

RETRAN을 이용한 급수계통 오작동 안전해석

Safety Analyses for Feedwater System Malfunction with RETRAN

정애주, 김요한

한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

한전 전력연구원에서는 기존의 원전 설계사 및 원전 연료공급사에서 사용하는 코드 및 방법론과 미국 전력연구소에서 개발한 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP에 근거하여 비냉각재상실사고 안전해석용 방법론을 개발하고 있다. 이 방법론과 RETRAN 코드를 이용하여 이차계통에 의한 열제거 증가 사건으로 분류된 급수계통 오작동에 대해 안전해석을 수행하였으며, 그 결과를 FSAR에 제시된 결과와 비교하여 방법론에 대한 타당성을 검증하였다. 또한, 제어봉 제어모드 및 반응도 케환효과 등에 대한 민감도 분석을 수행하여 최소 핵비등이탈율에 영향을 미치는 인자를 확인하였다.

Abstract

KEPRI has been developed the in-house methodology for non-LOCA safety analyses based on the codes and methodologies of vendors and EPRI. Using the methodology, feedwater system malfunction event, which is classified into the generic accident analysis category of Increase in Heat Removal by the Secondary System, has been analyzed with RETRAN code. And the results of the analysis have been compared with those mentioned in FSAR Ch. 15 to verify the feasibility of the methodology. Furthermore, to assess the important parameters to the minimum DBBR, the sensitivity analyses have been carried out over the control rod control and the reactivity feedback.

1. 서론

전력연구원에서는 과학기술부 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행중인 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”과제를 통해 현재 국내 원전 운영자, 설계사 및 원전 연료공급사 등에서 원전 안전해석시 사용하는 WH 및 ABB-CE 또는 KWU의 전산코드 및 해석 방법론과 미국 전력연구소(EPRI)의 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP(Reactor Analysis Support Package)를 바탕으로 최신기술과 기준을 반영한 비냉각재상실사고(Non-LOCA) 안전해석용 방법론을 개발하고 있다. 이 방법론으로 안전해석을 수행할 때에는 EPRI에서 개발한 최적평가용 코드로 2001년 1월 25일 NRC로부터 SER(Safety Evaluation Report)을 받은 RETRAN-3D를 사용한다.

본 논문에서는 상기 Non-LOCA 안전해석용 방법론에 대한 타당성을 검증하기 위하여, 이차계통에 의해 일차계통의 열이 과도하게 제거되는 사고의 하나인 급수계통 오작동에 대해 안전해석을 수행하였으며, 그 대상 노형은 영광 2호기이다. 급수계통 오작동은 ANS Condition II 사고로 분류되며 급수 온도 감소를 유발하는 사건과 급수 유량 증가를 유발하는 사건으로 구성된다. 급수 온도 감소는 증기 유량 증가와 유사한 과도상태를 가지며 그 결과는 심각하지 않으므로 급수 온도 감소에 대해서는 일반적으로 해석하지 않는다. 그러나, 본 논문에서는 급수 유량 증가뿐만 아니라 급수 온도 감소에 대해서도 최소 DNBR 관점에서 안전해석을 수행하였으며 그 결과는 FSAR 15장에 제시된 결과와 비교하였다. 또한, 최소 DNBR 관점에 대해 안전해석을 수행할 경우에는 일반적으로 초기조건으로 공칭값을 가정하고, 통계학적으로 결정된 출력이나 온도 및 압력에 대한 불확실도를 DNBR 계산시 고려하는 "Improved Thermal Design Procedure"(ITDP) 조건을 사용하는데, 본 논문에서도 이 조건을 이용하여 안전해석을 수행하였다.

2. 사고 개요

급수 유량이 증가하거나 급수 온도가 감소하는 등의 급수계통 오작동에 의한 증기발생기 급수 조건은 원자로냉각재계통(RCS)으로부터 과도하게 열을 제거하는데, 이런 급수계통 오작동은 다음과 같은 원인에 의해 발생할 수 있다.

- 급수제어밸브의 오작동
- 급수 가열기로 급수를 전환시키는 우회밸브의 오작동
- 급수제어계통의 오작동
- 운전원의 실수

급수계통 오작동이 발생하면 정상운전조건과 다른 급수조건에 의해 RCS로부터 정상운전시보다 많은 열이 제거되므로 감속재 온도가 감소하게 된다. 제어봉제어계통이 작동하지 않고 감속재온도계수(MTC)가 음의 값인 경우에는 감속재 온도가 감소함에 따라 노심 출력 및 열속이 증가하며, 제어봉제어계통이 자동으로 작동하는 경우에는 MTC보다 더 빠르게 반응하는 제어봉 반응도가에 의해 노심 출력이 증가할 것이다. 제어봉 자동제어시, 제어봉제어계통은 제어봉집합체를 인출하여 온도 불감대 이상으로 감소한 RCS의 온도를 프로그램된 평균온도(T_{avg})로 유지시키며, 이때 인출된 제어봉에 의해 노심 출력도 증가할 것이다. 한편, RCS 온도가 감소하면, 냉각재 밀도가 증가하고 냉각재의 부피는 감소한다. RCS의 냉각재 온도 및 부피가 감소에 따라 가압기내의 냉각재 일부가 루프로 유입되어 가압기의 압력도 감소할 것이다.

원자로보호계통(RPS)이 작동하지 않는다고 가정할 경우에 핵연료 손상을 유발할 수 있는 DNB가 발생할 수도 있다. 급수 유량 증가의 경우에는 증기발생기가 급수로 가득 채워질 수도 있으며 이로 인해 증기배관이나 터빈이 습분에 의해 손상될 수도 있다. 그러므로, 급수계통 오작동으로 인한 이차측의 과도한 열제거에 대해 안전해석을 수행할 경우에는 DNB가 발생되지 않고 증기배관이나 터빈으로 전달되는 증기에 과도한 습분이 포함되지 않도록 보호계통이 적절하게 작동한다는 것을 입증하여야 한다. 급수계통 오작동이 발생할 경우, 출력범위 고 중성자속, $OP\Delta T$ (Overpower ΔT), $OT\Delta T$ (Overtemperature ΔT) 또는 증기발생기 고-고 수위에 의한 터빈정지 등의 신호에 의해 원자로가 정지될 수 있으며, 증기발생기 고-고 수위에 의한 터빈정지 및 급수관격리는 과도한 습분이 포함된 증기가 증기배관 및 터빈으로 전달되는 것을 방지해준다.

