

제224회 원자력안전위원회

의안번호	제 1 호	심 의 의 결 사 항
보고일자	2025. 11. 13.	
공개여부	공개	

고리 원자력발전소 2호기 계속운전 허가(안)

제 출 자	원자력안전위원회 위원장 최 원 호
제출일자	2025. 11. 13.

1. 의결주문

- 고리 원자력발전소 2호기(이하 '고리 2호기') 계속운전 허가(안)을 별지와 같이 의결한다.

2. 제안이유

- 한국수력원자력(주)(이하 '한수원')가 고리 2호기 계속운전을 위해 제출한 계속운전 주기적 안전성평가보고서(이하 '계속운전 PSR') 및 운영변경허가 서류에 대한 한국원자력안전기술원(이하 'KINS')의 심사결과와 해당 심사 결과에 대한 원자력안전전문위원회(이하 '전문위') 사전 검토한 결과를 바탕으로 고리 2호기 계속운전 허가 여부를 결정하고자 함

3. 주요내용

가. 계속운전 허가 신청 개요

- 신청자 : 한수원
- 원자로 : 열출력 1,876 MWth 가압경수로
- 대상 서류 : 「원자력안전법」(이하 '원안법') 제23조에 따른 계속운전 PSR 및 같은 법 제20조에 따른 운영변경허가 서류

나. 주요 경과

- '22.4.4. 한수원 계속운전 신청(계속운전 PSR 제출)
- '22.10.27., 12.22. 계속운전 PSR 심사 계획 원안위 보고(제165회·제169회)
- '22.12.22. 서류적합성 검토 결과 및 심사 계획 통보
- '22.12월~'25.7월 KINS 안전성 심사 수행
- '22.7.8.~12.28. 한수원 RER 초안 원전 지역 주민 의견수렴
 ※ (공람) '22.7.8.~10.25., (공청회) '22.11.28.~12.28.
- '23.3.30. 한수원 운전기간 변경 등 운영변경허가 신청
- '23.3월~'25.7월 KINS 안전성 심사 수행
- '25.2.13. 계속운전 심사 현황 원안위 보고(제207회)
- '25.3.21.~9.5. 계속운전 심사 현황 및 결과 전문위 보고
 ※ 전문위 총 7차 보고(제112회~제113회, 제115회~제119회)
- '25.9.25., 10.23. 고리 2호기 계속운전 허가(안) 원안위 심의(제222회·제223회)

4. 검토사항

가. 【붙임 1】 KINS 주요 심사 결과

※ [별첨 1] 고리 2호기 계속운전 PSR 심사보고서

[별첨 2~5] 고리 2호기 운영변경허가 기술검토보고서(4건)

나. 【붙임 2】 전문위 주요 검토 결과

※ [별첨 6] 고리 2호기 계속운전 허가 심사보고서에 대한 검토 결과

고리 2호기에 대하여 원안법 제20조에 따라 다음과 같이 원자로 및 관계시설의 계속운전을 허가함

본사	명칭	한수원
	주소	경상북도 경주시 문무대왕면 불국로 1655
사업소	명칭	고리 2호기
	주소	부산광역시 기장군 장안읍 길천길 96-1
원자로	종류	가압 경수로(PWR)
	용량	1,876 MWth(685 MWe)
계속운전 기간	설계수명 만료일(2023.4.8.)로부터 10년(2033.4.8.까지)	
허가 서류	한수원이 원안법 제20조에 따라 제출한 운영변경허가 서류 및 같은 법 제23조에 따라 제출한 계속운전 PSR ※ 안전성 심사 결과를 반영하여 한국수력원자력 개선(고)-7527(2025.9.5.), 규제(협력1)-7656(2025.9.10.)로 제출한 문서	
허가일	2025. 11. 13.	

붙임 1 KINS 주요 심사 결과

1. 계속운전 심사 개요

가. 시설 개요

원자로 명칭	고리 2호기	위치	부산광역시 기장군 장안읍
건설허가	'78.11.18.	운영허가	'83.8.10.
최초 임계일	'83.4.9.	설계수명 만료일	'23.4.8.
원자로 형식	가압경수로(웨스팅하우스형)	설비 용량	685 MWe
신청자	한수원		

나. 계속운전 심사 개요

① 계속운전 PSR

- 한수원은 원안법 제23조 및 같은 법 시행령 제36조에 따라 고리 2호기 계속운전 PSR을 원안위로 제출('22.4.4.)
 - ※ 사업자는 가동원전 PSR과 같이 주기적 안전성평가에 관한 사항(①~⑭ 평가항목)을 작성하고, 주요기기 수명평가(⑮ 평가항목), 방사선환경영향평가(⑯ 평가항목)에 관한 사항을 추가 작성하는 형식으로 계속운전 PSR 제출
- 원안법령에 따른 방법 및 기준에 따라 평가가 수행되었는지 심사

② 운영변경허가

- 한수원은 원안법 제20조에 따라 고리 2호기 운영변경허가 서류를 원안위로 제출('23.3.30., '24.4.16., '24.9.6., '24.9.30.)
- 최종안전성분석보고서(이하 'FSAR') · 방사선환경영향평가서(이하 'RER')에 대한 기술적 근거의 타당성 및 허가기준 만족 여부 심사

다. 주요 경과

- '22.4.4. 한수원 계속운전 신청(계속운전 PSR 제출)
- '22.10.27., 12.22. 계속운전 PSR 심사 계획 원안위 보고(제165회·제169회)
- '22.12.22. 서류적합성 검토 결과 및 심사 계획 통보
- '22.12월~'25.7월 KINS 안전성 심사 수행
- '22.7.8.~12.28. 한수원 RER 초안 원전 지역 주민 의견수렴
 ※ (공람) '22.7.8.~10.25., (공청회) '22.11.28.~12.28.
- '23.3.30. 한수원 운전기간 변경 등 운영변경허가 신청
- '23.3월~'25.7월 KINS 안전성 심사 수행
- '25.2.13. 계속운전 심사 현황 원안위 보고(제207회)
- '25.9.25., 10.23. 고리 2호기 계속운전 허가(안) 원안위 심의(제222회·제223회)

라. 전문위 보고 현황

- '25.3.21.~9.5. 계속운전 심사 현황 및 결과 전문위 보고
 ※ 전문위 총 7차 보고(제112회~제113회, 제115회~제119회)

2. 주요 심사 결과

1

계속운전 PSR

① 원자로시설의 설계 (원안법 시행규칙 제20조제1항제1호)

◆ 원자로시설의 평가 시점에서 유효한 기준에 따라 설계되었는지를 확인

- ▶ ① 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기의 목록 및 등급분류, ② 설계 문서(원본 및 개정본), ③ 원자로시설 설계 시 적용한 기술기준과 현행 기술기준과의 차이, ④ 심층방어 측면에서 취약하다고 확인된 사항이 안전에 미치는 영향, ⑤ 인구밀도·산업시설 및 교통시설 (공항·도로 및 철도 등)을 포함한 원자로시설 주변의 특성

- **(목록 및 등급분류)** 안전에 중요한 구조물·계통·기기의 목록 및 등급 분류가 최종안전성분석보고서* (이하 'FSAR')에 반영되었고, 전산시스템**을 통해 유지·관리됨을 확인

* FSAR 3.2절(구조물·계통·기기 분류) / ** DREAMS(Digital Realtime Enterprise Asset Management System)

- **(심층방어)** 공학적안전설비, 원자로정지계통, 공학적안전설비작동 계통, 안전정지에 필요한 계통 등이 다중성·다양성·독립성을 확보 하였음을 확인

- **(주변특성)** 고리 2호기 부지 반경 8 km* 이내에 안전에 영향을 미칠만한 대규모 가스, 유류 저장시설, 군사시설 등이 없음을 확인

* USNRC Regulatory Guide(RG) 1.70 : FSAR에 반경 8 km (5 mile) 이내 산업시설, 군사시설 등의 현황을 포함

- **(기타)** ③ 원자로 설계 시 적용한 기술기준 (기적용 기술기준)과 최신 기술기준과의 차이에 관한 사항은 종합안전성 평가에 기술

② 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기의 실제 상태 (원안법 시행규칙 제20조제1항제2호)

◆ 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기의 실제 상태가 현재부터 다음 주기적 안전성평가 시점까지 설계요건을 만족하며, 그 내용이 문서화되어 있음을 확인

- ▶ ① 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기의 건전성 및 기능 수행능력에 관한 정보, ② 현재 상태와 진행 또는 예상되는 경년열화에 관한 정보, ③ 기능 수행능력을 확인하기 위한 시험결과, ④ 검사결과 및 보수기록, ⑤ 운전이력과 현재 상태, ⑥ 보수 및 수리 작업장을 포함한 발전소 내·외의 지원시설 현황

- (건전성 및 기능 수행능력) 안전에 중요한 구조물·계통·기기가 선정되었고 건전성 및 기능 수행능력에 관한 정보가 FSAR에 반영되어 있음을 확인
- (시험·검사결과/보수기록/운전이력) 가동중시험 및 가동중검사 기록, 원자로 하부헤드 보수용접 및 증기발생기 관막음 등 보수기록, 과도상태 발생이력 등 운전이력이 문서화되어 있으며, 이를 통해 계속운전 기간동안 설계요건을 만족함을 확인
- (기타) ② 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기의 현재 상태와 진행 또는 예상되는 경년열화에 관한 정보는 7 경년열화에 기술

3 결정론적 안전성분석 (원안법 시행규칙 제20조제1항제3호)

◆ 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기의 실제 상태, 다음 주기적 안전성평가 시점에서의 예상 상태 및 현행 결정론적 안전성분석방법과 기술기준을 고려하여 기존의 결정론적 안전성분석이 타당성을 유지하고 있는지를 확인

- ▶ ① 기존의 결정론적 안전성분석을 위하여 가정한 초기사건, 해석방법 및 컴퓨터 코드와 현행 기술기준과의 비교, ② 정상 및 사고조건에서의 방사선 선량과 방사성물질 방출제한치, ③ 단일고장기준, 다중성, 다양성 및 독립성 등을 고려한 결정론적 안전성분석 지침, ④ 발전소 수명기간 동안 1회 이상 발생할 것으로 예상되는 각종 운전상태

- (가정·방법론) 사고해석, 노심핵설계, 열수력설계 등 안전성분석에 대해 최신기술기준과 차이분석*이 타당하게 수행되었음을 확인

* [첨부 3] 종합안전성평가 참고

- (안전성분석) 2개의 다중 논리회로(단일고장 기준), 안전주입계통·잔열 제거계통 유로의 다중성 및 독립성 등이 고려*되어 있음을 확인

* FSAR 6.3절(비상노심냉각계통), 7.2절(원자로정지계통), 10.4절(증기 및 동력변환계통) 등

- (1회 이상 발생 운전상태) USNRC RG 1.70에 따라 운전상태가 既 분류되어 신규 분석이 요구되는 예상 운전상태가 없음을 확인

- (기타) ② 정상조건에서의 방사선 선량과 방사성물질 방출제한치는 14 방사선환경영향에서 기술

④ 확률론적 안전성평가 (원안법 시행규칙 제20조제1항제4호)

◆ 원자로시설의 설계와 운전조건 변경사항, 현행 확률론적 안전성평가방법, 운전정보 및 기술을 고려하여 기존의 확률론적 안전성평가가 타당성을 유지하고 있는지를 확인

- ▶ ① 기존의 확률론적 안전성평가에서 고려된 가정사항과 가상 초기사건, 평가방법론 및 컴퓨터 코드에 대해 현행 기술과의 비교 상태 및 원자로시설의 현재 반영 상태, ② 운전원이 취하여야 할 조치, 공통원인사고, 상호 영향, 다중성 및 다양성 등을 고려한 확률론적 안전성평가 지침, ③ 사고관리계획과 확률론적 안전성평가 모델 및 결과와의 연계성, ④ 확률론적 안전성평가 결과로 도출된 원자로시설의 설계 및 운전 취약점을 제거하기 위한 가능한 대안의 평가 및 비교

○ (가정·방법론) 가정사항, 가상 초기사건, 평가방법론 등에 대해 최신기술과의 비교가 수행되었고 현재 상태를 반영하였음을 확인

* 설계변경 사항(이동형 발전차 전원공급용 단자박스 및 케이블 포설, PAR 설치, 원격정지패널 A 개선 및 이설 등) 반영

○ (수행 지침) PSA 수행지침* 반영을 통해 운전원 조치, 공통원인사고, 상호영향, 다중성 및 다양성 등이 고려되었음을 확인

* NUREG/CR-2300, NUREG/CR-5485 등 원전 PRA(PSA) 수행을 위한 지침

○ (가능한 대안의 평가) 원자로냉각재펌프 밀봉 설계변경, 공기압축기실과 모터발전기실 물막이판 설치, 5.5 kW 소형발전기를 이용한 압력 방출밸브 개방 운전 등의 대안으로 리스크가 감소됨을 확인

⑤ 위해도 분석 (원안법 시행규칙 제20조제1항제5호)

◆ 원자로시설의 설계 및 부지특성, 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기의 실제 상태, 다음 주기적 안전성평가 시점에서의 예상 상태에 대하여 현행 분석방법 및 기술기준을 고려하여 내·외부 위해에 대한 원자로시설 방호의 타당성을 확인

- ▶ ① 내부 위해(화재, 침수, 배관 동적거동, 비산물, 증기방출, 살수, 독성 액체 및 기체, 폭발 등) 및 외부 위해(해일을 포함한 홍수, 강풍, 화재, 극한온도, 지진, 화산폭발, 항공기 충돌, 독성 액체 및 기체, 폭발 등)의 예상규모와 발생빈도, ② 원자로시설의 상태, 경년열화, 현행 안전기준, 환경영향을 고려하여 수행한 위해도 평가결과, ③ 내·외부 위해를 예방 또는 완화하기 위한 운전원 조치를 포함한 절차

- **(내부화재·폭발)** 내부화재 대응을 위한 화재방호설비, 화재방호 조직 및 관리대책을 갖추고 있으며, 폭발 위험을 예방하기 위한 점화원 관리, 저장 환경 및 예방설비 등이 확보되어 관련 기준*에 따른 방호가 타당함을 확인

* USNRC RG 1.189(원자력발전소 화재방호) 4.1.8 : 상존 및 임시 폭발 위험성이 확인되어야 하고 적절하게 보호되어야 함

- **(살수를 포함한 침수)** 살수 작동 및 유체계통 가상 파손에 의한 침수 발생 시에도 안전정지 확보 기준*을 만족하며, 중간건물 비상배수 배관 및 출입구 방수문 설치 등 설비개선과 원자로냉각재계통 누설시 조치 등 운전절차서를 통해 방호능력을 갖추고 있음을 확인

* 가압경수로형 원전 계속운전 심사지침서 제1.5.2절 : 안전에 중요한 구조물·계통 및 기기들이 발전소 내부 침수 시 안전기능에 영향 받지 않음

- **(증기방출·배관 동적거동)** 증기방출을 포함한 배관 동적 거동에 대한 위치 및 영향 평가가 기준*을 만족하며, 방호설비의 실제 상태가 양호하고 비상운전절차서 등 대응 절차서 구비, 경년열화관리 프로그램에 의해 관리되고 있어 방호능력을 갖추고 있음을 확인

* 경수로형 원전 규제지침 4.15(가상배관파단 위치 및 관련 동적 영향의 결정) : 안전관련 구조물, 계통 및 기기는 중에너지 및 고에너지 유체계통의 배관 파손으로부터 보호되도록 배치하여야 함

- **(비산물)** 터빈비산에 따른 안전기기 손상확률이 기준*을 만족하며, 구조물·팬·임펠러 케이싱 등 비산물 영향차단설비에 대해 주기적 점검이 수행되고 있어 방호능력을 갖추고 있음을 확인

* USNRC RG 1.115(터빈 비산물 방호) : (기준) 1.0×10^{-7} /년 미만 / (평가결과) 8.43×10^{-8} /년

- **(내부독성 액체·기체)** 부지 내 암모니아 등 유독물질 누출시에도 주제어실이 독성한계 기준*을 만족하여 방호능력을 갖추고 있음을 확인

* USNRC RG 1.78(유해화학물질의 가상방출사고 시 주제어실 거주성 평가) : 30분 동안 노출시 보호조치가 이루어지지 않을 경우 사망을 초래하거나 건강에 심각한 악영향을 미칠 수 있는 유독물질의 대기 중 농도

<참고> 주요 유독물질에 대한 독성한계 및 평가결과

독성기체	독성한계 (농도)	평가결과 (주제어실 농도)
암모니아※	300 ppm 미만	3.86 ppm

※ 상기 평가는 평가기준일('21.12.31) 당시 소내 암모니아 저장량을 기준으로 수행되었으며, '24.1월 이후부터는 소내에 암모니아 미보유

- **(해일을 포함한 홍수)** 폭풍·지진해일 가능최고해수위 (9.8 m)*가 해안 방벽 (10 m) 보다 낮고 안전관련 구조물에 방수문 (후쿠시마 후속조치)이 설치되어 있어 방호능력을 갖추고 있음을 확인

* 계속운전 기간 10년과 추가 10년을 고려한 2043년까지의 평가결과

- **(강풍)** 최신 자료에 근거한 100년 빈도 10분 평균 최대풍속(36.7 m/s)이 건설당시 설계에 고려된 값(36.1 m/s)보다 증가하였으나 최대풍속의 증가가 안전관련 구조물의 현재 설계에 영향을 주지 않으며, 방호능력을 저해할 수준이 아님*을 확인

* 스트레스테스트(2018년) 평가결과 10,000년 빈도 최대풍속(54.1 m/s)에 의한 풍하중을 고려하여도 구조건전성에 영향 없음을 확인

- **(외부화재)** 부지 반경 8 km*내 인화성 물질 취급·저장시설에서 화재 발생시 기준** 을 만족하여 방호능력을 갖추고 있음을 확인

* USNRC RG 1.70 : FSAR에 반경 8 km (5 mile) 이내 산업시설, 군사시설 등의 현황을 포함

** 한국산업안전보건공단 지침(KOSHA Guide P-107-2020) 등에 따른 안전이격거리

- **(극한온도)** 100년 빈도 극한온도(39.8 ℃)는 안전관련 구조물 내부 격실의 정상운전 중 최고 설계온도(40 ℃~ 48.8 ℃) 미만이므로 방호능력을 갖추고 있음을 확인

- **(지진)** 반경 320 km 내 모든 지진지체구조구·지진발생구조를 고려*한 최대지반가속도 (0.167g)가 안전정지지진 (0.2g) 미만이고, 안전정지지진 평균 초과빈도가 기준** 을 만족함을 확인. 지진 감시계통 및 지진 원자로 자동 정지계통을 설치하고, 지진 발생시 조치 절차서 구비 등을 통해 방호능력을 갖추고 있음을 확인

* 행정안전부, 「한반도 단층구조선의 조사 및 평가기술 개발」 단층분절 조사결과 보고서(2022년) 반영

** 경수로형 원전 규제지침 1.7(부지 설계지진 결정) : (기준) 1.0×10^{-3} /년 미만 (평가결과) 8.03×10^{-5} /년

○ **(화산폭발)** 고리 부지 주변에는 화산쇄설류에 의한 직접영향을 줄 수 있는 화산이 존재하지 않음. 편서풍의 영향을 주로 받는 한반도 특성상 일본 화산은 부지 동쪽에 위치하여 간접영향이 없고, 북서쪽에 위치한 백두산의 폭발 시 화산재에 의한 간접영향을 고려할 수 있으나, 백두산과의 거리가 약 750 km에 달하며 발전소 안전관련 기기가 구조물에 보호되고 있음을 고려할 때 **방호능력에 영향이 없는 수준임을 확인**

