

2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회(Rod Withdrawal at Power)

KEPRI 방법론을 이용한 출력운전중 제어봉 고장인출사고 분석

The Analysis of RWAP(Rod Withdrawal at Power) Using The KEPRI Methodology

양 창근, 김 요한

한전전력연구원(KEPRI)
대전시 유성구 문지동 103-16

요 약

한전전력연구원에서는 RASP에 기초한 새로운 방법론을 개발하였다. 본 연구에서는 새로운 방법론을 이용하여 반응도 및 출력분포 이상을 일으킬 수 있는 RWAP(Rod Withdrawal at Power)에 대하여 분석하였으며 분석에 사용된 모델링 가정들과 입력 변수들을 설명하였다. 새로운 방법론에 대한 타당성을 얻기 위하여 압력관점에서 FSAR과 코드 계산 결과를 비교하였다. 그 결과 FSAR 결과와 새로운 방법론에 의한 결과가 비슷한 경향을 나타내는 것을 알 수 있었고, 가정된 여러변수들의 민감도를 검토한 결과 기존의 결과와 비슷한 경향을 나타낸다는 것을 알 수 있었다.

Abstract

KEPRI developed new methodology which was based on RASP(Reactor Analysis Support Package). In this paper, The analysis of RWAP(Rod Withdrawal at Power) accident which can result in reactivity and power distribution anomaly was performed using the KEPRI methodology. This calculation describes RWAP transient and documents the analysis, including the computer code modeling assumptions and input parameters used in the analysis.

To validity for the new methodology, the result of calculation was compared with FSAR. As compared with FSAR, result of the calculation using the KEPRI Methodology is similar to FSAR's. And result of the sensitivity of postulated parameters were similar to the existing methodology.

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 개발하고있다.

국내에 도입되어 있는 가압경수로(PWR)는 크게 WH형 및 ABB-CE형으로 나눌수 있다. WH형은 NSSS 형태에 따라 다시 고리1호기, 고리 2호기, 고리3/4 및 영광 1/2호기, 울진 1/호기 등 4가지로 나눌 수 있고, ABB-CE 형은 영광 3/4호기, 한국표준형원전, 차세대원전(KNGR) 등 3가지로 구분할 수 있다. 본 연구에서는 주기적 안전성 평가의 적용이라는 필요성을 반영하여 우선 WH형 원전을 대상으로 사고해석 방법론을 개발하고 있으며 본 논문에서는 영광 1, 2호기를 대상으로 반응도 및 출력 분포 이상을 일으킬 수 있는 사고들 중에 출력중의 제어되지 않은 제어봉 고장인출에 대해 분석하였다.

본 연구에 사용된 전산코드인 RETRAN은 미국전력연구소(EPRI)에서 개발한 경수로형 원전 거동 및 안전해석용 전산코드로 미국내 대부분의 원전 운영자가 사용중인 최적 평가용 코드이다. 현재 RETRAN은 초기 버전인 RETRAN-01을 거쳐 2상 유동장의 해석능력과 1차원 노심해석 기능등을 보강하여 SBLOCA(Small Break Loss of Coolant Accident)해석, ATWS(Anticipated Transients without Scram)해석, 원전 2차 계통(BOP, Balance of Plant) 해석 및 비등경수로(BWR)형 원전에 대한 거동 해석이 가능토록 보완한 RETRAN-02의 MOD005.1이 1994년 4월 개정분에 대한 인허가를 취득했다. 1990년 부터는 비응축성 기체 해석 기능과 저온, 저압 해석능력 및 노심 3차원 해석능력이 추가된 RETRAN-3D로 개발되어 2001년 1월 25일 MOD3이 미국 NRC로부터 SER(Safety Evaluation Report)을 받았다. 현재 RETRAN-02와 3D의 두 코드는 별도의 Code Maintenance Group에 의해 지속적으로 개발되고 있다. 한국전력공사는 1980년RETRAN-01을 도입한 이후 성능해석 관련 연구에 활용하고 있으며, 1990년에는 RETRAN-03(현재의 RETRAN) 개발에 참여하여 NRC 인허가에 필요한 검증을 수행하였다.

2. 사고개요

반응도 변화는 제어봉의 움직임 또는 인출, 보론 농도의 변화, RCS로의 저온수의 첨가 등에 의해 일어나며, 출력 분포 변화는 제어봉 움직임, 오정렬 또는 배출, 핵연료봉 집합체의 오배치 등에 의해 달라진다. 제어봉 집합체(CRA) 인출사고는 출력의 폭주를 초래하는 CRA인출에 의해서 원자로 노심으로의 제어되지 않은 반응도의 첨가로 정의되며 이러한 과도 상태는 원자로 제어계통의 고장 또는 제어봉 계통의 고장에 의해 일어날 수 있으며 이 사고는 원자로의 미임계, 고온영출력 또는 운전중에 일어날 수 있다. 사고를 해석함에 있어

WH형 원전의 안전성 평가 기준은 최소 DNBR은 상관식을 이용하여 설정한 설계제한 보다 작아야 하며, RCS 압력은 규제요건의 압력 제한을 넘지 말아야 한다. 또한 첨두선형 열증가율은 핵연료 온도가 UO_2 용융점 온도 이하가 되도록 제한시킨다.

