

2002 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

RETRAN을 이용한 제어봉 낙하사고 Statepoint 계산

Statepoint calculation for Drop Rod accident using the RETRAN

양 창근, 김 요한

한전전력연구원(KEPRI)

대전시 유성구 문지동 103-16

요 약

RETRAN 코드를 이용한 웨스팅하우스형 원전의 사고해석에서, 기존에 사용한 반응도 관련 모델을 개선하여 제어봉 낙하 사고의 statepoint를 계산하였다. statepoint는 서로 다른 제어봉 낙하가, 제어봉 뱅크가, 감속재 온도계수에 의해 결정된다. 각각의 제어봉 낙하 사고 시나리오에 대해 노 물리 인자(MTC, 낙하 제어봉 가, 삽입된 제어봉 뱅크 가)를 생산하였다. 그때 구해진 statepoint와 DNBR limit line은 $F_{\Delta H, LIM}$ 와 $F_{\Delta H, st}$ 를 비교하는데 사용되어 각각의 시나리오에 대해 평가한다. 만약 $F_{\Delta H, st}$ 가 $F_{\Delta H, LIM}$ 보다 작다면, DNBR 허용기준치를 만족하게 될 것이다.

Abstract

RETRAN reactivity model for design basis analyses for Westinghouse NPP using RETRAN was developed and the statepoints were calculated for Drop Rod accident. Statepoints are determined for different dropped control rod worth, MTC, control bank worth. A set of physics parameters(MTC, dropped control rod worth, inserted control bank worth) is generated for each specific control rod drop scenario. The generic statepoints and the DNBR limit lines are then used to evaluate each scenario by comparing the limiting hot channel peaking factor to the statepoint hot channel peaking factor. If limiting hot channel peaking factor is less than statepoint hot channel peaking factor, it is concluded that the DNBR acceptance criterion is satisfied.

1. 서론

현재 원전 안전해석을 위해 국내 원전 운영자, 설계사 및 원전 연료공급사 등에서는

주로 원전 또는 원전연료 설계공급사의 전산 코드와 해석 방법론을 사용하고 있다. 그러나 국내에서는 아직 안전해석 방법론을 체계적으로 개발한 경험이 부족하기 때문에 이미 개발되어 사용중인 방법론을 활용하는 기술은 상당한 수준에 올라와 있지만, 그 방법론 배경에 대한 충분한 이해가 미약한 상태이다. 그러므로 전력연구원에서는 과학기술부지원으로 수행중인 “원전주기적 안전성 평가기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발” 과제의 일환으로 설계 공급사 방법론과 RASP를 바탕으로 최신기술과 기준이 반영된, 최적평가용 전산코드를 이용한 새로운 독자적인 방법론을 개발하고 있다.

본 연구에서는 주기적 안전성 평가의 적용이라는 필요성을 반영하여 우선 웨스팅하우스(WH)형 원전을 대상으로 사고해석 방법론을 개발하고 있다. 본 논문에서는 영광 1, 2호기를 대상으로 미국전력연구소(EPRI)에서 개발한 경수로형 원전 거동 및 안전해석용 전산코드인 RETRAN을 이용하여 반응도 및 출력 분포 이상을 일으킬 수 있는 사고들 중에 제어봉 낙하 사고를 control rod 모델링을 개선하였으며, DNB가 일어날 가능성의 확인 여부인 $F_{\Delta H}$ 를 구하기 전 단계로써 제어봉 낙하 사고의 statepoint를 구하고자 하였다.

2. 사고개요

정상 출력운전 중에는 정지 제어봉은 완전 인출되어있고 제어용 제어봉도 어떤 한계치 이상으로 인출되어있다. 제어봉 낙하 사고는 주어진 बैं크(bank)의 같은 그룹 내에서 1개 또는 그 이상의 제어봉 낙하사고를 일으킬 수 있는 전기적 고장 또는 기계적 고장에 의해서 일어나며, 낙하된 제어봉으로 인한 음(negative)의 반응도 삽입 때문에 즉각적인 핵출력(nuclear power) 감소에 따른 냉각재 계통(RCS)의 압력과 고온관의 온도가 감소하게 되는 ANS condition II에 해당하는 사고이다. ANS condition II의 대표적인 허용기준은 계통압력이 설계치의 110% 이내로 유지되어야 하고 핵비등 이탈이 발생하지 않아야 한다는 것이다.