급수계통 오작동은 발생빈도를 바탕으로 ANS에서 ANSI N18.2-1973에서 정의한 보통 발생빈도 사

건(Incident of Moderate Frequency)인 Condition II 사건으로 분류되며, 이와 같은 Condition II 사건에 대한 설계기준은 다음과 같다.[9]

- 원자로냉각재계가 예상운전과도상태(Anticipated Operational Occurrence; AOO) 중에 연료허용손상한계를 초과하지 않아야 한다.
- 가장 보수적인 단일고장을 가정하는 경우에도 AOO 중에 원자로냉각재계통과 관련된 보조설비들의 압력경계가 손상되지 않아야 한다.
- 원자로냉각재계가 AOO 중에 연료허용손상한계를 초과하지 않도록 원자로보호계통에 의해 반응도제어계통과 적절한 계통이 자동으로 작동되어야 한다.
- 반응도제어계통은 AOO 중에 연료허용손상한계를 초과하지 않도록 반응도 변화를 적절히 제어하여야 한다.

또한, Condition II 사건에 적용할 수 있는 세부 기준은 다음과 같다.[9]

- 원자로냉각재계통 및 주증기계통은 설계 압력의 110% 이내로 유지되어야 한다.
- 핵연료 피복재의 건전성이 유지되도록 최소 DNBR이 적절한 상관식에 근거하여 95/95 DNBR 제한치 이상으로 유지되어야 한다.
- 독립적인 다른 고장이 추가로 발생하지 않는 한, 보통 발생빈도 사건은 보다 심각한 상태로 진행되지 않아야 한다.
- 보통 발생빈도 사건이 단일능동기기의 고장이나 운전원의 단일 실수와 결합되는 경우를 고려해야 하며, 핵연료 손상이 예상되는 경우에 방사선 결말분석을 위하여 잠재적으로 손상된 핵연료봉의 수를 평가하여야 한다. 허용가능한 핵연료 손상 모델을 근거로 핵연료봉의 손상이 더 적게 발생했다는 것을 입증할 수 없는 경우에는 인허가된 최소 DNBR 이하의 값을 갖는 모든 핵연료봉에서 손상이 발생했다고 가정해야 한다. 핵연료 피복재를 제외한 다른 핵분열 생성물 방벽의 기능이 상실되지 않아야 한다.
- AOO에 대한 발전소 응답에 대해 RG 1.105의 요건을 적용해야 한다.
- 10CFR50 App. A의 "Definitions and Explanations"에 정의된 가장 제한적인 단일고장을 고려하여 안전해석을 수행하여야 하며 RG 1.53에 기술된 지침을 만족하여야 한다.

2.1 급수 온도 감소

증기발생기에 공급되는 급수의 온도감소는 급수가열기의 고장, 급수가열기로의 추출증기의 공급 중단, 잘못된 신호에 의한 가열기 배수펌프의 정지 등에 의해 발생할 수 있다. 증기발생기에 저온의 급수가 공급되면 증기발생기를 통한 RCS의 열 제거가 증가하므로 냉각재의 온도는 감소하며 노심에 음의 MTC에 의한 정반응도가 삽입되어 출력이 증가한다.

무부하(No-load) 조건에서 발생한 증기발생기 급수 온도 감소에 의한 과도상태는 전출력에서 발생한 경우보다 그 결과가 심각하지 않은데, 이는 부하 및 급수 유량이 감소함에 따라 에너지 변화율이 감소하기 때문이다.

급수 온도 감소에 의한 RCS에서의 영향은 증기 유량 증가에 의한 영향과 유사하다. 즉, 과도상태 동안 원자로는 급수 온도 감소에 따라 변한 증기발생기 조건에서 새로운 평형조건에 도달하게 된다.

WH형 원전은 증기발생기 급수 온도 감소가 발생한 경우에 $OP\Delta T$ (Overpower ΔT), $OT\Delta T$ (Overtemperature ΔT), 또는 출력영역 고중성자속 등의 정지신호에 의해 원자로를 정지시킬 수 있다. 이 신호들은 증기 유량이 과도하게 증가할 경우에 원자로를 정지시키는 원자로 정지신호와 동일하다.

급수가열기와 관련된 급수계통 오작동에 의해 정상운전시 증기발생기에 공급되는 급수 온도보다 약 $70^{\circ}F$ 감소한 급수는 일차계통의 열부하를 전출력의 10% 정도 증가시킬 수 있다. 이렇게 증가한 열부하에 의한 과도상태는 증기 유량이 전출력의 10% 계단 증가하는 증기 유량 증가와 매우 유사하지만, 증가한 열부하나 감소한 냉각제 온도 등의 영향은 더 작다. 따라서, 증기 유량 증가가 급수 온도 감소보다 더 심각한 결과를 유발하므로 급수 온도 감소에 대한 별도의 해석은 필요하지 않다.

2.2 급수 유량 증가

급수 유량의 과도한 증가는 급수제어계통의 오작동이나 운전원의 실수에 의한 급수제어밸브의 완전 개방, 급수펌프의 속력 증가, 수동모드에서 정상급수 작동 중 보조급수펌프의 작동 등에 의해 발생할 수 있다. 증기발생기에 정상운전시보다 과도한 급수가 공급되면 증기발생기를 통한 일차계통의 열 제거가 증가하므로 냉각제의 온도는 감소하며 노심에 음의 MTC에 의한 정반응도가 삽입되어 노심 출력이 증가한다.

