

KEPRI 방법론을 이용한 원자로 냉각재 유량 감소 사고 해석

Analyses of Reactor Coolant Flow Rate Decrease Events Using the KEPRI Methodology

정애주, 김요한

한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

요 약

전력연구원에서는 기존의 원전 설계사 및 원전 연료공급사에서 사용하는 코드 및 방법론과 미국 전력연구소에서 개발한 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP에 근거하여 Non-LOCA 안전해석용 KEPRI 방법론을 개발 중에 있다. 이 방법론에 대한 타당성을 검증하기 위하여 압력관점에서 원자로 냉각재 유량 감소에 대한 검증계산을 수행하였다. 기존의 방법론으로 계산된 FSAR 15장과 유사한 결과를 보이는 검증계산으로 KEPRI 방법론의 타당성을 확인하였다. 또한, 이 방법론을 이용하여 반응도궤환효과와 원자로 냉각재 온도 및 압력에 대한 민감도 분석을 수행하여 원자로냉각재계통 압력에 영향을 미치는 인자를 확인하였다.

Abstract

KEPRI is developing the in-house methodology for non-LOCA safety analyses based on the codes and methodologies of vendors and EPRI. To verify the feasibility of the methodology, reactor coolant flow rate decrease events have been analyzed at the standpoint of RCS pressure. Furthermore, to assess the important parameters to RCS pressure, the sensitivity analyses have been carried out over some parameters such as reactivity feedback, reactor coolant temperature, and reactor coolant pressure. The results of these analyses have similar trends comparing with those of FSAR 15.

1. 서론

현재 국내 원전 운영자, 설계사 및 원전 연료공급사 등에서는 원전 안전해석시 원전 또는 원전 연료 설계공급사인 WH 및 ABB-CE 또는 KWU의 전산 코드와 해석 방법론을 주로 사용하고 있다. 또한, 한전에서는 미국 전력연구소(EPRI)와의 기술협력을 통해 확보한 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP(Reactor Analysis Support Package)를 이용하여 각종 성능해석 및 과도해석에 활용하고 있다. 한편, 전력연구원에서는 과학기술부 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행중인 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”과제를 통해 상기 설계공급사 방법론 및 RASP를 바탕으로 최신기술과 기준을 반영한 Non-LOCA 안전해석용 방법론(이하 KEPRI 방법론으로 기술함.)을 개발 중에 있다.

상기 연구과제를 통해 개발된 KEPRI 방법론에서는 전산코드로 최적평가용 코드인 RETRAN을

사용하는데, 이 RETRAN코드는 REactor TRANsient의 약자로서 열수력코드인 FLASH와 RELAP4에 근거하여 EPRI에서 개발한 경수로형 원전 거동해석 및 안전해석용 전산코드이다. RETRAN-02는 초기의 RETRAN-01에 부족했던 이상(Two-phase) 유동장에 대한 해석능력과 1차원 노심해석 기능을 보강한 것으로 소형과단 냉각재상실사고(SBLOCA, Small Break Loss Of Accident), 원자로정지 불능예상과도(ATWS, Anticipated Transients Without Scram), 원전 2차계통(BOP, Balance Of Plant), 그리고 비등경수로(BWR)형 원전거동에 대한 해석이 가능하도록 개선되었다. 이 RETRAN-02의 MOD005.1은 1994년 4월 개정분에 대한 인허가를 취득하였다. 1990년부터 개발되기 시작한 RETRAN-03는 비응축성 기체 해석기능과 저온, 저압 해석능력 등이 보강되었으며, 이후 노심 3차원 해석능력을 추가한 3D로 개선되었다. 이 RETRAN-3D/MOD3은 2001년 1월 25일 미국 NRC로부터 SER(Safety Evaluation Report)을 받았다. 한편에서는 1980년 원전 도입에 따른 안전성 해석문제가 대두되자 국내 기술배양을 위하여 RETRAN-01을 도입하여 관련 연구를 지속적으로 수행하였으며, 1990년에는 RETRAN-03의 개발에 참여하여 NRC 인허가에 필요한 코드검증작업을 수행한 바 있다.

한편, KEPRI 방법론은 기존의 방법론과 다른 최적 평가용 전산코드를 사용하기 때문에 방법론에 대한 타당성을 검증하는 것이 매우 중요하다. 이를 위하여 미국의 주요 전력사에서 사용하는 동일한 가정 및 입력값과 KEPRI 방법론을 사용한 계산결과와 기존의 방법론에 의한 계산결과를 비교하여 두 결과가 유사하다는 것을 확인하였다. 본 논문에서는 KEPRI 방법론에 대한 타당성 검증 및 본 방법론을 이용한 안전해석결과를 제시하였다.

본 논문의 대상 노형은 WH형 가압경수로인 고리3/4 및 영광1/2호기이며, 적용사고는 노심에서 생성되는 열을 제거시키는 열제거능 상실사고로서 원자로 냉각재 유량 감소 사건이다. 원자로 냉각재 유량 감소 사건에는 ANS Condition II 사고로 분류된 원자로 냉각재 유량 부분 상실 사고와 Condition III 사고로 분류된 원자로 냉각재 유량 완전 상실 사고, 그리고 Condition IV 사고로 분류된 원자로 냉각재 펌프 축 파손 사고가 포함되어 있다. 상기사고에 대한 제한기준으로는 핵비등이탈율(DNBR)과 원자로냉각재계통(RCS) 최대 압력이 있으며, 일반적인 안전해석은 두 관점 모두에 대해 수행된다. 그러나, 본 논문에서는 압력관점에 대해서만 분석하였고, DNBR관점에 대한 해석은 향후에 수행할 예정이다.

2. 원자로 냉각재 유량 감소

원자로 냉각재 유량 감소 사건은 원자로냉각재펌프(RCP)의 기계적 고장, RCP에 공급되는 전원의 전압이 낮거나 공급되는 전원이 불안정하여 발생하는 저주파수와 같은 전기적 고장, 또는 원자로 냉각재 펌프 전원공급 차단기 개방과 같은 전원계통의 고장으로 인해 유발될 수 있다. RCP 축고착을 제외한 상기 고장으로 인해 RCP가 정지되는 경우가 발생하더라도 RCP 모터 상부에 있는 플라이휠의 관성력에 의해 냉각재 유량은 서서히 감소한다. 이러한 원자로 냉각재 유량 감소가 발생하면 노심의 냉각재 유량이 감소되어 핵연료봉에서 생성하는 열을 적절하게 제거하지 못하므로 피복재 과열을 일으킬 수 있다. 그 결과, 냉각재의 온도 및 압력을 증가시키며, 노심이 양의 감속재온도계수를 가진 경우 증가한 냉각재 온도는 노심 출력을 상승시켜 최소핵비등이탈율(MDNBR) 제한치를 위반할 수 있다. 그러나, 이러한 MDNBR 제한치를 위반할 수 있는 냉각재 온도와 압력, 그리고 출력의 증가는 원자로를 즉각 정지시키는 원자로보호계통에 의해 중단된다. 이때 원자로는 원자로냉각재루프 저유량, RCP 모션 저전압, RCP 모션 저주파수 신호에 의해 정지될 수 있다. 원자로가 정지된 이후의 과도상태동안 RCS 유량은 계속 감소하여 새로운 평형상태에 도달하며 DNBR은 MDNBR 제한치 이하로 감소하지 않는다.

