'99 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

울진 3,4호기 완전급수상실사고시 ATWS 사고해석

ATWS Analysis for Total Loss of Feedwater Sequence in UCN 3&4

박선희, 송용만, 김동하, 김시달, 박수용
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

ATWS란 터빈트립, 제어뱅크의 인출, 및 주급수 상실과 같이 원자력 발전소 수명기간동안 비교적 자주 (년 1,2회) 발생할 것으로 예상되는 과도상태가 발생했을 경우 원자로가 자동정지 되지 않는 심각한 사고이다. 본 연구에서는 기존의 중대사고 해석코드인 MELCOR 코드에 점근사 동력학 모듈을 접목한 MIDAS/PK 코드를 이용하여 울진 3,4호기 ATWS를 해석하고 사고관리를 위해 중요한 계통의 효과를 분석하였다. 완전급수상실사고시 ATWS 해석결과, 일차계통의 압력은 240초경에 약 24MPa (3500 psi)의 최고치를 보였다. 본 연구에는 ATWS 기본사고 분석과 더불어 몇가지 민감도 분석을 수행하였고, 이를 통해 터빈 및 안전감압계통은 사고관리 측면에서 ATWS 사고시에 중요한 계통으로 판명되었다. 터빈의 정지는 소외전원상실을 초래하여 일차냉각재펌프를 정지시키고 이로 인해 이차측으로의 열전달 능력이 떨어지고 일차측 냉각수 온도가 상승하면, 감속재 부 반응도에 의해 출력이 감소하는 효과를 가져오게 한다. 또한 수동 안전감압계통의 작동은 기존 가압기 안전밸브외의 추가 감압효과로 일차계통의 최고압력을 상당히 낮추는 효과가 있다.

Abstract

ATWS is a trip-failed severe accident initiated from the transients like a turbin trip, a control bank withdrawal, and a loss of feedwater which are expected to occur comparatively often (one or two occurrences / year). In this study, an ATWS sequence in Ulchin 3&4 is analyzed and the effects of the important systems are studied for accident management purpose using a MIDAS/PK computer code. The MIDAS/PK code has been developed via coupling a point kinetics module with the MELCOR code. The code calculates a primary peak pressure of about 24MPa at 240 seconds for the ATWS initiated by a TLOF (Total Loss of Feedwater) transient. Along with the basic ATWS analysis, several sensitivity runs are performed. From these, the turbins and the safety depressurization system (SDS) are judged to be important. The turbin trip resulting in a loss of offsite power and a RCP trip, degrades primary heat transfer to the secondary sides, and in turn, increases primary coolant temperature which reduces the reactor power due to the negative moderator temperature coefficient. Manual operation of SDS has an effect to lower the primary peak pressure considerably via supplementary depressurization in addition to the PORVs.

1. 서론

정상적인 경우, 예상과도 상태가 발생하면 원자로 보호계통은 이를 감지하고 자동으로 제어봉을 삽입시켜 원자로심에서의 핵연쇄반응을 종식시킴으로써 원자로의 안전성을 확보한다. 중대사고로서의 ATWS는 예상과도 상태가 발생하였을 경우 원자로 보호계통의 기능이 상실되어 제어봉의 삽입이

실패되면 핵연쇄반응이 종식되지 않고 원자로의 출력이 충분히 감소하지 않아 원자로의 각종 운전변수들이 빠른 시간내에 안전허용 한계를 초과하는 경우이다. 즉, 중대사고로서의 ATWS가 발생하면 원자로 냉각수의 온도가 상승하고 원자로 계통의 압력도 급격히 증가하여 압력경계의 파손을 초래하며 아울러 온도상승에 의한 핵연료의 손상으로 과도한 방사성 물질의 누출을 초래할 수 있다는 데 그 중요성이 있다.

이러한 ATWS 사고는 확률적으로 발생 가능성이 매우 희박한 것으로 알려져 있다. 그러나 우리나라의 W 종류의 원자로 (고리 1/2/3/4 및 영광 1/2 호기)는 운영허가당시 AMSAC (ATWS Mitigating System Actuation Circuitry)의 설치법령이 미국에서 효력이 발생되기 이전이어서 AMSAC 설비가 설계에 고려되어 있지 않으며 [1], AMSAC의 기능을 운전원이 대신하는 절차 즉, 보조급수를 주입시키고 터빈을 정지시키는 절차와 원자로를 수동으로 정지시키며 미임계가 유지되도록 조치하는 절차가 마련되어 있다. 여기서, 문제는 운전원이 어떻게 ATWS 발생을 신속히 감지하여 조치를 취하느냐 하는 점과 교육의 강화로 어느정도 운전원의 능력이 향상되느냐 하는 점이다. 따라서 일단 발생하면 심각한 결과를 초래하는 ATWS의 거동 및 영향을 결정론적인 방식으로 분석하는 일이 국내 초기발전소의 사고완화 및 관리 관점에서 반드시 필요하다고 사료된다.

