

## 제 133회 원자력안전위원회

의안번호	제 3 호	심 의 의 결 사 항
의결일자	2021. 2. 19	
공개여부	공개	

원자력이용시설 건설 및 운영 변경허가(안)

제 출 자	원자력안전위원회 위원장      엄 재 식
제출일자	2021. 2. 19

## 1. 의결주문

- 원자력이용시설 건설 및 운영 변경허가(안)을 <붙임>와 같이 의결한다.

## 2. 제안이유

- 「원자력안전위원회 회의 운영에 관한 규칙」 제7조(안전의 구분 등) 제2항에 따라 원자력안전위원회의 심의를 거쳐 건설 및 운영 변경 허가 여부를 결정하고자 함

## 3. 주요내용

순 번	대상시설	신청사유	허가조항	소관 부서	비고
1	월성2호기	비상노심냉각계통 파열관 수위측정 가능범위 변경	제20조 (운영허가)	원자력 안전과	
2	월성2·3·4호기	비상노심냉각계통 고압주입 탱크 저압력 경보설정치 변경	제20조 (운영허가)		
3	신고리1·2호기, 신월성1·2호기, 한울5·6호기	원자로보호계통 공통유형고장 재평가 결과 반영	제20조 (운영허가)		
4	신고리5·6호기	원자로냉각재계통 상세설계 확정 반영 등 7건	제10조 (건설허가)	원자력 심사과	

## 4. 검토사항 : “붙임” 참조

## 5. 참고사항 : “참고” 참조

**1 월성2호기 비상노심냉각계통 파열판 수위측정 가능범위 변경 (20.01.20. 신청)**

**1. 개 요**

- ☐ 한수원(주)는 최종안전성분석보고서 표 7.2.3-1에 제시된 비상노심 냉각계통 파열판 수위측정 가능범위를 변경하기 위해 운영변경 허가를 신청
- 운영허가서류 중 최종안전성분석보고서만 변경
- 심사기간 : '20.01.~'21.02. (총 2차례 6건 질의·답변)

**2. 추진 배경**

- ☐ 현행 파열판 수위 측정 범위는 - 0.5 ~ 10.5m로 수위가 - 0.5m 이하로 감소할 경우 측정이 불가하여, 수위 감소 시 파열판\*의 건전성 확인이 어려움
- 따라서 파열판 최소 수위 측정 범위를 확대하고 주제어실에서 확인이 가능하도록 수위 지시계를 교체하고자 함

파열판 수위 전송기 측정 범위	
변경 전	변경 후
▶ 고 : 10.5 m ▶ 저 : -0.5 m	▶ 고 : 10.5 m ▶ 저 : -10 m

\* 경수와 중수를 분리하는 역할, 345kPa 차압에서 비상노심냉각수 주입을 위해 파열되어 개방

**3. 변경 내용**

- ☐ 허가문서 주요 변경사항
- 최종안전성분석보고서(표 7.2.3-1) 파열판 수위 전송기의 최소 측정 가능범위를 -0.5 m에서 -10 m로 변경

## 4. 심사 결과

### □ 관계시설의 성능에 필요한 기술능력 적합성 (원안법 제21조제1항제2호)

#### [관련 기술기준]

- ▶ (원자로제어실 등) 원자로 및 1차 냉각계통에 대한 주요계측장치의 계측 결과를 표시하고 기록하는 장치를 설치 (원자로규칙 제25조)
- ▶ (비상노심냉각장치) 안전유지에 필요한 노심 열제거 능력을 갖춘 비상노심 냉각장치를 설치 (원자로규칙 제30조)
- ▶ (인적요소 등) 운전원에게 정확한 정보를 제공하여 운전원의 판단을 용이하게 하고 잘못된 판단을 방지할 것 (원자로규칙 제45조)
- ▶ (운전제한조건의 설정·조정 등) 운전제한조건은 발전소의 운전조건이 설계 기준 및 안전해석 결과를 만족하도록 조정 (원자로규칙 제48조)

- (원자로제어실) 기존 주제어실에 설치된 수위지시계는 - 0.5 ~ 10.5 m 범위만 지시가 가능하여 변경되는 수위 측정 범위 (- 10 ~ 10.5 m)가 지시되도록 교체될 예정이며,
  - 신규 지시계는 NUREG-0700\* 1.3.6(Scales, Axes, and Grids)의 눈금 방향, 눈금 간격 등 항목에 따라 설치됨을 확인 [\[참고1-2, 1-4 참조\]](#)
- \* Human-System Interface Design Review Guidelines(인간공학연계설계 검토지침)
- (비상노심냉각계통) 본 운영변경허가는 기존 현장에 설치된 계측기를 활용하여 파열판의 수위 측정 범위를 변경하는 사항으로 비상노심냉각계통 설비의 교체 또는 변경이 없음을 확인
- (인적요소) 기존에는 측정 가능한 파열판 수위가 - 0.5 ~ 10.5 m로 수위가 - 0.5 m 이하로 감소되는 경우 운전원에게 수위에 대한 정보가 제공되지 않았으나,
  - 본 운영변경허가를 통해 수위 측정 범위를 - 10 ~ 10.5 m로 확대함에 따라 수위가 - 0.5 m 이하로 감소하더라도 파열판 수위 정보가 운전원에게 제공됨을 확인

- (운전제한조건) 본 운영변경허가는 파열판 수위 측정 범위를 변경하고, 주제어실 수위 지시계를 교체하는 사항으로 월성2호기 운영기술지침서 3/4.5(비상노심냉각계통)의 개정이 없어 비상노심냉각계통 운전제한조건의 변경사항은 없음을 확인

## 5. 종합 의견

- 한수원이 신청한 비상노심냉각계통 파열판 수위측정 가능범위 변경 관련 운영변경허가 건이 원안법 제21조제1항의 허가기준에 적합

## 참고 1-1 월성2호기 최종안전성분석보고서 변경 전·후 비교표 및 검토의견

관리 번호	항목/페이지	변경 전		변경 후		검토 의견								
1	비상노심냉각 계통 공정변 수/표 7.2.3-1	<table> <tr> <th>변 수</th> <th>범위</th> </tr> <tr> <td>비상노심냉각 파 열판 수위</td> <td>- <u>0.5</u> ~ 10.5 m</td> </tr> </table>	변 수	범위	비상노심냉각 파 열판 수위	- <u>0.5</u> ~ 10.5 m		<table> <tr> <th>변 수</th> <th>범위</th> </tr> <tr> <td>비상노심냉각 파 열판 수위</td> <td>- <u>10.0</u> ~ 10.5 m</td> </tr> </table>	변 수	범위	비상노심냉각 파 열판 수위	- <u>10.0</u> ~ 10.5 m		운전원에게 정확 한 정보를 제공 하여 운전원의 판단을 용이하게 하고 잘못된 판 단을 방지하기 위해 파열판 수 위측정 가능범위 를 변경하는 것 은 타당함
변 수	범위													
비상노심냉각 파 열판 수위	- <u>0.5</u> ~ 10.5 m													
변 수	범위													
비상노심냉각 파 열판 수위	- <u>10.0</u> ~ 10.5 m													

## 참고 1-2 비상노심냉각계통 관련 기술기준

### □ 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙

#### 제25조(원자로제어실 등)

- ① 원자로시설에는 원자로제어실을 설치하여야 한다.
- ② 원자로제어실에는 제어계통설비를 조작하는 장치, 비상노심 냉각장치 등 비상시에 원자로의 안전을 확보하기 위한 설비를 조작하는 장치, 원자로 및 1차 냉각계통을 구성하는 주유기기의 동작상태를 표시하는 장치, **주요계측장치의 계측결과를 표시하고 기록하는 장치, 그 밖에 원자로를 안전하게 운전하기 위한 주요장치를 집중시켜 설치하여야 한다.**
- ③ 원자로제어실 및 이와 연결되는 통로 등에는 사고기간 동안 받는 피폭방사선량이 선량 한도를 초과하지 아니하고 사고조건하에서 운전원이 출입하거나 거주할 수 있도록 방사선 및 유독가스와 같은 위험으로부터 운전원을 보호할 수 있는 방사선방호 및 환기설비를 설치하여야 한다.
- ④ 원자로시설에는 화재 등에 의하여 원자로제어실을 사용할 수 없는 경우에 원자로제어실로부터 물리적·전기적으로 분리되어 있는 원자로제어실외의 장소에서 적합한 절차에 따라 원자로의 운전을 정지시키고 안전한 상태로 유지시킬 수 있는 장치를 설치하여야 한다.

#### 제30조(비상노심냉각장치)

- ① 원자로시설에는 잔열제거기능 상실 또는 원자로냉각재상실 사고시에도 다음 각 호의 기준에 적합하도록 **안전유지에 필요한 노심 열제거 능력을 갖춘 비상노심냉각장치를 설치하여야 하며, 비상노심냉각장치는 원자력안전위원회가 정하여 고시하는 허용기준에 적합하여야 한다.**
  1. 피복재 온도가 허용기준을 초과하지 아니할 것
  2. 피복재의 산화 및 수소의 발생이 허용기준 이하로 제한될 것
  3. 핵연료 및 내부구조물의 변형이 노심냉각을 저해하지 아니할 것
  4. 붕괴열 제거에 필요한 시간 동안 노심냉각을 보장할 것
- ② 비상노심냉각장치는 단일전력·단일고장 가정하에서도 그 안전을 유지할 수 있도록 다중성·누설탐지·격리 및 격납기능 등의 안전기능을 갖추어야 한다.

#### 제45조(인적 요소)

- ① 원자로시설 종사자와 인간·기계의 연계와 관련된 원자로시설의 설계에는 인적 요소가 체계적으로 반영되어야 한다.
- ② 원자로시설의 설계에는 운전시 인적 오류의 발생을 최소화하기 위하여 다음 각호의 사항을 반영하여야 한다.
  1. **운전원에게 정확한 정보를 제공하여 운전원의 판단을 용이하게 하고 잘못된 판단을 방지할 것**
  2. 오류를 감지하고 이를 정정하거나 보상하는 수단을 제공할 것
  3. 운전원에게 의사결정 및 조치수행에 충분한 시간을 허용할 것

제48조(운전제한조건의 설정·조정 등)

- ① 원자로시설에는 운전제한조건과 안전의 설정치 및 제한치를 설정하여야 한다.
- ② 운전제한조건은 발전소의 운전조건이 설계기준 및 안전해석 결과를 만족하도록 초기 시험기간 동안 설비의 운전특성을 반영하여 조정되어야 한다.

□ NUREG-0700 Rev.2 (Human-System Interface Design Review Guidelines)

1.3.6 (Scales, Axes, and Grids(눈금, 축, 격자))

1.3.6-1(Orientation of Scales(눈금 방향))

눈금의 숫자는 시계방향, 왼쪽에서 오른쪽 또는 아래쪽에서 위쪽으로 증가해야 한다.

1.3.6-2(Scale Intervals(눈금 간격))

굵은 눈금 표시 사이에 10개 이상의 눈금이 있어서는 안 된다.

1.3.6-3(Scaling in Standard Intervals(눈금표시의 표준간격))

눈금은 일반적으로 1, 2, 5 또는 10 단위(혹은 10의 배수)로 굵은 표시가 제공되어야 하며, 시각적 보간을 위한 중간 눈금 표시는 라벨이 지정된 눈금과 일치해야 한다.

1.3.6-5(Axis Labels(축 라벨))

축에 의해 표현되는 변수의 설명을 명확하게 라벨(label)로 표기되어야 한다. 라벨은 읽기 쉽게 하기 위해 x축과 y축 모두에 수직한 방향으로 표시해야 한다.

1.3.6-6(Identification of Units of Measurement(측정단위 표기))

눈금으로 표시되는 측정 단위는 해당 축 라벨에 포함되어야 한다.

1.3.6-9(Scales Consistent with Function(기능과 일관된 눈금))

지시계의 눈금은 데이터의 특성 및 기능과 일관되어야 한다. 즉, 발전소의 운전 상태를 운전원이 쉽게 파악할 수 있도록 예상 운전범위를 포괄하거나, 적절한 눈금 범위 조정기술을 차용하거나 보조수단을 통해 이를 지원하는 눈금을 선정해야 한다.

1.3.6-11(Numeric Scales Start at Zero(눈금수치는 '0'에서 시작))

사용자가 정보화면 내에서 총량을 비교해야 하는 경우, 눈금 수치는 '0'에서 시작해야 한다. 눈금 수치는 일반적으로 수직 눈금의 첫 번째 숫자로 하단에, 혹은 수평 눈금의 경우 첫 번째 숫자로 왼쪽에서부터 '0'으로 표기해야 한다. 다만, 다음의 상황에 대해서는 예외로 한다 : (1) 수치가 특정 범주 이름으로 표시되는 경우, (2) 해당 눈금에서 '0'가 적합한 숫자가 아닐 경우, (3) 눈금에 음수가 포함되어 있는 경우. 또한 만약, 영점이 생략되는 경우 해당 정보화면은 영점 생략에 대한 명확한 표시를 포함해야 한다.



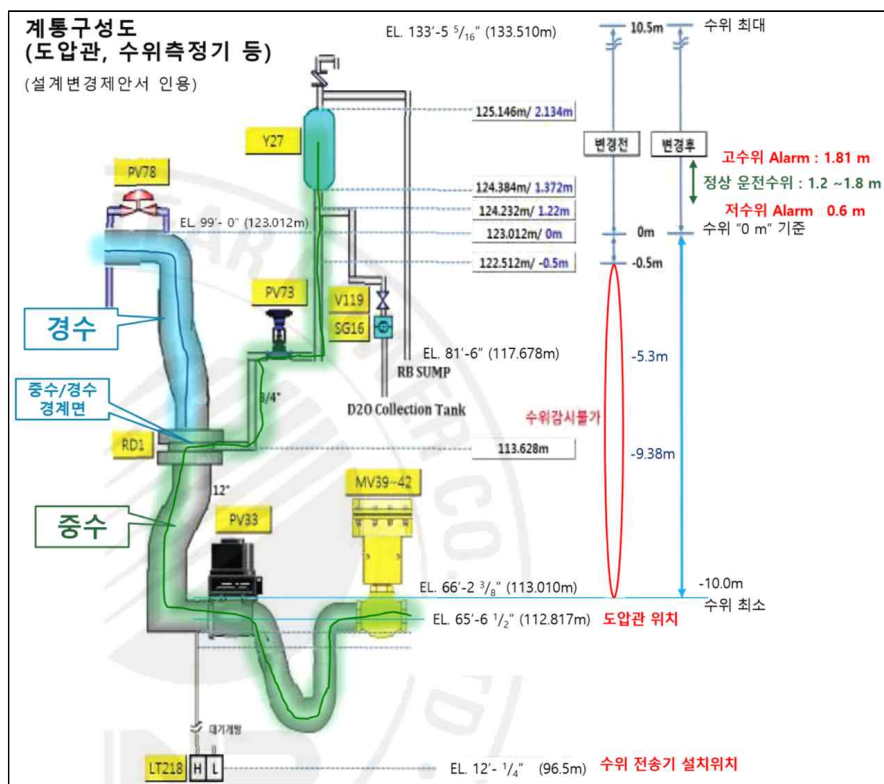
## 참고 1-3 파열판 수위측정 가능범위 변경 설명자료

### □ 파열판(Rupture Disk, RD)

- 경수와 중수를 분리하는 역할을 담당하며, 345 kPa(d) (50 psid)의 차압에서 비상노심냉각수 주입을 위해 파열되어 개방됨

### □ 주요 변경사항

- 물리적 형상 변경없이 측정 계측기(전송기) 측정 범위만 변경
  - (기준) -0.5~10.5m → (변경) -10.0~10.5m
- 주제어실 내부 수위 지시계 범위 확대
- 수위 경보설정치 변동 없음
  - 저수위 : 0.6m, 고수위 : 1.81m, 고고수위 : 6.2m



### □ 타 원전 적용현황

발전소	설계변경 번호	변경내용	비고
월성 3,4호기	월이34-계측-63432-E1637	월성 2호기와 동일	승인('17)

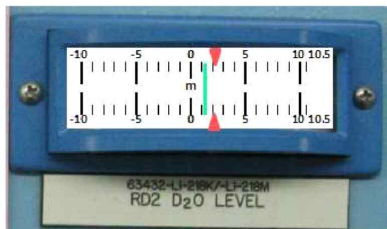
## 참고 1-4 주제어실 수위 지시계 교체

### □ 수위 지시계

○ 변경 전 (-0.5~10.5 m)



○ 변경 후 (-10~10.5 m)



☞ 현재 월성2호기에 사용되는 지시계 사양과 최대한 유사하게 제작될 예정입니다.

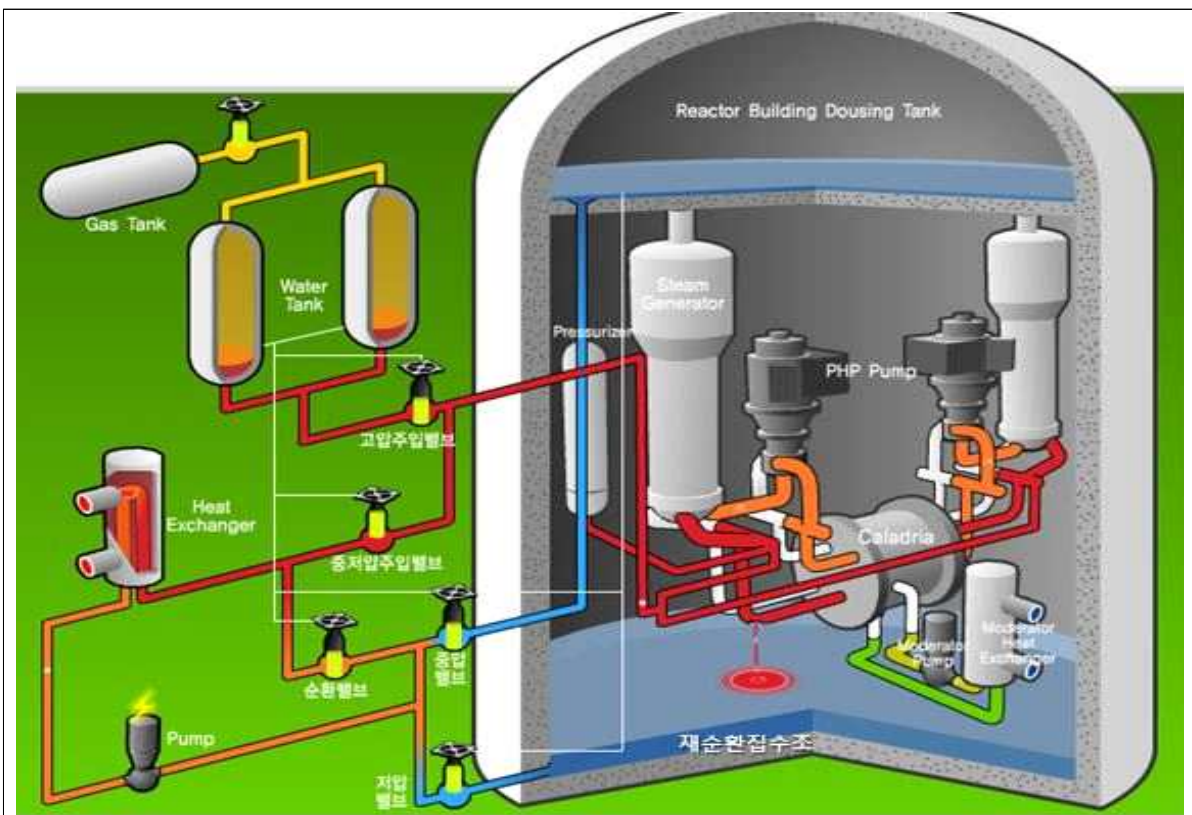
## 참고 1-5 중수로 비상노심냉각계통(ECCS)

### □ 개 요

- 냉각재상실사고 등의 사고 발생시 핵연료 손상을 방지하기 위해 원자로에 비상노심냉각수를 주입하는 계통으로, 고압, 중압, 저압 주입으로 구성되며, 냉각재 압력 및 탱크 수위에 따라 순차적으로 주입

### □ 구 성

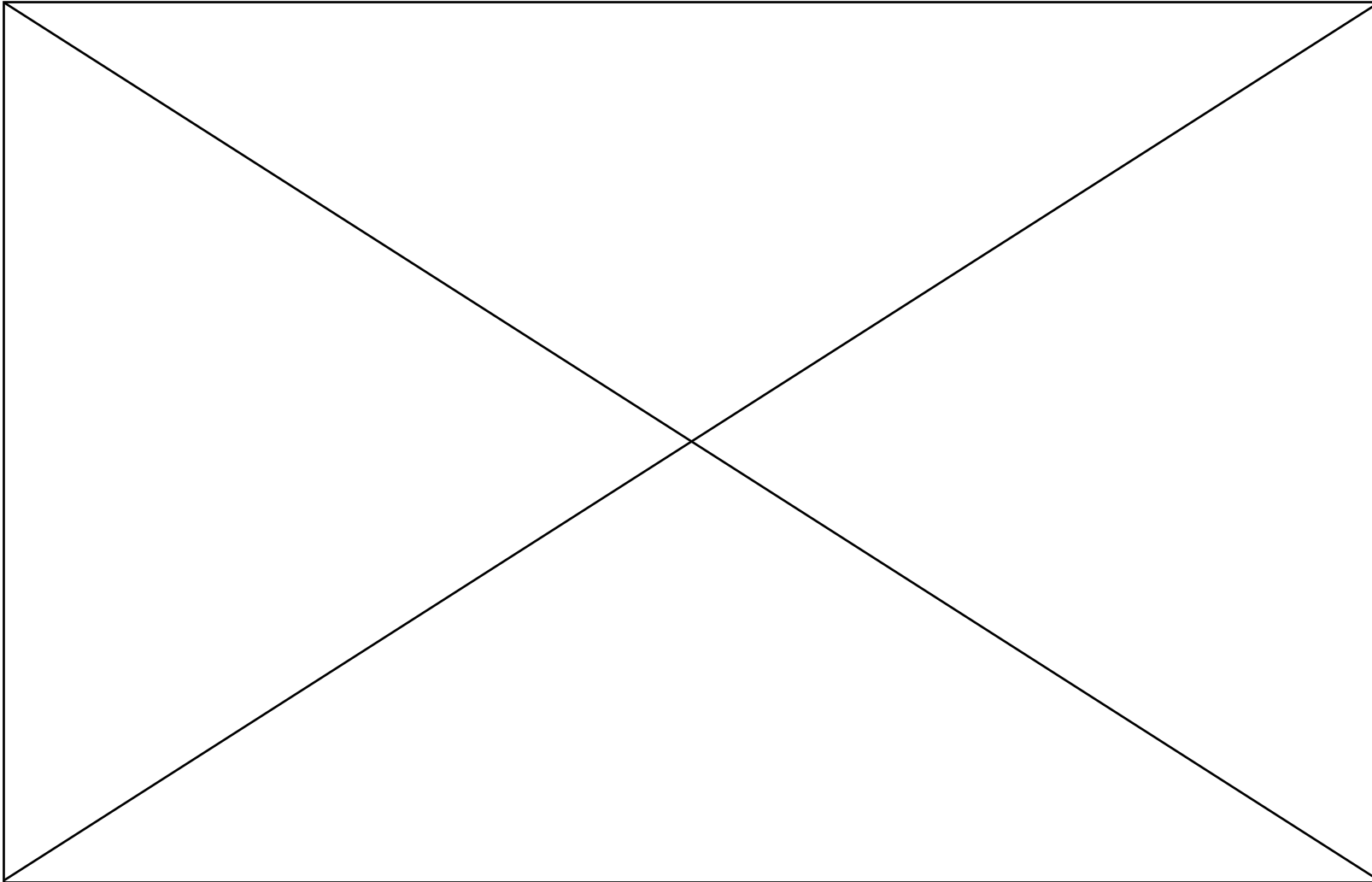
- **(고압주입)** 비상노심냉각계통 작동신호 발생 시 가스의 압력을 이용해 고압주입탱크(Water Tank)의 물을 노심 내로 주입
- **(중압주입)** 고압주입탱크 고갈 시, 격납건물 상부에 있는 살수탱크(Dousing Tank)의 물을 비상노심냉각펌프를 이용해 노심 내로 주입
- **(저압주입)** 살수탱크 고갈 시, 격납건물 재순환집수조의 물을 비상노심냉각펌프를 이용하여 노심에 주입



<비상노심냉각계통 개략도>

**참고 1-6** 비상노심냉각계통 - 고압주입

---



## 1. 개 요

- ☐ 한수원은 최종안전성분석보고서 표 7.2.3-1에 제시된 비상노심 냉각계통 고압주입탱크 저압력 경보 설정치를 변경하기 위해 운영 변경허가를 신청
- 운영허가서류 중 최종안전성분석보고서만 변경
- 심사기간 : '20.07.~'21.02. (총 1차례 3건 질의·답변)

## 2. 추진 배경

- ☐ 비상노심냉각계통 고압주입탱크 저압력 경보 설정치가 현행 운영 기술지침서의 운전제한치와 동일하게 설정되어 있어,
- 운전제한조건 진입 전에 운전원의 사전인지 및 추가적인 조치 시간 확보를 위해 저압력 경보 설정치를 상향하고자 함

고압주입탱크 압력 전송기 경보* 설정치	
변경 전	변경 후
▶ 고 : 0.28 MPa(g) ▶ 저 : 0.155 MPa(g)	▶ 고 : 0.28 MPa(g) ▶ 저 : 0.160 MPa(g)

\* 고압 및 저압 경보치를 벗어나는 압력 발생시, 주제어실 경보창 점멸

※ 고압주입탱크 압력이 0.206 MPa(g) 초과 시, 압력방출밸브를 통해 과압해소

## 3. 변경 내용

- ☐ 허가문서 주요 변경사항
- 최종안전성분석보고서(표 7.2.3-1) 고압주입탱크 압력 전송기의 저압경보 설정치를 0.155 MPa(g)에서 0.160 MPa(g)로 변경

## 4. 심사 결과

☐ 관계시설의 성능에 필요한 기술능력 적합성 (원안법 제21조제1항제2호)

### [관련 기술기준]

- ▶(비상노심냉각장치) 안전유지에 필요한 노심 열제거 능력을 갖춘 비상노심 냉각장치를 설치 (원자로규칙 제30조)
- ▶(경보장치 등) 원자로 운전에 현저한 지장을 미칠 우려가 발생한때 자동적으로 경보하기 위한 장치를 설치 (원자로규칙 제38조)
- ▶(인적요소 등) 운전원에게 의사결정 및 조치수행에 충분한 시간을 허용하도록 결정 (원자로규칙 제45조)
- ▶(운전제한조건의 설정·조정 등) 운전제한조건은 발전소의 운전조건이 설계 기준 및 안전해석 결과를 만족하도록 조정 (원자로규칙 제48조)

- (비상노심냉각계통) 본 운영변경허가는 비상노심냉각계통 고압주입탱크 저압력 경보 설정치를 기존의 0.155 MPa(g)에서 0.160 MPa(g)로 상향하는 것으로, 비상노심냉각계통 관련 설비 교체 및 변경이 없음을 확인
- (경보 설정치) 한수원이 제출한 답변(I-계측1 등)을 통해 설정치 변경 사항을 검토한 결과, 설비 교체 없이 현장 계측기 교정을 통해 설정치를 변경하고, 기능시험을 통해 경보의 정상동작 여부가 확인될 예정
- (인적요소) 기존에는 고압주입탱크 저압력 운전제한조건(0.155 MPa(g)) 도달과 동시에 경보가 발생하여 8시간 이내에 압력을 회복시켜야 했으나,
  - 운영변경허가를 통해 저압력 운전제한조건 도달 이전(0.160 MPa(g))에 경보가 발생되면 운전원 조치에 추가적인 시간이 확보될 것으로 판단
- (운전제한조건) 본 운영변경허가에서 월성2,3,4호기 운영기술 지침서 3/4.5(비상노심냉각계통)의 개정이 없어 고압주입탱크 저압력 운전제한조건(0.155 MPa(g))의 변경사항은 없음을 확인

## 5. 종합 의견

☐ 한수원이 신청한 비상노심냉각계통 고압주입 탱크 저압력 경보 설정치 변경 관련 운영변경허가 건이 원안법 제21조제1항의 허가기준에 적합

## 참고 2-1 월성2·3·4호기 최종안전성분석보고서 변경 전·후 비교표 및 검토의견

관리 번호	항목/페이지	변경 전		변경 후		검토 의견								
1	비상노심냉각 계통 공정변 수/표 7.2.3-1	<table><tr><th>변 수</th><th>설정치</th></tr><tr><td>고압탱크압력</td><td>고 : 0.28 MPa(g)  <u>저 : 0.155 MPa(g)</u></td></tr></table>	변 수	설정치	고압탱크압력	고 : 0.28 MPa(g)  <u>저 : 0.155 MPa(g)</u>		<table><tr><th>변 수</th><th>설정치</th></tr><tr><td>고압탱크 압력</td><td>고 : 0.28 MPa(g)  <u>저 : 0.160 MPa(g)</u></td></tr></table>	변 수	설정치	고압탱크 압력	고 : 0.28 MPa(g)  <u>저 : 0.160 MPa(g)</u>		운전원 조치시간 확보하기 위해 고압주입 탱크 저압력 경보 설 정값을 상향하 도록 변경하는 것은 타당
변 수	설정치													
고압탱크압력	고 : 0.28 MPa(g)  <u>저 : 0.155 MPa(g)</u>													
변 수	설정치													
고압탱크 압력	고 : 0.28 MPa(g)  <u>저 : 0.160 MPa(g)</u>													

## 참고 2-2 비상노심냉각계통 관련 기술기준

### □ 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙

#### 제30조(비상노심냉각장치)

- ① 원자로시설에는 잔열제거기능 상실 또는 원자로냉각재상실 사고시에도 다음 각 호의 기준에 적합하도록 안전유지에 필요한 노심 열제거 능력을 갖춘 비상노심냉각장치를 설치하여야 하며, 비상노심냉각장치는 원자력안전위원회가 정하여 고시하는 허용기준에 적합하여야 한다.
  1. 피복재 온도가 허용기준을 초과하지 아니할 것
  2. 피복재의 산화 및 수소의 발생이 허용기준 이하로 제한될 것
  3. 핵연료 및 내부구조물의 변형이 노심냉각을 저해하지 아니할 것
  4. 붕괴열 제거에 필요한 시간 동안 노심냉각을 보장할 것
- ② 비상노심냉각장치는 단일전력·단일고장 가정하에서도 그 안전을 유지할 수 있도록 다중성·누설탐지·격리 및 격납기능 등의 안전기능을 갖추어야 한다.

#### 제38조(경보장치 등)

- ① 원자로시설에는 기기의 기능상실이나 잘못된 조작 등에 의하여 원자로의 운전에 현저한 지장을 미칠 우려가 발생한 때 또는 제20조제1항제7호 및 제8호의 규정에 의한 방사성물질의 농도 또는 동항제9호의 규정에 의한 방사선량률이 현저하게 상승한 때에 이들을 검출하여 자동적으로 경보하는 장치를 설치하여야 한다.
- ② 원자로시설에는 원자로와 1차 냉각계통 및 방사성폐기물을 처리하는 설비에 관련되는 주요 기기들의 작동상태를 나타내는 장치를 설치하여야 한다.

#### 제45조(인적 요소)

- ① 원자로시설 종사자와 인간·기계의 연계와 관련된 원자로시설의 설계에는 인적 요소가 체계적으로 반영되어야 한다.
- ② 원자로시설의 설계에는 운전시 인적 오류의 발생을 최소화하기 위하여 다음 각호의 사항을 반영하여야 한다.
  1. 운전원에게 정확한 정보를 제공하여 운전원의 판단을 용이하게 하고 잘못된 판단을 방지할 것
  2. 오류를 감지하고 이를 정정하거나 보상하는 수단을 제공할 것
  3. 운전원에게 의사결정 및 조치수행에 충분한 시간을 허용할 것

#### 제48조(운전제한조건의 설정·조정 등)

- ① 원자로시설에는 운전제한조건과 안전의 설정치 및 제한치를 설정하여야 한다.
- ② 운전제한조건은 발전소의 운전조건이 설계기준 및 안전해석 결과를 만족하도록 초기 시험기간 동안 설비의 운전특성을 반영하여 조정되어야 한다.