2.1 원자로 냉각재 유량 부분 상실

원자로 냉각재 유량 부분 상실은 RCP의 기계적 고장이나 전기적 고장, 또는 RCP에 공급되는 전원계통의 고장으로 인해 발생할 수 있다. 정상운전 중 RCP에 공급되는 정상전원은 발전기에 연결된 변압기로부터 모선을 통해 공급된다. 만일 발전기정지가 발생하는 경우, 모선은 외부전원으로부터 공급되는 변압기로 자동적으로 전환되므로 RCP는 계속 작동할 것이다. 전력계통으로부터 발전기정지가 요구되는 전기적 고장이 없는 터빈정지 이후에, 발전기는 송전선과의 연결을 유지하므로 RCP는 원자로정지 후 다른 변압기로 전환되지 않는 동안에도 계속 가동된다.

원자로 냉각재 유량 부분 상실이 발생하면 원자로 냉각재 온도가 증가하며, 증가한 냉각재 온도는 음의 감속재온도계수에 의하여 부반응도 삽입을 유발하고, 원자로보호계통에 의해 삽입되는 제어봉의 부반응도 삽입과 함께 핵출력을 감소시킨다. 원자로 냉각재 유량 부분 상실 사고 초기에는 유량이 열속보다 더 급격하게 감소하기 때문에, 열속/유량의 비가 증가하고 DNB에 대한 여유도가 감소하며, 열속/유량의 비가 최대가 되는 지역에서 핵비등이탈(DNB) 제한치에 가장 근접하게 된다. 또한, 열속/유량의 비는 제어봉삽입에 의하여 감소하게 된다. RCS 압력은 원자로 냉각재 유량 부분 상실로 유발된 냉각재 온도의 급격한 증가와 함께 증가하는 경향을 보이는데, 열속/유량의 비 및 냉각재 온도가 감소하게 될 때 이 압력증가는 중단된다.

원자로 냉각재 유량 부분 상실이 발생하면 원자로 냉각재 저유량신호에 의해 정지되는데, 이 신호는 2/3논리로 작동하는 저유량신호에 의해 냉각재 루프에서 발생된다. 원자로출력이 30%이상(P-8)일 경우에는 하나 이상의 냉각재 루프에서 발생한 저유량신호에 의하여, 10%(P-7)~30%의 원자로출력일 경우에는 2개의 냉각재 루프에서 발생한 저유량신호에 의하여 원자로가 정지된다. 그리고, 원자로출력이 10% 이하인 경우에는 P-7 신호에 의해 저유량 원자로 정지신호가 차단된다.

ANS Condition II 사건으로 분류된 원자로 냉각재 유량 부분 상실 사건에 대한 일반적인 허용기준은 다음과 같다. 첫째, 최악의 경우에도 원자로 정지만으로 사건을 수습할 수 있어야 하며, 원자로정지 후 다시 정상 출력운전으로 회복할 수 있어야 한다. 둘째, 핵연료 용융이나 핵연료 피복재의 손상이 발생하지 않아야 한다. 즉, DNBR은 설계제한치 이상으로, 핵연료의 중심온도는 4700°F 이하로 유지되어야 한다. 셋째, 최대 RCS 압력은 ASME Sec. III "Level B Service Limits" 이하로 유지되어야 한다. 마지막으로, 이 사건으로 인한 방사선 유출량은 10CFR20에 기술된 제한치 이하여야 한다.

2.2 원자로 냉각재 유량 완전 상실

원자로 냉각재 유량 완전 상실은 모든 RCP에 공급되는 전원의 동시상실로 인해 발생할 수 있다. 이 공급전원의 동시상실은 두 펌프모선에 공급하는 변압기의 고장에 이은 외부전원으로서의 전환에 대한 고장 또는 두 펌프모선회로의 부주의한 개방에 의해 발생하거나 양쪽 모선의 고장과 같은 공통원인사건에 의해 발생할 수도 있다. 일반적으로, 원자로 냉각재 유량 완전 상실은 원자로 냉각재 유량 부분 상실보다 더 심각한 결과를 유발한다.

원자로 냉각재 유량 완전 상실이 발생하면 원자로 냉각재 온도가 증가하며, 증가한 냉각재 온도는 음의 감속재온도계수에 의하여 부반응도 삽입을 유발하고, 원자로보호계통에 의해 삽입되는 제어봉의 부반응도 삽입과 함께 핵출력을 감소시킨다. 원자로 냉각재 유량 완전 상실 사고 초기에는 유량이 열속보다 더 급격하게 감소하기 때문에, 열속/유량의 비가 증가하고 DNB에 대한 여유도가 감소하며, 열속/유량의 비가 최대가 되는 지역에서 DNB 제한치에 가장 근접하게 된다. 또한, 열속/유량의 비는 제어봉삽입에 의하여 감소하게 된다. RCS 압력은 원자로 냉각재 유량 완전 상실로 유발된 냉각재 온도의 급격한 증가와 함께 증가하는 경향을 보이는데, 열속/유량의 비 및 냉각재

온도가 감소하게 될 때 이 압력증가는 중단된다.

RCP 공급전원의 전압이나 공급전압의 주파수가 감소하여 발생한 원자로 냉각재 유량 완전 상실시 원자로는 RCP 모션 저전압신호 또는 저주파수신호에 의해 정지된다. RCP 모션 저전압에 의한 원자로정지는 둘 또는 그 이상의 RCP에 대한 전압상실을 초래할 수 있는 상태로부터 노심을 보호하기 위하여 제공되며, 원자로출력이 10% 이하인 경우에는 P-7 신호에 의해 저전압 원자로 정지신호가 차단된다. RCP 모션 저주파수에 의한 원자로정지는 전력망에서의 주파수교란에 의해 유발되는 저주파수 상태에 대하여 원자로를 정지시키기 위하여 제공되는데, 저주파수 신호가 발생하면 저주파수 계전기가 작동하여 RCP 공급전원 차단기를 개방시켜 원자로를 정지시킨다. 일반적으로 상기 RCP 모션 저전압 또는 저주파수에 의한 원자로정지가 저유량에 의한 원자로정지보다 상대적으로 일찍 발생하여 원자로 냉각재 유량 완전 상실로부터 노심을 보호한다.

