

## KEPRI 방법론에 의한 터빈정지 및 정상급수상실 사고분석

### The Analyses of Turbine Trip and Loss of Normal Feedwater Accidents with KEPRI Methodology

성병욱, 김요한

전력 연구원

대전광역시 유성구 문지동 106-13

#### 요 약

ANS Conditon II 사고인 터빈 정지 및 정상급수상실사고를 KEPRI 방법론을 이용하여 분석하였다. KEPRI 방법론의 타당성을 확인하기 위하여 기존의 방법론으로 작성된 FSAR 15장 사고 해석 결과와 비교하였다. 한편 관련된 여러 변수들의 민감도를 압력관점에서 검토하였고 이를 비교 및 검토한 결과, 기존 방법론과 경향이 유사함을 확인할 수 있었다

#### Abstract

The analyses of turbine trip and loss of normal feedwater accidents was performed with the RETRAN-3D code according to the KEPRI methodology. The results of these analyses were compared with the FSAR ch.15 which had been prepared with the methodology of the vendors. And the sensitivity analyses were performed to evaluate the effects of some parameters with respect to an the reactor coolant system pressure. A result of this work showed the similar results of the FSAR.

#### 1. 서 론

1978년 고리 1호기의 상업 운전이후 국내 원자력 관련 산업체에서는 원전 안전 해석을 위해 주로 원전 또는 원전 연료 공급사의 전산코드와 해석 방법을 사용하고 있다. 그러나 이 방법들은 특정한 원전에 사용범위가 한정되어 있고 구성 코드가 다양하여 원전 유형별 교차 사용이 어렵고, 운영인력이 많이 소요되며 새로운 유형의 현상을 분석하는데 제약이 많이 있다. 그래서 전력 연구원에서는 과학기술부 원자력 개발 중장기계획사업과제를 통하여 모든 가압경수로에 적용 가능한 Non-LOCA 해석 방법론을 개발하고 있다. 이 방법론 개발은 최신 기술과 기준을 충분히 반영할 수 있도록 최적 평가용 전산 코드인 RETRAN과 VIPRE를 이용하여 평가 체계를 구축하는 것이다. 본 연구에서는 연구성과물의 활용성을 높이고 주기적 안전성 평가를 원활하게 지원할 수 있도록 우선 WH형 원전을 대상으로 신 안전해석 방법론을 개발한다.

RETRAN은 FLASH와 RELAP4를 근거로 EI와 미국전력연구소(EPRI)에서 개발한 경수로형 원전해석 코드이다. RETRAN은 초기버전인 RETRAN-01에서부터 점진적으로 해석 기능을 보강한 버전이 나왔으며, 2000년 1월 25일에 RETRAN-3D/MOD3이 미국 NRC로부터 SER(Safety Evaluation Report)을 받았다.

가압경수로의 원전설계 및 안전 해석에서는 발전소상태를 여러 범주로 구분하여 해당되는 허용 안전기준을 만족시키도록 하고 있다. 터빈정지와 정상급수상실 사고는 설계 기준 사고 중에서 Condition II 사건의 “이차 계통에 의한 열 제거능력 감소”사건목록에 해당된다. 이 사건의 허용기준은 냉각재 압력을 설계압력의 110%이하로 유지해야 하고 핵연료봉 손상 방지를 위해 핵비등이탈(DNB)을 방지해야 한다. 본 분석에서는 영광1,2호기의 최종안전성분석보고서의 결과와 RETRAN 코드에 의한 결과를 비교하고, 이를 바탕으로 계통내의 반응도 궤환효과, 냉각재온도, 가압기압력 및 수위 그리고 증기 발생기의 압력을 모두 고려하여 각 인자들이 과도상태시 계통내에 미치는 영향을 분석하였다.

## 2 터빈정지

### 2.1 개요

터빈정지에서, 원자로는 터빈정지 비상유체압력과 터빈정지밸브에 의해서 유도되는 신호에 의해 출력이 50%이상이면 바로 정지된다. 터빈정지밸브는 터빈정지신호에 의해 0.1초내에 폐쇄되고 터빈에 유입되는 증기유량이 갑자기 정지된다. 소외전원 가용시 원자로 냉각재펌프와 발전소 기기들은 작동할 수 있다. 터빈정지 때 원자로정지는 고려하지 않는다. 증기유량이 상실되면 원자로 온도의 급격한 상승을 초래하여 결과적으로는 1차 계통의 과도현상과 함께 2차 계통의 온도와 압력의 상승을 유발한다 영광 1,2호기에서, 정지밸브에 대한 센서들은 터빈정지와 초기 터빈 우회를 감지하고 출력이 50% 이상이면 원자로출력까지도 감지한다. 원자로는 출력이 20% 이상이면 터빈정지에 의해 바로 정지될 것이다. 터빈정지는 밸브의 급격한 폐쇄로 더 빠른 증기유량상실 때문에 부하상실보다 더 심각한 과도상태가 발생한다.

