2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

3-핀 핵연료시험설비의 가압경수로 핵연료시험모드에서 냉각수상실사고 해석

Analysis of the loss of coolant accidents for the PWR Fuel Test Mode of the 3-Pin Fuel Test Loop

박수기, 지대영, 박국남, 심봉식, 안성호, 이종민, 이정영, 김영진

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

가상의 냉각재상실사고 발생시 3-핀 핵연료시험설비의 비상냉각수계통 성능을 예측하기 위하여 가압경수로 핵연료시험 모드에서 열수력 해석을 수행하였다. 최적 열수력 해석 코드인 MARS를 이용하여 해석하였다. 하나로 수조 및 제1기기실의 저온관 및 고온관에서 슬릿 및 양단 파단을 고려하였다. 최대 첨두 피복재 온도는 제1기기실의 저온관에서 발생한 소형냉각재상실 사고에서 나타났으며, 그 온도는 1264K이었다. 이 값은 가압경수로 핵연료 설계기준보다 충분히 작은 값이다. 결론적으로 비상냉각수계통이 핵연료시험설비의 냉각수상실사고 발생시 가압경수로 시험핵연료의 열 제거에 적합한 성능을 갖고 있음을 확인하였다.

ABSTRACT

Thermal hydraulic analyses have been carried out for the PWR fuel test mode, in order to predict the performance of the emergency cooling water system of the 3-pin fuel test loop for the postulated loss of coolant accidents. The best-estimate thermal hydraulic analysis code of MARS has been used for the analyses. The slit type and double-ended guillotine breaks have been considered at the hot and cold legs in the HANARO pool and the room 1. The present results indicate that the maximum peak cladding temperature is 1264K for the small break LOCA at the cold leg in the room 1. The maximum peak cladding temperature is sufficiently lower than the criterion of the PWR fuel design. Consequently, it is found that the emergency cooling water system is appropriate to remove the heat of the PWR test fuel for the loss of coolant accidents of the 3-pin fuel test loop.

1. 서론

하나로는 개방수조형 연구용 원자로이다. 최대 열출력은 30MW이고, 경수를 냉각재로 사용하며 반사체는 중수를 사용한다[1]. 1995년도에 운전이 시작된 이후 다양한 사용자의 요구를 충족시키기 위하여 많은 시험 설비들을 하나로에 설치하였으며, 현재 널리 이용되고 있다. 3-핀

핵연료시험설비는 핵연료 개발에 요구되는 중성자 조사 및 연소 시험을 위하여 현재 개발 중에 있다. 3-핀 핵연료시험설비는 가압경수로 및 중수로와 동일한 운전 압력 및 온도 조건에서 연소 시험이 가능하도록 설계하고 있다. 핵연료시험설비의 시험부는 하나로의 노심에 설치되고, 고온 고압에서 운전되는 원자력 설비로 안전성분석이 요구되며 시설 운영자는 원자력 관련 법에 따른 인허가를 받아야 한다. 따라서 3핀 핵연료시험설비의 설계기준사고를 설정하고 안전성을 확인하기 위하여 설계기준사고에 대한 과도해석을 수행하였다.

본 논문은 3-핀 핵연료시험설비의 설계기준사고인 냉각수상실사고(Loss of Coolant Accident)에 대한 모델링 및 해석을 다루고 있다. MARS 코드를 이용한 열수력 과도 해석을 통하여 냉각수상실사고가 발생하였을 때, 비상냉각수계통이 사고 초기 단계의 사고 완화에 적절하게 대응하는지 조사하였으며, 또한 시험핵연료의 첨두 피복재 온도가 핵연료 설계 허용 기준을 만족하는지 확인하였다.

2. 3-핀 핵연료시험설비의 계통 설명

3-핀 핵연료시험설비는 가압경수로 및 중수로와 동일한 온도 및 압력 조건에서 중성자 조사 및 연소 시험을 수행할 수 있도록 설계하였다. 표 1은 가압경수로 및 중수로 핵연료 시험 모드에서의 설계 조건이다. 시험부의 운전 온도 및 압력과 유속은 상용 원전의 운전 조건을 포괄하는 값이다. 표 1의 노내시험부 열출력은 단순히 시험설비의 설계를 위하여 결정된 최대 출력이다. 실제 시험에서는 해당 시험핵연료에 따른 안전해석을 통하여 결정된다.

3-핀 핵연료시험설비는 그림 1과 같이 노내시험부(In-Pile Test Section)와 노외공정계통(Out-Pile System)으로 구분된다. 노내시험부는 하나로 수조 안에 설치되는 부분으로 시험핵연료가 장전되는 압력관과 연결 배관 및 지지구조물로 구성된다. 노외공정계통은 정상 운전 중에 노내시험부의 시험 조건을 시험 목적에 맞게 유지시키고, 사고가 발생하는 경우 사고를 완화하기 위한 역할을 수행한다.

2.1 노내시험부

노내시험부 압력관은 하나로 노심의 IR1에 설치된다. 그림 2는 시험핵연료가 장전되는 위치에서의 노내시험부 압력관의 개략적인 단면도이다. 노내시험부 압력관은 하나로 노심으로의 열 손실을 최소화하고 핵연료시험설비의 압력 경계를 견고히 하고자 이중 압력관으로 설계하였다. 내외부의 압력관 사이에는 네온 가스가 일정한 압력으로 충전되고, 설정 압력 이상이 되면 내부 압력관의 파단 또는 누수로 판단하여 하나로 긴급정지 신호를 발생시킨다. 시험핵연료는 최대 3개까지 장전할 수 있다. 그림 2에서 빗금 친 부분은 시험핵연료를 지지하고 이송하는 역할을 한다. 냉각수는 노내시험부 압력관 헤드의 입구 노즐로 유입하여 하향 유로를 따라 아래로 흐른 후 다시 상승하며 핵연료를 지나 압력관 헤드의 출구 노즐로 나간다.

2.2 노외공정계통

노외공정계통의 주요 유체계통은 주냉각수계통, 비상냉각수계통, 유출 및 충전, 정화계통, 중간냉각수계통, 관통부냉각수계통 등으로 구성된다.

주냉각수계통은 가압기, 주냉각기, 히터, 주냉각수펌프, 유량제어밸브, 안전밸브, 노내시험부 격리밸브로 구성되며 제1기기실에 설치된다. 주냉각수계통의 주요 기능은 정상 운전 중 고온 고

압의 시험 조건을 제공하고, 노내시험부에서 발생한 열을 냉각기를 거쳐 중간 냉각계통으로 제거한다. 사고 발생시 노내시험부를 주냉각수계통의 비안전계통과 분리시켜 비상냉수의 공급이 적절하도록 돕고, 방사성 물질의 유출을 제한한다. 또한 압력 경계를 이루며, 노내시험부 및 주냉각수계통의 가압 방지 역할을 수행한다.

