Depressurization Valve, ERDV)

- ERDV는 설비 단순화로 기기 신뢰도가 향상되고 중대사고 시 원자로 건물내재장전수탱크(IRWST)로 수소 유입을 배제하도록 개선

- (검토결과) 해석 결과, ERDV는 중대사고 시 원자로냉각재계통 압력을 175.8 kgf/cm²(17.2 MPaA)에서 17.6 kgf/cm²(1.7 MPaA)까지 감압시킬 수 있고, 운전원 조치를 통해 10분 이내에 밸브를 개방할 수 있음을 확인

< 원자로냉각재계통 감압 계통 비교표 >



□ 중대사고 전용 장기냉각설비

- (배경) APR1400 원전은 중대사고 시 원자로격납건물 감압 전용설비로 외부 수원을 살수 운전하는 비상원자로건물살수보조계통(ECSBS*) 도입
 - 새울 3,4호기는 ECSBS 장기 운전 시 원자로격납건물 침수 가능성을 배제하기 위해 고정형 설비 도입 추진
- * 비상원자로건물살수보조계통(Emergency Containment Spray Backup System, ECSBS)
- (변경사항) 장기냉각펌프 및 장기냉각열교환기와 같은 고정형설비 등을 설치하여 격납건물에 살수된 물을 활용한 장기 냉각 수행
- (검토결과) 중대사고 전용 장기냉각설비를 활용한 장기냉각 능력 평가 및 기기생존성 평가 결과를 통해, 발전소가 안정화될 수 있으며 중대사고 환경조건에서도 의도된 기능을 수행할 수 있음을 확인

구 분		새울 3,4호기	신한울 1,2호기
원자로 격납건물 장기냉각	설비	• 중대사고전용 장기냉각 열교환기 • 중대사고전용 장기냉각 펌프 • 고유량 이동형 펌프차 • 이동형 발전차(3.2 MW)	• 정지냉각펌프(SCP) • 고유량 이동형 펌프차 • 이동형 발전차(3.2 MW)
	전략	• 중대사고전용 장기냉각 열교환기를 통해 열제거 - 고온측: 원자로건물내재장전수 탱크(IRWST), 저온측: 해수 • 중대사고전용 장기냉각 펌프 - IRWST 수원, 안전주입 펌프 전단의 외부주입용 분기관(신설) • 고유량 이동형 펌프 이용, 중대 사고 전용 장기냉각 열교환기 저온측 해수 공급 • 재순환 운전을 통한 원자로격납 건물 장기냉각	• 정지냉각펌프(SCP)를 복구하여 원자로격납건물 장기냉각 • 정지냉각펌프용 3.2 MW 전력 공급 단자함 신설 • 정지냉각펌프 전동기 예비품 확보 • 고유량 이동형 펌프차를 이용하여 기기냉각수 외부주입

5 항공기충돌 방호설계

- (배경) 9.11테러 이후 USNRC는 의도적인 항공기충돌에 대한 10 CFR 50.150* 제정 및 R.G. 1.217** (Rev.0, 2011) 발간

* 항공기충돌 평가에 대한 미 연방규정으로 충돌시 ①원자로격납건물 건전성 또는 원자로노심 냉각 유지, ②사용후핵연료저장조 건전성 또는 사용후 핵연료 냉각유지 요구

** Assessment of beyond-design-basis aircraft impacts

- 한수원은 안전증진 사항으로 R.G. 1.217에서 인용한 NEI 07-13*에 따라 항공기충돌에 대한 방호설계 반영

* Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs

- (변경사항) 원자로격납건물 등 벽두께 보강, 충격저감설비 설치 등 항공기충돌에 대한 방호설계 반영

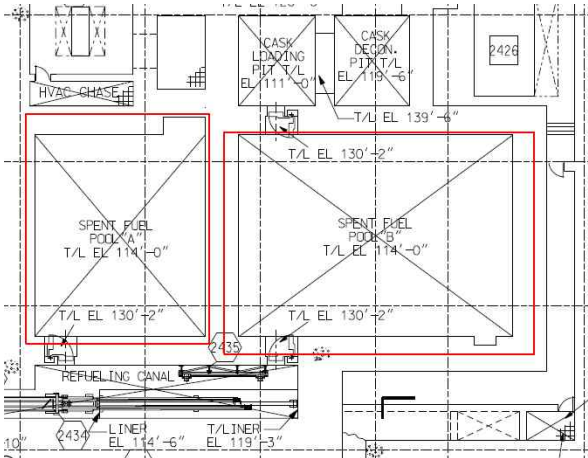
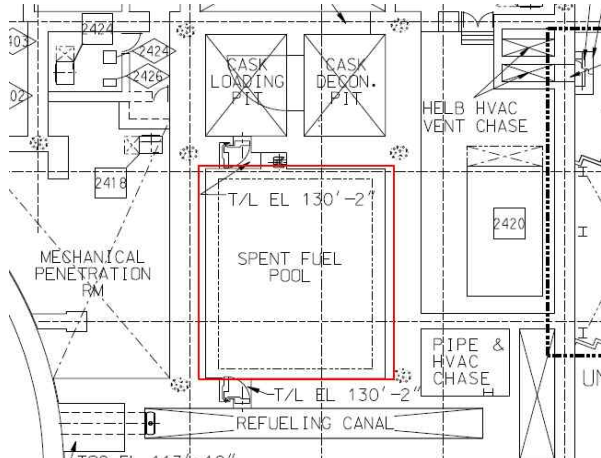
구 분		새울 3,4호기	신한울 1,2호기
원자로격납건물	외벽	4.5 ft (1.37 m)	4.0 ft (1.22 m)
	돔	4.0 ft (1.22 m)	3.5 ft (1.07 m)
보조건물 외벽		5.0 ft (1.52 m)	4.0 ft (1.22 m)
사용후핵연료저장조 외벽		6.0 ft (1.83 m)	4.0 ft (1.22 m)
설비보강		방폭문 22개소 방폭댐퍼 5개소 충격진동 저감장치 1개소   	-

- (검토결과) 의도적 항공기충돌 대처 설계에 따른 원자로격납건물 벽체 보강으로 격납건물 내부 체적 감소 등과 같은 안전성 영향은 없으며, 사용전검사를 통해 설비 보강이 적합하게 수행됨을 확인

⑥ 사용후핵연료저장조 저장용량 및 배치

□ (배경 및 변경사항) 한수원은 운영 효율을 위해 새울 3,4호기 사용후 핵연료저장조 저장용량을 20년에서 60년으로 증대

- 기존 20년 저장용량의 사용후핵연료저장조 “A”에 더하여 40년 저장용량의 저장조 “B” 및 냉각유로 추가

새울 3,4호기	신한울 1,2호기
• 사용후핵연료저장조(SFP) - 수량: 2개(호기당) - 저장용량: 60년 (SFP A: 20년, SFP B: 40년)  • SFP 냉각펌프 4대 (저장조당 2대) • SFP 냉각열교환기 4대 (저장조당 2대) • SFP 정화펌프 및 탈염기 각 4대 (저장조당 2대)	• 사용후핵연료저장조(SFP) - 수량: 1개(호기당) - 저장용량: 20년  • SFP 냉각펌프 2대 • SFP 냉각열교환기 2대 • SFP 정화펌프 및 탈염기 각 2대

□ (검토결과) 전산해석 결과를 통해, 정상운전 중 저장조 A, B의 수온을 설계값(48.9 ℃) 이하로 유지하고 모든 핵연료를 SFP로 인출하는 비정상운전 시에도 저장조 A의 수온을 설계값(60 ℃) 이하로 유지할 수 있음을 확인

나. 선행원전 운영허가 조건사항 이행 사항

[신한울 1호기 운영허가 조건사항(제142회 원안위, 2021.7.9.)]