제어봉이 낙하되면 순간적으로 원자로 출력이 떨어지고 특히 낙하 제어봉 근처의 국부 출력은 더 감소한다. 출력이 감소하게 되면 온도가 감소되고 그에 따른 감속재 온도계수, 도플러 온도계수 등에 따른 정의 반응도가 삽입되어 출력은 다시 상승하게 된다. WH형 원전의 경우는 출력영역 음의 중성자속을 회로에 의해 음의 반응도가 검출되고 만약 검출되어지면 원자로는 제어봉 낙하 후 2.5초 정도면 정지가 된다. 원자로 정지 후 정상적인 원전정지 절차가 뒤따르게 되며, 원자로가 수동제어 상태에 있을 때 운전원은 승인된 절차에 의해 수동으로 제어봉을 원래 상태로 되돌릴 수 있고, 비교적 오래된 CE형 원자로인 아날로그 발전소의 경우는 이런 경우의 사고들은 원자로 정지가 일어나지 않을 수도 있으며, 최근의 CE형 원전인 아날로그/디지털 발전소는 원자로 정지가 일어나게 된다. 그러나 어떤 종류의 발전소든지 DNBR이 일어나지는 것으로 확인되고 있다.

원자로의 제어봉 제어계통이 수동제어 상태에서 제어봉 낙하 사고가 일어났을 경우엔 원자로는 사고가 일어나기 전 보다 낮은 출력 준위 또는 사고가 일어나기 전과 같은 출력

준위의 새로운 평형 상태를 이루게 된다. 원자로의 제어봉 제어시스템이 자동제어 상태에 있을 때 사고가 일어났을 경우에는 제어봉 제어시스템은 노심 출력의 감소를 감지하게 되고 삽입되어 있던 다른 제어봉들이 신속하게 인출되어 원자로 출력은 상당히 상승한다. 특히 낙하 제어봉이 제어용 노외계측기 주변에 위치한 경우라면 노심의 평균 출력보다 더 작은 출력이 제어용 신호로 이용되어 제어봉이 필요 이상으로 인출되어 이전의 출력보다 높게 상승하는 과출력(overshoot)에 도달할 수 있다. 전체적인 출력의 상승과 함께 삽입 제어봉으로 인한 반경방향 출력분포도 심하게 찌그러져 나타난다. 즉, 고온수로계수(Hot Channel Factor)가 커지게 되며, 이 두 가지 요소를 조합하면 원자로가 가장 출력이 높은 부분에서는 DNB가 발생할 가능성이 커지고 잠재적으로는 핵연료의 손상을 가져올 수 있다.

3. 모델링

3.1 제어봉 제어시스템 모델링

제어봉 제어시스템은 노심내에서 반응도 제어에 의해 원자로 냉각재의 프로그램된 평균 온도를 유지할 수 있도록 설계되어 있다. 이 시스템은 설계부하 변동에 따라서 ± 2 °F의 계기오차와 ± 1.5 °F의 불감대를 포함하여 프로그램된 온도로 평균온도를 복구할 능력이 있도록 모델링 하였다.

모든 출력준위에서 일정한 원자로 냉각재 평균온도의 유지는 원자로 냉각재의 질량이 일정히 유지되므로 최소의 가압기 크기를 요구한다. 이러한 경우 반응도의 감속재 온도계수가 전체 반응도 평형에 기여하지 못하기 때문에 이러한 형태의 프로그램은 또한 반응도 제어의 필요성을 감소시킨다. 그러나 0%에서 100%까지 출력변화에 따라 2차 시스템의 증기압력은 큰 변화를 주게되어 100% 출력에서 최소로 0% 출력에서 최대로 증기압력을 유지하게 된다.

또한 원자로 냉각재의 온도 프로그램을 일정한 증기압력이 되도록 하면 2차 시스템의 설계는 최적이 되나 냉각재 평균 온도가 아주 높게 된다. 이때는 냉각재의 감속재 온도계수 보상을 위해 제어봉에 의한 큰 반응도가 요구된다. 또한 원자로 냉각재의 팽창 수축을 흡수해야 할 가압기 크기 문제가 대두된다. 이러한 이유로 두 가지의 극한의 냉각재 평균온도를 절충한 프로그램이 만들어졌다.