미임계 또는 저출력 기동 조건에서 연속적인 반응도의 삽입에 따른 중성자속의 반응은 매우 빠르게는 일어나지만 느리게 진행되는 음의 도플러 계수의 반응도 제한 효과에 의해 제한된다. 이러한 출력 폭주에 대한 자가제한(self-limitation)은 보호조치를 취하기 전에 어느 정도의 시간을 벌어주기 때문에 매우 중요하다. WH형 원전의 경우 연속적인 CRA 인출사고가 발생하게 되면 과도상태는 다음에 나오는 원자로 보호계통의 자동 장치들에 의해 종결된다.

a. 선원영역 고중성자속 원자로 정지

이 정지 기능은 2개의 독립된 선원영역 채널중에 하나가 미리 설정한 설정치 보다 중성자속 준위 위에 있다고 나타낼 때 작동하게 된다. 중간영역 중성자속 채널이 어떤 특정한 값 이상의 중성자속을 나타낼 때에만 수동으로 우회될 수 있으며 2개의 중간영역 중성자속 채널이 어떤 특정한 값 아래에 중성자속이 있다고 나타낼 때 자동적으로 원상 복귀된다.

b. 중간영역 고중성자속 원자로 정지

이 정지 기능은 2개의 독립된 중간영역 채널이 미리 설정되어 수동으로 조절할 수 있는 설정치 보다 중성자속 준위 위에 있다고 나타낼 때 작동하게 된다. 4개중 2개의 출력영역 채널이 전출력의 10% 이상의 값을 나타낼 때 수동으로 우회될 수 있으며 4개중 3개의 채널이 이 값보다 아래에 있는 출력을 나타낼 때 자동적으로 원상 복귀된다.

c. 출력영역 고중성자속 원자로 정지(low setting)

이 정지 기능은 4개중 2개의 출력영역 채널이 전출력의 약 25%이상의 출력이 있다고 나타낼 때 작동하게 되며 4개중 2개의 출력영역 채널이 전출력의 10% 이상의 값을 나타낼 때 수동으로 우회될 수 있으며 4개중 3개의 채널이 이 값보다 작은 출력을 나타낼 때 자동적으로 원상 복귀된다.

d. 출력영역 고중성자속 원자로 정지(High Setting)

이 정지 기능은 4개중 2개의 출력영역 채널이 설정치 이상에 출력준위가 있다고 나타낼 때 작동하게 된다.

e. 고중성자속을 원자로 정지

이 정지 기능은 4개중에 2개의 핵출력 영역 채널에 영향을 미치는 중성자속의 양의 변화율이 설정치 보다 크게 변한다고 나타낼 때 작동하게 된다.

출력 운전 조건에서는 운전중 제어되지 않은 CRA 인출사고는 노심 열속의 증가를 가져온다. heat extraction은 노심 출력의 생산에 뒤이은 증기발생기의 지연에서부터 증기발생기의 압력이 방출밸브 또는 안전밸브 설정치에 도달할 때까지이므로 결국 원자로 냉각재 온도의 순 증가(net increase)가 있게 된다. 만약에 수동이나 자동으로 어떤 조치가 취해지지 않

을 경우 출력의 불일치와 냉각재 온도의 상승으로 결국엔 DNB를 일으킬 수 있다. 그러므로 핵연료의 손상을 방지하기 위해 원자로 보호계통은 DNBR이 한계 설정치 보다 아래로 떨어지기 전에 과도상태를 종결시키기 위해 설계되어야 한다. WH의 원자로 보호계통에서 가상 사고에 따른 노심의 손상을 막기 위한 자동 설비들은 다음과 같다.

- a. 4개중 2개의 채널이 과출력 설정치를 초과할 경우 출력영역 중성자속 원자로를 정지시킨다.
- b. 4개중 2개의 ΔT 채널이 OT ΔT 설정치를 초과 할 경우 원자로 정지가 작동하게 된다. 이 설정치는 DNB를 막기 위한 것으로 축방향 출력 불균형, 냉각재 온도, 압력에 따라 달라지게 된다.
- c. 4개중 2개의 ΔT 채널이 OP ΔT 설정치를 초과 할 경우 원자로 정지가 작동하게 된다. 이 설정치는 허용 가능한 열생성율이 초과되지 않는다는 것을 보장하는 것으로 위해 출력 불균형에 따라 달라지게 된다.
- d. 가압기 고압력 원자로 정지는 4개의 압력 채널 중에 2개가 작동되어지게 된다.
- e. 가압기 고수위 원자로 정지는 원자로 출력이 약 10% 이상일 때 3개중에 2개의 수위 채널에 의해 작동되게 된다.