자동 터빈 우회 계통은 발전소 설계에 의해 증기유량을 조절할 수 있다. 만약 터빈 우회 계통과 가압기압력 제어계통이 적절히 작동하면 냉각수 온도 및 압력은 크게 증가하지 않는다. 만약 복수기가 사용될 수 없다면 초과된 증기는 대기로 방출되고 주급수는 상실된다. 그리고 보조급수계통이 작동하여 충분히 잔열과 붕괴열을 제거할 것이다. 또한 터빈 우회 계통이 작동하지 않으면 증기발생기 안전밸브를 통해 압력을 조절한다.

가압기와 증기발생기의 안전밸브는 부하 상실에 의해 발생한 과압력으로부터 RCS와 증기발생기를 보호하기 위해 설계되었다. 이때 터빈우회밸브, 가압기스프레이, 가압기 동력구동 방출밸브, 제어봉집합체 자동제어는 작동하지 않는다. 증기발생기안전밸브 용량은 증기계통설계압력이 110% 초과하지 않고 증기발생기로부터 공학적 안전 설비율(정격출력에서 105% 증기유량)에서 증기를 제거하도록 설계되어 있다. 가압기안전밸브 용량은 최대 터빈부하에서 완전한 열 제거원 상실을 수용할 수 있도록 설계되어 있다. RCS설계압력은 110%이하로 유지된다.

터빈 정지를 유발하는 신호는 다음사항과 같다.

- 발전기 정지
- 복수기 저진공
- 윤활류 유출
- 터빈 추력 베어링 고장
- 터빈 과속도
- 수동정지

## 2.2 주요 입력 변수

계통 분석에서 주요변수들은 다음과 같다.

- 원자로 정지 설정치
- 감속재 온도계수와 도플러계수
- 초기 RCS 냉각재온도, 유량, 압력, 출력
- 반경 및 축방향 침투계수와 중성자속 분포
- 안전밸브 용량 및 거동
- 주급수 및 보조급수 유량

1차계통과 2차계통의 안전밸브는 최소유량율과 설정치에 1%의 불확실도를 포함한 개방설정치로 모델링된다. 이것은 압력을 최대화시키면서 열제거능력을 최소화시키고 열제거 시점이 지연된다.

본 분석에서는 터빈정지는 102% 전출력에서 완전한 증기부하상실이 일어나더라도 직접적인 노심정지는 가정하지 않고, 안전밸브들이 계통내 압력을 충분히 감압시키는 것을 보여주고 노심보호 여유도를 증명하기 위해 평가된다. 이 가정은 RCS에서 다른 신호에 의해 노심이 정지될 때까지 노심정지를 지연시킨다. 이 사건에서 노심정지를 일으키는 신호는 다음과 같다.

- 가압기 고압력
- OTΔT
- 증기발생기 저-저 수위

이 정지설정치들 모두 분석에서 모델링되어야 한다.

이 사건은 일반적으로 최소반응도 및 최대 반응도 케환효과에 대해서 분석한다. 최소 반응도 케환 효과의 경우, 주기초의 최대 MTC를 사용한다. 안전분석에서는 보수적으로  $+0.2 \sim +0.5 \times 10^{-4}$ 의 불확실도값이 최대값을 고려한다. 최대값은 증가된 냉각재온도로부터 부반응도 삽입을 최소화하도록 선택한다. 도플러계수는 핵연료 온도 증가에 따른 케환효과를 최소로 하기 때문에 최대값을 선택한다. 최대 반응도 케환효과는 압력을 최대화하기 위하여 가정하고, 사용하는 값은 주기말의 최소MTC를 사용한다. 대부분 공급사는 감속재 케환효과를 계산하기 위하여 감속재 반응도와 냉각재온도곡선을 사용한다. 이것은 일정한 감속재 온도계수를 사용하는 과도한 보수적 평가를 피하기 위함이다. 도플러계수는 최소값을 선택한다.