제어시스템은 다음과 같은 설계 과도상태 변화 후 출력 15%에서 100% 사이에서 원자로를 자동제어 하도록 설계 되었다.

- $\pm 10\%$ 부하 스텝변동
- 5%/분의 출력감발
- 증기덤프 시스템이 자동동작 및 제어 되면서 100%의 스텝부하변동

제어봉 구동장치는 대개 제한된 스텝이내에서 움직인다. 그러므로 제어봉 제어그룹의 각 스텝은 불연속 양의 반응도를 삽입 또는 인출한다. 이 양은 만약 미분 제어능이 큰 위치에 있는 제어봉이 움직이면 클 것이다. 이 반응도 변화의 단계가 제어 불감대(control deadband)보다 작은 온도 변화를 보상하기 위한 감속재의 능력을 초과하면 온도는 불감대의 다른쪽으로 넘어가고 이때 제어봉은 반대로 움직인다. 고빈도의 제어봉 동작(High frequency rod stepping)인 이 프로세스는 무한정으로 계속될 것이고 불감대 주위를 제어봉이 계속 요동하게 되며 이런 바람직하지 못한 제어봉 제어시스템의 요동은 낮은 율로 제한하거나 가능하면 방지되어야 한다.

제어봉 제어시스템은 적용대상 호기의 계산서를 참조하여 크게 평균온도 편차 신호, 출력편차 신호, 속도 프로그램 등 크게 3가지로 나누어 모델링 하였으며 제어봉 제어시스템의 논리를 그림 2에 나타내었다. 그림을 보면 미리 프로그램된 냉각재 평균 온도와 각 루프 중 가장 높은 냉각재 온도와 편차 신호와 터빈 출력과 원자로 출력신호와의 편차 신호가 합쳐져서 종합 오차 신호가 속도 프로그램의 입력 값이 되어 그 입력값에 따라 제어봉이 움직이게 되며, 최대 속도를 72step/min으로 하여 불감대와 정지대가 계속적인 제어봉 동작과 떨림을 방지하도록 했다.

또한 모델링의 검증은 위하여 제어봉 낙하 사고 이외에 급수유량 증가사고, 증기유량 증가 사고에 적용하여 모델링의 타당성을 검증하였다.

3.2 반응도 궤환효과 모델링

일차계통에서는 출력 변화가 발생하면 감속재온도와 핵연료온도 변화에 의해 반응도 궤환효과가 발생한다. 이 중에서 핵연료 온도 변화에 의한 반응도 변화는 감속재에 의한 반응도 변화 보다 더 빠른 영향을 미치게 된다. 이것은 핵연료에서 생성된 열 출력 변화가 감속재온도를 변화시키는데 시간이 소요되기 때문이다. 감속재온도변화는 감속재 밀도에 영향을 주어 냉각재 온도가 증가하면 감속재의 밀도가 감소하여 반응도는 감소하게 된다. 또한 핵연료 온도가 증가하면 도플러 효과에 의해서 반응도가 감소한다. WH형 원전의 사고해석 코드인 LOFTRAN과 RETRAN은 반응도 궤환효과에 대한 입력값이 다르고 사용되는 반응도 함수도 차이가 있다. 그렇기 때문에 반응도 궤환효과와 관계된 두 코드의 반응도 함수를 고려하여 LOFTRAN 코드에서 사용한 입력 자료를 RETRAN코드에서 사용할 수 있도록 입력 자료를 다시 계산해야 한다. 따라서 LOFTRAN 코드에서 사용된 반응도 궤환효과 인자인 감속재 온도계수, Power Defect, 그리고 ATF 보정계수에 대한 실제 입력 자료를 이용하여 RETRAN 코드용 입력 자료로 전환한다.

코드에 사용된 자료는 영광 1&2호기에 사용된 입력자료이고 이와 관련된 반응도 궤환효과 자료는 표 1에 나타나 있다.