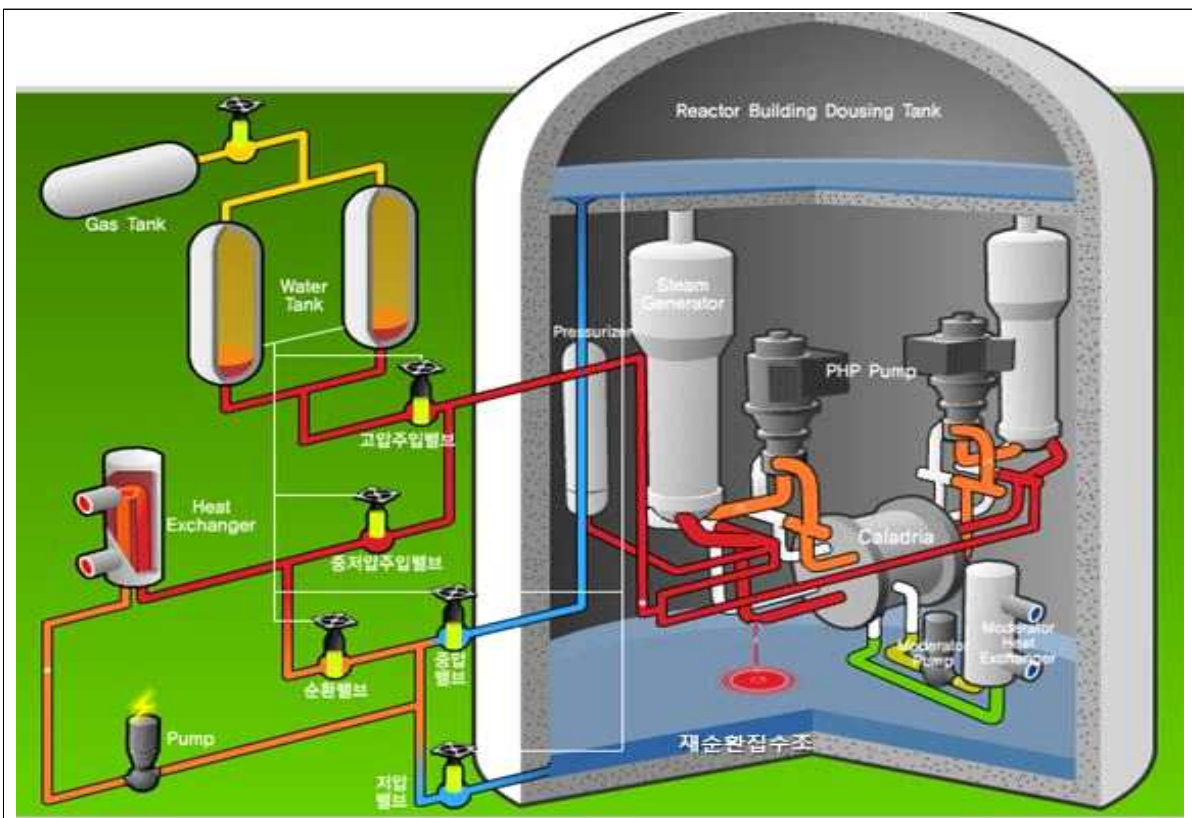
## 참고 2-3 중수로 비상노심냉각계통(ECCS)

### □ 개 요

- 냉각재상실사고 등의 사고 발생시 핵연료 손상을 방지하기 위해 원자로에 비상노심냉각수를 주입하는 계통으로, 고압, 중압, 저압 주입으로 구성되며, 냉각재 압력 및 탱크 수위에 따라 순차적으로 주입

### □ 구 성

- **(고압주입)** 비상노심냉각계통 작동 신호 발생 시 가스의 압력을 이용해 고압주입탱크(Water Tank)의 물을 노심 내로 주입
- **(중압주입)** 고압주입탱크 고갈 시, 격납건물 상부에 있는 살수탱크(Dousing Tank)의 물을 비상노심냉각펌프를 이용해 노심에 주입
- **(저압주입)** 살수탱크 고갈 시, 격납건물 재순환집수조의 물을 비상노심냉각펌프를 이용하여 노심에 주입



<비상노심냉각계통 개략도>

## 참고 2-4 비상노심냉각계통 고압주입탱크

### □ 운전제한조건

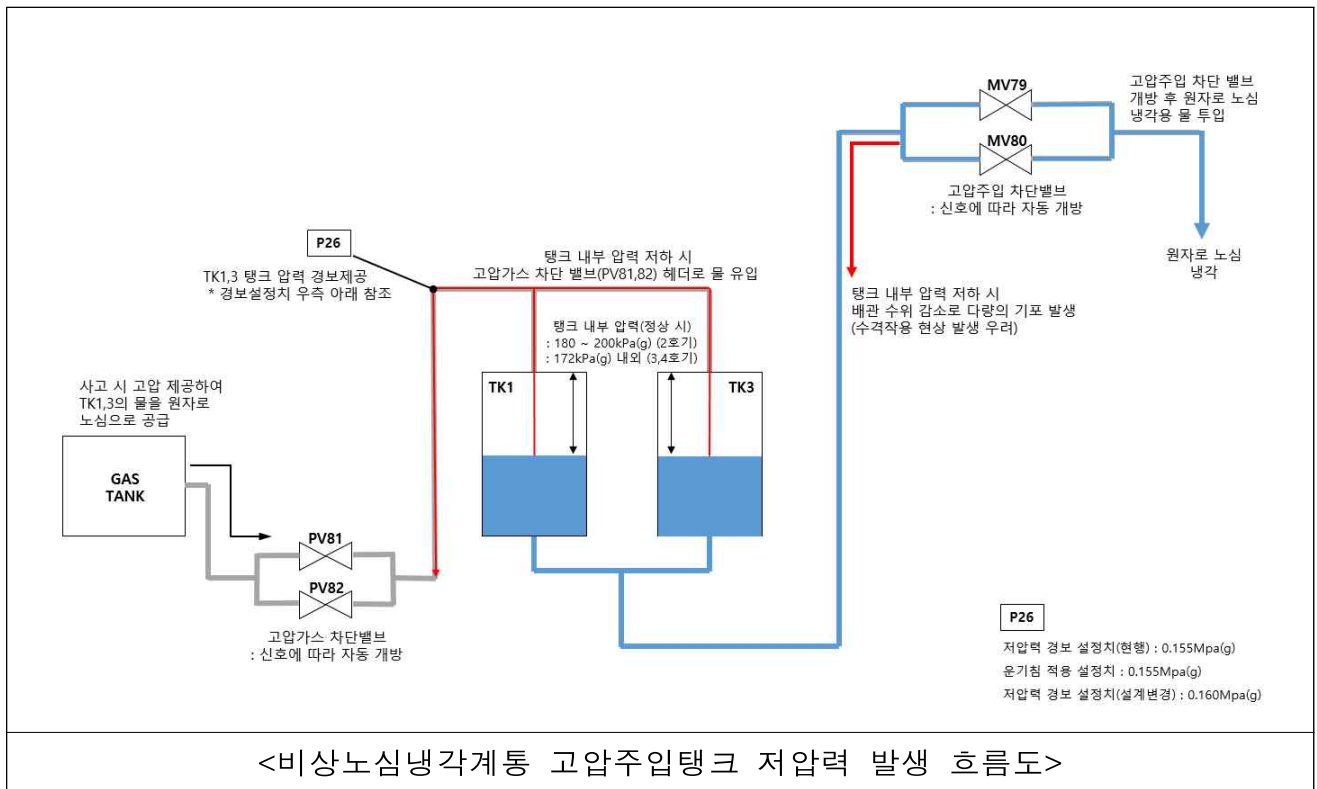
- 고압주입탱크 상부 압력이 0.155~0.280 MPa(g)을 벗어날 경우, 운영 기술지침서 운전제한조건 3.5.1에 따라 8시간 이내에 조치를 완료하여야 함. 조치를 완료하지 못할 경우, 다음 4시간 이내에 원자로를 고온 정지로, 다음 6시간 이내에 상온정지 상태로 하여야 함

### □ 저압력 발생시 문제점

- 고압주입탱크 압력 저하 시, 배관 파손을 유발하는 다량의 기포가 발생됨

### □ 저압력 발생시 조치

- 가스탱크로부터 고압주입탱크에 질소를 주입하여, 고압주입탱크 상부 압력을 증가시킴



## 1. 개 요

☐ 신고리1·2호기, 신월성1·2호기, 한울5·6호기 원자로보호계통 공통  
유형고장평가\* 결과를 반영하기 위해 운영변경허가를 신청

\* 설계기준사고 발생시 소프트웨어의 공통적 고장으로 원자로보호계통의 정지  
신호와 공학적안전설비의 작동신호가 발생하지 않는 상황을 가정하여 평가

○ 운영허가서류 중 최종안전성분석보고서(FSAR) 7.8절만 변경

○ 심사기간 : '19.04.~'21.02. (총 4차례 16건 질의·답변)

## 2. 추진 배경

☐ 신한울1·2호기 운영허가심사 중 한수원이 제출한 공통유형고장  
평가에 오류\*가 있음을 확인하고 공통유형고장 재평가 등 요구

\* 초기노심 자료만 사용하고 제논효과 및 국부적 출력증가를 미고려하여 공통  
유형고장 시 연료온도 상승 정도를 적게 평가(제94회 원안위 보고 '18.12)

※ 공통유형고장 재평가 결과를 반영한 신고리 3,4호기(제114회 원안위 '20.01)  
FSAR 및 신한울 1,2호기(제95회 원안위 '19.01) PSAR 개정(안) 既 변경허가

○ 한수원은 신고리1·2, 신월성1·2, 한울5·6의 공통유형고장 평가  
오류 관련 단기조치\*를 반영한 재평가 완료('19.1월)

\* 오류 시정, 운전원 수동정지 조치를 반영한 비정상절차서 개정 및 운전원 훈련 등

## 3. 변경 내용

☐ 허가문서 주요 변경사항

○ FSAR 7.8.5의 참고문헌에 공통유형고장 재평가 결과가 반영된 보고서 변경

FSAR 7.8.5의 참고문헌(신고리1,2호기 기준)	
변경 전	변경 후
KOPEC/NED/TR/2003-003, "Quantitative Analysis of Design Bases Events with CMF in DPPS/DESFA-AC for SKN 1 and 2," KOPEC, April 2003.	KOPEC/NED/TR/2003-003, "Quantitative Analysis of Design Bases Events with CMF in DPPS/DESFA-AC for SKN 1 and 2," KOPEC, <a href="#">October 2019</a> .

## 4. 심사 결과

### ☐ 관계시설 성능의 기술기준에 대한 적합성 (원안법 제21조제1항제2호)

#### [관련 기술기준]

- ▶(인적요소 등) 운전원에게 의사결정 및 조치수행에 충분한 시간을 허용하도록 결정 (원자로규칙 제45조)
- ▶(원자로보호계통) 소프트웨어를 사용한 디지털 기기를 채택하는 경우에는 소프트웨어 공통유형고장이 발생하더라도 요구되는 보호기능을 수행할 수 있도록 수동기능을 포함한 심층방어 및 다양성 설계기법을 사용할 것 (원자로규칙 제26조)

### ○ (인적요소) 공통유형고장을 동반한 원자로건물 외부 주증기관 파단사고 발생 시 제한시간(2분 24초 이내)에 운전원 수동조치를 통한 원자로정지가 가능함이 입증\*(최대 1분 10초)

\* 공통유형고장 발생 시 운전원이 적기에 수동조치 가능함을 검증 수행[참고3-6]

### ○ (원자로보호계통) 공통유형고장을 동반한 원자로건물 외부 주증기관 파단사고가 발생할 경우에 대한 재평가 결과 허용기준\*을 만족

\* 경수로형 원전 안전심사지침 부록 7-16, 10CFR100.11 등

구분	주요 평가항목	허용기준	평가결과	비고
신고리1,2	핵비등이탈률	> 1.21	1.84	만족
	제한구역경계 소외선량(mSv)	전신 < 250	4	만족
		갑상선 < 3,000	807	만족
신월성1,2	핵비등이탈률	> 1.21	1.84	만족
	제한구역경계 소외선량(mSv)	전신 < 250	9.69	만족
		갑상선 < 3,000	1510	만족
한울5,6	핵비등이탈률	> 1.21	1.80	만족
	제한구역경계 소외선량(mSv)	전신 < 250	4	만족
		갑상선 < 3,000	807	만족

## 5. 종합 의견

### ☐ 한수원이 신청한 신고리1·2호기, 신월성1·2호기, 한울5·6호기 공통유형고장 재평가 관련 운영변경허가 건이 원안법 제21조제1항의 허가기준에 적합

### 참고 3-1 신고리 1,2호기 최종안전성분석보고서 변경 전·후 비교표 및 검토의견

관리 번호	항목/페이지	변경 전	변경 후	검토 의견
1	7.8-11 / 7.8.5 참조문 헌	2. KOPEC / NED / TR/ 2003 - 003 , “Quantitative Analysis of Design Bases Events with CMF in DPPS/DEFAS-AC for SKN 1 and 2,” KEPCO E&C, April 2003.	2. KOPEC / NED / TR/ 2003 - 003 , “Quantitative Analysis of Design Bases Events with CMF in DPPS/DEFAS-AC for SKN 1 and 2,” KEPCO E&C, <a href="#">October 2019</a> .	운전원 조치 및 오류사항 수정을 반영한 안전해석 결과 보고서 반 영하였으므로 적 합함

## 참고 3-1-1 신고리 1,2호기 공통유형고장 정량적 평가보고서 변경 전·후 비교표 및 검토의견

관리 번호	페이지/항목	변경 전			변경 후			검토의견
1	26/Table 2-1 (sheet 2 of 8)	Event & associated indications available  2. Main steam line break outside containment  Reactivity control : Alarm : low SG P low PZR P  Indication : core power PZR P SG P CEA position	Estimate of reasonable operator response  Reactor trip 2 min.	Response time credited in evaluation  DPS trip at 15 min.	Event & associated indications available  2. Main steam line break outside containment  Reactivity control : Alarm : low SG P low PZR P  Indication : core power PZR P SG P CEA position	Estimate of reasonable operator response  Reactor trip 2 min.	Response time credited in evaluation  <a href="#">Reactor trip at 2.4 min.</a>	공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석에 가정한 대응 시간을 운전원에 의한 원자로 수동정지 시간으로 적합하게 변경

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
2	43/3.2.2	<p>A. Mathematical Models</p> <p>The NSSS thermal hydraulic response to a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC was simulated using the CESEC-III computer program. The CESEC-III results were <u>input to the STRIKIN-II computer program to calculate fuel centerline and cladding temperatures and into the CETOP-D computer to calculate the transient DNBR profile. However, the minimum DNBR that resulted from the STRIKIN-II code was used to calculate the percentage of the fuel failure.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>A. Mathematical Models</p> <p>The NSSS thermal hydraulic response to a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC was simulated using the CESEC-III computer program. The CESEC-III results were <u>used to calculate peak linear heat generation rate and the minimum DNBR was calculated using the CETOP-D computer code.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 사용된 코드에 대한 설명사항을 적절하게 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
2	43/3.2.2	<p>C. Results</p> <p>The sequence of events and the dynamic behavior of the important NSSS parameters following a double-ended break of a main steam line outside containment with a postulated CMF in the DPPS/DEFAS-AC are provided in Table 3.2-2 and Figures 3.2-1 through 3.2-12, respectively. <u>The large energy extraction caused by the break</u></p> <p><u>reduces steam pressure dramatically and the turbine-generator shuts down, terminating</u></p>	<p>C. Results</p> <p>The sequence of events and the dynamic behavior of the important NSSS parameters following a double-ended break of a main steam line outside containment with a postulated CMF in the DPPS/DEFAS-AC are provided in Table 3.2-2 and Figures 3.2-1 through 3.2-12, respectively. <a href="#">(삭제)</a></p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>



관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
3	44/3.2.2	<p>the resupply of water to the feedwater system via condensation of the turbine steam. The feedwater control system will tend to increase flow to the steam generators based on the low SG level and high steam flow measured in the steam generator integral nozzle/venturis. It is conservatively assumed that initiation of the steam line break results in an immediate loss of all feedwater heating, causing the feedwater enthalpy to drop that of the condenser hotwells. It also is conservatively assumed that the feedwater system and feedwater control system are able to maintain the mass of liquid in the steam generators essentially constant until the entire supply of main feedwater is exhausted. The resulting cooldown causes a rapid increase in core power which is calculated to peak at approximately 200% power at 862 seconds of event initiation, and thereafter, reaches a plateau near that value. The transient minimum DNBR of 0.757 occurs at approximately 184 seconds. Although this DNBR value is indicative of localized boiling, no credit was taken in the analysis for void fraction feedback to reduce core power. The maximum cladding and fuel centerline temperatures follow the same trend as the power, reaching peak values of less than 1056 °F and 4748 °F respectively, at about 11 minutes into the transient.</p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p><u>The SLB will lead to excessive energy removal from the SGs and the RCS, which results in increase of core reactivity due to the negative moderator coefficient. Core power increases from the initial value of 100% of rated core power, reaching the maximum value of 174.6% at 145.5 seconds. Operator action will initiate a manual reactor trip at 2.4 minutes after the event initiation.</u></p> <p><u>The auxiliary feedwater actuation setpoint is reached at about 2.4 minutes and delivery begins to reach the steam generators at about 3.15 minutes. The RCS pressure is decreasing continuously and reached to SIT set pressure and SIT injection is initiated at 238.5 seconds. The introduction of safety injection boron upon SIT causes core reactivity to decrease. The operator manually closes the main steam isolation valves 30 minutes after event initiation and initiates a controlled plant cooldown.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
3	44/3.2.2	<p>The mass of feedwater in the system and the deaerator storage tanks at the beginning of the event is sufficient to supply feed to the steam generators at a lower rate than the steam flow through the break for about 2.33 minutes. However, the mass of feedwater in the system was not considered in this analysis. Thereafter, it is assumed that the feedwater flow is drawn from the condenser hotwells, which is at a lower enthalpy than that of the deaerator storage tanks due to the loss of feedwater heating, until that source is also exhausted within about 7.6 minutes. As the feedwater in the condenser hotwells is completely expended, the source of feedwater becomes the condensate storage tank, which is at somewhat the lowest enthalpy. The feedwater in the condensate storage tank is supplied for about 4.4 minutes. Eventually, the steam generators begin to dryout as all of the source of feedwater is empty.</p> <p>On the other hand, the core power increases step by step accordingly as the enthalpy of the source of feedwater is changed, and is reached about 200% of the initial power at approximately 14.4 minutes into the transient. The auxiliary feedwater actuation setpoint is reached at about 14.5 minutes.</p> <p>The drying out of the steam generators causes a large primary pressure spike, which results in a reactor trip on high pressurizer pressure by the Diverse Protection System at about 14.9 minutes after event initiation. The RCS peaks at less than 2550 psia within approximately 3 seconds</p>	<p>The minimum DNBR is 1.8496 at about 138 seconds and the peak linear heat generation rate during the transient is 21.31 kW/ft. There is no fuel failure because the transient DNBR is maintained above the DNBR SAFDL throughout the event and no loss of coolable geometry because peak linear heat generation rate remain below the fuel melting condition. The resulting two hour inhalation thyroid dose and whole body dose at the Exclusion Area Boundary (EAB) are less than 80.7 and 0.4 rem, respectively. The eight hour doses for the Low Population Zone (LPZ) are less than 11.0 rem for inhalation thyroid and 0.06 rem for whole body. These values are well within 10 CFR 100 guidelines.</p> <p><b>3.2.3 CONCLUSIONS</b></p> <p>The peak linear heat generation rate during the transient is less than 22 kW/ft and demonstrate that the core will maintain coolable geometry for this event. The transient DNBR is maintained above the DNBR SAFDL throughout the event and the results in calculated offsite radiological doses are well within 10 CFR 100 guidelines.</p>	

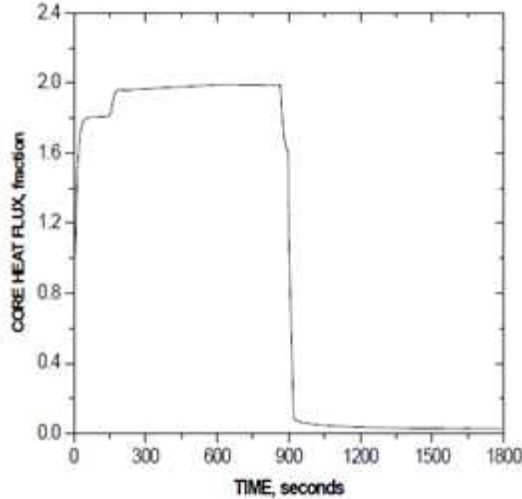
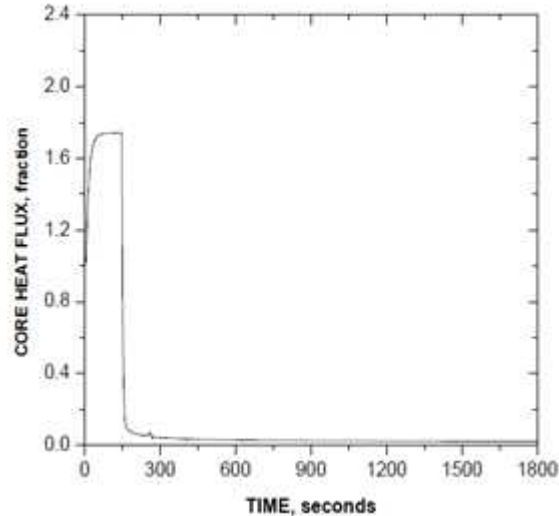
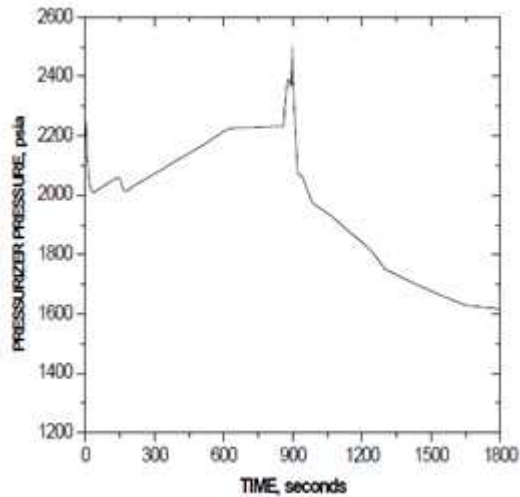
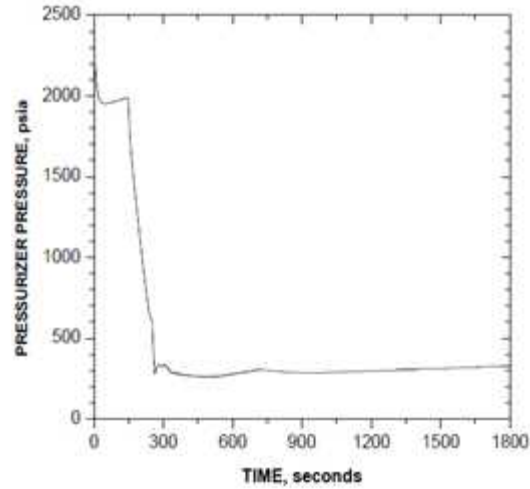
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
4	45/3.2.2	<p>of generation of the high pressurizer pressure trip signal. The steam generators are calculated to be completely dried out at about 15.3 minutes into the event. Auxiliary feedwater delivery begins to reach the steam generators at about 15.3 minutes. The operator manually closes the main steam isolation valves 30 minutes after event initiation and initiates a controlled plant cooldown.</p> <p>The calculated maximum cladding and fuel centerline temperatures demonstrate that the core would remain coolable for this event. All pins with DNBRs below the specified acceptable fuel design limit of 1.3 were assumed to experience DNB. Less than 24% of the fuel are calculated to fail. The resulting two hour inhalation thyroid dose and whole body dose at the Exclusion Area Boundary (EAB) are 80.7 and 0.4 rem, respectively.</p> <p>The eight hour doses for the Low Population Zone (LPZ) are 11.0 rem for inhalation thyroid and 0.06 rem for whole body. These values are well within 10 CFR 100 guidelines.</p>	(삭제)	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
5	45/3.2.3	<p><b>3.2.3 CONCLUSIONS</b></p> <p>The calculated maximum cladding and fuel centerline temperatures demonstrate that the core would remain coolable for a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC. Less than 24% of the fuel is computed to fail. The results in calculated offsite radiological doses are well within 10 CFR 100 guidelines. The peak RCS pressure remains below the Level C limit of 3200 psia.</p>	(삭제)	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

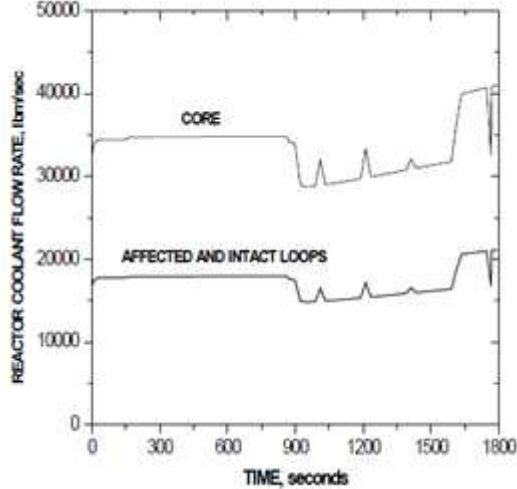
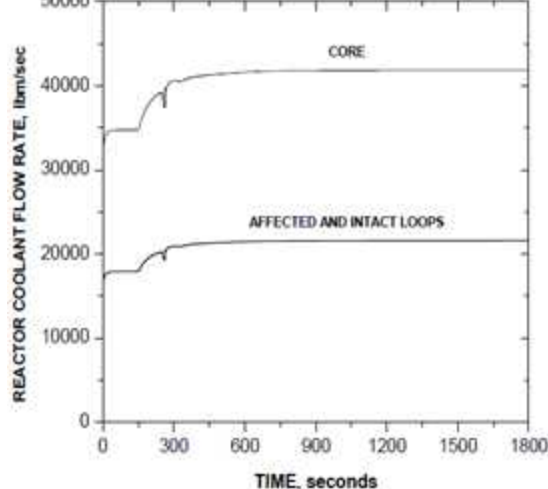
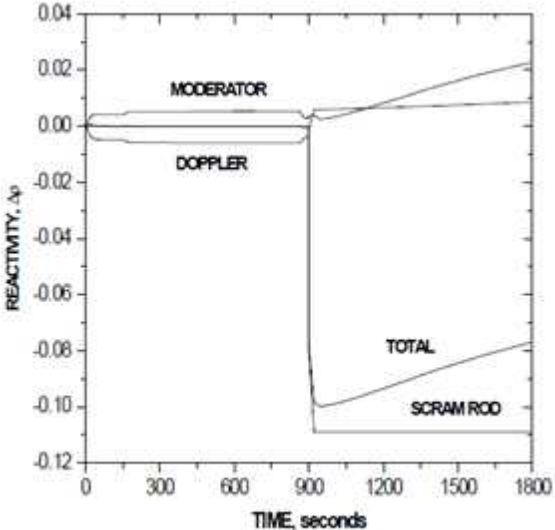
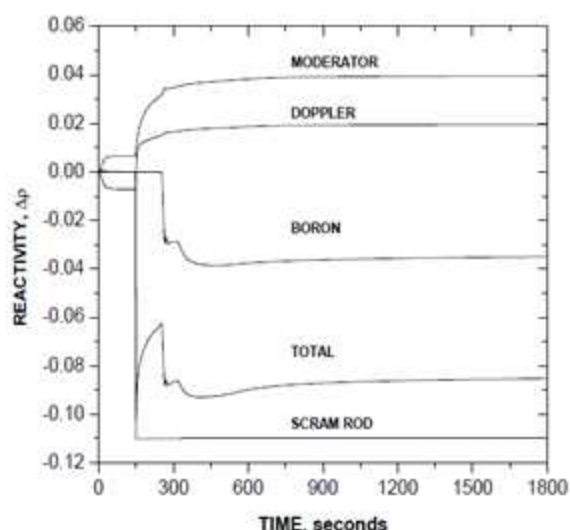
관리 번호	페이지/항목	변경 전		변경 후		검토의견
6	46/ Table 3.2-1	<p><b>Parameter</b>                      <b>Value</b></p> <p>Pressurizer Water Volume, ft<sup>3</sup>                                      <u>900</u></p> <p>Steam Generator Pressure, psia                      <u>1,082.3</u></p> <p>Steam Generator Inventory, lbm                      <u>158,758</u></p> <p>ASI                                      <u>-0.070</u></p> <p>Fr                                        <u>1.4367</u></p>		<p><b>Parameter</b>                      <b>Value</b></p> <p>Pressurizer Water Volume, ft<sup>3</sup>                              <u>912</u></p> <p>Steam Generator Pressure, psia                      <u>1,087.8</u></p> <p>Steam Generator Inventory, lbm                      <u>160,262</u></p> <p>ASI                                      <u>0.238</u></p> <p>Fr                                        <u>1.4466</u></p>		<p>공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적합 하게 반영 - 최신 설계데이터 반영 - 사고후 핵설계자 료 반영</p>

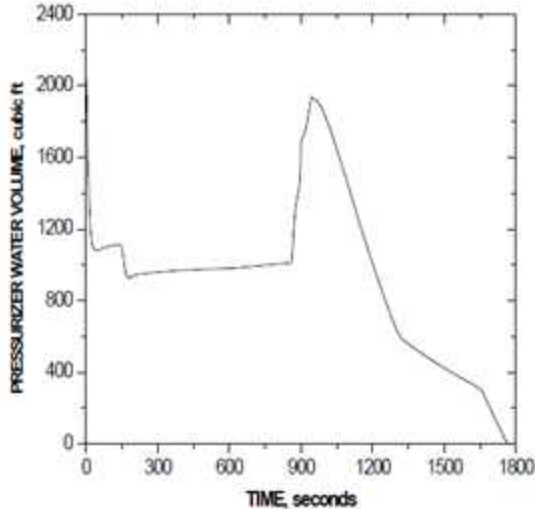
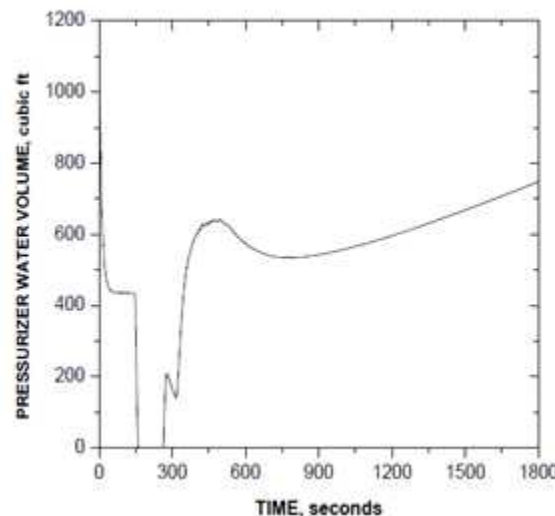
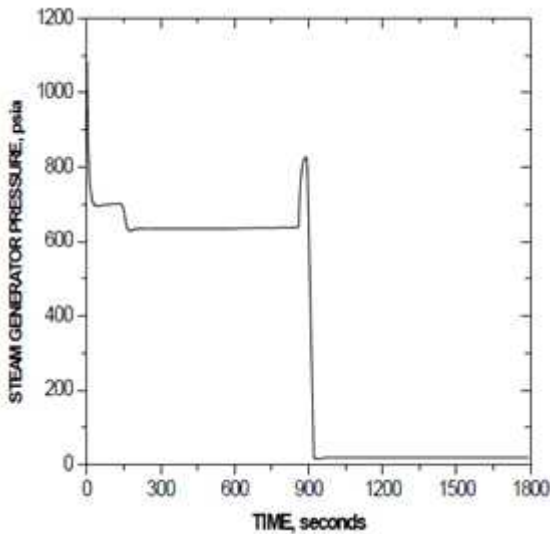
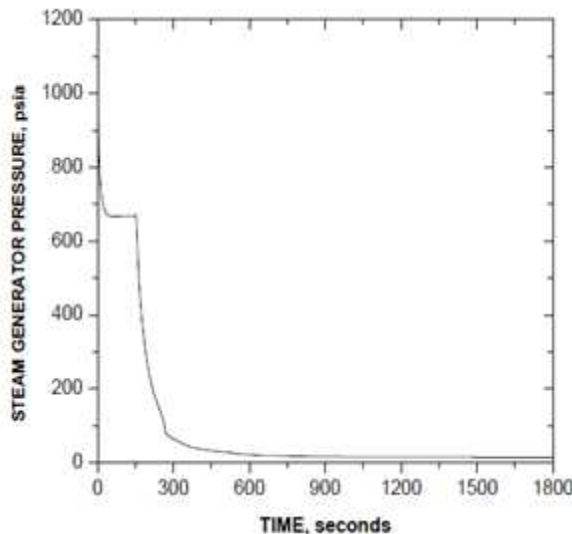
관리 번호	페이지/항목	변경 전			변경 후			검토의견
7	47/ Table 3.2-2	Time (second)	Event	Value	Time (second)	Event	Value	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적절하게 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경위 및 경향 반영</p>
		0.00	Main Steam Line Break Occurs. FW Heater Lost. Common Mode Failure in the DPPS/DESFAS Pre-exists before the Event.	---	0.00	Main Steam Line Break Occurs. Common Mode Failure in the DPPS/DESFAS Pre-exists before the Event.	---	
		182.59	Maximum Fuel Clad Surface Temperature, °F	1,055.23	138.3	Minimum Transient DNBR	1.8496	
		184.00	Minimum Transient DNBR	0.757	144.0	Operator initiate reactor trip	---	
		616.75	Max. Fuel Rod Centerline Temperature, °F	4,747.54	144.1	Trip Breakers Open	---	
		860.00	FW Supply Totally Exhausted	---	144.11	Steam Generator Level Reaches AFW Actuation Setpoint in the DPS, ft	20.35	
		861.62	Maximum Power, %	200	145.5	Maximum Power, %	174.6	
		870.23	Steam Generator Level Reaches AFW Actuation Setpoint in the DPS, ft	20.35	189.11	AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG	90	
		894.73	Pressurizer Pressure Reaches HPPT setpoint in the DPS, psia	2,395	238.5	SIT Injection Initiated	---	
		895.78	Reactor Trip Signal Generated	---	1800.0	Operator Initiates Plant Ccooldown	---	
		895.88	Trip Breakers Open	---				
		898.38	PSV Open, psia	2,500				

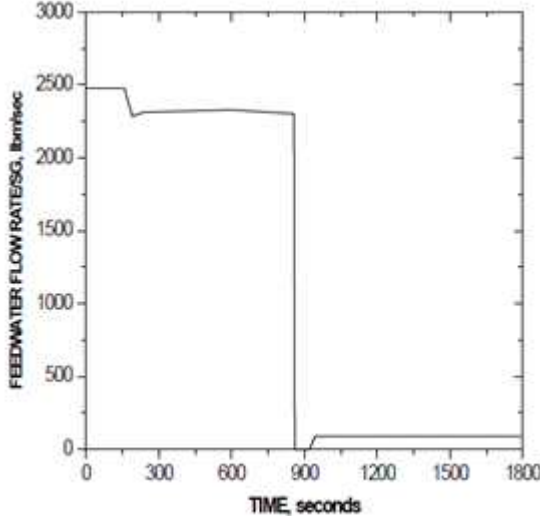
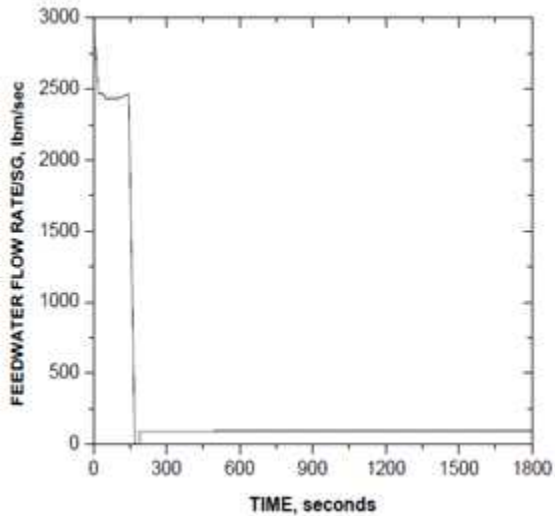
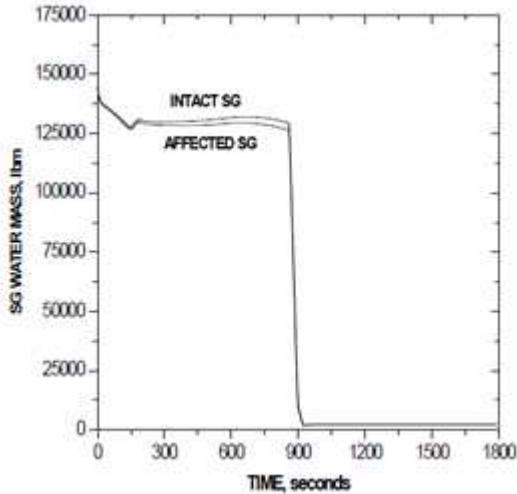
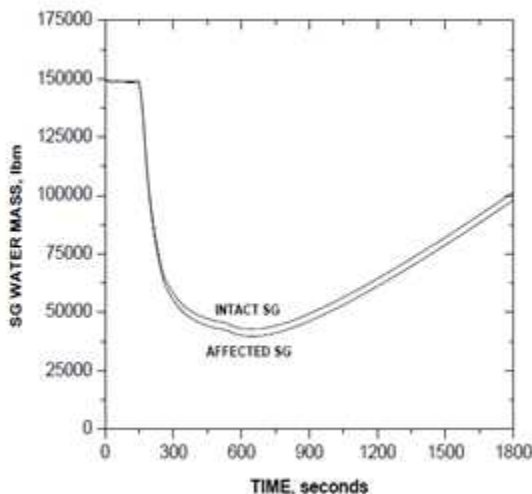
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견															
8	48/ Table 3.2-2 (Continued)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>Time (second)</th> <th>Event</th> <th>Value</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>898.65</td> <td>Maximum RCS Pressure, psia</td> <td>2,547.77</td> </tr> <tr> <td>919.23</td> <td>AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG</td> <td>90</td> </tr> <tr> <td>920.96</td> <td>SGs Dryout</td> <td>---</td> </tr> <tr> <td>1800.0</td> <td>Operator Initiates Plant Cooldown</td> <td>---</td> </tr> </tbody> </table>	Time (second)	Event	Value	898.65	Maximum RCS Pressure, psia	2,547.77	919.23	AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG	90	920.96	SGs Dryout	---	1800.0	Operator Initiates Plant Cooldown	---	(삭제)	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적절하게 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경위 및 경향 반영</p>
Time (second)	Event	Value																	
898.65	Maximum RCS Pressure, psia	2,547.77																	
919.23	AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG	90																	
920.96	SGs Dryout	---																	
1800.0	Operator Initiates Plant Cooldown	---																	
9	49/ Figure 3.2-1			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적절하게 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (원자로 출력) 반영</p>															

