

RETRAN-3D 코드를 사용한 한국표준원전 비냉각재상실사고 해석

Application of the RETRAN-3D Code to the Non-LOCA Safety Analysis for KSNP

조천휘, 이명훈, 박민수, 백승수, 김신환, 이상용, 최철진

한국전력기술주식회사
대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

요약

본 논문은 원전기술고도화 연구개발과제의 위탁사업으로 한국전력기술주식회사에서 수행중인 “과도해석 방법론 개발” 과제에서 Non-LOCA 계통모사코드로 채택된 RETRAN-3D 코드를 사용한 한국표준원전인 비냉각재상실사고(Non-LOCA) 해석에 대한 지금까지의 결과를 정리하여 검토하고 향후 추가적인 연구 필요분야와 방법론 개발에 관련된 내용을 제시한다. RETRAN-3D를 사용한 사고해석 결과의 검토는 현재 KSNP 안전해석에 사용중인 인허가 코드 CESEC-III를 사용하여 얻은 결과와의 비교를 통하여 수행되었다. 두 코드의 비교를 위하여 비냉각재상실사고중 대표적으로 네 가지 사고에 대한 해석을 수행하였다. 평가결과 사고의 전반적인 진행 상황과 계통의 거동은 두 코드 모두 일관성 있는 결과를 제시하나 세부적인 거동 측면에서 사고의 특성에 따라 어느 정도 차이를 보이는 것으로 나타났다. 특히, 배관의 파단으로 유발되지 않은 사고해석시 두 코드 결과는 원자로정지후의 열적 거동에 약간의 차이를 보이는 것을 제외하고 매우 유사한 결과를 예측하였으나, 배관 파단이 발생하는 경우에는 비교적 큰 차이를 보임을 알 수 있었다. 이러한 차이는 두 코드에서 사용되는 임계유량 모델의 차이와 이상유동 모델의 차이에 인한 것으로 판단되며 CESEC-III의 결과가 더 보수적으로 예측하는 것으로 나타났다. 향후 이러한 차이점에 대한 보다 상세하고 정량적인 평가를 통하여 RETRAN-3D 코드의 안전해석 적용 타당성 및 적정성 확인에 필요한 근거 자료를 마련하고 코드 인허가에 대비하는 것이 필요하다.

Abstract

This paper presents the preliminary results of the application of the RETRAN-3D code to the non-LOCA safety analysis for the KSNP, which is performed by KOPEC as a part of the Transient Analysis Methodology Development Project. In this study, the applicability of RETRAN-3D was assessed by simulating four representative non-LOCA accidents using RETRAN-3D and comparing the results with those from the CESEC-III code which has been used for the safety analysis for the KSNP. In general, comparison of the results showed that both codes predict consistent and similar plant responses during the accident progressions. However, depending on the accident characteristics

some discrepancies between the two code results were observed. For an accident initiated by a pipe rupture, a rather significant difference in the code results was observed while a reasonable and very close agreement between the two results was observed for an accident without any pipe break in the system. Based on the review of code models and simulation results, the discrepancies are mainly attributable to the differences in the models for break flow calculation and two-phase mixture in the system. More detailed and quantitative analyses for those discrepancies are needed to verify the applicability of the RETRAN-3D code to the non-LOCA safety analysis for the KSNP.

1. 서론

현재 국내 원자력 산업체에서 사용하고 있는 비냉각재상실사고(Non-LOCA) 과도해석 코드 체계 및 방법론은 대부분 원자로 설계사들이 개발, 제공한 것이다. 따라서 해당 설계사에서 제공한 원자로에 대해서만 적용이 가능하여 노형간 교차 사용이 불가능하고 해석체계 및 코드내 Numerical Scheme 및 상관식들이 대부분 70년대에 개발된 것으로 해석 범위가 좁아 전체 과도현상을 하나의 코드로 모사하는 것이 아니라 과도현상 단계별로 나누어 모사하거나, 관심 사항에 따라 적용 코드를 달리하고 있다. 또한 이 코드들은 대부분 Westinghouse (구 ABB-CE 포함) 소유로서 2007년 이후에도 지속적으로 사용하기 위해서는 추가의 기술협정 및 비용 부담이 예상된다. 이와 같은 사유로, 현재 국내에서는 전력산업 기술개발 사업인 “고유 안전해석 전산코드개발” 과제를 통하여 고유의 최적평가용 범용코드 체계 개발을 추진중에 있다. 이 과제의 목적은 현재 사용중인 제한코드를 비롯한 주요 설계코드 체계를 대체하는 과도해석 체계를 구축하고, 모든 가압경수로형 원전에 적용가능한 일관성 있는 과도해석 전산코드 체계를 확립하는 것이다.

본 논문에서는 상기 과제의 일환으로 한국전력기술 주식회사에서 수행중인 “과도해석 방법론 개발과제” 중 Non-LOCA 계통모사코드로 채택된 RETRAN-3D 코드를 사용한 한국표준원전인 비냉각재상실사고(Non-LOCA) 해석에 대한 지금까지의 결과를 정리하여 검토하고 향후 추가적인 연구 필요분야와 방법론 개발에 관련된 내용을 제시한다. RETRAN-3D를 사용한 사고해석 결과의 검토는 현재 KSNP 안전해석에 사용중인 인허가 코드 CESEC-III를 사용하여 얻은 결과와의 비교를 통하여 수행되었고, 두 코드의 결과가 차이점을 보일 수 있는 요인들을 살펴보았다.