3.2.1 감속재 온도계수 모델링

감속재 온도 계수는 냉각재의 온도가 변화에 따른 반응도 변화를 나타낸다. LOFTRAN 코드에서 사용되는 입력자료는 냉각재 온도에 대한 밀도와 이 밀도에 해당되는 감속재 밀도 계수이다. 그러나 RETRAN코드에서의 입력은 LOFTRAN코드의 입력 양식과 다르다. 따라서 RETRAN 코드에 적용하기 위해서 감속재 밀도는 핵설계 데이터에서 오는 해당 온도로 바꾸고 감속재 밀도 계수에서 반응도 값을 구한다. LOFTRAN 코드에서 사용되는 입력자료는 표 2와 같다.

3.2.2 Power Defect 모델링

LOFTRAN 코드에서는 출력에 대한 반응도 함수로 DKQ 변수를 사용한다. 이 값은 각 출력에 대한 반응도 변화값(Δk)으로 RETRAN 코드에 사용하기 위해서는 지발 중성자분율 (β)로 나눈 값을 사용한다.

3.2.3 ATF 보정계수

ATF 보정계수는 일정한 출력에서 냉각재 온도변화에 의한 핵연료 온도 변화로 발생하는 도플러 효과를 나타내는 것으로 LOFTRAN 코드에서 쓰는 입력값을 RETRAN 코드에 그대로 적용하기 위하여 모델링 하였으며 ATF 보정계수는 도플러 상수 값을 사용한다. 반응도 단위를 전환하고 지발 중성자분율로 나눈 값을 이용하여 RETRAN 코드에 사용할 수 있도록 하였으며 입력 자료는 표 3에 나타내었다.

3.3 틸트 모델링

제어봉이 낙하할 때 4개의 계측기가 있는 중앙에 제어봉 낙하가 일어났을 경우에는 각 계측기 출력 지시 편차가 매우 미미 하지만 만약 제어봉이 4개의 계측기 중에 하는 한쪽으로 치우친 곳에 떨어졌을 경우에는 4개의 계측기가 지시하는 값이 각각 달라질 수 있다. 즉, 제어봉이 떨어진 곳에서 가장 가까운 곳에 있는 계측기와 가장 멀리 떨어진 곳에 있는 계측기가 지시하는 값이 다를 수 있기 때문에 사고 해석을 위해 가장 제한적인 틸트(tilt)값을 선택하여 모델링 하였으며, 틸트의 정의는 낙하 후 한 계측기의 지시치를 낙하 후 평균 지시치로 나눈 값을 낙하 전 한 계측기의 지시치를 낙하 전 평균 지시치로 나눈 값으로 나눈 값으로 정의한다.

3.4 계통 모델링

본 연구에서 대상으로 하는 영광 1, 2호기를 적절히 나타내기 위해 67개의 제어체적, 104개의 정선(junction)으로 모델링 하였으며, 노심 설계 자료를 바탕으로 원자로를 3개의 제어체적으로 나타내었다.

감속재 온도계수, 도플러 계수, 지발 중성자 분율, 중성자 주기 등은 최소 및 최대 반응도에 대해 각각 모델링 하였으며 점근사 동특성(Point Kinetics) 모델을 사용하였다. 사용된 모델에 따른 계통 분할도는 그림 1과 같다.

4. 주요 가정 및 계산 방법

최종안전성 분석 보고서(FSAR)에는 제어봉 낙하 사고에 대해서 상세한 사고 조건에 대한 설명이 부족한 관계로 직접 FSAR에 나와 있는 그림들과 비교하기 보다는 다른 반응도 사고를 해석 할 때의 초기 조건을 참조하여 보수적으로 결정하였으며, 이때 사용된 초기 조건들은 표 4에 나타나있다.