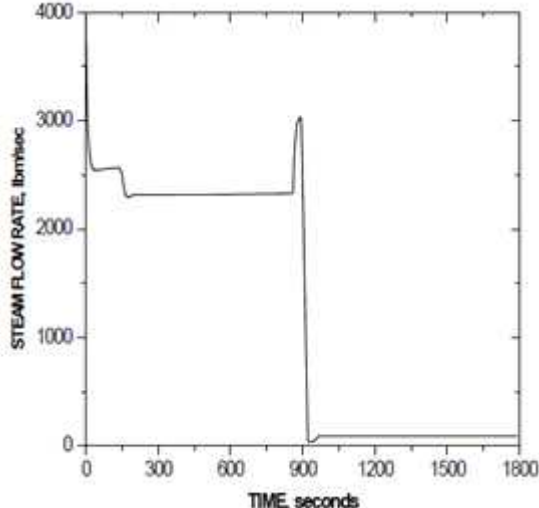
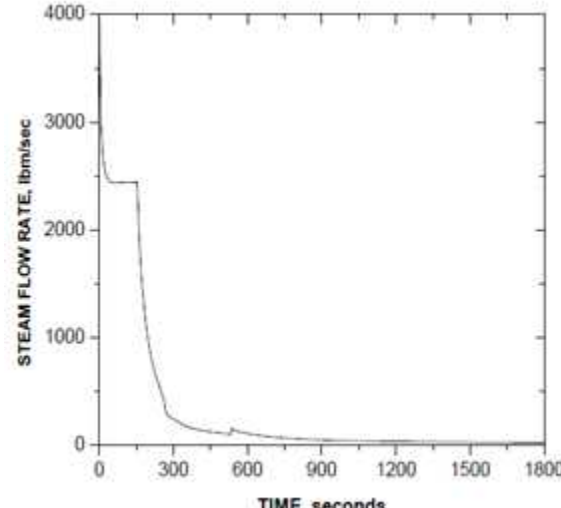
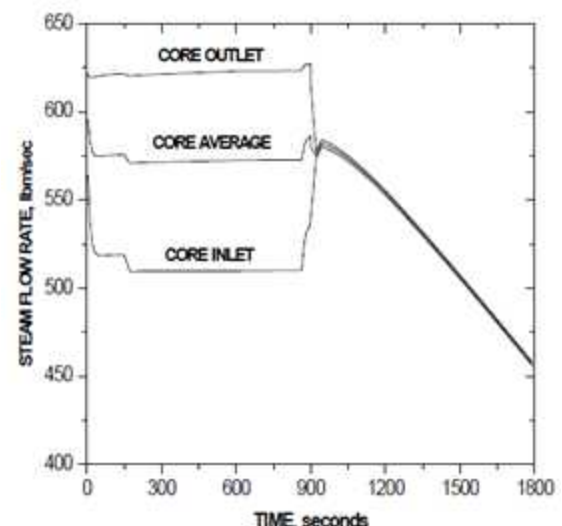
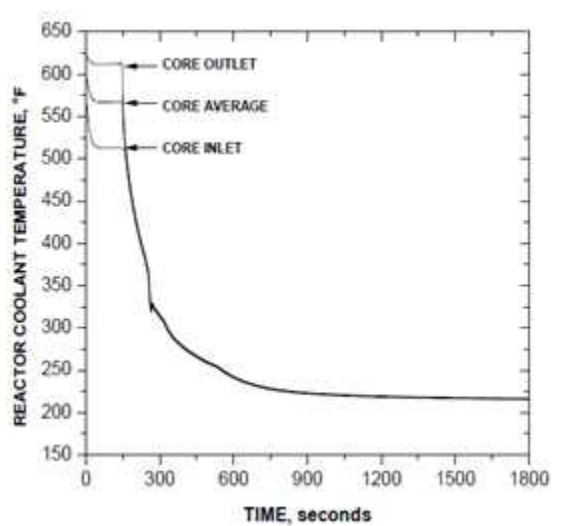
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
10	50/ Figure 3.2-2			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (노심 열속) 반영</p>
11	51/ Figure 3.2-3			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (가압기 압력) 반영</p>

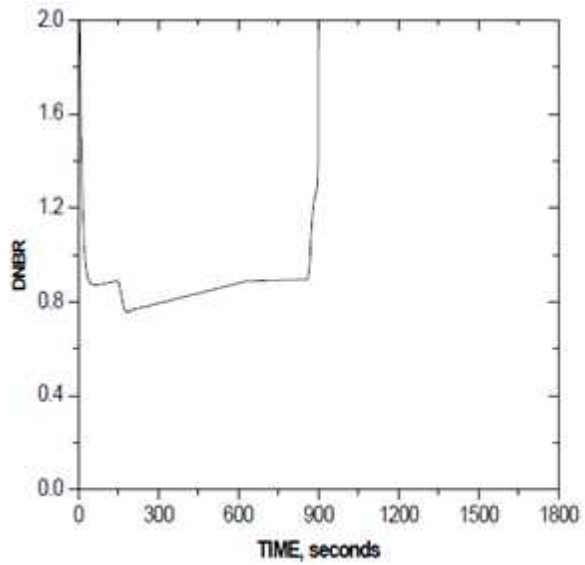
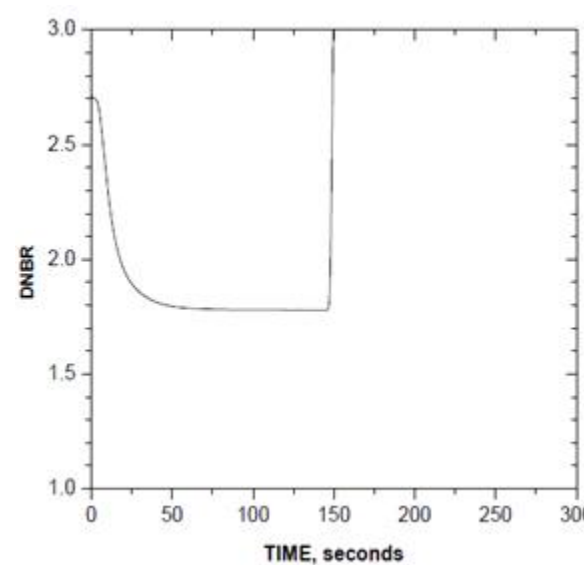


관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
12	52/ Figure 3.2-4			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(원자로냉각재 유량) 반영</p>
13	53/ Figure 3.2-5			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(노심 반응도) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
14	54/ Figure 3.2-6			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(가압기 파괴) 반영</li> </ul>
15	55/ Figure 3.2-7			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(증기발생기 압력) 반영</li> </ul>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
16	56/ Figure 3.2-8			<p>공통 유형고장을 동반한 주증기관과 단사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (급수 유량) 반영</p>
17	57/ Figure 3.2-9			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관과 단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (증기발생기 냉각재 질량) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
18	58/ Figure 3.2-1 0			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (증기 유량) 반영</p>
19	59/ Figure 3.2-1 1			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (원자로냉각재 온도) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
20	60/ Figure 3.2-1 2			<p>공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영 - 재해석에 따라 변경된 사고경향 (DNBR) 반영</p>

## 참고 3-2 신월성 1,2호기 최종안전성분석보고서 변경 전·후 비교표 및 검토의견

관리 번호	항목/페이지	변경 전	변경 후	검토 의견
1	7.8-10 / 7.8.6 참조문 헌	2. KOPEC / NED / TR/ 2008 - 026 , “Quantitative Analysis of Design Bases Events with CMF in DPPS/DEFAS-AC for SWN 1 and 2,” KEPCO E&C, December 2008.	2. KOPEC / NED / TR/ 2008 - 026 , “Quantitative Analysis of Design Bases Events with CMF in DPPS/DEFAS-AC for SWN 1 and 2,” KEPCO E&C, <a href="#">October 2019</a> .	운전원 조치 및 오류사항 수정을 반영한 안전해석 결과 보고서 반 영하였으므로 적 합함

## 참고 3-2-1 신월성 1,2호기 공통유형고장 정량적 평가보고서 변경 전 · 후 비교표 및 검토의견

관리 번호	페이지/항목	변경 전			변경 후			검토의견
1	26/Table 2-1 (sheet 2 of 8 )	Event & associated indications available  2. Main steam line break outside containment  Reactivity control : Alarm : low SG P low PZR P  Indication : core power PZR P SG P CEA position	Estimate of reasonable operator response  Reactor trip 2 min.	Response time credited in evaluation  DPS trip at 15 min.	Event & associated indications available  2. Main steam line break outside containment  Reactivity control : Alarm : low SG P low PZR P  Indication : core power PZR P SG P CEA position	Estimate of reasonable operator response  Reactor trip 2 min.	Response time credited in evaluation  Reactor trip at 2.4 min.	공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석에 가정한 대응 시간을 운전원에 의한 원자로 수동정지 시간으로 적합하게 변경

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
2	43/3.2.2	<p>A. Mathematical Models</p> <p>The NSSS thermal hydraulic response to a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC was simulated using the CESEC-III computer program. The CESEC-III results were <u>input to the STRIKIN-II computer program(Ref. 7) to calculate fuel centerline and cladding temperatures and into the CETOP-D computer to calculate the transient DNBR profile. However, the minimum DNBR that resulted from the STRIKIN-II coputer program was used to calculate the percentage of the fuel failure.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>A. Mathematical Models</p> <p>The NSSS thermal hydraulic response to a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC was simulated using the CESEC-III computer program. The CESEC-III results were <u>used to calculate peak linear heat generation rate and the minimum DNBR was calculated using the CETOP-D computer code.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 사용된 코드에 대한 설명사항을 적절하게 반영</p>



관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
2	43/3.2.2	<p>C. Results</p> <p>The sequence of events and the dynamic behavior of the important NSSS parameters following a double-ended break of a main steam line outside containment with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC are provided in Table 3.2-2 and Figures</p>	<p>C. Results</p> <p>The sequence of events and the dynamic behavior of the important NSSS parameters following a double-ended break of a main steam line outside containment with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC are provided in Table 3.2-2 and Figures <a href="#">3.2-1 through 3.2-12, respectively.</a></p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관과단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
3	44/3.2.2	<p>3.2-1 through 3.2-12, respectively. The large energy extraction caused by the break reduces steam pressure dramatically and the turbine-generator shuts down, terminating the resupply of water to the feedwater system via condensation of the turbine steam. The feedwater control system will tend to increase flow to the steam generators based on the low SG level and high steam flow measured in the steam generator integral nozzle/venturis. It is conservatively assumed that initiation of the steam line break results in an immediate loss of all feedwater heating, causing the feedwater enthalpy to drop that of the condenser hotwells. It also is conservatively assumed that the feedwater system and feedwater control system are able to maintain the mass of liquid in the steam generators essentially constant until the entire supply of main feedwater is exhausted. The resulting cooldown causes a rapid increase in core power which is calculated to peak at approximately 200 % power at 862 seconds of event initiation, and thereafter, reaches a plateau near that value. The transient minimum DNBR of 0.757 occurs at approximately 184 seconds. Although this DNBR value is indicative of localized boiling, no credit was taken in the analysis for void fraction feedback to reduce core power. The maximum cladding and fuel centerline temperatures follow the same trend as the power, reaching peak values of less than 1056 °F and 4748 °F respectively, at about 11 minutes into the transient.</p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p><u>The SLB will lead to excessive energy removal from the SGs and the RCS, which results in increase of core reactivity due to the negative moderator coefficient. Core power increases from the initial value of 100% of rated core power, reaching the maximum value of 174.6% at 145.5 seconds. Operator action will initiate a manual reactor trip at 2.4 minutes after the event initiation.</u></p> <p><u>The auxiliary feedwater actuation setpoint is reached at about 2.4 minutes and delivery begins to reach the steam generators at about 3.15 minutes. The RCS pressure is decreasing continuously and reached to SIT set pressure and SIT injection is initiated at 238.5 seconds. The introduction of safety injection boron upon SIT causes core reactivity to decrease. The operator manually closes the main steam isolation valves 30 minutes after event initiation and initiates a controlled plant cooldown.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

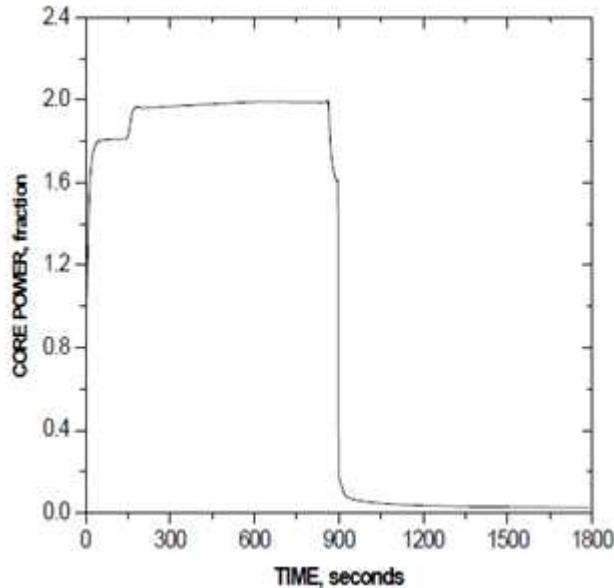
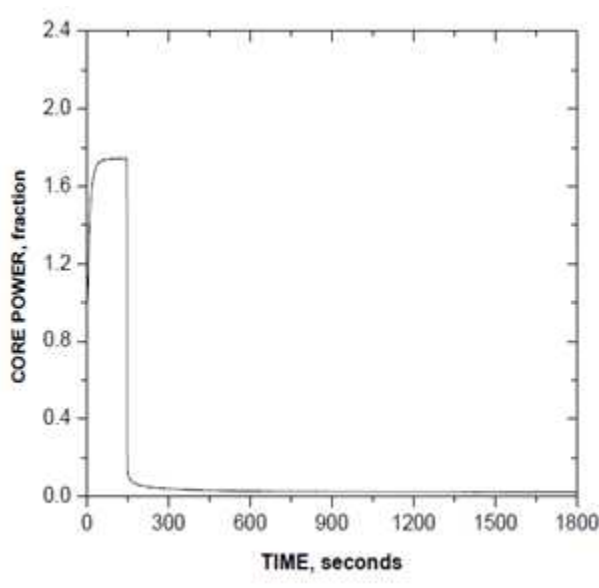
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
3	44/3.2.2	<p>The mass of feedwater in the system and the deaerator storage tanks at the beginning of the event is sufficient to supply feed to the steam generators at a lower rate than the steam flow through the break for about 2.33 minutes. However, the mass of feedwater in the system was not considered in this analysis. Thereafter, it is assumed that the feedwater flow is drawn from the condenser hotwells, which is at a lower enthalpy than that of the deaerator storage tanks due to the loss of feedwater heating, until that source is also exhausted within about 7.6 minutes. As the feedwater in the condenser hotwells is completely expended, the source of feedwater becomes the condensate storage tank, which is at somewhat the lowest enthalpy. The feedwater in the condensate storage tank is supplied for about 4.4 minutes. Eventually, the steam generators begin to dryout as all of the source of feedwater is empty.</p> <p>On the other hand, the core power increases step by step accordingly as the enthalpy of the source of feedwater is changed, and is reached about 200 % of the initial power at approximately 14.4 minutes into the transient. The auxiliary feedwater actuation setpoint is reached at about 14.5 minutes. The drying out of the steam generators causes a large primary pressure spike, which results in a reactor trip on</p>	<p><u>The minimum DNBR is 1.8496 at about 138 seconds and the peak linear heat generation rate during the transient is 21.31 kW/ft. There is no fuel failure because the transient DNBR is maintained above the DNBR SAFDL throughout the event and no loss of coolable geometry because peak linear heat generation rate remain below the fuel melting condition. The resulting two hour inhalation thyroid dose and whole body dose at the Exclusion Area Boundary (EAB) are less than 151 and 0.969 rem, respectively. The eight hour doses for the Low Population Zone (LPZ) are less than 21.7 rem for inhalation thyroid and 0.164 rem for whole body. These values are well within 10 CFR 100 guidelines.</u></p> <p><u>3.2.3 CONCLUSIONS</u></p> <p><u>The peak linear heat generation rate during the transient is less than 22 kW/ft and demonstrate that the core will maintain coolable geometry for this event. The transient DNBR is maintained above the DNBR SAFDL throughout the event and the results in calculated offsite radiological doses are well within 10 CFR 100 guidelines.</u></p>	

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
4	45/3.2.2	<p>high pressurizer pressure by the Diverse Protection System at about 14.9 minutes after event initiation. The RCS peaks at less than 2550 psia within approximately 3 seconds of generation of the high pressurizer pressure trip signal. The steam generators are calculated to be completely dried out at about 15.3 minutes into the event. Auxiliary feedwater delivery begins to reach the steam generators at about 15.3 minutes. The operator manually closes the main steam isolation valves 30 minutes after event initiation and initiates a controlled plant cooldown. The calculated maximum cladding and fuel centerline temperatures demonstrate that the core would remain coolable for this event. All pins with DNBRs below the specified acceptable fuel design limit of 1.3 were assumed to experience DNB. Less than 24 % of the fuel are calculated to fail. The resulting two hour inhalation thyroid dose and whole body dose at the Exclusion Area Boundary (EAB) are 151 and 0.969 rem, respectively. The eight hour dose for the Low Population Zone (LPZ) is 21.7 rem for inhalation thyroid and 0.164 rem for whole body. These values meet 10 CFR 100 guidelines.</p>	(삭제)	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

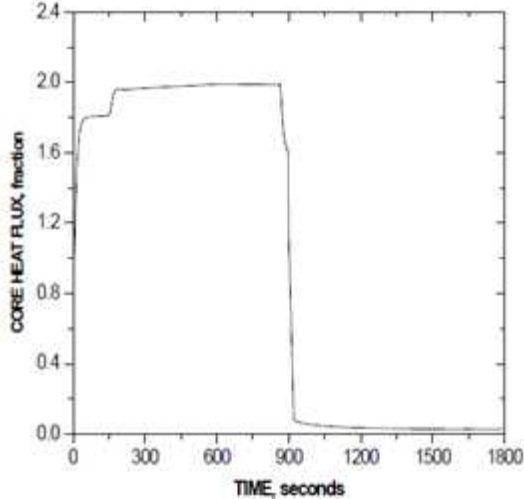
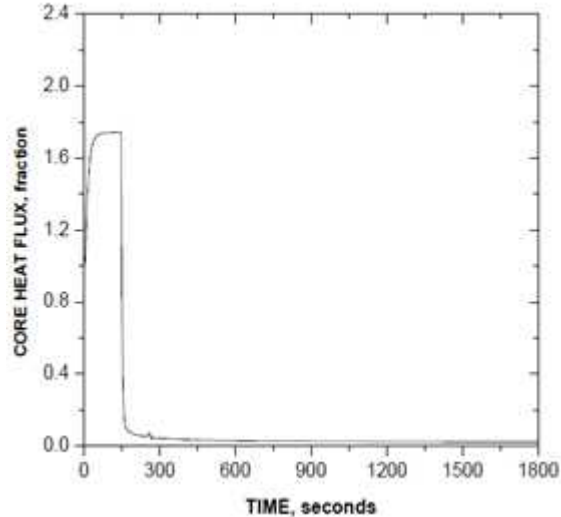
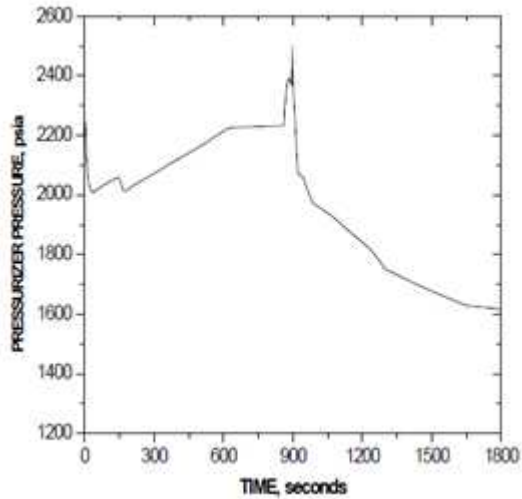
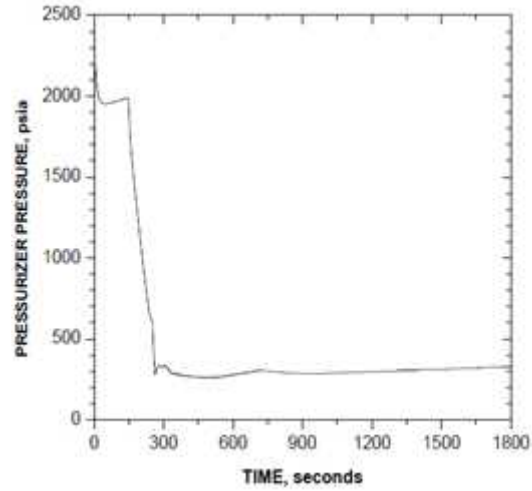
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
5	45/3.2.3	<p><u>3.2.3 CONCLUSIONS</u></p> <p>The calculated maximum cladding and fuel centerline temperatures demonstrate that the core would remain coolable for a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DEFAS-AC. Less than 24 % of the fuel is calculated to fail. The results in calculated offsite radiological dose meet 10 CFR 100 guidelines. The peak RCS pressure remains below the Level C limit of 3200 psia.</p>	(삭제)	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

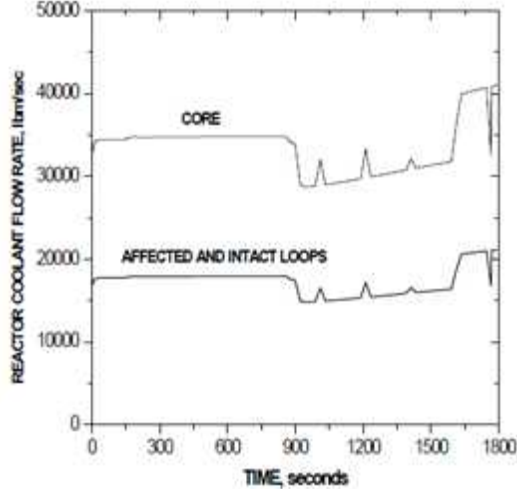
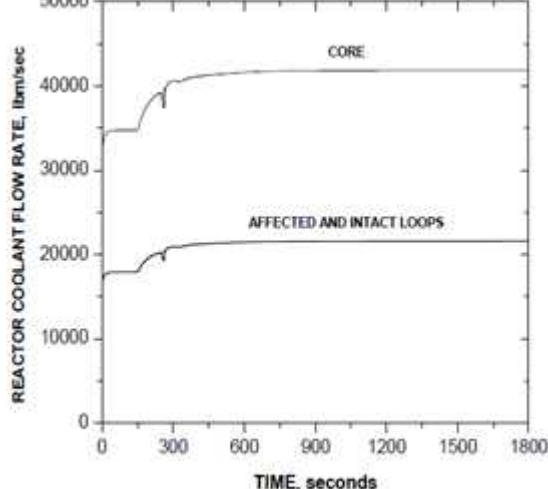
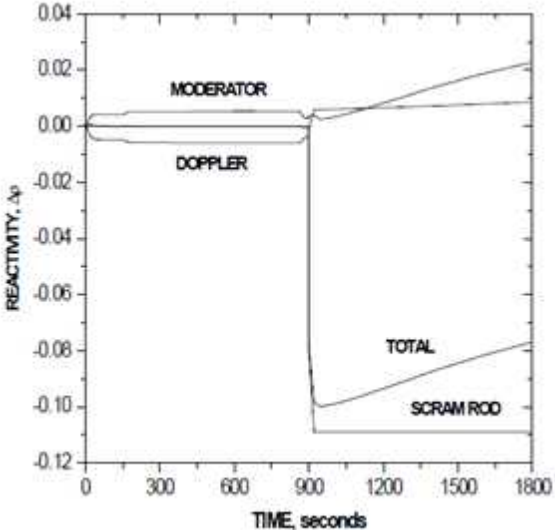
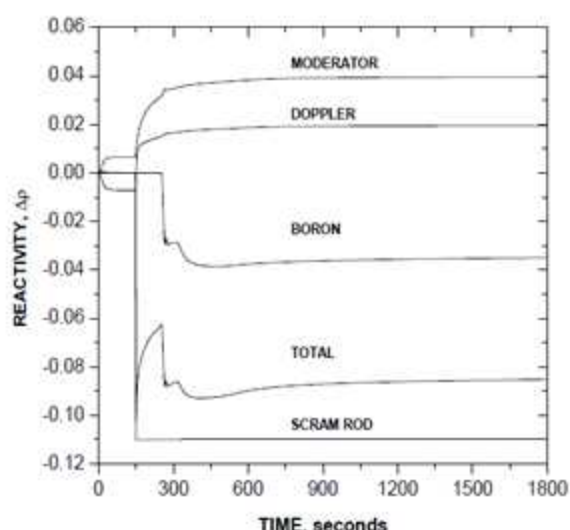
관리 번호	페이지/항목	변경 전		변경 후		검토의견
6	46/ Table 3.2-1	<p><b>Parameter</b></p> <p>Pressurizer Water Volume, ft<sup>3</sup></p> <p><b>Value</b></p> <p><u>900</u></p> <p>Steam Generator Pressure, psia</p> <p><u>1,082.3</u></p> <p>Steam Generator Inventory, lbm</p> <p><u>158,758</u></p> <p>ASI</p> <p><u>-0.070</u></p> <p>Fr</p> <p><u>1.4367</u></p>		<p><b>Parameter</b></p> <p>Pressurizer Water Volume, ft<sup>3</sup></p> <p><u>912</u></p> <p>Steam Generator Pressure, psia</p> <p><u>1,087.8</u></p> <p>Steam Generator Inventory, lbm</p> <p><u>160,262</u></p> <p>ASI</p> <p><u>0.238</u></p> <p>Fr</p> <p><u>1.4466</u></p>		<p>공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적합 하게 반영</p> <p>- 최신 설계데이터 반영</p> <p>- 사고후 핵설계자 료 반영</p>

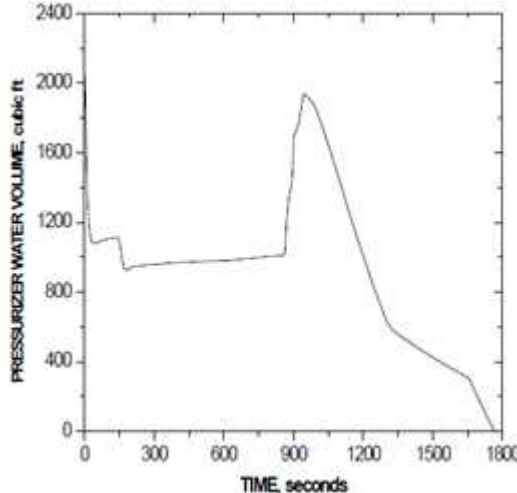
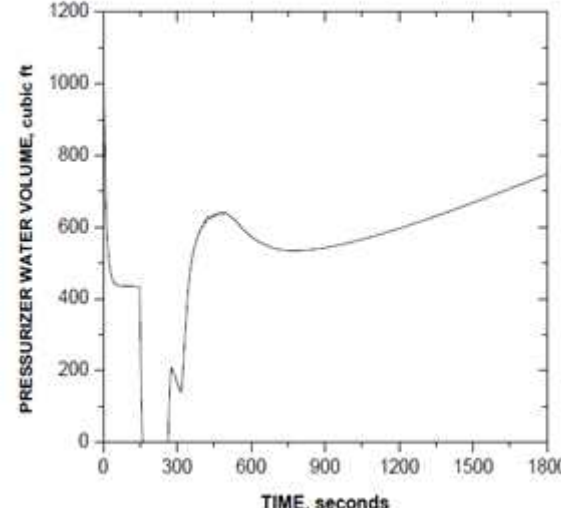
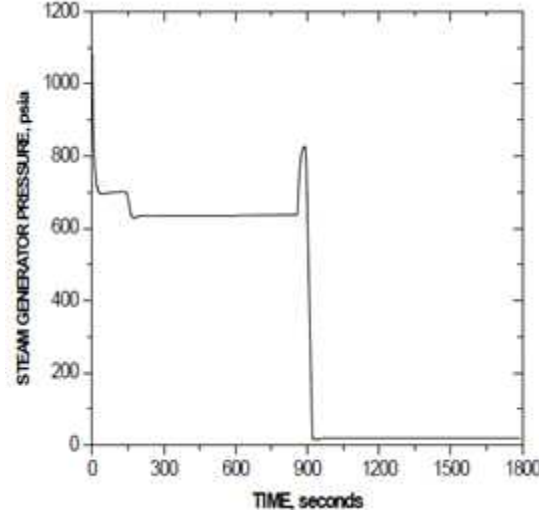
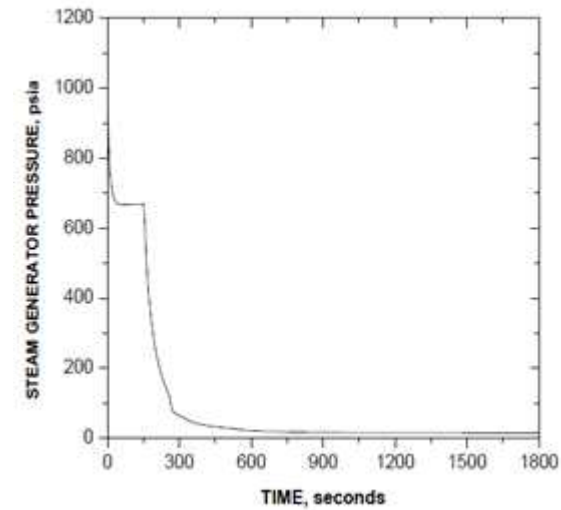
관리 번호	페이지/항목	변경 전			변경 후			검토의견
7	47/ Table 3.2-2	<u>Time (second)</u>	<u>Event</u>	<u>Value</u>	<u>Time (second)</u>	<u>Event</u>	<u>Value</u>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적절하게 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경위 및 경향 반영</p>
		<u>0.00</u>	<u>Main Steam Line Break Occurs. FW Heater Lost. Common Mode Failure in the DPPS/DESFAS Pre-exists before the Event.</u>	<u>---</u>	<u>0.00</u>	<u>Main Steam Line Break Occurs. Common Mode Failure in the DPPS/DESFAS Pre-exists before the Event.</u>	<u>---</u>	
		<u>182.59</u>	<u>Maximum Fuel Clad Surface Temperature, °F</u>	<u>1,055.23</u>	<u>138.3</u>	<u>Minimum Transient DNBR</u>	<u>1.8496</u>	
		<u>184.00</u>	<u>Minimum Transient DNBR</u>	<u>0.757</u>	<u>144.0</u>	<u>Operator initiate reactor trip</u>	<u>---</u>	
		<u>616.75</u>	<u>Max. Fuel Rod Centerline Temperature, °F</u>	<u>4,747.54</u>	<u>144.1</u>	<u>Trip Breakers Open</u>	<u>---</u>	
		<u>860.00</u>	<u>FW Supply Totally Exhausted</u>	<u>---</u>	<u>144.11</u>	<u>Steam Generator Level Reaches AFW Actuation Setpoint in the DPS, ft</u>	<u>20.35</u>	
		<u>861.62</u>	<u>Maximum Power, %</u>	<u>200</u>	<u>145.5</u>	<u>Maximum Power, %</u>	<u>174.6</u>	
		<u>870.23</u>	<u>Steam Generator Level Reaches AFW Actuation Setpoint in the DPS, ft</u>	<u>20.35</u>	<u>189.11</u>	<u>AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG</u>	<u>90</u>	
		<u>894.73</u>	<u>Pressurizer Pressure Reaches HPPT setpoint in the DPS, psia</u>	<u>2,395</u>	<u>238.5</u>	<u>SIT Injection Initiated</u>	<u>---</u>	
		<u>895.78</u>	<u>Reactor Trip Signal Generated</u>	<u>---</u>	<u>1800.0</u>	<u>Operator Initiates Plant Cooldown</u>	<u>---</u>	
		<u>895.88</u>	<u>Trip Breakers Open</u>	<u>---</u>				
		<u>898.38</u>	<u>PSV Open, psia</u>	<u>2,500</u>				