2. ATWS 사고 분석

본 연구의 목표는 MELCOR 코드 [2]에 점근사 동력학 모듈을 접목한 MIDAS/PK 코드 [3]를 사용하여 ATWS 사고경위를 해석하는 것이다. 이를 위해 기존의 MELCOR(1.8.3) 코드를 사용하여 ATWS 사고경위를 우선 모의하여 기존 모델의 해석능력의 한계를 검토하였고, 이후 개발된 MIDAS/PK 코드를 사용하여 결과를 도출하였다. 여기서 ATWS는 예상 과도상태에서 원자로 정지가 불가능한 사고이다. 본 연구에서는 예상 과도상태로 완전급수상실사고 (Total Loss of Feedwater : TLOF)를 선택하였으며, 사고의 심각성을 높여 보수적인 한계경우 (conservatively upper bound)를 계산하기 위하여 주급수 및 보조급수의 동시 완전상실을 가정하였다. 보조급수의 사고완화 효과는 본 연구에서는 다루지 않았다.

모의 발전소로는 국내의 울진 3,4호기를 선택하였고, 동력학 모듈관련 입력을 제외한 나머지 입력으로 울진 3,4 발전소에 대한 기존의 MELCOR(1.8.3) input deck [4]을 이용하였다. 모든 MELCOR 계산 (MIDAS/PK 계산 제외)의 경우, 계산의 정확성을 꾀하기 위해 100초간의 정상상태 모의를 포함하고 있다. 따라서 분석결과중의 실제적인 사고 시작은 100초부터이다. 계산에 사용된 주요한 기본가정은 다음과 같다:

- 예상 과도상태로 주급수 및 보조급수의 동시 완전상실사고를 가정하였다.
- 자동감압계통으로 가압기 안전밸브 (safety relief valve : SRV)는 모두 작동하나, 수동감압계통인 안전감압계통 (safety depressurization system : SDS)은 작동하지 않는다.
- 원자로 냉각재 펌프는 기포율에 관계없이 계속 동작한다.

1) CASE-1 : 전출력 (100% full power)으로 지속

MELCOR에서는 노심에서의 동력학 거동은 고려하지 못하며, 붕괴열이 아닌 핵분열 출력은 기본적으로 사용자가 입력으로 처리하게 되어 있다. 따라서 여기서는 계산 종료시까지 전출력이 계속 유지되는 것으로 단순히 가정하였고 <그림.1>에 출력거동이 나타나있다. 100초간의 정상상태모의로 100초 이후의 출력은 전체 출력인 2825MW를 유지하고 있다.

사고시 일차 계통의 압력은 일차 계통내의 열 발생량과 증기발생기 이차측으로의 열제거량의 차이에 의해 변화한다. 본 경우의 계산결과 <그림.3>에서 보듯이 열 발생량과 열 제거량이 균형을 맞춘 120-160초를 제외하고 꾸준히 상승하며 증기발생기의 이차측이 고갈되는 약 200초경에 30MPa 이상으로 급격히 상승함을 알 수 있다. 즉 일차 계통의 가압기 안전밸브를 통한 냉각수의 방출량만으로는 압력의 증가를 제어하지 못하는 것을 알 수 있다. 한편, MELCOR 코드는 일차측 냉각수의 온도가 647.245 K (3200 psi에서의 포화온도) 이상이 되면 ‘material property error’ 로 인해 계산이 진행되지 못한다 (MELCOR 지침서[2] MP-RM-54 참조). 본 경우에 사고 시작 약 100초 후에(그림에서는 200초) 위 error로 인해 계산이 종료되었으며 이때의 일차측 압력은 약 31MPa(4450 psi) 였다.

2) CASE-2 : 원자로 정지(trip)

정지 불능인 경우와의 결과 비교를 위하여 원자로가 정상적으로 정지된 경우를 MELCOR를 사용하여 모의하였다. 급수 (주급수 및 보조급수) 완전상실 사고시 원자로 정지신호는 가압기 고압력[1] 또는 증기발생기 저수위에 의해 사고 발생후 수~초 내지 수~십초 이내에 발생한다. 본 분석에서는 증기발생기 저수위에 의한 원자로 정지를 가정하여, 증기발생기 이차측 재고량이 41,000kg 이하가 되면 원자로가 정지하도록 하였다. 또한 사고 이전 정상상태시에 전체 열출력의 93.6%는 핵분열 출력에서 그리고 나머지 6.4%는 붕괴열에 의해 발생한다고 가정하였으므로, 원자로 정지후 최초 출력은 정상출력의 6.4% 이다. 계산결과, 사고 시작 약 50초후 (<그림.1>에서는 150초)에 원자로가 정지하여 이후 붕괴열만이 발생되며, 일차 계통의 압력은 <그림.3>에서 알 수 있듯이 가압기 안전밸브의 열림 압력 (=17.2MPa) 이하로 유지된다. 증기발생기의 고갈은 사고 시작후 약 20분경에 발생하였다.

3) CASE-3 : Chexal-Layman 관계식 적용

기존의 MELCOR에는 일차측 압력 및 downcomer 수위에 대한 함수로서 핵분열 출력을 계산하는 단순모델인 Chexal-Layman 관계식이 포함되어 있다. 이는 BWR 에서의 ATWS 사고를 모의할 수 있도록 고안된 것으로 현재의 MELCOR 지침서 [2]에는 어디에도 PWR에의 적용 여부를 명시하지 않고 있다.

[1] 울진 3,4호기의 경우, 2421 psia

따라서 Chexal-Layman 관계식의 PWR에의 적용 가능성을 검토하였다. 계산결과, 핵분열 출력은 전출력의 약 40%정도에서 유지되는 것으로 나타났다 (<그림.1> 참조). 본 경우에 사고 시작 약 240초후 (그림에서는 340초)에 ‘ material property error’ 로 인해 계산이 종료되었으며 이때의 일차측 압력은 <그림.3>에서 보듯이 약 32MPa(4600 psi)였다. 이러한 계산결과는 동력학 모델 모사의 결과와 매우 다르며 실제의 사고진행을 제대로 모의하지 못하는 것으로 판명되었다.

