

DSNP 코드를 사용한 비보호 유량상실사고(ULOF) 모의

권영민*, 한도희, 석수동
한국원자력연구소

요약

본 논문에서는 DSNP로 개발된 EBR-II 시뮬레이션 프로그램을 이용하여 SHRT-45 실험을 모의해석하고 실험결과와 비교 분석하였다. ULOF 사고시 노심과 계통에서 발생하는 주요 현상학적인 특성과 이를 모의하기 위한 해석모델에 대하여 논의하였다. 특히 일차원적인 DSNP 코드로써 원자로 풀 내부에서 소듐의 혼합 및 성층화 현상과 같은 다차원적인 거동을 모의하는 방법을 검토하였다. 원자로 풀에서의 혼합모델을 적절히 조정함으로써 DSNP 코드는 일반적으로 ULOF 과도거동을 잘 예측하였다. SHRT-45 모의해석 결과, ULOF 발생시 금속핵연료를 사용하는 EBR-II 노심의 고유 안전성과 피동 붕괴열 제거능력이 입증되었으며 이는 실험결과와 일치하였다.

1. 서론

액체금속로는 그 설계 특성상 고유 안전성 확보가 기존의 경수로보다 상대적으로 용이한 것으로 알려져 있으며, 1985년의 미국 EBR-II (Experimental Breeder Reactor-II)[1] 실험을 통하여 소형 풀형 금속핵연료 노심의 고유 안전성을 실증한 바 있다. 금속핵연료를 사용하는 액체금속로의 핵 및 열적 특성은 높은 증식성을 가지며 액체금속인 소듐을 냉각재로 사용한다는 점이다. 액체금속로의 피동적 안전성이란 사고시에 노심의 온도 상승 및 그로 인한 노심 팽창 등에 의한 반응도 제환효과 만으로 사고를 종식시키거나, 또는 안전하게 원자로를 정지시킬 수 있는 것을 말한다. 금속핵연료를 사용하는 노심에서 피동적으로 출력을 감소시킬 수 있는 안전능력은 각종 반응도 제환효과에 의하여 달성된다.

EBR-II는 U.S. DOE의 지원 하에 Idaho 국립연구소에 설치된 실험로로서 액체금속을 냉각재로 사용하여 발전을 하는 고속증식로이다. EBR-II의 주목적은 각종 핵연료와 물질들의 irradiation 특성을 조사하는 실험을 수행하는 것이었지만, 1985년 이후로는 노심정지-후-붕괴열 (Shutdown Heat Removal Testing; SHRT)을 제거하는 실험과 운전신뢰도 실험 (Operational Reliability Testing; ORT)등을 수행하였다. 이들 실험은 원자로 및 일, 이차 계통이 과도상태 또는 비정상 상태에서 운전되는 조건에서 수행되었다. EBR-II에서 수행된 SHRT-45[2]는 원자로 보호계통의 고장과 유량상실사고가 동시에 발생하는 비보호 유량상실사고(ULOF) 실험이다.

본 논문에서는 EBR-II에서 수행한 비보호 유량상실사고인 SHRT-45 실험결과와 미국 아르곤 국립연구소(ANL)에서 NATDEMO 코드를 사용하여 동일한 사고를 해석한 결과[3]를 참고삼아 DSNP 코드[4]로써 SHRT-45 실험을 해석하였다. 본 연구는 일차적으로 DSNP 코드의 성능을 검증하는 작업이 될 수 있지만, 이러한 해석을 통하여 EBR-II의 고유안전 설계개념과 사고완화를 위한 계통의 피동적인 거동을 파악할 수 있다. 특히, 본 연구에서는 SHRT-45 실험을 통하여 ULOF 사고시 금속핵연료의 노심 특성 및 풀 형태 원자로의 열수력적인 계통 특성을 파악하고, DSNP와 같은 일차원 코드로써 풀 형태의 원자로 내부에서 발생하는 복잡한 현상을 어떻게 모델링 할 것인가에 해석의 주안점을 두었다.