비상냉각수계통은 2개의 고압주입탱크와 고압주입밸브, 감압배기밸브, 오리피스로 구성된다. 오리피스는 사고 초기 단계에서의 주입 및 배출 유량제어를 위하여 고압주입밸브 및 감압배기밸브 후단에 각각 설치된다. 고압주입탱크는 고온관 및 저온관에 각각 연결되어 있고, 감압배기밸브는 주냉각수계통의 고온관과 폐기물저장탱크 사이의 감압배기배관에 설치된다. 고압주입밸브 및 감압배기밸브는 정상 운전 중에는 닫혀있고, 사고 발생시 열린다. 비상냉각수계통의 주요 기능은 예상운전과도 및 설계기준사고 발생시 비상냉각수를 노내시험부에 주입하여 노내시험부의 열을 제거한다. 비상냉각수의 주입은 고압주입밸브와 감압배기밸브의 개방에 의하여 피동 주입된다. 하나로 수조 내에서의 배관 파단인 경우 대부분의 비상냉각수는 하나로 수조로 배출되고, 그 외의 경우는 폐기물저장탱크로 배출된다. 두 개의 고압주입탱크 중 실질적으로 노내시험부의 냉각에 사용되는 것은 배관의 파단 위치에 따라 결정된다.

유출 및 충전, 정화계통은 주냉각수계통의 체적 및 수화학 조건을 제어하는 기능을 수행하고, 중간냉각수계통은 노내시험부에서 발생한 열을 하나로 이차냉각수계통으로 전달하는 중간 다리 역할을 수행한다. 관통부냉각수계통은 제1기기실과 하나로 수조 사이의 콘크리트 벽을 통과하는 주냉각수계통의 배관에 의한 콘크리트 가열을 차단하기 위한 설비이다.

2.3 제어 및 보호 계통

3-핀 핵연료시험설비는 유량, 온도, 압력, 가압기 수위 제어 시스템을 갖고 있다. 노내시험부의 유량은 주냉각수계통의 저온관에 설치된 유량조절밸브와 노내시험부 우회 배관에 설치된 유량조절밸브에 의하여 조절된다. 주냉각수계통의 전체 유량은 주냉각수펌프 후단에서 측정하고 노내시험부의 유량은 주냉각수계통 저온관의 노내시험부 격리밸브 후단에서 측정한다. 주냉각수의 온도는 주냉각기와 히터에 의하여 조절된다. 주냉각기는 요구되는 노내시험부 입구에서의 온도보다 낮게 냉각시키고, 히터를 이용하여 요구되는 노내시험부 입구에서의 온도가 되도록 제어한다. 온도는 주냉각수계통 저온관의 노내시험부 격리밸브 후단에서 측정한다. 주냉각수계통의 압력 및 재고량은 가압기의 압력 및 수위 조절을 통하여 제어된다. 가압기 압력은 가압기 히터와 살수 유량을 조절하여 제어하고, 수위는 수위 측정과 유출 및 충전 유량을 조절하여 제어한다.

3-핀 핵연료시험설비는 하나로 보호계통과 핵연료시험설비 보호계통을 갖는다. 노내시험부의 유량 및 온도, 압력을 측정하여 설정 값에 도달하면 하나로 긴급정지 신호를 발생하며 하나로는 긴급정지한다. 핵연료시험설비 보호계통도 노내시험부의 유량 및 온도, 압력을 측정하여 설정 값에 도달하면 작동한다. 핵연료시험설비 보호계통은 노내시험부를 격리하고, 비상냉각수를 노내시험부에 주입한다. 핵연료시험설비 보호계통이 작동하면 노내시험부 격리밸브가 닫히고, 고압주입밸브 및 감압배기밸브는 열린다. 이를 위하여 주냉각수계통의 저온관에서 유량 및 압력을 측정하고 온도는 주냉각수계통의 고온관에서 측정한다. 유효한 트립 신호는 세 개의 센서 중 두 개가 설정 값에 도달할 때 발생한다.

3. 열수력 모델링

3.1 해석 코드

3-핀 핵연료시험설비의 사고 발생시 열수력 해석은 한국원자력연구소에서 개발한 MARS (Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety) 코드를 사용하여 수행하였다. MARS는 RELAP5/Mod3에 기반한 1차원 계통해석 코드와 3차원 원자로해석 코드인 COBRA-TF를 주축으로 개발된 코드이다[2,3]. 본 논문에서 기술한 사고는 시험핵연료 부분의 3차원 해석이 중요하지 않은 관계로 MARS의 1차원 기능만을 활용하여 열수력 해석을 수행하였다.

3.2 유체계통 모델링

그림 3은 3-핀 핵연료시험설비의 주냉각수계통 및 비상냉각수계통, 노내시험부에 대한 MARS 코드의 노드 다이아그램이다. 본 해석에서는 주냉각수계통에 직접 연결된 유출 및 충전, 정화계통을 모델에서 제외하였다. 유출 및 충전 유량이 주냉각수의 전체 유량에 비하여 작고, 노내시험부가 격리되면 시험핵연료가 있는 노내시험부의 열수력 현상에 영향을 주지 않기 때문이다. 중간냉각계통도 배관 파단 사고 발생시 짧은 시간 내에 노내시험부로부터 격리되므로 모델링에서 제외하였다. 그러나 주냉각기와의 열전달 경계는 모델링에 반영하였다. MARS 코드의 입력 자료는 대부분 설계 도면 및 제작자 자료를 활용하였으며, 현 단계에서 입수하지 못한 일부 기기의 자료는 일반적인 공학 데이터를 적용하였다.

시험핵연료 부분은 7개의 Sub-volume을 갖는 Pipe로 모사하였다. 시험핵연료 및 시험핵연료가 위치한 압력관의 내부 구조물은 핵분열 및 중성자 조사에 의한 열이 발생하고, 하나로의 저온 냉각수와 열전달이 발생하여 몇 개의 heat structure로 모사하였다. 노내시험부 압력관과 하나로 노심의 IR1 유동관 사이에서의 열전달을 제외한 기타 배관 및 기기에서 주변 환경으로의 열 손실은 무시하였다.