초기 RCS 냉각재온도는 보수적으로 노심입구 최대온도 또는 노심용기 평균온도를 사용한다. 이는 최대 건도가 최소 DNBR의 위치에서 발생하고, 건도가 증가할수록 DNBR은 감소하기 때문이다. WH형 원전의 경우, 온도에 대한 불확실도는 불감대, 드리프트, 측정오차 그리고 계기오차에 대해서  $+4^{\circ}\text{F}$ 를 가정하고 증기발생기 오염에 대해서는  $+2.5^{\circ}\text{F}$ 를 가정한다.

RCS 압력은 DNBR측면에서 최소값을 가정한다. 이는 압력이 감소함에 따라 DNBR은 감소하기 때문이다. 그러나 압력제한기준에서 고려할 때에는, 최대 RCS 압력을 가정한다. WH형 원전의 경우, 압력 불확실도는 정상상태 요동과 측정오차를 고려하여  $-30\text{psi}$  불확실도를 가정한다.

노심입구 유량분포는 원자로제작사의 모델유량시험으로 제공되며 보수적으로 고온 집합체로의 최소유량을 선택한다. WH형 원전에서는 고온집합체로의 유량을 5%정도 감소시킨 값을 사용한다. 더 낮은 DNBR을 산출하기 위해 가장 큰 반경방향 압력구배를 사용한다. 그러나 DNBR 계산시 반경방향 압력구배는 주요인자가 아니며, 보수적으로 고려한 다른 가정에 의해 이 영향이 상당히 상쇄되기 때문에 때때로 무시한다.

증기발생기로의 주급수 유량은 터빈정지때 상실된다고 가정한다. 보조급수유량은 고려하지 않는다. 이는 보조급수가 작동하기 전에 발전소가 안정화상태로 도달하기 때문이다.

## 2.3 주요 출력 변수

- 시간에 따른 노심 유량
- 시간에 따른 압력 변화
- 시간에 따른 출력 변화
- 시간에 따른 고온핵연료집합체 및 고온수로에서의 열속 변화
- 시간에 따른 고온수로의 MDNBR 변화
- 시간에 따른 노심입구 및 평균 냉각재 온도 변화,

## 2.4. 계통 모델링

터빈 정지 사건을 분석하는데 가압기와 증기발생기의 안전밸브는 중요한 역할을 한다. 터빈정지 사고에 있어 급격한 압력증가는 가압기 및 증기발생기의 안전밸브에 의해 완화되므로 주의해서 모델링해야 한다. 본 분석에서는 계통내 사용된 안전밸브의 용량이 압력 완화측면에서 적절한지 여부를 확인할 수 있다.

## 3 정상급수상실

### 3.1 개요

펌프고장, 밸브 오작동, 및 소외전원 상실에 의한 정상급수상실로 인해 노심 생성열을 제거하는 2차계통의 능력이 감소하게 된다. 만약 발전소에 대체 급수가 공급되지 않으면, 노심정지 후 잔열은 1차계통 냉각재를 가열하여 1차계통의 냉각재가 방출될 수도 있고, 이는 원자로 냉각계통에서 냉각재가 근본적으로 상실됨을 의미한다. 그러나 증기발생기의 열전달 용량이 감소 전에 발전소가 정지되기 때문에, 1차계통 변수들은 결코 핵비등이탈(DNB)상태까지 이르지 않는다. 가장 최악의 정상급수상실 사고는 소외전원상실에 의해 시작되는 사고이다. 이는 냉각재 펌프의 감속에 의해 노심 잔열제거 능력이 저하되기 때문이다.

주급수 펌프고장과 밸브 오작동이 발생했을 때 정상급수상실로 인해 다음사건이 발생한다.

- 정지 후, 증기계통 압력이 상승하면 증기발생기 방출 및 안전밸브가 자동으로 개방된다.
- 무부하 온도에 접근하면 증기 발생기 방출 및 안전밸브를 통해 잔열을 제거하고 발전소는 고온정지상태를 유지한다.

본 분석에서는 과도상태 분석을 통해 정상급수상실 사건이 발생한 후에 보조급수계통만으로도 저장된 잔열을 제거할 수 있으므로 원자로 냉각계통에서 발생하는 과압력과 노심내 냉각재가 상실되지 않는 것을 보여준다. 또한 정상급수상실 사고해석은 사고시 장시간에 걸친 붕괴열의 제거 및 원자로 냉각재의 과도한 과열을 방지하는데 있어 원자로 보호계통 및 공학적 안전계통의 적절함을 증명하는데 있다.