RETRAN-3D를 사용한 사고해석 검토를 위하여 현재 한국표준원전 안전해석에서 고려되는 다섯 가지 대표적인 사고(증기발생기 대기방출밸브의 부주의한 개방, 주급수관 파단사고, 가압기 수위제어계통 오작동 사고, 유출관 양단파단 사고, 주증기관 파단사고)에 대하여 동일한 조건에서 RETRAN-3D와 CESEC-III 코드를 사용하여

모사하였고 그 결과를 주요 변수를 중심으로 비교 평가하였다. 이들 사고중 주증기관 파단사고에 대한 내용은 해석 및 결과의 복잡성으로 별도의 논문에 기술되었다. 이러한 비교 분석의 목적은 RETRAN-3D 코드의 한국표준원전의 비냉각재상실사고 해석에 적용성을 평가하고 기존 인허가에 사용중인 CESEC-III 코드 결과와의 차이점에 대한 타당성을 입증하며 향후 코드 인허가를 위하여 개선이 필요한 사항을 도출하기 위함이다.

2. 전산코드 개요

RETRAN-3D[1]는 EPRI에서 개발한 최적평가용 전산코드로 2001년 1월 25일 NRC로부터 SER(Safety Evaluation Report)을 받은 코드로서, 가압경수로형 원전의 비냉각재상실사고 해석에 적용될 수 있도록 계통의 상세한 모델링이 가능하도록 개발되었다. 본 연구의 한국표준원전에 적용을 위하여 전체 발전소 계통을 총 97개의 열수력학적 체적 (hydraulic volume)과 이를 연결하는 149개의 유로(junction) 및 주요 열구조물(heat structure)을 사용하여 모사하였으며, 관련된 노드구성은 그림 1에 제시되었다. 각 노드 및 유로에서는 이상유동에 대한 분석이 가능하다. 또한 원자로 보호계통 및 공학적안전설비계통, 밸브, 및 주요 원전제어계통들의 모델도 포함되었다.

CESEC-III[2] 코드는 영광 3,4호기를 비롯하여 현재 건설중인 모든 한국표준원전과 APR-1400의 비냉각재상실사고 안전해석에 사용된 인허가 코드이다. CESEC-III 코드의 계통모델은 그림 2에 제시된 것처럼 한국표준원전 형태의 계통 구성에만 적용 가능하도록 되어있으며 과도상태 동안의 노심열속, 온도, 압력 등과 같은 주요 계통 변수들을 계산한다. 또한, 원자로보호계통 및 공학적안전설비계통, 밸브, 및 주요 원전제어계통들의 모델도 포함되었다. 그러나 RETRAN-3D와 달리 CESEC-III 코드에서는 원자로 상부영역과 가압기를 제외하고 이상유동의 거동을 모사할 수 없다.

3. RETRAN-3D와 CESEC-III 사고해석 결과의 비교 검토

RETRAN-3D와 CESEC-III 해석 결과의 비교를 위하여 울진 3,4호기를 대상으로 전술한 네 가지 사고에 대하여 동일 조건에서 두 코드를 사용하여 사고를 모사한 후 결과를 비교하였다. 코드의 계산결과 비교 목적상 사고 초기 조건은 설계시 고려된 보수적인 열수력 조건이 아닌 전출력 정상상태로 각 사고에 대하여 동일하게 적용되었다. 그러나 사고시 제어계통의 상태와 같이 사고 특성에 따라 특별히 가정된 사항에 대하여는 사고별로 달리 적용하였다. 모든 사고에 공통으로 적용된 계통의 열수력 조건은 표 1에 제시된 바와 같다.

3.1 증기발생기 대기방출밸브의 부주위 한 개방사고(IOUSGADV)

증기발생기 대기방출밸브의 개방은 증기발생기에 의한 열 제거율을 증가시켜서 원자로냉각재계통의 냉각을 초래하게 한다. 이때 감속재 부온도계수로 인하여, 노심출력은 초기값인 정격출력의 102%로부터 증가하여 113%의 새로운 안정된 값에 도달한다. 급수제어 계통이 자동모드에 있다고 가정하면 증기발생기에 공급되는 급수유량을 증가시켜 증기발생기 수위를 유지시킨다.

동 사건의 분석에서 원자로는 운전원의 수동조작에 의해 사건 발생 30분 후에 정지되며, 소외전원상실(LOOP)은 원자로정지와 동시의 터빈 정지이후 3초에 발생하는 것으로 가정하였다. 또한, 두 코드를 사용하여 수행된 결과 비교를 용이하게 하기 위하여, PLCS 및 PPCS의 작동은 고려하지 않았으며, RETRAN-3D에 모델되지 않은 continuous spray flow와 가압기를 통한 열손실을 CESEC-III에서도 배제하였다. RETRAN-3D의 계산결과는 그림 3부터 5까지 CESEC-III의 결과와 비교하여 제시되었다. 그림에서 볼 수 있는 바와 같이 원자로정지 전의 과도상태는 두 코드 결과가 매우 유사함을 알 수 있다. 그림 3과 4의 가압기 및 증기발생기 압력은 과도상태 중 CESEC-III가 RETRAN-3D 보다 약간 높게 예측함을 볼 수 있다. 이는 증기발생기를 통한 일차 측의 열전달량의 계산 차이에 인한 것으로 보여진다. 또한, 그림 5에서와 같이 원자로정지 후 원자로 냉각재 온도변화는 CESEC-III 경우가 약 30 °C 높게 예측하는데, 이는 두 코드에서 원자로정지 이후의 붕괴열 계산에 서로 다른 모델을 사용하고 일차측 열전달 계산 결과의 차이로 인한 것으로 판단된다. RETRAN-3D의 경우에 원자로정지 이후 압력 감소가 CESEC-III 보다 빠르게 예측되어 가압기 압력이 안전주입작동신호 분석설정치인 1705 psia (119.88 kg/cm²A) 아래로 약 170초 빨리 떨어진다. 2대의 고압안전주입펌프는 안전주입작동신호 발생 약 30초 후에 정격속도에 도달하고 원자로냉각재계통에 안전주입이 시작되는 것으로 예측되었다.