수조 내 배관의 직경은 1인치이고, 제1기기실의 주냉각수 배관은 1.5인치이다. 고압주입밸브 후단의 오리피스 면적은 $1.2 \times 10^{-5} m^2$이고, 감압배기밸브 후단의 오리피스 면적은 $9.5 \times 10^{-5} m^2$이다. 격리밸브의 닫힘 행정 시간은 2.5초이고, 고압주입밸브 및 감압배기밸브의 개방 시간은 0.2초이다. 펌프는 핵연료시험설비 트립 후 5초에 완전 정지하는 것으로 가정하였다. 고압주입탱크의 재고량은 탱크 당 $1.25 m^3$이고 온도는 $50^{o}C$이다. 폐기물 저장탱크의 체적은 $3.85 m^3$이다. 배관 파단을 가정하는 제1기기실의 체적은 $123.23 m^3$을 적용하였다. 이 값은 제1기기실에 설치되는 기기 및 배관, 단열재 등이 차지하는 체적을 제외한 값이다. 배관 파단은 하나로 수조 내의 배관에서도 가정하였는데, 하나로 수조의 체적은 $81.7 m^3$을 적용하고, 수조 상부의 원자로 홀은 핵연료시험설비의 재고량에 비하여 충분히 큰 공간이므로 $40^{o}C$의 대기압이 유지되는 것으로 가정하였다.

3.3 시험핵연료 모델링

시험핵연료는 그림 2와 같이 삼각형 배열로 3개가 설치된다. 길이는 700mm이고, 외경은 9.5mm이다. 연료봉 사이의 피치는 13.8mm이다. 연료봉에서의 출력 분포는 하나로의 제어봉 삽입 깊이에 따라 MCNP로 계산한 출력 분포를 고려하여 보수적인 결과가 나오도록 결정하였다[4]. 적용한 대략적인 출력 분포는 양끝이 잘린 사인함수 형태이다. 동일한 높이에서 각각의 연료봉은 약간의 출력 차이를 나타내었으나, 무시할 정도로 작았기 때문에 MARS 코드에서는 하나의 봉으로 모사하였다. 길이 방향으로 7개로 나누고, 반경 방향으로는 11개의 계산 격자를 적용하였다.

평균 선출력은 30.0kW/m이고, 첨두 선출력은 41.6kW/m이다. 첨두 계수는 1.387이다.

사고 해석에서 시간에 따른 시험핵연료의 출력 변화는 중성자 출력과 붕괴열을 다음과 같이 고려하였다. 정격 출력 운전시 중성자 출력과 붕괴열의 비율은 0.93대 0.7로 가정하였다. 붕괴열은 ANS 표준 자료의 1.2배를 적용하고, 중성자 출력은 평형노심 자료를 이용하여 해석한 하나로 정지 시 출력 변화를 적용하였다. 즉, 시험핵연료의 중성자 출력 변화는 하나로의 중성자 출력 변화와 동일한 형태로 가정하였다.

시험핵연료의 출력에 비하여 노내시험부 압력관 내부구조물의 감마열이 무시할 정도로 작지 않기 때문에 본 해석에서 반영하였다. 감마열은 유로분리판(flow divider)과 핵연료 이송 및 지지대(fuel transport and support legs), 내부 및 외부 압력관에서 발생한다. MCNP로 계산한 분포를 반영하여 heat structure의 열원으로 모사하였다. 해석 결과 외부 압력관에서 발생한 감마열은 모두 하나로 노심으로 전달되었다.

3.4 사고 초기 조건 및 보호 설정치

핵연료시험설비의 유량 및 온도, 압력 제어 시스템을 MARS로 모사하였다. 그러나 실제 제어계통을 모두 반영하고 있지는 않다. 사고 초기 조건을 얻기에 충분한 정도로 모사하였다. 표 2는 사고 해석의 초기 조건이다. 운전 변수의 제어 및 계측의 불확실성과 보수적인 계산 결과를 얻기 위하여 정상 운전 조건에서 편향된 값을 사용하였다. 표 2의 값을 압력 및 온도, 유량의 제어 설정치로 입력하여 충분한 시간 동안 계산한 결과 정상 상태의 사고 초기 조건을 얻었다. 출력은 하나로 출력에 비례하므로 하나로 출력 측정의 불확실성을 고려하여 5% 큰 값을 사용하였다. 노내시험부의 유량은 5% 작게, 압력은 2% 작게, 온도는 2% 큰 값을 적용하였다.

하나로 및 핵연료시험설비의 보호 설정치는 표 3과 같다. 표 3의 하나로 정지 신호는 핵연료시험설비의 사고 발생시 하나로를 정지하기 위한 것이다. 노내시험부의 저유량, 고유량, 고온, 저압, 고압, 노내시험부 압력관 갭에서의 고압 신호에 의하여 하나로 정지 신호가 발생한다. 하나로가 정지하면 시험핵연료의 열출력과 압력관 구조물에서의 감마열도 하나로의 출력 감소에 따라 급격히 감소한다.

핵연료시험설비의 노내시험부 격리 및 비상냉각수 주입은 노내시험부의 저저유량, 고고유량, 고고온, 저저압 신호에 의하여 작동한다. 가압경수로 핵연료시험 모드에서 고고온 설정치는 하나로 정지 신호인 고온 설정치와 동일하다. 노내시험부 격리는 주냉각수계통의 비안전등급 기기로부터 안전등급인 노내시험부 및 주냉각수계통의 안전등급 기기를 보호하고, 방사성 물질의 환경 유출을 억제하며, 비상냉각수의 노내시험부 주입을 위한 것이다.

하나로 정지 신호 계측에서 하나로 정지봉 삽입 시작까지의 신호전달 지연시간은 0.615초이고, 노내시험부 격리밸브 폐쇄 및 고압주입밸브 개방, 감압배기밸브 개방 신호 계측에서 밸브 작동 시작까지의 신호전달 지연시간은 0.41초이다. 이 값에는 해석 코드의 불확실성 0.05초를 감안한 것이다.

4. 결과 및 고찰

배관 파단 사고는 핵연료시험설비의 시험 중에 발생하는 방사성 물질이 환경으로 누출될 가능성이 가장 큰 사고이다. 본 시험설비는 상업용 발전로와 동일한 압력과 온도에서 운전되기 때문에 배관 파단 사고 해석이 매우 중요하다. 본 시험설비의 설계에서 배관 파단은 제1기기실의 비안전

등급 배관과 하나로 수조 내의 배관 파단을 가정하였다. 수조 내 배관 파단 위치는 노내시험부 압력관의 입출구 노즐과 배관의 연결 부분을 가정하였다. 노내시험부 압력관의 설치 및 제거의 용이성을 위하여 압력관 입출구 노즐과 배관의 연결 부분은 힐탭으로 설계하였다. 따라서 이 부분을 파단 위치로 가정하였다.