증기발생기에 공급되는 급수 유량이 증가하면, RCS 온도 및 압력은 감소하고 음의 MTC에 의해 원자로 출력은 증가하며 증기발생기의 압력은 감소하고 수위는 증가한다. 이런 변화는 가압기 저압경보나 증기발생기 저압경보, 원자로 고출력경보, 또는 증기발생기 고수위경보에 의해 감지된다.

WH형 원전의 경우, 급수 유량이 증가한 루프의 증기발생기에서 고-고 수위 신호가 발생하면 터빈이 정지하기 시작하고 모든 급수제어밸브 및 급수펌프방출밸브는 자동으로 폐쇄되며 주급수 펌프가 정지되어 증기발생기로 공급되는 급수를 차단한다. 또한, 터빈정지에 의해 원자로는 자동 정지되고, 이후의 과도상태는 부하 상실과 유사하다.

WH형 원전의 경우, 다음을 가정하여 급수계통 오작동을 해석한다.

- 영출력의 경우, 단일 급수제어밸브 오작동이 발생하여 단일 증기발생기로의 급수 유량이 영출력에 대한 공칭 급수 유량 이상 계단 증가한다.
- 전출력의 경우, 단일 급수제어밸브 오작동이 발생하여 단일 증기발생기로의 급수 유량이 전출력에 대한 공칭 급수 유량 이상 계단 증가한다.

막 임계에 도달한 영출력 조건의 원자로에서 단일 급수제어밸브의 우발적인 완전 개방이 발생하면 공칭 전출력의 약 25%에서 설정된 출력범위 고중성자속 정지(Low Setting)에 의해 원자로가 정지될 수도 있다. 일반적으로, 영출력 조건에서 단일 급수제어밸브의 우발적인 완전 개방에 대한 최대 반응도 삽입율이 미임계 또는 저출력 기동시 제어봉 고장 인출에 대해 해석한 최대 반응도 삽입율보다 작으므로, 영출력 조건에서의 급수 유량 증가에 대해 해석하지 않는다.

전출력에서 최대 반응도 궤환효과 및 제어봉 자동제어를 가정하여 급수 유량 증가를 해석할 경우에 출력이 가장 크게 증가하며, 제어봉이 제어되지 않는다고 가정한 경우에도 유사한 과도상태를

보인다. 일반적으로 전출력의 경우에는 제어봉 자동제어 및 수동제어에 대해 해석한다.

공학적안전계통은 작동하지 않는다고 가정하며, 원자로보호계통은 OP Δ T 신호 또는 증기발생기 고-고 수위 터빈정지신호에 의해 원자로를 정지시키고 단일 능동 고장이 발생한 경우에도 원자로 보호계통은 작동한다고 가정한다.

3. 사고 분석

3.1 주요 입력 변수

급수계통 오작동에 대해 해석할 때 사용하는 주요 입력 변수는 다음과 같다.

- 원자로정지 및 터빈정지 설정치와 지연시간
- MTC 및 도플러 계수
- 초기 RCS 출력과 냉각재 유량, 온도 및 압력
- 급수 유량 및 온도
- 급수제어밸브 폐쇄시간 및 격리신호
- 반경방향 및 축방향 침투계수와 중성자속 분포

DNBR 제한치를 위반하지 않도록 OP Δ T와 OT Δ T, 그리고 출력영역 고중성자속에 대한 원자로정지 설정치 및 증기발생기 고-고 수위에 대한 터빈정지 설정치를 설정한다. 잘못된 신호에 의한 원자로 및 터빈 정지를 방지하고 지연시간, 측정 불확실도, 계통 와동, 추가 여유도를 수용할 수 있는 충분한 여유도를 제공하기 위하여 정지 설정치는 정상운전조건으로부터 가능한 한 멀리 떨어진 값으로 설정한다. 특히, 지연시간 및 측정 불확실도를 고려하기 위하여 정상운전조건의 역방향으로 안전계통 제한설정치(LSSS)에 근거한 안전해석 설정치를 선택한다. 이 사건에 대한 해석결과가 DNBR 제한치를 위반하는 경우, LSSS는 정상운전조건에 더 가까운 값으로 조절되어야 한다.

계측 지연시간 및 측정 불확실도는 제작자가 제공하거나 시험을 통하여 얻는다. OP Δ T 및 OT Δ T 신호에 의해 제어봉삽입이 시작되는 정지 지연시간으로 3.0초를, 출력영역 고중성자속 신호에 의해 제어봉삽입이 시작되는 정지 지연시간으로 0.5초를 사용한다. 이 지연시간은 신호작동, 정지차단기 개방, 제어봉계통에 의한 제어봉낙하에서의 지연을 고려한 것이다. 한편, 증기발생기 고-고 수위에 의한 터빈정지 지연시간으로 3.0초를 사용하고 터빈정지에 따른 원자로정지 지연시간은 2.0초를 가정한다.

일반적으로, 급수계통 오작동이 발생할 때 감소하는 RCS 냉각재 온도에 의해 삽입되는 정반응도가 최대가 되도록 최대 반응도 케환효과를 유발하는 주기말(EOC) 최소 MTC를 선택하고, 과도상태동안 증가하는 핵연료 온도에 의해 삽입되는 부반응도가 최소가 되도록 최소 반응도 케환효과를 유발하는 주기초(BOC) 최대 도플러 계수를 선택한다. 그러나, 급수계통 오작동에 대한 가장 보수적인 반응도 케환효과 관련 변수들의 조합은 민감도 분석을 통하여 선정한다.