제어봉 낙하사고를 해석 할 때의 주요 관점은 DNBR이 일어나지 않아야 하는 것이며, 제한 조건을 만족하는지를 알아보기 위해서는 statepoint 고온 계수로 인자($F_{\Delta H, st}$)와 제한치 고온 계수로 인자($F_{\Delta H, LIM}$)를 서로 비교하면 알 수 있다. 이러한 것들을 알아내기 위해서는 노 물리 인자(core physics parameters)인 낙하 제어봉가(dropped rod worth), 제어봉 뱅크가(control rod bank worth), 감속재 온도계수 등을 이용하여 제어봉 낙하 사고의 statepoint를 구하고 이 statepoint를 이용하여 다른 코드의 입력으로 들어가는 $F_{\Delta H}$ 를 구하여 DNBR 조건을 알 수가 있다. 본 논문에서는 $F_{\Delta H}$ 를 구하기 바로 전 단계인 statepoint를 구하고자 위에서 언급한 노 물리 인자들의 값을 설정하였다. 즉, 낙하 제어봉가(dropped rod worth)는 50 pcm ~ 400 pcm 까지 노심에 부(negative)의 반응도가 삽입되는 것으로 모사 하였으며, 약 1초에 걸쳐서 ramp의 형태로 이루어지도록 했다. 제어봉 제어계통에서는 제어봉이 자동제어 모드에 있다고 가정하였고 제어봉가는 보수적으로 step 당 6 pcm으로 가정하였으며 제어봉 뱅크가(control rod bank worth)는 200 pcm ~ 500 pcm으로 정하였고 마지막으로 감속재 온도 계수는 0 pcm/°F ~ -30 pcm/°F 까지 -5pcm/°F 씩 변화를 주며 계산하였다.

제어봉 낙하에 따른 노외 계측기의 출력 지시 편차는 틸트 값으로 나타낼 수 있으며 틸트의 정의는 다음과 같다.

$$= \frac{\text{---}}{\text{---}}$$

4개의 계측기 마다 각각 틸트값이 존재하는데 여기서는 보수적으로 가장 작은 틸트값을 가진 계측기만 고려하였다.

원자로 트립 계통에서 제어봉 낙하에 따른 직접적인 트립은 일어나지 않는다고 가정하였으며 단 가압기 저압에 의한 트립은 고려 하였다.

가압기 압력제어 계통은 냉각재 압력이 낮을수록 핵비등이탈(DNB)이 쉽게 일어나므로 압력이 최소가 되도록 가정하며, 압력방출 밸브는 작동한다고 가정한다.

5. 계산 결과

제어봉 낙하가 일어나게 되면 노심 출력이 급격하게 감소하게 되고 고온관의 온도를 떨어뜨리게 되고 고온관의 온도가 떨어지게 되면서 증기발생기의 열제거 능력을 감소시켜 증기발생기의 압력과 온도를 감소 시킨다. 결국, 원자로 냉각재 계통의 압력과 온도를 떨어뜨린다.

제어봉 제어계통에서는 제어봉 낙하가 일어나게 되면 노심출력과 터빈출력의 불일치, 프로그램된 온도와 실제 온도와의 불일치에 의하여 제어봉이 인출하게 되며, 반응도 케환효과, 제어봉 뱅크가, 낙하 제어봉가의 조합에 의하여 과출력(overshoot)이 일어나기도 한다.

DNBR은 노심 출력이 제어봉 낙하에 의하여 감소함에 따라 증가하는 경향을 보였고, 노심 출력이 증가하는 시점에서 DNBR의 첨두(peak)가 보여지고 곧 감소하기 시작했다. 제한적인 statepoint 조건인 MDNBR이 일어나는 시간은 열출력이 최고점인 곳에서의 시간과 거의 같았으며 MDNBR이 일어나는 시간에서 가압기 압력과 노심 입구 온도는 증가하는 경향에 있지만 초기 값 보다 크지는 않았다.

6. 결론

여러 조건에서 결과를 보면 낙하 제어봉가(control rod worth)가 증가한다고 해서 제어봉 낙하 사고가 제한적인 것이 아니라는 것이며, 만약 제어봉 낙하가가 충분히 크다면 가압기 저압력 신호에 의하여 원자로가 정지 될 수 있다. 오히려 삽입된 제어봉 뱅크가가 증가할 수록 좀더 제한적인 결과를 얻을 수 있었다. 충분히 큰 제어봉 뱅크가가 삽입될 경우 제어봉 낙하에 의한 출력 감소를 쉽게 복구할 수는 있지만 급속한 제어봉 인출로 인한 과출력(overshoot)이 일어날 수 있다.