배관 파단은 양단 파단(double-ended guillotine break)과 슬릿 타입의 파단을 고려하였다. 양단 파단을 대형냉각수상실사고, 슬릿 타입의 파단을 소형냉각수상실사고로 분류하였다. 양단 파단은 파단 단면 위치에 완전 개방된 밸브가 파단 시간 내에 닫히고 동시에 파단면의 상류 측과 하류 측에 닫혀 있던 밸브가 열리는 것으로 모사하였다. 슬릿 타입의 파단은 파단 위치에 티(T)자형으로 연결되어 닫혀 있던 하나의 밸브가 파단 시간 내에 열리는 것으로 가정하였다. 이 두 형태의 파단에서 파단 시간은 0.01초로 가정하였다.

대형냉각수상실사고 해석은 0.1, 0.33, 0.67, 1.0의 방출계수(discharge coefficient)에 대하여 수행하였다. 소형냉각수상실사고는 파단 면적을 배관 단면의 20%이하에 대하여 1% 간격으로 변화시켜가며 수행하였다.

4.1 제1기기실에서의 배관 파단 사고

제1기기실에서의 배관 파단은 주냉각수 펌프 후단과 주냉각기 전단에 대하여 수행하였다. 주냉각기 전단에 비하여 주냉각수펌프 후단에서의 배관 파단이 피복재 온도 상승 관점에서 심각한 사고였다. 주냉각기 전단의 소형냉각수상실사고의 경우 피복재 온도는 상승하지 않았다. 그림 4는 주냉각수펌프 후단에서의 대형냉각수상실사고 발생시 핵연료 피복재의 온도 변화이다. 피복재 온도는 파단 후 약 3초부터 급격히 상승하여 약 4.1초에 최대가 되었다가 약 5.1초까지 급격히 감소한 후 완만히 감소하였다. 이 경우 첨두 온도의 최대 값은 약 918K이다. 그림 5는 제1기기실 주냉각수펌프 후단에서의 소형냉각수상실사고 발생시 첨두 피복재 온도이다. 파단 단면적을 배관 단면의 1%씩 변화시켜 계산한 결과 6%인 $5.454\text{x}10^{-5}\text{m}^2$에서 최대 첨두 피복재 온도가 발생하였고 그 값은 1264K이었다. 상용 가압경수로 핵연료 설계 기준인 2200^{o}F(1477.6K)보다 충분히 낮았다. 231개의 THTF Blowdown 실험 결과 예측에서 보여준 RELAP5/Mod.3의 불확실성(약 94K)을 감안한 하더라도 상용 핵연료 설계 기준에 비하여 충분히 낮게 예측되었다[5].

제1기기실 주냉각수펌프 후단에서의 배관 파단 발생시 핵연료시험설비의 주요 계통 응답을 소형냉각수상실사고를 기준으로 살펴 보면, 하나로 긴급정지 신호는 파단 후 약 0.02초에 노내시험부 주냉각수 저유량 신호에 의하여 먼저 발생한다. 노내시험부 저압 신호는 0.094초에 발생한다. 노내시험부 유량계 및 압력계는 가정한 파단 위치보다 하류에 있기 때문에 파단이 발생하면 급격한 역류가 발생하여 저유량 신호가 먼저 발생한다. 유량계 및 압력계는 주냉각수 저온관의 노내시험부 격리밸브 하류의 제1기기실 내에 설치되어 있다. 하나로 정지봉은 신호 전달 지연 및 정지봉 작동 지연에 의해 파단 후 0.636초에 삽입되기 시작하여 1.636초에 완전히 삽입된다. 노내시험부 격리밸브 폐쇄와 비상냉각수의 노내시험부 주입을 위한 고압주입밸브 및 감압배기밸브 개방은 파단 후 0.436초 후에 노내시험부 저저유량에 의하여 시작된다. 고압주입밸브 및 감압배기밸브는 0.636초에 완전히 열리고, 격리밸브는 2.936초에 완전히 닫힌다. 노내시험부가 격리되면 저온관에 연결된 고압주입탱크의 비상냉각수는 노내시험부로 주입되어 시험핵연료를 냉각시킨 후 고온관을 거쳐 폐기물저장탱크로 배출된다. 이 때 고온관에 연결된 고압주입탱크의 비상냉각수는 노내시험부로 주입되지 않고 폐기물저장탱크로 직접 배출된다.

그림 6, 7, 8은 제1기기실 저온관에서의 소형냉각수상실사고 발생시 시간에 따른 압력 및 유량, 기공율이다. 최대 첨두 피복재 온도가 나타나는 임계 파단 면적에서의 계산 결과이다. 그림 6은 노내시험부 압력관 및 가압기, 고압주입탱크에서의 압력 변화이다. 가압기는 비안전등급기기로 노내시험부와 격리된 파단 부위 쪽에 위치하므로 시간에 따라 지속적으로 감소한다. 노내시험부 압력관에서의 압력은 배관 파단 후 급격히 감소하였다가 비상냉각수 고압주입 및 노내시험부가 파단 부위로부터 격리됨에 따라 다시 상승한 후 폐기물저장탱크로 감압배출 됨에 따라 서서히 감소한다. 고온관 및 저온관에 연결된 고압주입탱크의 압력도 폐기물저장탱크로 배출됨에 따라 서서히 감소한다.

그림 7은 제1기기실 주냉각수펌프 후단에서 소형냉각수상실사고 발생시 주요 위치에서의 유량이다. 시험핵연료가 있는 압력관에서의 유량을 보면, 파단 후 급격히 감소하여 역류가 발생하다 노내시험부 격리 및 비상냉각수 주입에 따라 급격히 순방향의 흐름이 발생한다. 약 5초 이후에는 거의 일정한 유량이 순방향으로 흐른다. 이 사고에서 안전밸브는 개방되지 않는다. 고온관 및 저온관에 연결된 고압주입탱크의 주냉각수는 그림의 실선과 긴 점선으로 표기하였는데 서로 겹쳐서 실선으로 표시되고 있다. 주냉각수계통의 고온관과 폐기물저장탱크에 연결된 감압배기 배관의 유량은 밸브 개방에 따라 초기에 급격히 증가하였다가 일시적으로 감소한 후 다시 증가하여 약 5초 이후에는 완만히 감소한다.

그림 8은 제1기기실 주냉각수펌프 후단에서 소형냉각수상실사고 발생시 시험핵연료 및 제1기기실의 저온관, 고온관에서의 기공율이다. 핵연료 위치에서의 기공율은 파단 후 감압에 따라 급격히 증가한 후 비상냉각수 공급에 따라 급격히 감소한다. 그림 3의 volume 150(저온관) 및 volume 445(고온관)에서 파단 후 초기에는 기포가 발생하지 않는다. 저온관의 경우 상온의 비상냉각수가 계속 주입되므로 기포는 발생하지 않을 것으로 기대된다. 고온관의 경우 약 95초 이후에 기포가 나타나기 시작하는데, 이것은 압력관의 시험핵연료 부분에서 발생한 기포가 전달되어 온 것이다.