이상에서 살펴본 바와 같이 IOUSGADV의 경우 약간의 차이는 있지만 전반적으로 두 코드 모두 일관되고 유사한 결과를 보여준다. 비교시 나타난 차이는 두 코드의 모델 차이로 인한 것으로 판단되며 안전성 평가에 영향을 미칠 정도는 아니다.

3.2 주급수관 파단사고(FWLB)

주급수관 파단사고는 이차계통의 열제거 감소로 인한 일차계통의 온도증가로 일차계통의 압력을 상승시키는 사고로 제한사고중 원자로냉각재계통의 압력증가가 일차적인 관심사항이다. 주급수관은 다운코머쪽 배관과 이코노마이저쪽 배관이 있으며 어느쪽 배관에서나 파단을 가정할 수 있다. 주급수유량 및 증기발생기 재고량 등의 상실을 고려할 때 가장 심각한 파단은 이코노마이저쪽 배관파단이다. 파단위치는 증기발생기 급수 노즐과 격납건물 관통부 사이에 있는 역류방지밸브를 고려하여 결정한다.

동 분석에서 사용된 초기조건은 표 1과 같으며 가압기 고압력 원자로정지 설정치는 2,460 psia, 가압기 안전밸브의 설정치는 2,500 psia를 사용하였고, 가압기수위제어계통 및 가압기압력제어계통은 수동운전상태로 가정하였다. 또한, 파단측 증기발생기 저수위 원자로정지는 0.5%WR로 가정하였다. 분석에 사용된 주급수 배관파단 면적은 울진 3,4호기의 제한적인 결과를 나타낸 0.2 ft²를 사용하였다.

동 사건에 대한 RETRAN-3D의 계산 결과는 그림 6부터 8까지 CESEC-III 결과와 비교하여 제시되었다. 그림 6에서와 같이 두 코드에서 예측된 파단부를 통한 방출유량이 크게 차이를 알 수 있다. CESEC-III에서는 파단 유량이 증기발생기의 재고량이 고갈되기 전까지 균일하게 나타났지만, RETRAN-3D의 경우는 초기에 높은 증기발생기의 압력에 의해 파단유량이 늘어나지만, 차츰 줄어드는 현상을 볼 수 있다. 이는 CESEC-III와 RETRAN-3D에서 사용하는 임계유량계산 모델의 차이에 의한 것으로 판단된다. 그림 8에서는 가압기 고압력 원자로정지 시간이 CESEC-III의 경우가 빠른 반면 원자로냉각재계통의 최대 첨두 압력이 RETRAN-3D보다 더 높게 나타났다. 그 이유는 CESEC-III의 가압률 및 파단측 증기발생기의 열전달 특성이 RETRAN-3D 보다 더 크게 예측하는 것에 인하는 것으로 판단되며, 파단부를 통한 방출유량의 차이에도 영향을 받는다. 이로 인해 RETRAN-3D의 경우 가압기 안전밸브 및 주증기 안전밸브의 개방도 더 늦게 발생하고 최대 증기발생기 압력도 CESEC-III의 경우보다 더 낮게 예측된다.

이상에서 살펴본 바와 같이 전체적인 사건 경위는 두 코드 모두 유사하게 예측하나 CESEC-III가 RETRAN-3D 보다 보수적으로 예측함을 알 수 있다.

3.3 가압기 수위제어계통 오작동사고(PLCSMF)

원자로냉각재계통의 재고량 증가사고중 제한사고는 소외전원상실을 수반한 가압기 수위제어계통의 오작동 사고이다. 동 사건의 해석에서는 사고 초기에 세대의 충전펌프가 동작되어 최대 충전유량이 주입되며 동시에 유출유량조절밸브가 완전히 닫혀 최소 유출유량을 나타내는 것을 모사하였다. 해석에서는 표 1에 제시된 운전조건하에 가압기압력제어계통과 증기우회제어계통은 수동운전상태로 가정하였고, 가압기 고압력 원자로정지 설정치는 2,383 psia, 가압기안전밸브의 열림설정치는 2,500 psia를 사용하였으며 터빈정지후 3초 후에 소외전원상실이 발생하는 것으로 가정하였다. 사고 발생후 원자로냉각재계통의 재고량 증가로 인하여 가압기 압력은 급격히 상승하며 가압기 고압력 원자로정지 설정치에 도달하여 원자로 정지가 발생하게 된다. 원자로정지에 이어 터빈정지가 발생하며 주증기안전밸브가 주기적으로 개방된다. 원자로정지로 인하여 노심출력이 감소되고 주증기안전밸브의 주기적인 개방으로 발전소는 안정된 상태로 유지된다.

RETRAN-3D와 CESEC-III를 사용한 가압기수위제어계통의 오작동 사고해석의 결과는 그림 9에서 11까지 나타내었다.

그림에서와 같이 RETRAN-3D 사고해석 결과는 전체적으로 CESEC-III와 일치하

는 것으로 나타났다. 가압기 고압력으로 인한 원자로정지는 CESEC-III 계산결과가 약 13초 정도 일찍 발생하였고 그림 10에서와 같이 원자로정지이후 가압기압력은 RETRAN-3D 결과가 CESEC-III 결과보다 약 100 psia 정도 높게 유지되는 것으로 나타났다. 또한, 주증기안전밸브의 주기적인 개방으로 인하여 감소되는 증기발생기 수위는 CESEC-III 결과가 RETRAN 결과보다 더 많이 감소되는 것으로 나타났다 (그림 11 참조). 이러한 차이는 앞 절에서 논의한 바와 같이 두 코드에서 예측하는 증기발생기를 통한 열전달 계산의 차이로 인한 것으로 판단되나 안전성 측면에서는 영향을 주지 않는 사항이다.