위에 열거된 정지 신호에 덧붙여 WH 원전에서의 CRA 인출사고로부터 원자로를 보호하기 위한 계통은 다음과 같다.

- a. 고중성자속
- b. OP ΔT
- c. OT ΔT

3. 주요 입력변수

RETRAN에 사용되는 주요입력변수로는 다음과 같다.

- 원자로 트립 설정치와 지연시간(Reactor trip setpoints and delay times)
- 시간의 함수로서의 제어봉 반응도 삽입(Control rods reactivity insertion as a function of time)
- 감속재온도 계수와 도플러 계수(Moderator temperature and Doppler coefficients)
- 초기출력 준위와 초기 온도(Initial power level and inlet temperature)
- 반응도 삽입율(Reactivity insertion rate)
- 축방향, 반경방향 출력 모양(Axial and radial power shapes)
- 노심 유량과 압력(Core flow rate and pressure)
- 초기 압력 준위(Initial pressurizer level)

- S/G 압력과 급수유량(S/G pressure and feedwater flow rate)
- 핵연료와 간극 특성(Fuel and gap properties).

미임계 또는 낮은 기동 출력 조건일 경우에 원자로 정지는 WH 원전에서는 출력영역 고 중성자속에 의해서 시작되며, 모든 제작사들은 계측기의 가장 보수적인 조합의 오류 뿐만 아니라 CRA 인출과 정지 신호 작동의 지연을 고려한다. 일반적으로 공칭값이 25%에서 35%로 증가할 때 출력영역 중성자속 원자로 정지 설정치에 대해서 WH 원전은 10%의 오차가 증가한다고 한다. 중성자속은 너무 빠르게 상승하기 때문에 제어봉 인출이 일어나는 트립 설정치 작동시간 오류 효과는 무시할 만하다. 출력영역 중성자속 원자로 정지의 작동에서 제어봉이 움직이는데 까지 걸리는 시간 지연은 0.5 초 정도이다.

시간의 함수로서의 제어봉 트립 반응도는 삽입을 시간의 함수인 제어봉 위치와 제어봉 위치의 함수인 제어봉 반응도가와 결합시켜 얻을 수 있다. 제어봉 삽입시간은 운전제한조건(LCO)에 나타나 있다. 다양한 축방향 중성자속 모양에 대한 제어봉 위치의 함수인 제어봉의 반응도가는 core physics code를 이용해서 계산되며 원자로 기동시 노물리 시험을 통해 검증한다. 안전성 분석에서는 반응도가 만이 허용되고 보수적인 관점에서 볼 때 제어봉가는 주기연소도의 함수로 최소값을 선택한다. 일반적으로 제어봉가(control rod worth)는 계산상의 불확실성을 고려하기 위해 미리 90% 값을 쓴다.

모든 제작사들에게 있어서 어떤 주어진 반응도 삽입률에 대한 과도상태의 초기 부분동안 이르게 된 출력 침투의 크기는 도플러 계수에 따라 다르다. 도플러 계수는 과도상태 동안 핵연료 온도가 증가하기 때문에 최대값을 가져야 한다. 그러므로 최소 부의 반응도 삽입은 가장 보수적인 결과를 산출하며 감속재 계수도 최대값으로 가정한다. 일반적으로 $+0.2$ 에서 $+0.5 \times 10^{-4} \Delta \rho / F$ 의 불확실도로 고려된다. 최대값은 증가된 냉각재 온도의 반응도 변환효과를 최소화 하기 위해 선택되어지며 핵연료와 감속재 사이의 열전달 시간 상수(heat transfer time constant)가 중성자속 반응시간보다 더 길기 때문에 감속재 온도 계수의 기여는 과도상태 초기 동안에는 무시할 만 하다. 그러나 초기 중성자속의 급격한 증가 이후 출력의 연속적인 증가는 MTC에 의해 영향을 받는다.

WH 원전에서 원자로는 보통 고온 영 출력에 설정되어진다. 저출력 조건은 과도상태로 되돌아오는 변환 효과가 있기 전에 rod 인출로부터 양의 반응도를 삽입하는데 있어서 충분한 시간이 있지만 영출력, 미임계 조건은 그렇지 않다.

WH 원전에서 최대 양의 반응도 삽입율은 최대 속도에서 가장 크게 연결된 값(combined worth)를 가진 2개의 연속적인 제어봉 뱅크가 동시에 인출되는 조합으로부터 얻어진 것보다 더 크다.

WH 원전에 대해서 초기 노심유량은 대개 최소값으로 선택되거나 2개의 원자로 냉각재 펌프(RCP)가 작동될 때의 열수력 설계값을 선택하며, 계통 루프 저항(System loop resistance)은 발전소 실측으로부터 알고 pump의 특성은 제조사로 부터 얻는다.