4.2 수조 내에서의 배관 파단 사고

본 연구에서 가정한 위치의 수조 내 배관 파단 사고에서 핵연료 피복재 온도 상승에 가장 심각한 영향을 주는 것은 수조 내 저온관과 노내시험부 압력관 입구 노즐을 연결하는 힐탭에서의 소형냉각수상실사고이다. 노내시험부 수조 내 배관 파단에서 대형냉각수상실사고인 경우 고온관 및 저온관 모두에서 피복재 온도의 상승은 발생하지 않았다. 또한 수조 내 고온관과 출구 노즐의 연결 탭에서의 소형냉각수상실사고에서도 핵연료 피복재 온도 상승은 예측되지 않았다. 이것은 파단 위치와 크기에 따라 초기의 주냉각수 배출과 비상냉각수 주입 전 기간에 걸쳐 유동 정체가 발생하지 않고 일정한 유량의 냉각수 공급이 지속되기 때문이다.

그림 9는 소형냉각수상실사고 발생시 파단 면적에 따른 시험핵연료 피복재의 온도이다. 사고 초기에 급격한 온도 상승이 발생하였다가 감소한 후 60내지 100초 사이에 다시 상승하다 감소하는 것으로 예측되었다. 피복재 온도의 재 상승 시점은 파단 면적에 따라 다르게 나타났으나 경향은 파단 면적에 관계없이 동일하였고, 사고 초기에 상승한 온도보다는 항상 낮았다. 이와 같은 현상은 파단 면적에 따른 초기 방출 유량 및 비상냉각수 주입에 따른 시험핵연료 영역에서의 유량 특성에 기인한다. 피복재 첨두 온도의 최대 값은 파단 면적이 배관 단면의 6%인 $2.784x10^{-5}m^2$에서 발생하였으며 그 값은 1173K이다. 이것은 제1기기실의 소형냉각수상실사고보다 91K 정도 낮

은 값이다. 최대 첨두 피복재 온도는 파단 후 약 2.1초에 발생하였다.

노내시험부 저온관에서의 배관 파단 발생시 핵연료시험설비의 주요 계통 응답을 소형냉각수상실사고를 기준으로 살펴 보면, 하나로 긴급정지 신호는 파단 후 약 0.034초에 노내시험부 주냉각수 고유량 신호에 의하여 먼저 발생한다. 노내시험부 저압 신호는 0.206초에 발생한다. 노내시험부 유량계 및 압력계는 가정한 파단 위치보다 상류에 있기 때문에 파단이 발생하면 급격히 유량이 증가하여 고유량 신호가 먼저 발생한다. 하나로 정지봉은 신호 전달 지연 및 정지봉 작동 지연에 의해 파단 후 0.65초에 삽입하기 시작하여 1.65초에 완전히 삽입된다. 정지봉 삽입 시간은 약 1초이다. 노내시험부 격리밸브 폐쇄와 비상냉각수의 노내시험부 주입을 위한 고압주입밸브 및 감압배기밸브 개방은 파단 후 0.444초 후에 노내시험부 고고유량에 의하여 시작된다. 고압주입밸브 및 감압배기밸브는 0.644초에 완전히 열리고, 격리밸브는 2.944초에 완전히 닫힌다. 노내시험부가 격리되면 고온관에 연결된 고압주입탱크의 비상냉각수는 노내시험부로 주입되어 시험핵연료를 냉각시킨 후 파단 부위를 통하여 하나로 수조로 배출된다. 이 때 저온관에 연결된 고압주입탱크의 비상냉각수는 노내시험부로 주입되지 않고 하나로 수조로 직접 배출된다.

그림 10, 11, 12는 수조 내 저온관에서의 소형냉각수상실사고 발생시 시간에 따른 압력 및 유량, 기공율이다. 최대 첨두 피복재 온도가 나타나는 임계 파단 면적에서의 계산 결과이다. 그림 10은 주요 압력 변화이다. 제1기기실 파단과 달리 노내시험부의 압력은 지속적으로 감소하고, 가압기의 압력은 초기에 약간 감소하였다가 일정한 값을 유지한다. 고압주입탱크의 압력은 고압주입밸브가 개방되어 비상냉각수를 공급함에 따라 지속적으로 감소한다.

그림 11은 유량 변화이다. 시험핵연료 영역에서의 유량을 보면 초기에 급격히 감소한 후, 약 0.5초부터 약 2초까지는 유량의 크기가 0.1kg/s 이하의 값을 갖는다. 이러한 이유로 초기의 급격한 피복재 온도 상승이 발생하는 것으로 예측된다. 고압주입밸브가 개방되어 비상냉각수가 주입됨에 따라 시험핵연료 영역에서 급격한 유량 증가가 발생한다. 그림 11에서 음의 값은 역류를 의미한다. 고온관 및 저온관에서의 주입되는 유량과 파단 부위 및 폐기물저장탱크로의 배출 유량에 따라 시험핵연료 영역에서의 유량은 서서히 감소하여 약 80초부터 110초 사이에는 약 0.05kg/s 정도의 저유량 구간이 다시 발생한다. 그 이후에는 40여 초간 주기적인 요동이 있다가 약 0.35kg/s 정도의 일정한 유량이 유지된다. 시험핵연료 영역에서의 유량 특성으로부터 피복재 온도 변화의 타당성을 확인할 수 있다.

그림 12는 파단 사고 후 시간에 따른 기공율 변화이다. 시험핵연료 영역의 기공율 변화를 보면 초기에 급격히 상승하여 첨두 값에 도달하였다가 시험핵연료 영역에서의 급격한 유량 증가와 더불어 감소한다. 그리고 다시 서서히 증가하여 0.9 이상의 기공율을 한 동안 보이다가 다시 감소하여 기포가 사라짐을 알 수 있다. 유량의 변화와 기공율의 변화, 피복재의 온도 변화는 물리적으로 타당한 관련성을 서로 보여주고 있다.