4) CASE-4 및 CASE-5 : 전출력-기포효과 및 18%출력-기포효과 모의

전출력 경우에 노심의 void 효과를 고려해 본 경우이다. ATWS 사고가 진행되어 노심에서 기포가 발생하기 시작하면 기포발생 지역에서는 중성자의 감속이 제대로 이루어지지 못해 핵분열 출력이 감소하는 효과가 있다. 이러한 효과를 모의하기 위해서는 반응도 궤환효과의 하나로 ‘ reactivity void coefficient’ 를 사용한다. 그러나 기존의 MELCOR 코드에는 동력학 모델이 없어 위 상수를 이용할 수 없으므로 기포발생시 노심의 냉각수 재고량이 줄어든다는 점에 착안하여 시간에 따른 냉각수 재고량을 추적한 후 초기 재고량에 대한 비율을 계산한 뒤 이를 원자로 출력에 곱하여 노심의 void 효과를 모의하였다. <그림.1>에서 보듯이 핵분열 출력은 초기 출력인 2825MW부터 계산 종료시에는 2500MW로 약 10% 감소하는 것으로 나타났지만, 이 경우 역시 전출력의 경우와 마찬가지로 사고시작 약 120초후 (그림에서는 220초)에 ‘ material property error’ 로 인해 계산이 종료되었으며 이때의 일차측 압력은 <그림.3>에서처럼 약 32MPa(4600 psi)였다. 단, 노심의 냉각수 온도가 사고시작후부터 종료될 때까지 약 50 K 증가하여 (<그림.5> 참조) 냉각수 밀도가 작아지는 효과만큼의 출력감소가 발생한 것을 알 수 있다. 그러나 기포가 출력에 미치는 효과를 제대로 모의하지 못하는 것으로 나타났고 이는 증기발생기는 사고 시작 후 약 100초경에 고갈되고 이후 일차 계통의 온도가 급격히 상승하여 노심에서의 기포발생도 활발할 것으로 예상되나 계산이 종료되었기 때문이다. 따라서 본 효과를 충분히 모의하기 위해 초기 출력을 단계적으로 낮추어 보았다. 그 결과, <그림.1>에서처럼 사고가 시작되는 100초에 노심 출력을 약 500MW (전출력의 약 18%)로 낮춘 경우에 코드 오류로 인한 계산종료 없이 기포효과를 모의할 수 있었으며 이 경우 일차 계통의 최고압력은 약 20.5MPa(3000 psi)였다 (<그림.3> 참조).

5) 동력학 모델을 이용한 분석

① CASE-6 : 기본 계산

MIDAS/PK 코드로 TLOF 사고시 원자로 정지가 계산종료시까지 실패한 경우를 모의하였다. MIDAS/PK로 계산한 일차계통의 냉각수 온도는 <그림.5>에 나타나있다. 이차측으로의 급수중단으로 열제거 능력이 떨어짐에 따라 일차 계통의 냉각수 온도가 상승하면 감속재 부 반응도 궤환효과가 발생하여 노심출력은 <그림.2>와 같이 급격히 감소해, 사고시작 약 110초 및 200초경 (그림에서는 210초 및 300초경)에 전출력의 50% 및 10% 정도를 각각 유지한다. 한편, 핵연료 평균온도는 노심출력이

감소함에 따라 초기(100초까지)의 약 1100K 에서 300초경에는 약 700 K 정도로 감소한다 (<그림.6> 참조). <그림.7>에서 보듯이 울진 3,4호기 주기말에는 감속재 온도계수로 인한 부 반응도 효과가 핵연료 온도계수에 의한 정 반응도 효과보다 크기 때문에 출력은 결국 감소하게 된다. 일차계통의 압력은 <그림.4>에서처럼 약 200여초경에 급격히 증가하여 240초경에 약 24.4MPa(=3540 psi)의 최고치를 보인다. 본 경우의 계산은 약 380초경에 ‘ material property error’ 로 인해 종료되었다.

② CASE-7 : 일차 냉각재 펌프(RCP) 효과 모의

급수 상실 사고시 원자로 정지를 위해 원자로 정지 차단기 (reactor trip breaker)가 열려야만 터빈 정지밸브의 폐쇄로 터빈이 정지되며, 이를 제외하고는 터빈이 자동으로 정지되지는 않는다. 따라서 원자로 정지가 실패한 ATWS 사고시 터빈의 정지는 수동으로만 가능하다. 한편, 터빈의 정지는 소외전원 상실을 초래하여 일차 냉각재 펌프 (reactor coolant pump : RCP)를 정지시킨다. RCP가 정지하면 이차측으로의 열전달 능력이 떨어져 일차측 냉각수 온도가 상승하며, 이는 감속재 부 반응도에 의해 출력이 감소하는 효과를 가져오게 된다. 운전원이 200초후에 터빈을 수동정지 (즉, RCP가 정지) 시킨 경우의 계산 결과에 의하면, RCP 정지후 냉각수 온도는 RCP가 가동되는 기본계산 경우에 비해 더 빠르게 상승하고 (<그림.5> 참조) 이에 반비례해서 출력은 200초 이후 더욱 급격히 감소하며(<그림.2> 참조), 그 결과 일차 계통의 압력은 <그림.4>에서처럼 520초경에 약 20.3MPa (=2940 psi)의 최고치를 보인다. 한편, 노심의 기포발생은 RCP가 정지한 경우에 더욱 활발한 것으로 나타났으며, 이는 출력을 감소시키는 쪽으로 작용할 것으로 예상된다. 기포발생에 따른 핵분열 출력의 변화를 모의하기 위해 현재의 MIDAS/PK에는 노심 냉각수 질량의 감소비율에 비례하여 출력이 감소하는 단순모델을 사용하고 있으며 추후 정확한 모의가 연구될 예정이다.