- ① 신한울 1호기에 설치된 피동축매형수소재결합기(PAR)에 대하여 2018년 9월 세라컴社 PAR에 대해 실시한 독일 THAI 시설에서의 수소제거율과 축매이탈 등 실험과 동등·유사한 실험을 한국원자력연구원에서 조속히 실시하여 2022년 3월까지 최종보고서를 제출하되, 실험 시 신한울 1호기에 납품된 PAR와 동일한 제품을 대상으로 하고 필요시 후속조치를 이행할 것

- 한국원자력연구원에서 주관한 KNT사 PAR의 추가시험*을 통해, 규제요건 및 기기 구매규격의 만족 여부를 재확인하였고, 동일한 PAR가 새울 3,4호기에 설치되었음

* 수소제거율 확인 및 축매체 성능유지시험(제167회 원안위 보고, 2022.11.30.)

- ② 항공기재해도 저감을 위해 비행횟수 제한 등의 조치에 관한 협의를 관련 기관과 1차 계획예방정비 전까지 진행한 후, 필요시 후속조치를 이행할 것
- ③ 예상가능한 항공기충돌로 인해 피폭선량 제한치(사고 2시간 동안 제한 구역경계에서 전신 피폭선량 250 mSv, 갑상선 피폭선량 3,000 mSv)를 초과하는 방사능 누출을 야기할 수 있는 재해 빈도 평가방법론을 개발하여 이를 반영한 항공기재해도 평가 결과를 1차 계획예방정비 전까지 제출할 것

- 신한울 1호기 항공기 재해도는 주변비상 활주로 등 영향으로 $2.47 \times 10^{-7}/\text{년}$ 으로 평가되어 KINS 안전심사지침이 요구하는 ' $1.0 \times 10^{-7}/\text{년}$ 수준' ($5.0 \times 10^{-7}/\text{년}$ 으로 적용)에 근접함에 따라 재해도 저감 조치 등 요구

○ 제180회 원안위(2023.7.27.)에 해당 내용에 대해 보고 완료

- 새울 3,4호기 항공기 재해도는 $2.7 \times 10^{-8}/\text{년}$ 으로 기준치 보다 매우 낮음

- ④ 최종안전성분석보고서(FSAR) 15장 개정본을 다음 사항을 반영하여 상업 운전일 이전까지 제출할 것
- NRC APR1400 설계인증(DC)과 동등하게 소형냉각재상실사고 해석 시 33개의 파단크기를 고려한 분석결과를 반영할 것
 - 냉각재상실사고 후 장기냉각 해석 결과를 기술할 것
 - 정지불능예상운전과도(ATWS) 발생에 따른 사고해석 결과를 기술할 것

□ 소형냉각재상실사고에 대한 추가적인 파단스펙트럼 분석 수행

- 가장 제한적인 파단위치인 원자로용기 직접주입배관(DVI)에 대해 33개의 파단 스펙트럼 분석을 수행하여, 최대 피복재온도가 나타나는 파단 면적을 선정
- 최대 피복재온도는 736.3 °C로 분석되어 설계제한치 1,204 °C를 만족

□ 냉각재상실사고 후 장기냉각 해석 결과 기술

- 기존 장기냉각과 관련한 해석 내용에, 관련 기준 만족에 대한 결론을 새울 3,4호기 최종안전성분석보고서 6.3.3절에 추가로 기재

□ 정지불능예상운전과도(ATWS) 발생에 따른 사고해석 결과 기술

- 새울 3,4호기 최종안전성분석보고서 15.8절(ATWS)을 보완하여 다양성 보호계통에 의해 완화되는 해석 결과 추가

다. 서울 3호기 다수기 안전성 검토

- 다수기 사고를 유발할 수 있는 **위험요인인 자연재해**에 대해, 건설허가 심사 시 **부지 안전성을 확인함**
 - (지진) 부지 **예상 최대지진동값**은 0.169 g로 **설계값 0.3 g**보다 낮음
 - (지진해일) 가능최대지진해일의 **최고해수위**는 2.56 m로 **부지고(9.50 m)** 보다 낮음
 - (폭풍해일) 가능최대폭풍해일에 의한 **최고해수위 4.45 m**로 **부지고(9.50 m)** 보다 낮음

□ (위치·설비) 원자로시설 간 **상호 영향이 없는 곳에 설치**하고, 안전에 중요한 설비의 **공유를 금지** [원안위 규칙 제10조, 제16조]

구 분	확인사항
폭발	폭발성물질(수소, 휘발유 등) 폭발시 안전관련 구조물과의 이격거리 확보 ▶ 소내 저장중인 수소의 최근접 안전관련 구조물과의 이격거리(153.1 m)가 안전이격거리(135.2 m) 만족
유독물질	소내 외 유독물질(염산, CO₂ 등) 누출 시 독성한계가 주제어실에 영향을 미치지 않음 ▶ 염산: 독성한계농도 도달거리(328 m) 대비 주제어실 이격거리(470 m) 만족
화재	인화성 물질(경유, 하이드라진 등) 누출에 따른 화재 발생시 복사열 도달거리가 안전 관련 구조물과의 이격거리 미만임을 확인 ▶ 경유: 복사열 도달거리(93 m) 대비 안전관련 구조물과의 이격거리(470 m) 만족
터빈비산물	부지내 터빈 비산물로 인해 안전관련 구조물, 계통 등이 안전성 기능을 상실할 확률이 관련 기준 만족 ▶ 안전성 기능 상실 확률이 6.51×10^{-8}/년으로 관련 기준(10^{-7}/년 이하)을 만족
공유금지	안전관련설비를 호기 간 공유하지 않음

□ (위해방지) 동일부지 다수 원자력시설 운영 시 **다수기 제한구역 경계에서 연간 피폭선량 제한** 등 [원안법 시행령 제174조, 방사선환경영향평가서 작성규정 제8조, 방사선방호기준 제16조]

- (다수기 선량) 새울 3,4호기 포함한 동일부지 내 원자력이용시설에 의한 영향 평가결과, 제한구역경계에서 연간선량이 방사선방호 기준을 만족

구 분	기 준 치	평 가 결 과
유효선량(mSv/yr)	0.25	0.171 (68.4 %)
갑상선 등가선량(mSv/yr)	0.75	0.368 (49.1 %)

※ 고리 본부(고리1~4호기, 신고리1,2호기, 종합정비공작건물)를 포함하여 보수적으로 추가 평가한 결과도 유효선량(0.182 mSv/yr) 및 갑상선 등가선량(0.377 mSv/yr)이 기준치 대비 각각 72.8 %, 50.3 % 수준

- (방사선비상계획) 다수기 비상대응을 고려한 비상대응 조직 및 시설 구축
 - 다수기 사고를 가정한 비상대응조직이 구성되어 있으며, 호기별 각각 비상기술지원실, 비상운영지원실을 갖추고 비상대책실과 사고대응 정보 공유체계를 구축
- (해체계획) 타시설 안전성에 영향 없도록 해체전략 수립[원안위 규칙 제85조의5]
 - 해체 과정 중 인접 원자력시설에의 상호 영향이 없도록 2개 호기를 동시에 해체하는 전략을 우선 고려함을 확인

라. 기타 사항

[행안부 단층조사 결과에 따른 부지 지진동 평가 유효성 확인]

- 9.12 지진(2016.9., 경주)을 계기로 행정안전부는 「한반도 단층구조선의 조사 및 평가기술 개발」 사업*을 추진

* [1단계] 동남권(2017~2021), [2단계] 수도권(~2026), [3,4단계] 전라·강원(~2036)

- 1단계 조사보고서 공개를 통해 동남권 일원에서 총 16개 지표 단층 분절을 확인하였음을 발표

- 16개 단층분절 중 기술기준*에 따라 새울 3호기에 고려해야 할 2개 단층 (차일,삼남)에 대한 지진안전성평가 결과, 설계기준(0.3 g) 이내임을 확인