5. 결론

가압경수로 및 중수로 운전 조건에서 핵연료의 중성자 조사 및 연소 시험을 수행할 수 있는 핵연료시험설비를 개발하고 있다. 하나로의 노심에 설치되고, 고온 고압에서 운전되는 핵연료시험설비의 안전성 및 비상냉각수계통의 성능 확인을 위하여 설계기준사고인 배관 파단 사고를 MARS 코드로 해석하였다. 배관 파단은 제1기기실의 비안전등급 배관 및 하나로 수조 내 배관과 노내시험부 압력관의 입출구 노즐과 연결된 힐탭에서 발생하는 것으로 가정하여 해석하였다. 파단

형태는 양단 파단과 슬릿형 파단을 가정하였다. 본 결과는 가압경수로 시험핵연료 시험 모드에 대한 것으로 평균 선출력 30.0kW/m와 최대 선출력 41.6kW/m에 대한 것이다.

해석 결과 양단 파단으로 모사한 대형냉각수상실사고에서 제1기기실의 주냉각수펌프 후단 배관의 파단이 핵연료 피복재 온도 상승 측면에서 가장 심각한 것을 확인하였고, 최대 첨두 피복재 온도는 약 918K이다. 수조 내 배관의 양단 파단에 의한 대형냉각수상실사고에서는 핵연료 피복재 온도가 상승하지 않았다.

소형냉각수상실사고에서 핵연료 피복재 온도는 제1기기실의 주냉각수펌프 후단 배관에서의 파단과 하나로 수조 내 저온관과 노내시험부 압력관 입구 노즐의 연결부에서의 파단 사고시 핵연료 피복재 온도가 상승하였다. 제1기기실에서의 소형냉각수상실사고인 경우의 최대 첨두 피복재 온도는 1264K이었고, 하나로 수조 내 소형냉각수상실사고인 경우의 최대 첨두 피복재 온도는 1173K이었다. 그러므로 본 해석에서 고려한 배관 파단 사고로 인한 최대 첨두 피복재 온도는 1264K이고, 상용 가압경수로의 핵연료 설계기준인 2200°F(1477.6K)보다 충분히 작은 것을 확인하였다. 또한 3-핀 핵연료시험설비의 비상냉각수계통은 배관 파단 사고 발생시 사고 초기 단계의 시험핵연료 냉각에 적합한 성능을 갖추고 있음을 확인하였다. 시험핵연료의 성능을 최대로 활용하고 안전성 평가의 신뢰성을 제고하기 위해서는 본 해석의 불확실성에 대한 후속 연구가 요구된다.

본 논문은 과학기술부의 원자력중장기 연구개발사업의 재정을 지원 받아 수행한 연구 결과입니다.

참고문헌

1. “하나로 안전성분석보고서,” KAERI/TR-710/96, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 1996.
2. 2. W. J. LEE et. al., “Development of a Multi-dimensional Realistic Thermal Hydraulic System Analysis Code, MARS 1.3 and Its Verification,” KAERI/TR-1108/98, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 1998.
3. W.J. Lee, et. al., “Improved Features of MARS 1.4 and Verification,” KAERI/TR-1386/99, Korea Atomic Energy Research Institute, 1999.
4. C. G. Seo, “Linear Heat Generation Rate of PWR 3-Pin at In-Pile Test Section in IR1 Hole,” Memorandum, HAN-RR-CR-031-03-016, 2003.
5. B. D. Chung, Y. J. Lee, T. S. Hwang, W. J. Lee, and S. Y. Lee, “Quantification of Reactor Safety Margins for Large Break LOCA with Application of Realistic Evaluation Methodology,” J. of KNS, Vol. 26, No. 3, pp. 355-366, 1994.

표 1. 3-핀 핵연료시험설비의 설계 및 운전 조건

	변 수	가압경수로 모드	중수로 모드
설계 조건	설계 압력 (MPa)	17.5	17.5
	설계 온도 (^{o}C)	350.0	350.0
설계 운전 조건	노내시험부 열출력 (kW)	112.3	116.2
	노내시험부 입구에서의 온도 (^{o}C)	300.3	276.7
	노내시험부 출구에서의 압력 (MPa)	15.6	10.1
	노내시험부에서의 유량 (kg/s)	1.6	1.63
	노내시험부에서의 평균 유속 (m/s)	4.6	7.2

표 2. 사고 초기 조건

입력 변수	MARS 입력 값	설계 값 대비 (%)
시험핵연료의 핵분열 출력 (kW)	66.15	105
압력관 내부구조물의 감마 열출력 (kW)	47.04	105
노내시험부 유량 (kg/s)	1.52	95
노내시험부 압력 (MPa)	15.288	98
노내시험부 입구 온도 (K)	306.3	102
고압주입탱크 압력 (MPa)	15.794	95

표 3. 보호 설정치

	변 수	설정치
하나로 정지	노내시험부 저유량 (kg/s)	1.28
	노내시험부 고유량 (kg/s)	1.84
	노내시험부 고온 (^{o}C)	325.0
	노내시험부 저압 (MPa)	14.13
	노내시험부 고압 (MPa)	17.24
	압력관 갭 고압 (MPa)	9.0
노내시험부 격리 - 노내시험부 격리밸브 닫힘 비상냉각수 주입 - 고압주입밸브/감압배기밸브 열림	노내시험부 저저유량 (kg/s)	0.96
	노내시험부 고고유량 (kg/s)	1.84
	노내시험부 고고온 (^{o}C)	325.0
	노내시험부 저저압 (MPa)	13.44