③ CASE-8 : 안전 감압 계통(SDS) 효과 모의

급수 상실 사고시 일차 계통을 감압시키기 위해 가압기 안전밸브 (SRV) 및 안전 감압 계통(SDS)이 설계되어 있다. 울진 3,4호기의 경우, 직경 6㎝의 SRV 3개가 2500 psi의 열림 및 닫힘 압력에서 작동하고, 직경 4.24 ㎝의 밸브 2개로 구성된 SDS가 수동으로 작동된다. 여기서는 SDS의 감압효과를 모의하기 위해 SDS 2개가 사고 초기부터 모두 열려있다고 가정하였다 (SRV는 이미 가동되고 있음). 계산결과, 일차계통의 압력은 <그림.4>에 나타난 것처럼, 225초경에 약 22.6Mpa(3280 psi)의 최고치를 보이나, SDS의 감압효과로 1300여초까지 원자로 용기는 건전함을 예측하였다.

3. 요약 및 결론

MELCOR(1.8.3) 및 MIDAS/PK을 이용해 주급수/보조급수의 완전상실사고시 ATWS를 분석했으며 주요 결과를 <표.1>에 정리하였다. ATWS 사고가 발생하면 일차측의 열발생량을 급수공급이 상실된

이차측에서 제대로 제거하지 못해 일.이차측의 열평형이 무너지게 된다. 열평형이 무너지면 일차측의 온도 및 압력이 상승하고 가압기의 수위가 상승한다. 한편, 증기발생기 이차측의 수위는 점차 떨어지며 증기발생기 세관이 노출되면 이차측으로의 열전달은 더욱 감소한다. 결국, 가압기는 냉각수로 가득차고 안전감압밸브를 통하여 냉각수의 방출이 발생한다 (여기서, 증기대신 물이 방출되는 경우는 충분한 방출용량을 이용할 수 없게 된다). 따라서 일차 계통의 최고압력은 가압기의 체적 및 안전 감압밸브의 방출 용량에 달려 있으며, ATWS 사고 해석시에 가장 주요한 관심은 사고시작 초기의 수~분내에 나타나는 일차 계통의 최고 압력이다. 한편, 일차 계통은 일반적으로 압력한계치 (ASME Boiler and Pressure Vessel Code Level C service limit criterion)가 존재하며 웨스팅하우스 발전소의 경우 SECY-83-293[5] 및 WCAP-11992[6]에 따르면 보수적으로 22MPa(3200 psig)가 사용된다. 이러한 압력한계치 이상의 압력이 발생하면 ECCS의 가동에 필요한 밸브등의 뒤틀림 현상 또는 원자로 용기의 파손 등이 일어날 가능성이 높으며, 핵연료 손상 (core damage)이 발생했다고 가정해도 별 무리가 없다고 알려져 있다.

본 연구에 의하면 사고내내 전출력을 유지하는 경우 사고 시작 100초만에 일차 계통의 파손이 발생했으며 (최고압력=30.7MPa), 전출력의 18% 출력을 유지하는 경우 일차 계통의 최고압력은 20.4MPa 이하로 유지되어 압력에 의한 파손은 발생하지 않았다. 정상적인 사고진행의 경우, 일차측 냉각수의 온도가 상승하면 부 반응도 궤환효과에 의하여 핵분열 출력은 감소하여 일차 계통의 열발생량이 줄어드는 효과를 가진다. 이러한 반응도 궤환효과를 고려한 경우, 전출력의 경우에 비해 최고압력은 낮았으나 (=24.4MPa) 역시 사고 시작 100여초만에 압력제한치 이상을 보였다. 한편, ATWS 사고시 일차 냉각펌프의 자동 정지신호는 발생하지 않는다. 그러나 일차 계통 냉각펌프가 어떤 이유로 정지하면 일차 계통 냉각펌프가 작동되는 경우에 비해 이차측으로의 열전달 능력이 떨어진다. 따라서 일차측 냉각수 온도가 좀더 상승하며, 이는 감속재 부 반응도에 의해 출력이 더욱 감소하는 효과를 가져오게 된다. 일차 냉각펌프가 사고 시작후 100초에 정지한 경우, 최고 압력은 20.3MPa로 압력에 의한 파손은 발생하지 않았다. 한편 울진 3,4호기의 경우, 안전감압밸브 이외에 안전감압계통(SDS)이 수동으로 작동될 수 있으며, 사고초기에 작동이 성공한 경우에는 최고압력이 22.6MPa로 압력제한치 근처로 유지되어 압력에 의한 일차계통의 파손발생 가능성을 낮출 수 있었다.

