

SMART 일체형 원자로 주순환펌프 유량감소특성에 대한 민감도 분석

A Sensitivity Analysis on the Idealized Coastdown Characteristics of  
the Main Circulation Pump for SMART Integral Reactor Design

이영진 , 김희철, 이규형

한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

한국원자력연구소에서 개발중인 SMART 원자로에 대하여 주순환 펌프의 유량감소가 안전성에 미치는 영향을 분석하였다. SMART 원자로는 관성이 작은 canned motor 형태의 주순환펌프를 사용하므로 원자로 트립 및 전원 상실 등 주순환 펌프의 정지가 발생하는 사고의 경우 펌프의 coastdown 특성이 원자로 안전성에 큰 영향을 준다. 본 연구에서는 전출력 운전시 원자로 트립으로 인해 주순환 펌프의 교류전원이 상실된 사고에 대하여 펌프 특성 민감도 분석을 수행하였다. 사고해석은 개발 중인 디지털 해석방법 (DAM : Digital Analysis Method)을 사용하여 수행하였다. DAM 에서 계통해석은 TASS/SMR 전산코드를 사용하고 DNBR 을 계산하기 위한 노심열수력 계산은 부수로 채널 해석코드인 MATRA 전산코드를 사용하여 수행한다. DNBR 상관식은 한국원자력 연구소에서 개발한 SR-1 상관식을 적용하고 18%의 요구 과출력 여유도(ROPM : Required Over-Power Margin)를 적용하였다. 해석결과, SMART 의 안전성 확보를 위한 펌프의 coastdown 설계특성을 제시할 수 있었다.

Abstract

*An analysis on the effects of coastdown characteristics of the main circulation pump (MCP) on reactor safety was carried out for SMART basic design. The MCPs are of canned motor type and have small inertia. In accidents where power to MCP is lost due to loss of power or reactor trip, the rapid coastdown characteristics of MCPs have a significant impact on the safety. In this study, a sensitivity analysis was carried out for the case of reactor trip with instantaneous loss of AC power to the MCPs for full power operating condition. The analysis was carried out using the Digital Analysis Method (DAM) which is currently being developed. In the DAM, TASS/SMR system code and MATRA sub-channel analysis code is used for DNBR (Departure from Nucleate Boiling Ratio) calculation. KAERI developed SR-1 correlation was applied as the CHF correlation in the DNBR calculation. ROPM (Required Over-Power Margin) of 18% was applied. Idealized MCP coastdown characteristics is suggested from the results.*

## 1. 서론

SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)는 용량 330 MWt의 중소형급 다목적 일체형 원자로로 기존 상용 발전소에 비해 획기적으로 개선된 안전성 구현을 주요 목표로 설계되고 있다. 이러한 목표를 효과적으로 달성하기 위해 SMART는 기존 상용원자로와는 크게 다른 일체형으로 설계하였으며 주요 부품의 설계 등에 다양한 신기술을 개발하여 적용하였다. 반면, 핵연료는 기존 상용로에서 설계입증이 되어 사용하는 핵연료를 바탕으로 그 길이를 축소시킨 형태로 SMART에 채택하였다.[1] 그림 1은 SMART 원자로용기의 단면을 보여준다.

SMART의 주순환펌프는 펌프 seal이 필요하지 않은 canned-motor 형태로 SMART에는 총 4개의 주순환펌프가 원자로용기 상부에 수직으로 설치되어 있다. 각 펌프는 canned asynchronous 모터와 axial-flow single-stage pump로 구성되어 있다. 주순환펌프는 기존 상용로에서 사용하는 펌프에 비해 매우 작은 inertia를 가지고 있어 펌프 정지시 펌프자체만의 inertia를 가지고는 원만한 노심 유량을 야기하지 못하고 있다. 따라서 본 연구는 펌프 coastdown 특성이 안전성에 미치는 영향에 대한 민감도를 분석하여 안전성 제고에 필요한 펌프 특성을 제시하고자 수행하였다.