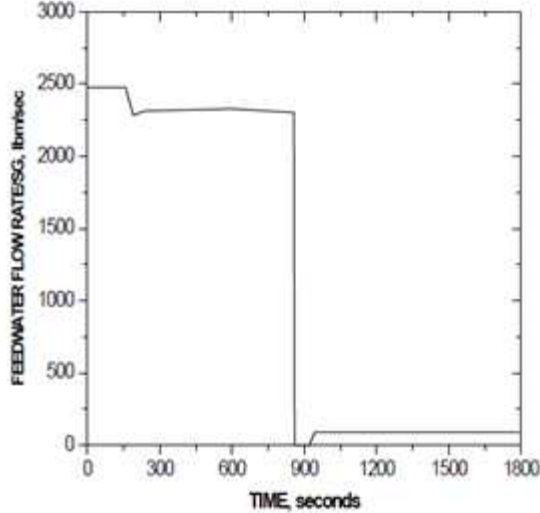
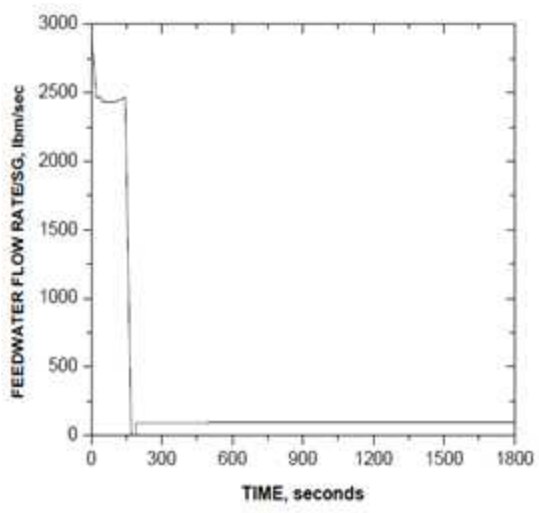
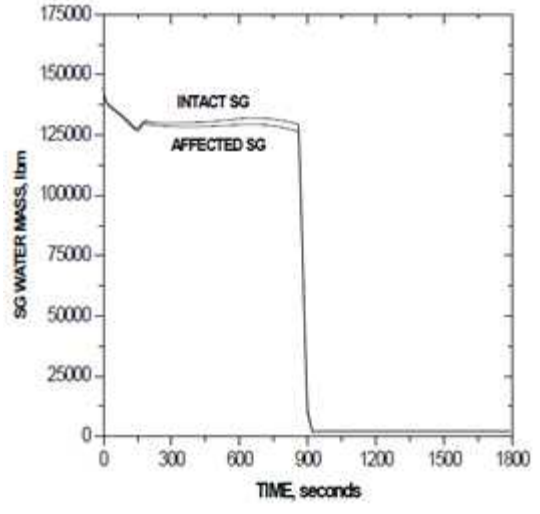
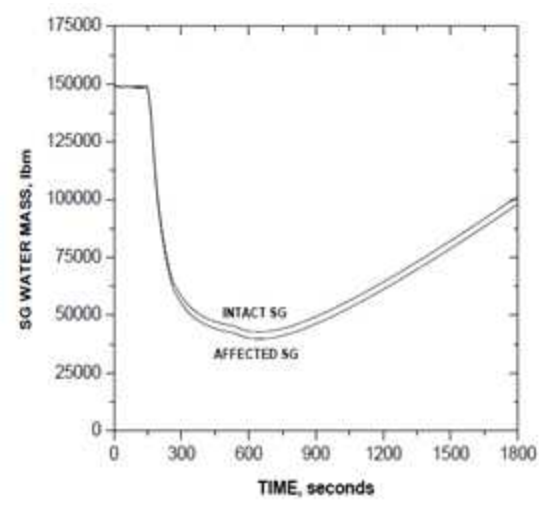
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견															
8	48/ Table 3.2-2(Continued )	<table><thead><tr><th>Time (second)</th><th>Event</th><th>Value</th></tr></thead><tbody><tr><td>898.65</td><td>Maximum RCS Pressure, psia</td><td>2,547.77</td></tr><tr><td>919.23</td><td>AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG</td><td>90</td></tr><tr><td>920.96</td><td>SGs Dryout</td><td>---</td></tr><tr><td>1800.0</td><td>Operator Initiates Plant Cooldown</td><td>---</td></tr></tbody></table>	Time (second)	Event	Value	898.65	Maximum RCS Pressure, psia	2,547.77	919.23	AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG	90	920.96	SGs Dryout	---	1800.0	Operator Initiates Plant Cooldown	---	(삭제)	공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적합 하게 반영 - 재해석에 따라 변경된 사고경위 및 경향 반영
Time (second)	Event	Value																	
898.65	Maximum RCS Pressure, psia	2,547.77																	
919.23	AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG	90																	
920.96	SGs Dryout	---																	
1800.0	Operator Initiates Plant Cooldown	---																	
9	49/ Figure 3.2-1			공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적합 하게 반영 - 재해석에 따라 변경된 사고경향 (원자로 출력) 반영															



관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
10	50/ Figure 3.2-2			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (노심 열속) 반영</p>
11	51/ Figure 3.2-3			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (가압기 압력) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
12	52/ Figure 3.2-4			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(원자로냉각재 유량) 반영</p>
13	53/ Figure 3.2-5			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(노심 반응도) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
14	54/ Figure 3.2-6			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(가압기 파괴) 반영</p>
15	55/ Figure 3.2-7			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(증기발생기 압력) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
16	56/ Figure 3.2-8			<p>공통 유형고장을 동반한 주증기관과 단사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (급수 유량) 반영</p>
17	57/ Figure 3.2-9			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관과 단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (증기발생기 냉각재 질량) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
18	58/ Figure 3.2-10			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (증기 유량) 반영</p>
19	59/ Figure 3.2-11			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (원자로냉각재 온도) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
20	60/ Figure 3.2-12			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(DNBR) 반영</p>

### 참고 3-3 한울 5,6호기 최종안전성분석보고서 변경 전·후 비교표 및 검토의견

관리 번호	항목/페이지	변경 전	변경 후	검토 의견
1	7.8-9 / 7.8.5 참조문 헌	2. KOPEC / NED / TR/ 99 - 004 , “Quantitative Evaluation of Design Bases Events with CMF in DPPS/DESFAS-AC for UCN 5 and 6,” KEPCO, November 2001.	2. KOPEC / NED / TR/ 99 - 004 , “Quantitative <a href="#">Analysis</a> of Design Bases Events with CMF in DPPS/DESFAS-AC for UCN 5 and 6,” KEPCO <a href="#">E&amp;C, October 2019</a> .	운전원 조치 및 오류사항 수정을 반영한 안전해석 결과 보고서 반 영하였으므로 적 합함

### 참고 3-3-1

### 한울 5,6호기 공통유형고장 정량적 평가보고서 변경 전·후 비교표 및 검토의견

관리 번호	페이지/항목	변경 전			변경 후			검토의견
1	26/Table 2-1 (sheet 2 of 8)	Event & associated indications available  2. Main steam line break outside containment  Reactivity control : Alarm : low SG P low PZR P  Indication : core power PZR P SG P CEA position	Estimate of reasonable operator response  Reactor trip 2 min.	Response time credited in evaluation  DPS trip at 15 min.	Event & associated indications available  2. Main steam line break outside containment  Reactivity control : Alarm : low SG P low PZR P  Indication : core power PZR P SG P CEA position	Estimate of reasonable operator response  Reactor trip 2 min.	Response time credited in evaluation  <a href="#">Reactor trip at 2.4 min.</a>	공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석에 가정한 대응 시간을 운전원에 의한 원자로 수동정지 시간으로 적합하게 변경



관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
2	43/3.2.2	<p>A. Mathematical Models</p> <p>The NSSS thermal hydraulic response to a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC was simulated using the CESEC-III computer program. The CESEC-III results were <u>input to the STRIKIN-II computer program to calculate fuel centerline and cladding temperatures and into the CETOP-D computer to calculate the transient DNBR profile. However, the minimum DNBR that resulted from the STRIKIN-II code was used to calculate the percentage of the fuel failure.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>A. Mathematical Models</p> <p>The NSSS thermal hydraulic response to a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC was simulated using the CESEC-III computer program. The CESEC-III results were <u>used to calculate peak linear heat generation rate and the minimum DNBR was calculated using the CETOP-D computer code.</u></p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 사용된 코드에 대한 설명사항을 적절하게 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
2	43/3.2.2	<p>C. Results</p> <p>The sequence of events and the dynamic behavior of the important NSSS parameters following a double-ended break of a main steam line outside containment with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC are provided in Table 3.2-2 and Figures 3.2-1 through 3.2-12, respectively. <u>The large energy extraction caused by the break reduces steam pressure dramatically and the turbine-generator shuts down, terminating the resupply of water to the feedwater system via condensation of the turbine steam. The</u></p>	<p>C. Results</p> <p>The sequence of events and the dynamic behavior of the important NSSS parameters following a double-ended break of a main steam line outside containment with a postulated CMF in the DPPS/DESFAS-AC are provided in Table 3.2-2 and Figures 3.2-1 through 3.2-12, respectively. <a href="#">(삭제)</a></p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

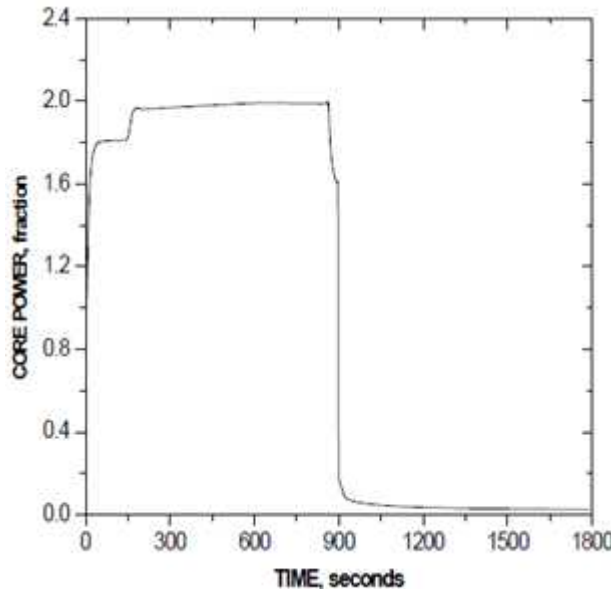
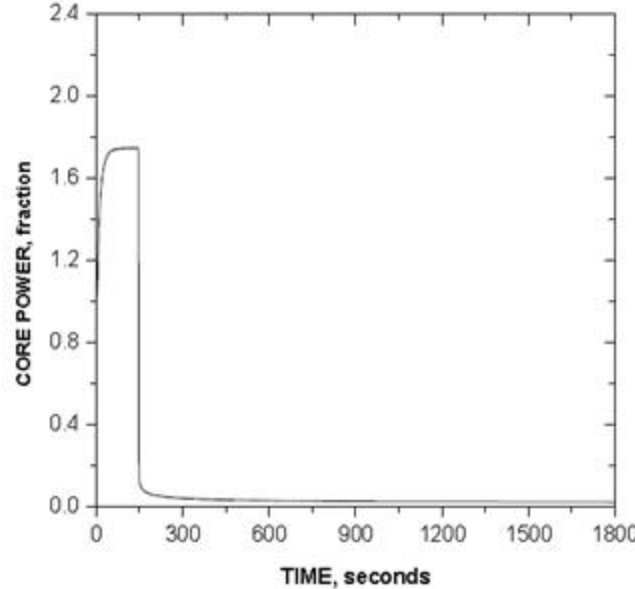
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
3	44/3.2.2	<p>feedwater control system will tend to increase flow to the steam generators based on the low SG level and high steam flow measured in the steam generator integral nozzle/venturis. It is conservatively assumed that initiation of the steam line break results in an immediate loss of all feedwater heating, causing the feedwater enthalpy to drop that of the condenser hotwells. It also is conservatively assumed that the feedwater system and feedwater control system are able to maintain the mass of liquid in the steam generators essentially constant until the entire supply of main feedwater is exhausted. The resulting cooldown causes a rapid increase in core power which is calculated to peak at approximately 200% power at 862 seconds of event initiation, and thereafter, reaches a plateau near that value. The transient minimum DNBR of 0.757 occurs at approximately 184 seconds. Although this DNBR value is indicative of localized boiling, no credit was taken in the analysis for void fraction feedback to reduce core power. The maximum cladding and fuel centerline temperatures follow the same trend as the power, reaching peak values of less than 1056 °F and 4748 °F respectively, at about 11 minutes into the transient.</p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>The SLB will lead to excessive energy removal from the SGs and the RCS, which results in increase of core reactivity due to the negative moderator coefficient. Core power increases from the initial value of 100% of rated core power, reaching the maximum value of 174.8% at 145 seconds. Operator action will initiate a manual reactor trip at 2.4 minutes after the event initiation.</p> <p>The auxiliary feedwater actuation setpoint is reached at about 2.4 minutes and delivery begins to reach the steam generators at about 3.15 minutes. The RCS pressure is decreasing continuously and reached to SIT set pressure and SIT injection is initiated at 238.7 seconds. The introduction of safety injection boron upon SIT causes core reactivity to decrease. The operator manually closes the main steam isolation valves 30 minutes after event initiation and initiates a controlled plant cooldown.</p> <p>다음 페이지 계속</p>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적절하게 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
3	44/3.2.2	<p>The mass of feedwater in the system and the deaerator storage tanks at the beginning of the event is sufficient to supply feed to the steam generators at a lower rate than the steam flow through the break for about 2.33 minutes. However, the mass of feedwater in the system was not considered in this analysis. Thereafter, it is assumed that the feedwater flow is drawn from the condenser hotwells, which is at a lower enthalpy than that of the deaerator storage tanks due to the loss of feedwater heating, until that source is also exhausted within about 7.6 minutes. As the feedwater in the condenser hotwells is completely expended, the source of feedwater becomes the condensate storage tank, which is at somewhat the lowest enthalpy. The feedwater in the condensate storage tank is supplied for about 4.4 minutes. Eventually, the steam generators begin to dryout as all of the source of feedwater is empty.</p> <p>On the other hand, the core power increases step by step accordingly as the enthalpy of the source of feedwater is changed, and is reached about 200% of the initial power at approximately 14.4 minutes into the transient. The auxiliary feedwater actuation setpoint is reached at about 14.5 minutes.</p> <p>The drying out of the steam generators causes a large primary pressure spike, which results in a reactor trip on high pressurizer pressure by the Diverse Protection System at about 14.9 minutes after event initiation. The RCS peaks at less than 2550 psia within approximately 3 seconds of generation of the high pressurizer pressure trip signal. The steam generators are calculated to be completely dried out at</p>	<p>The minimum DNBR is 1.8052 at about 108 seconds and the peak linear heat generation rate during the transient is 21.82 kW/ft. There is no fuel failure because the transient DNBR is maintained above the DNBR SAFDL throughout the event and no loss of coolable geometry because peak linear heat generation rate remain below the fuel melting condition. The resulting two hour inhalation thyroid dose and whole body dose at the Exclusion Area Boundary (EAB) are less than 80.7 and 0.4 rem, respectively. The eight hour doses for the Low Population Zone (LPZ) are less than 11.0 rem for inhalation thyroid and 0.06 rem for whole body. These values are well within 10 CFR 100 guidelines.</p> <p><b>3.2.3 CONCLUSIONS</b></p> <p>The peak linear heat generation rate during the transient is less than 22 kW/ft and demonstrate that the core will maintain coolable geometry for this event. The transient DNBR is maintained above the DNBR SAFDL throughout the event and the results in calculated offsite radiological doses are well within 10 CFR 100 guidelines.</p>	

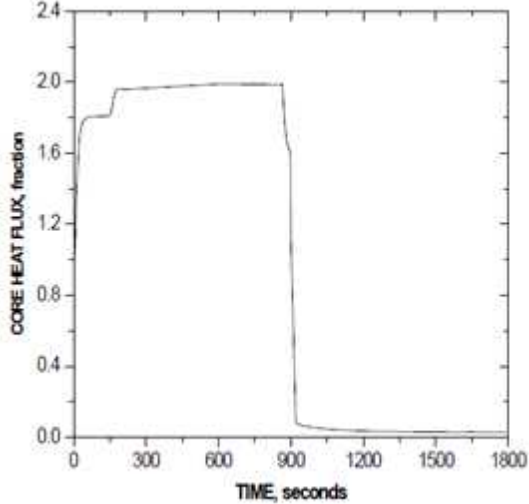
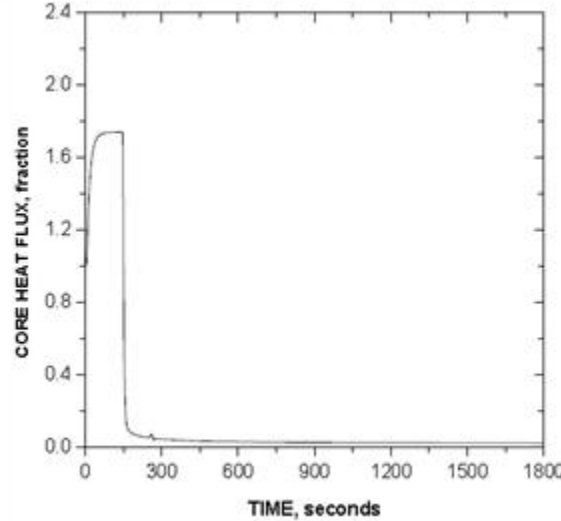
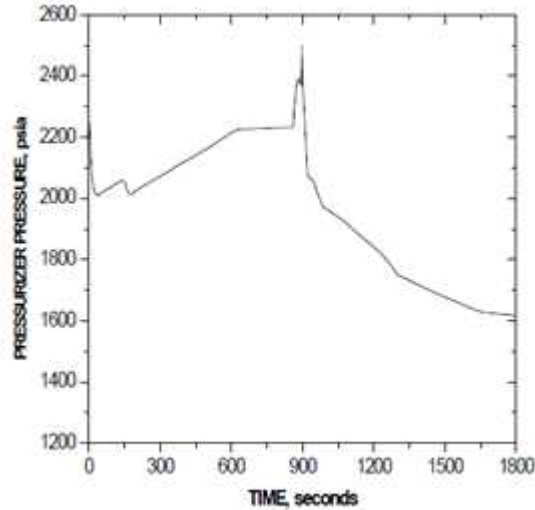
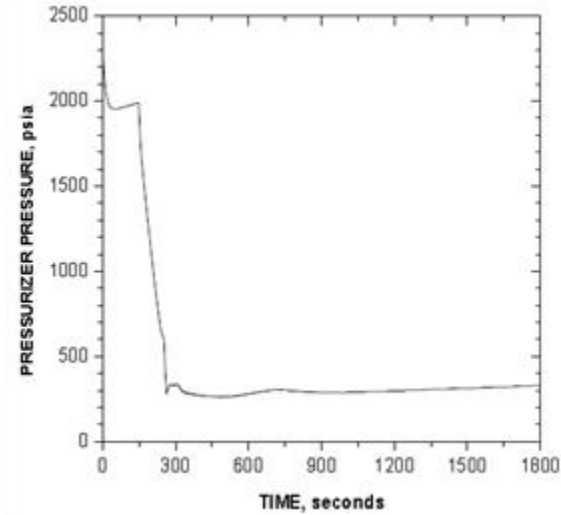
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
4	45/3.2.2	<p>about 15.3 minutes into the event. Auxiliary feedwater delivery begins to reach the steam generators at about 15.3 minutes. The operator manually closes the main steam isolation valves 30 minutes after event initiation and initiates a controlled plant cooldown.</p> <p>The calculated maximum cladding and fuel centerline temperatures demonstrate that the core would remain coolable for this event. All pins with DNBRs below the specified acceptable fuel design limit of 1.3 were assumed to experience DNB. Less than 24% of the fuel are calculated to fail. The resulting two hour inhalation thyroid dose and whole body dose at the Exclusion Area Boundary (EAB) are 80.7 and 0.4 rem, respectively. The eight hour doses for the Low Population Zone (LPZ) are 11.0 rem for inhalation thyroid and 0.06 rem for whole body. These values are well within 10 CFR 100 guidelines.</p>	(삭제)	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영</p>

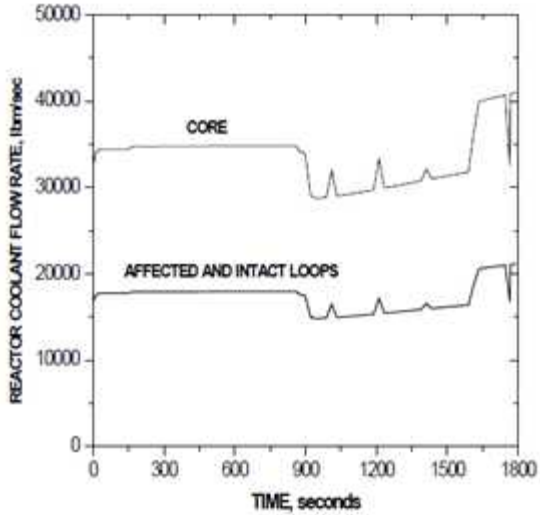
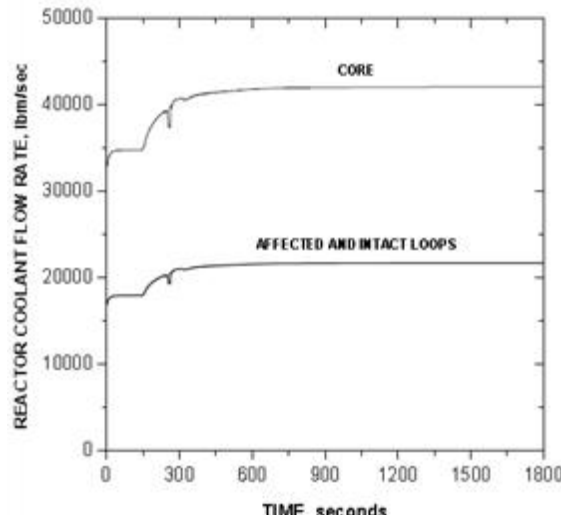
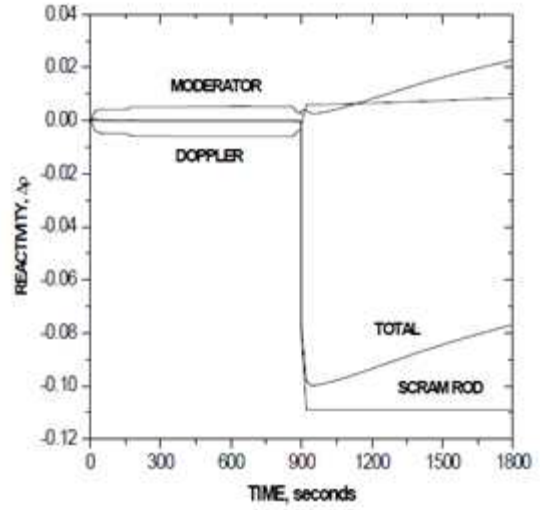
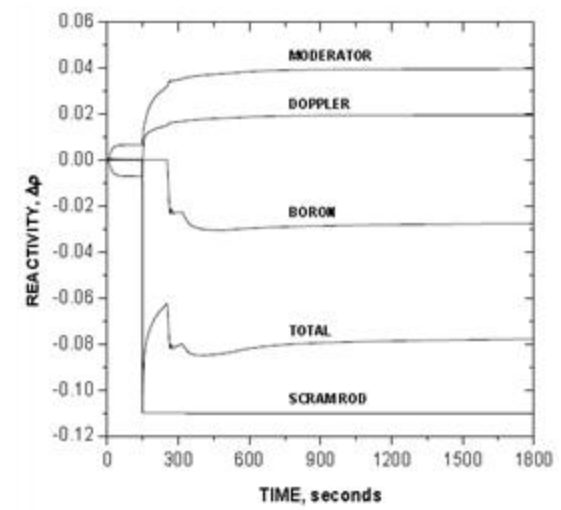
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견																								
5	45/3.2.3	<b>3.2.3 CONCLUSIONS</b> The calculated maximum cladding and fuel centerline temperatures demonstrate that the core would remain coolable for a main steam line break with a postulated CMF in the DPPS/DESFA-AC. Less than 24% of the fuel is computed to fail. The results in calculated offsite radiological doses are well within 10 CFR 100 guidelines. The peak RCS pressure remains below the Level C limit of 3200 psia.	(삭제)	공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 고려한 재해석과 관련하여 평가 결과를 적합하게 반영																								
6	46/ Table 3.2-1	<table> <tr> <th>Parameter</th> <th>Value</th> </tr> <tr> <td>Pressurizer Water Volume, ft<sup>3</sup></td> <td><u>900</u></td> </tr> <tr> <td>Steam Generator Pressure, psia</td> <td><u>1,082.3</u></td> </tr> <tr> <td>Steam Generator Inventory, lbm</td> <td><u>158,758</u></td> </tr> <tr> <td>ASI</td> <td><u>-0.070</u></td> </tr> <tr> <td>Fr</td> <td><u>1.4367</u></td> </tr> </table>	Parameter	Value	Pressurizer Water Volume, ft <sup>3</sup>	<u>900</u>	Steam Generator Pressure, psia	<u>1,082.3</u>	Steam Generator Inventory, lbm	<u>158,758</u>	ASI	<u>-0.070</u>	Fr	<u>1.4367</u>	<table> <tr> <th>Parameter</th> <th>Value</th> </tr> <tr> <td>Pressurizer Water Volume, ft<sup>3</sup></td> <td><u>912</u></td> </tr> <tr> <td>Steam Generator Pressure, psia</td> <td><u>1,087.8</u></td> </tr> <tr> <td>Steam Generator Inventory, lbm</td> <td><u>159,541</u></td> </tr> <tr> <td>ASI</td> <td><u>0.238</u></td> </tr> <tr> <td>Fr</td> <td><u>1.4799</u></td> </tr> </table>	Parameter	Value	Pressurizer Water Volume, ft <sup>3</sup>	<u>912</u>	Steam Generator Pressure, psia	<u>1,087.8</u>	Steam Generator Inventory, lbm	<u>159,541</u>	ASI	<u>0.238</u>	Fr	<u>1.4799</u>	공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적합하게 반영 - 최신 설계데이터 반영 - 사고후 핵설계자료 반영
Parameter	Value																											
Pressurizer Water Volume, ft <sup>3</sup>	<u>900</u>																											
Steam Generator Pressure, psia	<u>1,082.3</u>																											
Steam Generator Inventory, lbm	<u>158,758</u>																											
ASI	<u>-0.070</u>																											
Fr	<u>1.4367</u>																											
Parameter	Value																											
Pressurizer Water Volume, ft <sup>3</sup>	<u>912</u>																											
Steam Generator Pressure, psia	<u>1,087.8</u>																											
Steam Generator Inventory, lbm	<u>159,541</u>																											
ASI	<u>0.238</u>																											
Fr	<u>1.4799</u>																											

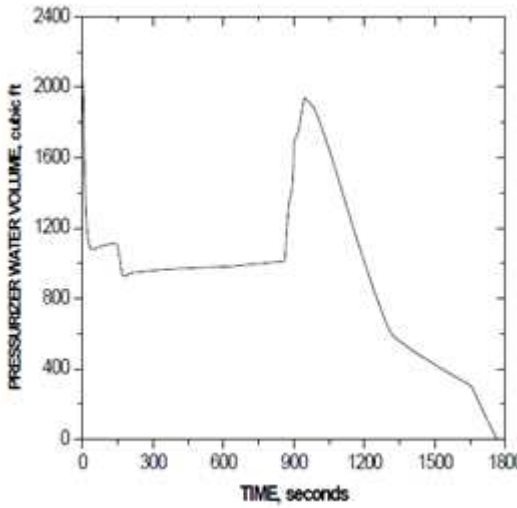
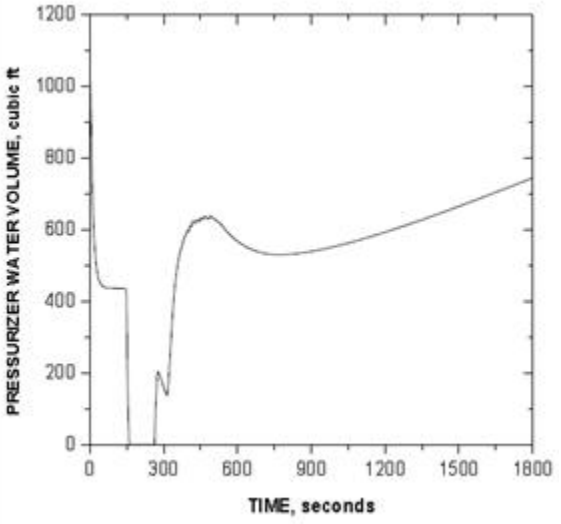
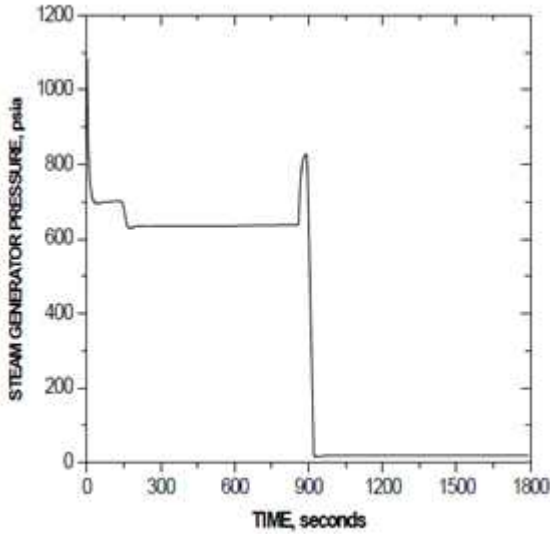
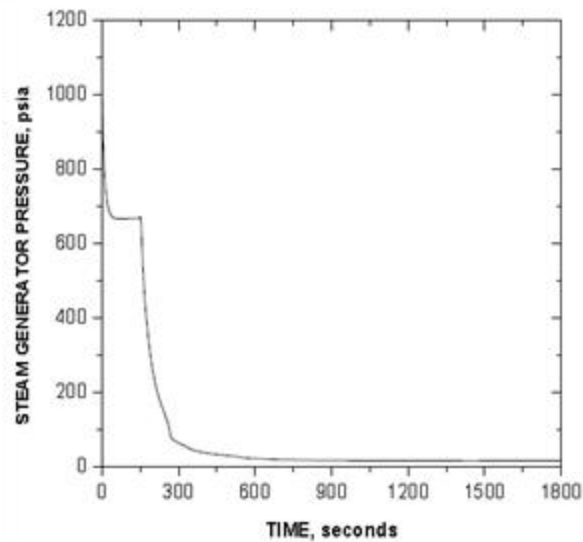
관리 번호	페이지/항목	변경 전			변경 후			검토의견
7	47/ Table 3.2-2	<u>Time (second)</u>	<u>Event</u>	<u>Value</u>	<u>Time (second)</u>	<u>Event</u>	<u>Value</u>	<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적절하게 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경위 및 경향 반영</p>
		<u>0.00</u>	<u>Main Steam Line Break Occurs. FW Heater Lost. Common Mode Failure in the DPPS/DESFAS Pre-exists before the Event.</u>	<u>---</u>	<u>0.00</u>	<u>Main Steam Line Break Occurs. Common Mode Failure in the DPPS/DESFAS Pre-exists before the Event.</u>	<u>---</u>	
		<u>182.59</u>	<u>Maximum Fuel Clad Surface Temperature, °F</u>	<u>1,055.23</u>	<u>108.2</u>	<u>Minimum Transient DNBR</u>	<u>1.8052</u>	
		<u>184.00</u>	<u>Minimum Transient DNBR</u>	<u>0.757</u>	<u>144.0</u>	<u>Operator initiate reactor trip</u>	<u>---</u>	
		<u>616.75</u>	<u>Max. Fuel Rod Centerline Temperature, °F</u>	<u>4,747.54</u>	<u>144.1</u>	<u>Trip Breakers Open</u>	<u>---</u>	
		<u>860.00</u>	<u>FW Supply Totally Exhausted</u>	<u>---</u>	<u>144.11</u>	<u>Steam Generator Level Reaches AFW Actuation Setpoint in the DPS, ft</u>	<u>20.35</u>	
		<u>861.62</u>	<u>Maximum Power, %</u>	<u>200</u>	<u>145.0</u>	<u>Maximum Power, %</u>	<u>174.8</u>	
		<u>870.23</u>	<u>Steam Generator Level Reaches AFW Actuation Setpoint in the DPS, ft</u>	<u>20.35</u>	<u>189.11</u>	<u>AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG</u>	<u>90</u>	
		<u>894.73</u>	<u>Pressurizer Pressure Reaches HPPT setpoint in the DPS, psia</u>	<u>2,395</u>	<u>238.7</u>	<u>SIT Injection Initiated</u>	<u>---</u>	
		<u>895.78</u>	<u>Reactor Trip Signal Generated</u>	<u>---</u>	<u>1800.0</u>	<u>Operator Initiates Plant Cooldown</u>	<u>---</u>	
		<u>895.88</u>	<u>Trip Breakers Open</u>	<u>---</u>				
		<u>898.38</u>	<u>PSV Open, psia</u>	<u>2,500</u>				

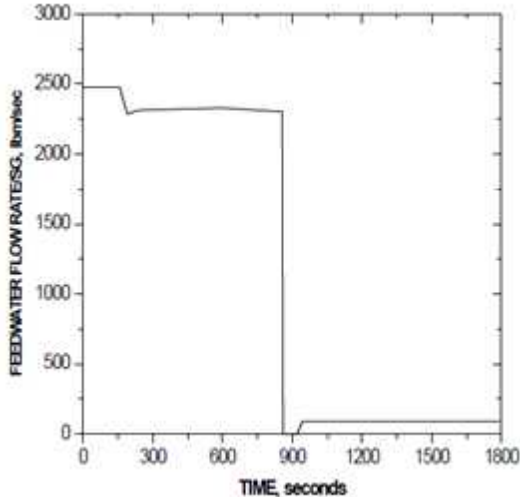
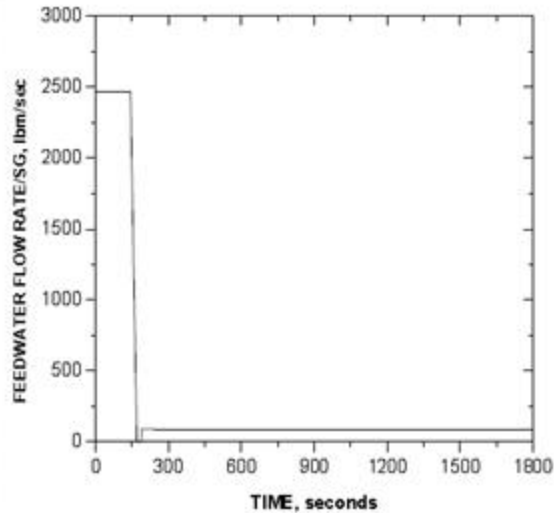
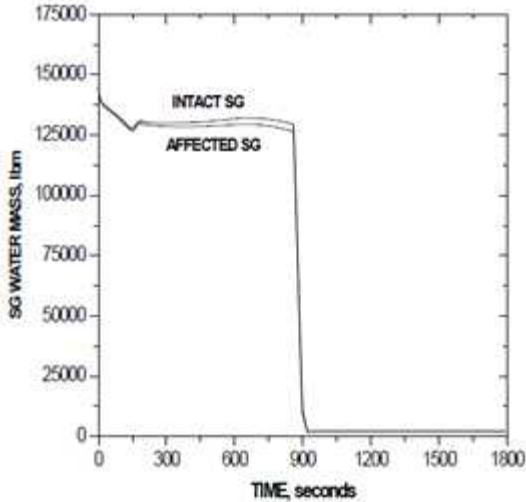
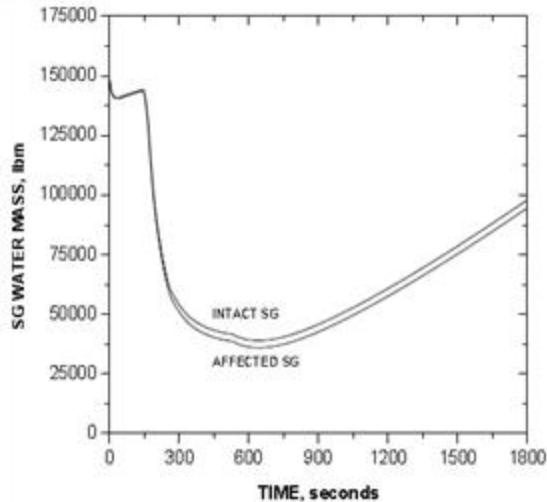
관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견															
8	48/ Table 3.2-2(Continued )	<table><thead><tr><th>Time (second)</th><th>Event</th><th>Value</th></tr></thead><tbody><tr><td>898.65</td><td>Maximum RCS Pressure, psia</td><td>2,547.77</td></tr><tr><td>919.23</td><td>AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG</td><td>90</td></tr><tr><td>920.96</td><td>SGs Dryout</td><td>---</td></tr><tr><td>1800.0</td><td>Operator Initiates Plant Cooldown</td><td>---</td></tr></tbody></table>	Time (second)	Event	Value	898.65	Maximum RCS Pressure, psia	2,547.77	919.23	AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG	90	920.96	SGs Dryout	---	1800.0	Operator Initiates Plant Cooldown	---	(삭제)	공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고( 원자로 건 물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적합 하게 반영 - 재해석에 따라 변경된 사고경위 및 경향 반영
Time (second)	Event	Value																	
898.65	Maximum RCS Pressure, psia	2,547.77																	
919.23	AFW Delivery Initiated, lbm/sec per SG	90																	
920.96	SGs Dryout	---																	
1800.0	Operator Initiates Plant Cooldown	---																	
9	49/ Figure 3.2-1			공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고( 원자로 건 물 외부) 사고해석의 운전원조치를 적합 하게 반영 - 재해석에 따라 변경된 사고경향 (원자로 출력) 반영															



관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
10	50/ Figure 3.2-2			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (노심 열속) 반영</p>
11	51/ Figure 3.2-3			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (가압기 압력) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
12	52/ Figure 3.2-4			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(원자로냉각재 유량) 반영</p>
13	53/ Figure 3.2-5			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(노심 반응도) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
14	54/ Figure 3.2-6			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(가압기 파괴) 반영</p>
15	55/ Figure 3.2-7			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향(증기발생기 압력) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
16	56/ Figure 3.2-8			<p>공통 유형고장을 동반한 주증기관과 단사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (급수 유량) 반영</p>
17	57/ Figure 3.2-9			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관과 단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <p>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (증기발생기 냉각재 질량) 반영</p>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
18	58/ Figure 3.2-10			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (증기 유량) 반영</li> </ul>
19	59/ Figure 3.2-11			<p>공통유형고장을 동반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 재해석에 따라 변경된 사고경향 (원자로냉각재 온도) 반영</li> </ul>

관리 번호	페이지/항목	변경 전	변경 후	검토의견
20	60/ Figure 3.2-12			<p>공통유형고장을 동 반한 주증기관파단 사고(원자로건물 외부) 사고해석의 운전원조치 반영 - 재해석에 따라 변경된 사고경향 (DNBR) 반영</p>

## 참고 3-4 공통유형고장 관련 기술기준

### □ 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙

#### 제26조(원자로보호계통)

- ② 원자로시설의 보호계통은 안전기능 수행을 보장할 수 있도록 다음 각호의 기준에 따라 설계하여야 한다.