<표.1> ATWS 계산결과 요약

		MIDAS/PK(1.8.3)			MELCOR(1.8.3)				
		기본 경우	민감도분석 (t=200 초에서 RCP 정지)	민감도분석 (SDS 열림)	전출력	Chexal-Laymann 모의	원자로 정지	전출력 + 기포효과	18%출력 + 기포효과
1차측 압력	최고압력 (MPa/psi)	24.3811/ 3540	20.2542/ 2940	22.6255/ 3280	30.7312/ 4450	31.7014/ 4600	17.5760/ 2550	31.6764/ 4600	20.4269/ 2960
	시간 (초)	240	520	225	203	340	120	205	780
출력 (MW)	130초	2400	2400	2390	2820	1330	2820	2760	530
	160초	2210	2210	2240	2820	1330	120	2720	520
	190초	2060	2060	1940	2820	1330	90	2540	510

계산종료시간 (초)	376	759	1312	203	340	3,600	205	3342
계산종료원인	일차측 냉각수 온도 한계	정상종료	정상종료	일차측 냉각수 온도 한계	일차측 냉각수 온도 한계	정상종료	일차측 냉각수 온도 한계	시간제어 값의 과도 감소
노심내 void 생성시점 (초)	-	220	340	-	-	-	-	620
이차측 SG 고갈시간 (초)	210	228	207	201	302	1,288	195	530
RCP 정지시간 (초)	-	200	400	-	-	500	-	509

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

[1] **한기인**, "ATWS**를 논한다** : **원자력안전쎈터의 입장**", Journal of Korean Nuclear Society, Vol.17, Number 2, pp.145-148, June 1985.

[2] MELCOR Computer Code Manuals (Primer and User's Guide Version 1.8.3), NUREG/CR-6119, SAND93-2185, September 1994.

[3] **송용만**, **박선희**, "**점근사 동력학 모델을 이용한** MIDAS/PK **코드 개발**", ' 99KNS **논문집**, 1999.5.

[4] **조성원**, "MELCOR **코드의 입력작성지침서**: **부록** 2", KAERI/TR-810/97, **한국원자력연구소**, 1997.

[5] Amendments to 10 CFR 50 related to anticipated transients without scram (ATWS) events, SECY-83-293, NRC, 1983.

[6] Joint Westinghouse Owners Group/Westinghouse Program: ATWS Rule Administration Process, WCAP-11992, Pittsburgh, Pennsylvania, Westinghouse Electric Corporation, 1988.