2. 비보호 유량상실사고 (Unprotected Loss-of-flow: ULOF)

비보호 유량상실사고는 긴급 원자로정지 실패와 동시에 외부전원 상실사고로 인하여 발생하는

대표적인 사고이다. 일차계통 펌프가 정지함으로써 노심 유량이 감소하고 노심 냉각 능력이 저하되어 냉각재 온도의 이상 상승이 일어난다. 원자로 보호계통의 고장으로 원자로의 긴급정지가 불가능하다고 가정하기 때문에 원자로의 출력은 오로지 노심 자체의 반응도 궤환효과에 의해서만 변하게 된다. 이때 사고해석에서 주요하게 고려되어야 하는 노심 변수는 노심 유량, 원자로 출력, 최고온-채널(hot channel)에서의 노심 출구 소듐온도 및 노심 핵연료온도 등이다.

금속 핵연료의 주요 특성은 핵연료의 열전도도가 높고 소듐 본드형 핵연료 형태로서 양호한 열전달 특성을 가지므로 정격운전시 핵연료 내부온도와 소듐 냉각재 온도와의 차이가 작다. 따라서 출력 감소시에 생기는 양의 도플러 효과를 줄이는 효과가 있다. 즉, ULOF 발생 후 출력감소는 핵연료 온도를 냉각재 온도와 거의 비슷한 수준으로 낮추므로 출력 감소를 막는 양의 도플러 효과가 상대적으로 훨씬 작아진다. 금속핵연료 노심에서 과도사고시 음의 반응도를 생성하는 열적 팽창에 의한 반응도는 단일 효과로서는 반응도 크기가 크지 않지만, 양의 반응도를 유발하는 도플러 궤환효과가 상대적으로 작으므로 노심 전체의 반응도 크기는 음의 값을 가진다. 결국 사고후의 출력은 감소하며 풀 내부의 자연순환에 의하여 붕괴열이 제거됨으로써 원자로는 안정한 상태로 유지된다. 이때 냉각재의 비등점 도달 여부 및 금속핵연료의 공정(eutectic) 개시온도 도달 및 체류시간이 중요한 안전변수이다. 비록 금속핵연료의 온도가 공정온도를 초과할 지라도 그 체류시간이 짧다면 공정에 의한 피복관 파손사고는 일어나지 않는다. EBR-II 운전에서 안전 제한 변수는 핵연료와 피복관 사이의 온도이다. 출력과 유량은 피복관의 안쪽 표면온도가 공정온도인 715°C 이하로 유지되도록 제한된다. 이 제한온도는 정상운전 뿐만 아니라 예상과도 상태에서도 적용된다.

3. 해석 방법

EBR-II는 풀 형태의 액체금속 원자로이며 펌프, 중간열교환기(IHX), 노심 및 관련 배관과 같은 방사능을 띤 일차계통 전부가 그림 1에서 처럼 소듐으로 채워진 큰 용기 안에 잠겨져 있으며 증기를 생성하기 위한 증기발생기 및 터빈계통은 원자로 용기 외부에 위치하고 있다. 펌프는 개방된 풀에서 소듐을 흡입하여 노심으로 공급하고 고온 풀과 저온 풀의 소듐 수위는 증력에 의한 수두차와 IHX 통과시 압력 손실에 의하여 일정한 차이를 가진다. 따라서 풀의 수위는 노심과 IHX 통과 유량에 의하여 영향을 받는다. 노심 출구 풀레벨에서 나온 고온의 소듐은 "Z"형태의 짧은 단열 배관을 통하여 IHX로 유입된다. 원자로 풀의 평균 소듐 온도는 노심 입구 온도와 거의 비슷하며 원자로 수위는 하나만 존재한다. IHX는 tube-shell 형태의 열교환기로서 튜브 내부로 일차계통 루프의 소듐이 흐르고 shell쪽에 일차계통의 소듐이 순환한다. 풀은 정상운전 상태에서 371 °C의 소듐을 340 m³ 포함하고 있다. 노심 출구에서의 평균 혼합 소듐의 온도는 473 °C이다. EBR-II의 노심은 육각형의 53개 핵연료 집합체, 12개의 제어봉 집합체 및 2개의 노정지 집합체로 구성되어 있다. 사용 핵연료는 Mark-II로서 5%의 핵분열 생성물과 95%의 ²³⁵U를 (48.4% 농축) 함유한 금속합금이다. EBR-II의 주요 설계 및 운전변수가 표1에 제시되어 있다.