감속재 온도계수가 작은 경우(절대값) 노심 출력은 최소값으로 떨어졌다가 제어봉 제어하에 회복된다. 노심 출력의 급격한 감소는 낙하된 제어봉가에 의해 지배 받는데 이는 제어봉 제어계통이 짧은 낙하기간 동안에는 반응하지 않기 때문이다. 지시출력은 노외 핵계측기 신호로부터 얻어지는데 제어봉 낙하에 의해 노심의 출력분포가 비대칭적이 되어 지시출력이 실제출력 보다 낮게 나타날 수 있다. 제어봉 제어계통은 실제 출력보다 낮은 출력에 따라 작동하게 되며 이 신호로 제어뱅크가 필요이상으로 인출되어 과출력이 생기기도 하며 과출력이 생긴 이후 일차계통의 조건의 변화로 제어봉 제어계통이 변하면서 작은 과출력이 발생한다.

감속재 온도계수가 큰 경우(절대값)에는 과출력(overshoot)이 완화되는데 이는 반응도가 냉각재의 냉각효과로 제어봉과는 반대되게 삽입되기 때문이다.

어느 조건에서도 DNBR이 최대가 되는 지점은 출력이 최대가 되는 지점이며 DNBR 제한치는 넘지 않는다.

7. 향후 연구계획

본 연구에서 얻은 statepoint를 이용하여 DNBR을 계산하는 코드의 입력으로 이용하여 노심의 출력 침투치가 노심의 DNB 설계기준을 만족하는지 입증하여야 한다. 즉 보다 많은 경우에 있어서의 statepoint DNBR 해석코드의 입력자료로 활용하며, statepoint 고온 계수로 인자($F_{\Delta H, st}$)와 제한치 고온 계수로 인자($F_{\Delta H, LIM}$)를 서로 비교하여 DNB 설계기준을 만족하는지 판단할 것이다..

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 “원전주기적 안전성 평가기술개발 - 원전 운전과도해석 및 신안전 해석 개발” 과제의 일환으로 수행되었다.

참고문헌

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

표 1. 영광1&2호기 반응도 케환효과 관련자료

구 분	최소반응도 케환효과		최소반응도 케환효과	
감속재 온도계수	최대값	+5.0 pcm/°F	최소값	-48 pcm/°F
도플러 상수	최대값	-0.91 pcm/°F	최소값	-2.9 pcm/°F
지발중성자분율(β)	최대값	0.0075	최소값	0.0044

표 2. 감속재 밀도계수 관련 입력자료

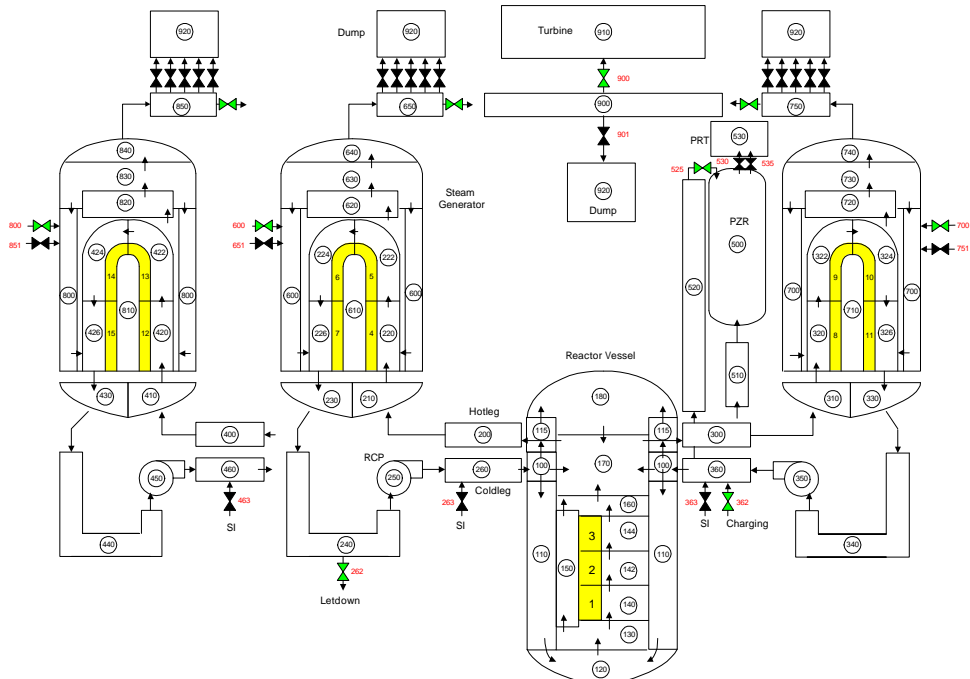
구 분	밀 도	감속재 밀도계수	
		Min. FB. (BOL)	Max. FB. (EOL)
1	40.2348	-0.0269	0.5
2	46.9146	-0.0481	0.5
3	56.2164	-0.0893	0.5
단 위	[lmb/ft ³]	[\Delta k/\Delta\rho]	[\Delta k/\Delta\rho]