DNBR은 압력의 감소에 따라 감소되기 때문에 모든 제작사들에게 있어서 최소 RCS 압

력의 사용은 보수적이다. WH 원전에서는 일반적으로 안전성 분석에서 -30 psi의 불확실성을 포함시키며 이런 압력의 불확실성은 정상상태 요동과 측정오차를 고려한 것이다.

모든 제작사들에게 있어, 증기발생기 압력은 부하가 없을 때의 출력 값과 비슷한 수치로 설정되어지고 미임계 출력 조건의 경우에는 중요한 변수가 아니다.

모든 제작사들에게 있어, 핵연료의 특성은 안전성 분석을 위해 열속을 최대화 하고 낮은 DNBR을 일으키기 위해 선택되어진다. 갭 열전달 계수와 핵연료 열전도도는 최고로 높은 열속을 주기 위해 최대값으로 한다.

DNB 여유(margin)의 평가를 위한 다른 방법에서는 통계적으로 DNBR의 불확실성 요소를 얻기 위해 발전소 운전 변수(plant operating parameter), 핵 및 열적 변수(nuclear and thermal parameter), 핵연료 제조 변수(fuel fabrication parameter)들의 변화를 고려한다. 이런 인자의 적용도 노심의 열적 한계를 결정하기 위해 사용되는 제한적인 DNBR 제한치를 얻을 수 있다. 이런 노심의 열적 한계는 정상 또는 최적값에서 입력 변수와 결합하여 사고 분석에 사용될 수 있다.

출력 운전중의 조건에서 WH형 원전에서는 다음 2가지에 대해 분석한다. 하나는 최소 반응도 궤환을 이용한 것이고 또 다른 하나는 최대 반응도 궤환을 이용한 것이다. 제어봉 인출로 인한 반응도 삽입률은 분석에서는 변할 수 있는 변수로 간주될 수 있으며, 반응도 삽입률이 감소함에 따라 증기 발생기 방출 밸브(relief valve)는 OT/TT trip 제한치와 낮은 DNBR에 도달하는데 좀더 시간이 걸리도록 하는 중요한 작동을 하게 된다.

WH 원전에서 최소 반응도 궤환의 경우 주기초에는 일반적으로 최대 감속계 계수를 사용하게 된다. 이런 최소 반응도 궤환과 관련되어 보수적으로 최대 도플러 계수를 사용한다. 최대 반응도 궤환의 경우에는 일반적으로 최소 감속계 계수와 최소 도플러 계수를 사용한다.

WH 발전소에서 출력 준위는 분석에 있어서 변수이고 10%에서 100%까지의 값은 DNBR의 제한값을 얻기 위하여 고려된다. 미임계 또는 저출력에 대해서 제한적인 DNBR 값을 얻기 위해 입구온도의 가장 높은 설계값은 최소 RCS 압력과 사용된다.

원자로는 보통 고 중성자속 또는 OT/TT에서 정지된다. 고 중성자속 정지는 공칭 전출력의 118%의 값에서 작동되고 트립이 작동되는 지연시간은 보통 약 0.5초 정도지만 오래된 WH 원전의 경우는 3.5초 정도의 지연시간을 가지고 있다.

반경방향 및 축방향 출력분포와 침투인자는 노심분석에서 생성된 것을 사용한다. 대개 WH형 원전은 엔탈피 고온수로계수($F_{\Delta H}^N$)에 의해 특정화되는 반경방향 설계출력분포를 이용한다. $F_{\Delta H}^N$ 는 아래와 같이 출력이 감소할수록 증가한다.

$$F_{\Delta H}^N = 1.55(1+0.2(1-P)) \quad (P \text{는 출력, } 100\% \text{출력일 때 } 1.0 \text{이다.})$$

전출력에서 $F_{\Delta H}^N$ 최대값을 사용함으로써 최대 연료봉 출력과 최저 DNBR 값을 얻는다. 최대 $F_{\Delta H}^N$ 값과 관련되어, 유로간 혼합(inter channel mixing)을 최소화하고 고온수로에서 가능

한 가장 큰 엔탈피를 생성하도록 가장 평탄한 연료봉집합체 출력분포를 사용한다. 설계시 WH형 원전에서 축방향 출력분포는 1.55 chopped cosine 곡선이다. 공학적 고온수로계수 (F_Q^E)는 WH형 원전에서 DNBR 평가에 고려되지 않는다.

WH 원전에서 초기 노심 유량은 최소값 또는 4개의 펌프가 작동하는 상태에서의 열수력 설계값으로 한다. 이는 DNBR 한계에 대해 초기 가용 여유도 최소화 한다. 유량이 감소함에 따라 DNBR도 점점 낮아진다.