3.4 유출관 양단파단 사고(LDLB)

유출관 양단 파단사건은 격납건물 외부의 유출관, 계측관 또는 시료 채취관에서의 누설이나 파단으로 인하여 원자로냉각재가 직접 방출되는 사건으로 격납건물 외부로 가장 많은 양의 원자로냉각재가 방출될 수 있도록 격납건물 외부 유출관 오리피스 상류에서의 유출관 양단 파단을 가정한다. 표 1과 같이 정상상태조건을 가정하였으며 CESEC-III와 결과 비교를 위해 두 코드에서 동일한 원자로정지를 가정하였다.

두 코드를 사용한 동 사고에 대한 해석결과를 그림 12에서 14까지 나타내었다. 그림 13와 14에서 보는 바와 같이 가압기 체적과 압력이 감소함에 따라 가압기압력제어계통(PPCS)에 의한 Backup Heater가 작동되어 압력감소율이 완화되고 가압기 수위조절계통(PLCS)에 의한 3번째 충전펌프가 작동되지만 시간이 흐름에 따라 가압기 수위가 Heater 작동을 위한 최소수위 밑으로 감소함에 따라 Heater가 꺼지고 압력은 다시 신속히 감소하게 된다. 그 후 가압기 압력은 가압기 저압력 원자로정지설정치와 안전주입작동설정치에 도달하고 이에 따라 원자로정지와 안전주입이 개시된다. 안전주입작동신호에 따라 유출관 격리밸브가 폐쇄되어 파단면을 통한 1차 측 냉각재의 방출은 중단된다. 그림 13과 14에서 보는 바와 같이 가압기가 고갈되기 전까지의 열수력학적 거동은 두 전산프로그램의 결과가 유사하다. 그러나 가압기 압력 및 수위(체적)의 경우 가압기 고갈시점 근처에서 RETRAN-3D의 결과가 CESEC-III와 상이한 거동을 나타내었다. CESEC-III의 경우 특정 수위(약 3%)부터 고갈시점까지 파단면을 통한 유출유량 감소율이 완화되어 거의 일정한 수위를 유지하였으나 RETRAN-3D의 경우 지속적인 유출 유량과 수위 감소로 인해 가압기 고갈시점에 더 빨리 도달하였고 이에 따라 가압기 저압력에 의한 원자로정지도 훨씬 빨리 발생하였다. 또한 고갈시점에서의 가압기 압력저하도 RETRAN-3D의 결과가 CESEC-III보다 훨씬 큰 결과가 나타났다. 가압기의 급속한 압력저하로 인해 안전주입작동신호가 빨리 발생하고 이에 따라 훨씬 더 많은 봉산수가 주입되어 가압기 수위는 신속하게 회복됨을 볼 수 있고 안전주입을 통한 냉각재재고량의 보충 측면에서 CESEC-III의 결과가 상대적으로 보수적임을 알 수 있다.

4. RETRAN-3D와 CESEC-III 사고해석 결과 차이점 검토

앞 절에서 기술된 대표적인 비냉각재상실사고에 대한 RETRAN-3D와 CESEC-III 코드의 비교 검토를 바탕으로 두 코드의 결과에 차이를 유발할 수 있는 요인을 검토하여 평가하였다. 일반적으로 배관의 파단으로 유발되지 않은 사고해석시 두 코드 결과는 원자로정지후의 열적 거동에 약간의 차이를 보이는 것을 제외하고 매우 유사한 결과를 예측하였으나, 배관 파단이 발생하는 경우에는 비교적 큰 차이를 보이고 있다. 검토 결과 원자로정지후의 열적 거동의 차이는 증기발생기 및 증기발생기를 통한 열전달 모델의 차이로 인한 것으로 판단되며, 배관파단시의 차이는 파단부를 통한 방출유량 계산 모델의 차이와 이상유동시 열수력 모델의 차이가 가장 큰 요인으로 판단된다. 본 논문에서는 이러한 모델의 차이점을 다음과 같이 정성적으로 평가하였으나 앞으로 코드 인허가를 위하여 보다 상세한 정량적인 평가가 필요하다.

4.1 증기발생기 열전달 모델

RETRAN-3D와 CESEC-III의 사고해석 비교 결과 일반적으로 과도상태 중, 특히 원자로정지이후 열적 거동의 차이를 보이며 이는 증기발생기를 통한 열전달 모델의 차이에 인한 것으로 보인다. 두 코드에서 모두 증기발생기를 통한 열전달은 일차측의 대류열전달과 증기발생기 세관을 통한 열전도를 고려하고 있으나, 이차측의 비등열전달 계산에는 서로 다른 상관식을 사용하고 있다. 표 2에서는 두 코드에서 적용되고 있는 열전달 계산 상관식을 보여준다. 또한 두 코드 모두 과도상태 계산을 위한 코드 초기화를 위하여 설정된 일차측의 열수력 조건을 맞추기 위하여 일차측의 대류열전달 계수를 고정시킨 후 증기발생기 세관의 fouling factor를 조절한다. 따라서 서로 다른 대류열전달 모델을 사용할 경우 동일한 열수력조건을 만들기 위하여 다른 fouling factor가 사용되며, 이는 과도상태 중 계산결과에 차이를 초래할 수 있다. 이에 대한 상세한 정량적인 영향평가가 필요하나, 전반적인 안전성 평가에 미치는 영향은 그리 크지 않을 것으로 예상된다.