ANS Condition III 사건으로 분류된 원자로 냉각재 유량 부분 완전 사건에 대한 일반적인 허용 기준은 다음과 같다. 첫째, 핵연료 중 극히 일부만이 손상될 수 있으며, 핵연료가 손상된 상태에서 상당기간동안 출력운전을 할 수 없다. 둘째, DNBR은 설계제한치 이상으로 유지되어야 한다. 셋째, 최대 RCS 압력은 ASME Sec. III "Level C Service Limits" 이하로 유지되어야 한다. 넷째, 이 사건으로 인한 방사선 유출량은 10CFR20에 기술된 제한치를 초과할 수 있으나 10CFR100에 기술된 제한치보다 훨씬 작아야 한다. 마지막으로, Condition IV 사건으로 악화되지 않아야 한다.

2.3 원자로 냉각재 펌프 축 파손

원자로 냉각재 펌프 축 파손에는 펌프축 고착 및 전단이 있다. 펌프축 고착은 펌프 임펠러와 정지부의 마찰로 인하여 발생할 수 있는데, 임펠러 고착이 순간적으로 발생하면 펌프축은 모터 연결하부 Torsion에 고장을 유발하여 플라이휠 및 모터를 축으로부터 분리시킨다. 이러한 고착이 발생한 후에도 모터는 과속하지 않고 계속 작동되고, 2개의 베어링이 여전히 플라이휠을 축에 지지해 주기 때문에 그 건전성이 유지된다. 임펠러 고착과는 독립적으로 펌프축 전단도 가상할 수 있으나, 일반적으로 펌프축 전단에 대한 해석결과가 회전자 고착에 대한 해석결과보다 심각하지 않으므로 펌프축 전단에 대해서는 해석하지 않는다.

펌프 베어링의 Graphite가 갑작스런 베어링 고착을 방지해 주기 때문에, 임펠러 마찰을 제외한 다른 원인에 의한 펌프축 고착은 발생하지 않을 수도 있다. 밀봉부에서의 고착은 밀봉 링의 Anti-rotation Pin 전단을 유발한다. 이런 경우가 발생한 이후에도 모터는 펌프를 계속 작동시킬 수 있는 적절한 동력을 가지고 있다.

원자로 냉각재 펌프 축 고착이 순간적으로 발생하면, 고착이 발생한 냉각재 루프의 유량은 급격하게 감소하고 원자로는 저유량신호에 의해 정지된다. 이 저유량신호는 2.1 원자로 냉각재 유량 부분 상실에서 기술한 것과 동일하게 작동한다.

원자로정지 개시 후 핵연료봉에 저장된 열은 냉각재로 계속 전달되어 냉각재를 팽창시킨다. 동시에, 증기발생기 셸측으로의 열전달이 감소되는데, 이는 냉각재유량 감소로 인하여 전열관측 막 계수가 감소하기 때문이고, 터빈으로 공급되는 증기유량이 터빈/발전기 정지시 완전히 차단되어 셸측 온도는 증가하는 반면 전열관 내의 냉각재는 냉각되기 때문이다. 증기발생기에서의 열전달감소 및 RCS 냉각재의 급격한 팽창은 가압기로의 냉각재유입을 유발하며 RCS 전체 압력은 증가한다. 가압기로의 냉각재유입은 압력을 증가시켜 자동살수계통 작동, 동력구동 압력방출밸브(PORV) 개방, 연속적인 가압기안전밸브 개방을 유발한다. PORV는 이 사고시 적절하게 작동할 것으로 예상되지만, 최대 압력에 대한 해석에서는 보수성을 고려하여 살수계통 및 PORV에 의한 압력감소 효과를 고려하지 않는다.

ANS Condition IV 사건으로 분류된 원자로 냉각재 펌프 축 파손 사건에 대한 일반적인 허용 기준은 다음과 같다. 첫째, 최대 RCS 압력은 ASME Sec. III "Level D Service Limits" 이하로 유지되

어야 한다. 둘째, 이 사건으로 인한 방사선 유출량은 10CFR100에 기술된 제한치를 초과하지 않아야 한다. 마지막으로, Condition IV 사건만으로 사고완화에 필요한 다른 계통의 기능을 손상시키지 않아야 한다. 이상의 허용기준 이외에도 피복관온도가 설계제한치 2700°F 이하로 유지되어야 한다는 기준이 있다. 이 피복관온도 제한치는 원자로냉각재상실사고(LOCA)에 대한 침투피복관온도 제한치인 10CFR50 Appendix K의 2200°F보다 높는데, 이는 원자로 냉각재 펌프 축 파손이 원자로냉각재상실사고에 비하여 매우 빠르게 진행되기 때문이다.

3. 원자로 냉각재 유량 감소 해석 방법

원자로 냉각재 유량 감소를 KEPRI 방법론을 이용하여 해석하기 위하여 계통해석코드인 RETRAN으로 원자로, 가압기, 증기발생기 등의 계통을 모델링하였다. 초기조건은 표 1에 제시하였으며, 각 사고에 대한 주요 입력변수 및 출력변수는 각 사고별로 아래에 상세히 기술하였다. 또한, 안전해석을 수행할 때에는 일반적으로 안전등급 계측설비 및 계통만 고려하므로, 어떠한 제어계통도 이 과도상태를 완화시킬 수 없다는 가정을 사용하였다.

3.1 원자로 냉각재 유량 부분 상실

원자로 냉각재 유량 부분 상실 해석에 대한 주요 입력 변수는 다음과 같다.