본 해석에 사용된 컴퓨터 코드인 DSNP (Dynamic Simulator for Nuclear Power Plants) [4]는 원자력발전소의 동적 시뮬레이션을 용이하게 개발하기 위한 목적으로 미국 아르곤 국립연구소가 개발한 사용자 지향언어(user oriented language)이다. DSNP 코드는 원자력 발전소의 물리적인 구성요소를 모의할 수 있는 함수블록(functional block)을 내장하고 있어, 복잡한 구성요소들을 몇 개의 블록 혹은 모듈의 조합으로써 표현할 수 있다. 이들 단순화된 블록을 제어하는 DSNP 언어 명령문을 발전소 데이터와 함께 사용하여 발전소 시뮬레이션 프로그램을 생산 할 수 있다. SHRT-45 실험을 해석하기 위해서는 우선 EBR-II의 원자로 계통을 모의하기 위한 시뮬레이션 프로그램을 만들어야 한다. EBR-II의 계통 모델은 수력학 모델과 중성자 및 로운동학을 고려한 열동력 모델을 결합시킴으로써 얻어진다. EBR-II 시뮬레이션 프로그램의 기본이 되는 수력학 모델인 유동망(hydraulic network) 모델을 구성한 뒤 열전달 모델은 DSNP 코드에 내장된 1단계와 2단계의 라이브러리를 그대로 이용하였고 필요한 경우 이들 모델을 수정하여 사용하였다. 사용된

주요 라이브러리들은 출력분포 모델, 다중 유로 노심모델, 이차원 핵연료봉 열전달 모델등이다. EBR-II의 금속핵연료 특성과 반응도 관련 모델 및 입력은 ANL에서 만든 라이브러리를 사용하였다.

그림 2는 EBR-II의 일차계통인 원자로 풀을 모델링한 것으로서, IHX로 유입되는 이차 소듐의 유량 및 온도는 경계조건으로 취급하였다. 그림에서 표시된 F-n ($n=1,15$)은 원자로 내의 기기와 소듐 부피 사이의 유로를 나타낸다. 노심 유량은 핵연료와 블랭킷 두 부분으로 나누었고, 블랭킷 유로는 평균집합체(F-7)와 고유속의 집합체(F-14)로 나누었다. 특수 계측장치가 장착된 집합체 XX09 (F-15)는 따로 모델링 되어 있다. 유로 F-10과 F-11은 소듐 풀로 누출되는 유량을 나타내고 F-12와 F-13은 각각 노심과 블랭킷 영역에서 집합체간 사이를 흐르는 우회 유로를 나타낸다. P₀ ($n=1,5$)은 원자로 내에서 압력을 계산하는 정선(junction)을 나타내며, P₁, P₂, P₃은 각각 고압 플레넘, 저압 플레넘 및 노심 출구플레넘의 압력을 나타낸다. 유로에서의 압력강하는 정압(static pressure)과 마찰로 인한 압력손실의 합으로 계산된다. F-9는 노심 출구에서 중간열교환기 사이의 연결배관으로서 보조 자기펌프가 포함되어 있는 유로이다. 그림 2에 표시된 모든 유로의 유량을 계산하기 위해서는 유로 양단의 입구와 출구의 압력을 알아야 한다. EBR-II의 유동망에서 정의되는 모든 유량과 압력이 계산되는 압력 노드가 그림 3에 나타나 있다. 내부 노심은 핵연료, 내부 블랭킷, 제어 및 안전 집합체로 구성되어 있으며 84%의 소듐 유량이 고압 플레넘으로부터 유입된다. 반면에 외부 노심은 외부 블랭킷 집합체들로 구성되어 있으며, 16%의 소듐이 저압 플레넘으로부터 유입된다.