4.2 파단부를 통한 방출량 계산

주급수관 파단사고와 같이 비교적 큰 배관 파단으로 인한 사고시 RETRAN-3D와 CESEC-III의 결과가 비교적 많은 차이를 보인다. 특히 방출되는 유량의 조건이 포화상태 이상유동일 경우 더욱 많은 차이를 보이고 있으며, 이는 방출 초기시 사용되는 임계유량 계산모델의 차이에 인한 것으로 보인다. 표 3에서는 두 코드에서 사용중인 임계유량 계산모델을 비교하여 제시한다. 그러나 유출관 양단파단사고와 같이 비교적 소형파단이며 과냉각상태의 냉각재 방출이 발생하는 경우 두 코드의 계산결과 차이는 그리 크지 않다. 일반적으로 임계유량의 계산에는 많은 불확실성이 존재하고 모델별로 차이를 보인다. 또한, 임계유량은 파단노즐 입구의 stagnation

열역학 상태(엔탈피 및 압력)에 많은 영향을 받는다. 따라서 사용되고 있는 열수력 모델의 차이로 과단노즐 입구의 조건이 다르게 예측될 경우 계산되는 임계유량은 크게 달라질 수 있다.

지금까지의 해석결과를 살펴보면 CESEC-III의 계산결과가 RETRAN-3D보다 보수적으로 나타나고 있으나, 사용되고 있는 열수력 모델을 고려할 때 RETRAN-3D를 사용할 경우 CESEC-III와 비교하여 보다 상세하고 실제에 가까운 모사가 가능할 것으로 예상된다.

4.3 가압기 고갈 후 가압기압력 변화

앞 절에서 논의한 유출관 양단과단사고와 같이 냉각재가 방출되거나 증기배관과단 사고[3]와 같이 원자로냉각재계통의 과냉각으로 사고중 가압기가 고갈되는 경우 두 코드에서 가압기 고갈후 가압기 압력변화에 큰 차이를 보이고 있다(그림 14 참조). 가압기 고갈 전까지 가압기로부터 액체상태의 냉각재가 배출될 경우 두 코드에서 예측된 가압기 압력은 유사하게 예측되나 가압기 고갈후 RETRAN-3D 경우가 CESEC-III보다 압력감소를 더 급격하게 예측한다. 이는 가압기 고갈후 증기가 고온관으로 배출될 때 배출된 증기의 고온관내 응축으로 인하여 배출이 가속화되는 것을 모델링하는 것의 차이에 기인하는 것으로 보인다. RETRAN-3D는 계통을 모사하는 모든 노드에서 이상유동의 분석이 가능하나, 비냉각재상실사고해석 목적으로 개발된 CESEC-III에서는 가압기와 원자로상부헤드를 제외하고 냉각재계통 내부에서 이상유동을 모사할 수 없다. 따라서 가압기로부터 증기가 배출되어 다른 상간의 혼합으로 인한 증기의 응축이 발생할 경우 두 코드의 결과가 상당히 다를 것으로 예상되며, 이로 인하여 가압기 고갈후 가압기 압력변화의 차이를 보이는 것으로 판단된다.

그러나 안전성 측면에서 냉각재상실이나 과냉각으로 계통의 압력이 감소할 경우 안전주입을 통한 냉각재 보충이나 붕소의 주입 면에서 압력이 상대적으로 높게 예측되는 CESEC-III의 경우가 사고를 보다 보수적으로 모사한다.

이상에서 기술한 세 가지의 차이점 이외에 원자로정지 후 붕괴열 모델과 계통 모델의 상세함 정도의 차이가 있으나 전반적인 계통 거동 측면에서 이들에 의한 영향은 그리 크지 않은 것으로 판단된다.

5. 결론 및 향후 계획

현재 추진중인 “고유 안전해석 전산코드개발” 과제중 “과도해석 방법론 개발과제”의 RETRAN-3D 코드를 사용한 한국표준원전인 비냉각재상실사고(Non-LOCA) 해석과 관련하여 네 가지 사고에 대한 RETRAN-3D 해석결과와 기존 인허가 코드인 CESEC-III 결과를 비교 검토하였다. 지금까지의 평가결과 사고의 전반적인 진행

상황과 계통의 거동은 두 코드 모두 일관성 있는 결과를 제시하나 세부적인 거동 측면에서 사고의 특성에 따라 어느 정도 차이를 보이는 것으로 나타났다. 특히, 배관의 파단으로 유발되지 않은 사고해석시 두 코드 결과는 원자로정지후의 열적 거동에 약간의 차이를 보이는 것을 제외하고 매우 유사한 결과를 예측하였으나, 배관 파단이 발생하는 경우에는 비교적 큰 차이를 보이고 있다.

이러한 차이점에 대한 정성적인 평가를 수행한 결과 배관 파단시 파단부를 통한 유출량 예측과 가압기 고갈후의 압력거동의 차이가 가장 심한 것으로 나타났으나 이는 코드에서 사용되는 임계유량 모델의 차이와 이상유동 모델의 차이에 인한 것으로 판단되고, RETRAN-3D의 최적 모델이 보다 실제와 가까운 현상을 예측하는 것으로 보이며 CESEC-III의 결과가 보수적으로 예측하는 것으로 판단된다.

앞으로 이러한 차이점에 대하여 보다 더 상세하고 정량적인 평가를 통하여 RETRAN-3D 코드의 안전해석 적용 타당성 및 적정성 확인에 필요한 근거 자료를 마련하여 코드 인허가에 대비하는 것이 필요하다.

6. 참고문헌

- [1] M. P. Paulsen, et al., "RETRAN-3D - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis for Complex Fluid Flow Systems," Computer Simulation & Analysis, Inc., July 2001
- [2] CESEC - Digital Simulation of a Combustion Engineering Nuclear Steam Supply System, CE-CES-78-Rev.0, May 1987
- [3] 진영권 외, "RETRAN을 이용한 한국표준원전의 주증기관파단사고 인허가 해석 방법론 구현 및 타당성 평가," 2003 추계학술발표회 논문집, 한국원자력학회, Oct 2003.