○ **(항공기 충돌)** 부지 인접 공항 및 항로, 군 훈련 공역 등을 고려한 재해도가 기준*을 만족함을 확인

* 경수로형 원전 안전심사지침 3.5.1.6(항공기 재해) : (기준) $10^7/\text{년}$ 수준 미만/ (평가결과) $1.6 \times 10^8/\text{년}$

○ **(외부독성 액체·기체)** 부지 반경 8 km* 내 수송로 (동해 남부선 일광역~남창역) 에서 운반되는 염산, 아크릴로나이트릴 등 유독물질 누출시에도 주제어실이 독성한계 기준**을 만족하여 **방호능력을 갖추고 있음을 확인**

* USNRC RG 1.70 : FSAR에 반경 8 km (5 mile) 이내 산업시설, 군사시설 등의 현황을 포함

** USNRC RG 1.78(유해화학물질의 가상방출사고 시 주제어실 거주성 평가)

<참고> 주요 유독물질에 대한 독성한계 및 평가결과

유해화학물질	독성한계 (농도)	평가결과 (주제어실 농도)
염산	50 ppm 미만	1.66 ppm
아크릴로나이트릴	85 ppm 미만	5.04 ppm

○ **(외부폭발)** 부지 반경 8 km* 내 폭발성 물질 취급·저장시설에서 폭발이 발생하여도 최근접 안전관련 구조물과의 안전 이격거리를 확보 하므로 **방호능력을 갖추고 있음을 확인**

* USNRC RG 1.70 : FSAR에 반경 8 km (5 mile) 이내 산업시설, 군사시설 등의 현황을 포함

⑥ 기기검증 (원안법 시행규칙 제20조제1항제6호)

◆ 원자로시설의 주요 안전관련 설비가 평가기준일부터 10년 후까지의 기간 동안에 의도된 안전기능을 수행할 수 있음이 검증되어 있는지를 확인

- ▶ ① 기기의 검증계획에 포함된 기기목록 및 관리절차 목록, ② 기기검증 방법 및 품질보증, ③ 기기고장이 기기검증에 미치는 영향분석과 기기의 검증을 유지하기 위한 적절한 시정조치, ④ 불리한 환경조건으로부터 검증된 기기의 보호대책, ⑤ 검증된 기기의 물리적인 상태와 기능성, ⑥ 기기가 설치된 기간에 취하여진 검증조치기록

- (기가관리절차 목록) 내환경검증 및 기기 내진검증 유지관리 절차서를 통해 기기검증 목록이 적합하게 관리됨을 확인
- (고장영향분석·시정조치) 내환경검증 유지관리를 위한 고장영향평가 절차와 기기 내진검증 유지관리를 위한 내진검증 기기 시정조치 절차를 구비하고 있으며, 기기 고장이력은 검증결과에 미치는 영향이 없음을 확인
- (검증된 기기 보호대책) 내환경 온도 및 방사선 등 환경 모니터링 절차를 통해 불리한 환경조건으로부터 기기 보호가 가능함을 확인
- (물리적상태·기능성·검증조치기록) 대상 기기에 대한 현장점검을 통해 실제 상태와 기능성을 점검하고 있으며, 검증관련 기록·정보변경 등이 절차서를 통해 관리되고 있음을 확인

⑦ 경년열화 (원안법 시행규칙 제20조제1항제7호)

◆ 요구되는 안전 여유도를 유지하기 위하여 원자로시설의 구조물·계통 및 기기의 경년열화가 효과적으로 관리되고 있는지와 향후 원자력발전소 안전운전을 위하여 적절한 경년열화관리계획이 확립되어 있는지를 확인

- ▶ ① 평가대상 구조물·계통 및 기기의 분류 및 선정, ② 평가대상 구조물·계통 및 기기의 경년열화현상 분석, ③ 경년열화현상에 따른 구조물·계통 및 기기의 기능 및 안전 여유도, ④ 구조물·계통 및 기기의 성능미달시점 및 미래상태 예측, ⑤ 구조물·계통 및 기기의 경년열화 완화대책 및 관리계획

- **(경년열화현상 분석)** KEPIC MNZ 부록 W*와 NUREG-1801을 참고하고 경년열화발생 환경, 설비 운전환경, 국내·외 손상사례 검토를 통해 구조물·계통·기기별 경년열화현상을 선정하였음을 확인
 * 기기의 환경영향(가동 발전소 사례를 기초로 설계시 고려할 경년열화현상 제시)
- **(기능·안전여유도)** 중성자 조사취화, 피로 등 경년열화현상, 관련 시험 및 검사결과, 가동중검사, 수질관리, 봉산부식 관리 등 경년열화관리 절차·지침을 고려할 때 계속운전 기간 동안 안전여유도가 유지될 수 있음을 확인
- **(완화대책 및 관리계획)** 경년열화관리를 위해 이행되는 가동중검사, 수질관리, 봉산부식 관리 등 경년열화관리 절차·지침이 NUREG-1801을 반영하고 있음을 확인

⑧ 안전성능 (원안법 시행규칙 제20조제1항제8호)

◆ 원자로시설의 안전 성능과 운전경험에 관한 기록의 조사 및 분석을 통하여 안전 성능의 변화 경향을 확인

- ▶ ① 안전 관련 사건의 분류 및 근본원인 분석 결과 이행체제, ② 보수시험 및 검사를 포함한 안전 관련 운전자료 선별 및 기록 방법, ③ 안전 관련 운전자료에 대한 경향분석 및 안전계통의 기능이 불가능한 정도, ④ 안전 성능 지표에 대한 분석, ⑤ 발전소 내 작업자에 대한 피폭방사선량, 발전소내·외 방사선감시자료 및 방사성물질 방출량에 대한 기록

- **(운전자료·선별기록)** 정비관리, 예방정비 프로그램 등 절차서를 통해 계획예방정비, 고장정비, 정기 및 주기 시험에 대한 결과를 적합하게 관리함을 확인
- **(경향분석 및 안전계통 불능도)** 보고대상 사건 및 보수·시험·검사 등에 대한 경향분석이 수행되었고, 시험·검사·보수·교체 등이 절차에 따라 이행되어 안전계통 기능이 불가능해질 가능성이 낮음을 확인
- **(안전성능 지표 분석)** 성능지표 등급 (우수, 양호, 보통, 주의)에 따라 원인분석 및 시정조치 수행 등이 적합하게 수행되었음을 확인

9 원자력발전소 운전경험 및 연구결과의 활용 (원안법 시행규칙 제20조제1항제9호)

◆ 다른 유사한 원자로시설의 운전경험과 안전성 연구결과가 적절하게 반영되고 있는지를 확인

- ▶ ① 원자로시설의 운전경험·연구 결과의 반영을 위한 계획 및 체제의 적절성,
② 원자로시설의 운전경험·연구 결과의 반영 및 조치방안

- **(운전경험·연구결과 반영)** 국내·외 운전경험 활용 및 관리 절차서, 원자력기술정보시스템, 운영개선프로그램, R&D 통합정보시스템 등을 통해 국내·외 운전경험 및 연구결과를 선별하고 검토하여 반영*하는 체제를 갖추고 있음을 확인

* ① 운전경험보고서 208건 발행, ② 他 발전소 운전경험 정보 2,081건 수집·검토, ③ 피동축매형 수소재결합기 장·주기시험 방법론 개발 등 연구결과 7건을 절차서와 교육훈련 등에 반영

10 운영 및 보수 등의 절차서 (원안법 시행규칙 제20조제1항제10호)

◆ 원자로시설의 운전·보수·점검·시험·변경 및 비상대응을 위한 절차서가 적절한 기준에 따라 작성되어 있는지를 확인

- ▶ ① 안전 관련 절차서 수립 및 개정체계, ② 절차서에 대한 주기적 검토 및 보완 계획, ③ 인적 요소의 원리를 고려한 절차서의 명확성, ④ 원자로시설의 설계, 운전경험, 안전성 분석의 가정 및 결과와 절차서의 부합성, ⑤ 필수 안전기능을 유지·복구하기 위한 사고관리계획

- **(절차서 수립·개정)** 운전·보수·점검·시험·변경 및 비상대응 등 업무 형태에 따라 절차서를 구분하고, 운전에 관한 품질보증계획서에 따라 절차서가 작성·개정 및 관리됨을 확인
- **(주기적 검토·보완)** 2년 주기의 절차서 적절성 검토 및 개정 체계가 마련되어 있음을 확인
- **(인적요소 고려)** 145개 절차서에 대해 인적 요소 평가 후 필요한 개선사항 조치가 완료됨을 확인
- **(사고관리계획)** 비상운전절차서, 극한재해완화지침서, 중대사고관리 지침서에 대한 주기검토, 개정, 확인 및 검증, 교육훈련 등의 절차가 수립되어 있음을 확인

11 조직, 관리체계 및 안전문화 (원안법 시행규칙 제20조제1항제11호)

◆ 조직과 행정이 원자로시설의 안전운전을 위하여 적절하게 운영되고 있는지를 확인

- ▶ ① 안전 목표 및 안전 우선원칙 이행을 포함한 안전체제, ② 개인과 단체의 역할 및 책임에 관하여 정한 문서, ③ 원자로시설 운영의 유기적 구성을 유지하기 위한 방법, ④ 외부 인력 및 전문가 활용을 위한 체제, ⑤ 직원의 교육훈련 시설 및 계획, ⑥ 독립된 평가자가 포함된 정규 품질보증감사와 품질보증계획, ⑦ 안전문화에 대한 진단, 분석, 주기적인 평가 및 안전문화 증진을 위한 이행체계

- **(안전체제)** 한수원 內 안전 관련 주요 사항의 의사 결정기구인 발전소원자력안전위원회 운영 등 안전체제가 구축되어 있음을 확인
- **(교육훈련)** 교육훈련 지침, 종사자 직무교육훈련 지침 등을 통해 교육훈련 체계가 구축되어 있음을 확인
- **(안전문화 증진 이행체계)** 운영개선 프로그램, 원자력 기술 정보시스템 등을 통해 안전문화 증진 이행체계가 수립되어 있음을 확인

12 인적 요소 (원안법 시행규칙 제20조제1항제12호)

◆ 원자로시설의 안전운전에 영향을 줄 수 있는 다양한 인적 요소의 관리상태를 확인

- ▶ ① 교대근무 및 초과근무 제한을 포함한 직원관리수준, ② 자격이 있는 직원이 상시 임무수행을 수행하는지의 여부, ③ 모의제어반의 사용을 포함한 초기 재교육 및 능력향상을 위한 훈련계획, ④ 인적 정보요건과 업무량에 대한 분석, ⑤ 인간과 기계의 연계체제 분석

- **(직원관리수준)** 취업규칙 등 사규, 운전원 교대근무 및 기록관리 표준절차 등에 따라 교대근무, 초과근무 제한과 같은 직원관리가 이행되고 있음을 확인
- **(有자격자 임무수행)** 적격자가 임무수행을 하도록 직원 자격관리, 직원 교육훈련 등이 절차화가 되어 있으며, 자격 요건을 정기적으로 평가하고 있음을 확인
- **(인간-기계의 연계체제 분석)** 사고 대응을 위한 인간-기계 연계 기기들이 인간-시스템 연계 설계 검토 지침에 따라 가용한 상태이며 적합하게 관리되고 있음을 확인

13 비상계획 (원안법 시행규칙 제20조제1항제13호)

◆ 원자로시설 비상사태에의 대응에 적합한 계획과 인원·설비 및 기기를 갖추고 있는지, 비상체제와 지방자치단체 및 중앙정부기구 간의 유기적 협조관계가 유지되고 있는지, 정기적인 훈련이 이루어지고 있는지를 확인

- ▶ ① 비상시를 위한 전략·조직 및 계획서·절차서, ② 비상시를 위한 발전소 내 기기와 설비, ③ 발전소 내·외 비상대응설비 및 통신시설의 적합성, ④ 관련 조직을 포함한 비상훈련, 경험반영 및 상호 공조체계, ⑤ 비상계획 및 절차에 대한 정기적인 평가계획, ⑥ 주민 소개 시 예상 소요시간

- (전략·조직 및 계획서·절차서) 방사선비상계획 및 관련 절차를 구비, 정기적으로 유효성을 점검하여 비상대응역량을 유지함을 확인
- (비상훈련·경험반영·공조체계) 주기적 교육훈련 및 평가를 실시하며, 방사선비상계획서는 경찰, 의료, 소방 및 구조구급기관 등 외부 협력기관과 협조·지원 체계 등을 포함하고 있음을 확인
- (주민소개 소요시간) 고리본부 방사선비상계획구역 내 인구밀도, 도로, 구호소 및 산업시설을 포함한 원자로시설의 주변특성을 고려하여 주민소개 소요시간이 평가되었음을 확인

14 방사선환경영향 (원안법 시행규칙 제20조제1항제14호)

◆ 원자로시설의 환경영향 감시계획이 적절히 수립되어 이행되고 있는지를 확인

- ▶ ① 방사능으로 오염될 가능성이 있는 모든 유출경로에 대한 방출제한치 및 방출기록, ② 발전소 내로부터 계획되지 아니한 유출물 방출에 대한 경보장치, ③ 원자로 시설의 주변 주민에 대한 피폭방사선량, ④ 발전소 외 지역에 대한 방사선 환경감시, ⑤ 환경감시자료의 발간 및 배포

- (방출제한치·방출기록) 환경상의 위해방지 기준*에 따라 유출경로별 방출제한치가 설정되었고, 핵종별 방출량이 방출제한치를 만족함을 확인

* 원안위고시 「방사선방호 등에 관한 기준」 제16조제2항

- **(경보장치)** 기체 및 액체 유출물 방사능감시기 경보장치는 주제어실 또는 보건물리실에 정보를 제공하며 적합하게 유지관리됨을 확인
- **(주민 피폭방사선량)** 원전 주변 주민에 대한 연도별 피폭방사선량 평가 결과가 환경상의 위해방지 기준* 미만임을 확인
* 원안위고시 「방사선방호 등에 관한 기준」 제16조제2항
- **(소외 감시)** 방사선환경 감시계획이 방사선(능) 감시항목, 감시지점 및 감시주기의 적절성 검토를 통해 적합하게 수립되었고, 감시결과 특이 변동 및 축적 경향성이 없음을 확인

15-1 계속운전기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가 (원안법 시행규칙 제20조제2항제1호, 계속운전 고시 제5조~제7조)

◆ 계속운전기간 동안 주요 구조물·계통 및 기기의 기능이 확보되어 있는지를 확인

- ▶ ① 경년열화관리 대상선정 평가, ② 경년열화 관리계획 평가, ③ 계속운전을 위한 수명평가

- **(대상선정)** 계속운전 고시 (별표1*)에 따라 경년열화관리 대상이 적합하게 선정되었는지 여부를 서류검토·현장점검을 통해 확인

* USNRC NUREG-1800(운영허가갱신 안전심사지침) 및 NUREG-1801(Generic Aging Lessons Learned Report, 경년열화관리 종합검토보고서)

<참고> 경년열화관리 대상 설비

① 안전등급 구조물·계통·기기
② 안전등급 구조물·계통·기기 기능에 영향을 줄 수 있는 비안전등급 구조물·계통·기기
③ 화재방호, 내환경검증, 원자로용기 가압열충격 보호, 원자로정지불능 위험도 저감, 소내정전사고 관련설비

①,②,③에 해당되는 구조물·계통·기기 중 피동형, 장수명 기기

- (①) 원자로용기, 강재 격납용기 등 안전등급 설비가 모두 선정됨을 확인
- (②,③) 대상 설비의 선정 적합성 확인

○ **(경년열화관리)** 계속운전 고시 (별표2)에서 규정하는 경년열화관리계획이 고리 2호기 설비를 고려하여 적합하게 수립되었음을 확인

- (40개 경년열화관리계획) NUREG-1801을 반영하여 10개 구성요소*, 재질, 운전환경, 경년열화현상을 고려하여 수립되었음을 확인

* ① 적용범위, ② 예방조치, ③ 감시 및 검사변수, ④ 경년열화탐지, ⑤ 감시 및 경향분석, ⑥ 허용기준, ⑦ 시정조치, ⑧ 확인절차, ⑨ 행정적통제, ⑩ 운전경험

- (3개 경년열화관리계획) 관련 설비가 없어 계획수립이 불필요*함을 서류검토·현장점검을 통해 확인

* ① 원자로격납건물 (상세 내용 [첨부 1] 참고), ② 조적벽, ③ 중성자흡수재 감시

○ **(수명평가)** 계속운전 고시 (별표 3)에서 규정한 시간제한 경년열화 분석을 통해 계속운전 기간동안 안전 여유도를 확보하였음 확인

<참고> 시간제한 경년열화 분석 (3가지 中 택1) (계속운전 고시 제7조제2항제1호)

- ▶ [방법①] 경년열화 분석이 계속운전 기간 동안 유효(실제 발생한 과도상태 횡수 비교 등)
- ▶ [방법②] 경년열화 분석이 계속운전 기간 종료시점까지 예측(재평가를 통한 수명예측)
- ▶ [방법③] 경년열화의 영향이 계속운전 기간 동안 관리 가능 (경년열화관리계획 이행)

- (원자로용기 중성자 조사취화) 원자로용기 노심영역 재료의 최대흡수 에너지와 가압열충격 기준온도 평가결과가 기준을 만족함을 확인. 운전조건 평가결과, 기존 원자로냉각재계통 운전제한곡선(압력-온도)이 계속운전 기간동안 유효함을 확인 [방법①]

평가내용	기준*	평가결과
원자로용기 노심영역 재료 최대흡수에너지	68 J 이상	용접시험편 : 86.1 J
원자로용기 가압열충격 기준온도	132.2 °C 이하	용접시험편 : 27.1 °C

* 원안위고시 「원자로용기 감시시험 기준」 제15조제1항2호 및 [별표 5]

- (금속피로평가) 안전등급 1 기기·배관의 운전 과도상태 예상 발생 횟수는 설계 과도상태 횟수의 최대 50% 수준이므로 기존 피로평가결과 (누적피로사용계수)가 계속운전 기간동안 유효함을 확인 [방법①].
안전등급 2·3 기기·배관의 운전 과도상태 발생 횟수가 설계 과도상태 횟수 미만으로, 기존 설계해석결과가 유효함을 확인 [방법①]

평가항목	기준*		평가결과
안전등급 1 기기·배관 과도상태 발생 횟수	설계시 가정한 과도상태 발생 횟수	가열 : 200회 이하	65회
		연료 재장전 : 80회 이하	40회
안전등급 2·3 기기·배관 과도상태 발생 횟수	"	화학 및 체적제어계통 : 7,000회 이하	4,350회
		잔열제거계통 : 7,000회 이하	1,100회
		보조증기계통 : 7,000회 이하	5,650회

* NUREG-1800(운영허가 갱신 안전심사지침) 4.3 Metal Fatigue(금속피로)

- (환경피로평가) 안전등급 1 기기·배관에 대한 환경피로평가 결과가 기준을 만족함을 확인 [방법②]하였고, 계속운전기간 중 환경피로 영향을 지속 감시하기 위해 환경피로감시시스템을 구축하여 운영함을 확인

평가항목	기준*	평가결과
안전등급 1 기기·배관 누적환경피로사용계수	1.0 이하	안전주입계통 축압기 배관 : 0.534 가압기 분무노즐 : 0.181

* NUREG-1800(운영허가 갱신 안전심사지침) 4.3 Metal Fatigue(금속피로)에 따라 피로평가결과에 냉각재환경을 고려한 환경보정계수(Fen)를 곱하여 평가

- (내환경검증) 既 교체·재평가된 기기·케이블의 검증수명과 교체예정 기기·케이블의 교체계획 관련 내환경검증 문서 적합성 확인

대상	검증수명 만족		검증수명 불만족
	기교체 [방법①]	재평가 [방법②]	교체예정 [방법③]
기기 (총 959개)	453개	280개	226개
케이블 (총 1,202라인)	125라인	1,055라인	22라인