## 2. 해석방법 및 해석 모델링

### 디지털해석방법 (DAM)

SMART 안전해석방법은 크게 비냉각재 상실사고 관련 안전해석과 냉각재 상실사고 관련 안전해석으로 분류된다. 비냉각재 상실사고 관련 안전해석은 SMART 설계에 적용한 디지털 보호 및 제어 계통, SCOMS/SCOPS(SMART COre Monitoring System/SMART COre Protection System)의 설계와 매우 밀접한 관계를 가지고 있으며 이에 맞추어 디지털 해석 방법(DAM : Digital Analysis Method)을 설립하였다.

DAM에서 정의하는 주요 Limits와 Margin의 상호 관계를 간략하게 그림 2에 보여 주고 있다. 그림 2에서 가장 외곽 경계를 안전 제한(SL : Safety Limit)로 설정하면, SL 경계에서의 DNBR 및 LPD는 허용기준치 값을 가지며, 이 경계가 DAM에 있어 제한경계를 제공한다. 그림 2에서 가장 내부의 경계는 LCO (Limiting Condition of Operation)로 정의하며 이영역은 원자로의 정상운전 상태의 경계를 보여준다. 즉, 원자로의 정상운전은 LCO 내에서 이루어져야 한다. DAM 안전해석의 초기조건은 ROPM을 고려하여 LCO에서 선정한다. 현재, SL 및 ROPM은 각각 Limit DNBR=1.41과 ROPM=18%를 잠정적으로 가정하여 안전해석을 수행하고 있다. 그림 3에는 DAM 안전해석의 주요 절차를 나타내었다.:

### TASS/SMR 계통 열수력 해석코드

SMART 기본설계의 성능 및 안전성의 평가와 보호 및 제어계통 설정치 해석에는 TASS/SMR 코드를 사용한다. TASS/SMR 코드는 TASS 코드[2]에 Drift-Flux 모델, 비응축개스 모델, SMART 열수력 특수현상 모델들을 도입하고 일차계통과 이차계통의 지배방정식을 통

합하여 해를 구하는 계산 알고리즘으로 개선한 것이다. 지배방정식으로는 혼합체 질량, 액체 질량, 비응축 가스 질량, 혼합체 운동량, 혼합체 에너지, 증기 엔탈피의 보존 방정식을 적용하고 있다. SMART 설계특성에 맞도록 가압기 냉각기 모델, 나선관류형 증기발생기 모델 및 피동간열제거계통 열전달모델 등을 개발하여 TASS/SMR 에 장착하였다. 그림 4 는 사고해석에 사용한 SMART nodalisation 을 보여준다. 그림에서 보듯이 증기발생기는 4 개의 section 으로 나누어 모사하였으며 노심은 축방향으로 12 개로 나누어 모사하였다.

### MATRA DNBR 계산코드

MATRA 전산코드[3]는 가압경수로 및 신형원자로 노심에서의 정상 상태 및 과도 상태 열수력장 해석에 적용 가능한 부수로 해석 코드로서, 기존의 COBRA-IV-I 코드를 토대로 개발한 것이다. DAM 에 사용하도록 주어진 최소 핵비등 이탈율(Minimum DNBR)에 대한 열출력, 붕의 반경 방향 첨두치(radial peaking factor, Fr) 및 유량의 값을 찾아내는 MDNBR iteration 기능이 있으며 SMART 노심 조건에 적용 가능한 SR-1 국부 조건 CHF 상관식을 사용한 DNBR 계산 결과를 제공한다. SMART 사고해석에 사용한 MATRA nodalization 은 그림 5 와 같다.

### TASS/SMR - MATRA 연계

DAM 을 수행하는 데 있어 TASS/SMR 과 MATRA 전산코드는 밀접한 관계로 수행된다. TASS/SMR 전산코드를 수행하는 데 있어 LCO 에서 초기조건을 취하기 위해 MATRA 전산코드를 사용한다. 이때 MATRA 는 주어진 ROPM 과 주어진 발전소 상태변수를 가지고 경우에 따라 Fr 또는 노심유량 (q)에 대한 iteration 계산을 수행하여 발전소상태를 LCO 의 경계가 되는 점, 즉, DNBR 이 SL 에 도달하도록 하는 Fr 또는 q 값을 계산하여 찾아낸다. 이렇게 찾아낸 Fr 및 q 값은 계통 열수력을 계산하기 위한 TASS/SMR 의 초기조건 값으로 입력된다. 이것은 사고 해석을 수행하기 위해서 계통의 주요 운전변수들을 발전소의 운전제한조건에서 얻은 것을 의미한다. 즉, 사고의 개시를 원자로 계통이 운전 가능한 가장 위험한 상태에서 시작한다고 볼 수 있다.