- 원자로 정지설정치 및 지연시간
- 제어봉 반응도 삽입율
- 감속재온도계수 및 도플러계수
- 초기 RCS 출력
- 초기 노심유량
- 초기 냉각재 온도 및 압력
- 핵연료 특성

노심 저유량에 대한 원자로정지 설정치는 DNBR 설계제한치를 위반하지 않도록 설정한다. 잘못된 신호에 의한 원자로정지를 방지하고 지연시간, 측정 불확실도 등의 추가 여유도를 수용할 수 있는 충분한 여유도를 제공하기 위하여 원자로정지 설정치는 정상운전조건으로부터 가능한 한 멀리 떨어진 값으로 설정한다. 특히, 지연시간 및 측정 불확실도를 고려하기 위하여 정상운전조건의 역방향으로 안전계통 제한설정치(LSSS)를 기준으로 하여 안전해석 설정치를 선택한다. 한편, 계측 지연시간 및 측정 불확실도를 고려하기 위하여 저유량신호에 의해 제어봉삽입이 시작되는 정지지연시간으로 0.6초 ~ 1.0초를 사용하는데, 이 지연시간은 신호작동, 정지차단기 개방, 제어봉계통에 의한 제어봉낙하에서의 지연을 고려한 것이다. 본 논문에서 사용한 저유량 원자로정지 설정치는 표 2에 기술된 바와 같이 각 루프 설계유량의 86.5%로서 FSAR 15장에 기술된 원자로정지 설정치와 동일한 값을 사용하고, 저유량에 의한 원자로정지 지연시간은 보수적으로 1.0초를 사용하여 안전해석을 수행하였다.

시간의 함수인 제어봉 정지반응도는 시간의 함수인 제어봉위치와 제어봉위치의 함수인 제어봉 반응도가를 결합시켜 얻는다. 제어봉 삽입시간은 기술지침서의 운전제한조건(LCO)에 나타나 있다. 다양한 축방향 중성자속 모양에 대해 제어봉 반응도가는 노물리 해석코드를 사용하여 계산하고, 그 결과는 원자로 기동시 노물리시험을 통해 검증한다. 안전해석에서는 제어봉 정지반응도로 최소 반응도가를 사용하며, 최대 반응도가를 가진 제어봉이 완전히 인출된 위치에서 고착된 영향을 고려한다. 보수적인 관점에서 주기 연소도의 함수인 제어봉가는 최소값을 선택하며, 일반적으로

계산시 불확실도를 고려하여 10%를 감한 제어봉가를 사용한다. 본 논문에서도 상기 기술과 같이 불확실도를 고려한 90% 정지제어봉가를 사용하여 안전해석을 수행하였다.

증가된 냉각재온도에 의한 부반응도 삽입을 최소화하기 위하여 최소 반응도궤환효과를 가지도록 선택한다. 즉, 감속재온도계수(MTC)는 최대값에 보수성을 고려하여 $(+0.2\sim+0.5)\times 10^{-4}\Delta\rho/^\circ\text{F}$ 의 불확실도를 가산하며, 도플러계수(DC) 및 지발중성자분율(β_{eff})도 최대값을 선택한다. 본 논문에서는 최소 반응도 궤환효과(최대 MTC, 최대 DC, 최대 β_{eff}) 및 최대 반응도 궤환효과(최소 MTC, 최소 DC, 최소 β_{eff})에 대하여 각각 안전해석을 수행하였다.

초기출력은 정상상태 최대출력(인허가 출력)에 2%의 측정오차를 가산한 값을 사용하였다.

DNBR에 대한 초기 가용 여유도를 최소화하기 위하여 초기 노심유량은 최소값 또는 열수력 설계치를 선택한다. 계통감속특성은 일차적으로 계통루프저항(압력손실) 및 펌프고유특성, 특히 플라이휠 관성 및 펌프 토크에 의해 결정된다. 계통루프저항은 발전소내 측정으로부터 얻어지며, 펌프 특성은 제작자가 제공한다. 모든 발전소에서는 가동전 유동감소시험을 수행한다. DNBR관점에서 초기 5초 ~ 6초 동안이 중요하며, 유량이 작을수록 DNBR은 더 작은 값을 가진다. 본 논문에서는 표 1에 기술된 바와 같이 초기 노심유량으로 286,800gpm 즉, 루프당 95,600gpm을 사용하여 안전해석을 수행하였다.

초기 RCS 냉각재온도는 보수적으로 노심 입구 최대온도 또는 원자로용기 평균온도를 사용한다. 이는 최대 건도가 과도상태동안 발생하고, 건도가 증가할수록 DNBR은 감소하기 때문이다. 또한, 불감대, 드리프트, 측정오차, 계측오차에 대하여 $+4^\circ\text{F}$, 증기발생기 오염에 대하여 $+2.5^\circ\text{F}$ 의 불확실도를 가정한다.

압력이 감소함에 따라 DNBR은 감소하므로 DNBR관점에서는 RCS 압력으로 최소값을 선택하는 것이 보수적이다. 또한, 과도상태동안 압력증가에 대한 잇점을 최소화하도록 가압기 살수계통이 설정치에 도달하면 작동한다고 가정할 수도 있다. RCS 압력에 대한 불확실도는 정상상태 요동 및 측정오차에 대하여 -30psi를 고려한다. 한편, 압력관점에서는 RCS 압력으로 최대값을 선택하는 것이 보수적이며, 불확실도로 +30psi를 고려한다. 본 논문에서는 압력관점에서 상기 사고를 해석하므로 RCS 압력으로 표 1에 기술한 것과 같이 가압기 압력 2250psia 및 $\pm 30\text{psi}$ 의 불확실도를 사용하였다.

노심입구 유량분포는 원자로제작사의 모델유량시험으로부터 얻어지며, 보수적으로 고온핵연료집합체로의 최소 유량을 선택한다. 고온핵연료집합체로의 유량을 5%정도 감소시킨 값을 사용한다. 본 논문에서는 고온핵연료집합체에 대하여 모델링하지 않았으나 향후 연구에서는 이를 추가하여 안전해석을 수행할 예정이다.

상기 주요 입력 변수를 사용하여 해석한 주요 출력 변수는 다음과 같다.

- 시간에 따른 노심유량 변화
- 시간에 따른 RCS 압력 변화
- 시간에 따른 핵출력 변화
- 시간에 따른 노심 입구 및 평균 냉각재온도

한편, 향후 연구에서는 상기 결과 및 노심 부수로 해석코드를 이용하여 시간에 따른 열속 및 MDNBR의 변화를 계산할 예정이다.

3.2 원자로 냉각재 유량 완전 상실

원자로 냉각재 유량 완전 상실 해석에 대한 주요 입력 변수는 다음과 같다.