- (강제 격납용기 및 관통부 피로평가) 강제 격납용기 및 대부분 기계 관통부 벨로우즈는 평가 면제* 대상임을 확인. 주증기·주급수 배관 관통부 벨로우즈는 재평가를 통해 계속운전 기간 종료시점 까지 기준을 만족함을 확인 [방법②]

* 운전환경(압력 변화 반복횟수, 압력변동 범위 등)에 의한 피로영향이 미미한 경우 면제

평가항목	기준*	평가결과
강제 격납용기 누적피로사용계수	1.0 이하	피로평가 면제
관통부 누적피로사용계수	1.0 이하	주증기 관통부 벨로우즈 : 0.153 주급수 관통부 벨로우즈 : 0.074
		기타 기계 관통부 벨로우즈 : 피로평가 면제

* 원안위 고시 「원자로시설의 안전등급과 등급별 규격에 관한 규정」 제9조에 따른 KEPIC MN에 근거함

15-2 운전경험, 연구결과 반영 필요사항 (계속운전 고시 제8조)

- **(화재방호평가)** 화재방호설비·소방수계통이 화재방호운영계획 및 운영절차서에 따라 유지·보수·시험 및 검사가 수행됨을 확인
- 화재방호운영계획서가 이행되고 있으며 변경내용이 화재위험도 분석에 반영됨을 확인
- 화재감지기·화재경보함 등 화재감지기와 소화수공급설비·자동화재 진압설비·수동화재진압설비 등 진압계통을 갖추고 있음을 확인

- 화재 대비 건물이 구획화되었고, 환기계통·내화구조물·제연설비를 통해 주제어실·안전정지지역 접근·대피로의 거주성이 확보되었음을 확인
- 화재위험도 분석 관련 시정·보완조치가 완료되었음을 확인
- (기기의 동적 및 내진 검증 평가) SQUG GIP*에 따라 내진적합성 평가가 수행되었으며 내진검증 대상기기 목록이 관리되고 있음을 확인
 - * 원전의 내진적합성 평가를 위해 USNRC에서 승인한 평가절차 (Seismic Qualification Utility Group Generic Implementation Procedure)
 - 품질보증 요건이 적용된 기기 내진검증 유지관리 절차를 통해 검증서류가 관리됨을 확인
 - 주기적 감시·검사, 현장점검, 격실별 온도 및 방사선 모니터링, 검증조치 기록 등을 통해 대상기기의 평가결과를 유지하기 위한 체계가 수립되었음을 확인
- (가압열충격 평가) 원자로용기 중성자 조사취화 평가를 통해 노심영역 재료에 대한 가압열충격 기준온도 평가결과가 기준을 만족*함을 확인
 - * 원자로용기 중성자 조사취화 평가결과 참고 (15p)
- (원자로 정지불능 예상운전과도 평가) 기존 원자로보호계통과 독립성, 다양성을 확보한 원자로 정지불능 완화 계통* 등이 설치되어 원자로 정지, 비상보조급수 작동 및 터빈 정지가 가능함을 확인
 - * AMS(ATWS Mitigation System) (FSAR 7.7)
- (능동형기기의 관리계획) 품질등급, 확률론적안전성평가 결과, 운전경험·연구결과* 등을 반영하여 520개의 능동형기기가 관리 대상에 포함되었음을 확인

* 기능적중요도결정 (품질등급 관리 절차 기반), '고리1,2호기 정비규정 이행 프로그램 개발' 연구, '원전 동력구동밸브 운전성능 향상 기술 개발' 연구 결과

- 정·주기 시험을 통해 성능이 점검·기록되며, 능동형기기의 기능·성능 관리를 위해 예방정비 및 고장정비 체계를 운영함을 확인

○ (배관 열성충 평가) 격리 불가능한 분기배관에서 열성충 발생 가능성이 있는 가압기 살수배관, 안전주입계통 분기배관에 대해 비파괴검사를 통해 경년열화관리가 수행됨을 확인

- 가압기 밀림관 및 배관 지지대 등에 대한 비파괴검사 결과 구조적 손상이 없음을 확인

○ (소내 정전사고 대처능력 평가) 소내 정전사고 시 대체교류디젤 발전기를 통해 10분 이내에 안전모선에 전력공급이 가능함을 확인

- 대체교류디젤발전기는 안전등급 부하설비에 전력을 공급할 수 있도록 충분한 용량을 갖추고 있음을 확인

- 대체교류디젤발전기에 대해 운전가능성 시험이 주기적으로 수행되어 운전능력을 확보하고 있으며, 기존 안전등급·우선전력 전원케이블과 물리적으로 독립되어 있는 등 관련 요건을 만족함을 확인

- 비상운전절차 등이 수립되어 있고, 운전가능성 시험을 통해 주기적 점검 및 교육훈련이 수행됨을 확인

○ (가연성기체 연소에 대한 안전성평가) 가연성기체의 농도가 낮아 광범위한 화염가속 및 연소폭발천이가 발생하지 않으며, 가연성 기체의 연소에도 구조적 건전성이 유지될 수 있음을 확인

16 운영허가 이후 변화된 방사선환경영향평가 (원안법 시행규칙 제20조 제2항제2호, 계속운전 고시 제9조)

◆ **계속운전이 환경에 미치는 방사선영향을 평가**

- ▶ ① 계속운전 계획, ② 환경현황, ③ 발전소 현황, ④ 계속운전으로 인한 영향, ⑤ 사고로 인한 영향, ⑥ 환경감시계획

- **(계속운전으로 인한 영향)** 기체·액체 방출물 및 동일부지 내 다수기를 고려한 선량이 기준*을 만족함을 확인

평가항목			기준*	평가결과	비율
기체 방출물	제한 구역 경계	감마선에 의한 공기의 흡수선량(mGy/yr)	0.1 이하	9.53E-5	0.10%
		베타선에 의한 공기의 흡수선량(mGy/yr)	0.2 이하	2.55E-4	0.13%
		외부피폭에 의한 유효선량(mSv/yr)	0.05 이하	3.26E-5	0.07%
	개인 최대 피폭 선량	외부피폭에 의한 피부등가선량(mSv/yr)	0.15 이하	1.08E-4	0.07%
		입자상 방사성물질, H-3, C-14 및 방사성옥소에 의한 인체 장기 등가선량 (mSv/yr)	0.15 이하	1.47E-2	9.80%
액체 방출물	제한구역경계 개인최대 피폭선량(유효선량) (mSv/yr)		0.03 이하	1.03E-5	0.03%
동일부지 내 다수기 고려시 제한구역경계 연간 유효선량(mSv/yr)			0.25 이하	8.85E-2	35.40%

* 원안위고시 「방사선방호 등에 관한 기준」 제16조제2항

※ (참고) 새울부지를 포함한 다수기 선량 평가 결과 : 1.46E-1(58.20%)

- **(사고로 인한 영향)** 설계기준사고 및 설계기준초과사고 시 선량이 기준을 만족함을 확인

평가항목		기준*	평가결과		비율
설계기준 사고	제한구역경계 개인최대 피폭선량 (전신선량, mSv)	250 이하	대형냉각재 상실사고	1.91E-1	0.08%
설계기준 초과사고	제한구역경계 개인최대 피폭선량 (유효선량, mSv)	250 이하	대형냉각재 상실사고 (중대사고)	92.6	37.0%

* 원안위고시 「원자로시설의 위치에 관한 기술기준」 [별표]

◆ 주기적 안전성평가의 방법 및 기준

- ▶ 평가항목별 개별적인 평가 및 상호 연관성이 있는 항목에 대한 복합적인 평가를 수행하고, 평가에 따른 안전조치 결과를 고려하여 **종합적인 안전성을 평가**
- ▶ 안전성평가 당시 **유효한 기술기준 (기 적용 기술기준)**을 활용하여 평가
- ▶ 계속운전의 경우, **계통·구조물·기기**에 대하여 **최신 운전경험 및 연구결과** 등을 반영한 **기술기준**을 활용하여 평가하고, **방사선환경영향**에 대하여 **최신 기술기준**을 활용하여 평가

※ 계속운전 고시에 따른 평가 관련 보완 필요사항도 안전조치로 포함

□ 차이분석

- **(기술기준 선정)** 원전 노형, 국내외 법규/지침 등을 참고하여 평가에 활용할 **최신 기술기준***으로 USNRC RG, 산업표준 (ACI, ASME 등) 등을 선정하였음을 확인
 - 구조물·계통·기기 및 방사선환경영향평가와 관련되고 고리 2호기에 미적용된 최신 기술기준으로서 USNRC RG 82건, 산업표준 5건 등 **총 87건**이 차이분석 대상으로 선정되었음을 확인
- * 운전경험 및 연구결과가 반영되어 개정이 이루어지고 구체적인 지침 또는 기준을 제시하고 있어 차이가 확인될 수 있는 지침/기준/문서
- **(최신 기술기준 활용)** 최신 기술기준(87건)과 고리 2호기에 적용된 기술기준을 비교·분석 결과 **24건**에 대한 차이가 확인되었으며, 세분화·그룹화 등을 통해 재분류한 결과 **총 27건** 차이가 도출되었음 확인
- **(계속운전 고시)** 계속운전 고시에 따른 평가 관련 3건의 차이확인
 - 경년열화관리 체계 개선, 내환경검증 대상기기 건전성 확보, 열성충 발생부위 관리 강화방안 수립
- **(기타)** 인간-기계 연계평가 관련 **1건의** 차이가 도출되었음을 확인

□ 안전중요도 평가 및 안전조치

- **(안전중요도)** 총 31건의 차이에 대해 IAEA SRS No.12를 활용하여 안전중요도가 타당하게 평가되었음을 확인(상세 내용 [첨부 2, 3] 참고)
- 높음 3건, 중간 3건, 낮음 18건, 영향없음 7건
- **(안전조치)** 안전중요도 높음 3건, 중간 3건, 낮음 14건*에 대해 총 20건의 안전조치를 도출하였음을 확인(상세 내용 [첨부 4] 참고)

* 한수원은 안전중요도가 낮음으로 평가된 18건 중에서 14건에 대해 안전조치를 제시하였음. IAEA SRS No.12은 안전중요도 낮음에 대해서 장기적 관점에서 안전조치 필요성을 검토하도록 하였으며, 안전조치 이행을 필수적인 것으로 요구하지 않음

<참고> 안전조치 및 이행계획

번호	안전조치 이행내용	이행계획*
1	계측 신뢰도 향상을 위한 지진계측기 교체	34차 OH
2	사용후연료저장조 냉각능력 향상을 위한 열교환기 용량 증설	33차 OH
3	격납건물 배기계통 격리신호 다양성 확보를 위한 방사선경보 추가	33차 OH
4	안전성관련 공기조화계통 가동중시험 신규 요건 반영	33차 OH
5	신규 인증 방호도장재 개발 및 방호도장 유지관리절차 개선	34차 OH
6	내진범주 I 기기의 내진성능 지속적 확보를 위한 절차 개선	32차 OH
7	안전관련 밸브 구동기의 최신 시험검증요건 반영을 위한 절차 개선	32차 OH
8	설계기준사고(대형냉각재상실사고) 시 장기재순환 냉각을 위한 재순환 집수조의 성능 재평가	34차 OH
9	능동형 기계기기의 신규 성능검증 요건 반영을 위한 절차 개선	32차 OH
10	전동기구동밸브의 열동과부하보호장치 작동 관련 운전절차서 개선	32차 OH
11	안전관련 계측제어기기의 전자파검증 절차 개선	32차 OH
12	환경피로평가 대상기기 경년열화관리 프로그램 강화	32차 OH
13	안전관련 케이블의 최신 검증 요건 반영을 위한 절차 개선	32차 OH
14	안전관련 전동기제어반의 운전환경평가를 통한 건전성 확인	32차 OH
15	제어봉 이탈사고 관련 신규요건 반영 교체노심설계 개선	33차 OH
16	콘크리트 앵커 설계요건 변경에 따른 건전성 평가 및 후속조치 수행	33차 OH
17	인간-기계 연계(HSI) 평가 결과 반영 설비 개선 수행	34차 OH
18	경년열화관리 체계 개선	32차 OH
19	내환경검증 대상기기 유효성평가 결과 건전성 확보 조치	32차 OH
20	열성층 대상부위 관리 강화방안 수립	34차 OH

* 고리 2호기 설계수명 만료(2023.4.8.)에 따라 계속운전 재가동 전까지 수행되는 계획예방정비(OH, Overhaul)가 32차 OH임

□ 평가결과

- 계속운전 PSR 16개 평가내용과 안전성 향상을 위한 안전조치를 고려할 때, 고리 2호기는 계속운전 기간 동안 안전성을 보장할 수 있는 안전 여유도가 확보될 수 있음을 확인

□ 최종안전성분석보고서 (원안법 제20조제2항 및 제21조제1항, 같은 법 시행규칙 제16조제3항 및 제17조)

- (운전기간 관련 변경) 설계수명 관련 '40년' 등으로 표기된 부분*은 계속운전 기간을 고려하여 적합하게 변경하였음을 확인(상세 내용 [첨부 5] 참고)

* FSAR 4장, 5장, 6장, 8장, 15장 기재 내용 총 24건

- (경년열화관리계획) FSAR 17.1절에 40개 경년열화관리계획의 주요 내용을 요약하여 기재하였음. 계속운전 PSR의 ⑮번 항목인 '계속운전기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가'에 제시된 경년열화관리계획의 내용과 일치함을 확인(상세 내용 [첨부 5] 참고)

- (시간제한 경년열화 분석) FSAR 17.2절에 12건의 시간제한 경년열화 분석(수명평가)의 주요내용을 요약하여 기재하였음. 계속운전 PSR의 ⑮번 항목에 제시된 시간제한 경년열화 분석과 일치함을 확인(상세 내용 [첨부 5] 참고)

- (내환경검증 평가 및 후속조치) FSAR 3.11절에 3건의 내환경검증 평가 및 후속조치에 대한 변경사항을 기재하였음. 변경사항이 관련 기준*을 만족함을 확인(상세 내용 [첨부 6] 참고)

* 「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 제13조~제15조, IEEE 323(1974), IEEE 344(1987, 2004), IEEE 383(2003)

□ **방사선환경영향평가서 (원안법 제20조제2항 및 제103조제1항제2호, 같은 법 시행규칙 제17조, 원자력이용시설 방사선환경영향평가서 작성 등에 관한 규정)**

- 방사선환경영향평가서*의 구성 및 작성내용이 원안위고시 「**방사선 환경영향평가서 작성 등에 관한 규정**(이하 'RER 작성고시')」 제4조 (일반요건) 및 제5조(구성 및 작성요령)제1항 및 [별표2]에 따라 **적합하게 작성되었음을 확인**(상세 내용 [첨부 5] 참고)

* 고리 2호기 건설/운영허가 당시 허가서류가 아님에 따라 최초 작성되었으며, 계속운전 상황에 맞추어 평가서 일부 절의 제목이 수정됨(예 : 1. 계속운전 개요, 2. 계속운전으로 인한 영향)

- **계속운전 PSR ⑯번** 항목인 '운영허가 이후 변화된 방사선환경영향평가'와 동일한 항목의 내용은 **상호 일치함을 확인**(상세 내용 [첨부 5] 참고)
- 한수원은 원안법 제103조(주민의견수렴)제1항에 따라 **공람, 공청회***를 통해 주민의견 수렴 내용을 반영하여 제출하였음을 확인

* 공람('22.7-10월) / 공청회 5회 [울산시(11.28), 기장군(11.30), 부산시(12.2, 4개구), 울주군(12.26), 부산시(12.28, 5개구)]

- (공람) 총 179건의 의견 중, 48건 반영, 2건 부분반영
- (공청회) 총 88건의 의견 중, 9건 반영
- 미반영된 의견은 RER 작성고시에 규정된 일반요건 및 작성요령과 무관한 사항임을 확인

3. 심사 결과 종합

① 계속운전 PSR

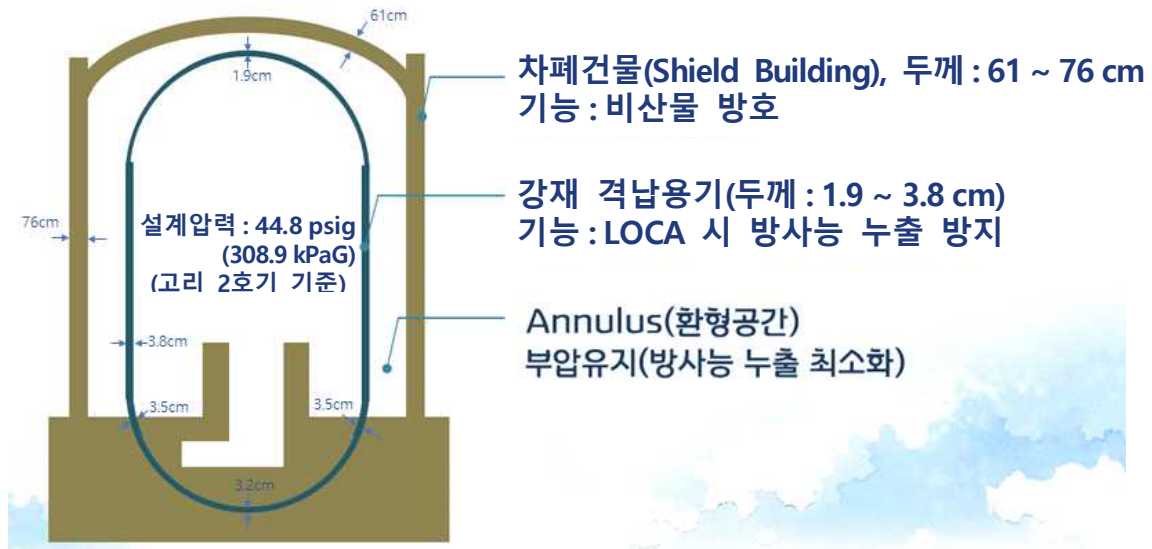
- 원안법 시행령 제37조·제38조 같은 법 시행규칙 제20조·제21조, 계속운전 고시에 따라 계속운전 PSR의 16개 평가항목에 대한 안전성평가가 적합하게 수행되었음 확인
- 최신 기술기준 등을 활용한 평가를 통해 20건의 안전조치가 도출되었음을 확인
- 계속운전 PSR의 16개 평가내용과 이에 따른 안전조치를 고려할 때, 고리 2호기는 계속운전 기간 동안 안전성을 보장할 수 있는 안전여유도가 확보될 수 있음을 확인

② 운영변경허가

- 최종안전성분석보고서는 계속운전 PSR 결과 및 계속운전 기간을 고려하여 운전기간이 적합하게 변경되었고, 추가된 경년열화관리 계획 및 시간제한 경년열화 분석 내용은 계속운전 PSR의 ⑮번 항목인 '계속운전기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가'와 일치함을 확인
- 또한, 계속운전 PSR을 통해 도출된 내환경검증 평가 및 후속조치 관련 내용이 최종안전성분석보고서에 적합하게 반영되었음을 확인
- 방사선환경영향평가서는 RER 작성고시에 따라 적합하게 작성되었으며, 계속운전 PSR의 ⑯번 항목인 '운영허가 이후 변화된 방사선환경영향평가'와 동일한 항목의 내용은 상호 일치함을 확인