증기발생기 압력은 초기에 노심출력 준위와 상응하는 값으로 가정된다. 최대 반응도 궤환에 따른 느린 반응도 삽입률 과도상태에 대해서 1차측 냉각재 온도 상승은 매우 느리게 진행되며 증기발생기 출력은 2차측의 압력으로 인해 방출밸브(relief valve) 또는 안전밸브(safety valve)를 작동하게 된다. 2차측의 밸브가 열리게 되면 원자로가 overtemperature에 도달하는데 지연이 되어 1차측 냉각재에 냉각 효과를 유도한다. 몇몇 경우에 있어서 이와 같은 시나리오로 제한적인 DNBR을 이끌어낼 수 있다.

주요출력변수로는 시간에 따른 노심평균출력, 가압기(RCS) 압력과 증기 압력, 1차측 냉각재 온도 등이있다.

4. 계통 모델링

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

감속재 온도계수, 도플러 계수, 지발중성자 분율, 중성자 주기 등은 최소 및 최대 반응도에 대해 각각 modeling 하였으며 Point Kinetics 모델을 사용하였다. 사용된 모델에 따른 계통 분할도는 그림 9와 같다.

5. 주요 가정 및 계산 방법

KEPRI에서 개발한 방법론의 적용 대상호기인 영광 1, 2호기의 FSAR을 참조하여 초기조건과 가정을 설정하였다. 이때 사용된 초기 조건들은 표 1에 나타나있다. 초기조건들은 FSAR에 나타난 결과와 비교하기 위해 비슷한 조건을 사용하여 수행하였으며 압력관점에서 주요변수들의 영향을 보기 위해 반응도, RCS 온도, RCS 압력에 대하여 민감도 분석을 하였다. 특히 압력에 대한 민감도는 PORV와 Spray를 작동시키지 않게 하고 계산을 하였으며, 본 사고는 P7 연동신호가 해지되는 10%부터 100% 까지의 출력범위와 1 pcm/sec ~ 75 pcm/sec의 반응도 범위에 대하여 분석하여야 한다. 그러나 본 연구에서는 우선 100% 출력 운전중에 1 pcm/sec, 75 pcm/sec가 인출되는 사고만을 분석하였다. 본 연구에서 분석한 case는 표 2와 표 3에 나타나 있다.

6. 계산 결과

전출력 운전중의 제어봉 인출 사고에 대하여 75 pcm/sec의 반응도가 삽입되었을 때와 1 pcm/sec의 반응도가 삽입되었을 때의 계산결과를 분석하였으며 대상호기인 영광 1, 2호기의 FSAR과 비교를 하여 그 결과를 그림 2 ~ 11에 나타내었다. 또한 압력 관점에서 삽입되는 반응도에 따른 반응도궤환효과, RCS 온도, RCS 압력 등의 효과에 대한 민감도 분석을 수행하였으며 그 결과를 그림 12 ~ 15에 나타내었다.

압력관점에서 영광 1, 2호기의 FSAR과 비교를 한 결과, 75 pcm/sec의 반응도가 삽입되었다고 가정하였을 때 전체적으로 비슷한 경향을 보였다, 특히 DNBR의 경우 매우 비슷한 경향을 보이지만 수치적인 면에서 차이점을 보이는 것은 FSAR의 경우 WRB-2를 사용한 THINC 코드 결과이고, RETRAN에서 사용한 것은 W-3이기 때문에 RETRAN으로 계산한 결과가 좀더 보수적인 결과를 도출하였다. 1 pcm/sec의 경우도 FSAR과 비교하였을 때 경향이 비슷하게 나왔다. 그러나 75 pcm/sec의 경우와 다르게 FSAR에 비해 사고의 종결이 일찍 끝나는 것은 향후에 좀더 보완하여 연구할 부분이다.

본 연구에서 가장 최악의 경우의 사고를 선택하기 위하여 반응도, RCS온도, 가압기 압력 등의 최대 최소값을 이용하여 분석한 결과 75 pcm/sec와 1 pcm/sec 두 가지 경우 모두 최소 반응도 효과와 최고로 높은 RCS 온도, RCS 압력에서 가장 나쁜 결과를 얻을 수 있었으며, 반응도가 75 pcm/sec이든지 1 pcm/sec이든지 두 경우에 있어서 반응도 궤환 효과 보다는 RCS 온도 효과가 더 지배적이라는 것을 알 수 있었다.