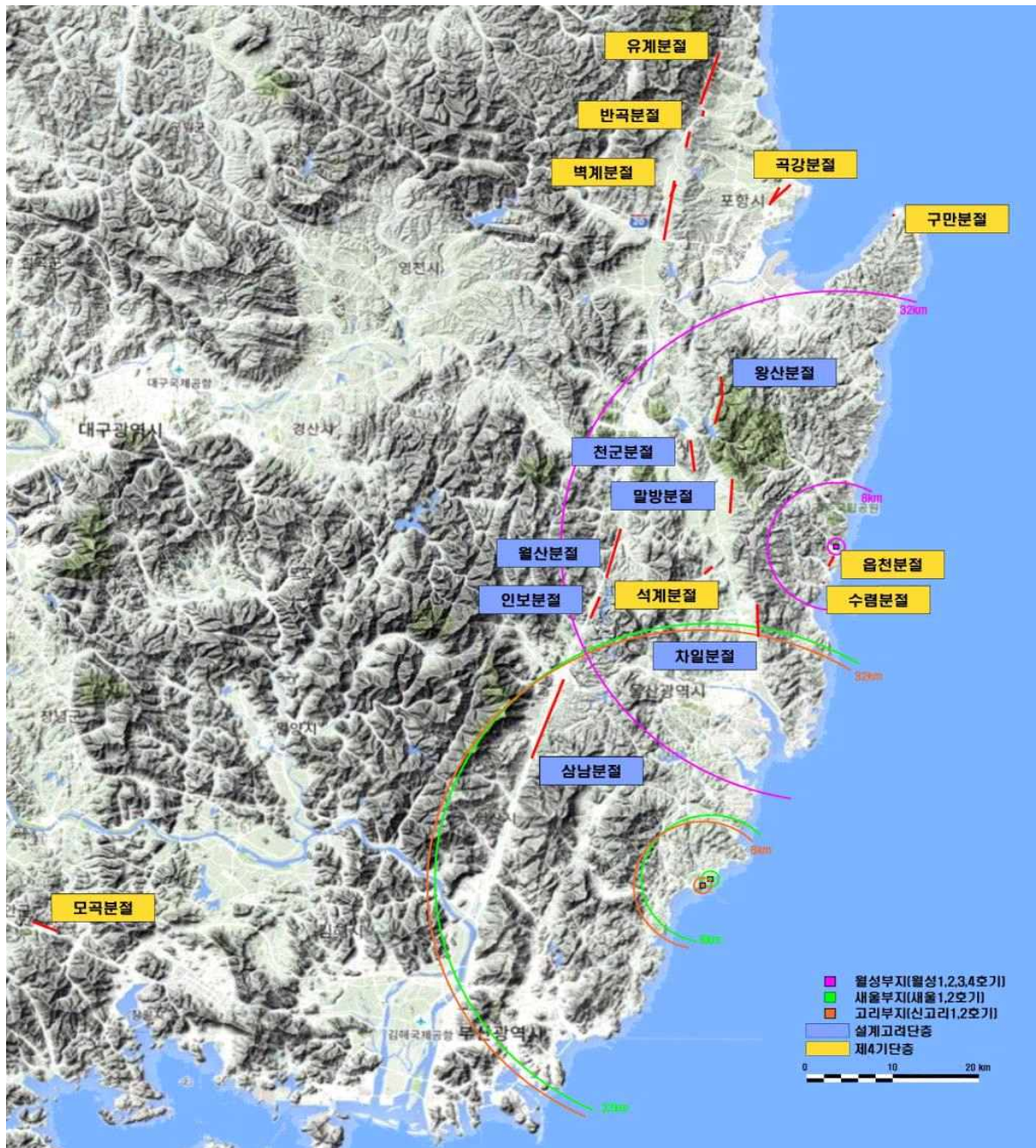
* 원안위 고시 「원자로시설의 위치에 관한 기술기준」

< 행안부 단층조사 결과, 동남권 일대 총 16개 지표 단층분절 >

분절	길이(km)	최후기운동시기	운동횟수	이격거리(km)	활동성	설계고려	평가결과
①차일	2.8~4.2	2.1±0.2~88±6 ka	최소 4회	30.1	○	○	0.050 g
②말방	3.5~4.3	10±1~55±3 ka	최소 3회	45.2	○		
③천군	2.0~4.0	4.0±0.6~37±4 ka	최소 3회	50.4	○		
④월산	3.0~6.3	30±1~33±2 ka	최소 2회	39.0	○		
⑤인보	2.3~2.9	17±1~29±1 ka	최소 2회	34.9	○		
⑥삼남	2.0~10.5	4.2±0.3~96±2 ka	최소 2회	25.4	○	○	0.085 g
⑦벽계	4.7~7.6	1.3±0.1~3.2±0.2 ka	최소 3회	79.6	○		
⑧읍천	0.65~1.5	61±7 ka 이후	최소 2회	40.8	○		
⑨수렴	0.2	2.6±0.2~12±2 ka	최소 1회	38.5	○		
⑩왕산	2.1~6.3	54±7 ka	최소 4회	56.3	○		
⑪유계	2.0~6.8	0.9±0.1~154±13 ka	최소 1회	95.0	○		
⑫반곡	1.3~2.1	0.99±0.04~3.2±0.3 ka	최소 2회	91.1	○		
⑬석계	1.3	121±6 ka	최소 1회	37.5			
⑭구만	0.25	80±2~229±19 ka	최소 1회	85.1			
⑮곡강	2.85~3.3	0.17±0.01 ka	최소 2회	84.1	○		
⑯장대	2.0~3.6	178±12~212±10 ka	최소 1회	76.3			

< 원안위 고시에 따른 설계고려 대상 단층 >

부지로부터의 거리(km)	단층 최소길이(km)
0 ~ 32	1.6
32 ~ 80	8
80 ~ 160	16
160 ~ 240	32
240 ~ 320	64



< 새울 3호기 부지 주변 단층분절 위치도(정부조사) >

5. 심 · 검사 종합결론

- 새울 3호기의 최종안전성분석보고서를 비롯한 운영허가 신청서류에 대한 심사 결과, 「원자력안전법」 제21조의 허가기준을 만족
 - 원자로 및 관계시설의 운영에 필요한 기술능력, 성능, 운전에 관한 품질보증계획서, 해체계획서 및 사고관리계획서가 원자력안전위원회 규칙으로 정하는 기술기준에 적합
 - 운영으로 인하여 발생하는 방사성물질등으로부터의 영향이 국민의 건강 및 환경상의 위해를 방지하기 위하여 원자력안전법령으로 정하는 기준에 적합
- 사용전검사를 통해 구조물·계통 및 설비의 성능이 원자력안전법 허가기준에 만족함을 확인

I. 검토 경위

- 「원자력안전위원회 설치 및 운영에 관한 법률」 제15조에 따라, 새울 3호기 운영허가에 대한 원자력안전위원회 심의에 앞서,
 - 질의응답, 자료검토, 현장확인 등을 통해 KINS 심·검사 결과 적절성 사전검토

- 2024년 7월 26일 제106회 원자력안전전문위원회(이하 '전문위')에서 새울 3호기 KINS 심·검사 현황 1차 보고를 시작으로 사전검토 착수
 - 총 10회('24.7월 ~ '25.12월) 대면 회의, 1회 현장 확인('24.11월)을 실시하여,
 - 총 236건(현장질의 146건, 서면질의 90건)의 질의·답변 및 논의를 통해 심·검사 결과가 원자력안전법 제21조 허가기준에 만족하는지 검토
- 새울 3호기는 APR1400 노형으로 5번째 운영허가를 신청한 원전으로, 既 운영 중인 신한울 1,2호기와 주요 설비 및 설계가 동일한 점을 고려하여,
 - 주요 설비 안전성은 물론 선행원전 대비 주요 설계 차이점과 해당 부지 안전성에 대해 중점 검토
- 제122회 전문위('25.12.5.)에서 그간 분야별 안전성 확인사항, 심사보고서 검토의견 반영사항 등 새울 3호기 운영허가 관련 논의사항을 정리한 검토보고서를 채택

II. 주요 검토 내용

1 주요 설비의 안전성

- (핵연료 및 노심설계) 핵연료가 과도상태에서 건전성 유지를 위해 급격한 반응도 증가가 억제되도록 설계되었는지 검토
 - 초기노심의 제어봉 순수 반응도 값($16.79\% \Delta\rho$)이 사고해석 반응도 등을 고려한 총반응도 요구량($15.95\% \Delta\rho$) 보다 $+0.84\% \Delta\rho$ 여유도가 있음을 확인
 - 심사보고서 내용 중 경수로의 음의 출력계수 관련 표현을 명확히 기술하도록 제시한 검토 의견이 적절히 반영됨을 확인

개정 전	개정 후
[심사보고서 최종안전성분석보고서 4.3절 핵설계] 이를 확인하기 위해 경수로형 원전 안전심사지침 제4.3절 II.2를 참고할 수 있으나, 경수로는 음의 도플러계수 및 출력계수로 가지므로 경수로형 원전 안전심사지침에서 반응도계수의 허용범위를 기술하고 있지 않다.	[심사보고서 최종안전성분석보고서 4.3절 핵설계] 이를 확인하기 위해 경수로형 원전 안전심사지침 제4.3절 II.2를 참고할 수 있으나, 경수로는 음의 출력계수를 갖도록 설계하므로 경수로형 원전 안전심사지침에서 반응도계수의 허용범위를 기술하고 있지 않다.