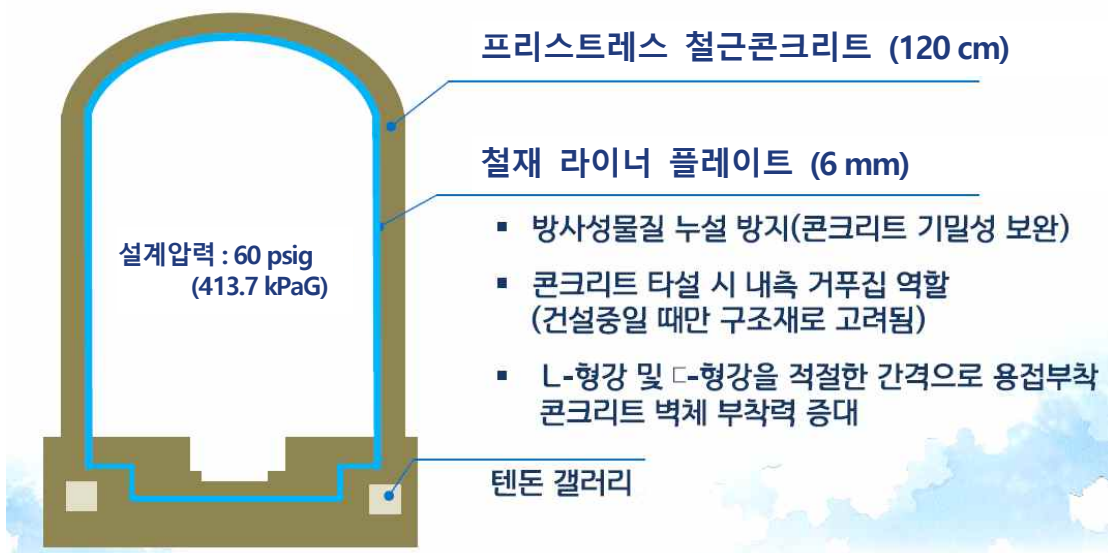
첨부 1

고리 2호기 원자로 격납시설 구조 및 경년열화관리계획



설비	경년열화관리계획
차폐건물 (철근콘크리트 Shield building)	구조물 (계속운전 고시 별표 2의 28번)
강재 격납용기 (원통형 철재)	강재 격납용기 (계속운전 고시 별표 2의 24번)
	원자로격납건물 누설률 시험 (계속운전 고시 별표 2의 26번)

※ 국내 가압경수로형 원전 원자로격납건물 일반 개략도



- 최신 기술기준과 해당 원자로시설에 기 적용된 기술기준과의 차이에 대해 IAEA SRS No.12 방법론을 참고한 안전중요도를 평가하여 설비교체 등 안전조치 도출

※ 개별 최신 기술기준의 일괄 '적용'이 아닌 '활용'(비교·평가)을 통해 원전의 종합 안전성을 평가하고, 안전조치를 도출 및 이행하는 방식

<참고> IAEA SRS(Safety Report Series) No.12 방법론

- IAEA SRS No.12 : 이전 기준에 따라 건설된 운영 원전의 안전성 평가 – 판단을 위한 공통 기반 사항
(Evaluation of the Safety of Operating NPP Built to Earlier Standard - A Common Basis for Judgement)
※ (참고) 2023년에 발간된 IAEA SRS-121 (Use of Periodic Safety Review for Long Term Operation of Nuclear Power Plants)는 종합안전성 평가 및 안전중요도 평가를 수행할 때 SRS-12 문서를 참조하도록 권고
- 안전중요도(Safety Significance) 평가
 - 결정론적 안전중요도 : 차이에 대해 안전기능 수행능력(Safety Capability), 발생빈도(Event Frequency), 잠재적 결말(Potential Consequence) 등 3개 요소를 활용하여 '높음'(High), '중간'(Medium), '낮음'(Low), '영향없음'(Drop)으로 평가
 - 확률론적 안전중요도 : 차이에 대해 중요도 척도(예 : Fussel-Vesely) 등을 활용하여 '높음', '중간', '낮음', '영향없음'으로 평가
- 안전조치(Corrective Measure) 선정
 - 차이에 대한 안전중요도 평가 → '높음' 및 '중간'으로 평가된 차이 파악 → 조치를 반영한 안전중요도 재평가 → '낮음' 및 '영향없음'으로 평가되는지 확인 → 조치 결정
 - 안전중요도가 '낮음'으로 평가된 차이는 장기적 관점에서 조치 필요성 검토

첨부 3

종합안전성평가

□ 최신 기술기준 활용 관련 차이분석(87건), 안전중요도 평가(27건), 안전조치(16건)

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
1	RG 1.7	원자로격납건물 내의 가연성기체 농도 제어	R0(1971)	R3(2007)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제23조제1항
2	RG 1.9	원자력발전소 내 안전성 관련 디젤발전기의 적용 및 시험	R3(1993)	R4(2007)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	디젤발전기 제작 단계에서의 시험요건 변경 낮음 안전조치 미도출 해당 없음	제24조 제1,2,4,6항 제49조제1,2항
3	RG 1.11	원자로격납건물을 관통 하는 계측기용 감지라인	R0(1971)	R1(2010)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
4	RG 1.12	원자력발전소 지진 계측기	-	R3(2017)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	원자력발전소 지진 계측기 성능요건 변경 낮음 <u>계측 신뢰도 향상을 위한 지진계측기 교체</u> 34차 OH	제20조제1,2항

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
5	RG 1.13	사용후핵연료 저장시설 설계기준	R1(1975)	R2(2007)	<u>차이(3건)</u>	①차이분석 결과	High-Burnup Fuel 취급 관련 연료취급기기의 설계 요건	제33조제1,2항
						②안전중요도 평가	낮음	
						③안전조치	안전조치 미도출	
						④이행계획	해당 없음	
						①차이분석 결과	사용후연료저장조 내부 냉각수의 최대 온도 제한치 변경	
						②안전중요도 평가	낮음	
						③안전조치	사용후연료저장조 냉각능력 향상을 위한 열교환기 용량 증설	
						④이행계획	33차 OH	
						①차이분석 결과	사용후연료취급 기중기의 설계 요건 변경	
						②안전중요도 평가	영향없음	
						③안전조치	안전조치 미도출	
						④이행계획	해당 없음	
6	RG 1.21	고체폐기물 및 액체/기체 유출물에서 방사성물질의 측정, 평가 및 보고	R1(1974)	R3(2021)	<u>차이</u>	①차이분석 결과	기체 방사성 유출물의 시료채취 및 감시 요건 변경	제20조제1,2항 제32조 제34조 제38조제1,2항
						②안전중요도 평가	낮음	
						③안전조치	격납건물 배기계통 격리신호 다양성 확보를 위한 격리신호 (지역방사선감시기 방사선경보) 추가	
						④이행계획	33차 OH	
7	RG 1.23	원자력발전소의 기상 모니터링 프로그램	R0(1972)	R1(2007)	동등	①차이분석 결과	차이 없음	제5조2항 제6조2항 제20조제1,2항 제42조제1,2항 제43조제1,2항 제46조
						②안전중요도 평가	해당 없음	
						③안전조치	해당 없음	
						④이행계획	해당 없음	

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
8	RG 1.26	액체, 증기 및 방사성폐기물 을 함유하는 원자력발전소 기기에 대한 품질그룹 등급 및 규격	R1(1974)	R6(2021)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	고리2호기 설비에 대한 품질그룹(A, B, C, D) 분류 및 적용 영향없음 안전조치 미도출 해당 없음	제22조제2,3항
9	RG 1.27	원자력발전소 최종열제거원	R1(1974)	R3(2015)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	최종열제거원에 대한 기후변화의 영향 고려 낮음 안전조치 미도출 해당 없음	제7조제4항 제10조제1항 제16조제1항 제31조제1,2항
10	RG 1.29	내진범주 분류	R1(1973)	R6(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제13조제1,2항 제15조1항 제35조
11	RG 1.32	원자력발전소의 안전관련 전기계통 설계기준	R0(1972)	R3(2004)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제10조1항 제16조제1항 제24조제1,2, 3,6항 제41조제1,2항
12	RG 1.45	원자로냉각재계통 누설 감시 및 대응에 대한 지침	R0(1973)	R1(2008)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제21조제2항 제30조제1,2항 제49조제1,2항
13	RG 1.47	원자력발전소 안전계통에 대한 우회 및 운전불능 상태 표시	R0(1973)	R1(2010)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항 제25조제2항
14	RG 1.52	경수로형 원전 공학적 안전설비 대기정화계통의 공기여과 및 활성탄흡착기 설계, 검사, 시험기준	R0(1973)	R4(2012)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	가동중시험 관련 ASME N511-2007 요건 적용 낮음 <u>안전성관련 공기조화계통 가동중시험 신규요건 반영</u> 33차 OH	제32조 제33조제2항 제34조 제49조제1,2항

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
15	RG 1.53	원자력발전소 보호계통에 대한 단일고장기준의 적용	R0(1973)	R2(2003)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제26조제2항 제29조제1,2항 제36조 제44조
16	RG 1.54	원자력발전소에 적용되는 서비스 레벨 I, II, III 방호도장	R0(1973)	R3(2017)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	방호도장 인증시험 및 경년열화관리 관련 요건 변경 낮음 <u>신규 인증 방호도장재 개발 및 방호도장 유지관리절차 개선</u> 34차 OH	제15조제1항
17	RG 1.57	강재 1차 원자로격납건물 계통 부품의 하중조합 및 설계한계	R0(1973)	R2(2013)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	강재격납용기 Ultimate Capacity 평가 요건 추가 영향없음 안전조치 미도출 해당 없음	제15조제1항 제23조제1항
18	RG 1.59	원자력발전소의 설계기준 홍수	R0(1973)	R2(1977)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제6조제1항 제7조제1,2항 제13조제1,2항
19	RG 1.60	원자력발전소 내진설계를 위한 설계응답 스펙트럼	R1(1973)	R2(2014)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제4조제1,2항 제13조제1,2항 제15조제1항 제35조
20	RG 1.61	원자력발전소 내진설계를 위한 감쇠값	R0(1973)	R1(2007)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	내진해석 관련 층응답스펙트럼(FRS) 작성시 감쇠값 변경 낮음 <u>내진범주 I 기기의 내진성능 지속적 확보를 위한 절차 개선</u> 32차 OH	제13조제1,2항 제15조제1항 제35조

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
21	RG 1.62	보호조치의 수동 조작	R0(1973)	R1(2010)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제28조제1~4항 제29조제1,2항 제30조제1,2항
22	RG 1.63	원자로격납건물 구조물의 전기관통부 설비	R0(1973)	R3(1987)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제23조제1항
23	RG 1.73	원자력발전소 안전 관련 구동기에 대한 검증 시험	R0(1974)	R1(2013)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 <u>③안전조치</u> ④이행계획	밸브 구동기 시험검증 요건 변경 낮음 <u>안전관련 밸브 구동기의 최신 시험검증요건 반영을 위한 절차 개선</u> 32차 OH	제15조제1,2항 제40조
24	RG 1.75	전기계통의 물리적 독립성	R1(1975)	R3(2005)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제10조제1항 제14조제1항 제16조제1항 제24조제1~3항 제41조제1,2항
25	RG 1.78	유독화학물질의 가상방출 사고 시 주제어실 거주성 평가	R0(1974)	R2(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제8조제1항
26	RG 1.82	냉각재상실사고에 따른 장기재순환 냉각을 위한 수원	R3(2003)	R4(2012)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 <u>③안전조치</u> ④이행계획	고온관 파단시 증기발생기 세관의 증기화 고 려 평가 중간 <u>설계기준사고(LOCA) 시 장기재순환 냉각을 위한 재순환 집수조의 성능 재평가</u> 34차 OH	제30조제1,2항
27	RG 1.89	원자력발전소 안전성에 중요한 전기기기의 내환경 검증	R0(1974)	R1(1984)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제15조제1,2항 제40조

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
28	RG 1.91	원자력발전소 인근 수송로 에서 발생하는 가상폭발에 대한 평가	R0(1975)	R3(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제8조제1항 제13조제1,2항
29	RG 1.92	내진해석에서의 모드응답 및 방향에 따른 지진성분 응답조합	R0(1974)	R3(2012)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제13조제1,2항 제15조제1항 제35조
30	RG 1.93	공급전원의 가용도	R0(1974)	R1(2012)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제10조제1항 제16조제1항 제24조제1~3항
31	RG 1.97	원자력발전소 사고감시 계측기기에 대한 기준	R0(1975)	R5(2019)	<u>차이(2건)</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획 ①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	사고감시 계측기의 계측변수 형태별 분류요건 반영 낮음 안전조치 미도출 해당 없음 중대사고 감시변수 관련 Type F 범주 추가 영향없음 안전조치 미도출 해당 없음	제15조제1항 제17조제1항 제20조제1,2항 제21조제2항 제22조제1항 제25조제2항 제28조제1~4항 제29조제1,2항 제30조제1,2항 제34조 제38조제1,2항 제48조제1,2항
32	RG 1.100	원자력발전소의 전기 및 기계 기기 내진검증	-	R4(2020)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	능동형 기계기기의 성능검증 요건 반영 낮음 능동형 기계기기의 신규 성능검증 요건 반영을 위한 절차 개선 32차 OH	제15조제1항 제40조

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
33	RG 1.102	원자력발전소의 홍수 방호	R0(1975)	R1(1976)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제6조제1항 제7조제1,2항 제13조제1,2항
34	RG 1.105	안전성 관련 계측기의 설정치	-	R4(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제17조제1항 제22조제1항 제28조제1~4항 제30조제1,2항 제37조 제41조제1항 제48조제1,2항
35	RG 1.106	전동기구동 밸브의 전동기에 대한 열동 과부하보호	R0(1975)	R2(2012)	차이	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	전동기 열동과부하보호장치 기능 제어 요건 추가 낮음 전동기구동밸브의 열동과부하보호장치 작동 관련 운전절차서 개선 32차 OH	제24조제1항
36	RG 1.109	원자력발전소 정상운전시 방사성물질 방출로 인한 연간피폭선량평가	-	R1(1977)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제6조제2항 제32조 제46조
37	RG 1.111	원자력발전소 정상운전시 기체유출물의 대기이동 및 확산 평가방법	-	R1(1977)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제32조
38	RG 1.112	원자력발전소 액체 및 기체유출물의 방사능 방출량 평가	-	R1(2007)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제6조제2항 제7조제3항 제32조 제46조

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자료규칙)
			기적용	최신				
39	RG 1.113	원자력발전소 사고 및 정상운전시 액체유출물의 수중확산평가	-	R1(1977)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제6조제2항 제7조제3항 제32조 제42조제1,2항 제46조
40	RG 1.115	터빈비산물 방호	R1(1977)	R2(2012)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제15조제1항
41	RG 1.117	원자력발전소에 대한 풍속 및 비산에 대한 방호	-	R2(2016)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제6조제1항 제13조제1,2항
42	RG 1.118	전기계통 및 보호계통의 주기적 시험	-	R3(1995)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제24조제5항 제26조제2항 제41조제1,2항 제48조제1,2항 제49조제1,2항
43	RG 1.122	충슬래브에 설치되는 기기 또는 부품의 내진 설계를 위한 충 응답 스펙트럼의 작성	-	R1(1978)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제13조제1,2항 제15조제1항
44	RG 1.124	ASME 코드 등급 1 선형 지지구조물에 대한 사용 한계 및 하중조합	-	R3(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제13조제1,2항 제15조제1항
45	RG 1.126	연료 고밀화해석을 위한 허용되는 모델 및 관련 통계적 방법	-	R2(2010)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제17조제1항

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
46	RG 1.127	원자력발전소 수제어 구조물의 검사	-	R2(2016)	차이	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	수제어구조물 최초 검사보고서의 기재 요건 영향없음 안전조치 미도출 해당 없음	제41조제1항
47	RG 1.128	원자력발전소 개방형 납축전지의 설계 및 설치	-	R2(2007)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제24조제1,2항
48	RG 1.129	원자력발전소 개방형 납축전지에 대한 유지 보수, 시험 및 교체	-	R3(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제24조제5항
49	RG 1.130	ASME 코드 등급 1 판형 및 동체형 지지대에 대한 사용한계 및 하중조합	-	R3(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제13조제1,2항 제15조제1항
50	RG 1.137	대 기 디젤 발전 기의 연료유 계통	-	R2(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제24조제5항
51	RG 1.140	경수형 원자력발전소 정상 배기계통의 공기여과 및 활성탄흡착기 설계, 검사 및 시험기준	-	R3(2016)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제32조 제33조제2항 제34조 제41조제1항 제49조제1,2항
52	RG 1.141	유체계통에 대한 원자로 건물 격리	-	R1(2010)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제22조제4항 제23조제1항

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
53	RG 1.143	경수형 원자력발전소에 설치되는 방사성폐기물 관리계통, 구조물 및 기기의 설계지침	-	R2(2001)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제32조 제34조
54	RG 1.145	원자력발전소 사고시 피폭선량평가에 사용되는 대기확산모델	R0(1979)	R1(1983)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제5조제2항 제6조제2항 제42조제1,2항 제43조제1항 제46조
55	RG 1.151	계측기용 감지라인	-	R2(2020)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
56	RG 1.152	원자력발전소 안전 계통의 컴퓨터 사용에 대한 기준	-	R3(2011)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제26조제2항
57	RG 1.156	원자력발전소 접속부의 내환경검증	-	R1(2011)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제15조제1항
58	RG 1.158	원자력발전소의 안전성 관련 납축전지 검증	-	R1(2018)	차이	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	원자력발전소 안전성관련 납축전지 검증 영향없음 안전조치 미도출 해당 없음	제15조제1항
59	RG 1.164	원자력발전소에서 CGID 사용	-	R0(2017)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제40조

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
60	RG 1.168	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어 확인, 검증, 검토 및 감사	-	R2(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
61	RG 1.169	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털 컴퓨터 소프트웨어 형상관리계획	-	R1(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
62	RG 1.170	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어에 대한 시험 문서화	-	R1(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
63	RG 1.171	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어에 대한 단위시험	-	R1(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
64	RG 1.172	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어 요건사양서	-	R1(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
65	RG 1.173	원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어 생명주기 개발	-	R1(2013)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제20조제1,2항
66	RG 1.180	안전성관련 계측제어계통에 대한 전자파간섭을 평가 하기 위한 지침	-	R2(2019)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	안전관련 계측제어기기의 전자파간섭 평가 요건 변경 낮음 <u>안전관련 계측제어기기의 전자파검증 절차 개선</u> 32차 OH	제15조제1항

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
67	RG 1.189	원자력발전소 화재방호	-	R4(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제14조제1,2항 제25조제4항 제43조제2항
68	RG 1.190	압력용기 시적분중성자속 결정을 위한 계산 및 선량측정 방법	-	R0(2001)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제19조
69	RG 1.193	승인되지 않은 ASME 코드 케이스	-	R7(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제12조제1항
70	RG 1.194	원자력발전소 주제어실의 방사능 거주성 평가를 위한 대기확산인자	-	R0(2003)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제25조제3항
71	RG 1.196	원자력발전소 주제어실 거주성	-	R1(2007)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제25조제3항
72	RG 1.203	과도 및 사고해석 방법론	-	R0(2005)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제5조제2항 제17조제1항 제22조제1항 제28조제1~4항 제29조제1,2항 제30조제1,2항 제42조제1,2항 제43조제1항 제46조