100% 원자로 출력일 때의 정상상태를 기준으로 하여 사고해석을 수행하였으며 계통의 주요 운전변수는 표 1에 기술되어 있다. 분석의 보수성을 위하여 핵연료 집합체로는 새 연료를 사용하고 핵연료 열전도성은 조사된 핵연료를 기준으로 하고 있는데 이는 새 연료의 열전도성은 처음 1.5~2 % 연소 동안에 급격히 떨어지기 때문이다. 본 해석의 일차적인 관심은 펌프의 정지 시간이 침두 핵연료 온도에 미치는 영향을 파악하는 것이므로 주어진 관성서행 특성곡선에 시간지연 상수를 변화하면서 해석을 수행한 결과, 대부분의 침두 핵연료 온도는 펌프가 정지되는 시점에서 발생하였다.

4. 해석 결과

SHRT-45에서 계측된 주요 계통변수들의 실험값이 포함되어 있는 참고문서 [3]의 그림들과 DSNP로 예측된 값과 함께 비교하였다. 인용한 참고문서 [3]의 그림에서 "Predicted"라고 표시된 것은 NATDEMO 코드의 해석결과이다. 그림에 표시된 SHRT-39 데이터는 본 해석과 무관하다.

ULOF를 야기하는 일차 펌프의 관성서행(coastdown) 특성곡선이 그림 4에 나타나 있다. DSNP 해석에서는 펌프속력을 경계조건으로 취급하였으므로 실험값과 동일한 관성서행 특성을 DSNP 입력으로 사용하였다. 그림 5는 원자로의 핵분열 출력과 NATDEMO로 예측된 붕괴열의 거동을 함께 보여 주고 있으며, 그림 6은 DSNP로 해석한 결과이다. DSNP 코드가 실험값을 잘 예측하고 있음을 알 수 있다. 원자로 노심 출력은 온도가 상승함에 따라 부 반응도의 삽입에 의하여 사고초기에 예측한대로 급격히 감소하고 있다. 펌프 속도 감소와 출력 감소간에 시간 지연이 나타나는 것은 주로 지연 중성자 (delayed neutron)의 반응 때문이며 노심온도와 반응도 궤환의 관계가 매우 빠르기 때문이다. 그림 7은 SHRT-45 실험의 반응도 값으로 최소 잉여 반응도 값은 -35 센트인데 비하여 그림 8에서 DSNP가 예측한 최소값은 -32 센트이다. 그러나 과도상태 동안의 변화 경향은 비교적 DSNP가 잘 예측하고 있다. 잉여 반응도의 변화는 곧 노심의 온도 변화와 일치한다. 따라서 그림 7에서 나타나듯이 노심의 온도가 초기 값으로 떨어지게 되면 잉여 반응도 역시 영으로 감소한다. 그림 9에서 보듯이 열전도도가 좋은 금속연료는 냉각재와의 온도 차이가 크지 않아서 비교적 작은 도플러 궤환 반응도를 가진다. 그 결과 출력이 낮아짐에 따라 연료온도가 낮아지면 아주 작은 양의 반응도만이 노심에 삽입된다. 그러나 냉각재 온도 상승으로 인하여 나타나는 다른 음의 반응도 궤환 효과 때문에 출력은 급격히 감소하게 된다.