이러한 초기조건과 기타 보수적인 가정과 TASS/SMR 을 사용하여 전체 계통의 열수력 계산을 수행한다. TASS/SMR 계산을 수행한 결과는 다시 MATRA 부수로 해석 전산코드의 forcing function 형태의 입력으로 feedback 되어 최종 DNBR 계산을 수행하여 1 개의 MDNBR 을 생성한다. 이러한 과정을 가장 작은 MDNBR 을 얻을 때 까지 반복 계산한다.

이와 같이 MATRA 와 TASS/SMR 는 안전해석 수행 시 매우 밀접한 연관 관계가 있으며 많은 계산 자료를 주고 받아야 한다. 따라서, 이러한 일련의 연계 계산에 대해 자동화를 꾀하였으며 DAM 안전해석 계산 과정을 자동화한 프로그램을 통하여 수행하였다.

### **3. 초기/경계조건, 주요 가정 및 사고전개**

본 사고해석에서는 사고 발생 후 열수력 변수의 변화에 따라 DNBR 여유도가 감소함으로써 원자로의 안전성에 영향을 주는 것을 보고자 하는 것이 주요 관심이다. 따라서, 모든 초기 및 경계조건은 사고시 발생하는 최저 DNBR 을 가장 최소화 하는 방향으로 설정함으로써

가장 심각한 결과를 초래할 수 있도록 열수력 변수를 조절하여 사용하였다.

**초기조건**

본 사고해석에서 초기조건으로는 원자로 전 출력운전을 가정하였다. 원자로 전 출력중 DAM 수행에 있어 원자로 출력, 증기발생기 1 차측 입구온도, 노심유량 및 가압기 압력등 4 개의 불확실도를 고려하여 표 1 과 같은 총 17 개의 초기조건을 원자로 운전제한조건 내에서 선정하였다. 고려한 각 불확실도는 다음과 같다.

- 노심 출력 - ±2 % (측정오차)
- 원자로 압력 - ±0.25 Mpa (측정오차)
- 일차계통 유량 - ±3 % (측정오차)
- 노심입구온도 - ±5 °C (일차측 증기발생기 입구온도 측정오차)

**주요가정**

원자로 정지시 가장 큰 반응도가를 가지는 정지제어봉군이 고착되어 작동하지 않는 것 과 소외전원상실을 동시사건으로 가정하고 사고발생 후 피동잔열제거 계통의 4 개 트레인 중 1 개의 트레인이 작동하지 않는 것을 단일고장으로 가정하였다. 원자로의 최대압력과 최소 DNBR 을 가장 보수적으로 예측하기 위하여 다음과 같은 가정을 하였다..

- 터빈밸브는 원자로 정지신호 발생 0.3 초만에 완전 폐쇄된다.
- 원자로 정지후 급수는 10%/초로 유량이 감소한다.
- 피동잔열제거계통 격리밸브 개폐시간은 최대시간을 사용한다.
- 급수관 및 증기관 격리밸브의 개폐시간은 최소시간을 사용한다.
- 조절 제어봉에 의한 반응도가는 고려하지 않는다.
- 정지 제어봉에 의한 반응도가는 동시사건 및 단일 고장등에 의거 고착된 제어봉가를 고려하여 사용한다.
- 반응도가는 감속재밀도에 대해서는 least negative, 도플러에 대해서는 Most negative 값을 사용한다.
- 지발 중성자 분율은 최대 값을 사용한다.
- 잔열곡선은 1.2xANS73 잔열곡선을 사용한다.

**사고전개**

본 사고해석에서 사용한 주요 사고전개는 다음과 같다.