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
73	RG 1.204	원자력발전소 낙뢰보호에 대한 지침	-	R0(2005)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제13조제1,2항
74	RG 1.207	경수로 환경 효과로 인한 금속기기 수명 단축을 고려한 피로해석평가 지침	-	R1(2018)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	냉각재 환경을 고려한 환경피로 평가 낮음 환경피로평가 대상기기 경년열화관리 프로그램 강화 32차 OH	제15조제1항
75	RG 1.209	원자력발전소 안전관련 컴퓨터기반 계측제어계통의 내환경검증에 대한 지침	-	R0(2007)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제15조제1항
76	RG 1.210	안전관련 축전지 충전기 및 인버터에 대한 검증	-	R0(2008)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제15조제1항
77	RG 1.211	원자력발전소 안전관련 케이블 및 전선이음에 대한 검증	-	R0(2009)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	안전관련 케이블 검증 요건 변경 낮음 안전관련 케이블의 최신 검증 요건 반영을 위한 절차 개선 32차 OH	제15조제1항
78	RG 1.212	대용량 납축전지의 용량 결정	-	R1(2015)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	대용량 납축전지 용량 산정 요건 변경 영향없음 안전조치 미도출 해당 없음	제24조제1,2항
79	RG 1.213	원자력발전소 안전관련 전동기제어반 검증	-	R0(2009)	<u>차이</u>	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	안전관련 전동기제어반 검증 낮음 안전관련 전동기제어반의 운전환경평가를 통한 건전성 확인 32차 OH	제15조제1항

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
80	RG 1.236	제어봉 이탈사고 등	RG 1.77 (74)	R0(2020)	차이	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	원자로계통의 제어봉 이탈사고 영향 분석 중간 <u>제어봉 이탈사고 관련 신규요건 반영 교체 노심설계 개선</u> 33차 OH	제5조제2항 제6조제2항 제8조제1~4항 제30조제1,2항 제36조 제42조제1,2항 제46조
81	RG 1.240	사용후핵연료수조 임계 분석	-	R0(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제33조제2항
82	RG 1.244	원자로시설에서 하중 제어	-	R0(2021)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제15조제1항
83	ACI 349	원자력 안전 구조물에 대한 코드 요구사항	ACI 318 (71)	ACI 349 (01)	차이	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	콘크리트 앵커 설계요건 변경 중간 <u>콘크리트 앵커 설계요건 변경에 따른 건 전성 평가 및 후속조치 수행</u> 33차 OH	제12조제1항
84	AISC N690	원자력 시설의 안전 관련 강구조물에 대한 설계, 제작 및 설치에 대한 요구사항	AISC(69)	AISC(94)	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제12조제1항
85	ASME BPVC	원자력 시설 구성요소 설계,제조,검사 및 시험 요구사항 (Sec.III, Div.1_NB,NC,ND,NF,NG)	1974	2007	동등	①차이분석 결과 ②안전중요도 평가 ③안전조치 ④이행계획	차이 없음 해당 없음 해당 없음 해당 없음	제12조제1항 제41조제3항

번호	기술기준	제 목	기술기준 년판		차이여부 (건수)*	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획		비고 (관련 원자로규칙)
			기적용	최신				
86	ASME BPVC	원자력 시설 구성요소의 설계,제조,검사 및 시험 요구사항 (Sec.Ⅲ, Div.1_NE)	1974	2007	동등	①차이분석 결과	차이 없음	제12조제1항
						②안전중요도 평가	해당 없음	
						③안전조치	해당 없음	
						④이행계획	해당 없음	
87	IEEE Std	원자력발전소 안전시스템에 대한 IEEE 표준 기준	IEEE279 (71)	IEEE603 (98)	동등	①차이분석 결과	차이 없음	제12조제1항
						②안전중요도 평가	해당 없음	
						③안전조치	해당 없음	
						④이행계획	해당 없음	
종합					차이 : 총 27건	안전조치 : 총 16건(안전중요도 중간 3건, 낮음 13건)		

* 동일한 기술기준에서 다수의 차이가 도출된 경우 건수를 표시함

□ 계속운전 평가 관련 보완 필요사항 관련 안전중요도 평가(3건), 안전조치(3건)

번호	항목	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획	
1	경년열화관리계획(계속운전 고시 별표2)	①차이분석 결과	경년열화관리 보완
		②안전중요도 평가	높음
		③안전조치	경년열화관리 체계 개선
		④이행계획	32차 OH
2	내환경검증(계속운전 고시 별표3)	①차이분석 결과	내환경검증수명 확보
		②안전중요도 평가	높음
		③안전조치	내환경검증 대상기기 유효성평가 결과 건전성 확보 조치
		④이행계획	32차 OH
3	배관 열성층 평가(계속운전 고시 제8조제7항)	①차이분석 결과	배관 열성층 관리
		②안전중요도 평가	높음
		③안전조치	열성층 발생부위 관리 강화방안 수립
		④이행계획	34차 OH

□ 기타 관련 차이분석(1건), 안전중요도 평가(1건), 안전조치(1건)

번호	항목	차이분석 결과/안전중요도 평가/안전조치/이행계획	
1	인간-기계 연계(HSI) 적합성평가	①차이분석 결과	제어실 배치, 계기 형식, 계기 배치, 명판, 컴퓨터 계통 등에 대한 개선
		②안전중요도 평가	낮음
		③안전조치	인간-기계 연계 평가 결과를 반영한 설비 개선
		④이행계획	34차 OH

안전조치 1	계측 신뢰도 향상을 위한 지진계측기 교체 [최신 : RG 1.12 R3(2017)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기에 설치된 지진계측기의 동적 계측범위는 100 dB, 진동수 범위는 50 Hz이나, 최신 기술기준인 RG 1.12 R3(2017)은 지진계측 신뢰도 향상 측면에서 계측범위 관련 내용이 변경됨(동적 계측의 경우 110 dB, 진동수 범위 100 Hz) 2. 개선내용 ☐ (대상기기) 지진계측기 6대(자유장 계측기, 원자로건물 외벽 등 주요 건물 설치 지진계측기) ☐ 동적 계측범위(110 dB), 진동수 범위(100Hz)를 충족하도록 지진계측기 교체 ☐ 지진 가속도 센서가 최신 기술기준에 부합하도록 대체 모델로 개선 3. 이행계획 ☐ 설계변경서 작성 : 2026. 8. ☐ 설계변경서 운영변경허가 : 2027. 8. ☐ 소요 자재 구매 및 기기검증 : 2028. 5.(기기 검증기간 고려) ☐ 현장 설치, 교정 및 성능시험 : 34차 OH	

안전조치 2	사용후연료저장조 냉각능력 향상을 위한 열교환기 용량 증설 [기적용 : RG 1.13 R1(1975) / 최신 : RG 1.13 R2(2007)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기 사용후연료저장조는 열부하 조건에 따라 저장조 내 냉각수 최대온도가 120 °F(48.9 °C) ~ 150 °F(65.5 °C)(FSAR 9.1.3절)로 설계되어 있으나, 최신 기술기준인 RG 1.13 R2(2007)은 모든 열부하 조건에서 냉각수 최대 온도를 140 °F(60.0 °C) 이하로 요구 ☐ 최신 기술기준에서 요구하는 사용후연료저장조 냉각수 최대 온도를 만족하기 위해 사용후연료저장조 열교환기 용량 증설 2. 개선내용 ☐ 사용후연료저장조 내 냉각수가 모든 열부하 조건에서 최대 온도 140 °F(60.0 °C) 이하로 유지되도록 하기 위해 사용후연료저장조 냉각계통 열교환기(2대) 용량 증설(50%/대 → 100%/대) 3. 이행계획 ☐ 열교환기 용량 증설 설계변경서 작성 : 2026. 1. ☐ 설계변경서 운영변경허가 신청 : 2026. 2. ○ FSAR 9.1.3 Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System 개정 ☐ 설계변경서 운영변경허가 : 2027. 4(33차 OH 착수 전) ☐ 사용후연료저장조 열교환기 현장시공 : 33차 OH	

안전조치 3	격납건물 배기계통 격리신호 다양성 확보를 위한 방사선경보 추가 [기적용 : RG 1.21 R1(1974) / 최신 : RG 1.21 R3(2021)]
1. 개요 □ 고리 2호기는 RG 1.21 R1(1974)에서 인용하고 있는 ANSI N13.1(1969)이 설계에 적용되어 있으나, 최신 기술기준인 RG 1.21 R3(2021)에서 인용하고 있는 ANSI N13.1(2011)에 따라 노즐 설계조건, 이송관 손실율 등의 요건이 변경 □ 해당 기술기준은 기체방사성유출물 감시에 대한 기술기준으로 격납건물 배기계통 격리신호 다양성 확보 및 감시 강화를 위해 추가 격리신호 설치 2. 개선내용 □ 격납건물 배기계통 격리신호가 격납건물 지역 방사선감시기를 통해서 추가적으로 발생하도록 설비개선 ※ 현재 격납건물 배기계통 격리는 가압기 저압력 및 격납건물 고압력 신호와 계통 방사선감시기에 의해 이루어지고 있으며, 여기에 지역 방사선감시기 신호를 추가하는 설비개선임 3. 이행계획 □ 설계변경서 작성 : 2026. 6. □ 설계변경서 운영변경허가 신청 : 2026. 7. □ 설계변경서 운영변경허가 : 2026. 12. □ 현장시공 자재 입고 : 2027. 4.(33차 OH 착수 전) □ 지역감시기 설비개선 현장시공 : 33차 OH	

안전조치 4**안전성관련 공기조화계통 가동중시험 신규 요건 반영**
[기적용 : RG 1.52 R0(1973) / 최신 : RG 1.52 R4(2012)]**1. 개요**

- ☐ 고리 2호기는 ASME N510-1989에 따라 안전성관련 공기조화계통 가동중시험을 수행 중이나, 최신 기술기준은 RG 1.52 R4(2012)에서 인용하고 있는 ASME N511-2007 따른 시험 적용을 요구

2. 개선내용

- ☐ ASME N511-2007 반영을 위한 대기정화계통의 가동중시험 절차 개선

※ 기존 공기정화기 위주의 시험에서 대상범위 확대 및 시험요건 변경

구분	기존	개선	비고
시험대상 및 방법	공기정화기	공기정화기 포함 팬, 덕트, 하우징 등	대상범위 확대 및 기능시험 추가

3. 이행계획

- ☐ ASME-N511 시범적용 수정·보완 사항 발굴 : 2026. 6.
- 고리 2호기 ASME N511의 적용가능성 평가보고서('22.12)에 따라
他 원전 시범 적용* 후 시험사항을 고리 2호기에 맞게 수정·보완
- * ASME-N511 시범적용 발전소 : 고리2발, 신한울1발, 한빛3발
- ☐ 공기조화계통 ASME N511-2007 요건 적용 : 33차 OH

안전조치 5	신규 인증 방호도장재 개발 및 방호도장 유지관리절차 개선 [기적용 : RG 1.54 R0(1973) / 최신 : RG 1.54 R3(2017)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기는 RG 1.54 R0(1973) 적용 및 이후 RG 1.54 R1(2000)에 따라 방호도장재 사용 및 유지보수를 수행 중이나, 최신 기술기준인 RG 1.54 R3(2017)은 방호도장재 개발 및 원자력 방호도장 유지관리체계 수립 요구 2. 개선내용 ☐ 최신 기술기준에 부합하는 방호도장재 개발 및 원자력 방호도장 유지관리체계 수립 ☐ ① 최신 ASTM 시험요건에 맞는 보수도장재 개발 및 보수 활용 ② 방호도장 관련 원자력도장 전문가 기술현안 검토 및 건전성 평가 수행 ③ 기기 내부 코팅 라이닝 관련 경년열화관리계획 수립 및 이행 3. 이행계획 ☐ 기기 내부 코팅 및 라이닝 경년열화관리계획 수립 : 32차 OH(완료) ☐ 방호도장 관련 원자력도장 전문가 기술현안 검토 및 건전성 평가 ○ 도장 작업의 적합성을 확인하는 기존 레벨 III 도장검사자에 추가로 안전성관련 도장 프로그램의 기술적인 사항을 책임지는 원자력도장 전문가를 도입하여 주기 및 정기 도장검사 수행 : 33차 OH ☐ 최신 ASTM 시험요건에 맞는 보수도장재 개발 및 보수 활용 ○ 보수 도장재 개발 및 신규 방호도장 활용 유지관리 시행 : 34차 OH	

안전조치 6	내진범주 I 기기의 내진성능 지속적 확보를 위한 절차 개선 [기적용 : RG 1.61 R0(1973) / 최신 : RG 1.61 R1(2007)]
1. 개요 □ 고리 2호기 기 적용 기술기준인 RG 1.61 R0(1973)은 안전등급 구조물 층응답스펙트럼(FRS) 생성 시 안전정지지진(SSE) 수준의 감쇠비를 적용하였으나, 최신 기술기준인 RG 1.61 R1(2007)은 FRS 생성 시 별도의 기술적 평가가 없는 경우 운전기준지진(OBE) 수준의 감쇠비 적용을 요구 □ 최신 기술기준에서 요구하는 감쇠값 적용 시 지진하중이 증가 (약 25%)함에 따라 대상 기기의 내진성능 지속적 확보를 위한 절차 개선 필요 2. 개선내용 □ 내진범주 I 기기 중 계속운전 기간동안 새로운 기기로 교체되거나 신설되는 설비를 대상으로 내진검증 요건인 SSE FRS를 50%(0.2g→0.3g) 증가하는 내용으로 내진검증 유지관리 절차서(표준정비-1762) 개정 3. 이행계획 □ 기기 내진검증 유지관리 절차서(표준정비-1762) 개정 : 32차 OH	

안전조치 7	안전관련 밸브 구동기의 최신 시험검증요건 반영을 위한 절차 개선 [기적용 : RG 1.73 R0(1974) / 최신 : RG 1.73 R1(2013)]
1. 개요 □ 고리 2호기 안전관련 밸브 구동기 시험검증은 RG 1.73 R0(1974)에서 인용하고 있는 IEEE 382(1972)에 따라 최초 검증 및 신규 설치 기기의 경우 IEEE 382(1985)로 검증되었으나, 최신 기술기준인 RG 1.73 R1(2013)에서는 IEEE 382(2006)에 따라 밸브 구동기 검증대상 확대 및 시험 요구 2. 개선내용 □ 안전관련 밸브 신규 구매 또는 신설 시 최신 시험검증기준 (강제 격납용기 설치 기기 → 안전등급 전체 기기, 주기 노화 시험 (Cycle aging Test) 작동횟수 최소 500회 → 2000회 변경)을 구매 규격서 및 설계변경서에 반영 3. 이행계획 □ 설계변경 표준작성 지침서(표준지침-9034B-02) 및 구매규격서 개정 : 32차 OH	

안전조치 8	설계기준사고(대형냉각재상실사고) 시 장기재순환 냉각을 위한 재순환 집수조의 성능 재평가 [기적용 : RG 1.82 R3(2002) / 최신 : RG 1.82 R4(2012)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기는 RG 1.82 R3(2002)에 따라 고온관 파단사고를 고려한 격납건물 재순환집수조 여과기가 설치되어 있으나, 최신 기술기준인 RG 1.82 R4(2012)는 고온관 파단사고 시 증기발생기 세관(U-tube)의 증기화를 고려한 노심 열제거가 가능한지 확인을 요구 2. 개선내용 ☐ 고온관 파단사고 시 증기발생기 U-Tube의 기포현상(Void 효과)를 반영하여 유효구동수두가 확보되도록 재순환집수조의 성능평가 및 후속 조치(필요시 재순환 집수조 여과기 개선 등) 수행 3. 이행계획 ☐ 기술기준 분석, 설계자료, 실험자료 및 설비 등 확보 : 2025. 12. ☐ 안전해석 수행 및 평가보고서 작성 : 2026. 12. ☐ 평가결과에 따른 후속조치(설비개선 등) 수행 : 34차 OH	

안전조치 9	능동형 기계기기의 신규 성능검증 요건 반영을 위한 절차 개선 [최신 : RG 1.100 R4(2020)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기에 설치된 능동형 기계기기와 관련하여 최신 기술기준은 RG 1.100 R4(2020)에서 인용하는 ASME QME-1(2017) 반영을 요구 2. 개선내용 ☐ 교체 또는 신규 설치되는 안전관련 능동형 기계기기(밸브, 펌프, 동적 구속물)에 대해 ASME QME-1*에 따른 성능검증이 되도록 구매규격서 반영 * 일반기준 : 성능검증 원칙, 시방서, 성능검증 프로그램, 문서화 등에 관한 사항 - 능동형 기계기기의 내진검증(부록A), 비금속부품의 검증지침(부록B) * 능동펌프 조립품 및 능동밸브 조립품, 동적 구속물의 성능검증 기준 : 성능검증 원칙, 시방서, 성능검증 프로그램, 문서화 등에 관한 사항 3. 이행계획 ☐ 설계변경 표준작성 지침서(표준지침-9034B-02) 및 구매규격서 개정 : 32차 OH	

안전조치 10	전동기구동밸브의 열동과부하보호장치 작동 관련 운전절차서 개정 [기적용 : RG 1.106 R0(1975) / 최신 : RG 1.106 R2(2012)]
1. 개요 ☐ 최신 기술기준인 RG 1.106 R2(2012)에서는 사고 시 즉시 안전기능을 수행하는 전동기 구동 밸브에 대해 전동기 보호회로*가 작동하지 않도록 Bypass 회로를 구현하고 경보기능을 갖추도록 요구 * 열동과부하 보호장치 ☐ 고리 2호기는 기 적용 기술기준인 RG 1.106 R0(1975)은 보호회로 작동 시 주제어실 경보발생 및 전동기 구동장치가 정지되지 않도록 설계되어 있으나, 실제 해당 사고 시에도 고유기능이 유지(보호 회로 작동 시 전동기 구동장치가 정지되지 않음) 되도록 운전 절차 명확화 필요 2. 개선내용 ☐ 사고 시 안전기능을 수행해야 하는 전동기 구동밸브의 동작성 확보되도록 운영 절차서 개정 ○ 대상 절차서 : 경보2-3022(전기제어반 'A' 경보) ○ 개정 내용 : 열동과부하 보호장치가 작동하고 경보 발생 시 전동기의 동작을 수동으로 멈추지 않도록 주의문구 추가 등 3. 이행계획 ☐ 경보2-3022(전기제어반 'A' 경보) 운영 절차서 개정 : 32차 OH	

안전조치 11	안전관련 계측제어기기의 전자파검증 절차 개선 [최신 : RG 1.180 R2(2019)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기 전자파(EMC) 검증대상 기기와 관련하여 최신 기술 기준인 RG 1.180 R2(2019)는 전자파 방출 및 내성시험 요구 2. 개선내용 ☐ EMC 검증대상 기기 신규 제작 구매 시 최신 EMC 검증기준(전자파 방출 및 내성시험)을 반영하도록 구매규격서 반영 등 절차 개선 3. 이행계획 ☐ 안전관련 계측제어기기 전자파검증 절차서 개정 및 구매규격서 반영 : 32차 OH	

안전조치 12	환경피로평가 대상기기 경년열화관리 프로그램 강화 [최신 : RG 1.207 R1(2018)]
1. 개요 □ 고리 2호기는 안전관련 기기에 대해 대기환경을 고려한 피로 평가를 수행하였으나, 최신 기술기준인 RG 1.207 R1(2018)은 안전등급 1 기기에 대해 냉각재 환경을 고려한 피로 평가를 추가로 요구 ○ 냉각재 환경을 고려한 피로평가 결과를 반영하여 취약 예상부위에 대한 경년열화관리 수행 2. 개선내용 □ 안전등급 1 기기를 대상으로 냉각재 환경을 고려한 피로평가 프로그램 신규 개발 운영 ○ 환경피로평가 시스템 구축(NuFMS), 경년열화관리 프로그램 운영 등 3. 이행계획 □ 피로감시 경년열화관리 절차서 개정 : 완료 □ 환경피로평가 대상기기 中 고 CUF* 부위에 대한 감시시스템(NuFMS) 구축 및 운영 : 32차 OH * CUF(Cumulative Usage Factor, 누적피로사용계수) 특정 부품이나 구조물이 반복하중을 받을 때 피로수명을 나타내는 지표	