XX09 INST에서 예측된 유량이 저유속의 고온 드라이버(hot driver) 상태를 가장 잘 나타내므로 그림 10과 11에 비교하였다. 그림에서 보듯이 펌프의 속도가 정격속도의 약 10%로 감소되기까지는 유량은 직접적으로 펌프 속도에 비례하여 감소하지만, 그 이후는 부력의 영향이 더 중요해져서 펌프속도와 무관하게 일정한 유량이 자연순환에 의하여 형성되고 있음을 알 수 있다. 자연순환으로 전환되는 시점이나 순환유량의 크기를 DSNP가 제대로 예측하고 있다. 그림 12는 DSNP의 계산결과로서, 루프1의 일차펌프로 유입된 소듐이 고압 플레넘과 저압 플레넘으로 분리되는 유량 분포를 보여주고 있다. XX09 INST는 노심 상부 근처의 같은 높이에 13개의 열전대가 반경 방향으로 분산 설치되어 있다. 이들 중 중심부에 설치된 8개 열전대의 평균 실험값과 DSNP의 XX09 모델링에서 예측된 온도를 그림 13과 14에 비교하였다. DSNP의 예측결과 (650 °C)가 실험값에 (680 °C) 비하여 다소 차이가 나지만 DSNP의 단순한 열전달 모델로 XX09의 복잡한 구조를 모델링 하기에 제한이 있고 또한 XX09의 정확한 구조와 운전특성에 대한 정보가 부족하여서 개선할 수가 없었다. 그림 14에는 DSNP로 예측한 노심 출구 플레넘의 소듐 온도가 함께 나타나 있다.

그림 15는 실험에서 예측된 평균 드라이버 채널 (average driver channel)의 출구 온도를 나타낸다. DSNP 모델에서는 XX09 채널과 핵연료 채널의 온도가 동일하게 계산되므로 그림 15의 핵연료채널의 평균온도는 그림 14의 XX09 온도와 비교하면 된다. DSNP로부터 계산된 첨두 핵연료 온도는 예측값과 직접 비교할 수 없다. 왜냐하면 XX09 집합체는 가장 고온의 핵연료 집합체보다는 온도가 높지 않기 때문이다. 또한 DSNP로 예측된 첨두온도는 계산에 고려되어야 하는 불확실성이 자세히 평가되지 않았다. 핵연료봉의 첨두온도에 대한 실험 데이터가 참고문서 [3]에 포함되어 있지 않아서 실험값과의 직접적인 비교는 할 수 없었다. 그림 16과 17은 중간열교환기(IHX)의 이차측 출구온도를 나타낸다. IHX 튜브 내부를 흐르는 이차측 소듐의 입구온도는 ULOF 전 과도기간 동안 일정하게 유지된다. DSNP로 예측된 계산결과는 비교적 실험값과 잘 일치하고 있으며 그림 17에는 IHX shell 측으로 순환하는 일차측 소듐의 온도가 함께 나타나 있다. 그림 18은 SHRT-45실험에서 IHX를 순환하는 이차계통의 유량으로 DSNP의 예측치와 비슷하다.

일단 IHX에서 빠져 나오는 소듐은 풀 내부의 소듐과 혼합되는데 이때의 혼합현상은 다차원적인 특성을 가지므로 일차원적인 유동모델을 갖는 DSNP로 모델링하기는 불가능하다. IHX 출구의 소듐이 풀 내부의 전체 소듐과 순간적으로 균질하게 혼합된다고 가정하여 계산을 수행한 결과, 여러 주요 계통변수에 있어서 실험값과 많은 차이를 나타내었다. 이는 예상된 결과로서 전체 풀 내부의 소듐 중 일부만이 IHX 출구의 소듐과 혼합하기 때문이다. 실제 풀 내부의 유동장에는 국부적인 순환이 발생할 수 있고 온도 구배가 존재할 것이므로 이와 관련된 상세 해석을 통한 추가적인 정보가 보완되어야 한다. 그러나 본 연구에서는 IHX 출구의 소듐과 혼합하는 풀 내부의 부피에 대한 민감도 분석을 수행하여서 실험에서 예측된 주요 계통변수와 가장 비슷한 결과를 얻는 값을 찾았다. 풀 내부의 전체 소듐 부피 중 27%가 IHX 출구에서 나오는 소듐과 혼합된다고 가정할 때 가장 좋은 결과를 얻을 수 있었으며, 본 논문에서 DSNP로 계산된 모든 그림은 이러한 가정을 바탕으로 예측된 결과이다. 그림 2에서 일차펌프(PM1)와 IHX 사이에 있는 점선의 사각형이 실제 IHX 출구 소듐과 혼합되는 풀의 부피를 나타내고 있다.