7. 결론

출력중 제어봉 인출사고는 Condition II 사고로서 사고분류 기준인 “1) 가장 나쁜 경우라도 원자로 트립만으로 충분히 수습되며, 원자로 정지후 다시 정상 출력운전으로 회복할수 있다. 2) 핵연료 용융, 핵연료 피복재 손상이 발생하지 않는다. 3) 원자로 냉각재계통 압력은 설계압력×110% 보다 작아야 한다. 4) 방사선 유출량은 10CFR20 제한치 이다.” 를 만족해야 한다. 본 연구에서 가장 최악의 경우의 사고를 선택하기 위하여 반응도, RCS온도, 가압기 압력등의 최대 최소값을 이용하여 분석한 결과 75 pcm/sec와 1 pcm/sec 두 가지 경우 모두 최소 반응도 효과와 최고로 높은 RCS 온도, RCS 압력에서 가장 나쁜 결과를 얻을 수 있었다. 75 pcm/sec의 경우는 표 2에서 보는바와 같이 1번째의 경우와 3번째 경우에 있어서 압력의 차이가 거의 없는 것으로 보아 75 pcm/sec에서는 반응도의 최대궤환 효과와 최소 궤환 효과에 따른 차이가 거의 없는 것으로 보이며, 오히려 이 경우에 있어서는 RCS 온도가 압력관점에서 볼 때 더 민감하다는 것을 알 수 있었다. 1 pcm/sec의 경우에도 7번째와 8번째를 비교하였을 때 75 pcm/sec와 마찬가지로 반응도에 비해 RCS 온도가 더 민감하다는 것을 알 수 있었으며, 75 pcm/sec의 경우보다 압력에 대해 RCS 온도가 더 민감하게 반응한다는 것도 알 수 있었다.

7. 향후 연구계획

본 논문에서와 같은 계산을 수행하였고 향후에는 100% 출력중이 아니라 10% ~ 100%에서의 출력과 1 pcm/sec ~ 75 pcm/sec에서의 반응도에 따른 여러 변수의 반응을 검토할 것이다. 또한 VIPER 체계가 구축되는 데로 압력 관점과 DNBR 관점에서 검토할 예정이며, 1 pcm/sec의 경우 사고가 압력관점에서 비교한 FSAR에 비해 일찍 종결되는 것은 차후에 보완하여 연구할 계획이다.

8. 감사의 글

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

9. 참고문헌

1. Safety Analysis Standard, Rev. 6, Apr. 1999, WH
2. YGN 1&2 FSAR, Apr. 1994, 한국전력공사
3. L. J. Agee, et al., "The Reactor Analysis Support Package (RASP), NP-4498, Vol. 3, May 1986, EPRI
4. Kewaunee Nuclear Power Plant, "DYNODE-P RETRAN-3D Benchmark", June 2000.
5. YGN 1&2 PL&S, 개정 3판, 1993. 12, 한국전력공사
6. G. H. Heberle, "LOFTRAN-Code Description and User's Manual", WCAP-7878, Rev. 5, Nov. 1989, WH
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 사고해석시 초기조건

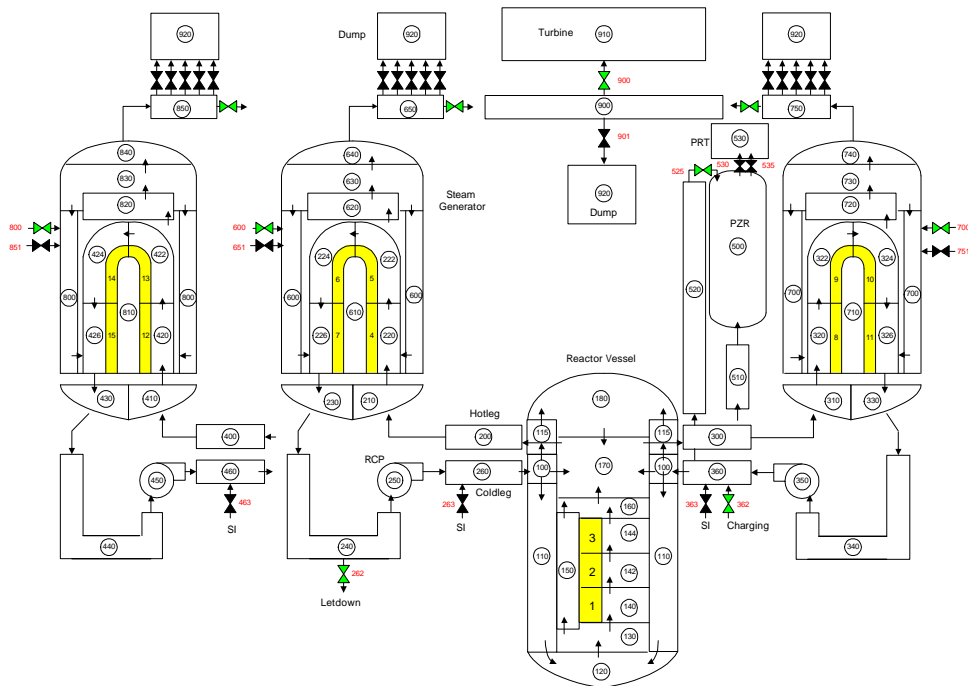
변수	공 칭 값
노심 열출력(MWt)	2775
원자로 용기 평균온도(°F)	5885.5
가압기 압력(psia)	2250
루프당 원자로 냉각재 유량(gpm)	95,600
감속재 온도계수(pcm/°F)	+5 ~ -48
도플러 계수(pcm/°F)	-0.91 ~ -2.9
지발중성자분율	0.004400005~0.007500009