### 3.2 주요 입력 변수

주요 입력 변수들은 다음과 같다.

- 원자로 정지 설정치
- 초기 RCS 냉각재온도, 유량, 압력, 출력
- 반경 및 축방향 침투계수와 중성자속 분포
- 1차 및 2차 계통에서 안전밸브와 동력구동 방출밸브 용량
- 보조급수펌프 기동시 최대 지연시간

- 최대 핵연료 저장에너지
- 최대 지발중성자 비율
- 최소 정지 반응도
- 최대 붕괴열
- 보조급수 유량

본 분석에서 사용된 입력상수와 가정들은 계통에너지 제거 능력을 최소화하고 냉각재계통 팽창을 최대로 해서 냉각재계통으로부터의 냉각재 방출 확률이 최대가 되도록 가정한다. 또한 과도상태 동안 DNBR값이 보수적으로 예측되도록 변수와 가정은 설정된다. WH형 원전의 경우, 노심정지는 증기발생기의 저-저수위와 가압기 고압력에서 발생하고, 제어봉 제어계통은 자동모드이고 냉각수 온도 증가에 의한 케환효과는 초기 출력 유지를 위해 제어봉인출에 의해 보상된다. 원자로 조절시스템은 수동에 있고 사전-정지 제어봉 이동은 없다. WH형 원전에서 원자로는 102%의 최대 출력에서 운전되고 원자로 정지 후 노심 잔열생성을 최대로 하기 위해 장시간 운전된다고 가정한다. 초기 노심유량은 최소값이나 열수력 설계치로 가정하고, 이 값은 DNBR제한값에 대한 초기 가용 여유도를 최소화한다. RCS 온도 범위는 기술지침서에 있으며, 최대 노심 입구 또는 원자로용기 평균온도를 사용한다. 이는 건도가 최소일 때 DNBR값이 최대가 되기 때문이다. 건도가 증가함에 따라 DNBR값은 감소한다. WH형 원전 경우, 온도에 대한 불확실도는 불감대, 드리프트, 증기발생기 오염을 고려하여 +4°F이다.

RCS압력은 압력이 감소하면 DNBR은 감소하기 때문에 최소값을 가정한다. 그러나 RCS에서의 물 방출을 고려할 때는 최대 압력을 사용하기 때문에, 두 경우를 모두 분석해야 한다. WH형원전은 안전분석에서 불확실도를 ±30psi로 가정한다. 이 압력 불확실도는 정상상태 요동과 측정오차를 고려한 것이다.

노심입구 유량분포는 원자로제작사의 모델유량시험으로 제공되며 보수적으로 고온 집합체로의 최소유량을 선택한다. WH형 원전에서는 고온집합체로의 유량을 5%정도 감소시킨 값을 사용한다. 그리고 더 낮은 DNBR을 산출하기 위해 가장 큰 반경방향 압력구배를 사용한다. 그러나 DNBR 계산시 반경방향 압력구배는 주요인자가 아니며, 보수적으로 고려한 다른 가정에 의해 이 영향이 상당히 상쇄되기 때문에 때때로 무시한다.

보조급수계통(AFS)은 증기발생기 저-저 수위에 의해서 자동으로 작동된다. 그러나 AFS에서 최악의 단일고장을 가정하기 위해 단지 한 개의 모터구동 보조급수펌프(AFP)가 작동되고 유량을 일부 증기발생기에 제공한다. 터빈 구동 AFP는 고려하지 않는다.

### 3.2 주요 출력 변수

- 시간에 따른 핵출력 변화
- 시간에 따른 증기발생기압력 변화
- 시간에 따른 가압기 압력 변화
- 시간에 따른 냉각재 온도 변화
- 시간에 따른 가압기 수위 변화
- 시간에 따른 고온수로의 MDNBR 변화
- 시간에 따른 증기발생기수위 변화,

## 4 분석결과

### 4.1 가정 및 초기 조건

터빈정지와 정상급수상실 사고해석을 위하여 영광 1,2호기의 FSAR에 나와 있는 초기조건 및 가정을 KRPRI 방법론에 적용하였다.

터빈정지 과도상태에 사용된 가정들은 다음과 같다.