- 원자로 정지설정치 및 지연시간

- 제어봉 반응도 삽입율
- 감속재온도계수 및 도플러계수
- 초기 RCS 출력
- 초기 노심유량
- 초기 냉각재 온도 및 압력
- 핵연료 특성

원자로 냉각재 유량 완전 상실 안전해석에서 사용하는 원자로정지 설정치는 3.1절 원자로 냉각재 유량 부분 상실에서 기술한 것과 동일한 방법으로 설정한다. 본 사고에 대한 원자로 정지신호는 RCS 저유량 및 RCP 모션 저전압/저주파수 신호가 있으며, 저유량신호에 의해 제어봉삽입이 시작되는 정지지연시간은 0.6초 ~1.0초를, 저전압/저주파수신호에 의해 제어봉삽입이 시작되는 정지지연시간은 1.5초 ~ 1.6초를 사용한다. 본 논문에서는 원자로 정지신호로 저유량신호를 사용하였으며, 이 저유량신호는 RCP 모션 저전압/저주파수 신호보다 상대적으로 늦게 발생하는 경향이 있다. 이 저유량 정지설정치 및 지연시간은 상기 원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대해 안전해석에 사용한 것과 동일하다. 즉, 저유량 원자로정지 설정치는 표 1과 같이 각 루프 설계유량의 86.5%로서 FSAR 15장에 기술된 정지설정치와 동일한 값을 사용하고, 저유량에 의한 원자로정지 지연시간은 보수적으로 1.0초를 사용하여 안전해석을 수행하였다.

제어봉 반응도 삽입율, 반응도 궤환효과, 초기 출력, 초기 노심유량, 그리고 원자로 냉각재 온도 및 압력은 3.1절 원자로 냉각재 유량 부분 상실에서 기술한 것과 동일한 방법으로 설정한다. 또한, 본 사고에 대해서도 향후 연구에서는 고온핵연료집합체에 대해 모델링하여 DNBR 관점에서 안전해석을 수행할 예정이다.

상기 주요 입력 변수를 사용하여 해석한 주요 출력 변수는 다음과 같다.

- 시간에 따른 노심유량 변화
- 시간에 따른 RCS 압력 변화
- 시간에 따른 핵출력 변화
- 시간에 따른 노심 입구 및 평균 냉각재온도

한편, 향후 연구에서는 상기 결과 및 노심 부수로 해석코드를 이용하여 시간에 따른 열속 및 MDNBR의 변화를 계산할 예정이다.

3.3 원자로 냉각재 펌프 축 파손

원자로 냉각재 펌프축 파손 해석에 대한 주요 입력 변수는 다음과 같다.

- 원자로 정지설정치 및 지연시간
- 제어봉 반응도삽입율
- 감속재 온도계수 및 도플러계수
- 초기 RCS 출력
- 초기 냉각재 온도, 압력 및 유량
- 핵연료 특성
- 안전밸브 유량
- 축고착이 발생한 RCP 거동

원자로 냉각재 펌프 축 고착해석에 대한 제한기준에는 DNBR 및 RCS 압력이 있다. DNBR 관점

에서는 가압기 살수계통이 설정치에 도달하면 작동하고 가압기 가열기에 의한 가열은 없다고 가정하는 것이 보수적이다. 반면, RCS 압력 관점에서는 가압기 살수계통이 작동하지 않고 가압기 가열기에 의한 가열이 있다고 가정하는 것이 보수적이다. 본 논문에서는 RCS 압력관점에서 본 사고를 해석하였으므로 가압기 살수계통은 작동하지 않는다는 가정을 사용하였다.

펌프축 고착에 대한 노심 저유량에 대한 원자로정지 설정치 및 지연시간, 제어봉 반응도 삽입율, 반응도 궤환효과, 초기 출력, 초기 노심유량, 그리고 원자로 냉각재 온도 및 압력은 3.1절 원자로 냉각재 유량 부분 상실에서 기술한 것과 동일한 방법으로 설정한다.

안전밸브 임계유량으로 최소값을 사용하는 경우에 최대 RCS 압력이 발생하므로, 압력관점에서 본 사고를 해석할 경우에는 더 작은 유량을 사용한다.

한편, 소외 방사선량을 평가하기 위하여 본 사고에 대해 안전해석을 수행하는 경우에는 노심입구 최대온도 및 최대 안전밸브 임계유량을 사용하는데, 이는 노심입구 최대온도를 사용하는 경우에 주증기 안전밸브가 더 일찍 개방되어 소외 방사선량이 최대가 되기 때문이다.

상기 주요 입력 변수를 사용하여 해석한 주요 출력 변수는 다음과 같다.

- 펌프축 고착이 발생한 루프에서의 시간에 따른 유량 변화
- 시간에 따른 노심유량 변화
- 시간에 따른 RCS 압력 변화
- 시간에 따른 핵출력 변화

향후 연구에서는 고온핵연료봉에 대한 모델링을 추가하여 시간에 따른 고온핵연료봉에서의 열속 및 최대 피복재온도의 변화를 계산할 예정이다. 또한, 상기 결과 및 노심 부수로 해석코드를 이용하여 고온핵연료봉에서의 열속 및 최대 피복재온도의 변화를 계산하고, MDNBR 및 반경방향 침투인자에 대한 매개변수별 민감도 분석을 통해 DNB가 발생한 핵연료봉의 수도 계산할 예정이다.

4. 원자로 냉각재 유량 감소 사고 분석

4.1 KEPRI 방법론 검증계산

KEPRI 방법론의 타당성을 검증하기 위하여 수행한 원자로 냉각재 유량 감소 사고에 대한 안전 해석 결과는 각각 표 3 ~ 표 5와 그림 1 ~ 그림 12에 제시되어 있다. 앞에서 언급하였듯이 본 논문에서 수행한 원자로 냉각재 유량 감소 사고에 대한 안전해석의 주요관점은 압력이므로, 이 결과들은 FSAR 결과 중 DNBR 관련 결과를 제외한 나머지 결과들과 비교한 것이다. 먼저, 표 3 및 그림 1 ~ 그림 4는 원자로 냉각재 유량 부분 상실에 대하여 KEPRI 방법론을 사용한 안전분석 결과와 FSAR 15장 결과를 비교한 것이다. 두 결과를 비교해 보면 검증계산에서 저유량신호가 FSAR 결과보다 약 0.3초 늦게 발생하고 검증계산에서의 가압기 압력이 FSAR 결과보다 62.08psi 낮지만, 전반적인 출력, 가압기 압력, 노심유량, 그리고 손상된 루프에서의 유량은 FSAR과 동일한 경향을 가진다는 것을 알 수 있다. 다음으로, 표 4 및 그림 5 ~ 그림 8은 원자로 냉각재 유량 완전 상실에 대하여 KEPRI 방법론을 사용한 안전분석 결과와 FSAR 결과를 비교한 것이다. 두 결과의 가장 큰 차이점은 FSAR 결과에서는 본 사고에 대한 원자로 정지신호로서 RCP 모션 저전압/저주파수 원자로 정지신호를 사용하였고, 검증계산에서는 저유량 원자로 정지신호를 사용하였다는 것이다. 이처럼 다른 원자로 정지신호를 사용함으로써 정지신호 발생시간 및 이 신호에 의한 원자로 정지시간 또한 다르게 나타났다. 이러한 차이점에도 불구하고 검증계산에서의 가압기 압력은 FSAR 결과