표 1. 비냉각재상실사고 해석시 가정된 계통 초기조건

| 변수 | RETRAN-3D | CESEC-III |
|----------|------------|------------|
| 노심 출력 | 2815.0 Mwt | 2815.0 Mwt |
| 노심 온도 | 564.5 °F | 564.5 °F |
| 가압기 압력 | 2250 psia | 2250 psia |
| 증기발생기 수위 | 79 %WR | 79 %WR |
| 노심 유량 | 100 % | 100 % |
| 소외전원상실 | 터빈정지후 3초 | 터빈정지후 3초 |
| HPPT 설정치 | 2460 psia | 2460 psia |
| PSV Open | 2500 psia | 2500 psia |
| PLCS | Manual | Manual |
| PPCS | " | " |
| 가압기 수위 | 52.6% | 52.6% |

표 2. RETRAN-3D와 CESEC-III에 사용된 증기발생기 열전달계수 계산모델

| 구분 | RETRAN-3D | CESEC-III |
|-------------------------------------|---|--|
| Primary (subcooled single phase) | Dittus-Boelter | Dittus-Boelter |
| Secondary (two phase) | Nucleate boiling: Thom & Interpolation between Tom & Schrock Grossman Forced Convection Vaporization: Schrock Grossman | Forward Heat Transfer: Modified Rohsenow pool boiling Backward Heat Transfer: McAdams |

표 3. RETRAN-3D와 CESEC의 임계유량계산 모델 비교

| RETRAN-3D | CESEC-III |
|---|--------------------------------------|
| - Extended Henry-Fauske | - Henry-Fauske (Single Phase Liquid) |
| - Moody | - Moody (Two Phase Mixture) |
| - Isentropic Expansion Homogeneous Equilibrium* | - CRITICO (Steam Discharge) |

*: 최적계산에 사용하도록 권장[1]