- (원자로용기) 원자로용기가 설계수명 60년 동안 예상되는 중성자 누적 조사량을 고려하여 건전성이 유지되도록 설계되었는지 검토
 - 수명말기 예상 가압열충격온도(모재 $4.52\text{ }^{\circ}\text{C}$, 용접재 $-8.94\text{ }^{\circ}\text{C}$)가 허용기준* (모재 $132.2\text{ }^{\circ}\text{C}$ 이하, 용접재 $148.9\text{ }^{\circ}\text{C}$ 이하)을 만족함을 확인
 - * 원안위 고시 「원자로압력용기 감시시험 기준」
 - 심사보고서에 원자로용기 가압열충격 기준치 만족 여부 확인 시 검토한 실증 실험값을 기술하도록 하여 적절하게 반영됨을 확인

개정 전	개정 후
[심사보고서 최종안전성분석보고서 5.3.3절 원자로용기 건전성] 또한 원자로용기 재료의 초기 무연성 천이온도는	[심사보고서 최종안전성분석보고서 5.3.3절 원자로용기 건전성] 또한 원자로용기 노심대 모재 및 용접재에 대한

개정 전	개정 후
-23.3℃(-10°F)로 설계수명말기 가압열충격 기준온도는 21.67℃로 원자력안전위원회 고시 제2021-28호 별표 5(원자로압력용기 가압열충격 평가기준)를 만족함을 확인하였다.	조사전 충격시험을 통해 결정된 재료의 초기 RT_{NDT} 는 (-40℃(-40°F)) 및 (-56.67℃(-70°F))로 설계수명말기 RT_{PTS} 는 각각 모재(4.52℃) 및 용접부(-8.94℃)로 원자력안전위원회고시 별표 5(원자로압력용기 가압열충격 평가기준) 제 2021-28호를 만족함을 확인하였다.

○ (원자로격납건물) 원자로계통을 보호하고 사고 시 핵분열 생성물의 외부 누출 차단 방벽으로서 건전성을 확보하고 있는지 검토

- 설계기준사고 시 예상되는 격납건물 내 최대 압력(3.75 kgf/cm²(0.37 MPaG))에서 종합누설률(0.35 La*)이 기준치(0.75 La 이하)를 만족함을 확인

* La : 원자로격납건물 누설률 제한치(0.1 wt%/day)를 1 La로 정의

○ (비상노심냉각장치) 단일전력 및 단일고장 조건에서 설계기준사고가 완화되도록 설계에 반영되었는지 검토하여, 성능기준 만족을 확인

< 대형 냉각재 상실사고 해석 결과 >

최대 피복재 온도		최대 피폭재 산화도		최대 수소 발생량	
성능기준	결과값	성능기준	결과값	성능기준	결과값
1,204 ℃ 이하	1,054 ℃,	17 % 이하	9.7 %	1 % 이하	0.7 %

○ (전력공급설비) 전력계통이 설계기준사고 시에도 안전을 유지하는데 필요한 용량과 능력을 확보하고 있는지 검토

- 비상디젤발전기가 안전등급 부하(A계열 7,029 kW, B계열 7,014 kW)에 전원공급을 위한 충분한 용량(7,500 kW)을 갖추고 있고 성능*이 만족함을 확인

* 비상디젤발전기 기동 시 12.6초에 정격속도 도달(성능기준 17초 이내) 등 확인

○ (심사보고서 보완사항) 전문위 검토 과정에서 제기된 심사보고서 보완의견에 대해 KINS 수정사항이 적절함을 확인

- 원자로냉각재 압력 평가 결과가 정량적 수치를 근거로 검토되었음을 확인 가능하도록 명확히 기술

개정 전	개정 후
[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.6절 원자로냉각재 재고량 감소] 최종안전성분석보고서를 검토하여 가압기 파일럿구동 안전방출밸브 개방 시 원자로 냉각재계통의 압력이 서서히 감소하며, 주증기계통의 압력은 주증기안전밸브의 개폐의 반복을 통해 제한됨을 확인하였고, 최소 핵비등이탈률은 1.46으로 평가되었음을 확인하였다.	[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.6절 원자로냉각재 재고량 감소] 최종안전성분석보고서를 검토하여 가압기 파일럿구동 안전방출밸브 개방 시 원자로 냉각재계통의 압력이 서서히 감소하며, 주증기계통의 압력은 주증기안전밸브의 개폐의 반복을 통해 제한됨을 확인하였다. 원자로냉각재계통과 주증기계통의 최대 압력이 각각 2,325psia와 1,142psia로 평가되었으며, 최소 핵비등이탈률은 1.46으로 평가되었음을 확인하였다.

- 안전등급 대구경 배관 지지대의 실제 사용 재료 규격을 기술

개정 전	개정 후
[심사보고서 최종안전성분석보고서 3.9.3절 KEPIC 코드 등급 1, 2, 3 기기 및 기기 지지물과 노심지지구조물] 한수원은 ASME Code Case N-71-18이 적용된 대구경 배관지지대(품목명: TK 7×7×3/8) 재료에 대한 최대인장강도(설계온도에서 58ksi)와 원자로냉각재펌프 지지물 재료(OO)에 대한 최대인장강도(설계온도에서 90ksi)가 170ksi 보다 낮아 USNRC Reg. Guide 1.84의 조건사항을 만족한다고 제시하였다.	[심사보고서 최종안전성분석보고서 3.9.3절 KEPIC 코드 등급 1, 2, 3 기기 및 기기 지지물과 노심지지구조물] 한수원은 ASME Code Case N-71-18이 적용된 대구경 배관지지대(품목명: TK 7×7×3/8)의 재료규격(A500 GR.B) 및 설계온도(60℃)에 해당되는 최대인장강도는 58ksi이므로 USNRC Reg. Guide 1.84의 조건사항(최대 인장강도 170ksi 초과 시 재료충격시험 수행)에 해당되지 않음을 제시하였다.

- 2차계통 사고해석 핵비등이탈률*(DNBR) 값을 정량적으로 명확히 기술

* 원자로 내 열전달의 불균형 정도, DNBR이 높을수록 열전달이 안정적임

개정 전	개정 후
[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.2절 2차계통에 의한 열제거 감소] 파단 면적에 대한 민감도 분석 결과 0.1ft²에서 가장 낮은 핵비등이탈률이 나타났으며, ~ (이하 생략)	[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.2절 2차계통에 의한 열제거 감소] 파단 면적에 대한 민감도 분석 결과 가장 낮은 핵비등이탈률은 0.1ft²에서 1.33으로 나타났으며, ~ (이하 생략)

② 기체 및 액체 방출물에 의한 주변 환경 영향

- (단일호기) 새울3호기 운영으로 인한 방사선 영향이 제한구역 경계 (반경 560 m)에서의 「방사선방호 등에 관한 기준」을 만족함을 확인
 - ※ 액체 방출물로 인한 유효선량(0.0032 mSv/yr)이 기준치(0.03 mSv/yr) 만족 등
- (다수기) 새울 부지 내 다수 시설(새울1~4호기 등) 운영으로 인한 제한 구역경계에서 방사선 영향도 적합함을 확인

구 분	기준치	평가결과(기준치 대비)
유효선량(mSv/yr)	0.25	0.171 (68.4 %)
갑상선 등가선량(mSv/yr)	0.75	0.368 (49.1 %)

※ 보수적으로, 고리본부를 포함하여 추가 평가한 결과(유효선량(0.182 mSv/yr, 갑상선 등가선량(0.377 mSv/yr)도 기준치를 만족함을 확인