Time (sec)	Event	Comment
0.0	Reactor Trip Signal Generation	Initiating Event
0.0	MCP Coastdown begins	
	Turbine Valve Close	Complete in 0.3 sec
	Main Feedwater/Steam Isolation	Complete in 10 sec (10%/sec reduction)
0.5	CEA Drop Begins	0.5 sec coil holding delay (8 second full insertion)

#### 4. 해석결과 및 논의

##### Nominal 조건에서의 민감도 분석

안전기준치를 만족할 수 있는 펌프 coastdown 특성을 찾기 위하여 우선 nominal 운전조건에서 여러 coastdown 특성에 대해 DAM 을 적용하여 사고해석을 수행하였다. 펌프의 coastdown 은 펌프 speed 를 조절하여 모사하였고, 잠정적인 설계치로는 5 초에 펌프 speed 가 전속에서 영으로 선형적으로 감소하는 특성을 채택하였다. 그러나 이러한 펌프 특성은 안전기준치를 만족하지 못하였으므로 안전기준치를 만족할 수 있는 펌프 coastdown 특성을 찾기 위하여 단순화 한 펌프 coastdown 특성을 가정하여 민감도 분석을 수행하였다. 펌프의 coastdown 특성을 2 개 구간으로 나누고 처음 구간의 펌프 속도 감소를 가정하고 이후 15 초까지 속도가 영으로 감소하도록 하였다. 각 총 15 경우에 대하여 민감도 분석을 수행하였다. 각 경우에 대해 가정한 펌프 coastdown 특성은 아래와 같으며 그림 6 에 나타내었다.

Case	Initial Pump Speed	1 <sup>st</sup> Pump Speed Reduction	2 <sup>nd</sup> Pump Speed Reduction
Group 1	1	100% @ 0.0 sec	0% @ 5.0 sec
	2	100% @ 0.0 sec	10% @ 4.5 sec
	3	100% @ 0.0 sec	20% @ 4.0 sec
	4	100% @ 0.0 sec	30% @ 3.5 sec
	5	100% @ 0.0 sec	40% @ 3.0 sec
	6	100% @ 0.0 sec	50% @ 2.5 sec
	7	100% @ 0.0 sec	60% @ 2.0 sec
	8	100% @ 0.0 sec	70% @ 1.5 sec
	9	100% @ 0.0 sec	80% @ 1.0 sec
	10	100% @ 0.0 sec	90% @ 0.5 sec
	11	100% @ 0.0 sec	100% @ 0.0 sec
Group 2	*	100% @ 0.0 sec	50% @ 2.5 sec
	12	100% @ 0.0 sec	60% @ 2.5 sec
	13	100% @ 0.0 sec	70% @ 2.5 sec
	14	100% @ 0.0 sec	80% @ 2.5 sec
	15	100% @ 0.0 sec	90% @ 2.5 sec
	16	100% @ 0.0 sec	100% @ 2.5 sec

\* : Case 6 과 동일

상기 MCP coastdown 으로 인한 노심 유량 변화는 그림 7 과 같으며 민감도 분석결과 계산된 최저 DNBR 은 다음과 같고 그림 8 에 같이 나타내었다.

Group	Case	최저 DNBR	Case	최저 DNBR	Case	최저 DNBR
1	1	계산 실패	2	계산 실패	3	계산 실패
	4	1.317	5	1.385	6	1.456*
	7	1.494	8	1.551	9	1.618
	10	1.664	11	1.709		

2	12	1.519	13	1.608	14	1.682
	15	1.764	16	1.840		

\* : 다른 초기조건계산에서 1.41 불만족

결과에서 보듯이, Case 1,2,3 의 경우 매우 빠른 MCP coastdown 을 5 초간에 선형적으로 시키는 경우 MATRA 코드가 MDNBR 계산을 수행하지 못하고 코드 실패가 발생하였다. 이는 MDNBR 도달 이전에 노심유량이 매우 낮은 상태가 되어 MATRA 부수로 전산코드가 요구하는 axial flow dominance 가 사라져서 발생하였다. 상기 결과 중 제한 DNBR 값을 만족하는 경계에 있는 Case 6 과 Case 7 및 Case 12 에 대해서는 17 개 초기조건에 대해 DAM 계산을 수행하여 다음결과를 얻었다.