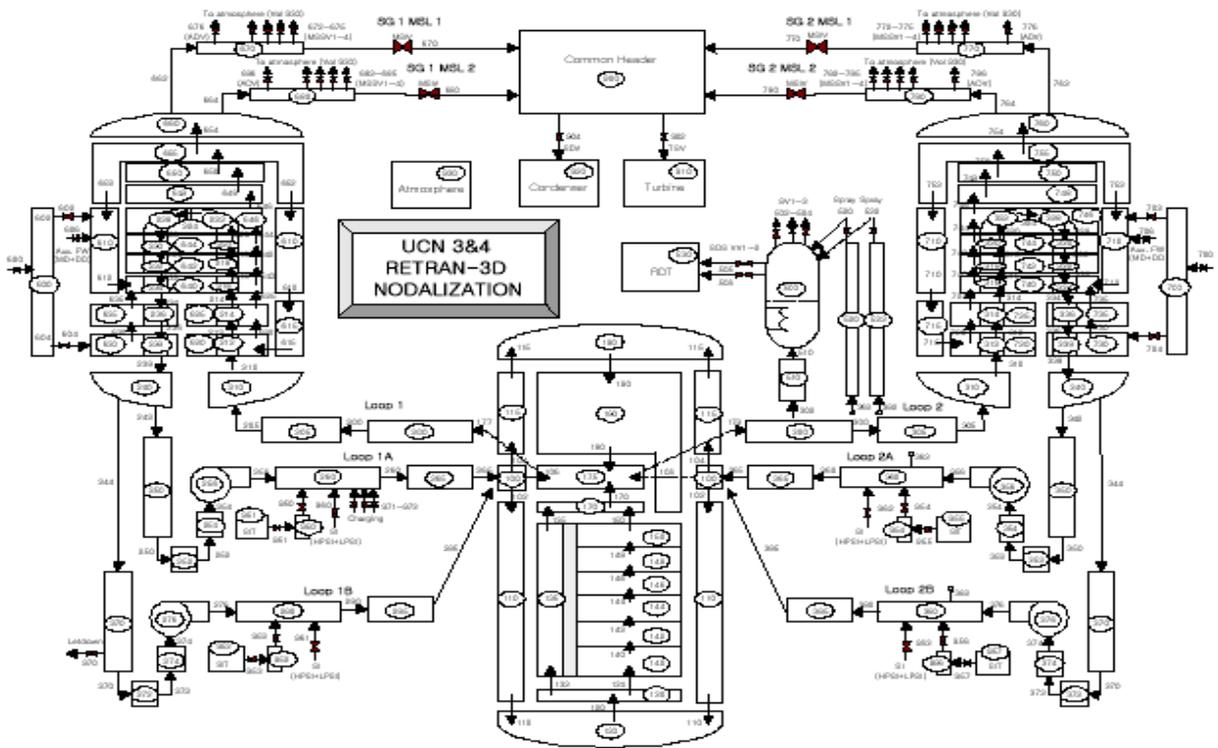


그림 1. UCN 3&4 RETRAN-3D Nodalization

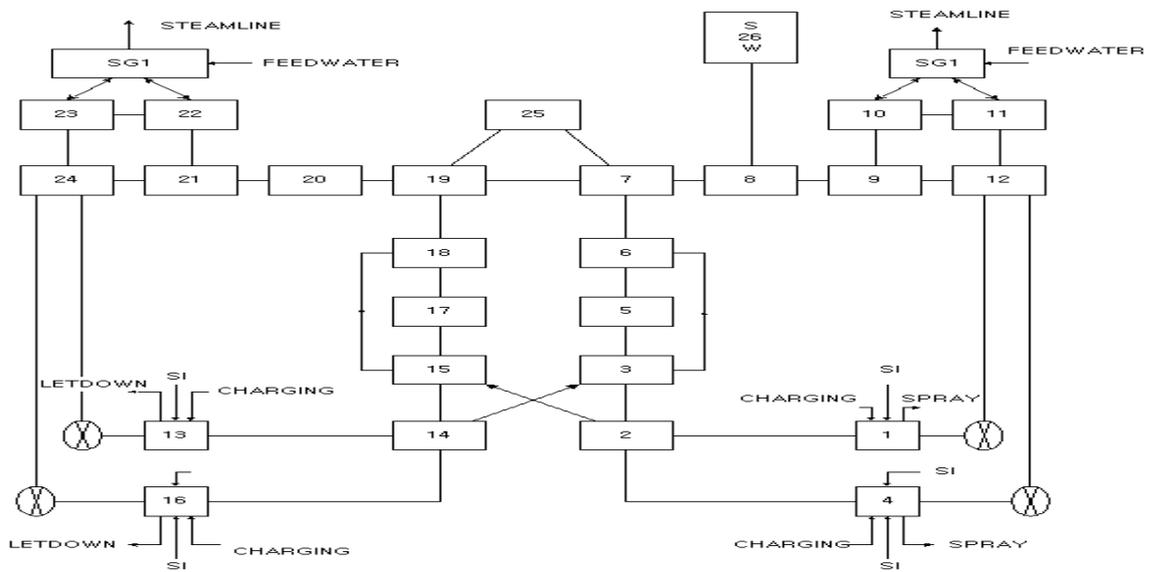


그림 2. UCN 3&4 CESEC-III Nodalization

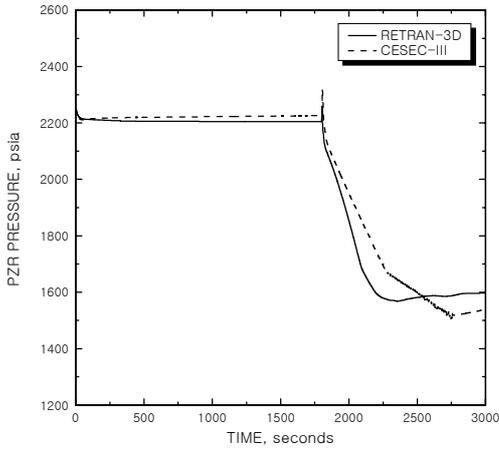


그림 3. IO SGADV 가압기 압력 비교

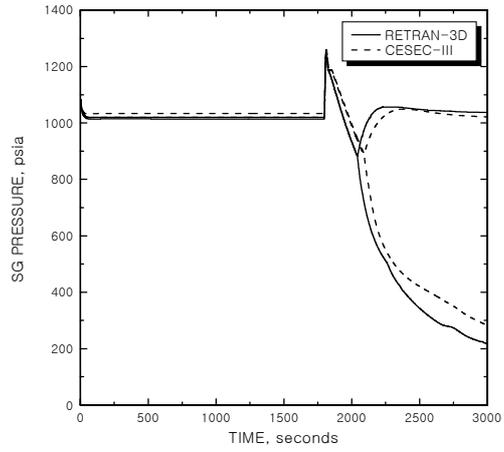


그림 4. IO SGADV 증기발생기 압력비교

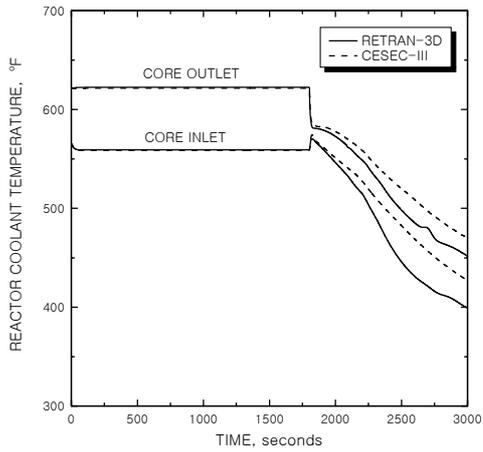


그림 5. IO SGADV 원자로냉각재 온도비교

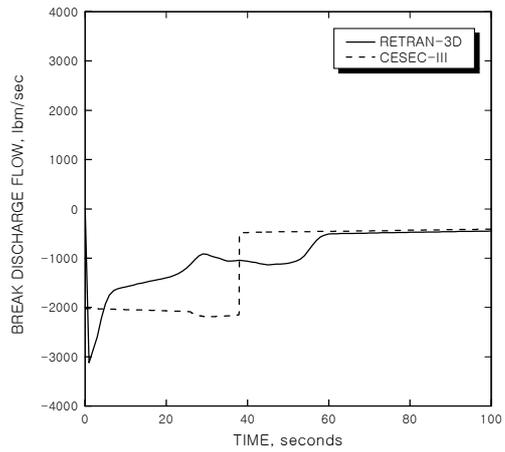


그림 6. FWLB 파단 방출유량비교

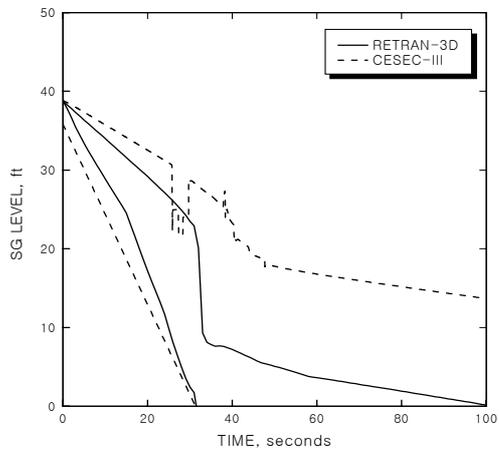