(~중략~)

8. 소프트웨어를 사용한 디지털 기기를 채택하는 경우에는 소프트웨어 공통유형고장이 발생하더라도 요구되는 보호기능을 수행할 수 있도록 수동기능을 포함한 심층방어 및 다양성 설계기법을 사용할 것

#### 제45조(인적 요소)

- ① 원자로시설 종사자와 인간·기계의 연계와 관련된 원자로시설의 설계에는 인적 요소가 체계적으로 반영되어야 한다.
- ② 원자로시설의 설계에는 운전시 인적 오류의 발생을 최소화하기 위하여 다음 각호의 사항을 반영하여야 한다.
1. 운전원에게 정확한 정보를 제공하여 운전원의 판단을 용이하게 하고 잘못된 판단을 방지할 것
  2. 오류를 감지하고 이를 정정하거나 보상하는 수단을 제공할 것
  3. 운전원에게 의사결정 및 조치수행에 충분한 시간을 허용할 것

### □ 10CFR 100.11 소외선량한도 요건

(a) 제안된 부지를 평가할 때 신청인은 제한구역, 저인구지대, 인구중심지까지의 거리를 유도하기 위하여 원자로 노심에서 핵분열생성물 방출과 격납건물 예상 누설률, 기상조건을 가정하여야 한다.

(1) 제한구역은 그 외곽경계에서 위치한 개인이 가상사고로 인한 핵분열생성물 방출이후 2시간 동안 받는 요오드 조사에 의한 총 방사선량이 전신에 대해 25 rem(250mSv), 갑상선에 대해서는 300 rem(3,000mSv)을 초과하지 않아야 한다.

(2) 저인구지대는 그 외곽경계에서 위치한 개인이 가상사고로 인한 핵분열생성물 방출이후 방사성구름에 노출되어 전 사고 기간 동안 받는 요오드 조사에 의한 총 방사선량이 전신에 대해 25rem(250mSv), 갑상선에 대해서는 300rem(3,000mSv)을 초과하지 않아야 한다.

※ 1 rem = 10 mSv

## □ 개요

- 신한울1·2호기 운영허가 심사 중 원자로보호계통\* 공통유형고장 평가에 오류가 있는 것을 확인하고 유사원전을 대상으로 확대점검
- \* 예상운전과도 및 설계기준사고 시 원자로를 자동으로 정지시키는 계통

## [공통유형고장평가]

- ▶ 사고해석에 기재되는 설계기준사고에 더하여 원자로를 정지시키기 위해 정지신호를 발생시키는 디지털 채널이 모두 동시에 고장 나는 상황을 가정·평가
- 「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙(이하 기술기준 규칙)」에서는 설계기준사고와 동시 발생을 가정한 공통유형고장에 대해 안전성 확보를 요구

- 소프트웨어를 사용하는 원자로보호계통이 채택된 원전 12기\*에서 동일한 평가 오류가 확인됨에 따라 제94회 원자력안전위원회를 통해 현황 및 향후 조치계획을 보고함
- \* 표준형원전(한울5·6호기, 신고리1·2호기, 신월성1·2호기) 및 APR1400원전(신고리3·4호기, 신한울1·2호기, 신고리5·6호기)

## □ 공통유형고장평가 오류사항(3가지)

- (입력자료 오류) 초기노심 및 재장전노심의 핵설계 자료를 평가에 적용하여야 하나, 초기노심 핵설계 자료만 이용하여 평가
- (제논효과 미고려) 평상시 중성자를 흡수하여 출력을 감소시키지만, 사고 후 제논(Xe)이 연소(감소)하여 출력을 증가시키는 효과를 고려하지 않음
- (축방향출력분포 변경 미고려) 고출력일수록 축방향의 출력이 하부로 치우쳐 국부적인 출력 증가를 야기하는 현상을 고려하지 않음

## □ 오류를 반영한 재평가 결과

- 총 8개 사고 중 공통유형고장을 동반한 주증기관 파단의 경우에만 다양성 보호계통의 자동동작(원자로 정지) 전에 연료가 용융됨을 확인
- 신고리1·2호기, 신월성1·2호기, 한울5·6호기 모두 사고발생 2분24초부터 연료온도가 용융온도(2,704℃)에 도달하고 다양성보호계통은 사고 후 약 10 ~ 15분 이후 동작함을 확인



기존평가는 수동으로 원자로를 정지시키지 않더라도 안전에 영향이 없었으나, 재평가는 운전원이 수동으로 조치하지 않는 경우에 연료가 용융되는 사고로 진전

⇒ 사고를 방지하기 위해 ①운전원의 신속한 원자로 수동정지 또는 ②다양성보호계통의 설계 변경을 통한 자동정지 조치가 요구됨

\* 「기술기준 규칙」은 공통유형고장 시 운전원의 원자로 수동정지 조치를 허용

## □ 신고리1·2호기, 신월성1·2호기, 한울5·6호기 관련 후속조치 현황

- (단기조치) 원자로보호계통이 고장 나더라도 주제어실에는 사고정보(운전변수, 경보 등)가 정확히 제공되어 운전원이 사고 상황을 정확하게 인지가능하나, 신속한 대응을 위해 비상운영절차서(2분 20초\*이내 운전원 수동조치) 마련 및 관련 교육 완료

\* 2분 24초 이내 조치되어야 하나, 보수적으로 2분 20초로 설정함

- (단기조치) 공통유형고장평가 오류(3가지)에 대한 개선 및 운전원 수동 조치를 포함한 재평가 결과를 운영허가 서류에 반영

- (장기조치) 사고대응 시 인적요소를 배제하기 위해 원자로가 신속하게 자동 정지될 수 있도록 다양성보호계통 설계를 개선

구분		단기 조치		장기 조치
		절차서, 교육 등	FSAR/PSAR 개정	설계 변경
표준형 원전	한울5호기	'19.1월	심사중	'22.12월 예정
	한울6호기	'19.1월	심사중	'22.05월 예정
	신고리1호기	'19.1월	심사중	'22.08월 예정
	신고리2호기	'19.1월	심사중	'22.10월 예정
	신월성1호기	'19.1월	심사중	'22.12월 예정
	신월성2호기	'19.1월	심사중	'22.08월 예정
APR 1400	신고리3호기	경보 설치, 절차서, 교육 既조치('18.4월)	既허가('18.4월)	既허가('20.01월)
	신고리4호기	경보 설치, 절차서, 교육 既조치('18.6월)	既허가('20.01월)	既허가('20.01월)
	신한울1호기	해당사항 없음	-	既허가('19.01)
	신한울2호기		-	심사중
	신고리5호기		-	심사중
	신고리6호기		-	심사중

## 참고 3-6 공통유형고장 발생시 운전원 수동조치 검증 결과

### □ 목 적

- 공통유형고장(CMF) 및 주증기관파단사고(CV 외부, SLB) 발생 시에 운전원이 주제어실에 제공되는 정보를 통해 사고상황을 인지하고 원자로를 적기(2분 24초 이내)에 정지 가능함을 입증

### □ 검증 방법

- (대상) 한울5,6호기 발전팀 3개팀
  - (일시) 2019. 1. 10. ~ 1. 11.
  - (내역)
    - CMF+SLB 시나리오 개발 및 사고경향이 유사한 2개 시나리오 선정
    - 3개 시나리오 무작위 시행 및 대응경과 확인
- ※ 시나리오 1 : CMF+SLB  
 시나리오 2 : 가압기살수밸브 열림 및 PLCS 수위 비정상-발생 경보 유사  
 시나리오 3 : ATWS+RCP 1대 정지-원자로정지 불능상태 유사

일자	대상	시나리오 순서	수동정지 시간 (사고 후 경과시간 기준)
2019. 1. 10.(목)	발전 1팀	3-2-1	1분 2초
2019. 1. 11.(금)	발전 3팀	1-2-3	58초
	발전 4팀	2-1-3	1분 10초

### □ 검증 결과

- 3개조 모두 1분 내외로 원자로수동정지를 수행함
- 발전소 과도상태(원자로 출력상승 등)임에도 불구하고 원자로가 자동 정지되지 않을 경우, 운전원은 CMF 인지와 무관하게 원자로 수동 정지를 수행하는 것으로 확인됨
- 사고 상황(출력 증가 등)이 명확함에 따라 사고인지 및 판단이 비교적 수월했던 것으로 확인(운전원 의견)

4

**신고리 5·6호기 원자로냉각제계통 상세설계 확정 반영 등 7건**

[한수원 건설(인)-938 ('18.02.09), [한수원 건설(인)-937 ('18.02.09]

[한수원 건설(인)-935 ('18.02.09), [한수원 건설(인)-933 ('18.02.09]

[한수원 건설(인)-1573 ('18.03.09), [한수원 건설(인)-4277 ('19.06.18]

[한수원 건설(인)-4273 ('19.06.18]

**1. 개 요**

□ 한국수력원자력(이하 '한수원')은 신고리 5·6호기 안전설비 상세설계 확정 사항을 예비안전성분석보고서에 반영하기 위하여 건설변경허가 신청

○ 원자로냉각제계통 등 10개 계통, 59건\*의 세부사항 변경

\* 예비안전성분석보고서 변경 사항 : 본문(18건), 표(24건), 그림(17건)

**2. 검토 배경**

□ 한수원은 상세설계가 확정됨에 따라 안전등급 조작스위치 및 밸브 추가, 부지자료 및 기기정보를 최신화 등을 위하여 건설 변경 허가 요청

**3. 변경 내용**

□ 최신 부지자료 및 기기정보 자료 반영을 위한 변경 (17건)

○ 부지의 해수온도, 해수위 값 등을 최신자료로 변경 [관리번호 1~3]

구 분	변경 전	변경 후
최고 해수온도	28.49 ℃	28.59 ℃
최저 해수위	- 7.950 m	- 7.530 m
최고 해수위	+ 3.434 m	+ 3.804 m

\* 발전소 주변의 해수온도 및 기상데이터를 활용하여 계산된 값 활용

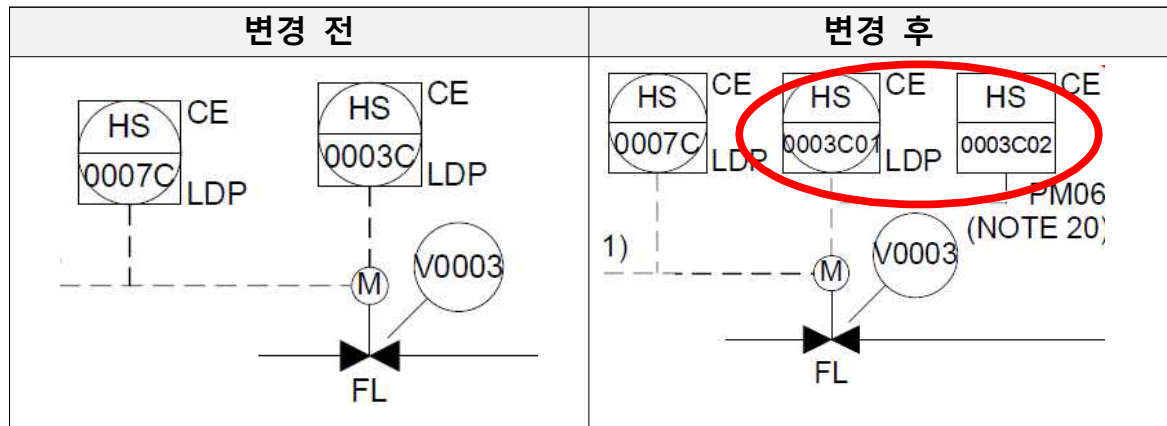
○ 상세설계 확정에 따른 펌프\* 흡입구 높이 변경, 변압기 용량 변경, 밸브 재질 변경 등 기기정보 확정 반영 [관리번호 4~17]

\* 원자로보충수펌프 : 필요시 원자로보충수탱크에서 봉산저장탱크 또는 원자로 건물재장전수탱크로 냉각수를 이송하는 펌프

□ 중대사고 대처 관련 조작스위치를 안전제어반\*에 추가 (1건)

- 원자로공동 침수밸브 및 중간저장조 침수밸브를 운전원이 주제어실 안전제어반에서 조작할 수 있도록 변경 [관리번호 18]

\* 운전원별 제어반 고장에 대비하여 모든 안전성관련 기기의 경보 및 제어를 독립적으로 제공



□ 원자로냉각재펌프 플라이휠\* 기계적 건전성 검사방법 명확화 등 (14건)

\* 펌프 전원이 상실된 경우에도 회전력을 일정 시간 유지시켜 주는 장치

- 플라이휠의 표면검사가 불가능한 부분에 대해서 초음파 탐상검사를 수행하도록 규제지침\* 적용 기준 상세 기술 [관리번호 19~22]

\* KINS 규제지침 6.4(원자로냉각재펌프 플라이휠의 건전성) 및 Regulatory Guide 1.14(Reactor Coolant Pump Flywheel Integrity)

- 허가서류 품질제고를 위해 설계내용 추가, 부정확한 기술내용 삭제 [관리번호 23~32]

□ 상세설계 확정에 따른 가동중시험 대상 밸브 변경 등 (6건)

- 기존 밸브 중 가동중시험 대상을 추가(1개)\*·제외(6개) 및 밸브별 시험주기, 시험 항목(누설시험 등) 변경 [관리번호 33~37]

\* 원자로공동배관 방출밸브(SI-450) : 안전주입계통 배관을 과압으로부터 보호

- 상세설계를 반영하여 안전등급 밸브 추가(1개)\* [관리번호 38]

\* 정지냉각계통 정화시험연결관 격리밸브(CV-871)

□ 설계 방법론, 해석 프로그램 확정에 따른 변경 (9건)

○ 실제 내진설계, 구조물·배관 설계에 사용한 세부 해석방법  
확정에 따른 설계값 등 변경 [관리번호 39~43]

○ 해석에 사용된 프로그램 변경 [관리번호 44~47]

\* SAP2000 또는 적절한 전산 프로그램 → ANSYS 또는 적절한 전산 프로그램

□ 계측설비 설계에 적용된 기술기준 적용판 변경 (12건)

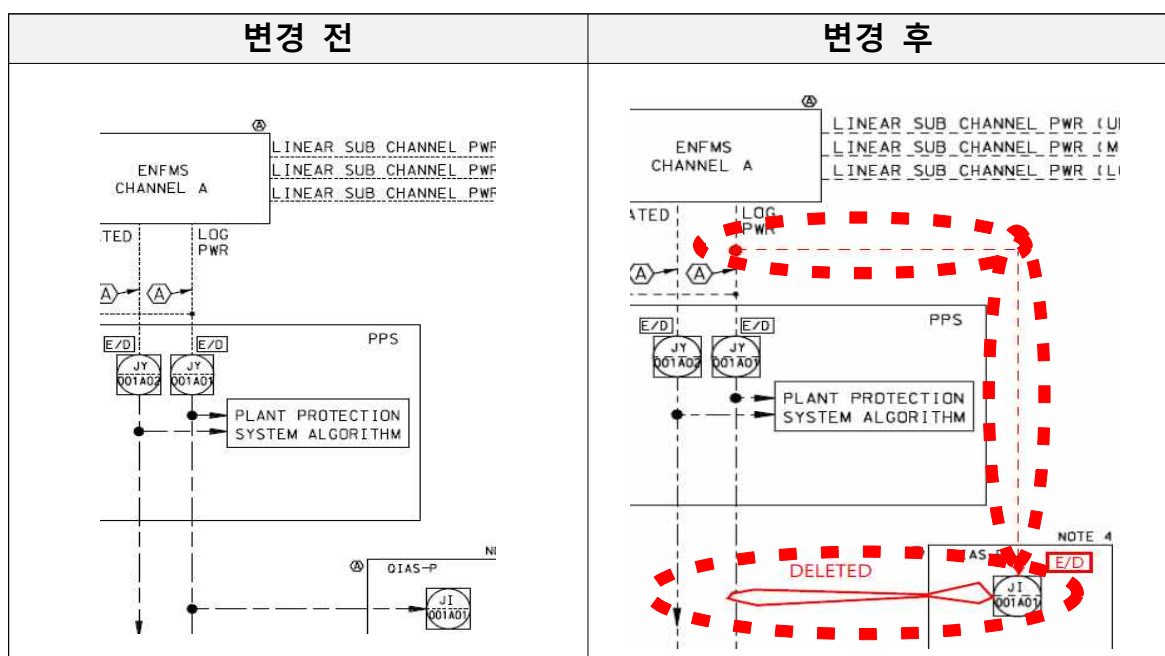
○ 디지털 소프트웨어(S/W) 설계 기술기준\*을 S/W 확인 및 검증  
요건이 강화된 개정판(2004년판)으로 변경 [관리번호 48]

\* IEEE 1012 : IEEE Standard for Software Verification and Validation

○ 규제지침서 1.97\* 개정판(2006년판) 적용에 따라 사고 후 발전소  
상태를 감시하는 신호(노외중성자속 등 4종류)가 타 계통을 거치지  
않고 QIAS-P\*\*에 직접 전송되도록 변경 [관리번호 49~59]

\* Regulatory Guide 1.97 : Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for  
Nuclear Power Plants

\*\* QIAS-P(Qualified Indication and Alarm System - P) : 사고 후 감시기능을  
수행하는 주요변수지시 및 경보계통



## 4. 심사 결과

### ☐ 최신 부지자료, 확정된 기기정보 반영을 위한 변경

#### [관련 기술기준]

「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 제12조(안전등급 및 규격)제1항, 제22조(원자로냉각계통 등), 제24조(전력공급설비), 제31조(최종 열제거설비), 제37조(과압방지) 등

#### [심사중점]

안전기능의 중요도에 상응하는 안전등급 및 규격에 따라 설계되었는지 여부

- 부지자료가 적절히 취득되었고, 해수 온도, 수위의 경우 변화량이 미미하여 최종 열제거설비(펌프, 열교환기)의 성능에 미치는 영향이 없음을 확인
- 밸브 재질은 관련 설계요건\*에 맞게 추가되었고, 변압기 용량 변경도 전력설비 성능에 미치는 영향이 없음을 확인
  - \* KEPIC MN(원자력기계)
- 그밖에 펌프, 밸브 등의 변경사항도 냉각재 체적변화, 건전성 및 냉각재 과압방지 기능 등에는 영향이 없음을 확인

### ☐ 중대사고 대처 관련 조작스위치를 안전제어반에 추가

#### [관련 기술기준]

「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 제12조(안전등급 및 규격)제1항, 제26조(원자로보호계통)제2항제1호, 4호 등

#### [심사중점]

다중성·독립성 및 신뢰성의 요건을 만족하도록 제어계통으로 분리되어 설계되었는지 여부

- 추가된 스위치는 안전등급(3등급)이 적용되었으며, 채널별 독립된 신호경로와 전원으로 설계되는 등 독립성, 신뢰성 요건을 만족

## ☐ 원자로냉각재펌프 플라이휠 기계적 건전성 검사방법 명확화

### [관련 기술기준]

「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 제12조(안전등급 및 규격) 제1항, 제15조(환경영향 등에 관한 설계기준)제1항제3호 등

### [심사중점]

안전등급 구조물, 기기 등이 내부기기 파손 등으로부터 보호되도록 설계되었는지 여부

- 플라이휠의 표면검사가 불가능한 부분에 대해서 초음파 탐상검사를 통해서도 취약부에 대한 결함 탐지가 가능함을 확인

## ☐ 가동중시험 대상 밸브 변경

### [관련 기술기준]

「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 제12조(안전등급 및 규격)제1항, 제41조(시험·감시·검사 및 보수) 제1항, 제63조(시험·감시·검사 및 보수) 제1항제2호 적용

### [심사중점]

안전등급 밸브는 시험이 가능해야 하고 시간경과에 따른 취약도를 감시, 평가할 것

- 가동중시험 대상에 추가한 밸브가 시험요건\*을 만족하고 안전 기능을 수행하지 않는 밸브를 제외하였으므로 적합
- 안전등급에 추가하는 밸브도 관련고시\*\*를 준수함을 확인

\* KEPIC MO : 밸브 등의 안전기능 수행능력(위치지시, 동작, 누설 등) 점검을 위한 시험 요건

\*\* 원자력안전위원회고시(원자로시설의 안전등급과 등급별 규격에 관한 규정)

## ☐ 설계방법론 등 확정

### [관련 기술기준]

「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 제12조(안전등급 및 규격)제1항, 제13조(외적 요인에 관한 설계기준) 제1항 등 적용

### [심사중점]

안전등급 구조물, 기기 등이 지진에 의해 안전기능이 손상되지 않도록 설계되었는지 여부

- 내진, 구조물 설계 등에 실제로 사용한 해석방법과 프로그램이 규제지침\*에서 허용하는 방법이고, 기 심사받은 방법론에 따른 설계값 등의 변경도 지진 안전성에 영향이 없음을 확인

\* KINS 규제지침 4.11(지진응답해석시 모드응답과 각 방향성분의 조합) 등

#### ☐ 계측설비 설계 기술기준 변경

##### [관련 기술기준]

「원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙」 제12조(안전등급 및 규격) 제1항, 제20조(계측 및 제어장치), 제26조(원자로 보호계통) 등 적용

##### [심사중점]

신뢰성 있는 정보를 얻기 위해 모든 범위의 변수를 감시할 수 있는 계측장비가 설치되었는지 여부

- S/W 확인 및 검증 요건이 강화되는 등 안전성이 증진되는 변경이고, 이에 따른 변경사항에도 사고변수 감시설비의 신뢰성이 유지됨을 확인

## 5. 종합 의견

- ☐ 한수원의 건설변경허가 신청이 원안법에 따른 허가기준에 적합



## 참고4-1 신고리 5·6호기 PSAR 변경 전·후 비교표 및 검토의견

### □ 개정비교표

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
1	1차측기 기냉각해 수 계통 설계변수 확정값 반영-1	9.2.1.1.1 / 9.2-1	- 나. 1차측기기냉각해수계통은 1차측기기냉각수 열교환기로 정상운전시 최고설계온도가 28.49°C(83.28°F)인 냉각수를 공급하여야 하고, 설계기준사고시에는 최고설계온도 33.01°C(91.42°F)인 냉각수를 공급하여야 한다.	- 나. 1차측기기냉각해수계통은 1차측기기냉각수 열교환기로 정상운전시 최고설계온도가 28.59°C(83.46°F)인 냉각수를 공급하여야 하고, 설계기준사고시에는 최고설계온도 33.01°C(91.42°F)인 냉각수를 공급하여야 한다.	<b>(변경사유)</b> 신고리 5,6호기 부지해역 조건에 따라 확정된 정상운전시 최고설계온도 반영 <b>[검토결과]</b> 상세설계 확정에 따른 설계문서의 변경사 항을 반영하고자 하는 개정임. 1차측기 기냉각수계통 열제거 성능평가 자료를 확인 하여 성능평가 자료를 확인하여 열교환기 기기 설계 총괄열전달계수가 최고설계해 수온도를 적용하여 산정된 최대 요구 총 괄열전달계수 대비 10% 이상의 여유도를 확보하고 있어 열제거 성능을 만족함을 확인하였음.	허가20 -2
2	1차측기 기냉각해 수 계통 설계변수 확정값 반영-2	9.2.1.1.1 / 9.2-2	- 카. 본 계통은 1차측기기냉각해수 취수구조물 최저해수위인 인천 평균해수면 기준 -7.95 m (발전소 참조 표고기준 41.4 ft)에서 가능최고수위인 인천 평균해수면기준 +3.434 m (발전소 참조 표고기준 78.77 ft)의 해수 수위변화 ~ 설계되어야 한다.	- 카. 본 계통은 1차측기기냉각해수 취수구조물 최저해수위인 인천 평균해수면 기준 -7.530 m (발전소 참조 표고기준 42.8 ft)에서 가능최고수위인 인천 평균해수면기준 +3.804 m (발전소 참조 표고기준 79.98 ft)의 해수 수위변화 ~ 설계되어야 한다.	<b>(변경사유)</b> 신고리 5,6호기 부지해역 조건에 따라 확정된 최저해수위 및 가능최고해수위 반영 <b>[검토결과]</b> 상세설계 확정에 따른 설계문서의 변경사 항을 반영하고자 하는 개정임. 해수위 변	허가20 -3

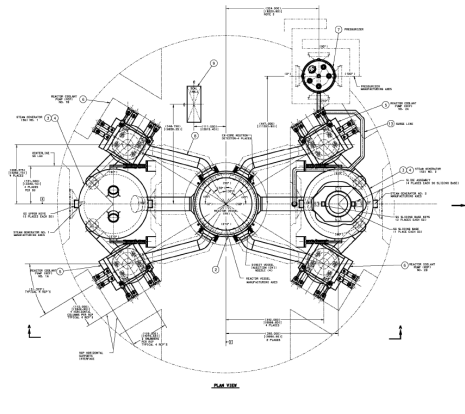
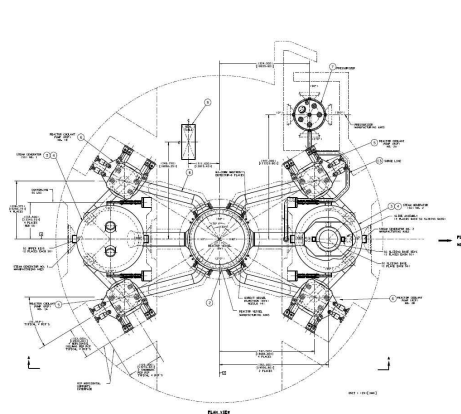
관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고																																																																																																																																																																																																																																																	
			변경 전	변경 후																																																																																																																																																																																																																																																			
					경에 대한 설계문서의 값이 반영됨을 확인하였으며, 최저해수위에 대하여도 1차측 기기냉각해수 펌프의 운전이 가능한 범위로 보수적으로 설정하였으므로 타당함																																																																																																																																																																																																																																																		
3	50미터 부지이동 후의 기초지반 특성치 반영	표 3.7-4	<p>표 3.7-4 (3 중 1)</p> <p>내진별주 1급 구조물 내진해석 적용 기초지반 특성자료</p> <p>[N]</p> <table><tr><th>층상번호</th><th>깊이 (CL, -ft)</th><th>단위중량 (kcf)</th><th><math>V_s^0</math> (ft/sec)</th><th><math>V_p^0</math> (ft/sec)</th><th><math>V_s^B</math> (ft/sec)</th><th><math>V_p^B</math> (ft/sec)</th><th>초기 강도비 (%)</th><th>지층 분류</th></tr><tr><td>1</td><td>11</td><td>0.142</td><td>3344</td><td>8140</td><td>2294</td><td>5796</td><td>4588</td><td>11512</td><td>0.4</td><td>연약</td></tr><tr><td>2</td><td>11</td><td>0.148</td><td>4444</td><td>9977</td><td>3142</td><td>7939</td><td>6286</td><td>14039</td><td>0.4</td><td>연약</td></tr><tr><td>3</td><td>10</td><td>0.136</td><td>5362</td><td>11807</td><td>3794</td><td>8413</td><td>7583</td><td>16825</td><td>0.4</td><td>연약</td></tr><tr><td>4</td><td>13</td><td>0.139</td><td>5981</td><td>13959</td><td>4229</td><td>9163</td><td>8438</td><td>18357</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>5</td><td>10</td><td>0.161</td><td>6036</td><td>13266</td><td>4366</td><td>9373</td><td>8536</td><td>18736</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>6</td><td>11.95</td><td>0.163</td><td>6337</td><td>13658</td><td>4488</td><td>9637</td><td>8694</td><td>19315</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>7</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>6787</td><td>14394</td><td>4749</td><td>10105</td><td>9558</td><td>20311</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>8</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>6835</td><td>14812</td><td>4835</td><td>10332</td><td>9666</td><td>20664</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>9</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>6903</td><td>14811</td><td>4888</td><td>10368</td><td>9740</td><td>21116</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>10</td><td>13.12</td><td>0.164</td><td>7054</td><td>15329</td><td>4986</td><td>10781</td><td>9936</td><td>21522</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>11</td><td>13.12</td><td>0.164</td><td>7636</td><td>16337</td><td>5400</td><td>11440</td><td>10800</td><td>22930</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>12</td><td>13.12</td><td>0.164</td><td>7733</td><td>16187</td><td>5468</td><td>11435</td><td>10936</td><td>22806</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>13</td><td>13.12</td><td>0.164</td><td>7643</td><td>15907</td><td>5402</td><td>11230</td><td>10809</td><td>22381</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>14</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>7666</td><td>15729</td><td>5330</td><td>11120</td><td>10700</td><td>22244</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>15</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>7473</td><td>14963</td><td>5083</td><td>11047</td><td>10666</td><td>22094</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>16</td><td>13.12</td><td>0.161</td><td>7034</td><td>13571</td><td>4966</td><td>10798</td><td>9933</td><td>21096</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>17</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>7165</td><td>15405</td><td>5066</td><td>10883</td><td>10133</td><td>21787</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>18</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>7473</td><td>15941</td><td>5284</td><td>11272</td><td>10569</td><td>22544</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>19</td><td>13.12</td><td>0.163</td><td>7342</td><td>15841</td><td>5108</td><td>11180</td><td>10383</td><td>22360</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>20</td><td>984</td><td>0.163</td><td>7116</td><td>15438</td><td>5032</td><td>10647</td><td>10064</td><td>21295</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr><tr><td>Half space</td><td>-</td><td>0.163</td><td>7228</td><td>15377</td><td>5111</td><td>10862</td><td>10221</td><td>21605</td><td>0.4</td><td>경양</td></tr></table> <p>1) <math>V_s</math> : 전단파 속도 2) <math>V_p</math> : 압축파 속도</p> <p>등 3장</p>	층상번호	깊이 (CL, -ft)	단위중량 (kcf)	$V_s^0$ (ft/sec)	$V_p^0$ (ft/sec)	$V_s^B$ (ft/sec)	$V_p^B$ (ft/sec)	초기 강도비 (%)	지층 분류	1	11	0.142	3344	8140	2294	5796	4588	11512	0.4	연약	2	11	0.148	4444	9977	3142	7939	6286	14039	0.4	연약	3	10	0.136	5362	11807	3794	8413	7583	16825	0.4	연약	4	13	0.139	5981	13959	4229	9163	8438	18357	0.4	경양	5	10	0.161	6036	13266	4366	9373	8536	18736	0.4	경양	6	11.95	0.163	6337	13658	4488	9637	8694	19315	0.4	경양	7	13.12	0.163	6787	14394	4749	10105	9558	20311	0.4	경양	8	13.12	0.163	6835	14812	4835	10332	9666	20664	0.4	경양	9	13.12	0.163	6903	14811	4888	10368	9740	21116	0.4	경양	10	13.12	0.164	7054	15329	4986	10781	9936	21522	0.4	경양	11	13.12	0.164	7636	16337	5400	11440	10800	22930	0.4	경양	12	13.12	0.164	7733	16187	5468	11435	10936	22806	0.4	경양	13	13.12	0.164	7643	15907	5402	11230	10809	22381	0.4	경양	14	13.12	0.163	7666	15729	5330	11120	10700	22244	0.4	경양	15	13.12	0.163	7473	14963	5083	11047	10666	22094	0.4	경양	16	13.12	0.161	7034	13571	4966	10798	9933	21096	0.4	경양	17	13.12	0.163	7165	15405	5066	10883	10133	21787	0.4	경양	18	13.12	0.163	7473	15941	5284	11272	10569	22544	0.4	경양	19	13.12	0.163	7342	15841	5108	11180	10383	22360	0.4	경양	20	984	0.163	7116	15438	5032	10647	10064	21295	0.4	경양	Half space	-	0.163	7228	15377	5111	10862	10221	21605	0.4	경양	<p>표 3.7-4 (3 중 1)</p> <p>내진별주 1급 구조물 내진해석 적용 기초지반 특성자료</p> <p>(a) 부지대표(1D) 탄성파속도 프로파일 (1/3)</p> <p>(1) <math>V_s</math> : 전단파 속도 (2) <math>V_p</math> : 압축파 속도</p> <p>등 14장</p>	(변경사유) 주요구조물 기초지반 안전성 강화를 위해 결정된 본관건물/구조물 동측(해안)으로의 50미터 이동 설계변경 반영	[검토결과] 신고리 5,6호기 건설허가 심사질의답변 (PSAR-3.7.1.4-1-K1)을 통해 확인한 내진범주 1급 구조물 내진해석에 적용한 기초지반 특성자료가 적절히 반영되었음을 확인함.	허가18 -2
층상번호	깊이 (CL, -ft)	단위중량 (kcf)	$V_s^0$ (ft/sec)	$V_p^0$ (ft/sec)	$V_s^B$ (ft/sec)	$V_p^B$ (ft/sec)	초기 강도비 (%)	지층 분류																																																																																																																																																																																																																																															
1	11	0.142	3344	8140	2294	5796	4588	11512	0.4	연약																																																																																																																																																																																																																																													
2	11	0.148	4444	9977	3142	7939	6286	14039	0.4	연약																																																																																																																																																																																																																																													
3	10	0.136	5362	11807	3794	8413	7583	16825	0.4	연약																																																																																																																																																																																																																																													
4	13	0.139	5981	13959	4229	9163	8438	18357	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
5	10	0.161	6036	13266	4366	9373	8536	18736	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
6	11.95	0.163	6337	13658	4488	9637	8694	19315	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
7	13.12	0.163	6787	14394	4749	10105	9558	20311	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
8	13.12	0.163	6835	14812	4835	10332	9666	20664	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
9	13.12	0.163	6903	14811	4888	10368	9740	21116	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
10	13.12	0.164	7054	15329	4986	10781	9936	21522	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
11	13.12	0.164	7636	16337	5400	11440	10800	22930	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
12	13.12	0.164	7733	16187	5468	11435	10936	22806	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
13	13.12	0.164	7643	15907	5402	11230	10809	22381	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
14	13.12	0.163	7666	15729	5330	11120	10700	22244	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
15	13.12	0.163	7473	14963	5083	11047	10666	22094	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
16	13.12	0.161	7034	13571	4966	10798	9933	21096	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
17	13.12	0.163	7165	15405	5066	10883	10133	21787	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
18	13.12	0.163	7473	15941	5284	11272	10569	22544	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
19	13.12	0.163	7342	15841	5108	11180	10383	22360	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
20	984	0.163	7116	15438	5032	10647	10064	21295	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													
Half space	-	0.163	7228	15377	5111	10862	10221	21605	0.4	경양																																																																																																																																																																																																																																													