<그림.1> ---------- 그림1.gif 파일 참조

<그림.2> ---------- 그림2.gif 파일 참조

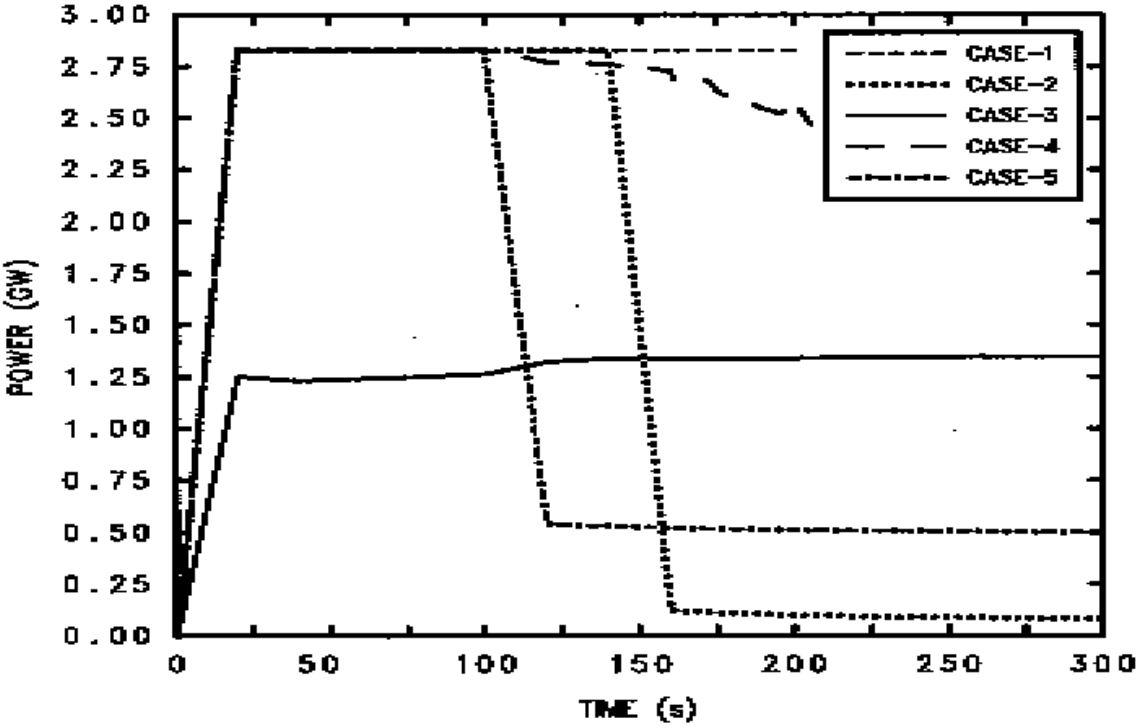
<그림.3> ---------- 그림3.gif 파일 참조

<그림.4> ---------- 그림4.gif 파일 참조

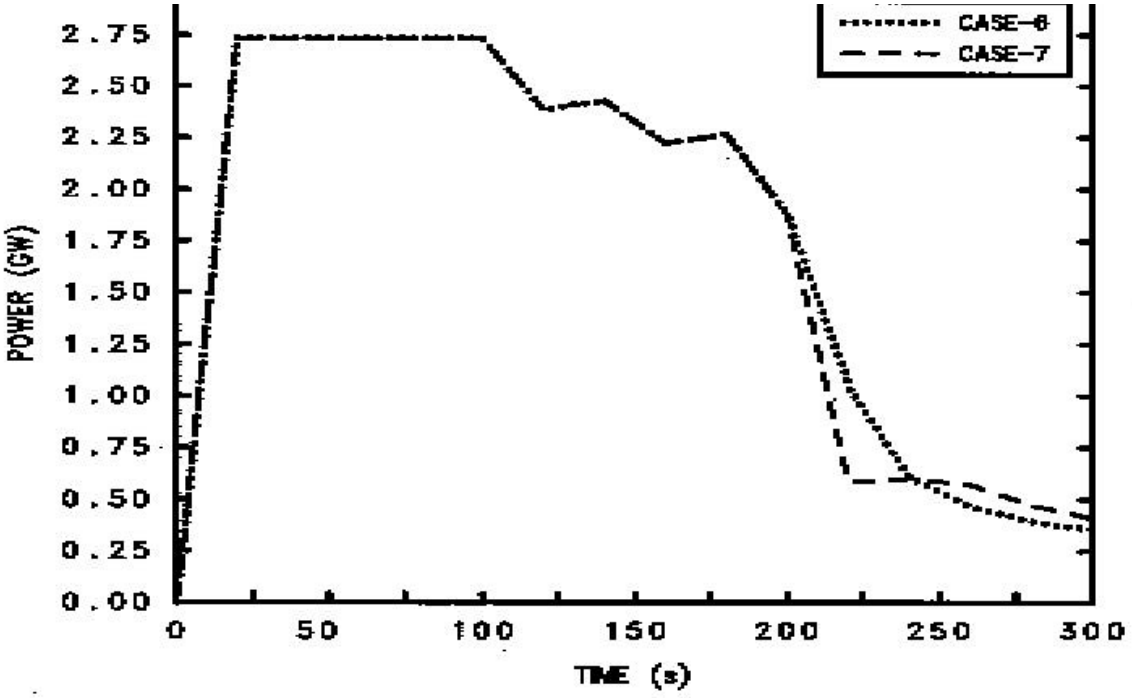
<그림.5> ---------- 그림5.gif 파일 참조