표 3. ATF 보정계수 관련 입력자료

구 분	pcm/°F	Δk /°F	β	$\$/°F$
최소반응도케환	-0.91	-0.0000091	0.0075	-0.001213
최대반응도케환	-2.9	-0.000029	0.0044	-0.006591

표 4. 사고해석시 초기조건

변수	공 칭 값
노심 열출력(MWt)	2775
원자로 용기 평균온도(°F)	5885.5
가압기 압력(psia)	2250
루프당 원자로 냉각재 유량(gpm)	95,600
감속재 온도계수(pcm/°F)	+5 ~ -48
도플러 계수(pcm/°F)	-0.91 ~ -2.9
지발중성자분율	0.004400005~0.007500009



YGN 1/2 Nodalization for RETRAN

그림 1 RETRAN을 이용한 영광1/2호기 Nodalization

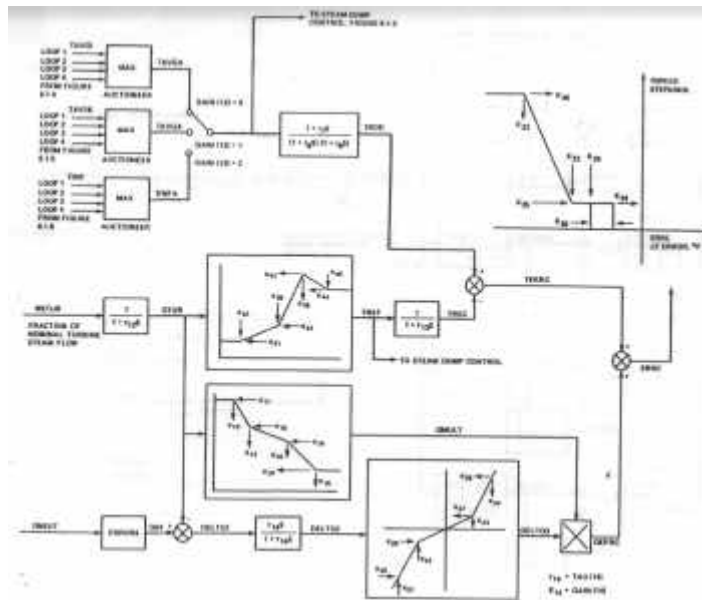


그림 2 제어봉 제어계통

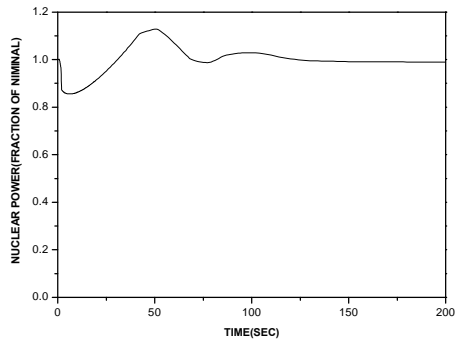


그림 3 DRW=200, control=300, MTC=0