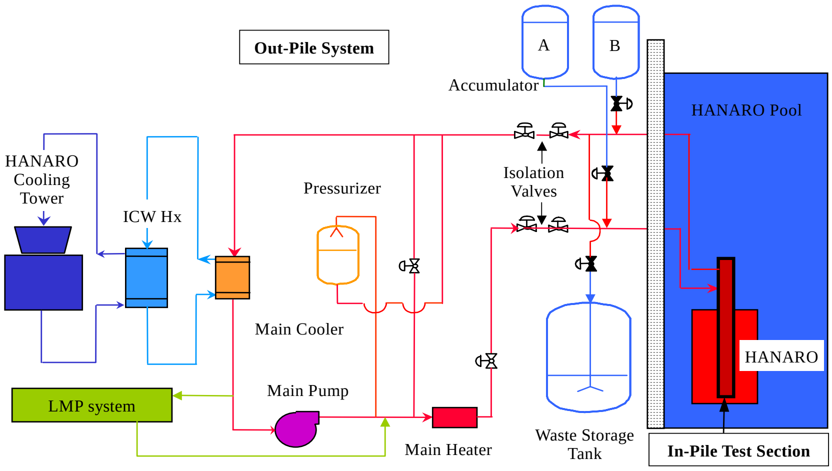

그림 1. 3-핀 핵연료시험설비의 개략도

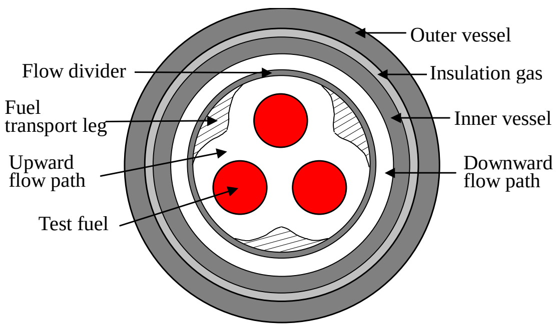

그림 2. 노내시험부 압력관 단면도

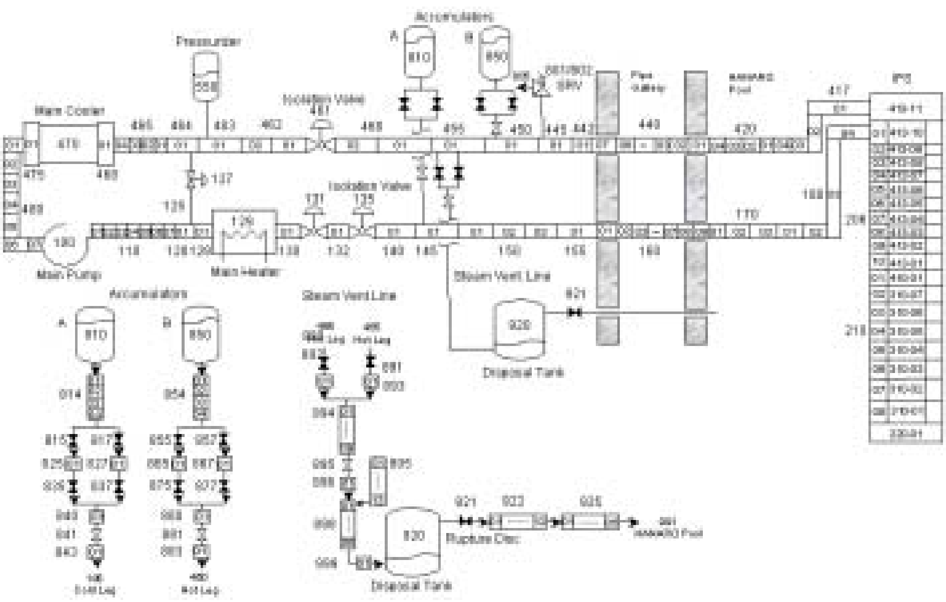

그림 3. 3-핀 핵연료시험설비의 MARS 모델링

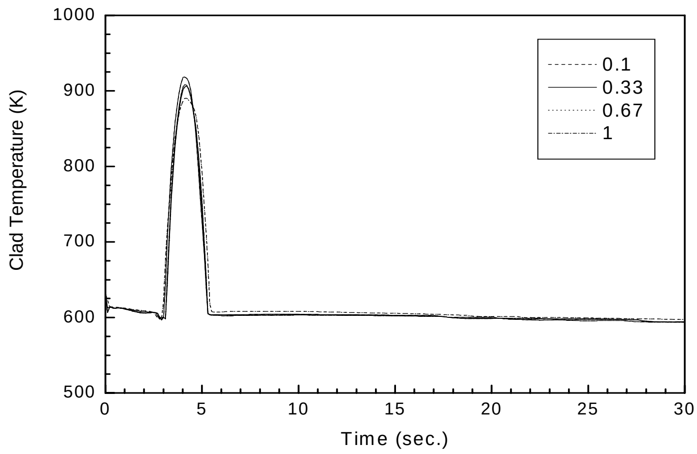

그림 4. 제1기기실 대형냉각수상실사고시 피복재 첨두 온도

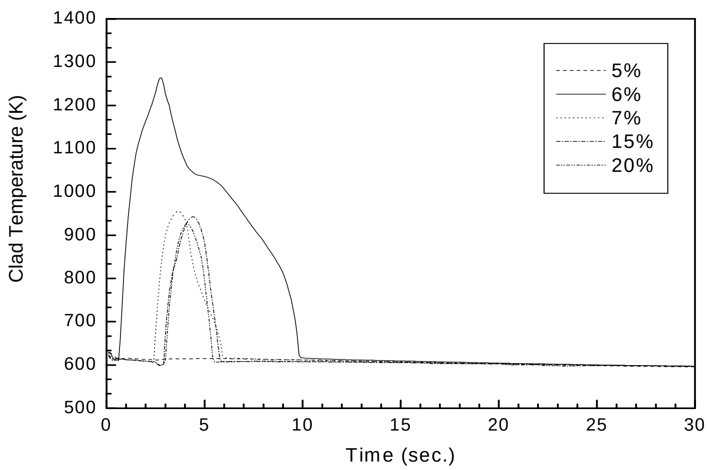

그림 5. 제1기기실 소형냉각수상실사고시 피복재 첨두 온도

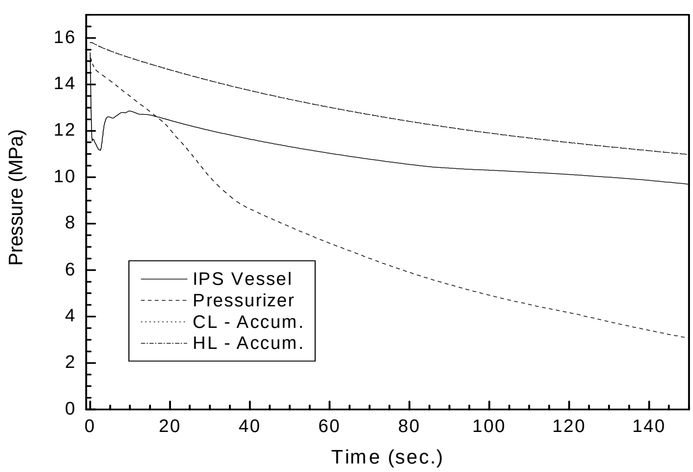

그림 6. 제1기기실 소형냉각수상실사고시 압력 변화