Group	Case	최저 DNBR
1	6	1.40917
	7	1.44870
2	12	1.46654

결과는 그림 9, 10 및 11 에 나타냈으며 Case 6 은 제한 결과치를 만족하지 못하였다. 따라서, 안전성 제고를 위해서는 Case 6~11 및 Case 12~16 가 제시하는 펌프 특성 이상을 보유하여야 할 것이다.

## 5. 결론

본 연구를 통하여 SMART 원자로 설계에서 MCP 의 coastdown 특성은 안전성에 큰 영향을 미침을 볼 수 있었다. 특히 SMART MCP 의 작은 inertia 는 매우 빠른 유량의 감소를 초래하며 이는 안전성에 큰 영향을 줄 수 있다. 따라서, SMART MCP 는 완만한 유량 감소를 초래 할 수 있는 설계로 진행되어야 할 것이다.

## 6. 참고문헌

- [1] 김환열, SMART 계통 설명서 , SMART-FS-SD210, Rev. 00, 한국원자력연구소, 1998.
- [2] 심석구 외 4 인, TASS 코드 특정 기술 보고서, KAERI/TR-845/97, 한국원자력연구소, 1997.
- [3] Y. J. Yoo and D. H. Hwang, "Development of a Subchannel Analysis Code MATRA (ver. Alpha)," KAERI/TR-1033/98, KAERI, 1988.

## 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

표 1. DAM 에서 고려한 17 개 초기조건

Case	원자로 출력 (%)	노심입구 온도(°C)	가압기압력 (Mpa)	노심유량 (% nom)
1	100	270	15.0	100
2	102	265	14.75	103
3	102	265	14.75	97
4	102	265	15.25	103
5	102	265	15.25	97
6	102	275	14.75	103
7	102	275	14.75	97
8	102	275	15.25	103
9	102	275	15.25	97
10	98	265	14.75	103
11	98	265	14.75	97
12	98	265	15.25	103
13	98	265	15.25	97
14	98	275	14.75	103
15	98	275	14.75	97
16	98	275	15.25	103
17	98	275	15.25	97