안전조치 13	안전관련 케이블의 최신 검증 요건 반영을 위한 절차 개선 [최신 : RG 1.211 R0(2009)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기는 안전관련 케이블 및 전선이음부에 대해 IEEE 383(1974)를 적용하여 검증하였으나, 최신 기술기준인 RG 1.211 R0(2009)에서 인용하고 있는 IEEE 383(2003)는 안전관련 케이블 등에 대해 검증방법 및 시험조건이 변경됨 2. 개선내용 ☐ 계속운전 기간동안 새로운 기기로 교체되거나 신설되는 안전관련 케이블 검증에 최신 요건 반영 ○ 케이블 시험 관련 선정 요건 세분화 ○ 케이블 노화 및 내전압 침수 시험요건 명확화 ○ 케이블 검증 적용 범위 및 화염시험 요건 변경(전소금지 → 손상길이 1.5m 이하) 등 ☐ 해당 요건을 반영한 설계변경 관련 표준지침서 개정 3. 이행계획 ☐ 설계변경 표준작성 지침서(표준지침-9034B-02) 및 구매규격서 개정 : 32차 OH	

안전조치 14	안전관련 전동기제어반의 운전환경평가를 통한 건전성 확인 [최신 : RG 1.213 R0(2009)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기 안전등급 전동기제어반(MCC)은 내환경 및 내진검증 비대상이었으나, 최신 기술기준인 RG 1.213 R0(2009)는 내환경 검증 및 내진검증을 요구 ※ 고리 2호기 안전등급 전동기제어반에 대해서는 GIP-3A에 따라 내진적합성 평가가 수행되어 내진성능이 확인됨 2. 개선내용 ☐ 최신 기술기준 요건에 부합하도록 해당 기기에 대해 내환경검증 평가 및 평가결과에 따른 후속조치 수행 ○ 전동기제어반을 구성하는 주요 노화 매커니즘을 갖는 부품의 환경인자(열, 방사선 등)로 인하여 영향을 받을 수 있는 전동기 제어반의 건전성 확인 3. 이행계획 ☐ 전동기제어반 점검이력 및 부품 교체이력 확인 : 완료 ☐ 환경인자에 따른 전동기제어반 부품 노화영향평가 : 완료 ☐ 고·저압차단기반, DC 전동기제어반 부품 노화영향평가 수행 : 2025. 9. ☐ 노화영향평가 결과에 따른 후속조치 수행 : 필요시	

안전조치 15	제어봉 이탈사고 관련 신규요건 반영 교체노심설계 개선 [기적용 : RG 1.77 R0(1977) / 최신 : RG 1.236 R0(2020)]
1. 개요 □ 고리 2호기는 RG 1.77 R0(1977)에 따라 제어봉 이탈사고에 대한 안전해석이 수행되었으나, 최신 기술기준인 RG 1.236 R0(2020)는 제어봉 이탈사고 분석에 필요한 해석방법 및 가정사항(고온피복재 온도에 의한 손상기준, 핵연료봉 성능 및 건전성 평가 등)이 변경 또는 추가됨 2. 개선내용 □ 최신 기술기준 요건을 반영한 설계기준 사고 평가 수행 및 평가 결과를 교체노심 설계에 반영 ○ 재장전노심설계 연료봉 성능분석코드에 ROPER 코드 도입, 연료봉 용융제한치를 기존의 단일 제한치에서 연소도별 제한치로 변경, 교체노심 설계에 적용할 각종 노심설계제한치(이탈제어봉가, 지발중성자 분율 등) 강화 등 3. 이행계획 □ 안전해석 결과 FSAR 개정 반영 : 33차 OH ※ FSAR 개정안 운영변경허가 신청(2025. 6.)	

안전조치 16	콘크리트 앵커 설계요건 변경에 따른 건전성 평가 및 후속조치 수행 [기적용 : ACI 318(1971) / 최신 : ACI 349(2001)]
1. 개요 ☐ 고리 2호기 콘크리트 앵커(ACI 318(1971) 적용)와 관련하여 최신 기술기준인 ACI 349(2001)는 콘크리트 앵커볼트 설계기준(CCD, Concrete Capacity Design)에 따른 건전성 확인 요구 2. 개선내용 ☐ 최신 기술기준의 콘크리트 앵커 설계요건*을 활용하여 고리 2호기 안전관련 기기의 기초 및 가동중점사 대상 배관지지대 정착부 콘크리트 앵커시스템에 대하여 건전성 평가 및 후속조치(정착부 보강 등) 수행 * 콘크리트 작용 전단력의 가상 파괴면을 ① 45°기운 원뿔 → 35°기운 사각뿔로 가정하여 평가하고 ② 콘크리트 균열 영향 강화 및 ③ 편심하중 영향 고려 등 추가 3. 이행계획 ☐ 콘크리트 앵커 건전성 평가 : 32차 OH ☐ 건전성 평가결과 후속조치(정착부 보강작업) 수행 : 33차 OH	

안전조치 17	인간-기계 연계(HSI) 평가 결과 반영 설비개선 수행 [관련 근거 : 기타(他 원자로시설 안전성 증진사항)]
----------------	---

1. 개요

- ☐ 他 원자로시설의 인적요소 관련 안전성 증진사항과의 비교를 통해 인간-기계 연계 관련 개선사항 도출

※ 평가대상 : 주제어실, 원격정지제어반실, 기술지원실, 비상운전설비 및 안전등급 현장제어반 등

2. 개선내용

- ☐ 인간-기계 연계(HSI) 재평가 관련 인간공학 개선사항 57건 도출 및 운영관리항목 22건 조치

구분	단기	중기	장기	합계
인간공학 개선사항	주제어실 운전원 컴퓨터 교체 등 36건	주제어실 경보창 경보명, 제어반, 제어기 및 계기명판 HSI 표준화 등 17건	M/A Station 디지털 Type 변경, 아날로그 지시계 디지털로 변경 등 4건	57건
운영관리 항목	제어기 위치표시 개선, 설비간 코딩 (색상 코딩 등) 일관성 유지 등	-	-	22건

※ 단기조치 사항 중 설계변경이 필요한 경우 중·장기 조치로 변경 수행

3. 이행계획

- ☐ 단기 조치사항 : 32차 OH
- ☐ 중기 조치사항 : 33차 OH
- ☐ 장기 조치사항 : 34차 OH

1. 개요

- ☐ 계속운전 고시 및 참조 기술기준인 NUREG-1800, 1801 및 LR-ISG*에 따라 경년열화관리절차서 신규 제정 및 개정 필요

* 운영허가갱신 중간 규제지침(License Renewal Interim Staff Guidance)

2. 개선내용

- ☐ 경년열화관리절차서 신규 제정 5건*, 기존 절차서 보완 20건**

* ① 일회검사, ② 재료의 선택적 침출, ③ 배관, 배관 부속기기, 열교환기 및 탱크의 내부 코팅/라이닝, ④ 내환경검증 요건을 적용받지 않는 접근곤란한 전력케이블, ⑤ 휴즈홀더

** 볼트결합건전성, 유동가속부식, 지상의 금속탱크 등 20건

3. 이행계획

- ☐ 경년열화관리 평가결과를 반영한 절차서 개정 : 32차 OH

안전조치 19	내환경검증 대상기기 유효성평가 결과 건전성 확보 조치 [관련 근거 : 계속운전 고시 제7조제4항]
1. 개요 ☐ 계속운전 고시 및 참조 기술기준인 NUREG-1800, 1801에 따라 고리 2호기 내환경검증 대상 기기 중 검증수명이 도래한 기기 및 케이블의 검증수명 확보 2. 개선내용 ☐ 시험 및 평가를 통해 검증 유효기간 연장(기기 280개, 케이블 1,055 라인) ☐ 검증수명 만료 기기 및 케이블 교체(기기 226개, 케이블 22라인) 3. 이행계획 ☐ EQ 교체 대상기기 구매 및 자재확보 : 2025. 9. ☐ EQ 교체 대상기기 운영변경허가 신청 및 허가 : 계속운전 허가 연계 ☐ EQ 교체 대상기기 현장시공 : 32차 OH	

1. 개요

- ☐ 고리 2호기 열성층 평가 결과를 반영한 관리방안 수립 필요

2. 개선내용

- ☐ 고리 2호기 열성층 평가결과를 기초로 총 11개소 열성층 대상 부위 선정

번호	계통	측정위치
1	RC	가압기 살수배관(RC-001) 2개소 상하부
2	RH	잔열제거 배관(RH-007) 4개소 상하부
3	RH	잔열제거 배관(RH-008) 4개소 상하부
4	SI	RV 직접주입배관(SI-005) 5개소 상하부
5	SI	안전주입배관(SI-006) 및 밸브 3개소 상하부
6	SI	안전주입배관(SI-007) 및 밸브 3개소 상하부
7	SI	안전주입배관(SI-008) 및 밸브 8개소 상하부
8	RC	가압기 밀림관(RC-007) 4개소 상하부
9	FW	주급수 배관(FW-001) 1개소 상하부
10	FW	주급수 배관(FW-002) 1개소 상하부
11	FW	주급수 배관(FW-003) 6개소 상하부

- ☐ 11개소에 대해서는 전후단 온도감시를 통해 필요시 변위 측정 등 건전성을 확인할 계획

3. 이행계획

- ☐ 열성층 대상 부위 점검 절차서 신규 개발 : 완료
- ☐ 온도측정 계측기 및 데이터 수집 시스템 설치·점검 : 32차 OH
- ☐ 열성층 대상부위 건전성 확인 : ~ 34차 OH

※ 열성층 발생 배관의 건전성을 확인하기 위해 2주기 동안 온도측정 계측기 및 데이터수집 시스템을 이용하여 추적검사 수행 예정

1**FSAR 개정****1. 개요****① 운전기간 변경**

- 계속운전 기간을 고려하여 기존 설계수명에 대한 사항을 변경

② 경년열화관리계획 추가

- 계속운전 기간동안 수행될 경년열화관리계획을 FSAR 17.1장으로 추가(주요사항 요약본)

③ 시간제한 경년열화 분석 추가

- 주요 기기 수명평가 결과를 FSAR 17.2장으로 추가(주요사항 요약본)

2. 변경 사유**① 운전기간 관련 변경**

- 고리 2호기의 설계수명기간 40년이 만료('23.4.8.)된 이후 추가 10년 운전을 위한 계속운전을 추진함에 따라 기존 설계수명기간에 대한 기재내용 변경 필요

② 경년열화관리계획 추가

- 계속운전 기간동안 경년열화 관리를 통해 설비의 고유기능 수행을 보장하기 위해 계속운전 고시의 [별표 2]*의 40개 경년열화관리 계획을 FSAR 17.1장으로 추가

* [별표 2] 경년열화관리계획 평가에 관한 사항

③ 시간제한 경년열화 분석 추가

- 기기 수명이 계속운전 기간동안 유지될 수 있음을 기술하기 위해 계속운전 고시 [별표 3]*에 제시된 수명평가 결과를 FSAR 17.2장으로 추가

* [별표 3] 계속운전을 위한 수명평가에 관한 사항

3. 변경 내용

① 운전기간 변경

- 설계수명 40년(40-year design life)으로 기재된 부분 삭제 또는 계속운전 기간(Continued operation period) 10년 기재([첨부 5-1] 참고)

② 경년열화관리계획 추가

- FSAR 17.1장에 40개 경년열화관리계획 기재

번호	경년열화관리계획
1	17.1.1절 안전등급 1,2,3 기기 가동중검사
2	17.1.2절 안전등급 지지대 가동중검사
3	17.1.3절 일회검사
4	17.1.4절 원자로용기 감시
5	17.1.5절 수화학
6	17.1.6절 봉산부식
7	17.1.7절 주조 오스테나이트 스테인리스강 열취화
8	17.1.8절 유동가속 부식
9	17.1.9절 재료의 선택적 침출
10	17.1.10절 원자로 헤드 스테어드
11	17.1.11절 니켈합금 기기의 균열 및 원자로냉각재압력경계에서 봉산부식으로 인한 재료 손실
12	17.1.12절 원자로용기 내부구조물
13	17.1.13절 볼트결합 건전성
14	17.1.14절 증기발생기
15	17.1.15절 천정의 대용량 및 소용량 취급계통
16	17.1.16절 매설/지하의 배관 및 탱크
17	17.1.17절 지상의 금속 탱크
18	17.1.18절 연료유 화학

19	17.1.19절 개방형 냉각수 순환계통
20	17.1.20절 밀폐형 냉각수 계통
21	17.1.21절 압축공기계통
22	17.1.22절 화재방호설비
23	17.1.23절 소방수계통
24	17.1.24절 강재 격납용기
25	17.1.25절 원자로격납건물 누설률 시험
26	17.1.26절 구조물
27	17.1.27절 원전 수리 구조물
28	17.1.28절 원자력 방호도장
29	17.1.29절 내환경검증 요건을 적용받지 않는 전기 케이블 및 비금속 연결부
30	17.1.30절 내환경검증 요건을 적용받지 않는 계측회로에 사용된 전기 케이블 및 연결부
31	17.1.31절 내환경검증 요건을 적용받지 않는 접근 곤란한 중전압 케이블
32	17.1.32절 금속 밀폐형 모선
33	17.1.33절 휴즈 홀더
34	17.1.34절 내환경검증 요건을 적용받지 않는 전기 케이블 금속 연결부
35	17.1.35절 안전등급 1 소구경배관 일회검사
36	17.1.36절 기계기기 외부 표면 감시
37	17.1.37절 중성자속 검출관 검사
38	17.1.38절 기타 배관 및 덕트 기기 내부 표면 검사
39	17.1.39절 윤활유 분석
40	17.1.40절 배관, 배관 부속기기, 열교환기 및 탱크의 내부 코팅/라이닝

③ 시간제한 경년열화 분석 추가

- FSAR 17.2장에 주요기기 수명평가 결과 기재

번호	주요기기 수명평가
1	17.2.1절 시간제한 경년열화 분석의 확인
2	17.2.2절 원자로용기 중성자 조사취화 평가
3	17.2.3절 금속 피로 평가
4	17.2.4절 기기의 내환경검증
5	17.2.5절 강재 격납용기 및 관통부 피로 평가
6	17.2.6절 중성자속 검출관 마모
7	17.2.7절 파단전누설 평가
8	17.2.8절 기중기 하중운전 횟수 제한
9	17.2.9절 원자로냉각재펌프 플라이휠 평가
10	17.2.10절 사용후연료저장조 라이너 평가
11	17.2.11절 기기 및 배관 표면하 지시사항 평가
12	17.2.12절 고에너지 배관 파단해석

4. 심사 결과

① 운전기간 변경

- 설계수명 관련 기재사항 변경에 대한 사항은 고리 2호기 계속운전 PSR 결과와 부합함을 확인

② 경년열화관리계획 추가

- 경년열화관리계획 추가내용(주요사항 요약본)은 고리 2호기 계속운전 PSR의 ⑮번 항목인 '계속운전기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가'에 제시된 경년열화관리계획의 내용과 일치함을 확인

③ 시간제한 경년열화 분석 추가

- 경년열화관리계획 추가내용(주요사항 요약본)은 고리 2호기 계속운전 PSR의 ⑮번 항목인 '계속운전기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가'에 제시된 계속운전을 위한 수명평가에 관한 사항과 일치함을 확인하였음

5. 종합 의견

- 한수원이 신청한 고리 2호기 FSAR에 대한 운영변경허가 신청 사항이 계속운전 PSR 결과와 부합하므로 적합함

첨부 5-1

운전기간 변경 관련 FSAR 변경 전 · 후 비교표

번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
1	4.2-41/ 4.2.3.1	7. 40-year <u>design</u> life with normal refurbishment.	7. <u>The plant</u> life with normal refurbishment.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
2	5.1-14/ Table 5.1-1	Table 5.1-1 SYSTEM DESIGN AND OPERATING PARAMETERS (6) (추가)	Table 5.1-1 SYSTEM DESIGN AND OPERATING PARAMETERS (6) <u>Plant Design Life, years 40</u> <u>Continued operation period, years 10</u>	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
3	5.2-8/ 5.2.1.5 1.b	The number of such complete heatup and cooldown operations is specified as 200 each, <u>which corresponds to five per year for 40-year plant design life.</u>	The number of such complete heatup and cooldown operations is specified as 200 each <u>for the plant life.</u>	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
4	5.2-9/ 5.2.1.5 1.d	The number of unloading operations is defined as 13,200, based on one load swing per day during the <u>40-year design</u> life of the plant, and assuming a 90 percent availability factor.	The number of unloading operations is defined as 13,200, based on one load swing per day during the life of the plant, and assuming a 90 percent availability factor.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
5	5.2-10/ 5.2.1.5 1.e	Hence, this mode of operation is not expected to be used more than once a week in practice (2000 times in <u>40 years</u>).	Hence, this mode of operation is not expected to be used more than once a week in practice (2000 times in <u>the plant life</u>).	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
6	5.2-11/ 5.2.1.5 1.f	The number of such operations is specified at 2000 or <u>50 per year</u> during the life of the plant.	The number of such operations is specified at 2000 during the life of the plant.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
7	5.2-11/ 5.2.1.5 1.g	The number of occurrences of this transient is specified at 200, <u>or five per year</u> for the life of the plant.	The number of occurrences of this transient is specified at 200 for the life of the plant.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합

번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
8	5.2-14/ 5.2.1.5 1.m	For design purposes it is assumed that 200 cycles of this test will occur during the <u>40-year design</u> life of the plant.	For design purposes it is assumed that 200 cycles of this test will occur during the life of the plant.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
9	5.2-15/ 5.2.1.5 1.n	It is assumed that this test is performed 80 times during the <u>40-year</u> life of the plant.	It is assumed that this test is performed 80 times during the life of the plant.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
10	5.2-15/ 5.2.1.5 2.a	The number of occurrences of this transient is specified at 80, <u>or two per year</u> , over the life of the plant.	The number of occurrences of this transient is specified at 80 over the life of the plant.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
11	5.2-16/ 5.2.1.5 2.b	The number of occurrences of this transient is specified at 40, <u>or one per year</u> , for the plant life.	The number of occurrences of this transient is specified at 40 for the plant life.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
12	5.2-16/ 5.2.1.5 2.c	The number of occurrences of this transient is specified at 80, <u>or two per year</u> , for the plant life.	The number of occurrences of this transient is specified at 80 for the plant life.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
13	5.2-17/ 5.2.1.5 2.d	For design purposes, reactor trip is assumed to occur a total of 400 times, <u>or ten times per year</u> , over the life of the plant.	For design purposes, reactor trip is assumed to occur a total of 400 times over the life of the plant.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
14	5.2-20/ 5.2.1.5 2.e	For design purposes this transient is assumed to occur 20 times during the <u>40-year design</u> life of the plant.	For design purposes this transient is assumed to occur 20 times during the life of the plant.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
15	5.2-39/ 5.2.1.10.3	Since it is impossible to predict the order of occurrence of the transients over a <u>40-year</u> life, it is assumed that the transients can occur in any sequence.	Since it is impossible to predict the order of occurrence of the transients over <u>the plant</u> life, it is assumed that the transients can occur in any sequence.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합