5. 결론

DSNP 코드를 이용하여 SHRT-45 실험을 모의한 결과, ULOF 사고 발생시 자연현상에 의하여 원자로가 정지되고 긴급 노정지나 운전원의 개입 없이도 발전소가 안전한 상태로 유지될 수 있음을 확인하였다. 따라서 금속핵연료를 사용하는 EBR-II 노심의 고유 안전성 및 피동 붕괴열 제거능력이 증명되었다. ULOF 해석에서 자세히 고려되어야 할 해석적인 모델은 영에 가까운 낮은 펌프속도에서의 펌프 저항손실에 관한 모델, IHX의 열수력 모델, 풀에서 저 유량조건일 때 소듐의 혼합 및 성층화 모델등이다. 특히 풀 내의 소듐 혼합 및 성층화 현상은 다차원적인 경향을 가지는 복잡한 현상이므로 DSNP와 같은 일차원 유동모델을 갖는 코드를 사용하는 경우, 이 현상

을 단순한 모델로 적절하게 모의하는 것이 중요하다. DSNP로 SHRT-45 실험을 모의한 결과, 원자로 풀에서의 혼합모델을 민감도 분석을 통하여 적절히 조정함으로써 일반적으로 ULOF 과도거동을 잘 예측하였다. 중간열교환기(IHX)로부터 나오는 소듐과 혼합하는 원자로 풀의 소듐 부피를 민감도 분석을 통하여 찾은 결과, 풀의 전체 재고량의 27%만이 실제 혼합하는 것으로 예측되었다.

참고문서

1. L.J. Koch, W.B. Loewenstein, and H.O. Monsen, ANL-5719 (Addendum), January 1964.
2. W.K. Lehto et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.101, pp.35-44, 1987.
3. D. Mohr et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.101, pp.45-56, 1987.
4. D. Saphier, ANL-CT-77-20, 1977.

표 1 EBR-II의 설계 및 운전 변수

operational 100% power	from Ref.[1]
Heat output, MWt	62.5
Gross electrical output, MWe	20
Primary sodium temperature to reactor, °F(°C)	700 (~371)
Primary sodium temperature from reactor, °F(°C)	883 (~472.7)
Sodium flow rate through reactor, gpm	9,000
Sodium maximum velocity in core, ft/s (m/s)	23.8 (~7.25)
Secondary sodium flow rate, gal/min (ℓ/min)	5,890 (22,382)
Secondary sodium temperature to IHX, °F(°C)	588 (~308.8)
Secondary sodium temperature FROM ihx, °F(°C)	866 (~463.3)
Core equivalent diameter, in. (cm)	19.94 (49.85)
Core composition, fuel alloy %	31.8
Stainless steel %	19.5
Sodium volume %	48.7
Subassemblies	53
Core	12
Control (rod and thimble)	2
Inner blanket	60
Outer blanket	510
Total	637
Configuration	Hexagonal
Fuel pin diameter, in. (cm)	0.144 (~0.36)
Fuel pin length, in. (cm)	14.22 (~35.5)
Fuel tube OD, in. (cm)	0.174 (~0.43)
Fuel tube wall thickness, in. (cm)	0.009 (~0.22)
Fuel elements/subassembly	91