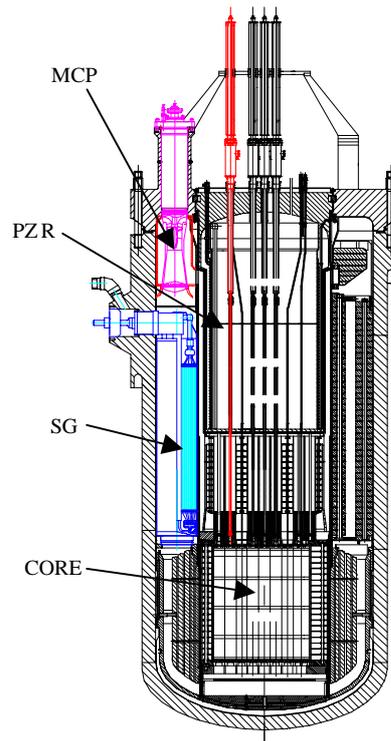


그림 1. SMART 원자로의 단면도

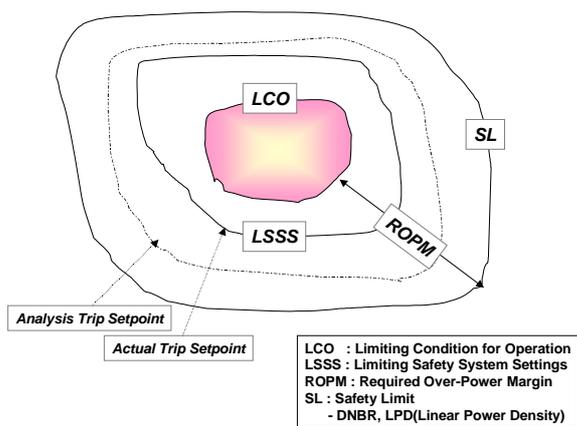


그림 2. 주요 Limits 와 Margin 의 상호관계

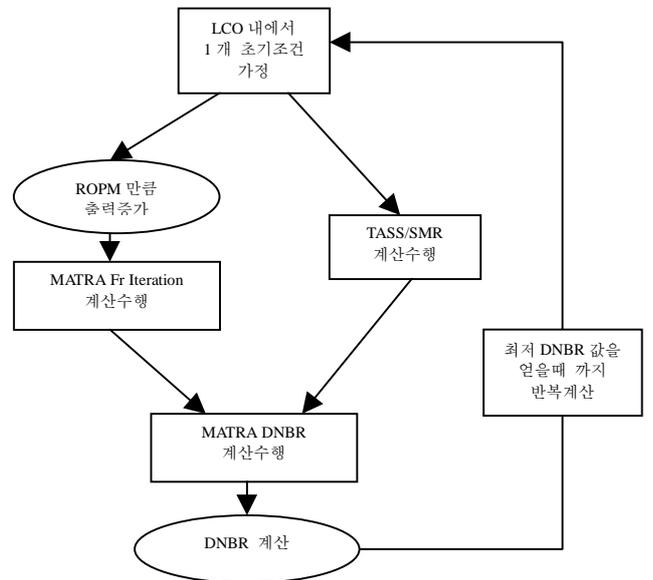
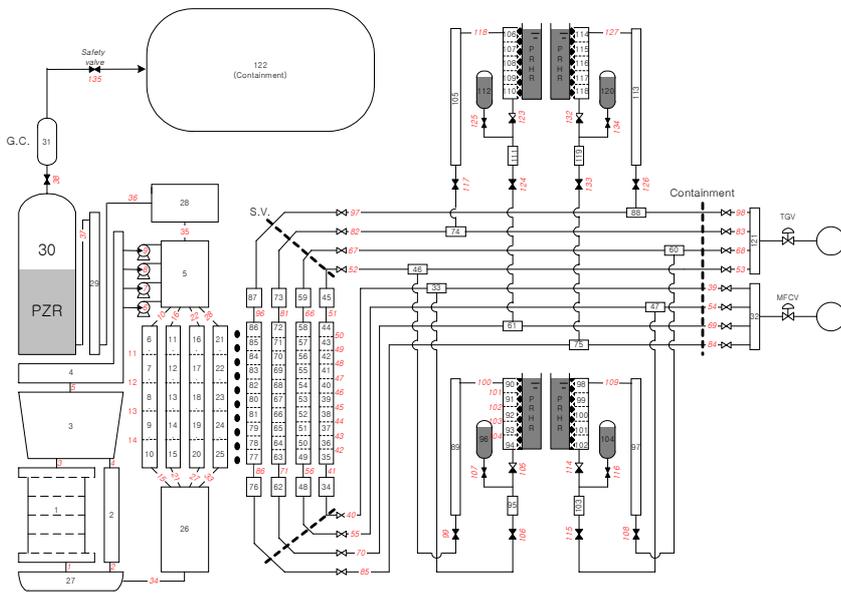