- 초기 운전조건 : 초기 원자로의 출력, 냉각재온도 및 압력은 최대값을 가정한다
- 감속재 및 도플러 계수 : 터빈정지는 최대 및 최소 반응도 케환에 대해 분석된다. 케환이 최대인 경우는 최소 음의 감속재 계수와 최소 음의 도플러 계수이고 최소인 경우는 최대 양의 감속재계수와 최대 음의 도플러 계수일 때이다.
- 원자로 제어 : 최대 압력에 도달하는 순간부터 원자로는 수동제어에 있다고 가정한다. 만약 원자로가 자동 모드이면 정지 전에 제어봉이 삽입되어 과도상태를 완화시킨다.
- 증기 방출 : 증기 덤프계통이나 증기 발생기의 방출밸브는 작동하지 않는다. 증기발생기 압력은 계속 상승해서 안전밸브의 설정치에 도달할 것이며 여기서 안전밸브를 통해서 증기가 방출된다.
- 가압기 분무계통 및 방출밸브 : 냉각재의 압력을 줄이거나 제한하는데 있어 가압기 분무계통과 방출밸브는 작동하지 않는다고 가정한다.
- 급수유량 : 증기발생기에 유입되는 주급수 유량은 터빈정지와 동시에 상실되는 것으로 가정한다. 보조 급수유량은 고려하지 않지만 보조급수 펌프는 주급수 정지 후 기동되는 것을 예상한다.
- 원자로는 터빈정지에 의한 원자로 정지가 아닌 원자로 보호계통 정지 설정치 도달에 의해 정지가 된다. 주요 정지 신호는 가압기 고압력, OT/TT, 증기발생기 저-저 수위 등이다.

정상급수상실 과도상태에 사용된 가정은 다음과 같다.

- 발전소는 초기에 공학적 안전설비 설계 정격의 102%출력으로 운전하고 있다.
- 보수적인 잔열 생성율을 가정한다. 이것은 정지가 되기 전에 초기 출력수준에서 장기간 운전한 것을 근거한 것이다.
- 원자로 정지는 증기발생기 저-저 수위에 의해 정지된다.
- 보조급수계통에서 터빈구동 보조급수펌프가 고장나는 가장 심각한 단일사고가 발생한다. 보수적으로 모터구동 보조급수펌프는 1대만 작동된다고 가정하고, 이 펌프에서 3대의 증기발생기에 급수를 한다.
- 가압기의 분무계통과 방출밸브는 작동한다고 가정하고 이들 제어계통이 작동하지 않을 경우 가압기 안전밸브에 의해 1차계통 압력을 유지된다.
- 증기발생기 안전밸브를 의해서 2차계통 증기가 방출된다.
- 초기 원자로 평균온도는 정격치보다 4°F 높고, 압력은 정격치보다 30psi 높다.
- 초기 가압기수위는 정격치보다 5% 높다.

터빈 정지와 정상급수 상실에 대한 RETRAN 코드 적용시 입력하는 주요 변수들의 초기 값은 표 1에 나타나 있다.

표 1 터빈정지와 정상급수유량상실 해석시 초기조건

변 수	초기값
원자로 출력 (MWt)	2775
RCP에 의한 열출력 (MWt)	12
원자로용기 평균온도(°F)	588.5
가압기 압력 (psia)	2250
각 루프의 냉각재 유량 (gpm)	95,600
감속재 온도 계수 (pcm/°F)	+5 ~ -48
도플러 계수 (pcm/°F)	-0.91 ~ -2.9

#### 4.2 RETRAN 코드에 의한 계산 결과

터빈정지와 정상급수상실 사고에 대한 해석을 한 결과는 표2 및 그림1~그림8에 나타나 있다. 터빈정지의 경우, 수동으로 0.0초에 터빈을 정지시키면 증기발생기 안전밸브를 통한 증기 방출은 8.4초에 시작된다. 그리고 터빈정지에 의해서 원자로가 바로 정지하는 것을 가정하지 않기 때문에 원자로는 가압기 고 압력조건에 의해서 9.0초에 정지된다. 정상급수상실의 경우, 주급수관을 격리시켜서 10초에 주급수가 상실되면 원자로는 증기발생기 저수위조건에 의해 4.34초에 정지된다. 원자로 정지 후 터빈이 바로 정지하고 노심 내 과압이 지속되어 가압기 고 압력에 의한 가압기 방출 밸브가 45.78초에 잠시 개방한 후에 폐쇄된다. 증기발생기에 의한 2차측 증기방출은 50.6초에 발생하고 증기발생기 저-저 수위에 의해서 작동하는 보조급수는 60초의 지연 시간으로 100초에 작동된다. 그림1~그림4에서는 터빈정지에 대한 계산 결과와 FSAR의 결과를 비교하였고, 그림5~그림8에서는 정상급수 상실에 대한 결과를 비교하였다. 터빈정지의 경우, 각 변수별로 비교했을 때 노심 출력과 냉각재 압력은 FSAR 결과와 유사하지만 냉각재 평균온도와 부피는 RETRAN 코드에 의한 결과에서 더 큰 최대 압력값이 나타난다. 정상급수상실의 경우, 가압기와 증기발생기의 최대 압력값은 거의 일치하고, 냉각재온도는 조금 큰 최대 압력을 나타낸다. RETRAN 코드에 의한 계산 결과를 영광 1,2호기 FSAR의 결과와 비교해 볼 때, 계통내 각 변수들에 대한 충분한 해석능력이 있음을 알 수 있다.