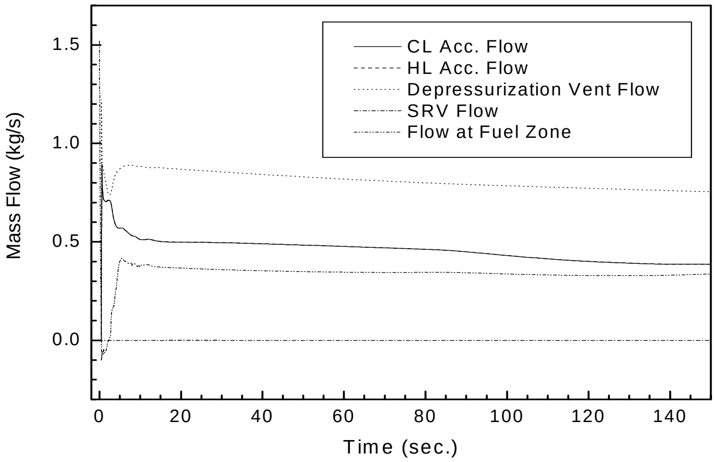

그림 7. 제1기기실 소형냉각수상실사고시 유량 변화

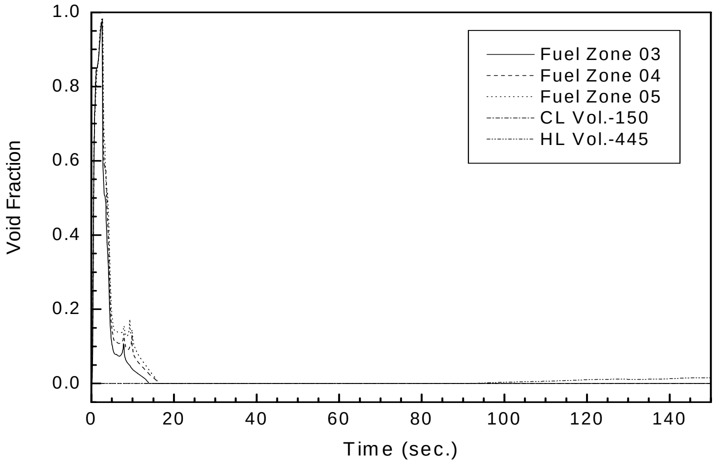

그림 8. 제1기기실 소형냉각수상실사고시 기공율 변화

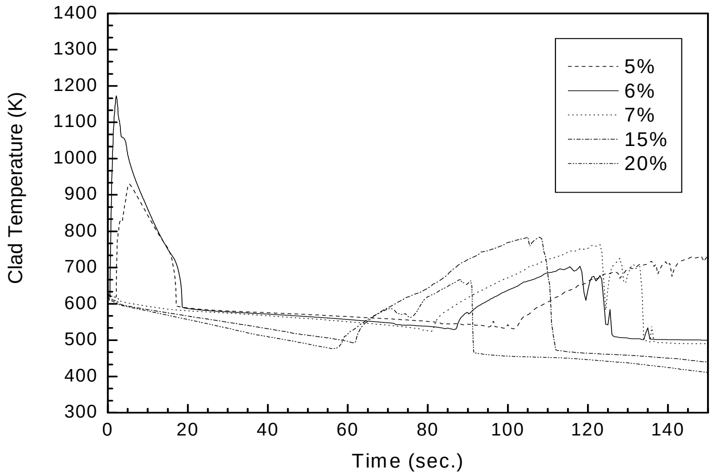

그림 9. 수조 내 소형냉각수상실사고시 피복재 첨두 온도

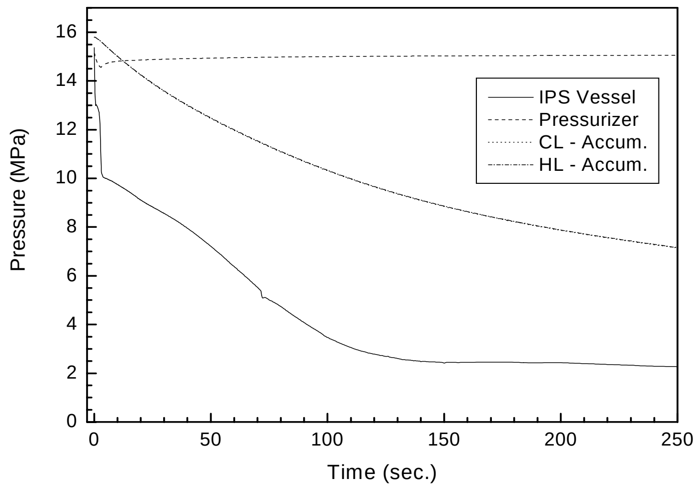

그림 10. 수조 내 소형냉각수상실사고시 압력 변화

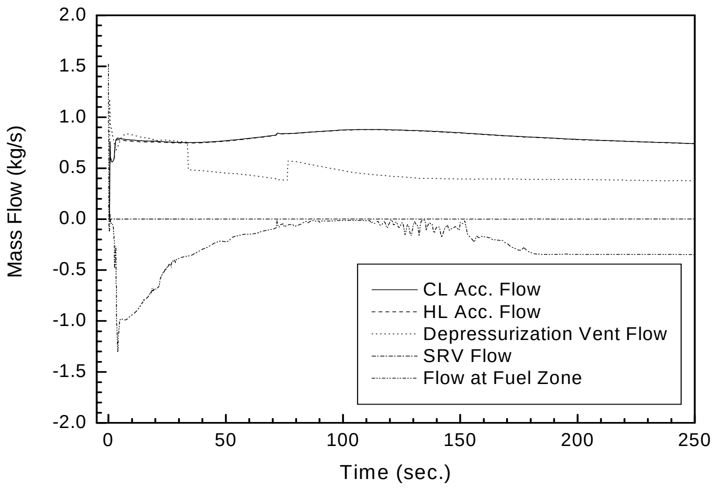

그림 11. 수조 내 소형냉각수상실사고시 유량 변화

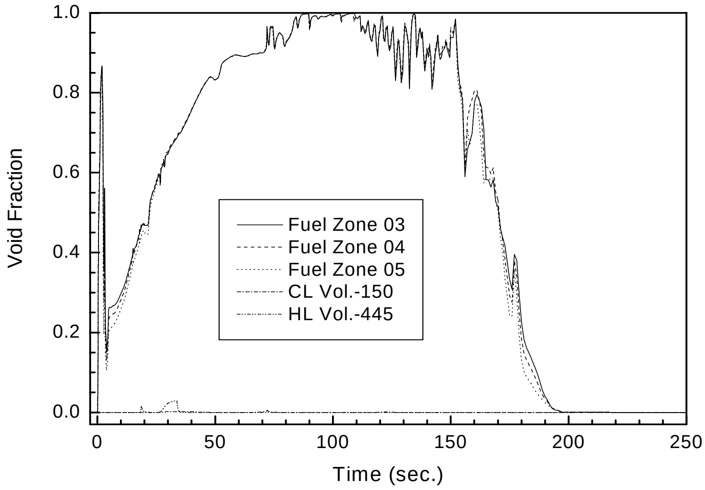

그림 12. 수조 내 소형냉각수상실사고시 기공율 변화