그림 7. FWLB 증기발생기 수위비교

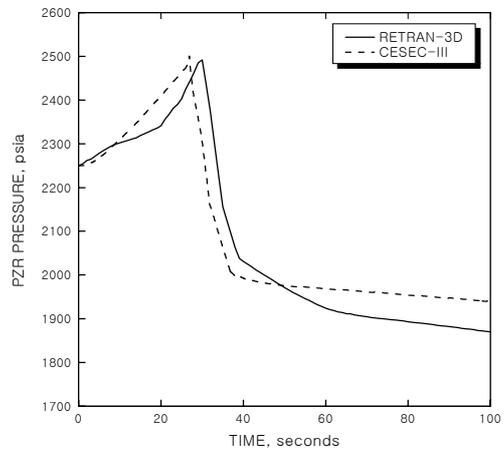


그림 8. FWLB 가압기 압력비교

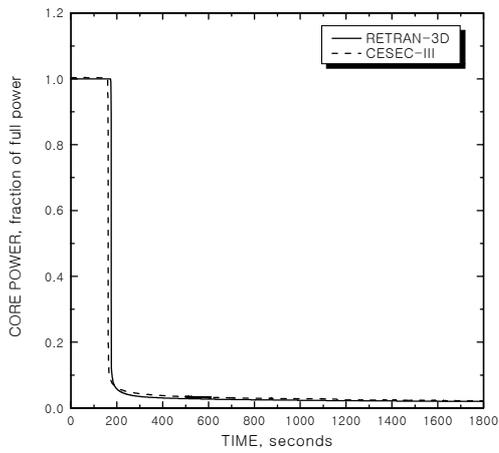


그림 9. PLCSMF 노심 출력비교

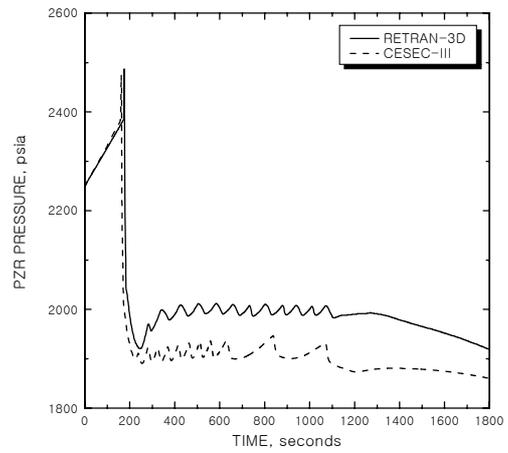


그림 10. PLCSMF 가압기 압력비교

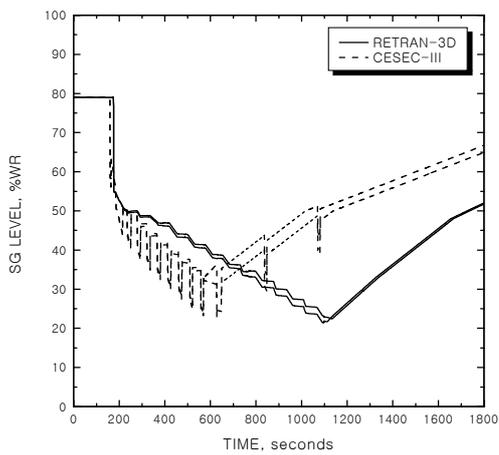


그림 11. PLCSMF 증기발생기 수위비교

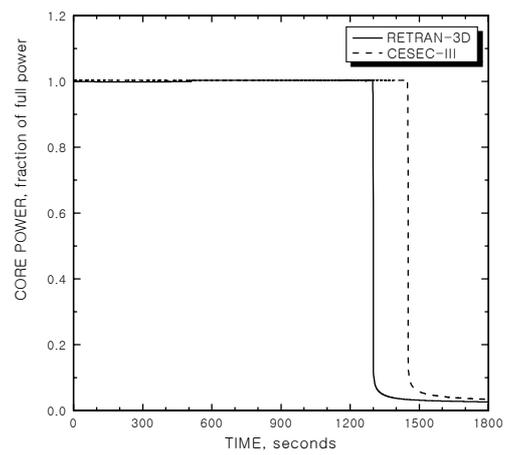


그림 12. LDLB 노심 출력비교

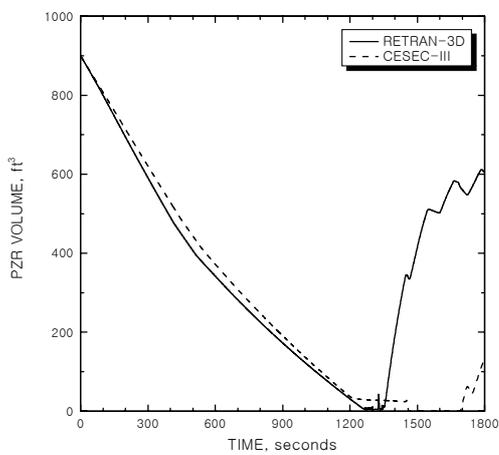


그림 13. LDLB 가압기 체적비교

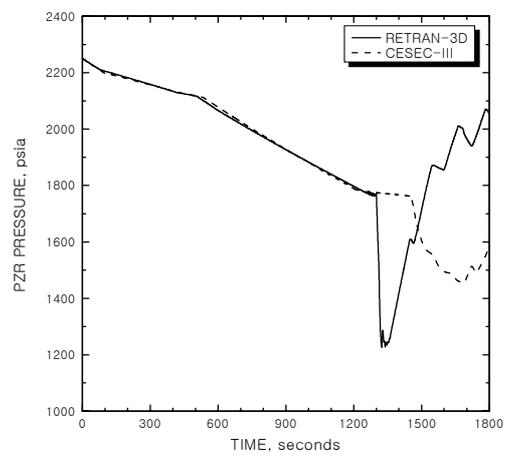


그림 14. LDLB 가압기 압력비교