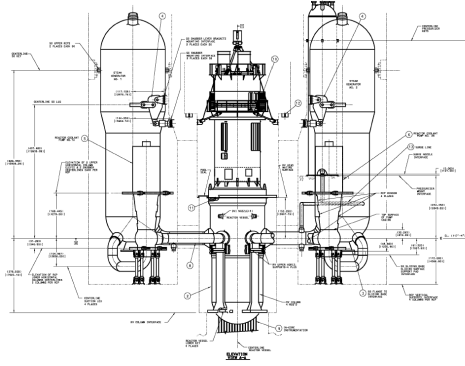
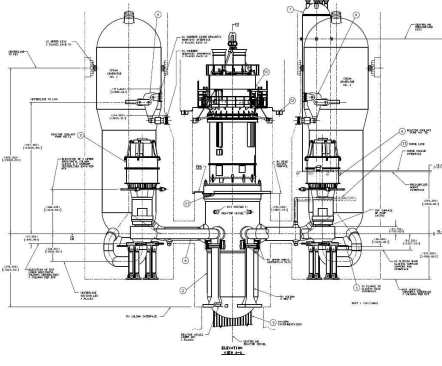
관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
4	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요 설비의 설계변수 확정값 반영	표 1.3-1 / 1.3-7	<p>전체냉각재체적 신한울 1,2호기: <u>452.7(15,986)</u></p> <p>신고리 5,6호기: <u>452.7(15,986)</u></p>	<p>전체냉각재체적 신한울 1,2호기: <u>450.5(15,909)</u></p> <p>신고리 5,6호기: <u>450.5(15,910)</u></p>	<p><b>(변경사유)</b> 신고리 5,6호기 PSAR 작성 시점에는 신한울 1,2호기 또한 설계가 확정되지 않았기 때문에 신한울 1,2호기와 동일한 값으로 신고리 5,6호기 PSAR가 작성 및 제출됨. 상세 설계 진행에 따라 확정된 설계자료를 적용한 체적 계산 결과 반영되었으며, 결과적으로 신한울 1,2호기와 동일한 체적으로 확정됨. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임)</p> <p><b>[검토결과]</b> 냉각재 체적의 변경에 따라 PSAR 5장 부록 5A(핵증기공급계통에 대한 과압보호) 및 5D(자연순환냉각 분석) 내용이 영향을 받을 수 있으나, 냉각재 체적 변경에 따른 해석 결과의 변화량이 무시할만한 수준으로 평가되어 별도의 개정이 필요 없음을 답변으로 제시하였음. 따라서 기존의 안전성분석보고서 상의 성능해석 기술 내용이 유효하므로 본 개정은 적합함</p>	허가17-1
5	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요	표 5.1.1-2 / 5.1-4	<p>원자로냉각재계통의 설계변수</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 계통 냉각재 체적, <math>m^3(ft^3)</math>(가압기 포함) : <u>452.7(15,986)</u></li> <li>- 가압기 증기 체적, <math>m^3(ft^3)</math>(전출력) :</li> </ul>	<p>원자로냉각재계통의 설계변수</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 계통 냉각재 체적, <math>m^3(ft^3)</math>(가압기 포함) : <u>450.5(15,910)</u></li> <li>- 가압기 증기 체적, <math>m^3(ft^3)</math>(전출력) :</li> </ul>	<p><b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따라 확정된 설계자료를 적용한 체적 계산 결과 반영. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임)</p> <p><b>[검토결과]</b> ■ 원자로냉각재 체적 변경은 계통 성능에</p>	허가19-1

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	설비의 설계변수 확정값 반영		35.7(1,260)	35.7(1,261)	<p>영향을 미치는 변수로서, 원자로냉각재 계통 기기 및 배관의 안전등급 및 적용 규격에 영향을 주지 않음. 따라서 동 설계변경 사항이 원자로냉각재계통 기기 및 배관의 건전성에 미치는 영향은 없음.</p> <p>■ 원자로냉각재계통의 냉각재 체적 감소와 가압기 증기 체적의 증가는 PSAR 5장의 부록 5A(핵증기공급계통에 대한 과압보호) 및 5D(자연순환냉각 분석)에 대한 성능해석 결과를 검토한 결과, 과압보호 분석 시의 허용기준인 원자로냉각재계통의 최대 압력은 체적 변동에 따라 1 psi 미만 수준에서 감소함을 확인함. 이는 무시할만한 수준의 변동이며 작으나마 원자로냉각재계통의 최대 압력을 감소시키는 효과이고, PSAR 부록 5A에는 원자로냉각재와 가압기 증기 체적에 대한 별도의 기술 사항이 없으므로 추가적인 개정은 불필요함. 자연순환냉각 분석은 장시간에 걸친 노심 잔열제거에 대한 사항으로 원자로냉각재 체적의 약 0.5% 감소는 장기</p>	

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					간의 노심 잔열제거 분석 결과(사용되는 보조급수 총량, 자연순환냉각의 진행 과정 등)에 미치는 영향이 없음을 확인함. 또한 PSAR 부록 5D에는 원자로냉각재와 가압기 증기 체적에 대한 별도의 기술 사항이 없으므로 추가적인 개정이 불필요함을 확인하였으므로 적합함.	
6	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요 설비의 설계변수 확정값 반영	표 5.1.1-3 / 5.1-5	원자로냉각재계통 체적 - 원자로용기, $m^3(ft^3)$ : <u>166.3(5,872.2)</u> - 증기발생기, $m^3(ft^3)$ : <u>86.8(3,067.0)</u> (1대 당), 관막음 미적용 - 원자로냉각재펌프, $m^3(ft^3)$ : <u>2.44(86.2)</u> (1대 당) 배관 - 고온관, $m^3(ft^3)$ : <u>3.8(135.6)</u> (유로 당) - 저온관, $m^3(ft^3)$ : <u>6.2(219.9)</u> (유로 당) - 밀림관, $m^3(ft^3)$ (공칭기준) : <u>1.3(44.86)</u> - 살수관, $m^3(ft^3)$ : <u>0.5(17.08)</u>	원자로냉각재계통 체적 - 원자로용기, $m^3(ft^3)$ : <u>164.6(5,812.4)</u> - 증기발생기, $m^3(ft^3)$ : <u>86.8(3,065.7)</u> (1대 당), 관막음 미적용 - 원자로냉각재펌프, $m^3(ft^3)$ : <u>2.4(86.2)</u> (1대 당) 배관 - 고온관, $m^3(ft^3)$ : <u>3.8(135.6)</u> (유로 당) - 저온관, $m^3(ft^3)$ : <u>6.3(223.0)</u> (유로 당) - 밀림관, $m^3(ft^3)$ (공칭기준) : <u>1.2(42.8)</u> - 살수관, $m^3(ft^3)$ : <u>0.4(12.9)</u>	<b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따라 확정된 설계자료를 적용한 체적 계산 결과 반영. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> ■ 원자로냉각재 체적 변경은 계통 성능에 영향을 미치는 변수로서, 원자로냉각재계통 기기 및 배관의 안전등급 및 적용규격에 영향을 주지 않음. 따라서 동 설계변경 사항이 원자로냉각재계통 기기 및 배관의 건전성에 미치는 영향은 없음. ■ 원자로냉각재계통의 냉각재 체적 감소와 가압기 증기 체적의 증가는 PSAR 5장의 부록 5A(핵증기공급계통에 대한 과압보호) 및 5D(자연순환냉각 분석)에	허가19-2

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					<p>대한 성능해석 결과를 검토한 결과, 과압보호 분석 시의 허용기준인 원자로냉각재계의 최대 압력은 체적 변동에 따라 1 psi 미만 수준에서 감소함을 확인함. 이는 무시할만한 수준의 변동이며 작으나마 원자로냉각재계의 최대 압력을 감소시키는 효과이고, PSAR 부록 5A에는 원자로냉각재와 가압기 증기 체적에 대한 별도의 기술 사항이 없으므로 추가적인 개정은 불필요함. 자연순환냉각 분석은 장시간에 걸친 노심 잔열제거에 대한 사항으로 원자로냉각재 체적의 약 0.5% 감소는 장기간의 노심 잔열제거 분석 결과(사용되는 보조급수 총량, 자연순환냉각의 진행 과정 등)에 미치는 영향이 없음을 확인함. 또한 PSAR 부록 5D에는 원자로냉각재와 가압기 증기 체적에 대한 별도의 기술 사항이 없으므로 추가적인 개정이 불필요함을 확인하였으므로 적합함.</p>	
7	원자로냉각재계통	그림 5.1.3-1	원자로냉각재계통 평면도	원자로냉각재계통 평면도	(변경사유) 상세설계 진행에 따른 원자로냉각재계통 일	허가19-3

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	평면도 및 입면도에 설계확정 자료 반영				반 배치 도면의 변경사항 반영. (주요 변경사항) ○ 원자로냉각재펌프 및 지지구조물: - 설계 진행에 따라 국산화 원자로냉각재 펌프 도면의 형상을 반영 ○ 가압기 상부헤드 노즐 배치: - 가압기 상부헤드 노즐 배치 변경사항 반영 ○ 가압기 A/E 연계 콘그리트 구조물: - A/E 콘크리트 형상을 연계자료에 따라 반영 ○ 직접용기주입(DVI) 노즐각도: - 주기기 배치도면 목적상 DVI 노즐각도 표기는 불필요함으로 삭제함 <b>[검토결과]</b> 원자로냉각재계통 상세 설계 결과를 반영하여 원자로냉각재계통 배치도면 (평면도)을 변경하는 사항으로서, 원자로냉각재계통 기기 및 배관의 안전등급 및 적용규격에 영향을 주지 않음. 따라서 동 설계변경사항이 원자로냉각재계통 기기 및 배관의 건전성에 미치는 영향은 없음.	
8	원자로냉각재계통 평면도 및	그림 5.1.3-2	원자로냉각재계통 입면도	원자로냉각재계통 입면도	<b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따른 원자로냉각재계통 일반 배치 도면의 변경사항 반영. (주요 변경사항)	허가19-4

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고												
			변경 전	변경 후														
	입면도에 설계확정 자료 반영				<p>○ 원자로냉각재펌프 및 지지구조물:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- 설계 진행에 따라 국산화 원자로냉각재 펌프 도면의 형상을 반영</li></ul> <p>○ 증기발생기 상부 지지구조물 치수:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- 설계 진행에 따라 확정된 치수 반영</li></ul> <p>○ 일체형원자로상부구조물(IHA) 형상:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- 설계 진행에 따라 확정된 IHA 형상 반영</li></ul> <p><b>[검토결과]</b></p> <p>원자로냉각재계통 상세 설계 결과를 반영하여 원자로냉각재계통 배치도면 (입면도)을 변경하는 사항으로서, 원자로냉각재계통 기기 및 배관의 안전등급 및 적용규격에 영향을 주지 않음. 따라서 동 설계변경사항이 원자로냉각재계통 기기 및 배관의 건전성에 미치는 영향은 없음.</p>													
9	원자로냉각재계통 및 화학및제어계통 주요 설비의 설계변수 확정값 반영	표 9.3.4-1A / 9.3-68	<p>원자로냉각재 정지운전 사양</p> <table><tr><th>변수</th><th>정지운전 (재장전 포함)</th></tr><tr><td>pH @ 25°C(77°F)</td><td>4.2 ~ 10.5</td></tr><tr><td>부유물, ppm</td><td>(주 4)</td></tr></table>	변수	정지운전 (재장전 포함)	pH @ 25°C(77°F)	4.2 ~ 10.5	부유물, ppm	(주 4)	<p>원자로냉각재계통 정지운전 사양</p> <table><tr><th>변수</th><th>정지운전 (재장전 포함)</th></tr><tr><td>pH @ 25°C(77°F)</td><td>3.8 ~ 8.4</td></tr><tr><td>부유물, ppm</td><td>≤0.35</td></tr></table>	변수	정지운전 (재장전 포함)	pH @ 25°C(77°F)	3.8 ~ 8.4	부유물, ppm	≤0.35	<p><b>(변경사유)</b></p> <p>용어 통일 및 상세설계 진행에 따라 확정된 설계변수 반영. (신고리 3,4호기/신한울 1,2호기와 동일한 설계임)</p> <p><b>[검토결과]</b></p> <p>봉산 주입으로 인하여 강 산성에서 약 알칼리 범위로 변경하는 사항으로 선행호기 (신한울 1,2호기)의 경험을 참조해 볼 때 타당함. 해당 설계값의 변경으로 인해 안</p>	허가20 -10
변수	정지운전 (재장전 포함)																	
pH @ 25°C(77°F)	4.2 ~ 10.5																	
부유물, ppm	(주 4)																	
변수	정지운전 (재장전 포함)																	
pH @ 25°C(77°F)	3.8 ~ 8.4																	
부유물, ppm	≤0.35																	



관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					전성에 영향이 없으므로 적합함	
10		9.1.3.3.3 /9.1-22	- pH(25 oC에서) : <u>4.5 ~ 10.0</u> 염화물 : < 0.15 ppm	- pH(25 oC에서) : <u>3.8 ~ 8.4</u> 염화물 : ≤ 0.15 ppm	<b>(변경사유)</b> Chemistry Design Guide에 따라 사용후 연료저장조 유지 수질을 변경함 (신고리 3,4호기/신한울 1,2호기와 동일한 설 계임) <b>[검토결과]</b> 상세설계 확정에 따라 사용후연료저장조 의 pH 관리범위를 조정하고자 하는 개정 임. pH 관리범위는 사용후연료저장조 냉 각 및 정화계통의 '정화기능'에 해당하며, 동 계통의 안전기능인 '냉각기능'과 무관 함. 한편, 조정하고자 하는 pH 관리범위는 선행호기의 경험을 참조하여 적절히 선정 되었음을 확인함(신고리 3,4호기 pH 관리 범위와 동일). 본 개정은 pH 관리범위가 선행호기 경험을 참조하여 적절히 선정되 었으므로 적합함.	허가20 -1
11	원자로냉 각재계통 및 화학및체 적제어계 통 주요 설비의	표 9.3.4-4 / 9.3-76	셸측(기기냉각수) 설계유량 : <u>1,703L/min (450gpm)</u> 압력손실 : 0.7 kg/cm <sup>2</sup> @ <u>1,703L/min</u> & 35°C (10psid @ <u>450gpm</u> & 95°F)	셸측(기기냉각수) 설계유량 : <u>1,476L/min (390gpm)</u> 압력손실 : 0.7 kg/cm <sup>2</sup> @ <u>1,476L/min</u> & 35°C (10psid @ <u>390gpm</u> & 95°F)	<b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따라 확정된 설계변수 반영. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> 열교환기 설계유량의 변경은 열교환기 열 제거 성능에 영향을 미칠 수 있는 사항임.	허가20 -13

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	설계변수 확정값 반영				충전펌프 최소유량열교환기의 설계유량 (390gpm)과 기기냉각수 압력손실 조건 (390gpm)의 변경사항은 보다 적은 유량 조건에서 보수적으로 선정된 유량으로 선행호기(신한울 1,2호기)의 경험을 참조해 볼 때 타당함. 해당 설계값의 변경으로 인해 안전성에 영향이 없으므로 적합함	
12	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요 설비의 설계변수 확정값 반영	표 9.3.4-4 / 9.3-77	원자로보충수펌프 요구유효흡입수두 : <u>3.7 m @ 643.5 L/min</u> (12 ft @ 170 gpm)	원자로보충수펌프 요구유효흡입수두 : <u>5.18 m @ 643.5 L/min</u> (17 ft @ 170 gpm)	<b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따라 확정된 설계변수 반영. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> 요구유효흡입수두 변경은 펌프의 성능에 영향을 미칠 수 있는 사항임. 동 설계변경은 원자로보충수펌프 요구유효흡입수두를 보수적으로 높게 변경하는 사항으로 선행호기(신한울 1,2호기)의 경험을 참조해 볼 때 타당함. 해당 설계값의 변경으로 인해 안전성에 영향이 없으므로 적합함	허가20-14
13	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요 설비의	표 9.3.4-4 / 9.3-83	봉산농축기 증기유량 : <u>6,123.5 kg/hr @ 3.51kg/cm<sup>2</sup>g</u> (13,500lb/hr @ 50psig)  탈기기	봉산농축기 증기유량 : <u>7,484 kg/hr @ 3.66kg/cm<sup>2</sup>g</u> (16,500lb/hr @ 52psig)  탈기기	<b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따라 확정된 설계변수 반영. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> 상세설계 확정에 따라 봉산농축기와 탈기기의 증기유량을 변경한 사항으로 선행호	허가20-15

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	설계변수 확정값 반영		증기유량 : 4,585.9 kg/hr @ 3.51 kg/cm <sup>2</sup> g (10,110 lb/hr @ 50 psig)	증기유량 : 3,629 kg/hr @ 3.51 kg/cm <sup>2</sup> g (8,000 lb/hr @ 50 psig)	기(신한울 1,2호기)의 경험을 참조해 볼 때 타당함. 해당 설계값의 변경으로 인해 안전성에 영향이 없으므로 적합함	
14	누락된 비상원자 로감압밸 브 사용 재질 추가	표 5.4.15-1 / 5.4-58	비상원자로감압밸브의 설계특성  밸브재질규격 : SA-182, F316	비상원자로감압밸브의 설계특성  밸브재질규격 : SA-182 F316, SA-351 CF8M	<b>(변경사유)</b> 비상원자로감압밸브는 신고리 5,6호기에 신 규 추가된 밸브임. 비상원자로감압밸브 설계시방서에서 요구하 는 밸브 재질 규격에 대한 설계 내용과 일 치시키기 위해 밸브 재질 추가. <b>[검토결과]</b> ■ 비상원자로감압밸브의 재질을 SA-182 F316에서 SA-182 F316 및 SA-351 CF8M으로 변경하는 사항으로서, 상기 재질은 모두 원자력안전위원회고시 제 2017-21호, "원자로시설의 안전등급과 등급별 규격에 관한 규정"에서 규정하고 있는 KEPIC 규격에서 허용하는 재료임. 또한, 비상원자로감압밸브의 안전등급 및 적용규격의 변경사항이 없으므로 동 설계변경 사항이 비상원자로감압밸브의 건전성에 미치는 영향은 없음. ■ 비상원자로감압밸브의 재질이 ASME NB/KEPIC MN 요건에 따라 선정되었	허가19 -7

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					으며, 상세설계 확정에 따라 비상원자로감압밸브 설계시방서에 근거하여 밸브 재질규격을 수정 기술하였으므로 적합함.	
15	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요설비의 설계변수 확정값 반영	표 5.4.13-1 / 5.4-56	<p>파이롯트구동 안전방출밸브의 변수</p> <p>유체 포화증기, 4,400 ppm 봉산 pH = 4.5 ~ 10.6</p> <p>최대불감시간(dead time)(개방/닫힘), sec 자동구동(0.2/0.4), 수동구동(1.2/2.7)</p> <p>최대개방 및 닫힘시간, sec (불감시간 포함) 개방(자동/수동) : 0.5/4, 닫힘(자동/수동) : 0.9/7</p>	<p>파이롯트구동 안전방출밸브의 변수</p> <p>유체 봉산수, 포화증기, 이상유체 pH = 4.2 ~ 10.7</p> <p>최대불감시간(dead time)(개방/닫힘), sec 자동구동(0.2/0.4)</p> <p>최대개방 및 닫힘시간, sec (불감시간 포함) 개방(자동/수동) : 0.5/5.0, 닫힘(자동/수동) : 0.9/9.0</p>	<p><b>(변경사유)</b> 선정된 밸브의 기기공급사 자료 반영. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브의 작동유체 및 최대 개방/닫힘 시간 변경에 대한 본 개정사항은 선행호기인 신고리 3,4호기의 운영허가 심사 과정에서 개정 적합성이 검토된 사항임을 확인함. 또한 현재 유효한 신고리 3,4호기의 최종안전성 분석보고서 표 5.4.13-1에도 본 개정사항과 동일하게 기술되어 있음을 확인함. 따라서 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브의 작동유체 및 최대 개방/닫힘 시간 변경에 대한 본 개정사항은 적합함.</p>	허가19-9
16	보조공정 캐비닛-N (APC-N) 내진범주 상향	표 3.2-1 / 3.2-13	<p>1. AC-보조공정캐비닛 2) APC-N 내진범주 : Ⅲ</p>	<p>1. AC-보조공정캐비닛 2) APC-N 내진범주 : Ⅱ</p> <p>* APC-N : 보조공정캐비닛-N</p>	<p><b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따라 보조건물 내 비안전채널 I&amp;C Equipment Room이 안전정지 구역에 포함됨에 따라 해당 구역에 설치되는 보조공정캐비닛-N의 내진범주를 비</p>	허가18-21

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					내진등급에서 내진범주 II로 상향. (신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> AC-보조공정캐비닛 중 APC-N에 적용된 내진범주 Ⅱ를 내진등급 상향에 따라 내 진등급 Ⅱ로 상향하는 내용임. 설계진행에 따른 변경이며 안전을 향상하는 방향으로 의 변경이므로 적합함.	
17	1E급 저압차단 기반 변압기 용량 및 주모선 연속전류 용량 변경	8.3.1.1.2 / 8.3-7	~ 1E급 저압차단기반에는 1500/2000 kVA(AA/FA), 4.16 kV/480 V, 3상 변 압기(LC01A, LC01B) 및 750/1000 kVA(AA/FA), 4.16 kV/480 V, 3상 변 압기(LC02A, LC02B)가 있으며 주모선 연속전류는 3,000 A(LC01A, LC01B) 및 1,600 A(LC02A, LC02B)이다. ~	~ 1E급 저압차단기반에는 1000/1333 kVA(AA/FA), 4.16 kV/480 V, 3상 변압기(LC01A, LC01B) 및 1500/2000 kVA(AA/FA), 4.16 kV/480 V, 3상 변압기(LC02A, LC02B)가 있으 며 주모선 연속전류는 2,000 A(LC01A, LC01B) 및 3,000 A(LC02A, LC02B)이다.~	<b>(변경사유)</b> 최신 설계 자료 반영에 따른 변압기 용 량 및 모선 용량 변경 <b>[검토결과]</b> ■ 본 개정내용은 상세설계가 확정됨에 따 라 관련 변압기의 용량과 모선전류값을 변경하는 것으로 변경된 변압기 용량과 전류값이 관련 설계기준을 만족함을 확 인하였음.	허가57 -1
18	핸드스위 치 추가	그림 6.8-3	- HS-001C - HS-003C - HS-002D - HS-004D	- HS-0001C01, HS-0001C02 - HS-0003C01, HS-0003C02 - HS-0002D01, HS-0002D02 - HS-0004D01, HS-0004D02	<b>(변경사유)</b> 중간저장조 침수밸브 및 원자로공동 침 수밸브 안전제어반 핸드 스위치 추가 (계기번호 자릿수(네자리) 변경 포함) <b>[검토결과]</b> ■ 안전제어반에 핸드스위치를 추가 설치 하는 사항은 원자로공동 침수계통 고유 의 중대사고 대처 능력에 영향을 미치 지 않음을 확인함. 따라서, 해당 설계변	허가59 -1

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					<p>경사향이 결정론적 중대사고 대처 능력 평가 방법 및 결과에 영향을 미치지 않음을 확인하였으므로 적합함.</p> <p>■ 기존 안전제어반에 설치되는 안전등급 핸드스위치와 동일한 설계(동일 안전등급 품목, 동일 신호연계, 채널별 독립된 신호경로와 전원 사용, 동일한 소프트웨어 설계 절차와 V&amp;V 수행)를 적용하여 핸드스위치를 추가하므로 적합함.</p>	
19	원자로냉각재펌프 플라이휠 기계적 건전성에 대한 설계내용 명확화	표 1.8-1 / 1.8-4	<p>규제지침서 1.14 원자로냉각재펌프 <u>관성</u> <u>바퀴</u>의 건전성</p> <p>신고리56호기는 본 규제지침서의 규제 요건을 준수함.</p>	<p>규제지침서 1.14 원자로냉각재펌프 <u>플라이휠</u>의 건전성</p> <p>신고리 5,6호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제 요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> 플라이휠 집합체에 대한 설계과속도 시험 이후 표면 및 체적검사를 수행</p> <p>신고리 5,6호기 입장 수축끼워맞춤(Shrink fit)으로 축과 체결하는 신고리5,6호기 원자로냉각재펌프 플라이휠은 체결 이후 축과 플라이휠을 분리할 수 없기 때문에 접합부와 같은 응력집중부에 대한 표면검사가 제한됨.</p>	<p><b>[변경사유]</b> 신고리 5,6호기 플라이휠은 수축끼워맞춤(Shrink fit)으로 과속도 시험 이후 초음파 검사를 통해 플라이휠 건전성을 확인하므로 규제지침서 1.14에 대한 예외사항과 정당성을 추가.</p> <p><b>[검토결과]</b> 동 개정사항은 미국 규제지침서 1.14의 규제입장(설계과속도 시험 이후 표면검사)에 대한 예외사항을 예비안전성분석보고서 표 1.8-1에 반영하기 위한 것으로서, 표면검사를 수행할 수 없는 사유(플라이휠 제작특성: 수축끼워맞춤으로 인해 축에서 분리 불가능)와 대체방안(초음파탐상검사 수행)이 제시됨.</p>	허가17-2

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
				<p>신고리 5,6호기 입장의 정당성 과속도 시험 이후 플라이휠 건전성을 확인하는 시험 및 검사 절차는 초음파 검사를 통해 응력집중부에 대한 검사를 실시하며 이와 같은 검사를 통해 플라 이휠의 건전성을 확인할 수 있음.</p>	표면검사가 불가능한 응력집중부에 대하 여 초음파탐상검사가 가능하며, 표면검사 대신 초음파탐상검사를 수행하더라도 관 심부의 결함을 탐지할 수 있으므로 동 개 정사항은 적합함.	
20	원자로냉각재펌프 플라이휠 기계적 건전성에 대한 설계내용 명확화	표 1.8-2 / 1.8-57	<p>규제지침 6.4 원자로냉각재펌프 플라이 휠의 건전성</p> <p>신고리56호기는 본 규제지침의 규제요 건을 준수함.</p>	<p>규제지침 6.4 원자로냉각재펌프 플라이 휠의 건전성</p> <p>신고리 5,6호기는 아래 예외사항을 제 외하고는 본 규제지침서의 규제 요건을 준수함.</p> <p>규제입장 플라이휠 집합체에 대한 설계과속도 시 험 이후 표면 및 체적검사를 수행</p> <p>신고리 5,6호기 입장 수축끼워맞춤(Shrink fit)으로 축과 체결 하는 신고리5,6호기 원자로냉각재펌프 플라이휠은 체결 이후 축과 플라이휠을 분리할 수 없기 때문에 접합부와 같은 응력집중부에 대한 표면검사가 제한됨.</p> <p>신고리 5,6호기 입장의 정당성 과속도 시험 이후 플라이휠 건전성을</p>	<p><b>(변경사유)</b> 신고리 5,6호기 플라이휠은 수축끼워맞춤 (Shrink fit)으로 과속도 시험 이후 초음파 검사를 통해 플라이휠 건전성을 확인하므로 규제지침 6.4에 대한 예외 사항과 정당성을 추가.</p> <p><b>[검토결과]</b> 동 개정사항은 미국 규제지침서 1.14의 규제입장(설계과속도 시험 이후 표면검사) 에 대한 예외사항을 예비안전성분석보고 서 표 1.8-1에 반영하기 위한 것으로서, 표면검사를 수행할 수 없는 사유(플라이휠 제작특성: 수축끼워맞춤으로 인해 축에서 분리 불가능)와 대체방안(초음파탐상검사 수행)이 제시됨.</p> <p>표면검사가 불가능한 응력집중부에 대하 여 초음파탐상검사가 가능하며, 표면검사 대신 초음파탐상검사를 수행하더라도 관</p>	허가17 -3

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
				확인하는 시험 및 검사 절차는 초음파 검사를 통해 응력집중부에 대한 검사를 실시하며 이와 같은 검사를 통해 플라 이힐의 건전성을 확인할 수 있음.	심부의 결함을 탐지할 수 있으므로 동 개 정사항은 적합함.	
21	원자로냉각재펌프 플라이휠 기계적 건전성에 대한 설계내용 명확화	표 1.8-3 / 1.8-81	(없음)	5.4.1.1 펌프 플라이휠의 건전성  플라이휠 건전성을 입증하기 위한 대안 으로 선행호기 운전경험으로 검증된 대 체 방법이 적용됨. 원자로냉각재펌프 플 라이휠 설계는 5.4.1.1절에 기술됨.  - 신고리 5,6호기 원자로냉각재펌프 플 라이휠은 수축끼워맞춤(Shrink Fit)으 로 축과 체결되는 제작특성에 따라 모든 운전 상태에서 플라이휠에 미치 는 응력을 최소화 하기 위해 정지상 태 및 결합부이완속도에 대한 허용응 력 요건을 추가로 고려함. 이러한 대 안설계는 응력평가와 파괴역학 해석 및 최대허용균열의 안전거동에 대한 검증을 통해 정상 및 설계기준사건에 서 플라이휠의 건전성이 보장됨.	( <b>변경사유</b> ) 플라이휠의 건전성을 입증하기 위해 OPR1000 운전경험으로 검증된 대체방법 (항복강도 대신 극한인장강도를 사용하 는 응력 허용기준은 표준원전부터 적용 되었으며 APR1400 노형의 신고리3,4호 기 및 신한울 1,2호기 기준과 동일) 적용. <b>[검토결과]</b> 동 개정사항은 안전심사지침 5.4.1의 원자 로냉각재펌프 플라이휠 설계기준에 대한 예외사항(정지상태 및 결합이완부속도에 대한 허용응력 요건 추가 고려 등)을 예비 안전성분석보고서 표 1.8-3에 반영하기 위 한 것임. 이에 대한 기술검토는 신고리 5,6호기 건설변경허가(5장 상세설계 확정 반영) 관리번호 6에서 적합한 것으로 확 인되었으므로 동 개정사항은 적합함.	허가17 -5
22	원자로냉각재펌프 플라이휠 기계적	5.4.1.1 / 5.4-1~3	5.4.1.1 펌프관성바퀴의 기계적 건전 성  가. 원자로냉각재펌프 관성바퀴에 사	5.4.1.1 펌프 플라이휠의 기계적 건 전성  원자로냉각재펌프 플라이휠은 규제지	( <b>변경사유</b> ) 규제지침 6.4 및 안전심사지침 5.4.1.1절에 따라 플라이휠의 기계적 건전성에 대한 내 용 반영 및 일부 용어 수정.	허가19 -6