③ 선행원전 대비 주요 설계변경 사항

- 규제지침·산업표준 등의 적용기준일(CCD)* 변경, 안전성 제고 등을 위한 설계 개선에 따른 선행 원전(신한울 1,2호기)과 설계 차이 검토
 - * 새울 3,4호기 규제지침·산업표준 등의 적용기준일(Code Cut-off Date, CCD) : 2009.12.31.
- 경수로형 원전 안전심사지침 3.7.2(Rev.3, 2009)에 따라 원자로격납건물 및 보조건물은 SSI* 효과를 고려한 내진해석이 적합하게 수행됨을 확인
 - * 지반-구조물 상호작용(SSI) : Soil Structure Interaction
- Reg. Guide 1.97(Rev.4, 2006)에 따라 주제어실 제어반에 사용후 핵연료저장조 수위 등 사고감시 변수가 적합하게 추가됨을 확인
- 후쿠시마 원전사고 후속조치 일환으로, 소내정전사고 대처 능력 강화를 위해 대체교류디젤발전기의 용량 및 내진등급을 강화하여 설치함을 확인
 - ※ 용량(신한울 1,2호기 2개 호기당 1대→호기당 1대), 내진등급(내진범주Ⅲ→Ⅰ)

- 안전증진 사항으로 Reg. Guide 1.27에서 인용한 NEI 07-13에 따라 수행한 항공기 충돌 방호설계*가 적절하며, 이로 인한 격납건물 내부 체적 감소 등과 같은 안전성 영향은 없음을 확인

* 격납건물 외벽 강화(1.22 m→1.37 m), 방폭문 22개소 방폭댐퍼 5개소 추가 등

- 운영 효율을 위해 사용후핵연료저장조 저장용량을 증대(20년→60년)한 사항은 비정상 운전 시에도 저장조 수온이 설계값(60 ℃) 이하로 유지됨을 확인

④ 선행원전 운영허가 조건사항 반영 결과

- 동일 노형 신한울 1호기 운영허가(제142회 원안위, '21.7.9.) 조건 사항에 대해, 적용 대상 조건 사항은 모두 적절하게 반영하였음을 확인

신한울1호기 운영허가 조건 사항	반영 결과
① 신한울1호기 세라컴PAR에 대한 추가 시험 실시	KAERI 주관 시험을 통해 검증된 KNT社 PAR 설치
② 항공기재해도 저감을 위한 관련기관 협의 추진	신한울1호기는 주변비상할주로 영향으로 항공기 재해도($2.47 \times 10^{-7}/\text{년}$)가 기준치($1.0 \times 10^{-7}/\text{년}$ 수준)에 근접하여 요구하였으나, 서울3호기 항공기 재해도는 $2.7 \times 10^{-8}/\text{년}$ 으로 매우 낮음
③ 항공기충돌로 인한 피폭선량제한치 초과 재해빈도 평가방법론 개발 후 평가결과 제출	
④ NRC APR1400 설계인증과 동일하게 냉각재상실사고 후 장기냉각 해석 결과 등을 FSAR 15장에 반영	조건사항을 반영하여 FSAR 15장에 반영

⑤ 사고관리계획서 및 중대사고 대처설비

- (사고관리계획서) 운영허가서류로 최초 제출된 원전으로, 사고관리 전략 및 이에 따라 설치된 설비가 허가기준에 적합한지 검토

- (전략) 既 승인된 APR1400 가동원전 사고관리계획서와 동일한 전략을 채택하고 있으며, 사고관리능력 평가 결과가 정량적 목표*를 만족함을 확인

* Cs-137 방출량 100TBq 초과 사고 발생 빈도 합($4.86 \times 10^{-7}/\text{년}$)이 목표치($< 1 \times 10^{-6}/\text{년}$) 만족 등

- (설비) 사고관리계획서에 기재된 고정형 및 이동형설비가 현장에 완비되었고 현장 실증시험을 통해 설비의 가용성 등이 검증됨을 확인

- (선행호기와 차이점) APR1400 가동원전 사고관리계획서와 일부 중대사고 대처설비에 차이점이 있음을 확인하고 적절성 등 검토
 - 중대사고 시 원자로냉각재계통 급속 감압을 위해 비상원자로급속 감압밸브(ERDV)가 POSRV*와 별개 시스템으로 추가 설치되었고,
 - * 파일럿구동 안전방출밸브(Pilot-Operated Safety Relief Valve, POSRV)
 - 원자로격납건물 장기냉각을 위한 고정형 설비가 설치되어, 중대 사고 시 발전소 안정화를 위한 기능을 수행할 수 있음을 확인
 - MCCI* 대처 능력 강화를 위해, 원자로 공동 집수조에 침식 저항성이 큰 석회암질 콘크리트 시공(0.9m)으로 안전성이 강화(예상 침식깊이 0.12m)됨을 확인
 - * 노심 용융물 콘크리트 상호작용(MCCI, Molten Core Concrete Interaction)
- (심사보고서 보완사항) 전문위 검토 과정에서 제기된 사고관리계획서 관련 심사보고서 보완 의견에 대해 KINS 수정사항이 적절함을 확인
 - 원자로공동집수조 여유도 확보 관련 석회암질 콘크리트 침식 저항 우수성에 대한 근거 반영

개정 전	개정 후
[심사보고서 사고관리계획서 4.2.3절 노심용융물과 콘크리트의 반응] 심사 결과, 새울 3호기 원자로공동 바닥의 석회암질 콘크리트 타설은 분해 과정에서 비응축성 기체를 다량 발생시키는 석회암질 콘크리트의 특성을 통해 노심용융물의 냉각을 촉진하기 위한 방안으로 적용되었으므로 적절하다.	[심사보고서 사고관리계획서 4.2.3절 노심용융물과 콘크리트의 반응] 심사 결과, 새울 3호기 원자로공동 바닥의 석회암질 콘크리트 타설은 국제공동연구 등을 통해 노외 용융물에 대한 석회암질 콘크리트의 침식 저항성이 우수한 것으로 알려져 있으므로 적절하다.

- 확률론적안전성평가(PSA) LEVEL 3 분석 기상자료 범위를 명확히 기술

개정 전	개정 후
[심사보고서 사고관리계획서 4.5절 확률론적 안전성평가]	[심사보고서 사고관리계획서 4.5절 확률론적 안전성평가]

개정 전	개정 후
한수원은 사고관리계획서 제4.5절 및 전출력 3단계 PSA 보고서에 소외 결말분석 결과로 초기사망 및 암사망리스크 평가 결과를 기재하였다. 초기사망 리스크는 2017년에서 2019년의 기상자료에 대해 각각 2.26E-08/년, 2.56E-08/년, 2.10E-08/년, 암사망 리스크는 2017년에서 2019년의 기상자료에 대해 각각 4.54E-09/년, 4.26E-09/년, 4.28E-09/년으로 제시하였다.	한수원은 사고관리계획서 제4.5절 및 전출력 3단계 PSA 보고서에 소외 결말분석 결과로 초기사망 및 암사망리스크 평가 결과를 기재하였다. 검토 결과, 초기사망 리스크는 2017년에서 2019년의 총 3년의 기상자료에 대해 각각 2.26E-08/년, 2.56E-08/년, 2.10E-08/년, 암사망 리스크는 2017년에서 2019년의 총 3년의 기상자료에 대해 각각 4.54E-09/년, 4.26E-09/년, 4.28E-09/년으로 제시평가되었음을 확인하였다. 또한, 연도별 결과 값 중에 가장 큰 값이 새울 3호기 초기사망 리스크 및 암사망 리스크로 제시되었음을 확인하였다.

- 화재사고 분석에 적용된 관련 기준 기재 필요

개정 전	개정 후
[심사보고서 사고관리계획서 4.5절 확률론적 안전성평가] 검토 결과, 내부사건 분석에서 사용된 운전원 오류사건을 바탕으로 화재사건 운전원 오류 사건이 분석되었으며, 화재사건 고유의 운전원 조치가 추가적으로 도출되었음을 확인하였다.	[심사보고서 사고관리계획서 4.5절 확률론적 안전성평가] 검토 결과, 내부사건 분석에서 사용된 운전원 오류사건을 바탕으로 화재사건 운전원 오류 사건이 분석되었으며, 화재사건 고유의 운전원 조치가 추가적으로 도출되었음을 확인하였다. 또한, 화재사건 인간신뢰도분석 가이드라인이 제시된 NUREG- 1921 등에 따라 화재로 인한 지시계 상실, 운전원 스트레스 증가 등 환경적인 영향을 반영하여 운전원오류확률을 평가하였음을 확인하였다.