<그림.6> ---------- 그림6.gif 파일 참조

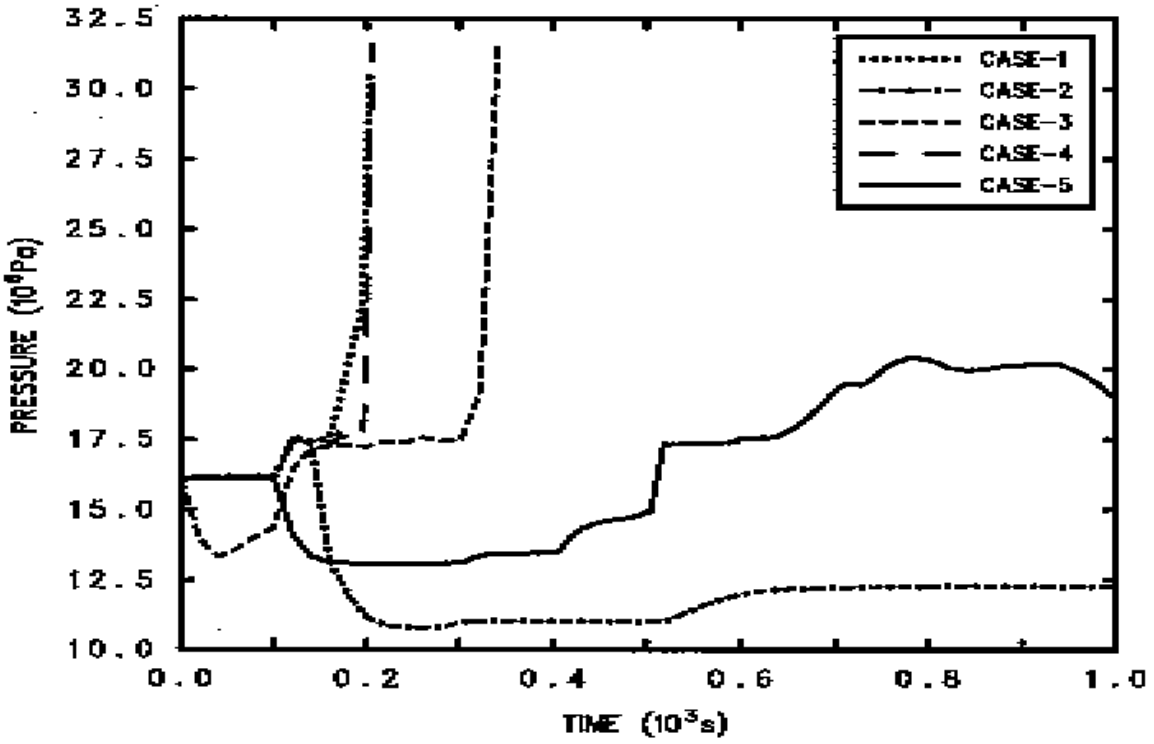
<그림.7> ---------- 그림7.gif 파일 참조



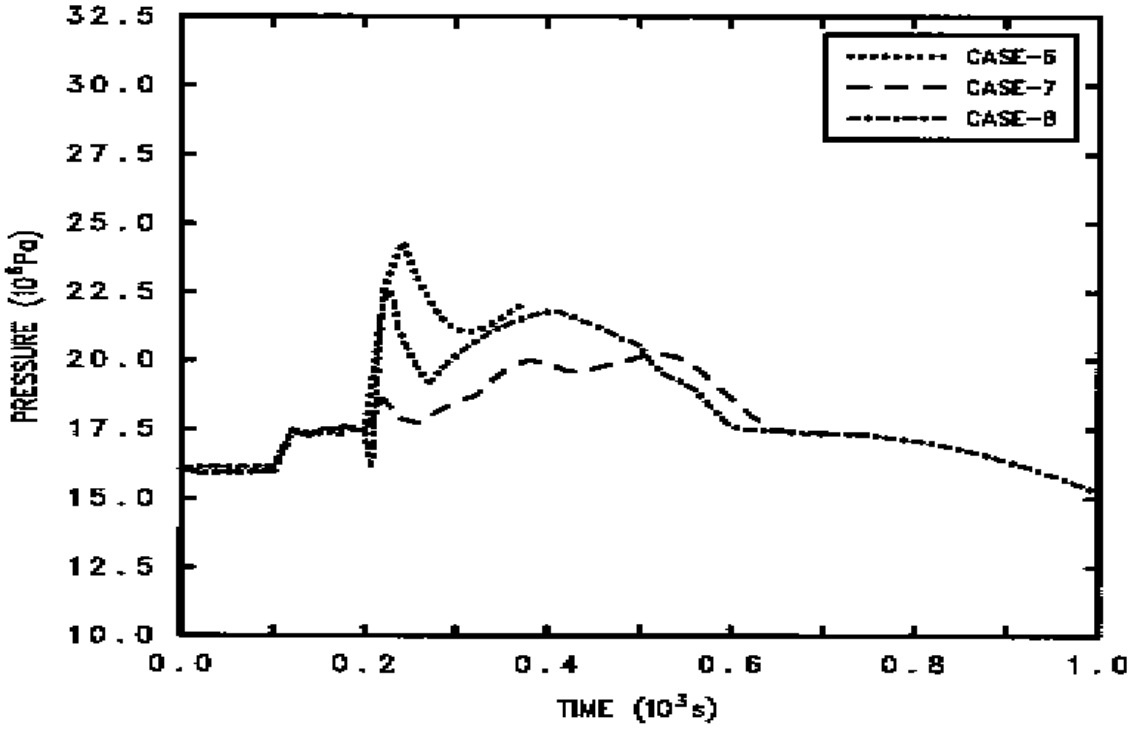
<그림.1> CASE-1/2/3/4/5 에서의 출력거동



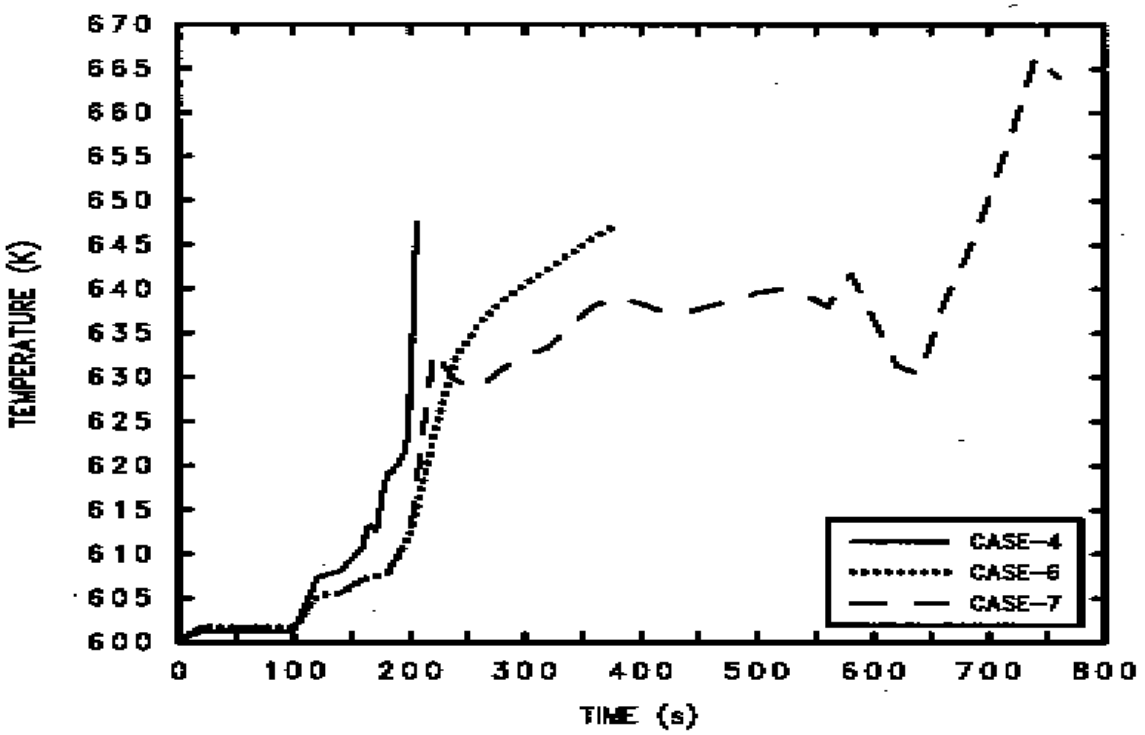
<그림.2> CASE-6/7 에서의 출력거동