초기 노심 출력이 증가함에 따라 DNBR은 감소하므로, 출력은 정상상태 최대 출력(인허가 출력)에 2%의 측정오차를 고려한다. DNBR에 대한 초기 가용 여유도를 최소화하기 위하여 초기 노심 유량은 최소값이나 열수력 설계값을 사용한다. 또한, 초기 RCS 냉각재 온도는 보수적으로 노심 입구 최대 온도나 원자로용기 평균 온도를 사용한다. 이는 과도상태동안 최대 건도가 발생하며, 건

도가 증가할수록 DNBR은 감소하기 때문이다. 불감대(Deadband), 드리프트(Drift), 측정오차, 계측오차, 증기발생기 오염(Fouling) 등에 대한 불확실도로 $\pm 4.5^\circ\text{F}$ 를 고려한다. 한편, 압력이 감소함에 따라 DNBR은 감소하므로 RCS 압력으로 최소값을 선택하는 것이 보수적이다. WH형 원전에 대한 안전해석시 정상상태 요동(fluctuations) 및 측정오차 등에 대한 불확실도로 ± 35 psi를 고려한다. 노심 출력 및 유량과 냉각재 평균온도 및 가압기 압력 등과 관련된 초기조건은 표 1에 제시되어 있다.

WH형 원전의 경우, 급수 유량은 전출력 공칭 유량에서 급수제어밸브가 완전히 개방된 최대 유량까지 계단 증가한다고 가정한다. 또한, 급수의 엔탈피는 전출력 정상운전시 증기발생기에 공급되는 급수의 엔탈피와 동일하다고 가정한다.

반경방향 및 축방향 출력분포와 첨두계수는 노심분석에서 생성된 것을 사용한다. 일반적으로, WH형 원전은 엔탈피 고온수로계수($F_{\Delta H}$)로 특징 지워지는 반경방향 설계 출력분포를 사용한다. 출력준위가 감소함에 따라 증가하는 $F_{\Delta H}$ 는 다음과 같다.

$$F_{\Delta H} = F_{\Delta H, RTP} \{1 + PF_{\Delta H}(1 - P)\}$$

여기서, $F_{\Delta H, RTP}$ 는 정격 열출력 준위 (RTP)에서의 $F_{\Delta H}$ 이고 고리 3/4 및 영광 1/2의 경우 1.59이다. $PF_{\Delta H}$ 는 Part-power Multiplier로 국내 원전에서는 통상 0.3을 사용한다. P 는 RTP에 대한 비로써 100% 출력에 해당하는 값은 1.0이다.

전출력의 경우에 핵연료봉 출력 및 열속이 최대가 되고 DNBR이 최소가 되도록 가장 큰 $F_{\Delta H}$ 값을 사용한다. 또한, 수로간 혼합(inter channel mixing)을 최소화하고 고온수로에서 가장 큰 엔탈피가 생성되도록 가장 편평한 핵연료봉 집합체 출력 분포를 사용한다. WH형 원전의 축방향 설계 출력 분포는 일반적으로 1.55 Chopped Cosine 분포를 가진다. 공학적 고온수로 계수(F_Q)는 WH형 원전의 DNBR 계산시 고려하지 않는다.

노심 입구 유량분포는 원자로 제작사의 모델 유량 시험으로부터 얻어지며, 보수적으로 고온 핵연료 집합체로의 최소 유량을 선택한다. WH형 원전에서는 고온 핵연료 집합체로의 유량을 5%정도 감소시킨 값을 사용한다. 노심 출구 반경방향 압력 분포로 가장 큰 반경방향 압력구배를 사용할 경우에 계산되는 DNBR이 더 낮다. 그러나, DNBR 계산시 반경방향 압력구배는 주요인자가 아니며, 보수적으로 고려한 다른 가정에 의해 이 영향이 상당히 상쇄되기 때문에 때때로 무시한다.

3.2 주요 가정 및 모델링

급수계통 오작동을 해석하기 위하여 계통해석코드인 RETRAN을 사용하여 발전소의 주요 계통을 66개의 볼륨과 98개의 정선으로 모델링하였다. 원자로정지, 터빈정지, 가압기 및 증기발생기 안전밸브 등의 각종 설정치를 제어하기 위하여 105개의 트립카드와 79개의 제어카드를 사용하였으며, 각각 트립카드에 의해 기동·정지하도록 모델링한 3개의 RCP는 펌프 특성 곡선을 반영하였다. 또한, 모든 증기발생기의 전열관을 각각 수직 열전도체 4개로 분할하였으며, 정상 및 과도 상태에서의 정확한 거동을 모사할 수 있도록 2차측을 5개의 볼륨으로 분할하였다. 노심은 Point Kinetics를 가정하여 출력이 반응도의 합에 의해 계산되도록 모델링하였으며, 핵연료 집합체는 3개의 축방향

열전도체로 모사하였다.

급수계통 오작동의 경우, 일차계통에서 이차계통으로의 열전달에 의해 일차계통의 냉각율이 결정되기 때문에 이차계통에 대한 모델링은 매우 중요하다. WH형 원전의 경우에는 이차계통의 급수 격리 밸브 폐쇄 시간에 대한 모델링도 중요한데, 고리 3/4 및 영광 1/2의 경우에 터빈정지 신호가 발생하고 7.0초 후 급수가 차단되고 이 급수제어밸브는 1.0초 동안 닫힌다고 가정하였다.

안전해석을 수행할 경우에는 안전등급 계측설비 및 계통만을 고려하므로, 어떠한 제어계통도 과도 상태를 완화시킬 수 없다고 가정한다. 그러나, 제어계통이 작동한다고 가정한 경우에 대해 해석한 결과가 더 심각할 경우에는 해당 제어계통을 고려한다. 따라서, 영광 2호기에 대한 제어봉제어계통에 대해 모델링하여 최소 DNBR 관점에서 민감도 분석을 수행하였다.

정상상태를 일정시간동안 확인한 후 급수 온도 감소가 발생하도록 모델링하였으며, 정상운전시 급수 온도보다 70°F 낮은 급수가 정상운전시와 동일한 유량으로 모든 증기발생기에 공급되도록 모델링하였다. 여기서 사용한 70°F는 저압가열기 우회밸브의 개방에 따라 감소한 온도 60°F에 10°F의 보수성을 추가된 것이다.