#### 4.3 민감도 분석

압력관점에서 터빈정지와 정상급수상실 사고에 대한 민감도 분석결과는 그림9~그림12에 나타나 있고, 사용된 주요 변수의 조합은 표3과 표4에 나타난 바와 같다. 두 사건에서 반응도는 각 경우를 비교했을 때 최대 압력 값에 크게 영향을 주지 않는 것을 알 수 있다. 1차 냉각재 온도, 압력 및 가압기 수위는 최대값일 때 압력은 증가하고, 증기발생기 수위는 최소값일 때 압력이 증가한다. 두 사건에서 가장 큰 최대 압력값을 나타내는 것이 가장 제한된 사고이다. 한편 터빈정지와 정상급수 상실 사고를 비교할 때 압력 관점에서 터빈정지 사건이 더 높은 압력을 나타내는 제한된 사고임을 알 수 있다.

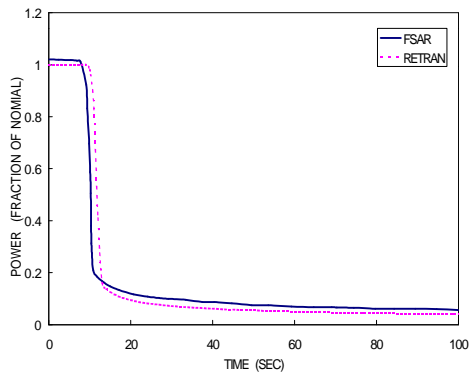


그림 1 터빈정지시 출력 분율

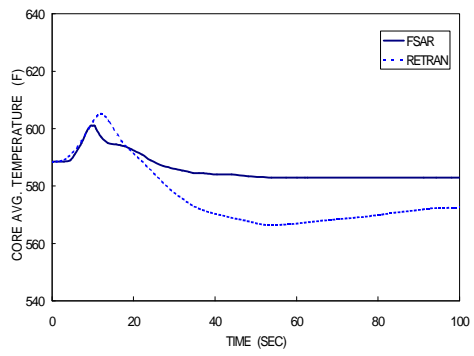


그림 2 터빈정지시 노심내 평균온도

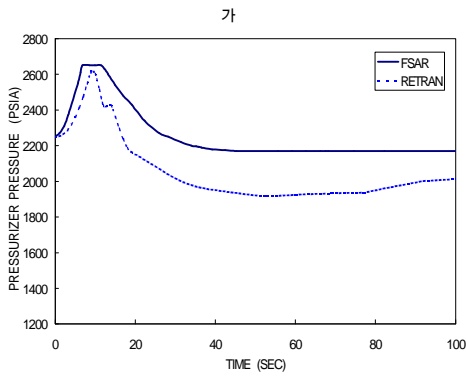


그림 3 터빈정지시 가압기 압력

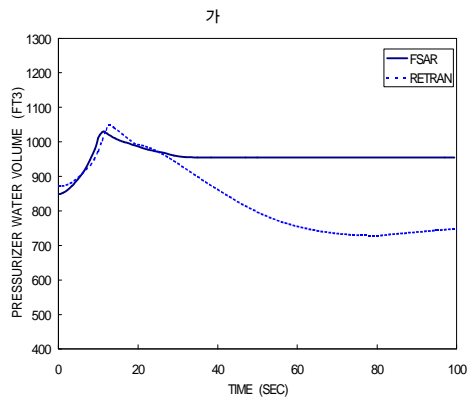


그림 4 터빈정지시 가압기 냉각재 부피

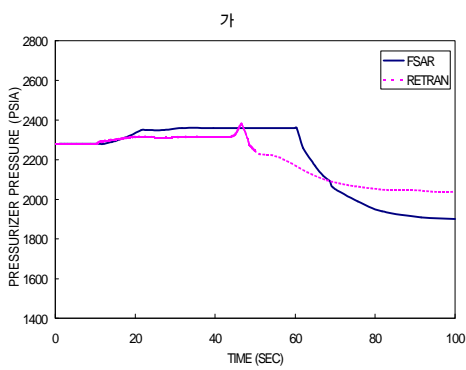


그림 5 정상급수상실시 가압기 압력

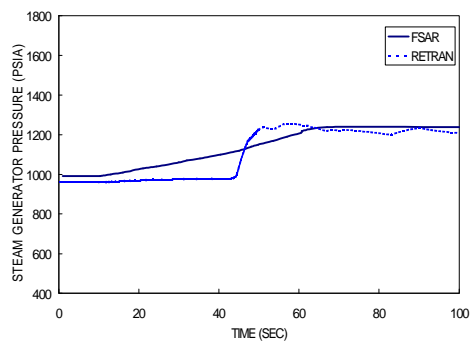


그림 6 정상급수상실시 S/G 압력



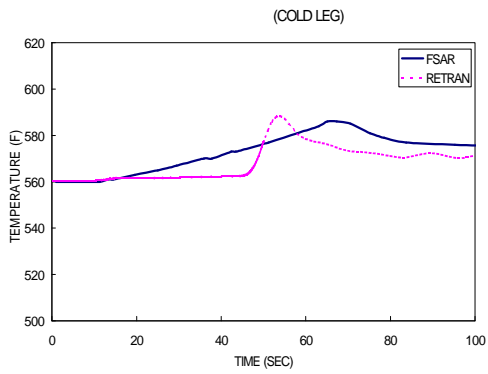


그림 7 정상급수상실시 냉각재 온도

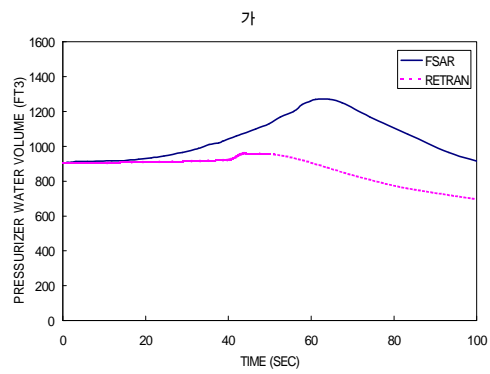


그림 8 정상급수상실시 가압기 부피

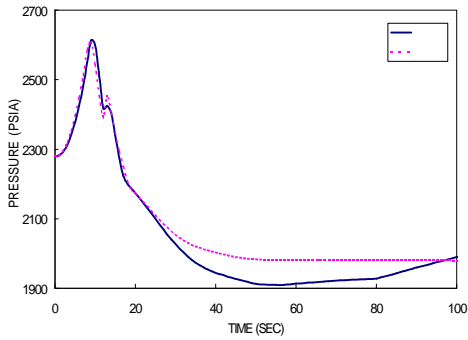


그림 9 터빈정지시 냉각재온도에 따른 최대압력변화

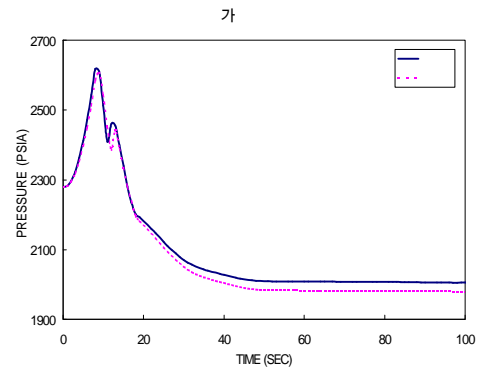


그림 10 터빈정지시 가압기수위에 따른 최대압력변화

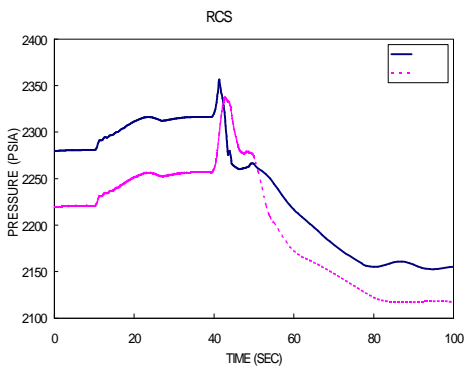


그림 11 정상급수상실시 RCS압력에 따른 최대압력 변화

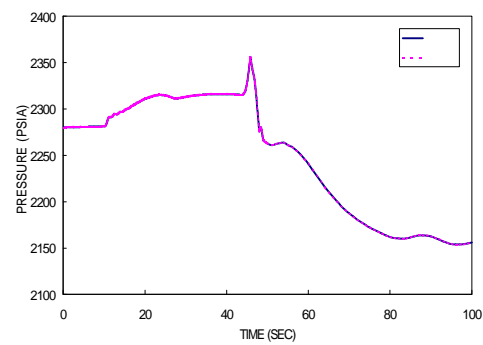


그림 12 정상급수상실시 반응도에 따른 최대압력 변화

표 2 시간별 발생사건

터빈정지	시간(초)	정상급수상실	시간(초)
터빈정지	0.0	주급수 상실	10
가압기 고압력에 의한 원자로 정지 설정치에 도달	6.8	SG 저-저 수위 설정치 도달	40.8
S/G 안전밸브를 통한 증기방출 시작	8.0	SG 저-저 수위에 의한 원자로 정지	43.4
가압기 고압력에 의한 가압기 안전밸브 작동	8.5	원자로정지에 의한 터빈 정지 및 증기관 격리	43.6