번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
16	5.5-15/ 5.5.2.3.4	The weight loss, when equated to a thinning rate and projected over <u>a 40 year design objective</u> with appropriate reduction after initial hours, is equivalent to 0.083 mils thinning. appropriate reduction after initial hours, is equivalent to 0.083 mils thinning.	The weight loss, when equated to a thinning rate and projected over <u>the plant life</u> with appropriate reduction after initial hours, is equivalent to 0.083 mils thinning. appropriate reduction after initial hours, is equivalent to 0.083 mils thinning.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
17	5.5-17 5.5.2.4.2	Combining both vortex shedding and turbulence effects in a conservative manner, the maximum predicted local tube wear depth over <u>a 40 year operating design objective</u> is less than 0.006 inches.	Combining both vortex shedding and turbulence effects in a conservative manner, the maximum predicted local tube wear depth over <u>the plant life</u> is less than 0.006 inches.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
18	5.5-17 5.5.2.4.3	Corrosion tests which subjected the steam generator tubing material, Inconel-600 (ASME SB-163), to simulated steam generator water chemistry have indicated that the loss due to general corrosion over the <u>40 year operating design objective</u> is insignificant compared to the tube wall thickness.	Corrosion tests which subjected the steam generator tubing material, Inconel-600 (ASME SB-163), to simulated steam generator water chemistry have indicated that the loss due to general corrosion over the <u>plant life</u> is insignificant compared to the tube wall thickness.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
19	6.2-69/ 6.2.4.5	2. Materials selected for containment isolation components located inside containment withstand those environmental conditions prevailing during the <u>40-year plant life</u> expectancy○ plus the post-LOCA conditions of pressure, temperature, humidity, spray, and radiation without significant degradations of material properties.	2. Materials selected for containment isolation components located inside containment withstand those environmental conditions prevailing during the <u>plant life</u> expectancy plus the post-LOCA conditions of pressure, temperature, humidity, spray, and radiation without significant degradations of material properties.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합

번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
20	8.3-12/ 8.3.1.1.5.6	Wire and cables for use inside containment are radiation resistant and qualify for an exposure of up to 1.1×10^8 Rads total dosage based on <u>a plant life of 40 years</u> .	Wire and cables for use inside containment are radiation resistant and qualify for an exposure of up to 1.1×10^8 Rads total dosage based on <u>the plant life</u> .	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
21	11.1-1/ 11.1	These source terms are used for the design of bulk shielding, for determining in-plant airborne concentrations and the subsequent ventilation adequacy, for determining <u>40-year</u> integrated doses for the specifications of station equipment, and for determining that the design of the station is such that doses to personnel do not exceed the limits specified in 10CFR20 and are as low as reasonably achievable (ALARA).	These source terms are used for the design of bulk shielding, for determining in-plant airborne concentrations and the subsequent ventilation adequacy, for determining <u>the plant life</u> integrated doses for the specifications of station equipment, and for determining that the design of the station is such that doses to personnel do not exceed the limits specified in 10CFR20 and are as low as reasonably achievable (ALARA).	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
22	12.1-43/ Table 12.1-12	Irradiation: 3.5 to 1×10^3 Rads at 60°C integrated over <u>40 years</u> life.	Irradiation: 3.5 to 1×10^3 Rads at 60°C integrated over <u>the plant</u> life.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
23	15.3-15/ 15.3.5.1	The accident is defined as an unexpected and uncontrolled release of the design basis accumulated radioactivity per unit in the gaseous waste processing system after <u>forty years</u> operation.	The accident is defined as an unexpected and uncontrolled release of the design basis accumulated radioactivity per unit in the gaseous waste processing system after <u>the plant life</u> operation.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합
24	15.3-26/ Table 15.3.5-1	Accumulated radioactivity per unit in the gaseous waste processing system after <u>forty years</u> operation.	Accumulated radioactivity per unit in the gaseous waste processing system after <u>the plant life</u> operation.	계속운전 기간을 고려한 변경으로 적합

1. 개요

- 한수원은 원안법 제103조에 따라 공람·공청회를 통한 주민의견수렴 내용이 반영된 RER(제정본)을 제출

2. 변경 사유

- RER은 고리 2호기 건설·운영허가 당시 허가서류에 해당되지 않으나, 원안법 제103조에 따라 계속운전을 위한 운영변경허가를 위해 제출 필요

3. 변경 내용

- RER 작성고시 제4조(일반요건), 제5조(구성 및 작성요령)제1항 및 [별표 2]에 따라 다음의 장이 작성됨
 - 제1장 계속운전 개요
 - 제2장 환경현황
 - 제3장 발전소의 현황
 - 제4장 건설로 인한 영향
 - 제5장 계속운전으로 인한 영향
 - 제6장 사고로 인한 영향
 - 제7장 환경감시계획
 - 제8장 주민의견 수렴
 - 제9장 종합평가
 - 제10장 기타

4. 심사 결과

- 계속운전 개요

- 계속운전 필요성, 방사선환경영향평가 실시근거, 사업추진 경위, 계속운전 추진 계획에 대한 사항을 기술하고 있으므로, RER 작성고시 제5조제1항제1호 및 [별표 2]의 작성요령 항목 1을 만족함

○ 환경현황

- 부지현황, 토지이용, 해양이용, 기상 및 대기확산, 수문 및 수문확산, 해황 및 해양확산, 인구, 환경방사선/능 현황에 대한 사항을 기술하고 있으므로, RER 작성고시 제5조제1항제2호 및 [별표 2]의 작성요령 항목 2를 만족함

○ 발전소의 현황

- 외관, 원자로와 증기·전기계통, 연료저장시설, 방사성폐기물 처리계통, 방사선원에 대한 사항을 기술하고 있으므로, RER 작성고시 제5조제1항제3호 및 [별표 2]의 작성요령 항목 3을 만족함

○ 건설로 인한 영향

- 고리 2호기가 설계수명 기간까지 운영된 원전이고 건설활동이 없으므로 RER 작성고시 제5조제1항제4호 및 [별표 2] 작성요령 항목 4에 해당사항이 없음을 확인함

○ 계속운전으로 인한 영향

- 피폭경로, 피폭선량평가에 대한 사항을 기술하고 있으며 피폭선량이 기준을 만족하므로 RER 작성고시 제5조제1항제5호 및 [별표 2]의 작성요령 항목 5를 만족함

○ 사고로 인한 영향

- 사고의 가정, 방사선원, 평가방법, 피폭선량 평가(기준 만족), 주민 보호대책에 대한 사항을 기술하고 있으며, RER 작성고시 제5조제1항제6호 및 [별표 2]의 작성요령 항목 6을 만족함

○ 환경감시계획

- 운영전 환경감시, 운영중 환경감시에 대한 사항을 기술하고 있으므로, RER 작성고시 제5조제1항제7호 및 [별표 2]의 작성요령 항목 7을 만족함

○ 주민의견 수렴

- 주민의견 수렴 개요, 주민의견수렴 결과에 대한 사항을 기술하고 있으므로, RER 작성고시 제5조제1항제8호 및 [별표 2]의 작성요령 항목 8을 만족함

○ 종합평가

- 계속운전의 당위성에 대한 결론적 평가를 기술하고 있으므로, RER 작성고시 제5조제1항제9호 및 별표 2의 작성요령 항목 9를 만족함

○ 기타

- 평가서 작성기간, 평가서 참여기관 및 참여자에 대해 기술하고 있으므로, RER 작성고시 제5조제1항제10호 및 별표 2의 작성요령 항목 10을 만족함

- 계속운전 PSR의 ⑯번 항목인 ‘운영허가 이후 변화된 방사선환경 영향평가’와 동일한 항목의 내용은 상호 일치함을 확인

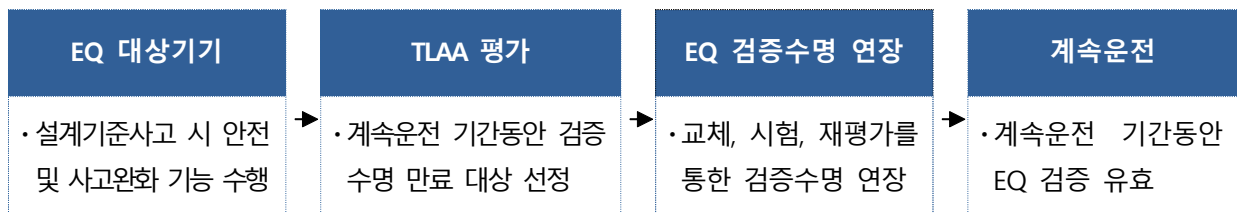
5. 종합 의견

- 한수원이 신청한 고리 2호기 RER은 RER 작성고시에 규정된 사항을 만족하도록 작성되었으므로 적합함

1. 개요

- 내환경검증(EQ) 대상 기기의 TLAA* 평가를 통해 초기 검증이 계속운전기간 동안 유효한지 재평가

* TLAA(Time Limited Aging Analysis) : 시간제한 경년열화분석



- 계속운전 기간을 고려한 EQ 평가 및 후속조치에 따른 FSAR 표 3.11 개정

2. 변경 사유

① EQ 온도 및 압력 프로파일 변경

- 계속운전 기간을 고려한 EQ 대상기기의 수명 평가 시, EQ 평가 검증기준(온도/압력) 분석 및 이를 모두 포괄하는 EQ 온도/압력 프로파일을 변경

② EQ 대체품 교체 설계 변경 반영

- EQ 대상 기기 중 검증 수명이 만료된 기기들을 교체

③ EQ 평가 결과 반영

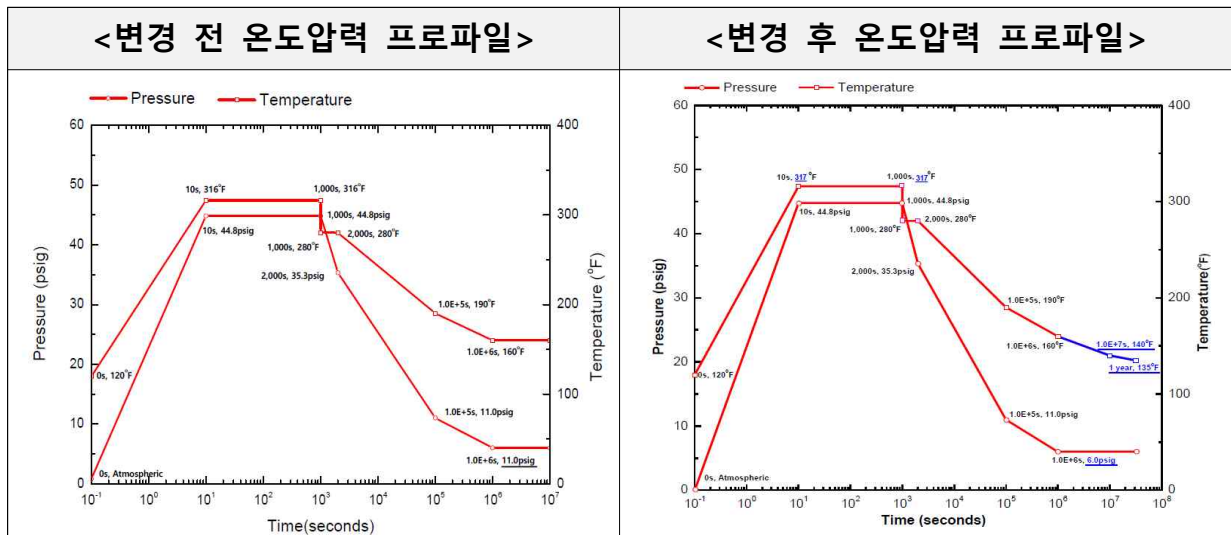
- 계속운전 기간을 고려하여 EQ에 적용되는 총누적선량(TID)* 변경

* (TID) Total Integrated Dose, 격실별 발전소 운전 중 받을 수 있는 최대 누적방사선량

3. 변경 내용

① EQ 온도 및 압력 프로파일 변경

- (주요내용) 설계기준사고(LOCA) 시 격납건물 내부의 온도/압력을 현행 FSAR는 10^7 초(약 4개월)까지 제시 → 장기 냉각기간(~1년, 약 3.15×10^7 초)을 고려한 사고해석을 통해 EQ 프로파일 개정



- 온도는 10^6 초 이후 시간이 지남에 따라 점진적으로 감소하여 최종 1년 시점에는 135 °F(57 °C)까지 감소
- 압력은 현행과 동일(1년까지 10^6 초 시점 압력(6.0 psig(41.4 kPa) 유지)

② EQ 대체품 교체 설계 변경 반영

- (주요내용) 검증수명 만료 기기의 대체품 교체를 위하여 설계 변경을 수행하고, 해당 내용을 FSAR에 반영

구분	설계변경 상세 내용	대상기기
1	주급수/주증기계통 리미트스위치, 케이블 교체	리미트스위치(12개), 제어케이블(1종, 152m)
2	노후 전송기 대체품 교체	전송기(29개)
3	1차측 전동기 케이블 교체	전력케이블(2종, 4.89km)

③ EQ 평가 결과 반영

- (주요내용) 계속운전 기간을 고려하여 EQ 평가에 적용하는 정상 및 사고 시 총누적선량(TID)* 기준 추가 기술

* 총누적선량(TID) = 정상 방사선량 + 사고 방사선량

- 현행 정상 및 사고 시 격실별 TID가 40년 기준으로 명시되어 있어, 계속운전 기간을 고려한 EQ 평가 시에는 40년 정상운전 TID 값의 1.25배(50/40년)를 적용함을 명시

4. 심사 결과

① EQ 온도 및 압력 프로파일 변경

- 기 승인된 방법론과 보수적인 입력조건 및 가정사항을 통해 EQ 온도/압력을 제시하였으며, 이를 모두 포락 할 수 있는 온도/압력 프로파일을 제시하여 적합

② EQ 대체품 교체 설계 변경 반영

- 대상 기기들이 내환경검증, 내진검증, 구조건전성 및 화재안전성에 대한 관련 기술기준을 모두 만족함을 확인하여 적합

③ EQ 평가 결과 반영

- 기존 수명(40년)을 기준으로 평가된 TID를 계속운전 기간(추가 10년)을 고려한 수명을 반영하여 1.25배 높아진 값을 적용하여 적합

5. 종합 의견

- 한수원이 신청한 고리2호기 ①EQ 온도 및 압력 프로파일 변경, ②EQ 대체품 교체 설계 변경 반영 및 ③EQ 평가 결과 반영과 관련 운영변경허가 건은 원안법 제21조제1항의 허가기준에 적합함

첨부 6-1

EQ 온도 및 압력 프로파일 변경 관련 FSAR 변경 전·후 비교표

번호	페이지/ 항목	변경 전	변경 후	검토 의견
1	3.11 / Table 3.11-1	KRN 2 FSAR TABLE 3.11-1 (12 of 22) <u>Inside Containment Pressure and Temperature for Design Basis Accident</u> Figure A-1. EQ Pressure and Temperature Profiles¹ After 1×10⁷ seconds, the pressure and temperature can be extended up to 1 year with the same value	KRN 2 FSAR TABLE 3.11-1 (12 of 22) <u>Inside Containment Pressure and Temperature for Design Basis Accident</u> Figure A-1. EQ Pressure and Temperature Profiles (삭제)	기기 내환경 검증에 적용하는 온도 및 압력 프로파일 변경에 따른 수정사항이므로, 적합

첨부 6-2

EQ 대체품 교체 설계변경 반영 관련 FSAR 변경 전·후 비교표

번호	페이지 /항목	변경 전	변경 후	검토 의견																																								
1	3.11-54 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 1 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment <table> <tr> <th>No.</th><th>Equipment Identification</th><th>Supplier</th><th>~</th><th>Equip. Qual. Doc. No.</th></tr> <tr> <td>1</td><td>RHR HX 001 FL TX</td><td>ROSEMOUNT</td><td>~</td><td>2112-EQTR-ITX -0041</td></tr> <tr> <td>2</td><td>RHR HX 002 FL TX</td><td>ROSEMOUNT</td><td>~</td><td>2112-EQTR-ITX -0041</td></tr> <tr> <td></td><td>(중략)</td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>	No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	1	RHR HX 001 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0041	2	RHR HX 002 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0041		(중략)				Table 3.11-2(sheet 1 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment <table> <tr> <th>No.</th><th>Equipment Identification</th><th>Supplier</th><th>~</th><th>Equip. Qual. Doc. No.</th></tr> <tr> <td>1</td><td>RHR HX 001 FL TX</td><td>ROSEMOUNT</td><td>~</td><td>2112-EQTR-ITX -0004N</td></tr> <tr> <td>2</td><td>RHR HX 002 FL TX</td><td>ROSEMOUNT</td><td>~</td><td>2112-EQTR-ITX -0004N</td></tr> <tr> <td></td><td>(중략)</td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>	No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	1	RHR HX 001 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	2	RHR HX 002 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N		(중략)				• 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합
No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.																																								
1	RHR HX 001 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0041																																								
2	RHR HX 002 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0041																																								
	(중략)																																											
No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.																																								
1	RHR HX 001 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N																																								
2	RHR HX 002 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N																																								
	(중략)																																											

번호	페이지 /항목	변경 전					변경 후					검토 의견		
2	3.11-62 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 9 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					Table 3.11-2(sheet 9 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					• 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합		
		No.	Equipment Identification		Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification		Supplier		~	Equip. Qual. Doc. No.
			(중략)						(중략)					
		165	SG WIDE RNG LOOP1 LVL TX		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0017	165	SG WIDE RNG LOOP1 LVL TX		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
		166	SG WIDE RNG LOOP2 LVL TX		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0017	166	SG WIDE RNG LOOP2 LVL TX		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
		167	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0016	167	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
		168	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0017	168	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
		169	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0017	169	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
		170	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0017	170	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
		171	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0017	171	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
		172	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX-0017	172	SG LOOP1 LVL(N-RING)		ROSEMOUNT		~	2112-EQTR-ITX-0004N
			(중략)						(중략)					
		175	MAIN FD WTR LOOP1 ISOLATION VV LIMIT SWITCH TRAIN A		NAMCO	~	2112-EQTR-IL MS-0056	175	MAIN FD WTR LOOP1 ISOLATION VV LIMIT SWITCH TRAIN A		YONGSUNG		~	2112-EQTR-IL MS-0005N
		176	MAIN FD WTR LOOP1 ISOLATION VV LIMIT SWITCH TRAIN B		NAMCO	~	2112-EQTR-IL MS-0056	176	MAIN FD WTR LOOP1 ISOLATION VV LIMIT SWITCH TRAIN B		YONGSUNG		~	2112-EQTR-IL MS-0005N

번호	페이지 /항목	변경 전					변경 후					검토 의견				
3	3.11-63 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 10 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					Table 3.11-2(sheet 10 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					• 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합				
		No.	Equipment Identification			Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification			Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	
			(중략)							(중략)						
		181	MAIN FD WTR LOOP2 ISOLATION VV LIMIT SWITCH	NAMCO	~	2112-EQTR-IL MS-0056	181	MAIN FD WTR LOOP2 ISOLATION VV LIMIT SWITCH	YONGSUNG	~	2112-EQTR-IL MS-0005N					
		182	MAIN FD WTR LOOP2 ISOLATION VV LIMIT SWITCH	NAMCO	~	2112-EQTR-IL MS-0056	182	MAIN FD WTR LOOP2 ISOLATION VV LIMIT SWITCH	YONGSUNG	~	2112-EQTR-IL MS-0005N					
		(중략)							(중략)							
4	3.11-65 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 12 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					Table 3.11-2(sheet 12 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					• 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합				
		No.	Equipment Identification			Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification			Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	
			(중략)							(중략)						
		232	SG LOOP1 STM FL DP CELL	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	232	SG LOOP1 STM FL DP CELL	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N					
		233	SG LOOP1 STM FL DP CELL	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	233	SG LOOP1 STM FL DP CELL	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N					
		234	SG LOOP2 STM FL TRANS	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	234	SG LOOP2 STM FL TRANS	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N					
		235	SG LOOP2 STM FL TRANS	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	235	SG LOOP2 STM FL TRANS	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N					
		(중략)							(중략)							