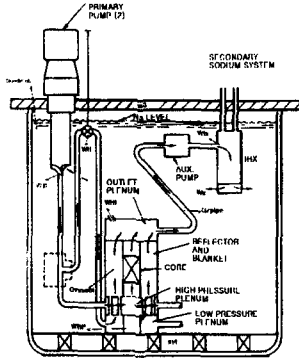


그림 1. EBR-II 원자로의 개념도

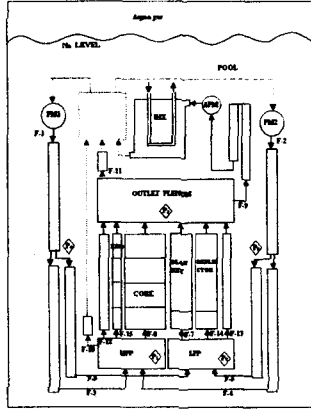


그림 2. EBR-II nodalization

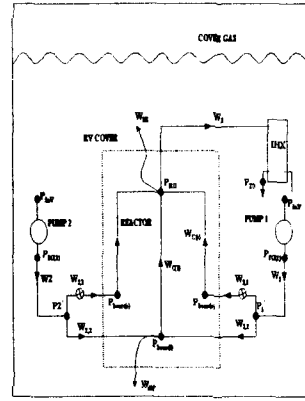


그림 3. EBR-II 일차계통의 유동망

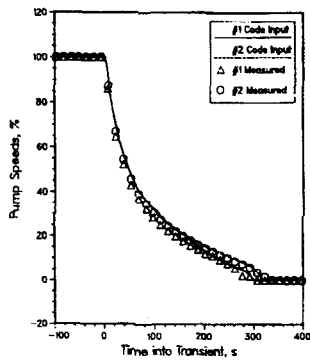


그림 4. 일차펌프의 coastdown

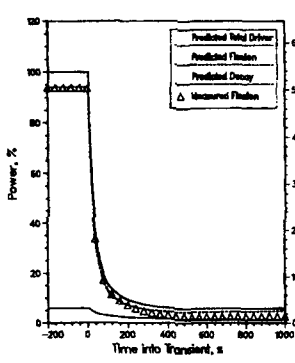


그림 5. 핵연료 출력(SHRT-45)

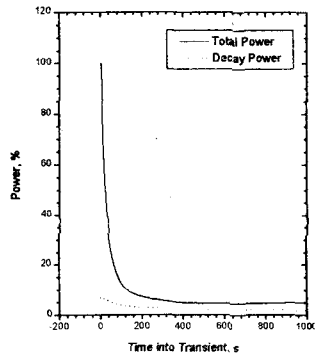


그림 6. 핵연료 출력(DSNP)

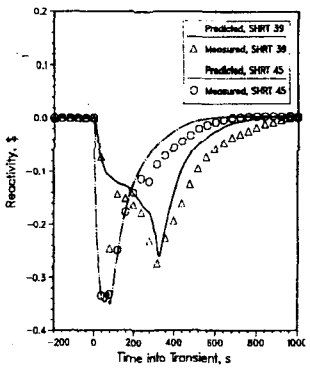


그림 7. 잉여반응도(SHRT-45)

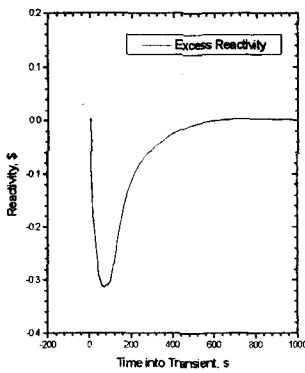


그림 8. 잉여반응도(DSNP)

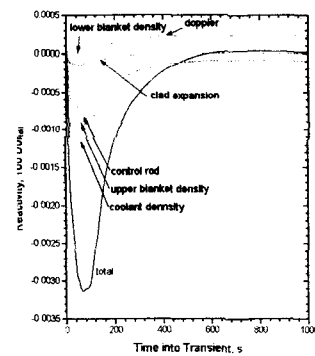


그림 9. 반응도 계환성분(DSNP)

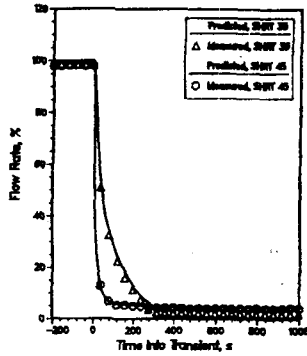


그림 10. XX09에서의 유량(SHRT-45)