한편, 급수 유량 증가도 급수 온도 감소에 대해 모델링한 것과 동일하게 정상상태를 확인한 후 단일 루프에서 급수 유량이 증가하도록 모델링하였다. 급수제어밸브에 고장이 발생한 루프의 급수 유량은 급수제어밸브 고장시 증기발생기에 공급될 수 있는 최대 유량으로 가정하는데, 본 논문에서는 183%가 계단 증가한다고 모델링하였다. 또한, 단일 루프에서 증가하는 급수 유량에 의한 엔탈피 차이에 의해 모든 증기발생기에서 증기가 증가하며, 건전한 루프에서 증가하는 증기 때문에 증기발생기 전열관이 노출되지 않도록 급수 유량도 증기 유량에 따라 증가하도록 모델링하였다.

급수 온도 감소 및 급수 유량 증가에 대한 안전해석시, DNBR은 RETRAN Auxiliary DNB Data Card(8001XX)로 모델링하고 WRB-2 DNB 상관식이 추가된 RETRAN으로 계산하였다.[10]

4. 분석 결과

4.1 급수 온도 감소

표 3의 “급수온도감소”는 급수 온도 감소시 제어봉이 작동하는 경우와 작동하지 않는 경우, 그리고 MTC와 같이 반응도 케환효과에 영향을 미치는 변수들에 대해 최소 DNBR 관점에서 민감도 분석을 수행하고 그 결과를 제시한 것이다. 표 3에 제시된 변수인 CTRL, MTC, DOP, ATF, BETA는 각각 제어봉 제어모드, 감속재 온도 계수, 도플러 출력 계수 (Doppler Only Power Coefficient), 도플러 온도 계수 (Doppler Temperature Coefficient), 지발 중성자 분율 (Delayed Neutron Yields)을 의미한다. 이 변수들 중 DOP와 ATF 및 BETA는 LOFTRAN 코드에서 사용하는 반응도 관련 변수인데 안전해석시 이를 RETRAN의 제어카드로 모델링하여 사용하였다.[11] 최소 DNBR 관점에서 가장 보수적인 조합을 선정하기 위하여, 제어봉은 제어봉제어계통의 제어논리에 따라 자동으로 작동되는 자동제어모드와 운전원에 의해 작동되는 수동제어모드에 대해, MTC 등의 반응도 케환효과 관련 변수들은 최대 반응도 케환효과 및 최소 반응도 케환효과를 유발하는 값에 대해 조합하여 각각의 경우를 분석하였다. 표 3의 Case 번호는 각 변수들의 조합을 의미하는데, 제어봉이 자동제어모드이거나 MTC 등이 최대 반응도 케환효과를 유발하는 EOL 조건에 해당하는 값을 가진 경우는 “1”로 표시하였으며, 제어봉이 수동모드이거나 MTC 등이 최소 반응도 케환효과를 유발하

는 BOL 조건에 해당하는 값을 가진 경우는 “0”으로 표시하였다. 예를 들어, “01011”은 제어봉이 수동으로 제어되며 MTC와 ATF 및 BETA는 최대 반응도 궤환효과를 유발하는 EOL 조건에 해당하는 값을 가지고 DOP는 최소 반응도 궤환효과를 유발하는 BOL 조건에 해당하는 값을 가진 경우를 의미한다.

표 3으로부터, 급수 온도 감소시 제어봉이 자동제어모드인 경우(1XXXX)보다 수동제어모드인 경우(0XXXX)가 더 낮은 최소 DNBR 값을 가진다는 것을 알 수 있는데, 이는 그림 4에 잘 나타나 있다. 또한, 표 3의 수동제어모드인 경우들을 비교해보면 MTC의 경우에는 최대 반응도 궤환효과를 유발하는 값을 가진 경우(X1XXX)가, DOP의 경우에는 최소 반응도 궤환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XX0XX)가, ATF의 경우에는 최대 반응도 궤환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XXX1X)가, BETA의 경우에도 최대 반응도 궤환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XXXX1)가 더 낮은 최소 DNBR 값을 가진다는 것을 알 수 있다. 그러므로, 최소 DNBR을 유발하는 제어봉 제어모드 및 반응도 궤환효과 관련 변수들의 조합은 “01011”임을 알 수 있다.

그림 1 ~ 그림 4는 급수 온도 감소가 발생했을 때 제어봉이 자동으로 작동하는 경우(“Automatic”)와 작동하지 않는 경우(“Manual”)에 대한 안전해석 결과를 제시한 것이다. 이 그림들에는 2.1절에서 기술한 것과 같이 급수 온도 감소시 과도상태와 경향은 유사하지만 그 변화가 더 큰 과도상태를 보이는 증기 유량 증가에 대한 안전해석 결과(“STM Increase”)를 함께 제시하여 두 사건의 결과를 비교하였다. 그림 1 ~ 그림 4로부터, 두 사건의 전체적인 경향은 유사하다는 것을 알 수 있으며, 증기가 전출력이 10% 계단 증가하는 증기 유량 증가보다 급수 온도 감소에서 더 작은 부하가 발생한다는 것을 알 수 있는데, WH에서 사용하는 안전해석 방법론에서도 이를 확인할 수 있다.