표 2 출력중 제어봉 인출사고 (75 pcm/sec)

구 분		반응도		RCS 온도		RCS 압력		노심유량	최대 압력값
		최 대	최 소	최 대	최 소	최 대	최 소	최 소	
1	000		○		○		○	○	2271.04
2	111	○		○		○		○	2332.67
3	100	○			○		○	○	2271.77
4	110	○		○			○	○	2273.5
5	010		○	○			○	○	2272.82
6	011		○	○		○		○	2333.16
7	001		○		○	○		○	2330.13
8	101	○			○	○		○	2330.9

표 3 출력중 제어봉 인출사고 (1 pcm/sec)

구 분		반응도		RCS 온도		RCS 압력		노심유량	최대 압력값
		최 대	최 소	최 대	최 소	최 대	최 소	최 소	
1	000		○		○		○	○	2224.94
2	111	○		○		○		○	2368.15
3	100	○			○		○	○	2281.45
4	110	○		○			○	○	2309.6
5	010		○	○			○	○	2323.75
6	011		○	○		○		○	2380.31
7	001		○		○	○		○	2341.74
8	101	○			○	○		○	2339.65



YGN 1/2 Nodalization for RETRAN

그림 1 RETRAN을 이용한 영광1/2호기 Nodalization

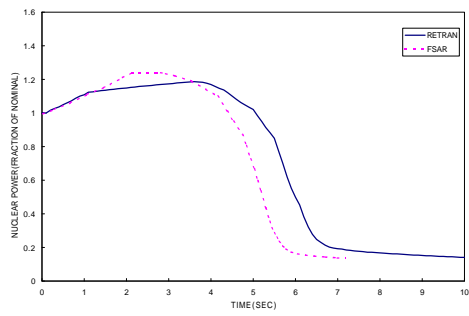


그림 2 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity
Feedback, 75 pcm/sec)

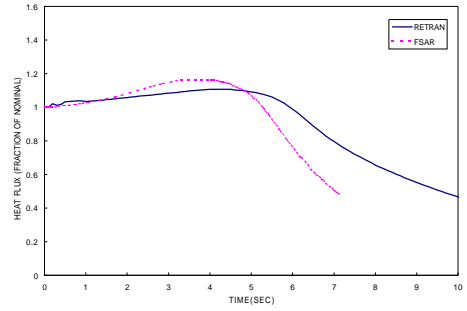


그림 3 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity
Feedback, 75 pcm/sec)

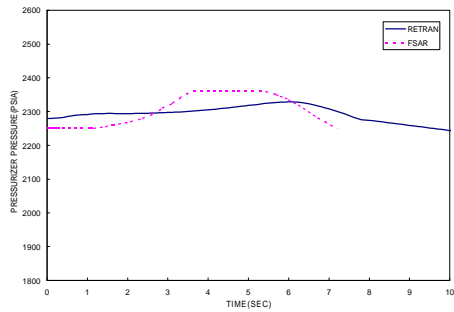


그림 4 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity
Feedback, 75 pcm/sec)

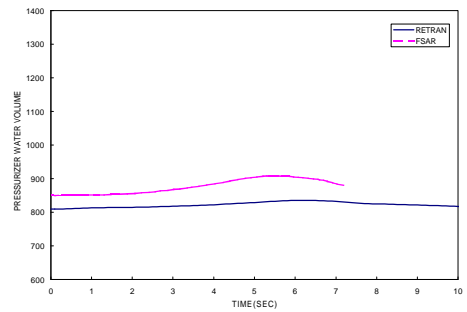


그림 5 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity
Feedback, 75 pcm/sec)

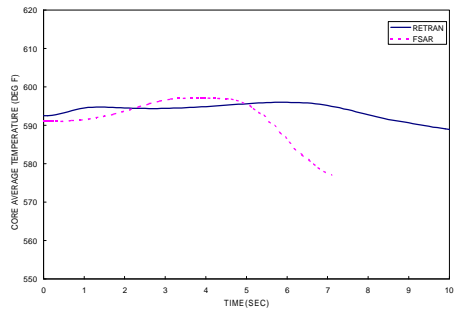


그림 6 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity
Feedback, 75 pcm/sec)

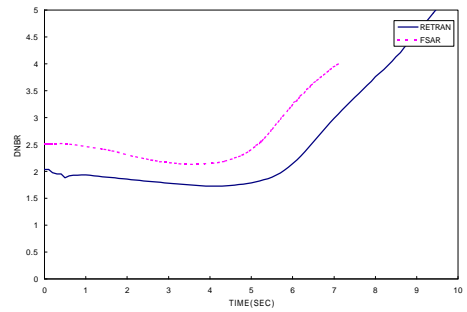


그림 7 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity
Feedback, 75 pcm/sec)