보다 14.3psi 정도만 낮았으며, 전반적인 출력, 가압기 압력, 그리고 노심유량은 FSAR 결과와 동일한 경향을 보이고 있다. 또한, 그림 8에서 제시된 계통해석코드인 RETRAN과 W-3 상관식으로 계산한 DNBR 결과도 DNBR 해석코드인 THINC와 WRB-2 상관식으로 계산한 FSAR 결과와 수치적인 면에서는 차이가 있지만 전체적으로 동일한 경향을 보여주고 있다. 마지막으로, 표 5 및 그림 9 ~ 그림 12는 원자로 냉각재 펌프 축 파손에 대하여 KEPRI 방법론을 사용한 안전분석 결과와 FSAR 결과를 비교한 것이다. 두 결과의 가장 큰 차이점은 FSAR 결과보다 검증계산결과에서 가압기 압력증가가 완만하다는 것인데, 이에 대해서는 향후의 계통 모델링에 대한 민감도 분석을 통해 그 원인을 분석할 예정이다. 두 결과의 최대 압력 차이는 49.04psi이며, 가압기 압력을 제외한 전반적인 출력, 노심유량, 그리고 손상된 루프에서의 유량은 FSAR 결과와 동일한 경향을 보여주고 있다.

4.2 민감도 분석

상기 3.1절, 3.2절 및 3.3절에 기술한 KEPRI 방법론을 바탕으로 수행한 원자로 냉각재 유량 감소 사고에 대한 민감도 분석을 압력관점에서 수행하였다. 본 논문에서는 반응도궤환효과와 원자로 냉각재 온도 및 압력에 대하여 민감도 분석을 수행하였으며, 각 변수에 대하여 각각 최대값 및 최소값을 사용하여 해석하였다. 먼저, 최소 반응도궤환효과의 경우에는 주기초에 최대값을 갖는 감속계온도계수, 도플러계수, 그리고 지발중성자분율을 사용하였으며, 최대 반응도궤환효과의 경우에는 각각 상기 변수의 주기말 최소값을 사용하였다. 원자로 냉각재 온도 및 압력에 대한 경우는 표 1에 기술한 초기조건에 각각 $\pm 4^{\circ}\text{F}$ 및 $\pm 30\text{psi}$ 의 불확실도를 적용한 값을 사용하였다. 이렇게 수행한 원자로 냉각재 유량 감소 사고에 대한 민감도 분석 결과는 표 6에 제시되어 있다. 표 6에서 알 수 있듯이 원자로 냉각재 유량 부분 상실 및 완전 상실에서는 최소 반응도궤환효과, 최소 냉각재 온도, 최대 냉각재 압력 조건이 제한조건으로 나타났으며, 원자로 냉각재 펌프 축 파손에 대한 제한조건은 최소 반응도궤환효과, 최대 냉각재 온도, 최대 냉각재 압력 조건으로 나타났다. 본 논문에서 수행한 민감도 분석이 압력관점에서 수행되었기 때문에 원자로 냉각재 압력이 계산결과에 가장 큰 영향을 미치는 변수임을 알 수 있다.

상기 민감도 분석으로부터 도출된 각 사고별 제한조건을 사용한 원자로 냉각재 유량 감소에 대한 안전해석 결과는 그림 13 ~ 그림 16에 제시되어 있다. 출력에 대해 비교한 그림 13은 모든 사고에 대한 출력변화가 유사한 경향을 가짐을 알 수 있으며, 차이점은 각 사고별로 다른 원자로 정지신호 발생시간에 의한 원자로정지 개시시간이 다르다는 것이다. 가압기 압력에 대해 비교한 그림 14는 각 사고별 가압기 압력변화를 나타낸 것으로서 각 사고별 최대 가압기 압력이 ANS Condition II, III, IV에 해당하는 각 사고별 압력관련 허용기준을 만족한다는 것을 보여준다. 노심유량 및 손상된 루프에서의 유량에 대해 비교한 그림 15 및 16으로부터 원자로 냉각재 유량 부분 상실과 완전 상실이 거의 동일한 경향을 가진다는 것을 알 수 있으며, 원자로 냉각재 펌프 축 파손의 경우는 상기 두 사고와 달리 펌프 축 파손이 발생한 직후에 유량이 거의 정지하고 고온관 및 저온관에서는 손상되지 않은 루프에 의한 역유동이 발생함을 알 수 있다.

5. 결론 및 향후계획

전력연구원에서는 과학기술부 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행중인 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”과제를 통해 기존의 원전 설계

사 및 원전 연료공급사에서 사용하는 코드 및 방법론과 RASP에 근거한 Non-LOCA 안전해석용 KEPRI 방법론을 개발 중에 있다. 개발한 방법론에 대한 타당성을 검증하기 위하여 원자로 냉각재 유량 감소에 대한 검증계산을 수행하였으며, 그 결과가 기존의 방법론으로 계산된 FSAR 15장의 결과와 유사함을 확인할 수 있었다. 또한, 검증된 KEPRI 방법론을 이용하여 반응도궤환효과, 원자로 냉각재 온도 및 압력에 대한 민감도 분석을 수행하여 RCS의 압력에 영향을 미치는 주요 인자를 확인하였다. 향후에는 고온수로에 대한 모델링을 개발하여 DNBR 관점에 대한 안전해석을 수행할 예정이다. 이에 추가하여, 제어체적 분할에 대한 민감도 분석 및 적용 호기별 특성에 대한 분석도 수행할 계획이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부 원자력연구개발 중장기과제 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”의 일환으로 수행되었다.