- 사고관리설비 통합보관고 내진설계(0.5g)에 대한 부연 설명 추가

개정 전	개정 후
[심사보고서 사고관리계획서 6.1절 극한재해 완화지침서 작성에 관한 설명서(자연재해)] 검토 결과, 통합보관고는 건축구조기준에 따른 유효지반가속도 0.5g의 설계응답스펙트럼을 적용하여 내진설계되었음을 확인하였다.	[심사보고서 사고관리계획서 6.1절 극한재해 완화지침서 작성에 관한 설명서(자연재해)] 검토 결과, 통합보관고는 보수적으로 유효지반가속도 0.5g의 설계응답스펙트럼과 반응수정 계수 1.0을 적용하여 건축구조기준에 따라 내진설계되었음을 확인하였다.

6 기후변화 반영 최종열제거원 해수온도 평가 결과

- 기후변화에 따른 원전안전종합대책(‘22.11.) 일환으로 USNRC R.G. 1.27 (Rev.3, 2015)에 따라 평가한 최종열제거원 해수온도 평가 결과를 검토
 - 기후변화를 고려한 설계기준사고 시 해수온도 평가 결과*(34.81 ℃)가 기기냉각수 열교환기의 허용 가능 온도(35.84 ℃) 이하임을 확인
- * 설계해수온도(34.81 ℃) : 환경수온 28.6 ℃ + 재순환온도 4.41 ℃ + 기후변화(60년) 1.8 ℃

7 지진 안전성 평가 결과

- 서울 3호기 부지는 행안부 동남권 활성단층 조사(‘23.1.9.)에서 확인된 지진 안전성 평가대상 단층*에 대한 조사결과 모두 설계기준(0.3 g) 이내임을 확인
- * 원안위 고시 「원자시설의 위치에 관한 기준」에 따라 부지반경 32 km 이내, 단층길이 1.6 km 이상인 2개 단층(차일, 삼남)의 지진 안전성 평가 결과(0.050 g, 0.085 g) 확인
- 또한 심사보고서에 KINS 규제지침 4.29*에 따라 평가된 설비가 명확히 구분되도록 작성을 요구하여 반영됨을 확인
- * 운전기준지진(OBE) 하중 배제에 따른 대체설계 고려사항(KINS/RG-04.29)

개정 전	개정 후
[심사보고서 요약] OBE 하중 배제로 인해 평가된 내진성능 0.5g 만족	OBE 하중 배제에 따른 원자로 안전정지 및 유지를 위한 필수 기기의 0.5g 내진성능 확보

8 전문위 검토 의견에 따른 심·검사보고서 개정 사항

- KINS 심·검사 보고서 검토 과정에서 제기된 약 19건의 심사 보고서 수정 의견(첨부 1)들이 적절하게 수정 반영됨을 확인

III. 종합 결론

- 전문위에서 KINS의 새울 3호기 운영허가 심사 및 사용전검사 결과에 대해 검토한 결과,
 - 최종안전성분석보고서 등 운영허가 신청 첨부서류에 대한 심사가 적절하게 수행되었고,
 - 새울 3호기 원자로시설의 설치와 성능에 대한 사용전검사가 적절하게 수행됨
 - 검토 과정에서의 질의한 사항에 대한 답변이 모두 적절하게 제시되었음을 확인
- 이에 따라, 전문위는 KINS의 새울 3호기 운영허가 심사 및 사용전검사 결과가 타당한 것으로 결론
- 한편 전문위는 원전의 안전성 향상 등을 위해 다음 사항을 제언

[제언 사항]

- 원전의 안전운영 및 적정 품질관리를 위해서는 건설단계부터 적합한 공급업체 선정 및 부품 공급이 이뤄져야 하므로, 향후 신규 계약 시 이에 적합한 공급망 체계가 유지될 수 있도록 관리가 필요

첨부 1

원자력안전전문위원회 사전검토 결과 반영

□ 사전검토 개요

- 원자력안전전문위원회는 총 10회 현장회의, 1회 현장확인을 통해 새울 3호기 심사 및 검사 결과의 적절성을 검토하여 심사보고서 및 검사보고서 일부 보완사항 도출

□ 심사보고서 및 검사보고서 보완사항

- 전문위 검토과정에서 제기된 보완사항을 아래와 같이 반영함
- ※ 단순 오타 수정은 개정 전·후 대비표에서 생략함

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
1	KINS 규제지침 4.29에 따라 평가된 설비가 명확히 구분 되도록 작성	[심사보고서 요약] OBE 하중 <u>배제에 따른</u> 내진성능 0.5g 확보	OBE 하중 <u>배제에 따른 원자로 안전정지 및 유지를 위한 필수 기기의 0.5g 내진성능 확보</u>
2	안전등급 대구경 배관 지지대의 실제 사용 재료 규격을 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 3.9.3절 KEPIC 코드 등급 1, 2, 3 기기 및 기기 지지물과 노심지지 구조물] 심사자는 질의 OO을 통해 ASME Code Case N-71-18 적용 대상(KEPIC 코드 등급 1, 2, 3 배관 지지물, 원자로냉각재펌프 지지물) 및 ASME Code Case N-249-14 적용 대상(KEPIC 코드 등급 1, 2, 3 배관 지지물) 설계 시에 USNRC Reg. Guide 1.84의 조건사항이 적합하게 고려되었음을 입증하도록 요구하였다.	심사자는 ASME Code Case N-71-18 적용 대상(KEPIC 코드 등급 1,2,3 배관 지지물, 원자로 냉각재펌프 지지물) 및 ASME Code Case N-249-14 적용 대상 (KEPIC 코드 등급 1,2,3 배관 지지물) 설계 시에 USNRC Reg. Guide 1.84의 조건사항이 적합하게 고려 되었음을 입증하도록 요구하였다.

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
		한수원은 ASME Code Case N-71-18이 적용된 대구경 배관 지지대(품목명: TK 7×7×3/8) 재료에 대한 최대인장강도(설계온도에서 58ksi)와 원자로냉각재펌프 지지물 재료(OO)에 대한 최대인장강도(설계온도에서 90ksi)가 170ksi 보다 낮아 USNRC Reg. Guide 1.84의 조건사항을 만족한다고 제시하였다.	한수원은 ASME Code Case N-71-18이 적용된 대구경 배관 지지대(품목명: TK 7×7×3/8)의 재료규격(A500 GR.B) 및 설계온도(60°C)에 해당되는 최대인장강도는 58ksi이므로 USNRC Reg. Guide 1.84의 조건사항(최대 인장강도 170ksi 초과 시 재료충격시험 수행)에 해당되지 않음을 제시하였다.
3	경수로의 음의 출력 계수 관련 표현 명확히 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 4.3절 핵설계] 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제18조에서는 원자로의 보호를 위하여 원자로의 급격한 반응도 증가가 자연적으로 억제되도록 설계하도록 규정한다. 이를 확인하기 위해 경수로형 원전 안전심사 지침 제4.3절 II.2를 참고할 수 있으나, 경수로는 음의 도플러계수 및 출력계수로 가지므로 경수로형 원전 안전심사지침에서 반응도 계수의 허용범위를 기술하고 있지 않다.	원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제18조에서는 원자로의 보호를 위하여 원자로의 급격한 반응도 증가가 자연적으로 억제되도록 설계하도록 규정한다. 이를 확인하기 위해 경수로형 원전 안전심사 지침 제4.3절 II.2를 참고할 수 있으나, 경수로는 음의 출력계수를 갖도록 설계하므로 경수로형 원전 안전심사지침에서 반응도계수의 허용범위를 기술하고 있지 않다.
4	원자로용기 가압열 충격 기준치 만족 여부 확인 시 검토한 실증 실험값을 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 5.3.3절 원자로용기 건전성] 또한 원자로용기 재료의 초기 무연성 천이온도는 -23.3°C(-10°F)로 설계 수명말기 가압열충격 기준온도는 21.67°C로 원자력안전위원회고시(제2021-28호) 별표 5(원자로압력 용기 가압열충격 평가기준)를 만족함을 확인하였다.	또한 원자로용기 노심대 모재 및 용접재에 대한 조사전 충격시험을 통해 결정된 재료의 초기 RT_{NDT}는 (-40°C(-40°F)) 및 (-56.67°C(-70°F))로 설계수명말기 RT_{PTS}는 각각 모재(4.52°C) 및 용접부(-8.94°C)로 원자력안전위원회고시(제2021-28호) 별표 5(원자로압력 용기 가압열충격 평가기준)를 만족함을 확인하였다.