번호	페이지 /항목	변경 전					변경 후					검토 의견
5	3.11-67 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 14 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					Table 3.11-2(sheet 14 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					
		No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	
			(중략)					(중략)				
		267	MAIN STEAM ISOLATION VALVE OPEN LIMIT SWITCH TRAIN A	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	267	MAIN STEAM ISOLATION VALVE OPEN LIMIT SWITCH TRAIN A	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
		268	MAIN STEAM ISOLATION VALVE OPEN LIMIT SWITCH TRAIN B	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	268	MAIN STEAM ISOLATION VALVE OPEN LIMIT SWITCH TRAIN B	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
		269	MAIN STEAM ISOLATION VALVE CLOSE LIMIT SWITCH TRAIN A	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	269	MAIN STEAM ISOLATION VALVE CLOSE LIMIT SWITCH TRAIN A	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
		270	MAIN STEAM ISOLATION VALVE CLOSE LIMIT SWITCH TRAIN B	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	270	MAIN STEAM ISOLATION VALVE CLOSE LIMIT SWITCH TRAIN B	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
			(중략)					(중략)				
· 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합												

번호	페이지 /항목	변경 전					변경 후					검토 의견
6	3.11-68 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 15 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					Table 3.11-2(sheet 15 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					· 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합
		No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	
			(중략)					(중략)				
		279	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	279	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
		280	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	280	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
		281	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	281	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
		282	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>NAMCO</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0056</u>	282	MAIN STEAM ISOLATION VALVE LIMIT SWITCH	<u>YONGSUNG</u>	~	2112-EQTR-IL MS- <u>0005N</u>	
			(중략)					(중략)				

번호	페이지 /항목	변경 전					변경 후					검토 의견
7	3.11-69 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 16 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					Table 3.11-2(sheet 16 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					· 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합
		No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	
			(중략)					(중략)				
		303	RC LOOP1 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	303	RC LOOP1 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		304	RC LOOP1 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	304	RC LOOP1 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		305	RC LOOP1 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	305	RC LOOP1 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		306	RC LOOP2 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	306	RC LOOP2 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		307	RC LOOP2 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	307	RC LOOP2 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		308	RC LOOP2 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0016	308	RC LOOP2 FL TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		309	PZR LVL SET 1	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	309	PZR LVL SET 1	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		310	PZR LVL SET 2	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	310	PZR LVL SET 2	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		311	PZR LVL SET 3	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	311	PZR LVL SET 3	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
			(중략)					(중략)				

번호	페이지 /항목	변경 전					변경 후					검토 의견
8	3.11-70 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 17 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					Table 3.11-2(sheet 17 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment					· 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합
		No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification	Supplier	~	Equip. Qual. Doc. No.	
			(중략)					(중략)				
		327	RC WIDE RNG LOOP1 HOT LEG PRESS TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	327	RC WIDE RNG LOOP1 HOT LEG PRESS TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		328	RC WIDE RNG LOOP2 HOT LEG PRESS TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	328	RC WIDE RNG LOOP2 HOT LEG PRESS TX	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		329	PZR PR TX SET 1	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	329	PZR PR TX SET 1	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		330	PZR PR TX SET 2	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	330	PZR PR TX SET 2	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		331	PZR PR TX SET 3	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	331	PZR PR TX SET 3	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
		332	PZR PR TX SET 4	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0017	332	PZR PR TX SET 4	ROSEMOUNT	~	2112-EQTR-ITX -0004N	
			(중략)					(중략)				

번호	페이지 /항목	변경 전								변경 후								검토 의견				
9	3.11-86 / Table 3.11-2	Table 3.11-2(sheet 33 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment										Table 3.11-2(sheet 33 of 33) Environmental Qualification of Safety-Related Equipment										· 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합
		No.	Equipment Identification	Supplier	Tag No.	Location	Required Operation Duration in DBA		Environ. Qual. Methods	Equip. Qual. Doc. No.	No.	Equipment Identification	Supplier	Tag No.	Location	Required Operation Duration in DBA		Environ. Qual. Methods	Equip. Qual. Doc. No.			
							LOCA	MSLB												LOCA	MSLB	
			(중략)									(중략)										
		639	RAYCAM SPLICE	RAY CAM	Vari ous	M40-15 & Various	CONT	CONT	T	2112-EQTR -ISPL-0001	639	RAYCAM SPLICE	RAY CAM	Vari ous	M40-15 & Various	CONT	CONT	T	2112-EQTR -ISPL-0001			
											656	LS CNS 600V Power Cable	LS CNS	Vari ous	MI0-02A & Various	CONT	CONT	T	2112-EQTR- ECBL -0004N			
									657	LS CNS 15kV Power Cable	LS CNS	Vari ous	M22-06A & Various	CONT	CONT	T	2112-EQTR- ECBL -0003N					
									658	HABIA Control Cable	HABIA Cable	Vari ous	J40-01 & Various	N/A	CONT	T	2112-EQTR- ECBL -0107					

번호	페이지 /항목	변경 전	변경 후	검토 의견															
10	3.2-53 / Table 3.2-1	Table 3.2-1 EQUIPMENT CODE AND CLASSIFICATION LIST <table><tr><td>Component</td><td>~</td><td>Standard Code</td></tr><tr><td>Cable</td><td>~</td><td>IPCEA S-68-516-1973 Including Interim Standards 1 ro 7, Ethylene-Propylene-Rubber Insulated Wire and Cable for Transmission and Distribution of Electrical Energy</td></tr></table>	Component	~	Standard Code	Cable	~	IPCEA S-68-516-1973 Including Interim Standards 1 ro 7, Ethylene-Propylene-Rubber Insulated Wire and Cable for Transmission and Distribution of Electrical Energy	Table 3.2-1 EQUIPMENT CODE AND CLASSIFICATION LIST <table><tr><td>Component</td><td>~</td><td>Standard Code</td></tr><tr><td rowspan="4">Cable</td><td rowspan="4">~</td><td>IPCEA S-68-516-1973 Including Interim Standards 1 ro 7, Ethylene-Propylene-Rubber Insulated Wire and Cable for Transmission and Distribution of Electrical Energy</td></tr><tr><td>NEMA WC 70-2009 / ICEA S-95-658 Standards for Non-Shielded Power Cables Rated 2000Volts or Less for the Distribution of Electrical Energy (Apply for only '고일02-전기-CC-1904')</td></tr><tr><td>NEMA WC 74-2006 / ICEA S-93-639 5-46kV Shielded Power Cable for Use in the Transmission and Distribution of Electric Energy (Apply for only '고일02-전기-CC-1904')</td></tr><tr><td>IEEE 383 (Ref. 12) (Apply for only 설계변경서 '고일02-전기-CC-1904')</td></tr></table>	Component	~	Standard Code	Cable	~	IPCEA S-68-516-1973 Including Interim Standards 1 ro 7, Ethylene-Propylene-Rubber Insulated Wire and Cable for Transmission and Distribution of Electrical Energy	NEMA WC 70-2009 / ICEA S-95-658 Standards for Non-Shielded Power Cables Rated 2000Volts or Less for the Distribution of Electrical Energy (Apply for only '고일02-전기-CC-1904')	NEMA WC 74-2006 / ICEA S-93-639 5-46kV Shielded Power Cable for Use in the Transmission and Distribution of Electric Energy (Apply for only '고일02-전기-CC-1904')	IEEE 383 (Ref. 12) (Apply for only 설계변경서 '고일02-전기-CC-1904')	• 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 따라 적합
		Component	~	Standard Code															
Cable	~	IPCEA S-68-516-1973 Including Interim Standards 1 ro 7, Ethylene-Propylene-Rubber Insulated Wire and Cable for Transmission and Distribution of Electrical Energy																	
Component	~	Standard Code																	
Cable	~	IPCEA S-68-516-1973 Including Interim Standards 1 ro 7, Ethylene-Propylene-Rubber Insulated Wire and Cable for Transmission and Distribution of Electrical Energy																	
		NEMA WC 70-2009 / ICEA S-95-658 Standards for Non-Shielded Power Cables Rated 2000Volts or Less for the Distribution of Electrical Energy (Apply for only '고일02-전기-CC-1904')																	
		NEMA WC 74-2006 / ICEA S-93-639 5-46kV Shielded Power Cable for Use in the Transmission and Distribution of Electric Energy (Apply for only '고일02-전기-CC-1904')																	
		IEEE 383 (Ref. 12) (Apply for only 설계변경서 '고일02-전기-CC-1904')																	

번호	페이지 /항목	변경 전	변경 후	검토 의견
11	3.2-9 /3.2.4	KRN 2 FSAR 6. IEEE 308 - 1974, Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations. 7. IEEE 317 - 1972, Electrical Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations. 8. IEEE 323 - 1971, Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations. 9. IEEE 334 - 1974, Type Tests of Continuous-Duty Class I Motors Installed Inside Containment of Nuclear Power Generating Stations. 10. IEEE 344 - 1971, Seismic Qualification of Class I Electric Equipment for Nuclear Power Generating Stations. 11. IEEE 387 - 1972, Criteria for Diesel-Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Generating Stations.	KRN 2 FSAR 6. IEEE 308 - 1974, Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations. 7. IEEE 317 - 1972, Electrical Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations. 8. IEEE 323 - 1971, Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations. 9. IEEE 334 - 1974, Type Tests of Continuous-Duty Class I Motors Installed Inside Containment of Nuclear Power Generating Stations. 10. IEEE 344 - 1971, Seismic Qualification of Class I Electric Equipment for Nuclear Power Generating Stations. 11. IEEE 387 - 1972, Criteria for Diesel-Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Generating Stations. 12. IEEE 383 - 2003, Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations	• 내진검증, 내환경검증 및 화재안전성 평가 결과에 적용한 기술기준을 기술하여 적합

첨부 6-3

EQ 평가결과 반영 관련 FSAR 변경 전·후 비교표

번호	페이지 /항목	변경 전	변경 후	검토 의견
1	3.11 / Table 3.11-1	Table 3.11-1 (10 of 22) A. Notes - Excessive dust conditions are prevented by normal dust control in the plant ventilation systems. No special conditions are identified in the plant. Equipment was designed with normal good practice dust seals. - Total Integrated Dose(TID) for normal conditions of 40 year normal operation dose. The TID for accident conditions includes the 40 year normal operation dose plus the design basis accident dose for one year(365 days). (없음) - Normal containment pressure range is -0.1 to 1.0 psig. For the purpose of Environmental Qualification(EQ) of safety-related equipment, the pressure variation may be neglected. - Environmental pH control for each room except containment building during normal and DBA is 7.0.	Table 3.11-1 (10 of 22) A. Notes - Excessive dust conditions are prevented by normal dust control in the plant ventilation systems. No special conditions are identified in the plant. Equipment was designed with normal good practice dust seals. - Total Integrated Dose(TID) for normal conditions of 40 year normal operation dose. The TID for accident conditions includes the 40 year normal operation dose plus the design basis accident dose for one year(365 days). <u>For continued operation, one acceptable method of establishing the 50 year normal operation dose is to multiply the 40 year normal operation dose by 1.25 (i.e., 50 years/40 years).</u> - Normal containment pressure range is -0.1 to 1.0 psig. For the purpose of Environmental Qualification(EQ) of safety-related equipment, the pressure variation may be neglected. - Environmental pH control for each room except containment building during normal and DBA is 7.0.	• 계속운전 기간을 고려한 방사선 누적선량 설정 방법이 NUREG-1800에 제시된 허용 가능한 평가방법임을 확인

1. 검토 경위

◇ 전문위는 고리 2호기 계속운전 허가에 대한 원안위 심의에 앞서 질의응답, 서면질의 등을 통해 KINS 심사 결과의 적절성을 확인

- 2025년 3월 21일 제112회 원자력안전전문위원회(이하 '전문위')에서 KINS 심사현황 1차 보고를 시작으로 총 7회('25.3월~9월) 회의 실시
 - 총 108건(현장질의 79건, 서면질의 29건)의 질의·답변 및 논의를 통해 심사 결과가 적절한지 등을 확인

전문위 개최	주요 검토 사항
① 제112회 전문위 ('25.03.21.)	○ 기기 검증, 내진검증 등 28건의 검토의견 제시
② 제113회 전문위 ('25.04.18.)	○ MCR 거주성, 해안방벽 등 28건의 검토의견 제시
③ 제115회 전문위 ('25.05.16.)	○ 환경피로평가, 강풍 평가 적절성 등 7건의 검토의견 제시
④ 제116회 전문위 ('25.06.20.)	○ 선량평가 기준 등 3건의 검토의견 제시
⑤ 제117회 전문위 ('25.07.18.)	○ 주민의견 수렴, 홍수, 내진 등 5건의 검토의견 제시
⑥ 제118회 전문위 ('25.08.08.)	○ 안전조치 이행계획, 기후 변화 등 12건의 검토의견 제시
⑦ 제119회 전문위 ('25.09.05.)	○ 전문위 검토보고서 채택

- 고리 2호기 계속운전 안전성 심사가 고리 3,4호기 등 후속 신청호기(9기) 심사의 기준선으로 활용될 수 있는 점을 고려하여,
 - 계속운전기간 동안 주요 구조물·계통·기기의 안전기능 및 안전 여유도 확보 여부를 검토하였고,
 - 계속운전이 환경에 미치는 방사선영향을 평가하여 개인최대피폭 선량 만족 여부를 검토했으며,
 - 최신 기술기준을 활용하여 도출된 안전조치 및 종합안전성평가 결과의 적합성을 검토
- 제119회 전문위('25.9.5.)에서 그간 분야별 안전성 확인사항과 고리 2호기 계속운전 허가 관련 논의사항을 정리한 사전검토보고서를 채택

2. 주요 검토 내용

① 계속운전 기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가

- (관련 근거) 원안법 시행령 제37조제2항제1호 및 같은 법 시행규칙 제20조제2항제1호는 계속운전기간 동안 주요 구조물·계통 및 기기의 기능이 확보되어 있는지를 확인하도록 규정
- (주요 심사결과) KINS는 원자로용기 중성자 조사취화, 내환경검증 등을 통해 주요 기기가 계속운전 기간동안 안전여유도를 확보할 수 있음을 확인
 - 원자로용기 중성자 조사취화 관련 최대 흡수에너지(기준 : 68J 이상, 평가결과 : 86.1 J), 가압열충격 기준온도(기준 : 132.2 °C 이하, 평가결과 : 27.1 °C) 등이 기준을 만족함을 확인
 - 내환경검증 관련 기교체(기기 453개, 케이블 125라인) 또는 재평가(기기 280개, 케이블 1,055라인), 재가동 전 교체(기기 226개, 케이블 22라인)를 통해 계속운전 기간동안 검증수명이 유지될 수 있음을 확인
- (검토결과) 전문위는 계속운전 기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가 내용이 원안법 시행령 제37조제2항제1호 및 같은 법 시행규칙 제20조제2항제1호, 계속운전 고시를 만족한다는 KINS의 심사 결과가 적합한 것으로 판단

② 운영허가 이후 변화된 방사선환경영향평가

- (관련 근거) 원안법 시행령 제37조제2항제2호 및 같은 법 시행규칙 제20조제2항제2호는 계속운전이 환경에 미치는 방사선영향을 평가하도록 규정

- (주요 심사결과) KINS는 계속운전 기간 동안 동일부지 내 다수기 운영시 제한구역경계에서 개인최대 피폭선량(기준 : 0.25 mSv/yr 이하, 평가결과 : 0.09 mSv/yr)이 기준을 만족함을 확인
- 설계기준 사고시 제한구역경계에서 개인최대 피폭선량(기준 : 250 mSv 이하, 평가결과 : 0.191 mSv)이 기준을 만족함을 확인
- 설계기준 초과 사고시 제한구역경계에서의 개인최대 피폭선량(기준 : 250 mSv 이하, 평가결과 : 92.6 mSv)이 기준을 만족함을 확인
- (검토결과) 전문위는 운영허가 이후 변화된 방사선환경영향평가 내용이 원안법 시행령 제37조제2항제2호 및 같은 법 시행규칙 제20조제2항제2호, 계속운전 고시를 만족한다는 KINS의 심사 결과가 적합한 것으로 판단

3 최신 기술기준 활용 및 종합안전성평가

- (관련 근거) 원안법 시행령 제38조제1항제3호는 원자로시설의 종합적인 안전성을 원안법 시행령 제37조제1항 및 제2항에 대한 평가와 그 평가에 따른 안전조치 결과를 고려하여 평가하도록 규정
- (주요 심사결과) KINS는 심사를 통해 총 87건의 최신 기술기준이 차이분석 대상으로 선정되어 차이분석이 수행되었고, IAEA SRS No.12를 활용한 안전중요도 분석을 통해 20건의 안전조치가 도출되었음을 확인. 계속운전 PSR 16개 평가내용과 안전조치를 고려할 때 계속운전 기간 동안 안전성을 보장할 수 있는 안전여유도가 확보될 수 있음을 확인
- (검토결과) 전문위는 종합안전성평가 내용이 원안법 시행령 제38조제1항제3호를 만족한다는 KINS의 심사 결과가 적합한 것으로 판단

4 운영변경허가(FSAR 및 RER)

- (관련 근거) 원안법 제20조제1항은 허가받은 사항을 변경하려는 경우 원안위의 허가를 받도록 규정하고 있고, 원안법 제103조제1항제2호는 계속운전을 위하여 같은 법 제20조제1항 후단에 따른 변경허가를 받으려는 자에 대하여 RER 초안을 온라인 정보공개 및 관련 지방자치단체 제공을 통하여 공람하게 하여야 하며, 공청회 등을 개최하여 주민의 의견을 수렴하고 이를 RER 내용에 포함시키도록 규정
- (주요 심사결과) KINS는 심사를 통해 계속운전 기간을 고려하여 운전기간이 적합하게 변경되었고, FSAR 17.1절에 추가되는 경년 열화관리계획(40건)과 17.2절에 추가되는 시간제한 경년열화 분석 내용이 '계속운전 기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가' 내용과 일치함을 확인. 또한, RER의 구성 및 작성내용이 RER 작성고시 제4조, 제5조제1항 및 [별표2]에 따라 적합하게 작성되었고, '운영허가 이후 변화된 방사선환경영향평가'와 동일한 항목의 내용은 상호 일치함을 확인
- (검토결과) 전문위는 FSAR 운영변경허가 내용이 원안법 제20조제1항, 같은 법 제103조제1항제2호 및 RER 작성고시를 만족한다는 KINS의 심사 결과가 적합한 것으로 판단

3. 종합 결론

- 전문위에서 KINS의 고리 2호기 계속운전 허가 심사결과에 대하여 검토한 결과,
 - 계속운전 주기적 안전성평가와 이를 통해 도출된 안전조치 및 이행 시점에 대한 심사가 적합하게 수행되었고,
 - 최종안전성분석보고서 및 방사선환경영향평가서 등 운영변경허가 신청 첨부서류에 대한 심사가 적합하게 수행되었으며,
 - 전문위 검토 과정에서 질의한 사항에 대한 답변이 모두 적절하게 제시되었음을 확인
- 이에 따라, 본 전문위는 고리 2호기 계속운전 허가 심사결과가 타당하다고 판단
- 한편, 전문위는 계속운전 제도의 합리적 조정을 위해 다음 사항을 제언

[제언사항]

- 방사선환경영향평가 등 계속운전 PSR 및 운영변경허가 제출 항목 전반에 대하여 중복되는 부분이 없도록 검토하여 합리적으로 조정될 수 있도록 관련 제도를 정비할 것

[제언이유]

- 계속운전 PSR 및 운영변경허가 제출서류 중 방사선환경영향평가서, 방사선비상계획 등과 같이 일부 항목이 중복되거나 방사능방재법 등 다른 법령·체계에 따라 별도 평가·점검 중인 사항이 있으므로 이를 합리적으로 조정할 필요

< 안전 담당자 >

원자력안전위원회 원자력심사과	
김윤우 과 장	(02) 397 - 7216
김근우 사무관	(02) 397 - 7229
한국원자력안전기술원 원자력심사단	
이정재 단 장	(042) 868 - 0017
서영하 P M	(042) 603 - 3013
한국원자력안전기술원 원자력검사단	
김민철 단 장	(042) 868 - 0015
홍진기 P M	(042) 868 - 0803