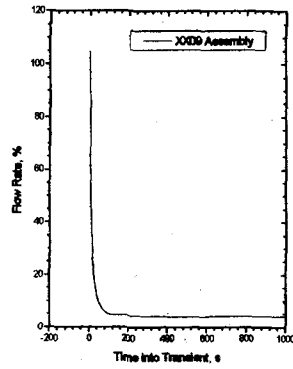


그림 11. XX09에서의 유량 (DSNP)

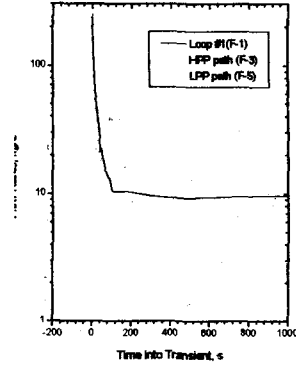


그림 12. 루프의 유량분포 (DSNP)

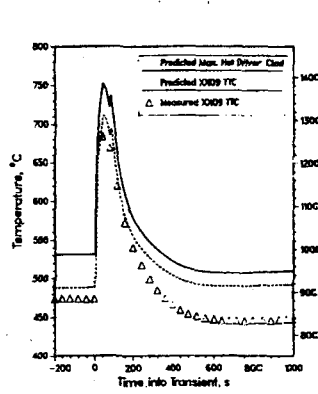


그림 13. XX09의 평균냉각재온도 (SHRT-45)

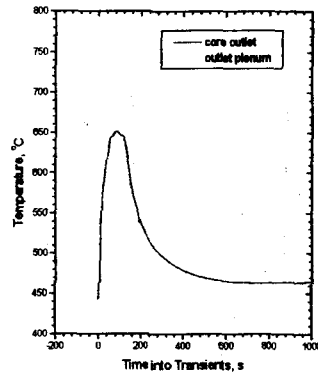


그림 14. XX09의 출구플레넘온도(DSNP)

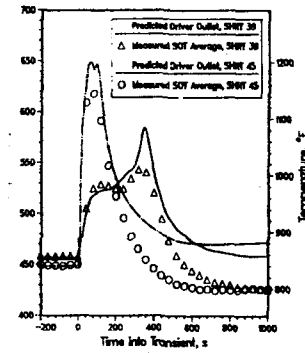


그림 15. 연료채널의 평균출구온도 (SHRT-45)

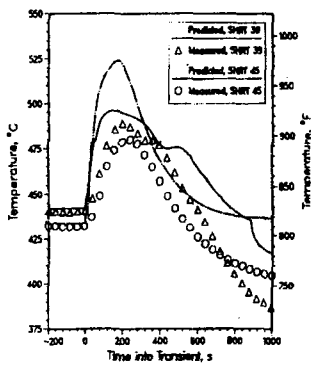


그림 16. IHX 이차측 출구온도 (SHRT-45)

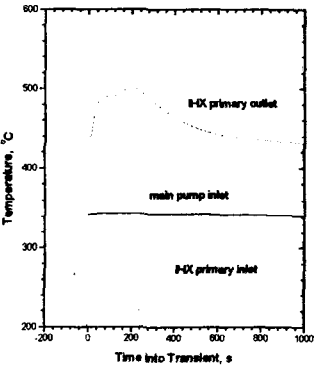


그림 17. IHX 이차측 출구온도(DSNP)

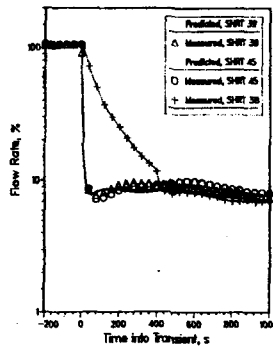


그림 18. IHX 이차계통 유량 (SHRT-45)