가압기 고압력에 의한 원자로정지	9.0	가압기 고압력에 의한 방출밸브 작동	45.7
S/G 안전밸브#2를 통한 증기방출 시작	9.1	SG안전밸브에 의한 증기 방출 시작	50.6
가압기 안전밸브 폐쇄	12.6	SG 저-저 수위에 의한 보조급수 작동	100.0

표 3 터빈정지시 계통인자에 따른 사건 분석

구 분		반응도		RCS 온 도		RCS 압 력		가압기 수 위		S/G 수 위		최 대 압 력
		최대	최소	최대	최소	최대	최소	최대	최소	최대	최소	
1	TT00000		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	2621.3
	TT10000	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	
2	TT00110		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	2619.3
	TT10110	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	
3	TT00010		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	2618.7
	TT10010	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	
4	TT00111		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		2617.4
	TT10111	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		
5	TT01101		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		2613.1
	TT11101	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		
6	TT00101		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		2606.6
	TT10101	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		

표 4 정상급수상실시 계통인자에 따른 사건 분석

구 분		반응도		RCS 온도		RCS 압력		가압기 수위		S/G 수위		최 대 압력
		최대	최소	최대	최소	최대	최소	최대	최소	최대	최소	
1	LF01110		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		2356.8
	LF11110	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		
2	LF00110		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		2356.6