그림 3. DAM 의 주요절차



Nodalization of TASS/SMR for SMART

그림 4. TASS/SMR 을 위한 SMART Nodalization

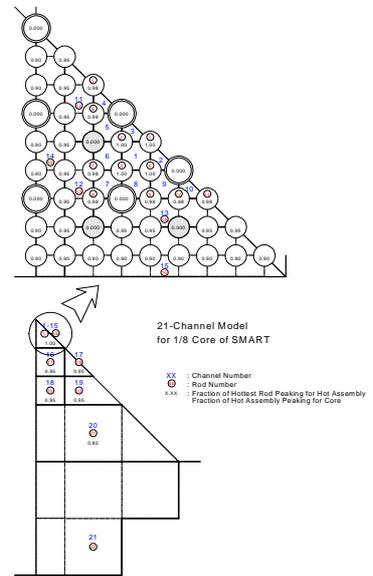


그림 5. MATRA 를 위한 SMART 노심모델

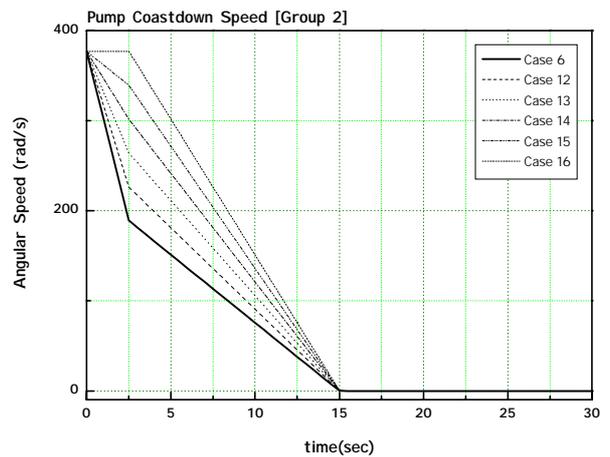
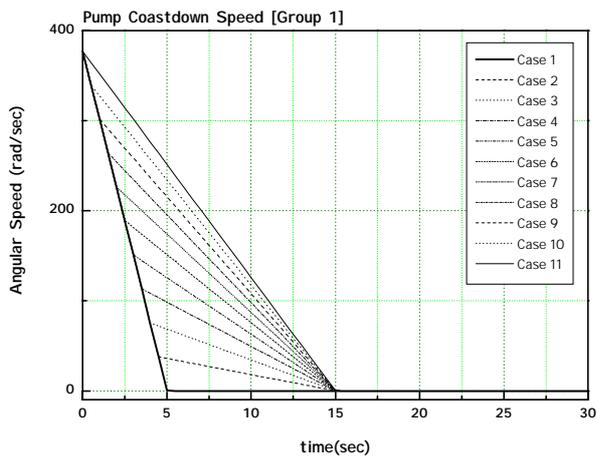


그림 6. 민감도 분석에 사용한 MCP Coastdown 특성

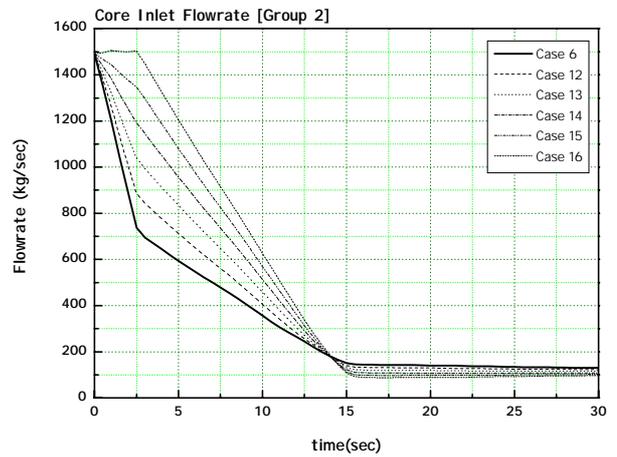
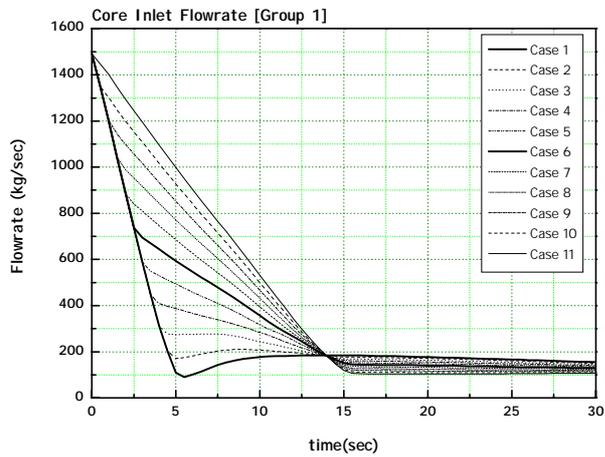


그림 7. 노심 유량 (민감도 분석)