참 고 문 헌

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

표 1. 원자로 냉각재 유량 감소 사고 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)	95,600
전체 원자로 냉각재 유량 (10 ⁶ lb/hr)	106.8
감속재온도계수 (pcm/°F)	+5 ~ -48
도플러계수 (pcm/°F)	-0.91 ~ -2.9
지발중성자분율	.004400005 ~ .007500009
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. 원자로 냉각재 유량 감소시 원자로 정지 설정치 및 지연시간

정지 신호	운영기술지침서 설정치	불확실도	안전해석 설정치	지연시간
RCS 저유량	각 루프 설계유량의 90%	±2.75%	각 루프 설계유량의 86.5%	1.0 초
RCP 저전압	모선 전압의 70%	±1%	-	1.5 초
RCP 저주파수	57.5 Hz	±0.1Hz	57.0 Hz	0.6 초

표 3. 원자로 냉각재 유량 부분 상실 사고 경과

항 목	FSAR	방법론 검증계산	제한조건 계산
RCP #1 정지	0.0 (초)	0.001 (초)	0.001 (초)
저유량신호 발생	1.4	1.73	1.73
저유량신호에 의한 원자로정지	2.4	2.74	2.74
원자로정지에 의한 터빈정지	-	2.95	2.95
MDNBR 발생	4.0	-	-
터빈정지에 의한 급수관 및 증기관 격리	-	9.95	9.95
주급수 펌프 #1, #2, #3 정지	-	9.96	9.96
계산종료	10.0	10.0	10.0

표 4. 원자로 냉각재 유량 완전 상실 사고 경과

항 목	FSAR	방법론 검증계산	제한조건 계산
RCP #1, #2, #3 정지	0.0 (초)	0.001 (초)	0.001 (초)
RCP 저전압/저주파수 신호 발생	0.0	-	-
저유량신호 발생	-	2.07	2.07
저유량신호에 의한 원자로정지	1.5	3.08	3.08
원자로정지에 의한 터빈정지	-	3.29	3.29
MDNBR 발생	3.9	4.43	-
가압기 고압력 신호 발생		6.45	5.82
계산종료	10.0	10.0	10.0

표 5. 원자로 냉각재 펌프 축 파손 사고 경과

항 목	FSAR	방법론 검증계산	제한조건 계산
RCP #1 펌프 축 고착	0.0 (초)	0.001 (초)	0.001 (초)
저유량신호 발생	0.06	0.05	0.05
저유량신호에 의한 원자로정지	1.06	1.06	1.06
원자로정지에 의한 터빈정지	-	1.27	1.27
가압기 고압력 신호 발생	-	1.93	3.11
RCS 최대 압력 발생	2.8	4.32	4.67
피복재 최대 온도 발생	3.4	-	-
가압기 안전밸브 개방	-	3.98	-
가압기 안전밸브 폐쇄	-	6.0	-
터빈정지에 의한 급수관 및 증기관 격리	-	8.27	8.27
주급수 펌프 #1, #2, #3 정지	-	8.271509	8.28
계산종료	10.0	10.0	10.0

표 6. 원자로 냉각재 유량 감소에 대한 민감도 분석 결과

변수 case #	반응도kehr환효과	RCS 온도	RCS 압력	RCS 유량	PLOF (psia)	CLOF (psia)	LR (psia)
111	✓	✓	✓		2323.50	2451.33	2502.43
110	✓	✓			-	-	-
101	✓		✓		2332.54	2464.33	2495.28
100	✓				2272.44	2403.93	2435.34
011		✓	✓		2333.18	2471.60	2519.32
010		✓			-	-	-
001			✓		2343.97	2485.90	2511.64
000					2283.85	2425.45	2451.62

※주. [✓]는 최대값을, []는 최소값을 의미한다.