급수 온도 감소가 발생하면, 정상운전시 보다 낮은 온도의 급수가 증기발생기에 공급되어 증기발생기에서 제거되는 일차계통의 열이 정상운전시 보다 더 많아지므로 저온관의 냉각재 온도는 더 낮아져 그림 2와 같이 노심의 평균온도도 조금 감소한다. 제어봉이 작동되지 않는 수동제어모드이고 노심이 음의 MTC를 가진 경우에는 노심에 주입되는 더 낮은 온도의 냉각재로 인해 노심에 양의 반응도가 삽입되어 핵출력이 증가하는데, 이 과도상태는 그림 1의 “Manual”에 잘 나타나 있다. 반면, 제어봉이 자동제어모드인 경우에는 저온의 급수에 의해 증기발생기에서 생성되는 증기가 과도상태 초기에 감소하여 노심출력과 터빈출력의 불일치를 발생시킨다. 이런 출력 불일치에 의해 제어봉이 노심에 삽입되는데, MTC 등의 반응도 관련 변수보다 핵출력에 더 빠르게 영향을 미친다. 따라서, 그림 1의 “Automatic”에서와 같이 과도상태 초기에는 핵출력이 감소하지만 반응도 궤환효과 관련 변수들에 의해 다시 출력이 회복되어 평형상태에 도달하게 된다.

그림 2의 노심 평균온도는 그림 1의 핵출력의 영향을 받으므로 “Automatic”인 경우가 “Manual”인 경우보다 더 낮은 경향을 보여준다. 그림 3에서와 같이 가압기 압력이 과도상태 초기에 감소하는 것은 냉각재 온도가 감소함에 따라 냉각재 밀도는 증가하고 냉각재의 부피는 감소하므로 가압기 내 냉각재가 냉각재 루프로 밀려나기 때문이며, “Automatic”에서 더 크게 감소하는 것은 그림 2에서 보여주듯이 “Manual”인 경우보다 냉각재 온도가 더 감소하기 때문이다. DNBR 변화를 보여주는 그림 4로부터 “Manual”인 경우가 DNBR 값이 더 작는데 이는 “Automatic”인 경우보다 핵출력이 더 높기 때문이다.

4.2 급수 유량 증가

급수 유량 증가에 대해서도 급수 온도 감소와 동일한 방법으로 민감도 분석을 수행하였으며, 그 결과를 표 3의 “급수유량증가”에 제시하였다. 급수 유량 증가에서는 제어봉이 자동제어모드인 경우(1XXXX)에 더 낮은 최소 DNBR 값을 가지며, 자동제어모드인 경우들 중 MTC의 경우에는 최소 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(X0XXX)에, DOP의 경우에는 최대 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XX1XX)에, ATF의 경우에는 최소 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XXX0X)에, BETA의 경우에도 최소 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XXXX0)에 더 낮은 최소 DNBR 값을 가진다는 것을 알 수 있다. 한편, MTC의 경우에는 최대 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(X1XXX)에, DOP의 경우에는 최소 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XX0XX)에, ATF의 경우에는 최대 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XXX1X)에, BETA의 경우에는 최소 반응도 케환효과를 유발하는 값을 가진 경우(XXXX0)에 더 낮은 최소 DNBR 값을 가진다는 것을 알 수 있다. 이는 자동제어모드에서와 같이 핵출력에 빠른 영향을 미치는 제어봉의 반응도가 없는 경우에는 음의 MTC에 의해 증가하는 핵출력이 클수록, 그리고 증가한 핵출력에 대해 삽입되는 음의 반응도가 작을수록 최소 DNBR은 낮기 때문이다. 표 3으로부터 최소 DNBR을 유발하는 반응도 케환효과 관련 변수들의 조합은 제어봉이 자동제어모드인 경우에는 “10100”이며, 수동제어모드인 경우에는 “01010”임을 알 수 있다.

표 2 및 그림 5 ~ 그림 10은 급수 유량 증가를 제어봉이 자동제어모드인 경우(“Automatic”)와 수동제어모드인 경우(“Manual”)에 대해 수행한 안전해석 결과를 영광 2호기 FSAR 15.1에 제시된 결과(“FSAR”)와 비교한 것으로, “Automatic” 및 “Manual”의 사고 경과 및 전체적인 경향은 유사하다는 것을 알 수 있다. 그림들에서 보이는 그래프들간의 차이는 표 2에 제시된 바와 같이 증기발생기 고-고 수위 신호가 FSAR 결과보다 일찍 발생하여 터빈 및 원자로가 더 일찍 정지하므로 노심에서 생성된 열이 더 적기 때문인데, 이 현상은 그림 5의 핵출력 변화 및 그림 6의 열출력 변화와 그림 9의 가압기 압력변화에서 확인할 수 있다. 그림 5 및 그림 6에서와 같이 75초 이후의 핵출력 및 열출력이 “FSAR”보다 높은 것은 “FSAR”과 달리 원자로정지 후 노심에서 잔열이 발생한다는 가정을 사용하였기 때문이다. 그러나, 최소 DNBR은 원자로정지 이전에 발생하므로 이 가정은 최소 DNBR에 전혀 영향을 미치지 않는다. 한편, 그림 7에서 50초 이후의 노심 평균온도가 “FSAR”보다 더 적게 감소하는 것은 FSAR 결과보다 빠른 터빈정지에 의해 급수관이 더 일찍 격리되므로 이차계통에 의한 일차계통의 열제거가 중단되기 때문이다. 그러나, 그림 10의 DNBR 변화로부터 “Automatic” 및 “Manual”과 “FSAR”은 모두 거의 같은 최소 DNBR을 가진다는 것을 알 수 있다.

5. 결론 및 향후계획

전력연구원에서 개발한 Non-LOCA 안전해석용 방법론을 이용하여 급수계통 오작동을 해석하였으며, 그 결과를 FSAR 15장에 제시된 결과와 비교하여 급수계통 오작동에 대한 안전해석 방법론의 타당성을 검증하였다. 향후, 검증된 급수계통 오작동에 대한 안전해석 방법론을 바탕으로 이와 유사한 이차계통에 의한 일차계통의 열제거 증가 사고들, 즉 증기 유량 증가 및 증기관 파단 등에 적용하여 각 사고에 대한 방법론을 개발하고 이를 검증할 예정이다.

감사의 글

과학기술부 원자력연구개발 중장기과제 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발”의 세부과제 “원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”의 일환으로 본 연구를 수행하였습니다.