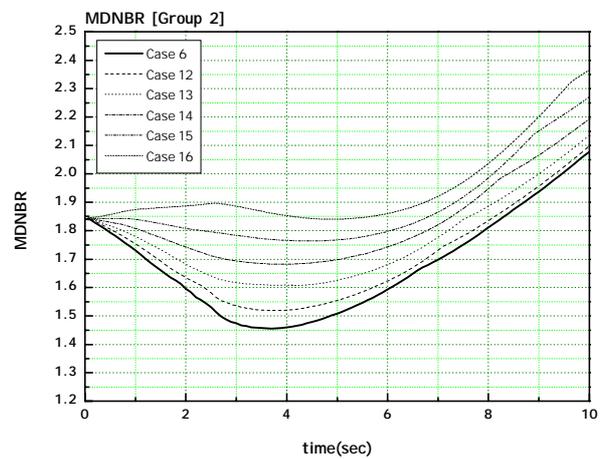
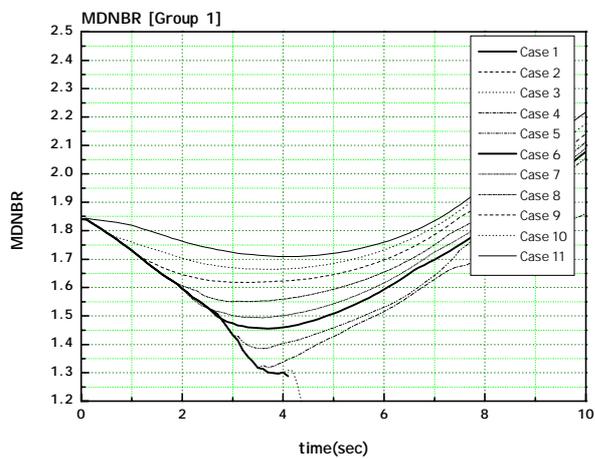


그림 8 DNBR (민감도 분석)

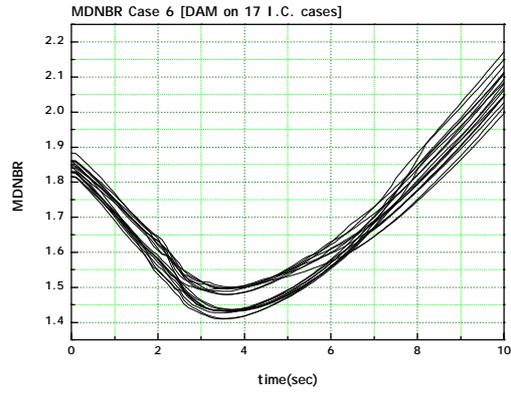


그림 9. 17 개 초기조건에 대한 DAM 수행 결과 (Case 6)

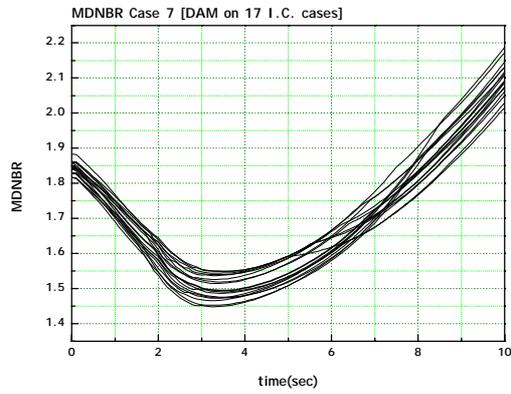


그림 10. 17 개 초기조건에 대한 DAM 수행 결과 (Case 7)

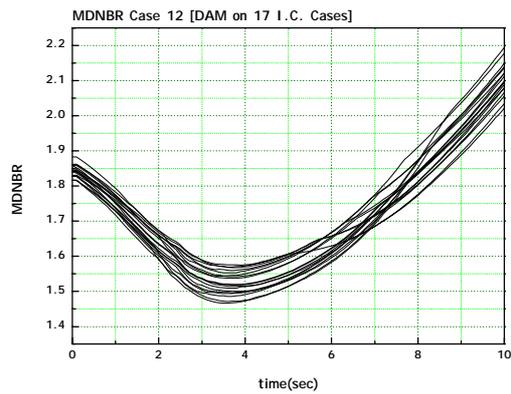


그림 11. 17 개 초기조건에 대한 DAM 수행 결과 (Case 12)