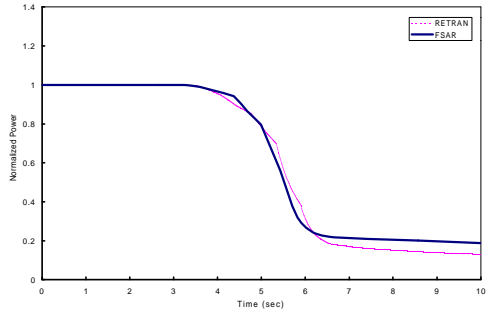


그림 1. 원자로냉각재유량부분상실 - 출력

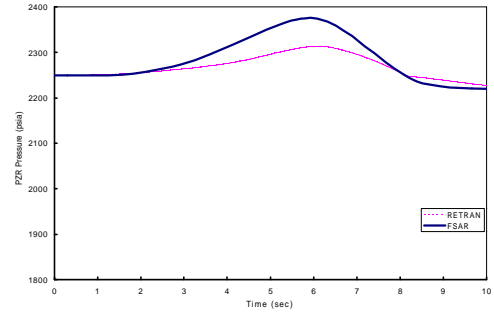


그림 2. 원자로냉각재유량부분상실 - PZR 압력

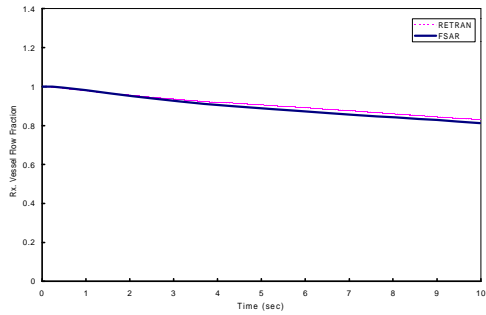


그림 3. 원자로냉각재유량부분상실 - 노심유량

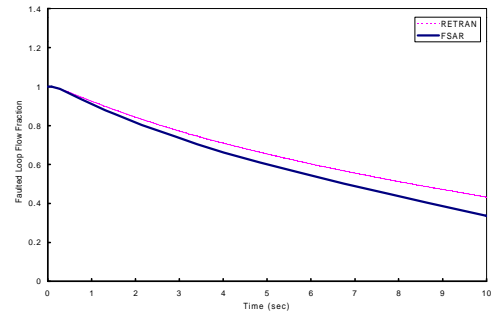


그림 4. 원자로냉각재유량부분상실 - 루프유량

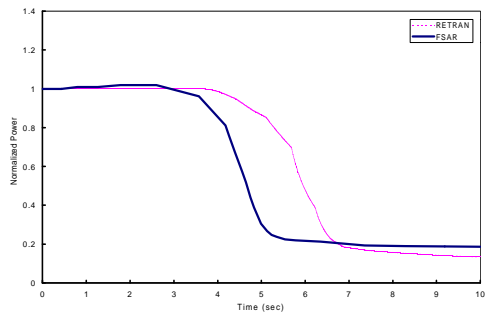


그림 5. 원자로냉각재유량완전상실 - 출력

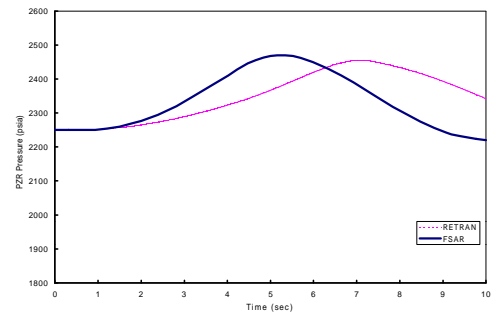


그림 6. 원자로냉각재유량완전상실 - PZR 압력

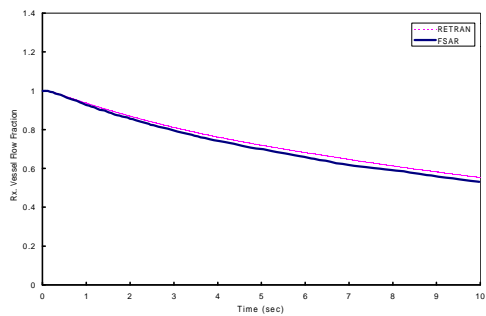


그림 7. 원자로냉각재유량완전상실 - 노심유량

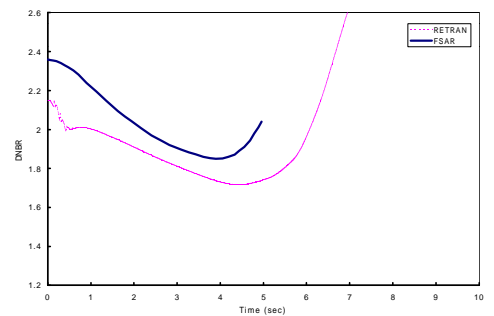


그림 8. 원자로냉각재유량완전상실 - DNBR

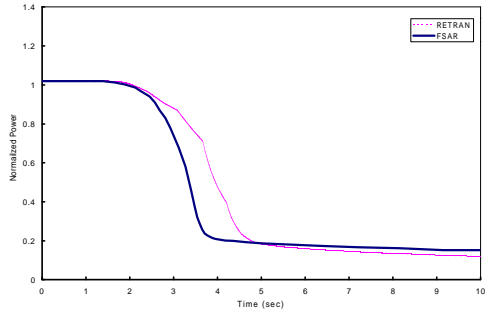


그림 9. 원자로냉각재펌프축파손 - 출력

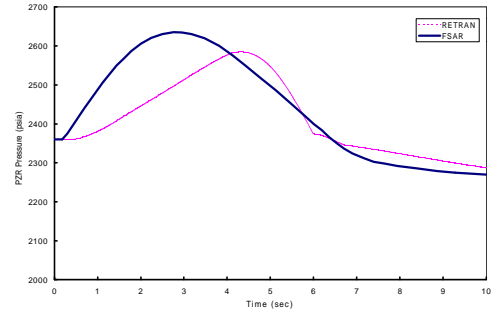


그림 10. 원자로냉각재펌프축파손 - PZR 압력

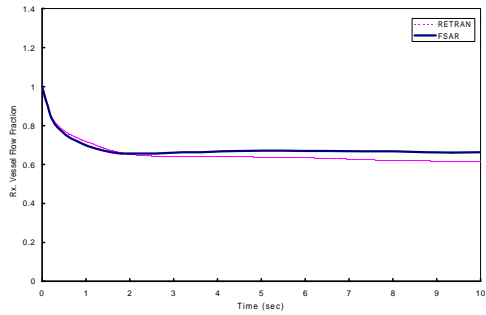


그림 11. 원자로냉각재펌프축파손 - 노심유량

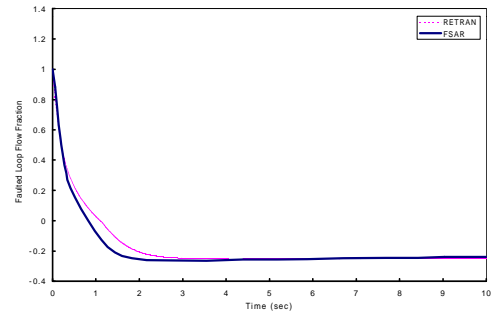


그림 12. 원자로냉각재펌프축파손 - 루프유량

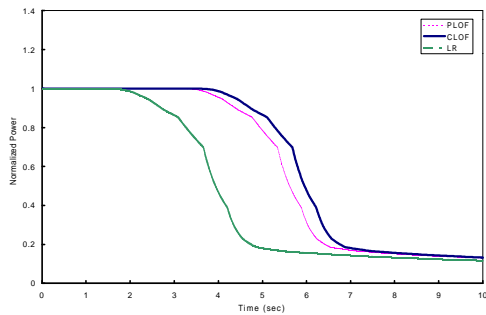


그림 13. 원자로냉각재유량감소 - 출력

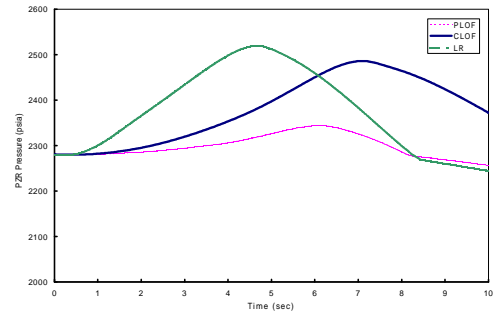


그림 14. 원자로냉각재유량감소 - PZR 압력

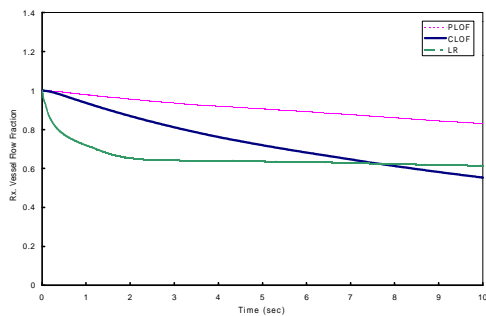


그림 15. 원자로냉각재유량감소 - 노심유량

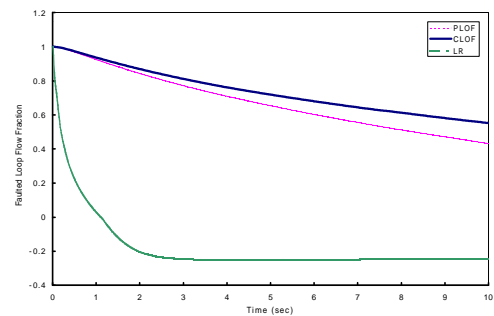


그림 16. 원자로냉각재유량감소 - 루프유량