참 고 문 헌

1. *Safety Analysis Standard*, Rev. 6, Westinghouse Co. (1999)
2. Lance J. Agee, J.F. Harrison, D.M. Bucheit, W.C. Beck, H.D. Fulcher, J.O. Cermak, and J.M. Betancourt, *The Reactor Analysis Support Package (RASP)*, NP-4498, Vol. 3, Electric Power Research Institute (1986)
3. 최희기, *TXU Reload Core Design and Safety Analysis Methodology*, 한국전력공사 (2000)
4. J.G. Shatford, C.E. Peterson, J.H. McFadden, M.P. Paulsen, and G.C. Gose, *RETRAN-3D User's Manual*, NP-7450, Vol. 3, Electric Power Research Institute (1996)
5. G.H. Heberle, *LOFTRAN-Code Description and User's Manual*, WCAP-7878, Rev. 5, Westinghouse Co. (1989)
6. *YGN 1&2 FSAR*, 한국전력공사 (1994)
7. *YGN 1&2 PL&S*, Rev. 3, 한국전력공사 (1993)
8. *DYNODE-P RETRAN-3D Benchmark*, Kewaunee Nuclear Power Plant (2000)
9. 경수로형 원자력발전소 안전심사지침서, KINS-G-001, Rev. 2, 한국원자력안전기술원 (1999)
10. 정애주, 김요한, *WH형 원전 안전해석을 위한 RETRAN DNBR 모델 개선*, 2001 추계학술발표회, 한국원자력학회 (2001)
11. 양창근, 성병욱, 김요한, *WH형 원전 사고해석을 위한 RETRAN 반응도 모델링*, 2001 추계학술발표회, 한국원자력학회 (2001)

표 1. 급수계통 오작동 해석에 사용한 초기 조건

변 수	공 칭 값
노심 열출력 (MWt)	2775
RCP에 의한 열출력 (MWt)	12
원자로용기 평균온도 (°F)	588.5
가압기 압력 (psia)	2250
루프당 원자로 냉각재 유량 (gpm)	97,900
전체 원자로 냉각재 유량 (10 ⁶ lb/hr)	109.3
전체 증기 유량 (10 ⁶ lb/hr)	12.3
SG 출구에서의 증기압 (psia)	964
SG 입구에서의 급수온도 (°F)	440
노심 평균 열속 (Btu/hr-ft ²)	197,200

표 2. 급수 유량 증가 사고 경과

항 목	FSAR	RETRAN 계산
주급수제어밸브 완전개방	0.0 (초)	0.01 (초)
증기발생기 고-고 수위 신호 발생	46.9	43.86 ^a 43.80 ^b
증기발생기 고-고 수위 신호에 의한 터빈정지	49.9	46.90 ^a 46.85 ^b
MDNBR 발생	50.5	47.00 ^a 47.10 ^b
터빈정지에 의한 원자로정지	51.9	48.90 ^a 48.85 ^b
터빈정지에 의한 급수관 격리	53.9	50.90 ^a 50.85 ^b
주급수 펌프 #1, #2, #3 정지	-	50.95 ^a 50.90 ^b
계산종료	200.0	200.

※주. “a”는 제어봉 자동제어모드인 경우를 의미하며 “b”는 수동제어모드인 경우를 의미한다.

표 3. 급수 온도 감소 및 급수 유량 증가에 대한 민감도 분석 결과 - 최소 DNBR

변수 Case #	CTRL	MTC	DOP	ATF	BETA	급수온도감소	급수유량증가
11111	✓	✓	✓	✓	✓	2.55876	2.14238
11110	✓	✓	✓	✓		2.55876	2.14337
11101	✓	✓	✓		✓	2.55876	2.14391
11100	✓	✓	✓			2.55876	2.14412
11011	✓	✓		✓	✓	2.55876	2.14519
11010	✓	✓		✓		2.55876	2.14625
11001	✓	✓			✓	2.55876	2.14626
11000	✓	✓				2.55876	2.14618
10111	✓		✓	✓	✓	2.55876	2.14245
10110	✓		✓	✓		2.55876	2.14213
10101	✓		✓		✓	2.55876	2.14187
10100	✓		✓			2.55876	2.14090
10011	✓			✓	✓	2.55876	2.14489
10010	✓			✓		2.55876	2.14337
10001	✓				✓	2.55876	2.14309
10000	✓					2.55876	2.14312
01111		✓	✓	✓	✓	2.44743	2.20959
01110		✓	✓	✓		2.44744	2.20929
01101		✓	✓		✓	2.44831	2.21206
01100		✓	✓			2.44831	2.21181
01011		✓		✓	✓	2.43501	2.17616
01010		✓		✓		2.43503	2.17455
01001		✓			✓	2.43549	2.17728
01000		✓				2.43550	2.17562
00111			✓	✓	✓	2.55625	2.55079
00110			✓	✓		2.55732	2.55489
00101			✓		✓	2.55852	2.55518
00100			✓			2.55851	2.55526
00011				✓	✓	2.53367	2.49037
00010				✓		2.53367	2.50611
00001					✓	2.55809	2.55515
00000						2.55837	2.55525

※주. “CTRL”은 제어봉 제어모드를, “MTC”는 감속재 온도 계수를, “DOP”는 도플러 출력 계수를 “ATF”는 도플러 온도 계수를 “BETA”는 지발 중성자 분율을 의미하며, 및 “1”은 제어봉 자동제어모드 또는 최대 반응도 궤환효과를, 및 “0”은 제어봉 수동제어모드 또는 최소 반응도 궤환효과를 의미한다.