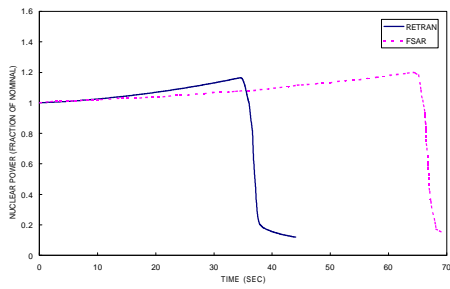


그림 8 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity Feedback, 1 pcm/sec)

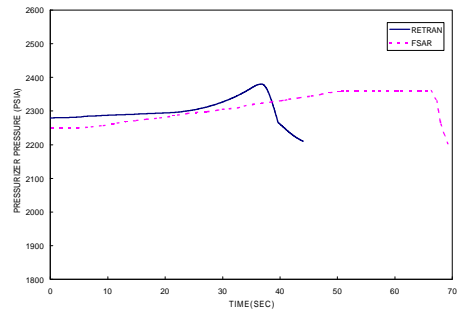


그림 9 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity Feedback, 1 pcm/sec)

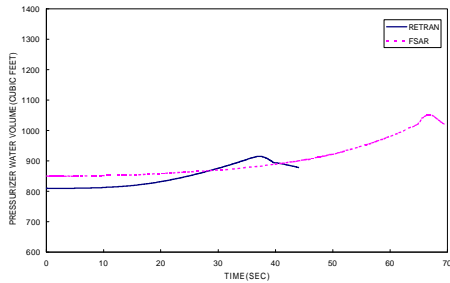


그림 10 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity Feedback, 1 pcm/sec)

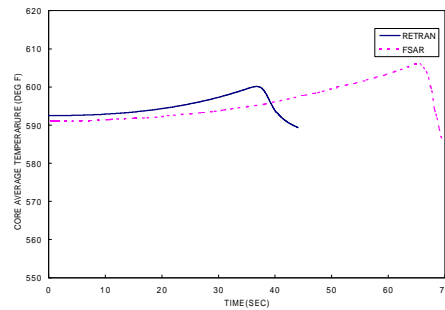


그림 11 FSAR VS. RETRAN Min. Reactivity Feedback, 1 pcm/sec)

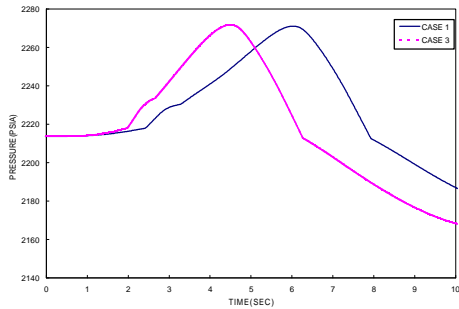


그림 12 반응도 궤환효과에 따른 압력변화

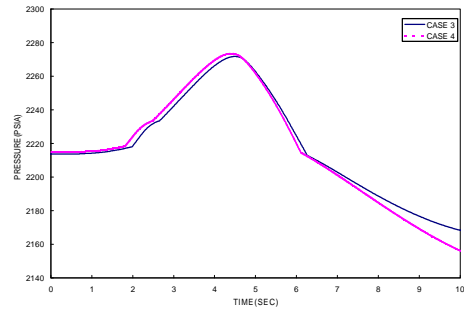


그림 13 RCS 온도에 따른 압력변화

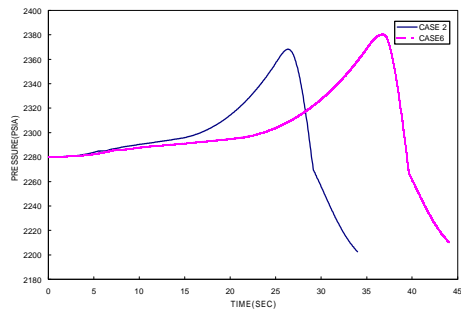


그림 14 반응도 궤환효과에 따른
압력변화(1pcm/sec)

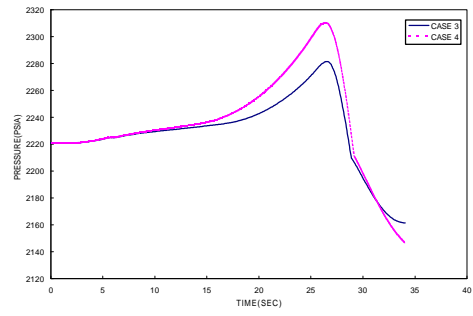


그림 15 RCS 온도에 따른 압력변화(1pcm/sec)