	LF10110	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		
3	LF00111		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		2356.3
	LF10111	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		
4	LF00010		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	2337.0
	LF10010	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	
5	LF00010		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>	2335.4
	LF10011	<input type="checkbox"/>			<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		

### 5. 결론 및 향후 연구계획

영광 1,2호기를 대상으로 KEPRI방법론을 적용하여 FSAR 15장 사고해석 결과와 비교하므로써 터빈정지 및 정상급수상실 사고에 있어서 그 타당성을 확인할 수 있었다. 또한 주요 변수들에 대한 민감도를 분석하여 가장 제한적인 결과를 보여주는 조합을 확인할 수 있었으며 압력 관점에서 터빈정지 사고가 정상급수상실 사고보다 더 제한적임을 확인할 수 있었다. 향후 본 연구에서는 누락된 DNBR관점에서의 분석을 수행할 계획이며 계통 모델링에 있어서의 각종 민감도를 평가할 예정이다

### 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행된 것이다.

### 6. 참고문헌

1. 최휘기, "TXU Reload Core Design and Safety Analysis Methodology", 2000. 11, 한국전력공사
2. L. J. Agee, et al., "The Reactor Analysis Support Package (RASP), NP-4498, Vol. 3, May 1986, EPRI
3. G. H. Heberle, "LOFTRAN-Code Description and User's Manual", WCAP-7878, Rev. 5, Nov. 1989, W
4. J. G. Shatford, et al., "RETRAN-3D User's Manual", NP-7450, Vol. 3, Oct. 1996, EPRI
5. YGN 1&2 FSAR, Apr. 1994, 한국전력공사
6. YGN 1&2 PL&S, 개정 3판, 1993. 12, 한국전력공사
7. Safety Analysis Standard, Rev. 6, Apr. 1999, W
8. "과도 및 사고분석(I)", 안전담당-4, 1996. 4, 한국전력공사