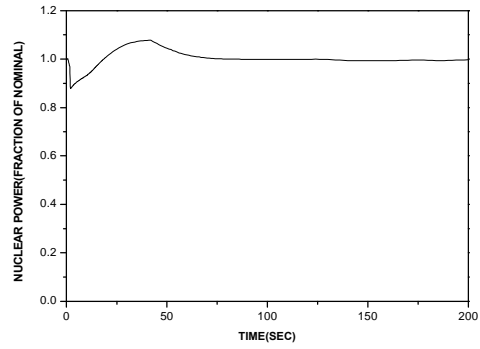


그림 4 DRW=200, control=300, MTC=-30

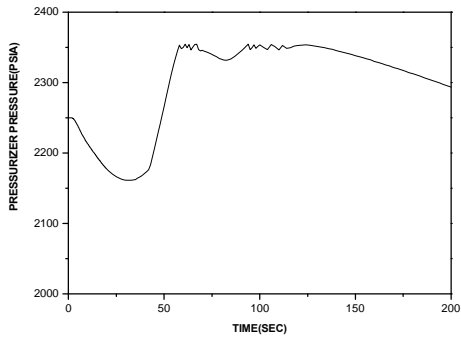


그림 5 DRW=200, control=300, MTC=0

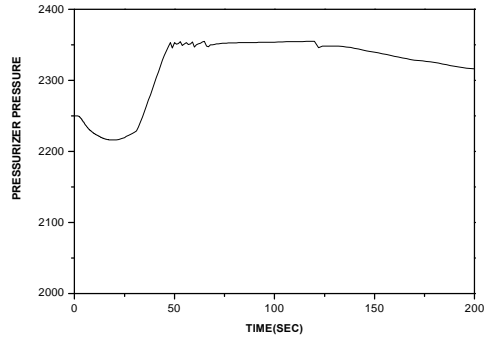


그림 6 DRW=200, control=300, MTC=-30

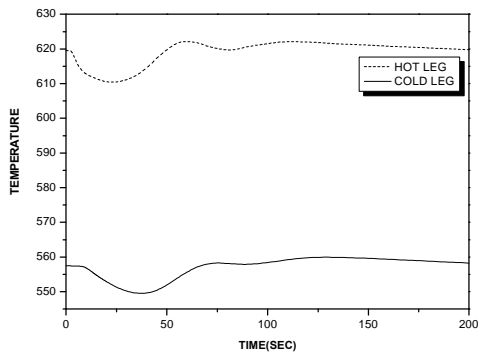


그림 7 DRW=200, control=300, MTC=0

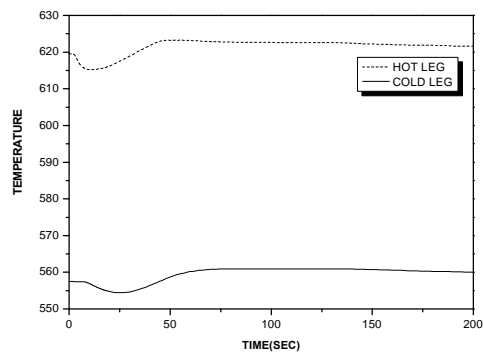


그림 8 DRW=200, control=300, MTC=-30

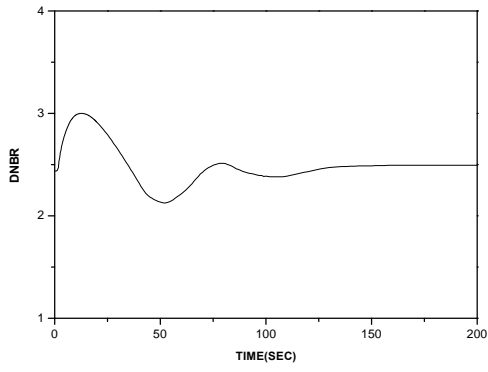


그림 9 DRW=200, control=300, MTC=0

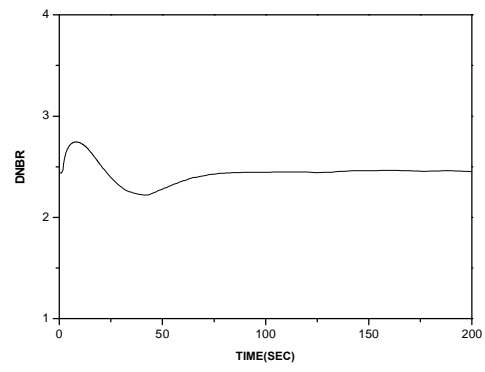


그림 10 DRW=200, control=300, MTC=-30