관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	건전성에 대한 설계내용 명확화		<p>용되는 재료는 결함들을 최소화할 수 있도록 상업적으로 적절한 공정, 예를 들면 진공주조 및 탈기 공정 등에 의하여 생산되도록 한다. 이렇게 함으로써 원자로 운전조건하에서 적절한 파괴인성치를 얻을 수 있다. 관성바퀴 설계를 위한 허용기준값은 압력경계 부분과 관성바퀴 사이의 본래의 설계 및 기능상 요건 차이점들을 고려한 원자로냉각재압력경계 부분의 기준값으로서 미국 용접연구협의회(WRC)의 압력용기연구위원회(PVRC)에서 정한 안전원칙과 일치되도록 한다.</p> <p>1) ASME Sec. III, NB 2331(a)에 따라 결정된 재료의 기준무연성천이온도(RTNDT)는 -12.2°C(10°F) 이하가 된다.</p> <p>2) ASTM A 370에 규정된 바와 같이 취약한 방향에서 측정한 샤피 V-노치(Cv)의 최대흡수에너지(upper shelf energy level)는 6.9 m·kg(50 ft·lb) 이상이다. 각 철판 또는 단조물로부터 최소 3개의 Cv 시편을 사용하여 시험을 실시한다.</p>	<p>침 6.4 “원자로냉각재펌프 플라이휠의 건전성” 및 경수로형 원전 안전심사지침 제 5.4.1.1절 “펌프 플라이휠의 건전성”의 취지에 따라 건전성을 유지하도록 설계, 제작 및 검사한다. 플라이휠 집합체는 수축끼워맞춤(Shrink fit)으로 허브에 플라이휠을 체결한 후, 허브-플라이휠 집합체를 축에 고정시킨다.</p> <p>가. 원자로냉각재펌프 플라이휠에 사용되는 재료는 결함들을 최소화할 수 있도록 상업적으로 적절한 공정, 예를 들면 진공주조 및 탈기 공정 등에 의하여 생산되도록 한다. 이렇게 함으로써 원자로 운전조건하에서 적절한 파괴인성치를 얻을 수 있다. 판재를 사용할 경우 ASTM A-20의 요건에 부합하게 제작하며, 최소 3대 1의 비율로 교차압연(cross-rolled)으로 생산한다. 플라이휠이 화염절단된다면 최종치수까지의 기계가공을 위해 적어도 1.27 cm(1/2 in)의 가공여유를 외부 및 내부반경에 대하여 남겨 놓는다. 최종 가공된 플라이휠에 가용 접부나 보수용접부와 같은 용접부가 있는 경우, 검사가 가능하게 하고 파괴해석에서 결함발생원으로 고려한</p>	<p><b>[검토결과]</b></p> <p>원자로냉각재펌프 플라이휠 상세 설계 결과를 반영하여 원자로냉각재펌프 재료, 제작, 설계 및 검사에 대한 설계내용을 PSAR 5.4.1.1 본문에 반영하기 위한 개정사항으로서 안전심사지침 5.4.1.1의 허용기준을 만족함.</p>	

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
				다.		
		3) 관성바퀴의 정상운전온도에서 재질의 최소 정적파괴인성치는 최소한 164.8 MPa m(150 ksi√in )의 임계응력확대계수값(KIC)에 상응한다. 그리고 이 최소 파괴인성치는 다음 방법 중 하나의 방법으로 입증한다.	플라이휠의 정상운전온도에서 재질의 정적파괴인성치는 최소한 165 MPa√m(150 ksi√in )의 임계응력확대계수값(KIC)에 상응한다. 이 최소 파괴인성치는 다음 방법 중 하나의 방법으로 입증한다.			
		가) 정상운전온도에서 KIC값을 결정하기 위한 관성바퀴의 실제 재질시험	1) 선형탄성파괴역학방법이 파괴역학 해석을 위해 사용된 경우, 평면변형률파괴인성 KIC는 ASTM E-399에 따라 결정한다. 탄소성파괴역학해석방법이 사용된 경우, J-저항 곡선은 ASME E-1820에 따라 결정한다. 각 시험은 펌프 플라이휠의 운전온도 이하에서 수행한다.			
		나) 정상운전온도가 RTNDT보다 최소한 55.6 ℃(100℉) 높도록 결정				
		4) 다듬질된 각 관성바퀴는 ASME Sec. III에 따라서 100 %의 전 체적 초음파검사를 받는다. 이 검사는 최종 기계가공 및 과속도시험 후에 관성바퀴에 대하여 실시한다.	2) 플라이휠 재질이 SA-533-B Class 1, SA-508 Grade 2, SA-508 Grade 3 과 SA-516 Grade 65 강인 경우, ASME Section XI 부록 A에서 제시하는 가동온도와 플라이휠 재료의 RTNDT의 차이(T-RTNDT)와 파괴인성			
		5) 관성바퀴가 화염절단된다면 최종 치수까지의 기계가공을 위해 적어도 1.27 cm(1/2 in)의 가공여유를 외부				

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
			및 내부반경에 대하여 남겨 놓는다.	치 간의 상관관계식을 적용하여 선정된 재질의 파괴인성치를 제시한다. 플라이휠의 RTNDT는 ASTM E-208에 따른 낙중시험(Dropweight Test)으로 결정된 무연성천		
		6) 관성바퀴는 최종 조립 전에 ASME Sec. III의 요건에 따라 자분탐상 또는 액체침투검사를 받아야 한다. 이 검사는 다듬질 기계 가공된 구멍, 키홈, 지활채기(splines) 그리고 드릴 구멍에 실시된다.	이온도와 ASTM E-370에 따른 샤르피 V-노치 시험으로 결정된 충격에너지에 기초한 ASME Section III NB-2320과 NB-2330 요건에 따라 결정한다.	SA-533-B Class 1, SA-508 Grade 2, SA-508 Grade 3과 SA-516 Grade 65 강 이외의 재료를 사용하는 경우, 선정된 재료의 파괴인성 값이 앞서 제시된 재료에 상응함을 입증한다.		
				최종 기계가공 후 각 플라이휠과 허브에 대하여 ASME Sec. III에 따라서 100 %의 전 체적 초음파검사를 실시하며, 과속도시험 후에 동일한 검사를 플라이휠에 대하여 실시한다.		
				플라이휠과 허브는 최종 조립 전에		

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
				<p>ASME Sec. III의 요건에 따라 자분탐상 또는 액체침투검사를 받는다.</p> <p>나. 플라이휠은 ~ 도록 설계하기 위하여 다음의 기준이 만족되도록 한다.</p> <p>나. 관성바퀴는 ~ 도록 설계하기 위하여</p> <p>1) 정지상태 및 정상운전속도에서 간섭응</p> <p>다음의 기준이 만족되도록 한다.</p> <p>1) 정지상태 및 정상운전속도에서 간섭응력을 포함한 관성바퀴의 총 응력은 최대응력 방향에서 선정된 재료의 규정된 최소 극한강도값의 1/3을 초과하지 않는다.</p> <p>2) 관성바퀴의 설계 과속도는 정상운전속도의 125 %이다.</p> <p>~</p> <p>3) 설계 과속도에서 관성바퀴의 총 응력은 규정된 최소 극한강도의 1/2</p>		

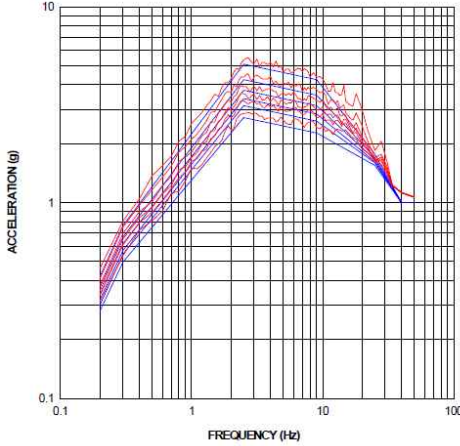
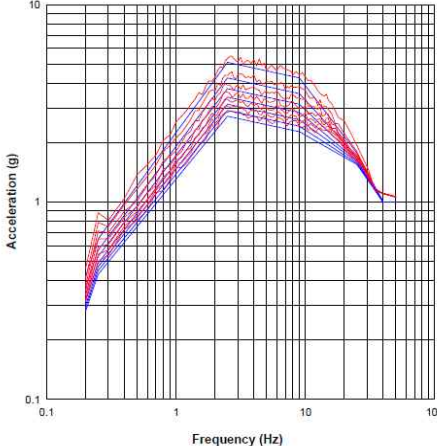
관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
			또는 최소 항복강도의 2/3 중 작은 값을 초과하지 않는다.	4) 결합부 이완속도(Joint Release Speed)에서 플라이휠의 총 응력은 규정된 최소 극한인장강도의 1/2 또는 최소 항복강도의 2/3 중 작은 값을 초과하지 않는다. 결합부 이완속도는 최소한 정상운전속도의 150 % 이다.		
			4) 결합부 이완속도(Joint Release Speed)에서 관성바퀴의 총 응력은 규정된 최소 극한강도의 1/2 또는 최소 항복강도의 2/3 중 작은 값을 초과하지 않는다. 결합부 이완속도는 최소한 정상운전속도의 150 %이다.	6) 선정된 플라이휠 재료의 ~ 입증된다.		
			6) 선정된 관성바퀴 재료의 ~ 입증된다.	각 플라이휠과 허브는 위의 나. 2)항에 정의된 ~ 접근할 수 있어야 한다. 플라이휠-전동기 집합체는 ~ 예방정비기간 동안 약 3 1/3년 주기로 허브를 제외한 플라이휠에 대한 초음파검사를 포함한다. 플라이휠 또는 허브의 탈착은 필요하지 않다.		
			각 관성바퀴는 위의 나. 2)항에 정의된 ~ 접근할 수 있어야 한다. 관성바퀴-전동기 집합체는 ~ 예방정비기간 동안 약 3 1/3년 주기로 내경 및 키홈과 같이 최대 응력집중 영역에 대한 초음파검사를 포함한다. 관성바퀴의 탈착은 필요하지 않다.	~ 각 플라이휠은 위에서 정의된 가동중 검사 방법을 반영한 가동전검사를 받		

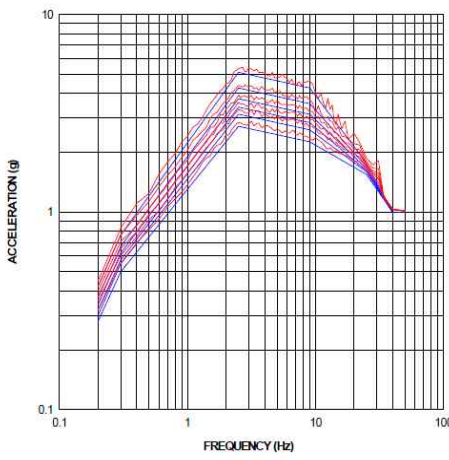
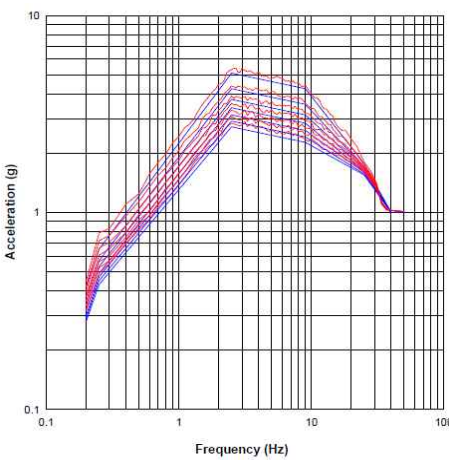
관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
			각 관성바퀴는 위에서 정의된 가동중 검사 방법을 반영한 가동전검사를 받 는다.	는다		
23	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요 설비의 설계변수 확정값 반영	표 9.3.4-1B / 9.3-69	용존산소, ppm 염소, ppm 불소, ppm 황산염, ppm  용존산소, ppm 염소, ppm 불소, ppm 황산염, ppm	용존산소, ppm <sup>6)</sup> 염소, ppm <sup>6)</sup> 불소, ppm <sup>6)</sup> 황산염, ppm <sup>6)</sup>  6) 점검주기는 72시간에 1회씩으로 한다.  용존산소, ppm <sup>4)</sup> 염소, ppm <sup>4)</sup> 불소, ppm <sup>4)</sup> 황산염, ppm <sup>4)</sup>  4) 점검주기는 72시간에 1회씩으로 한다.	(변경사유) 상세설계 확정 내용 반영. (신고리 3,4호기/신한울 1,2호기와 동일한 설계임) [검토결과] 원자로냉각재계통 수화학 변수의 점검주기를 "72시간에 1회씩"으로 기술하는 것 등은 선행호기(신한울 1,2호기)의 경험을 참조해 볼 때 타당함. 해당 설계값의 변경으로 인해 안전성에 영향이 없으므로 적합함	허가20-11
24	원자로냉각재계통 및 화학및체적제어계통 주요 설비의	표 9.3.4-1C / 9.3-70	3) 발전소의 리튬 관리프로그램과 일치한다.	3) 발전소의 리튬 관리프로그램과 일치한다. 리튬농도는 최대 3.5 ppm까지 증가할 수 있다.	(변경사유) 상세설계 진행에 따라 확정된 설계변수 반영. (신고리 3,4호기/신한울 1,2호기와 동일하나 기술내용 변경) [검토결과] 발전소의 리튬 관리프로그램에 따라 원자	허가20-12

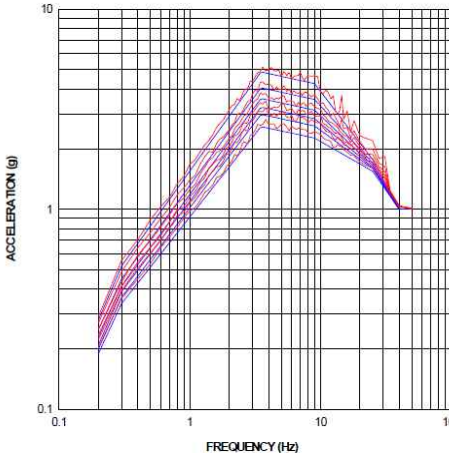
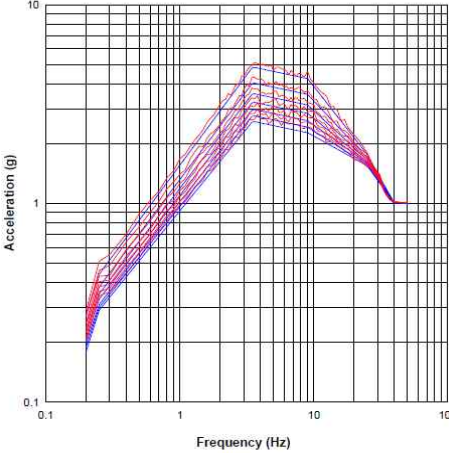
관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	설계변수 확정값 반영				로냉각재 중의 “리튬농도는 최대 3.5ppm 까지 증가할 수 있다.”는 내용을 추가하는 사항으로 선행호기(신한올 1,2호기)의 경 험을 참조해 볼 때 타당함. 해당 설계값의 변경으로 인해 안전성에 영향이 없으므로 적합함	
25	제어봉구 동장치 맞춤 핀 적용 재료 추가	4.5.1.2 / 4.5-4	4.5.1.1절에 열거된 제어봉구동장치 재료 중에서 6,328 kg/cm <sup>2</sup> (90 ksi) 이상의 항 복강도를 갖는 재료는 ASTM A276 Type 440C, 마르텐사이트 스테인리스강 뿐이다. 이 재료는 제어봉구동장치 상단 에 설치된 배기밸브 내의 강철구와 모 터집합체의 베어링 인서트 및 정렬탭에 만 국한하여 사용한다. 강철구는 밀봉 목적으로 사용하며 압력경계의 주요 하 중지지부품은 아니다. 또한 베어링 인서 트 및 정렬탭에는 표면경도를 위해서 Type 440C가 사용되는데, 응력이 거의 발생하지 않고 또한 모터집합체에서의 안전낙하기능과 관련이 없는 부품이다. 이 재료는 시험을 통하여 수명요건을 ~ 사용목적에 만족한다.	4.5.1.1절에 열거된 제어봉구동장치 재 료 중에서 6,328 kg/cm <sup>2</sup> (90 ksi) 이상의 항복강도를 갖는 재료는 제어봉구동장 치 상단에 설치된 배기밸브 내의 강철 구와 모터집합체의 베어링 인서트 및 정렬탭에만 국한하여 사용되는 ASTM A276 Type 440C, 마르텐사이트 스테인 리스강과 맞춤 핀(Dowel pin)에 사용되 는 오스테나이트 스테인리스강이다. 제 어봉구동장치 상단에 설치된 배기밸브 내의 강철구는 밀봉 목적으로 사용하며 압력경계의 주요 하중지지부품은 아니 다. 또한 베어링 인서트 및 정렬탭에는 표면경도를 위해서 Type 440C가 사용 되는데, 응력이 거의 발생하지 않고 또 한 모터집합체에서의 안전낙하기능과 관련이 없는 부품이다. 맞춤 핀(Dowel pin)은 제어봉 연장축의 내부 구성품을 연결, 고정하는 부품이며 압력경계의 주 요 하중지지부품은 아니다. 원자로 안전 정지 이후 제어봉 교체 등 유지보수 시	( <b>변경사유</b> ) 재료의 사용을 명확히 하고자 항복강도가 6,328 kg/cm <sup>2</sup> (90 ksi) 이상인 재료의 사용 관리에 명시되어 있지 않았던 맞춤 핀 (Dowel pin)에 적용하는 재료 추가. <b>[검토결과]</b> 동 개정사항은 예비안전성분석보고서 4.5.1.2(항복강도가 6,328kg/cm <sup>2</sup> (90ksi) 이상 인 재료의 사용관리)에 맞춤핀(Dowel pin) 에 관한 내용을 추가하기 위한 것임. 냉간 가공 오스테나이트 스테인리스강의 항복 강도를 90ksi 이하로 제한하는 것은 응력 부식균열 발생을 방지하기 위함임. 맞춤핀 의 항복강도는 90ksi 이상이나, 정상운전 중 해당부품에 발생하는 응력이 없어 응 력부식균열을 유발할 가능성이 없으므로 동 개정사항은 적합함.	허가17 -7

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
				에만 작동되므로 정상 운전 중에는 작동하중에 의한 응력이 발생하지 않고 파손 시 제어봉 연장축의 안전낙하기능 및 CEDM 건전성 유지에 영향을 미치지 않는다. 이들 재료는 시험을 통하여 수명요건을 ~ 사용목적을 만족한다.		
26	가압기 파이롯트 구동 안전방출 밸브의 냉각재 누설 유로 설계 내용 반영	5.2.5.1.2. 1 / 5.2-30	가압기 상단에 위치한 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브는 원자로건물내 재장전수탱크로 연결되어 있다. 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브로부터의 누설은 누설관을 통해 원자로배수탱크로 집수된다. ~ 주제어실에 각각의 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브의 위치지시가 함께 제공된다.	가압기 상단에 위치한 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브는 원자로배수탱크와 원자로건물내재장전수탱크로 연결되어 있다. 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브로부터의 누설은 누설관을 통해 원자로배수탱크로 집수된다. ~ 주제어실에 각각의 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브의 위치지시가 함께 제공된다. 밸브 누설은 원자로배수탱크와 원자로건물내재장전수탱크로 수집된다. 원자로배수탱크로 수집된 누설은 확인누설로 분류된다.	<b>(변경사유)</b> 상세설계 진행에 따라 확정된 가압기 POSRV의 후단 배관이 원자로배수탱크와 원자로건물내재장전수탱크로 연결되어있는 설계 내용을 반영하고 원자로배수탱크로 수집되는 누설은 확인누설로 분류됨을 명시. (신고리 3,4호기/신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> 실제 설계사항에 맞도록 안전성분석보고서 상의 기술 내용을 변경하는 개정으로 적합함	허가19-5
27	미적용 가압기 증기체적 설계기준 삭제	5.4.10.1 / 5.4-36	마. 제어계통의 정상운전 상태에서 복수기진공상실사고의 결과로 인해 가압기 파이롯트구동 안전방출밸브가 열리는 것을 방지할 수 있는 충분한 증기 체적을 제공하여야 한다.	(삭제)	<b>(변경사유)</b> 제어계통 정상조건에서 복수기진공상실사고 시 POSRV 개방 가능성이 크므로 POSRV 열림 방지를 위해 충분한 가압기 증기체적을 제공해야 한다는 설계기준 삭제. (신고리 3,4호기/신한울 1,2호기와 동일한 설계임) <b>[검토결과]</b> ■ 가압기 용량에 대한 해당 설계기준은	허가19-8



관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					규제기준이 아닌, 성능에 관한 사업자의 기준임을 확인함. 또한 이에 대한 사업자의 설계기준을 확인하여 개정사항과 같이 '복수기진공상실사건'이 포함되어 있지 않음을 확인함. 따라서 가압기 용량 설계기준 변경에 관한 본 개정사항은 적합함.	
28	설계시간 이력의 응답스펙 트럼 표기 명확화-1	그림 3.7-6			<p><b>(변경사유)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 통제 진동수 0.25 Hz에 대한 세 방향 설계시간이력의 응답스펙트럼 값 추가 명시</li> <li>- 총응답스펙트럼 작성에 사용된 동일한 적분방법으로 표시</li> </ul> <p><b>[검토결과]</b></p> <p>경수로형 원전 안전심사지침 3.7.1장에 제시된 진동수(0.1Hz, 0.2Hz, 0.3Hz 등) 이외에 RG 1.60에 제시된 통제 진동수 (0.25 Hz)에서의 응답스펙트럼 값을 추가한 사항으로 응답스펙트럼 작성 관련 경수로형 원전 안전심사지침 3.7.1절을 만족하는 사항임.</p>	허가18 -6

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
29	설계시간 이력의 응답스펙 트럼 표기 명확화-2	그림 3.7-7			<b>(변경사유)</b> - 통제 진동수 0.25 Hz에 대한 세 방향 설계시간이력의 응답스펙트럼 값 추가 명시 - 층응답스펙트럼 작성에 사용된 동일한 적분방법으로 표시 <b>[검토결과]</b> 경수로형 원전 안전심사지침 3.7.1장에 제시된 진동수(0.1Hz, 0.2Hz, 0.3Hz 등) 이외에 RG 1.60에 제시된 통제 진동수 (0.25 Hz)에서의 응답스펙트럼 값을 추가한 사항으로 응답스펙트럼 작성 관련 경수로형 원전 안전심사지침 3.7.1절을 만족하는 사항임.	허가18 -7

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
30	설계시간 이력의 응답스펙 트럼 표기 명확화-3	그림 3.7-8			<b>(변경사유)</b> - 통제 진동수 0.25 Hz에 대한 세 방향 설계시간이력의 응답스펙트럼 값 추가 명시 - 응답스펙트럼 작성에 사용된 동일한 적분방법으로 표시 <b>[검토결과]</b> 경수로형 원전 안전심사지침 3.7.1장에 제시된 진동수(0.1Hz, 0.2Hz, 0.3Hz 등) 이외에 RG 1.60에 제시된 통제 진동수 (0.25 Hz)에서의 응답스펙트럼 값을 추가한 사항으로 응답스펙트럼 작성 관련 경수로형 원전 안전심사지침 3.7.1절을 만족하는 사항임.	허가18 -8
31	하중종류 변경사항 반영	3.8.3.3 / 3.8-25	- 바. 배관파단 제트충격 - 아. 다음 중 가장 큰 배관파단하중 1) 파단전누설에 의해 제외되지 않는 배관파단 2) 고에너지배관(최소 37.9 L/min (10 gpm))에서의 벽체누설균열을 통하여 발생하는 가장 큰 하중. 이 배관에 대해서는 파단전누설에 의해 동적효과가 고려되지 않는 것과 상관없음.	- 바. 배관파단에 의한 배관휨 및 제트충격 - (삭제)	<b>(변경사유)</b> 분야간 설계특성 반영을 위해 2개의 항목으로 구분된 배관파단에 의한 하중을 하나의 항목으로 통합함. (신한울 1,2호기와 동일) <b>[검토결과]</b> 원자로건물 내부구조물에 작용하는 하중의 목록을 PSAR 3.8.3.3에 기술하고, 정의 및 상세설명은 PSAR 부록 3.8A 5.2에 기술함. 따라서 PSAR 3.8.3.3절에 배관파단 하중목록을 재정의하고 부연설명을 삭제한 것은 적합함	허가18 -13

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
			3) 밸브 혹은 펌프밀봉과 같은 또 다른 누설 원인으로부터 발생하는 가장 큰 누설하중			
32	배관휩구 속장치의 허용응력 에 대한 기술내용 수정	3.6.2.3.2.4 /3.6-25	<p>- 단, 휩에 관하여 <math>0.95F_{yd}</math> 전단에 대해서는 <math>0.55F_{yd}</math>, 판의 두께방향 인장에 대해서는 <math>0.63F_{yd}</math>를 초과할 수 없으며, 동적항복응력(<math>F_{yd}</math>)은 정적항복응력(<math>F_{ys}</math>)을 1.1배하여 사용한다. 압축부재의 허용응력은 다음 식으로 계산된 임계좌굴응력(<math>F_{cb}</math>)의 90%를 사용한다.</p> $F_{cb} = 5/3 \times F_a \times DIF$ <p>여기서,  <math>5/3</math> : 압축응력에 대한 KEPIC  SND 안전계수의 하한치  <math>F_a</math> : KEPIC SND 허용압축응력  DIF : 동적증가계수(=1.1)</p>	<p>- 단, 휩에 관하여 <math>0.95F_{yd}</math> 전단에 대해서는 <math>0.55F_{yd}</math>, 압축에 대해서는 임계좌굴응력의 95%를 초과할 수 없으며, 동적항복응력(<math>F_{yd}</math>)은 정적항복응력(<math>F_{ys}</math>)을 1.1배하여 사용한다.</p>	<p><b>(변경사유)</b>  배관휩구속장치의 허용응력에 대한 기술  내용을 PSAR 3.8A-2B와 일치하도록 수정.  신한울 12호기 PSAR 및 FSAR와 동일하도  록 변경.  (신한울 1,2호기와 동일)</p> <p><b>[검토결과]</b>  에너지 비흡수재 판은 형상 대비 두께가  매우 얇으므로 휩이나 전단하중에 비해  두께방향 인장이 미치는 영향이 미미하며,  관련 설계규격인 KEPIC SNC, SND에서도  두께방향 인장요건을 제시하고 있지 않으  므로 해당 기술내용을 삭제하는 것은 타  당함.  압축부재의 압축허용응력을 선행원전(신한  울 1,2호기)과 동일하게 PSAR 표 3.8A-2B  기술사항 및 설계규격인 KEPIC SND  3220(부재 허용응력)을 고려하여 임계좌굴  응력의 95%로 적절히 기술하였으므로 타  당함.</p>	허가18 -1

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
33	가동중시 험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-121	RC-200, 201, 202, 203 <u>RVT</u>	RC-200, 201, 202, 203 <u>LT, RVT,</u> <u>LPV</u>	<b>(변경사유)</b> KEPIC MOD에 근거하여 범주 A/C에 해당 하는 안전방출밸브는 방출시험, 위치지시시 험 및 누설시험이 요구됨에 따라 가동중시 험 항목에 해당 시험 항목을 반영. <b>[검토결과]</b> POSRV의 파이롯트 밸브들에 대한 가동중 시험 항목을 추가하여 의미를 명확히하고 자 하는 개정으로 적합함	허가18 -24
34	가동중시 험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-121	RC-101, 102 <u>비상원자로감압밸브</u> GT / <u>ET</u> / 1 / A / <u>S, LPV</u>  RC-103, 104 <u>비상원자로감압밸브</u> GT / <u>ET</u> / 1 / A / <u>S, LPV</u>	RC-101, 102 비상원자로감압계통 격리밸 브 GT / <u>EL</u> / 1 / A / <u>LT, S, LPV, MT</u>  RC-103, 104 비상원자로감압계통 방출밸 브 GT / <u>EL</u> / 1 / A / <u>LT, S, LPV, MT</u>	<b>(변경사유)</b> 비상원자로감압밸브는 신고리 5,6호기에 신 규 추가된 밸브임. KEPIC MO에 따라 범주 A로 분류된 전동기 구동밸브의 경우 행정시험, 행정시간, 위치 지시, 누설 시험을 수행하므로 가동중시험 항목에 해당 시험 항목을 반영. <b>[검토결과]</b> 비상원자로감압계통 격리밸브에 대한 상 세설계 확정 사항을 반영하여, 관련 요건 에 따라 안전기능을 수행하는 해당 밸브 의 가동중시험 요건을 추가하는 사항으로 적합함	허가18 -25
35-1	가동중시 험 대상 밸브 목록	표 3.9-15 / 3.9-137,	SI-100 CK / SA / 2 / <u>C</u> / CIC / <u>S,RF</u> / <u>3월,3월</u> / <u>2</u>	SI-100 CK / SA / 2 / <u>A/C</u> / CIC / <u>S,RF,LT</u> / <u>3월,3월,2년</u> / <u>2,4</u>	<b>(변경사유)</b> 안전주입계통 및 정지냉각계통 밸브(SI-100 외 21개)에 대한 가동중시험 관련 내용(코 드분류, 밸브기능, 시험항목, 시험주기, 시험	허가18 -26

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	수정				배열 등)을 KEPIC MO와 일치하도록 가동중 시험 항목에 해당 시험 항목을 반영. <b>[검토결과]</b> 저온과압보호밸브(SI-179)는 압력방출밸브로서 안전방출밸브 설정치시험(RVT)을 기술하여야 하나, "PVT"로 오기한 사항을 수정하는 등 모든 개정 항목이 가동중시험 관련 KEPIC MO 요건에 일치하도록 수정하여 적합함. 또한, 정지냉각계통 입구 방출밸브(LTOP, 저온과압보호) SI-179, 189의 시험주기와 관련하여 표준형원전의 운영기술지침서에서는 통상 매주기 시험하는 것으로 기술하고 있으나, 운영기술지침서가 없는 PSAR 단계에서는 KEPIC MO (가동중시험) 요건에 따른 시험 주기를 PSAR에 기술하는 것으로 답변하였음. 이는 PSAR 단계에서 참조하는 KEPIC MO 기술기준에 따라 해당 밸브의 시험 주기를 적합하게 기술한 사항으로 타당함. 따라서 안전기능을 수행하는 밸브에 대한 가동중시험 상세 요건을 관련 요건에 적합하게 수정하는 사항으로 본 변경사항은 타당함.	
35-2	가동중시험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-138	SI-101 CK / SA / 2 / <u>C</u> / CIC / S,RF / 3월,3월 / <u>2</u> SI-179 RV / SA / 2 / <u>A/C</u> / CIN / PVT,LT / 10년,2년 / <u>-4</u> SI-180 RV / SA / 2 / <u>A/C</u> / CIN / RVT,LT / 10년,2년 / <u>-4</u>	SI-101 CK / SA / 2 / <u>A/C</u> / CIC / S,RF,LT / 3월,3월,2년 / <u>-4</u> SI-179 RV / SA / 2 / <u>C</u> / CIN / RVT / 10년 / <u>-</u> SI-180 RV / SA / 2 / <u>C</u> / CIN / RVT / 10년 / <u>-</u>		
35-3	가동중시험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-140	SI-300 GT / EL / 2 / <u>B</u> / CIC / S,MT,LPV / 3월,3월,2년 / <u>2</u> SI-301 GT / EL / 2 / <u>B</u> / CIC / S,MT,LPV / 3월,3월,2년 / <u>2</u> SI-302 GT / EL / 2 / <u>B</u> / CIC / S,MT,LPV / RO(22),,RO(22),2년 / <u>2</u> SI-303 GT / EL / 2 / <u>B</u> / CIC / S,MT,LPV / RO(22),,RO(22),2년 / <u>2</u>	SI-300 GT / EL / 2 / <u>A</u> / CIC / S,MT,LPV,LT / 3월,3월,2년,2년 / <u>-4</u> SI-301 GT / EL / 2 / <u>A</u> / CIC / S,MT,LPV,LT / 3월,3월,2년,2년 / <u>-4</u> SI-302 GT / EL / 2 / <u>A</u> / CIC / S,MT,LPV,LT / RO(22),,RO(22),2년,2년 / <u>-4</u> SI-303 GT / EL / 2 / <u>A</u> / CIC / S,MT,LPV,LT / RO(22),RO(22),2년,2년 / <u>-4</u>		
35-4	가동중시	표 3.9-15	SI-321 GT / EL / 2 / <u>A</u> / <u>CIC</u>	SI-321 GT / EL / 2 / <u>B</u> / <u>CIN</u>		

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	험 대상 밸브 목록 수정	/ 3.9-141	/ <u>S,MT,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,2년,2년</u> / <u>1</u> SI-322 GT / AD / 1 / <u>A</u> / <u>PIV</u> / <u>S,MT,FS,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년,2년</u> / <u>11</u> SI-331 GT / EL / 2 / <u>A</u> / <u>CIC</u> / <u>S,MT,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,2년,2년</u> / <u>1</u> SI-332 GT / AD / 1 / <u>A</u> / <u>PIV</u> / <u>S,MT,FS,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년,2년</u> / <u>11</u>	/ <u>S,MT,LPV</u> / <u>3월,3월,2년</u> / <u>1</u> SI-322 GT / AD / 1 / <u>B</u> / <u>1</u> / <u>1</u> / <u>S,MT,FS,LPV</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년</u> / <u>1</u> SI-331 GT / EL / 2 / <u>B</u> / <u>CIN</u> / <u>S,MT,LPV</u> / <u>3월,3월,2년</u> / <u>1</u> SI-332 GT / AD / 1 / <u>B</u> / <u>1</u> / <u>1</u> / <u>S,MT,FS,LPV</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년</u> / <u>1</u>		
35-5	가동중시 험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-144	SI-523 CK / SA / 1 / A/C / <u>CIC,PIV</u> / S,LT,RF / RO(17),2년(40) / 13,1,- SI-533 CK / SA / 1 / A/C / <u>CIC,PIV</u> / S,LT,RF / RO(17),2년(40) / 13,1,-	SI-523 CK / SA / 1 / A/C / <u>CIN,PIV</u> / S,LT,RF / RO(17),2년(40) / 13,1,- SI-533 CK / SA / 1 / A/C / <u>CIN,PIV</u> / S,LT,RF / RO(17),2년(40) / 13,1,-		
35-6	가동중시 험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-146	SI-618 GL / AD / 1 / <u>A</u> / <u>PIV</u> / <u>S,MT,FS,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년,2년</u> / <u>11</u> SI-628 GL / AD / 1 / <u>A</u> / <u>PIV</u> / <u>S,MT,FS,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년,2년</u> / <u>11</u>	SI-618 GL / AD / 1 / <u>B</u> / <u>1</u> / <u>1</u> / <u>S,MT,FS,LPV</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년</u> / <u>1</u> SI-628 GL / AD / 1 / <u>B</u> / <u>1</u> / <u>1</u> / <u>S,MT,FS,LPV</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년</u> / <u>1</u>		
35-7	가동중시	표 3.9-15	SI-638 GL / AD / 1 / <u>A</u> / <u>PIV</u>	SI-638 GL / AD / 1 / <u>B</u> / <u>1</u> / <u>1</u>		