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
5	공용설비임을 명확화	[심사보고서 최종안전성분석보고서 9.5.10절 보조증기계통] 보조증기계통은 주증기계통의 보조 증기 분배배관 및 새울 1,2호기 보조보일러로부터 공급되는 증기 분배배관, 응축수 회수탱크, 응축수 회수펌프 및 관련 배관 및 밸브 등으로 구성된다.	보조증기계통은 주증기계통의 보조 증기 분배배관 및 새울 1,2호기의 <u>공용 보조보일러</u>로부터 공급되는 증기 분배배관, 응축수 회수탱크, 응축수 회수펌프 및 관련 배관 및 밸브 등으로 구성된다. <u>새울 3,4호기의 보조증기계통은 새울 1,2호기에 설치된 보조보일러를 공용으로 사용한다.</u>
6	붕괴를 통한 방사능 저감에 기여하는 시간이 고려되었음을 확인할 수 있도록 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 11.3절 기체방사성폐기물관리계통] 새울 3,4호기 기체방사성폐기물관리계통은 Xe 및 Kr에 대해 <u>충분한</u> 지연시간을 가지도록 활성탄 지연대를 설계하였으며,	새울 3,4호기 기체방사성폐기물관리계통은 Xe에 대해 45일 이상, Kr에 대해 3.5일 이상 지연시간을 가지도록 활성탄 지연대를 설계하였으며,
7	사고해석 DNBR값 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.2절 2차계통에 의한 열제거 감쇠] 파단 면적에 대한 <u>민감도 분석 결과 0.1ft²에서 가장 낮은 핵비등이탈률이 나타났으며, 핵연료 손상 제한치인 1.29보다 크게 유지되어 핵연료 손상이 발생하지 않은 것으로 평가되었다.</u>	파단 면적에 대한 <u>민감도 분석 결과 가장 낮은 핵비등이탈률은 0.1ft²에서 1.33으로 나타났으며, 핵연료 손상 제한치인 1.29보다 크게 유지되어 핵연료 손상이 발생하지 않은 것으로 평가되었다</u>
		[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.4절 반응도 및 출력 분포 이상] 사고해석에 대한 검토 결과, 사고 후 원자로정지계통이 적절히 작동되어 사고기간 동안 최소 DNBR은 설계제한치(1.29)보다 크며,	사고해석에 대한 검토 결과, 사고 후 원자로정지계통이 적절히 작동되어 사고기간 동안 최소 DNBR은 <u>1.3401로</u> 설계제한치(1.29)보다 크며,

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
		사고해석에 대한 검토 결과, 최소 DNBR은 <u>제한치인 핵비등이탈률 제한치(1.29) 이상</u>, 한수원은 이 경우 반경방향 출력 첨두계수의 설계값과의 차이는 15% 이상 발생하지 않는다는 것을 확인하였으며,	사고해석에 대한 검토 결과, 최소 DNBR은 <u>1.2956으로 핵비등이탈률 제한치(1.29) 이상</u>, 한수원은 이 경우 반경방향 출력 첨두계수의 설계값과의 차이는 15% 이상 발생하지 않는다는 것 (<u>최소 DNBR 1.2956</u>)을 확인하였으며,
8	안전방출밸브와 파일럿구동 안전방출밸브가 구분되어 고려되었음을 확인할 수 있도록 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.2절 2차계통에 의한 열제거 감소] 원자로냉각재계통의 압력 증가는 가압기 안전방출밸브의 개방으로 완화되고, 주증기계통의 압력 증가는 주증기안전밸브의 개방으로 완화된다.	원자로냉각재계통의 압력 증가는 가압기 파일럿구동 안전방출밸브의 개방으로 완화되고, 주증기계통의 압력 증가는 주증기안전밸브의 개방으로 완화된다.
		사고 발생 후 압력이 증가하지만, 원자로냉각재계통과 주증기계통의 압력 증가는 각각 가압기 안전방출밸브와 주증기안전밸브의 개방으로 완화된다.	사고 발생 후 압력이 증가하지만, 원자로냉각재계통과 주증기계통의 압력 증가는 각각 가압기 파일럿구동 안전방출밸브와 주증기안전밸브의 개방으로 완화된다.
		[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.5절 원자로냉각재 재고량 증가] 원자로냉각재계통의 압력 증가는 가압기 안전방출밸브의 작동으로 완화되고, 주증기계통의 압력 증가는 주증기안전밸브의 작동으로 완화된다.	원자로냉각재계통의 압력 증가는 가압기 파일럿구동 안전방출밸브의 작동으로 완화되고, 주증기계통의 압력 증가는 주증기안전밸브의 작동으로 완화된다.
9	기화가 엔탈피 에너지 차이에 의해 발생함을 명확하게 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.6절 원자로냉각재 재고량 감소] 보조건물로 방출된 원자로냉각재의 유효제염계수는 <u>엔탈피에 의해</u> 기화되는 분율을 고려하여 가정하였고,	보조건물로 방출된 원자로냉각재의 유효제염계수는 <u>엔탈피 에너지 차이에 의해</u> 기화되는 분율을 고려하여 가정하였고,

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
10	원자로냉각재압력 평가 결과가 정량적 수치를 근거로 검토 되었음을 확인 가능 하도록 기술	[심사보고서 최종안전성분석보고서 15.6절 원자로냉각재 재고량 감소] <u>선형 원자로시설에서도 새울 3,4호기와 함께 가압기 파일럿구동 안전방출밸브(POSRV)를 사용하는데, 가압기 파일럿구동 안전방출밸브의 부주의한 개방 사고의 해석 결과 5,000초까지 운전원이 개입하지 않아도 연료봉의 건전성이 확보되며 노심의 수위가 유지됨이 확인되었다. 그리고 사고 발생 30분 후에 운전원은 적절한 비상운전 절차서에 따라 발전소를 냉각시켜 핵비등이탈률이 허용 핵연료 설계 제한치 이상을 유지하여 핵연료 손상이 발생하지 않음을 확인하였다.</u>	새울 3,4호기와 동일 노형이며 동일한 가압기 파일럿구동 안전방출밸브(POSRV)를 사용하는 새울 1,2호기 운영허가 심사 시 가압기 파일럿구동 안전방출밸브의 부주의한 개방 사고의 해석 결과 5,000초까지 운전원이 개입하지 않아도 연료봉의 건전성이 확보되며 노심의 수위가 유지됨이 확인되었다. 이에 따라 새울 3,4호기도 가압기 파일럿구동 안전방출밸브의 부주의한 개방 사고 시 5,000초까지 운전원이 개입하지 않아도 연료봉의 건전성이 확보되며 노심의 수위가 유지된다고 판단된다. 그리고 새울 3,4호기 사고해석 결과를 검토한 결과, 사고 발생 30분 후에 운전원은 적절한 비상운전절차서에 따라 발전소를 냉각시켜 핵비등이탈률이 허용 핵연료 설계 제한치 이상을 유지하여 핵연료 손상이 발생하지 않음을 확인하였다.
		최종안전성분석보고서를 검토하여 가압기 파일럿구동 안전방출밸브 개방 시 원자로냉각재계통의 압력이 서서히 감소하며, 주증기계통의 압력은 주증기안전밸브의 개폐의 반복을 통해 제한됨을 확인하였고, 최소 핵비등이탈률은 1.46으로 평가되었음을 확인하였다.	최종안전성분석보고서를 검토하여 가압기 파일럿구동 안전방출밸브 개방 시 원자로냉각재계통의 압력이 서서히 감소하며, 주증기계통의 압력은 주증기안전밸브의 개폐의 반복을 통해 제한됨을 확인하였다. 원자로냉각재계통과 주증기계통의 최대 압력이 각각 2,325psia와 1,142psia로 평가되었으며, 최소 핵비등이탈률은 1.46으로 평가되었음을 확인하였다.