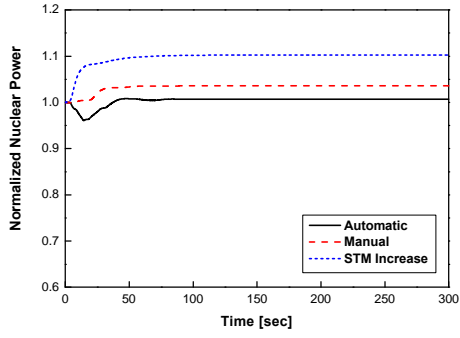


그림 1. 급수 온도 감소 - 핵출력 변화

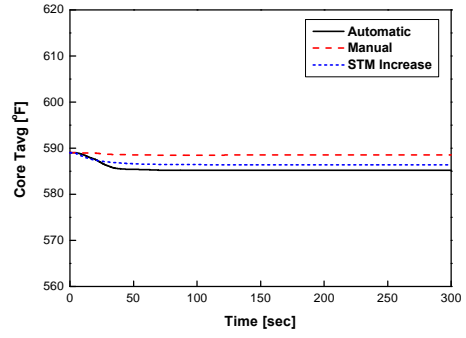


그림 2. 급수 온도 감소 - 노심 T_{avg} 변화

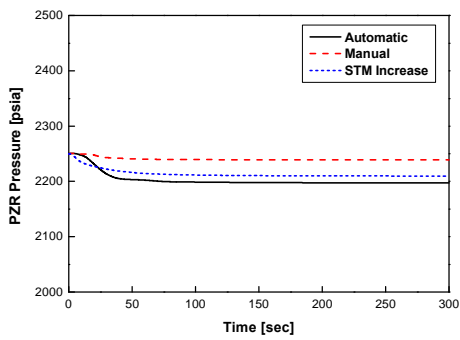


그림 3. 급수 온도 감소 - 가압기 압력 변화

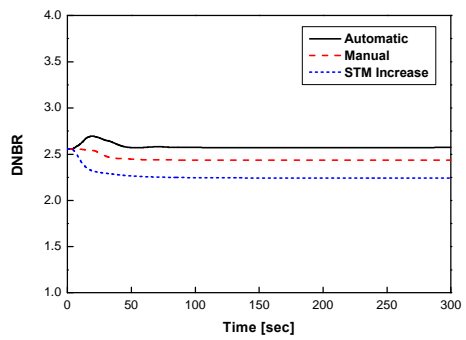


그림 4. 급수 온도 감소 - DNBR 변화

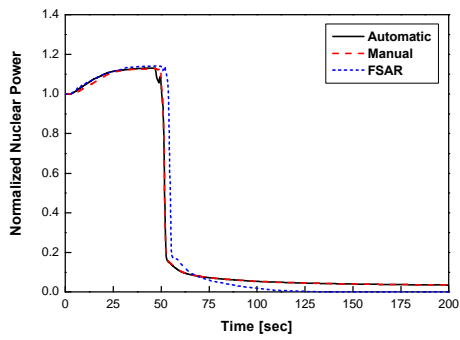


그림 5. 급수 유량 증가 - 핵출력 변화

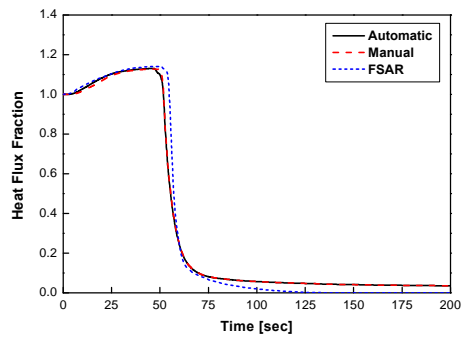
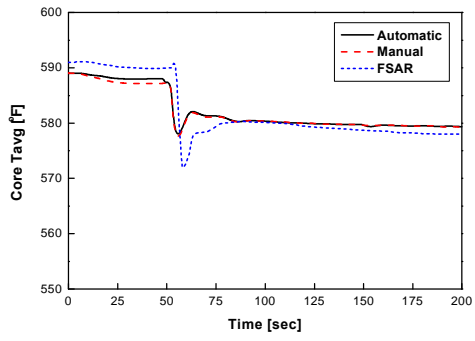
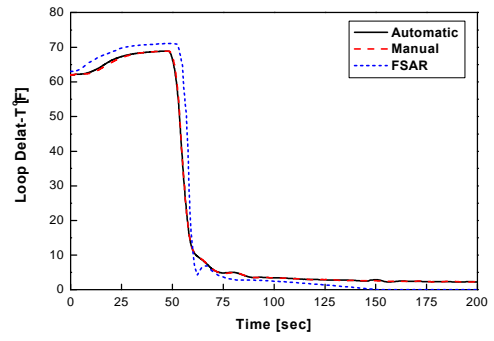


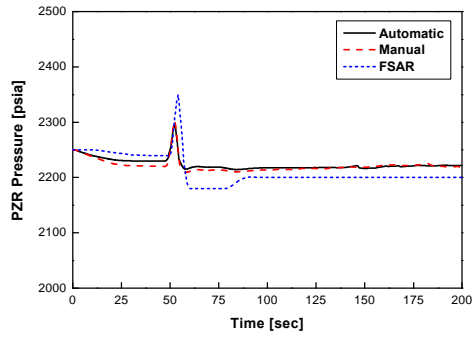
그림 6. 급수 유량 증가 - 열출력 변화



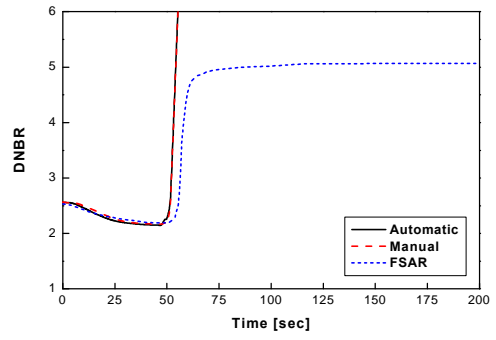
7. 가 - T_{avg}



8. 가 - Loop T



9. 가 - 가



10. 가 - DNBR