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	험 대상 밸브 목록 수정	/ 3.9-147	/ <u>S,MT,ES,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년,2년</u> / <u>---,11</u>	<u>S,MT,FS,LPV</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년</u> / <u>---</u>		
35-8	가동중시 험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-148	SI-648 GL / AD / 1 / <u>A</u> / <u>PIV</u> / <u>S,MT,ES,LPV,LT</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년,2년</u> / <u>---,11</u> SI-653 GT / EL / 1 / A / <u>PIV,CIC</u> / <u>S,MT,LPV,LT,LT</u> / <u>CS(27),CS(27),2년,2년,2년</u> / <u>---,11,4</u> SI-654 GT / EL / 1 / A / <u>PIV,CIC</u> / <u>S,MT,LPV,LT,LT</u> / <u>CS(27),CS(27),2년,2년,2년</u> / <u>---,11,4</u> SI-655 GT / EL / 2 / B / <u>CIC</u> / <u>S,MT,LPV,LT</u> / <u>CS(27),CS(27),2년,2년</u> / <u>---,4</u> SI-656 GT / EL / 2 / B / <u>CIC</u> / <u>S,MT,LPV,LT</u> / <u>CS(27),CS(27),2년,2년</u> / <u>---,4</u>	SI-648 GL / AD / 1 / <u>B</u> / <u>π</u> / <u>S,MT,FS,LPV</u> / <u>3월,3월,RO(38),2년</u> / <u>---</u> SI-653 GT / EL / 1 / A / <u>PIV,CIN</u> / <u>S,MT,LPV,LT</u> / <u>CS(27),CS(27),2년,2년</u> / <u>---,11</u> SI-654 GT / EL / 1 / A / <u>PIV,CIN</u> / <u>S,MT,LPV,LT</u> / <u>CS(27),CS(27),2년,2년</u> / <u>---,11</u> SI-655 GT / EL / 2 / B / <u>CIN</u> / <u>S,MT,LPV</u> / <u>CS(27),CS(27),2년</u> / <u>---</u> SI-656 GT / EL / 2 / B / <u>CIN</u> / <u>S,MT,LPV</u> / <u>CS(27),CS(27),2년</u> / <u>---</u>		
36	가동중시 험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-143	(없음)	SI-450 원자로공동배관 방출 RV / SA / 2 / C / RVT / 10 년 / - / 6.3.2-1	(변경사유) 안전주입계통 SI-450(원자로공동배관 방출 밸브)은 안전등급 2인 안전주입계통의 배관 을 과압으로부터 보호하는 기능을 수행하는 가동중시험 대상 밸브이므로 가동중시험 대 상 목록에 추가.	허가18 -27



관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					<b>[검토결과]</b> 누락된 안전기능을 수행하는 원자로공동 배관의 방출밸브를 가동중시험 대상으로 관련요건에 따라 추가하는 사항으로 적합 함	
37	가동중시 험 대상 밸브 목록 수정	표 3.9-15 / 3.9-149	SI-704, 705, 706, 707, 712, 713	(삭제)	<b>(변경사유)</b> 안전주입계통 및 정지냉각계통 배관 충수를 목적으로 사용되는 안전주입계통 충수 역 류방지밸브(SI-704 외 5개)는 가동중시험 대 상이 아니므로 가동중시험 대상 목록에서 삭제. (신한울 1,2호기와 동일) <b>[검토결과]</b> 안전주입계통 충수용 밸브는 안전기능을 수행하지 않음에 따라 관련 요건에 따라 가동중시험 대상에서 제외하는 것으로 적 합함	허가18 -28
38	안전등급 밸브 목록에 누락된 밸브 추가	표 3.2-2 / 3.2-68	CV-891, 892, 893 정지냉각계통 정화 시험연결관 격리	CV-871, 891, 892, 893 정지냉각계통 정화시험연결관 격리	<b>(변경사유)</b> 안전등급 밸브 목록에 누락된 CV-871 밸 브 추가. (신한울 1,2호기와 동일) <b>[검토결과]</b> 한전기술 A/E의 상세설계(No. 11B17-FS-IR410, Rev. 2)에 따른 안전등급 밸브 추가 반영을 위한 개정으로 안전기 능의 중요도에 상응하게 안전등급 2, 내진 범주 I, 품질등급 Q로 분류되었으므로 타 당함.	허가18 -22

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
39	전도모멘트와 활동력 산정 최신 설계내용 반영	3.7.2.14	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 지진력에 의한 내진범주 I급 구조물의 <u>전도모멘트들과 밀면전단력은 시간이력을 입력으로 한 해석에 의해 결정된다.</u> 지진운동은 독립적인 3방향으로 구조물 모델에 입력된다.</li> <li>- 전도모멘트와 활동력에 대한 안정성 해석에서는 ASCE 4 3.2.7.2절에 기술된 바와 같이, 한 방향 성분에 대하여 최대응답이 발행할 때 다른 두 방향성분에 대한 응답은 최대값의 40%가 되는 것으로 조합이 수행된다. 이 방법은 세방향성분에 대한 부호(+, -)를 고려한 모든 가능한 조합을 분석하여 전도모멘트와 활동력을 최대로 유발되는 지진하중조합에 대해 안정성 해석이 수행된다.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 지진력에 의한 내진범주 I급 구조물의 <u>전도모멘트와 활동력은 시간이력을 입력으로 한 독립적인 3방향 지진운동에 대한 내진해석 결과를 구조해석에 적용하여 결정된다.</u></li> <li>- 전도모멘트와 활동력에 대한 안정성 해석을 위해 ASCE 4 3.2.7.2절에 기술된 방법 중 <u>제공합의 제공근(SRSS) 방법으로 지진하중이 조합되어 전도모멘트 및 활동력이 결정된다.</u></li> </ul>	<p><b>(변경사유)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 내진범주 I급 구조물의 전도모멘트와 활동력 계산 시 사용되는 지진하중 적용 방법 명확 서술</li> <li>- 전도모멘트와 활동력 산정의 지진하중 조합방법을 NI 공동매트 설계의 최신 내용 반영</li> </ul> <p><b>[검토결과]</b> 내진범주 I급 구조물의 전도모멘트와 활동력 산정시 실제 내진해석에 적용한 방법을 기술한 사항으로, 지진하중 방향성분 조합방법으로 제공합의 제공근(SRSS)방법을 적용한 사항은 규제지침 4.11에서 허용하고 있는 방법이므로 적합함</p>	허가18 -3

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
40	원자로건 물 외벽 집중질량 보요소 모델 그림 최신 내용 반영	그림 3.7-15	<p>77.2m (253'-3") 15 ● EL. 331'-3"</p> <p>69.3m (227'-6") 14 ▲ EL. 305'-6"</p> <p>61.8m (202'-0") 13 ▲ EL. 280'-0"</p> <p>53.8m (176'-6") 12 ▲ EL. 254'-6"</p> <p>45.8m (163'-9") 11 ▲ EL. 241'-6"</p> <p>42.9m (140'-9") 10 ▲ EL. 218'-9"</p> <p>36.0m (118'-0") 9 ▲ EL. 196'-0"</p> <p>29.9m (98'-0") 8 ▲ EL. 175'-0"</p> <p>23.8m (78'-0") 7 ▲ EL. 156'-0"</p> <p>17.7m (58'-0") 6 ▲ EL. 136'-6"</p> <p>14.4m (47'-3") 5 ▲ EL. 125'-3"</p> <p>11.0m (36'-0") 4 ▲ EL. 114'-0"</p> <p>6.7m (22'-0") 3 ▲ EL. 100'-0"</p> <p>3.4m (11'-0") 2 ▲ EL. 89'-0"</p> <p>Z = 0.0m (0'-0") 1 ▲ EL. 78'-0"</p> <p>● MASS NODAL POINT ▲ BEAM ELEMENT</p> <p>2 X</p>	<p>77.9m (255.5ft) 719 ● EL. 333'-6"</p> <p>70.0m (229.5ft) 714 ● EL. 307'-6"</p> <p>61.9m (203.0ft) 713 ● EL. 281'-0"</p> <p>53.8m (176.5ft) 712 ● EL. 254'-6"</p> <p>49.7m (163.0ft) 711 ● EL. 241'-0"</p> <p>43.3m (142.0ft) 710 ● EL. 220'-0"</p> <p>37.2m (122.0ft) 709 ● EL. 200'-0"</p> <p>30.5m (100.0ft) 708 ● EL. 178'-0"</p> <p>23.8m (78.0ft) 707 ● EL. 156'-0"</p> <p>17.8m (58.5ft) 706 ● EL. 136'-6"</p> <p>14.3m (47.0ft) 705 ● EL. 125'-0"</p> <p>11.0m (36.0ft) 704 ● EL. 114'-0"</p> <p>6.7m (22.0ft) 703 ● EL. 100'-0"</p> <p>3.5m (11.5ft) 702 ● EL. 89'-6"</p> <p>L = 0.0m (0.0ft) 701 ● EL. 78'-0"</p>	<p>(변경사유)</p> <p>- 원자로건물 외벽 집중질량 보요소 모델 그림의 절점 번호, 요소 번호 및 절점 높이 최신 설계내용 반영</p> <p>[검토결과]</p> <p>신고리 5,6호기 건설허가 심사질의답변 (PSAR-3.7.2.3-1-K1)을 통해 원자로건물 외벽의 내진해석 모델이 적절히 작성되었음을 확인함</p>	허가18 -5

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
41	설계에 사용된 재료특성 변경	3.8.1.4.8 / 3.8-8	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 라. 탄성계수               <ul style="list-style-type: none"> <li>2) 기초슬래브 콘크리트 = <math>2.53 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2</math> (<math>3.065 \times 10^6 \text{ psi}</math>)</li> </ul> </li> <li>- 마. 콘크리트 탄성단축               <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 수직텐던 = <math>140 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}</math></li> <li>2) 수평텐던 = <math>220 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}</math></li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 라. 탄성계수               <ul style="list-style-type: none"> <li>2) 기초슬래브 콘크리트 = <math>2.83 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2</math> (<math>4.031 \times 10^6 \text{ psi}</math>)</li> </ul> </li> <li>- 마. 콘크리트 탄성단축               <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 수직텐던 = <math>124 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}</math></li> <li>2) 수평텐던 = <math>194 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}</math></li> </ul> </li> </ul> <p><u>바. 정착장치 활동(Slip)</u> = <u>6 mm (1/4 in)</u></p>	<p><b>(변경사유)</b> 크리프 및 건조수축 계산을 위한 콘크리트 탄성계수, 탄성수축변형률을 실제 사용된 값으로 변경하고 텐던 응력손실 산정을 위한 정착장치 활동량(slip) 추가</p> <p><b>[검토결과]</b> 기초 콘크리트 압축강도가 4,000 psi에서 5,000 psi로 변경되어 이를 설계기준 (ACI-349)에 따라 재계산한 값한 것이므로 적합함.</p> <p>항공기 충돌 관련으로 원자로 격납건물 외벽 두께가 4ft에서 4.5ft로 증가 (PSAR-3.8.1-1-K1)됨에 따라, 탄성단축을 재계산한 결과를 PSAR에 반영한 것이므로 적합함</p> <p>원자로격납건물 포스트텐서닝 계통(CPTS) 공급자인 VSL이 정착장치 활동에 대한 공급자 문서를 제공함에 따라 CPTS 특성값을 PSAR에 추가하는 것으로 설계나 시공에 미치는 영향이 없고 CPTS 특성값만을 PSAR에 추가로 기재하는 것이므로 적합함</p>	허가18 -12
42	노트 표기 명확화	3.7.3.12 /3.7-24	- ~ 매설구조물에 발생하는 응력은 이러한 지진파들의 전파속도와 <u>입사각에 의해 지배된다. 그러나</u>	- ~ 매설구조물에 발생하는 응력은 이러한 지진파들의 전파속도와 <u>전달된 지진파에 의한</u>	<p><b>상세 설계확정 반영</b></p> <p>- 기존 참조문서를 통합한 내용으로 안전심사지침 3.7.3의 II.12.라에서</p>	허가-18 (관리번호 4)

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
			지진시 발생하는 지진파의 종류 및 전파방향이 매우 복잡하므로 설계목적상, Newmark (참고문헌 18), Yeh(참고문헌 19) 그리고 Shah와 Chu(참고문헌 20)에 의하여 제안된 공식을 사용하여 매설관에 발생 가능한 지진유발 최대변형률(또는 이에 해당하는 응력)을 계산한다.	지반응답가속도 및 지반응답속도에 의해 결정되며, ASCE 4-98 (참고문헌 22)에서 제안된 공식을 사용하여 매설구조물에 발생 가능한 지진유발 최대변형률(또는 이에 해당하는 응력)을 계산한다.	제시된 참조문헌 ASCE 4-98의 3.5.2절에 근거하여 기술내용 변경 (신한울 1,2호기와 동일) <b>[검토결과]</b> 매설구조물에 대한 내진해석시 실제 해석에 적용한 방법을 기술한 사항으로, ASCE 4-98에 제시된 방법은 경수로형 원전 안전심사지침 3.7.3절에서 허용하므로 개정 사항은 적합함	E-076
43		표 3.8-2 / 3.8-44	- 표 3.8-2 하중조건 "G" 및 하중조합 11, 13 있음  - Note 3. 변형률은 KEPIC SNB 표 3720-1의 허용변형률을 초과해서는 안된다.	- 표 3.8-2 하중조건 "G" 및 하중조합 11, 13 삭제  - Note 3. 중대사고 압력을 포함하는 하중조합은 라이너플레이트의 구조건전성(변형률) 평가에 한하며, 변형률은 KEPIC SNB 표 3720-1의 허용변형률을 초과해서는 안된다.	<b>(변경사유)</b> 신고리 56호기 원자로 건물에 적용되지 않는 하중(G) 및 관련 하중조합을 삭제 중대사고 하중조합은 라이너플레이트의 구조건전성(변형률)평가에 적용되는 하중임을 명확화(PSAR 3.8.1.3 자항과 동일) <b>[검토결과]</b> 안전/방출밸브작동하중은 원자로격납건물 외벽에 작용하지 않으므로 밸브작동하중을 PSAR에서 삭제하는 개정안은 적합함.	허가-18 (관리번호 14) E-154
44	전산프로그램 최신버전 반영	3.8.1.4.3 /3.8-6	- 기초슬래브는 SAP2000 또는 다른 적절한 전산프로그램을 사용하여 해석한다.	- 기초슬래브는 ANSYS 또는 다른 적절한 전산프로그램을 사용하여 해석한다.	<b>(변경사유)</b> 기초슬래브 해석에 사용하지 않은 프로그램(SAP2000)을 삭제하고, 사용된 프로그램(ANSYS) 반영 <b>[검토결과]</b> 신고리56호기 건설허가 심사질의답변(PSAR-3.8.1.4-1-K1)을 통해 확인된 내용 (원자로격납건물 구조해석 프로그램을	허가-18 (관리번호 9) E-095

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					SAP2000에서 ANSYS로 변경)을 개정하는 것이므로 적합함	
45		3.8.1.4.4 / 3.8-7	- 구조해석시 SAP2000 또는 다른 적절한 전산프로그램을 사용한다.	- 구조해석시 ANSYS 또는 다른 적절한 전산프로그램을 사용한다.	<b>(변경사유)</b> 대구경 관통부 해석에 사용하지 않은 프 로그램(SAP2000)을 삭제하고, 사용된 프 그램(ANSYS) 반영 <b>[검토결과]</b> 신고리56호기 건설허가 심사질의답변 (PSAR-3.8.1.4-1-K1)을 통해 확인된 내용 (원자로격납건물 구조해석 프로그램을 SAP2000에서 ANSYS로 변경)을 개정하는 것이므로 적합함	허가-18 (관리번 호 10) E-095
46		3.8.1.4.5 / 3.8-7	- 구조해석시 SAP2000 또는 다른 적절한 전산프로그램을 사용한다.	- 구조해석시 ANSYS 또는 다른 적절한 전산프로그램을 사용한다.	<b>(변경사유)</b> 원형 천정크레인 브라켓 부위 해석에 사 용하지 않은 프로그램(SAP2000)을 삭제하 고, 사용된 프로그램(ANSYS) 반영 <b>[검토결과]</b> 신고리56호기 건설허가 심사질의답변 (PSAR-3.8.1.4-1-K1)을 통해 확인된 내용 (원자로격납건물 구조해석 프로그램을 SAP2000에서 ANSYS로 변경)을 개정하는 것이므로 적합함	허가-18 (관리번 호 11) E-095
47	핵단면적 자료집 참고문헌 변경	4.3.3.3 / 4.3-36	~ DORT에 사용된 재질의 중성자단면적 은 BUGLE-93 라이브러리(참고문헌 17) 에 근거한다.	~ DORT에 사용된 재질의 중성자단면 적은 BUGLE-96 라이브러리(참고문헌 17)에 근거한다.	<b>(변경사유)</b> 최신 핵반응단면적 자료를 설계에 적용함에 따라 기존 참고문헌을 최신 참고문헌으로 변경. <b>[검토결과]</b> ■ 핵반응단면적 라이브러리 변경에 따른	허가17 -6

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					중성자 조사량 평가결과의 상대오차는 최대 중성자 조사량 위치에서 0.09% 정도로 미미하며, 설계수명 동안의 누적 조사량은 PSAR에 기술된 제한치 ( $9.5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ) 이내 임을 확인하였음. 이와 관련하여 가용한 최신 핵반응 단면적 라이브러리의 사용이 바람직하다고 판단되며, 이는 경수로형 원전 규제지침 6.3의 권고사항과도 부합됨.	
		4.3.4 / 4.3-37, 38	11. "One-, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code System," CCC-650/DOORS3.2, RSICC, ORNL, 1998.	11. CCC-650/DOORS3.2a, "One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System," Oak Ridge National Laboratory, October 2003.	■ 몬테칼로 전산코드의 버전 변경에 따른 형상처리함수 관련 개정사항은 없으며, 참고문헌 26의 개정은 상세 설계 확정 에 따른 최신 버전의 전산코드 사용을 위한 것으로 타당하다고 판단됨.	
		4.3.4 / 4.3-38	17. D. T. Ingersoll, et al., "Production and Testing of the VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-93 Broad Group Neutron/Photon Cross Section Libraries Derived from ENDF/B-VI Nuclear Data," DLC-175, ORNL-6795, Jan. 1995.	17. DLC-185, "BUGLE-96 – Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications," Oak Ridge National Laboratory, March 1996.		
		4.3.4 / 4.3-38	26. "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5-1.40," LA-CC-02-083, Los Alamos	26. "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5-1.51," Los Alamos National		

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
			National Laboratory, November 2005.	Laboratory, LA-UR-09-00384, January 2009.		
48-1	규제지침서 1.168의 규제입장에 대한 예외사항 추가	표 1.8-1 / 1.8-32	<p>규제지침서 1.168 원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어에 대한 확인, 검증, 검토 및 감사</p> <p>신고리 5,6호기는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p>	<p>규제지침서 1.168 원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어에 대한 확인, 검증, 검토 및 감사</p> <p>신고리 5,6호기는 아래 예외사항을 제외하고는 본 규제지침서의 규제요건을 준수함.</p> <p><u>규제입장</u> <u>IEEE 1012-1998 적용</u></p> <p><u>신고리 5,6호기 입장</u> <u>IEEE 1012-2004 적용</u></p> <p><u>신고리 5,6호기 입장의 정당성</u> <u>IEEE 1012-2004를 적용함으로써 IEEE 1012-1998보다 소프트웨어 확인 및 검증 요건이 강화되었으며 소프트웨어 확인 및 검증 활동에 부정적 영향이 없음.</u></p>	<p><b>(변경사유)</b> IEEE 1012-1998 보다 소프트웨어 확인 및 검증 요건이 강화된 IEEE 1012-2004를 적용.</p> <p><b>[검토결과]</b> IEEE Std-1998에 비해 IEEE Std-2004의 소프트웨어 확인 및 검증(V&amp;V) 요건이 강화되었으므로 규제지침서 1.168(개정 1)의 규제입장에 대한 예외사항으로서 IEEE Std-2004를 적용하는 것은 보수적인 측면에서 타당함을 확인함.</p>	허가17-4



관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
48-2	규제지침서 1.168의 규제입장에 대한 예외 사항 추가	7.1.2.44 / 7.1-21	규제지침서 1.168을 반영한 IEEE 1012-2004에 대한 적합성  발전소보호계통, 공학적안전설비 기기제어계통 및 원자로노심보호계통은 규제지침서 1.168, "원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어에 대한 확인, 검증, 검토 및 감사"의 규제입장을 반영한 ~	규제지침서 1.168을 반영한 IEEE 1012-2004에 대한 적합성  발전소보호계통, 공학적안전설비 기기제어계통 및 원자로노심보호계통은 표 1.8-1에 기술한 바와 같이 규제지침서 1.168, "원자력발전소의 안전계통에 사용된 디지털컴퓨터 소프트웨어에 대한 확인, 검증, 검토 및 감사"에 대한 예외 사항을 적용한 ~		허가17-4
49	주요변수지시및경보계통-P 소프트웨어 설계등급 및 신호전송 경로 변경	그림 7.2-24b	가압기 압력(광역) 측정채널 블록선도  PT-0102A, B 신호 연계 : PPS → QIAS-P	가압기 압력(광역) 측정채널 블록선도  PT-0102A, B 신호 연계 : APC-S → QIAS-P  * APC-S : 보조공정캐비닛-S ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계통-P	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 A(Type A) 변수 선정 및 신고리5,6 건설 허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따라 사고감시변수 선정기준의 문서화" 따라 안전중요등급(ITS) 등급인 발전소보호계통(PPS) 보수시험반 및 연계시험프로세서(MTP/ITP) 경로 배제를 위해 보조공정캐비닛-S(APC-S)에서 분기하여 전송하는 것으로 신호 연계 변경함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 가압기 압력이 Type A 변	허가25-1

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					수로 선정됨에 따라 '안전필수등급'의 소프트웨어가 설치된 안전등급 기기로서 신호 전달 경로를 구성하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	
50	주요변수 지시및경 보계통-P 소프트웨 어 설계등급 및 신호전송 경로 변경	그림 7.2-25	노외중성자속 측정채널 블록선도  <u>Log Power 신호 연계 : PPS → QIAS-P</u>	노외중성자속 측정채널 블록선도  <u>Log Power 신호 연계 : ENFMS → QIAS-P</u>  * ENFMS : 노외중성자속감시계통 ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계통-P	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 A(Type A) 변수 선정 및 신고리5,6 건설허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감시변수 선정기준의 문서화"에 따라 안전중요등급(ITS) 등급인 발전소보호계통(PPS) 보수시험반 및 연계시험프로세서(MTP/ITP) 경로 배제를 위해 노외중성자속감시계통(ENFMS)에서 직접 전송하는 것으로 신호 연계 변경함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 대수출력이 Type A 변수로 선정됨에 따라 '안전필수등급'의 소프트웨어가 설치된 안전등급 기기로서 신호 전달 경로를 구성하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	허가25-2
51	주요변수 지시및경 보계통-P	그림 7.2-27a	증기발생기 1 수위(광역) 측정채널 블록선도	증기발생기 1 수위(광역) 측정채널 블록선도	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 A(Type A) 변수 선정 및 신고리5,6 건설	허가25-3

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	소프트웨어 설계등급 및 신호전송 경로 변경		LT-1113A, B 신호 연계 : PPS → <u>QIAS-P</u>	LT-1113A, B 신호 연계 : APC-S → <u>QIAS-P</u>  * APC-S : 보조공정캐비닛-S ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계통 -P	허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감시변수 선정기준의 문서화"에 따라 안전중요등급(ITS) 등급인 발전소보호계통(PPS) 보수시험반 및 연계시험프로세서(MTP/ITP) 경로 배제를 위해 보조공정캐비닛-S(APC-S)에서 분기하여 전송하는 것으로 신호 연계 변경함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 증기발생기 1 수위가 Type A 변수로 선정됨에 따라 '안전필수등급'의 소프트웨어가 설치된 안전등급 기기로만 신호 전달 경로를 구성하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	
52	주요변수 지시및경 보계통-P 소프트웨 어 설계등급 및 신호전송 경로 변경	그림 7.2-27b	증기발생기 2 수위(광역) 측정채널 블록선도  LT-1123A, B 신호 연계 : PPS → <u>QIAS-P</u>	증기발생기 2 수위(광역) 측정채널 블록선도  LT-1123A, B 신호 연계 : APC-S → <u>QIAS-P</u>  * APC-S : 보조공정캐비닛-S ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계통 -P	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 A(Type A) 변수 선정 및 신고리5,6 건설 허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감시변수 선정기준의 문서화"에 따라 안전중요등급(ITS) 등급인 발전소보호계통(PPS) 보수시험반 및 연계시험프로세서(MTP/ITP) 경로 배제를 위해 보조공정캐비닛-S(APC-S)에서 분기하여 전송하는 것으로 신호 연계 변경함.	허가25 -4

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					(R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 증기발생기 2 수위가 Type A 변수로 선정됨에 따라 '안전필수등급'의 소프트웨어가 설치된 안전등급 기기로서 신호 전달 경로를 구성하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	
53	주요변수 지시및경 보계통-P 소프트웨 어 설계등급 및 신호전송 경로 변경	그림 7.2-28a	증기발생기 1 압력 측정채널 블록선 도  PT-1013A, B 신호 연계 : PPS → <u>QIAS-P</u>	증기발생기 1 압력 측정채널 블록선 도  PT-1013A, B 신호 연계 : APC-S → <u>QIAS-P</u>  * APC-S : 보조공정캐비닛-S ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계통 -P	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 A(Type A) 변수 선정 및 신고리5,6 건설 허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-K1, "사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감시변수 선정기준의 문서화"에 따라 안전중요등급(ITS) 등급인 발전소보호계통(PPS) 보수시험반 및 연계시험프로세서(MTP/ITP 경로 배제를 위해 보조공정캐비닛-S(APC-S)에서 분기하여 전송하는 것으로 신호 연계 변경함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 증기발생기 1 압력이 Type A 변수로 선정됨에 따라 '안전필수등급'의 소프트웨어가 설치된 안전등급 기기로서 신호 전달 경로를 구성하기 위한 것으로	허가25 -5

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	
54	주요변수 지시및경 보계통-P 소프트웨 어 설계등급 및 신호전송 경로 변경	그림 7.2-28b	증기발생기 2 압력 측정채널 블록선 도  PT-1023A, B 신호 연계 : PPS → <u>QIAS-P</u>	증기발생기 2 압력 측정채널 블록선 도  PT-1023A, B 신호 연계 : APC-S → <u>QIAS-P</u>  * APC-S : 보조공정캐비닛-S ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계통 -P	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 A(Type A) 변수 선정 및 신고리5,6 건설 허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사 고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고 감시변수 선정기준의 문서화"에 따라 안 전중요등급(ITS) 등급인 발전소보호계통 (PPS) 보수시험반 및 연계시험프로세서 (MTP/ITP 경로 배제를 위해 보조공정캐 비닛-S(APC-S)에서 분기하여 전송하는 것으로 신호 연계 변경함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 증기발생기 2 압력이 Type A 변수로 선정됨에 따라 '안전필수등급'의 소프트웨어가 설치된 안전등급 기기로서 신호 전달 경로를 구성하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	허가25 -6
55	규제지침 서 1.97 유형 A, B 사고감시 변수 선정에	그림 7.3-19a	안전주입탱크 1 측정채널 블록선도  (없음)	안전주입탱크 1 측정채널 블록선도  FT-0341A 신호 연계 : APC-S → <u>QIAS-P Ch. A, B</u>  * APC-S : 보조공정캐비닛-S	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 B(Type B) 변수 선정 및 에 신고리5,6호 기 건설허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감시변수 선정기 준의 문서화"에 따라 유형 B(Type B) 변	허가25 -7

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	다른 안전주입 유량 신호 연계 반영			** QIAS-P : 주요변수지시및경보계 통-P	수로 선정된 안전주입 유량신호를 주요 변수지시및경보계통-P(QIAS-P) Ch. A, B 운전원모듈(OM)에 지시하는 것으로 신 호 연계 추가함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 안전주입탱크 1 유량이 Type B 변수로 선정됨에 따라 사고감시 계측설비인 QIAS-P 채널 A 및 B에 지시 하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	
56	규제지침 서 1.97 유형 A, B 사고감시 변수 선정에 따른 안전주입 유량 신호 연계 반영	그림 7.3-19b	안전주입탱크 2 측정채널 블록선도  (없음)	안전주입탱크 2 측정채널 블록선도  <u>FT-0321B 신호 연계 : APC-S →</u> <u>QIAS-P Ch. A, B</u>  * APC-S : 보조공정캐비닛-S ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계 통-P	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 B(Type B) 변수 선정 및 에 신고리5,6호 기 건설허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감시변수 선정기 준의 문서화"에 따라 유형 B(Type B)변 수로 선정된 안전주입 유량신호를 주요 변수지시및경보계통-P(QIAS-P) Ch. A, B 운전원모듈(OM)에 지시하는 것으로 신 호 연계 추가함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 안전주입탱크 2 유량이	허가25 -8

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					Type B 변수로 선정됨에 따라 사고감시 계측설비인 QIAS-P 채널 A 및 B에 지시하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	
57	규제지침서 1.97 유형 A, B 사고감시 변수 선정에 따른 안전주입 유량 신호 연계 반영	그림 7.3-19c	안전주입탱크 3 측정채널 블록선도  (없음)	안전주입탱크 3 측정채널 블록선도  FT-0331C 신호 연계 : APC-S → QIAS-P Ch. A, B  * APC-S : 보조공정캐비닛-S ** QIAS-P : 주요변수지시및경보계 통-P	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 B(Type B) 변수 선정 및 에 신고리5,6 건설허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, " 사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감시변수 선정기준의 문서화"에 따라 유형 B(Type B)변수로 선정된 안전주입 유량신호를 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) Ch. A, B 운전원모듈(OM)에 지시하는 것으로 신호 연계 추가함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임) <b>[검토결과]</b> 본 설계변경은 안전주입탱크 3 유량이 Type B 변수로 선정됨에 따라 사고감시 계측설비인 QIAS-P 채널 A 및 B에 지시하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	허가25 -9
58	규제지침서 1.97 유형 A, B	그림 7.3-19d	안전주입탱크 4 측정채널 블록선도  (없음)	안전주입탱크 4 측정채널 블록선도  FT-0311D 신호 연계 : APC-S → QIAS-P Ch. A, B	<b>(변경사유)</b> 주요변수지시및경보계통-P(QIAS-P) 유형 B(Type B) 변수 선정 및 에 신고리5,6 건설허가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "	허가25 -10

관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
	사고감시 변수 선정에 따른 안전주입 유량 신호 연계 반영			<p>* APC-S : 보조공정캐비닛-S</p> <p>** QIAS-P : 주요변수지시및경보계 통-P</p>	<p>사고감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사 고감시변수 선정기준의 문서화"에 따라 유형 B(Type B)변수로 선정된 안전주입 유량신호를 주요변수지시및경보계통 -P(QIAS-P) Ch. A, B 운전원모듈(OM)에 지시하는 것으로 신호 연계 추가함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임)</p> <p><b>[검토결과]</b></p> <p>본 설계변경은 안전주입탱크 4 유량이 Type B 변수로 선정됨에 따라 사고감시 계측설비인 QIAS-P 채널 A 및 B에 지시 하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.</p>	
59	주요변수 지시및경 보계통-P 소프트웨 어 설계등급 및 신호전송 경로 변경	7.5.1.1.7. 2 / 7.5-9	<p>주요변수지시 및 경보계통-P의 프로세서, 보수시험반, 연계시험프로세서 및 운전원모듈의 소프트웨어는 안전중요등급(Important to Safety)으로 설계된다.</p> <p>사고감시 유형 A 변수 소프트웨어는 안전필수등급(Safety Critical)으로 설 계된다.</p>	<p>주요변수지시 및 경보계통-P의 보수 시험반, 연계시험프로세서 및 운전원 모듈의 소프트웨어는 안전중요등급 (Important to Safety)으로 설계된다.</p> <p>주요변수지시 및 경보계통-P의 프로 세서 및 사고감시 유형 A 변수 운전 원 모듈의 소프트웨어는 안전필수등 급(Safety Critical)으로 설계된다.</p>	<p><b>(변경사유)</b></p> <p>유형 A(Type A) 변수 소프트웨어 설계등 급 (안전필수등급) 및 신고리5,6 건설허 가 질의답변서 "PSAR-7.5.1.1-1-K1, "사고 감시계통 RG 1.97, Rev.4에 따른 사고감 시변수 선정기준의 문서화" 반영함. (R.G 1.97 Rev.4 적용에 따라 신고리 5,6 호기에 신규로 적용된 설계변경 사항임)</p> <p><b>[검토결과]</b></p> <p>본 설계변경은 Type A 변수를 QIAS-P에 서 지시하기 위하여 QIAS-P 프로세서 및 운전원모듈의 소프트웨어 등급을 '안전필</p>	허가25 -11



관리 번호	변경사항	항목 /페이지	변경 전·후 비교		검토결과 요약	비고
			변경 전	변경 후		
					수등급'으로 상향하기 위한 것으로 이는 KINS 규제지침 8.8을 만족함.	

〈 안전 담당자 〉

원자력안전위원회 원자력안전과	
김기환 과 장	(02) 397 - 7281
김수일 사무관	(02) 397 - 5860
이준섭 사무관	(02) 397 - 7284
원자력안전위원회 원자력심사과	
최수진 과 장	(02) 397 - 7216
김재균 사무관	(02) 397 - 7228
한국원자력안전기술원 원자력검사단	
신호상 단 장	(042) 868 - 0015
김대식 실 장	(042) 868 - 0742
한국원자력안전기술원 안전평가단	
김윤일 단 장	(042) 868 - 0515
김상진 P M	(042) 868 - 0868