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
11	원자로공동 집수조 여유도 확보(석회암질 콘크리트) 관련 석회암질 콘크리트 침식 저항 우수성에 대한 근거 반영	[심사보고서 사고관리계획서 4.2.3절 노심용융물과 콘크리트의 반응] 심사 결과, 새울 3호기 원자로공동 바닥의 석회암질 콘크리트 타설은 분해 과정에서 비응축성 기체를 다량 발생시키는 석회암질 콘크리트의 특성을 통해 노심용융물의 냉각을 촉진하기 위한 방안으로 적용되었으므로 적절하다.	심사 결과, 새울 3호기 원자로공동 바닥의 석회암질 콘크리트 타설은 국제공동연구 등을 통해 노외 용융물에 대한 석회암질 콘크리트의 침식 저항성이 우수한 것으로 알려져 있으므로 적절하다.
12	PSA Level 3 분석에 사용된 기상자료 범위 명확화 필요	[심사보고서 사고관리계획서 4.5절 확률론적 안전성평가] 제출받은 기상자료를 검토한 결과, 해당 부지의 기상탑에서 평가 대상 연도에 대해 1시간 단위로 일 년 이상의 기상자료가 수집되었으며, 수집된 기상자료에 풍향, 풍속, 대기안정도, 강수량, 혼합층 고도가 모두 포함되었음을 확인하였다.	제출받은 기상자료를 검토한 결과, 해당 부지의 기상탑에서 평가 대상 연도에 대해 1시간 단위로 일 년 이상의 기상자료(2019년 1월 1일 ~ 2021년 12월 31일까지 총 3년)가 수집되었으며, 수집된 기상자료에 풍향, 풍속, 대기안정도, 강수량, 혼합층 고도가 모두 포함되었음을 확인하였다.
		한수원은 사고관리계획서 제4.5절 및 전출력 3단계 PSA 보고서에 소외 결말분석 결과로 초기사망 및 암사망리스크 평가 결과를 기재하였다. 초기사망 리스크는 2017년에서 2019년의 기상자료에 대해 각각 2.26E-08/년, 2.56E-08/년, 2.10E-08/년, 암사망 리스크는 2017년에서 2019년의 기상자료에 대해 각각 4.54E-09/년, 4.26E-09/년, 4.28E-09/년으로 제시하였다.	한수원은 사고관리계획서 제4.5절 및 전출력 3단계 PSA 보고서에 소외 결말분석 결과로 초기사망 및 암사망리스크 평가 결과를 기재하였다. 검토 결과, 초기사망 리스크는 2017년에서 2019년의 총 3년의 기상자료에 대해 각각 2.26E-08/년, 2.56E-08/년, 2.10E-08/년, 암사망 리스크는 2017년에서 2019년의 총 3년의 기상자료에 대해 각각 4.54E-09/년, 4.26E-09/년, 4.28E-09/년으로 제시 평가되었음을 확인하였다. 또한, 연도별 결과

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
			<u>값 중에 가장 큰 값이 새울3호기 초기사망 리스크 및 암사망 리스크로 제시되었음을 확인하였다.</u>
13	화재사고 분석에 적용된 관련 기준 기재 필요	[심사보고서 사고관리계획서 4.5절 확률론적 안전성평가] 검토 결과, 내부사건 분석에서 사용된 운전원오류사건을 바탕으로 화재사건 운전원오류사건이 분석되었으며, 화재사건 고유의 운전원 조치가 추가적으로 도출되었음을 확인하였다.	검토 결과, 내부사건 분석에서 사용된 운전원오류사건을 바탕으로 화재사건 운전원오류사건이 분석되었으며, 화재사건 고유의 운전원 조치가 추가적으로 도출되었음을 확인하였다. <u>또한, 화재사건 인간신뢰도분석 가이드라인이 제시된 NUREG-1921 등에 따라 화재로 인한 지시계 상실, 운전원 스트레스 증가 등 환경적인 영향을 반영하여 운전원오류확률을 평가하였음을 확인하였다.</u>
14	통합보관고 내진설계 (0.5G)에 대한 부연 설명	[심사보고서 사고관리계획서 6.1절 극한재해 완화지침서 작성에 관한 설명서(자연재해)] 검토 결과, 통합보관고는 <u>건축구조 기준에 따른 유효지반가속도 0.5g의 설계응답스펙트럼을 적용하여 내진설계되었음을 확인하였다.</u>	검토 결과, 통합보관고는 <u>보수적으로 유효지반가속도 0.5g의 설계응답 스펙트럼과 반응수정계수 1.0을 적용하여 건축구조기준에 따라 내진설계되었음을 확인하였다.</u>

○ 단순 수정 검토 의견 반영 사항

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
1	해당 문서 명확화	[심사보고서 사고관리계획서 개요] 새울 3,4호기 주요 건설 일정을 제시한 표 1.1-2(주요 건설 일정)에 따르면,	새울 3,4호기 주요 건설 일정을 제시한 <u>최종안전성분석보고서</u> 표 1.1-2(주요 건설 일정)에 따르면,
2	문서 명칭 명확화	[심사보고서 최종안전성분석보고서 2.2절 인접 산업, 교통 및 군사시설] 나. <u>한국산업안전보건공단</u> , 최악 및 대안의 사고 시나리오 선정에 관한 기술지침, 2020	나. <u>KOSHA GUIDE P-107-2020</u> , 최악 및 대안의 사고 시나리오 선정에 관한 기술지침, <u>한국산업안전보건공단</u> , 2020
3	선행원전 관련 표현 수정	[심사보고서 최종안전성분석보고서 3.9.4절 제어봉구동장치] 새울 3,4호기 제어봉 구동장치는 OPR1000 노형 및 APR1400노형의 제어봉 구동장치(미국 CE사의 System 80 노형 제어봉 구동장치)와 유사한 설계이다.	새울 3,4호기 제어봉 구동장치는 기존에 건설된 OPR1000 노형 및 APR1400 노형의 제어봉 구동장치(미국 CE사의 System 80 노형 제어봉 구동장치)와 유사한 설계이다.
4	문구 오류 수정	[심사보고서 사고관리계획서 4.5절 원자료 재료] 심사자는 질의 전출력1단계 -4.5.1.2-II-36- 또한, 공기1을 통해 지진유발 파고장모드 영향평가에서 누락된 보충수 펌프(CCW makeup pump), 공기압축기(Air compressor), 엔진기동용 공기 저장탱크(Starting air receiver) 등의 정보를 요구하였다.	심사자는 질의 전출력1단계 -4.5.1.2-II-36을 통해 지진유발 고장모드 영향평가에서 누락된 보충수 펌프(CCW makeup pump), 공기압축기(Air compressor), 엔진 기동용 공기저장탱크(Starting air receiver) 등의 정보를 요구하였다.

	검토 의견	심사보고서 개정 내용	
		개정 전	개정 후
5	전체적인 용어 통일 요청(NFPA, 유류 화재 등)	[심사보고서 최종안전성분석보고서 8.1절 개요] 미국화재<u>방지</u>협회(NFPA) [심사보고서 최종안전성분석보고서 9.5.1절 화재방호프로그램] 미국화재<u>보험</u>협회(NFPA) [심사보고서 사고관리계획서 4.5절 확률론적 안전성평가] 전기화재/<u>오일</u>화재	미국화재<u>방호</u>협회(NFPA) 미국화재<u>방호</u>협회(NFPA) 전기화재/<u>유류</u>화재

〈 안전 담당자 〉

원자력안전위원회 원자력심사과	
과 장 김운우	(02) 397 - 7216
사무관 이윤학	(02) 397 - 7227
한국원자력안전기술원 원자력심사단	
단 장 이정재	(042) 868 - 0017
P M 장원준	(042) 868 - 0890