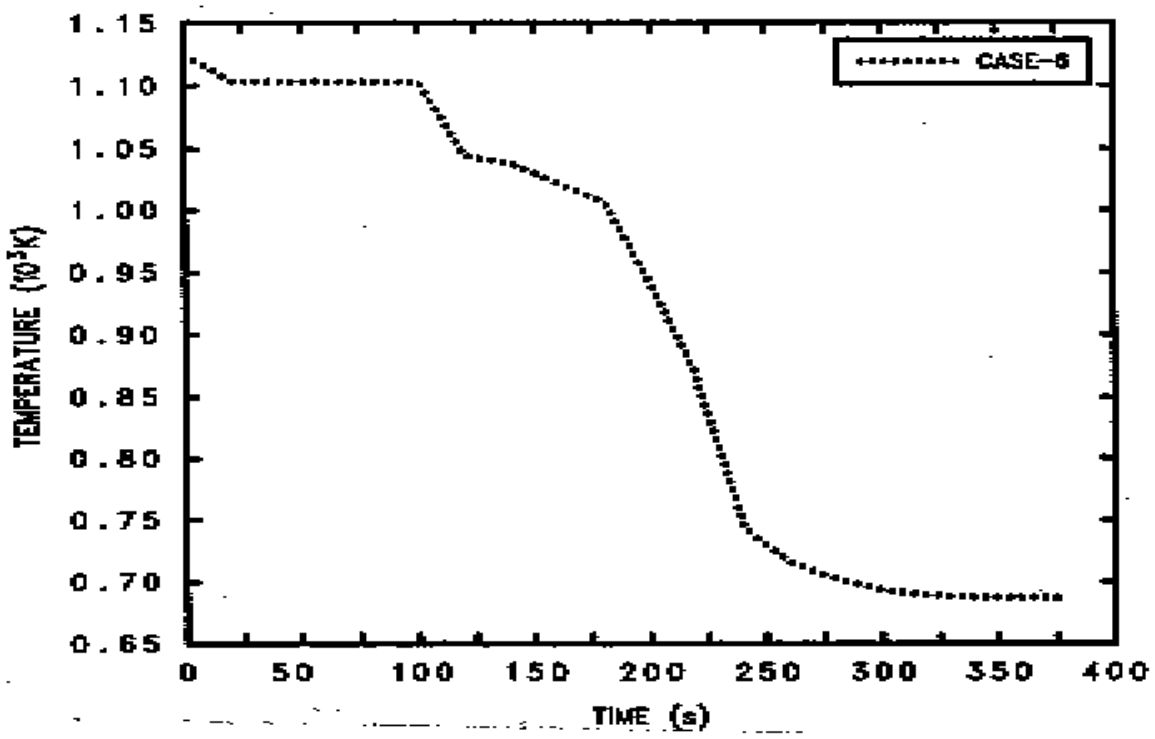
<그림.3> CASE-1/2/3/4/5 에서의 압력거동



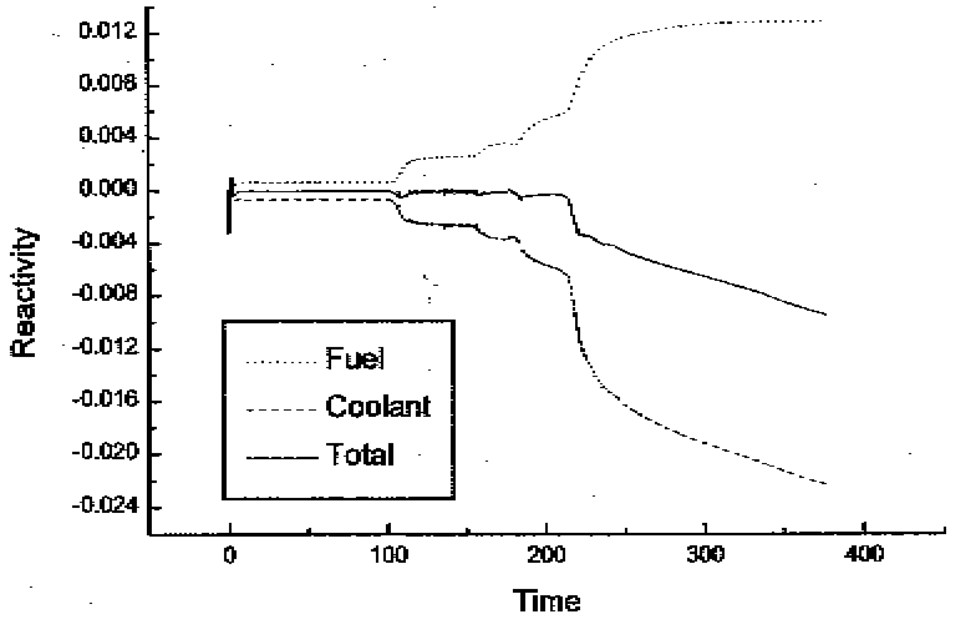
<그림.4> CASE-6/7/8 에서의 압력거동



<그림.5> CASE-4/6/7 에서의 일차계통 냉각수 온도



<그림.6> CASE-6 에서의 핵연료 평균온도



<그림.7> 동력학 모델을 이용한 기본계산의 경우에 시간에 따른 궤환반응도값 변화