

'96 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

강제순환상실시 CANDU-6 주열수송계통의 압력천이상태 해석

김영보, 한상구, 김선철, 정종식, 주경인
한국원자력연구소

요 약

중수로형 원전에서 일차측 냉각수를 순환시키는 주열수송펌프가 정상운전중 갑자기 정지하는 사고를 강제순환 상실사고라 한다. 강제순환 상실사고는 주열수송계통을 과도압력상태로 만들며, 일반적으로 펌프에 공급되는 IV등급전원 상실사고와 기계적 손상에 의한 주열수송펌프 고착사고로 분류할 수 있다. 본 논문에서는 강제순환 상실사고에 대하여 중수로계통설계의 열수력 해석코드인 SOPHT를 이용하여 주열수송계통의 과도압력상태를 해석하였다. 캐나다 원자력 규제위원회(AECB)의 과압 방지조건인 R-77 요구조건에 직결한 유효트립변수를 결정하기 위한 해석이 수행되었으며, 증기발생기 오염상태와 액체방출밸브 작동여부가 과도압력상태에 미치는 영향을 고찰하여 보수적 조건을 제시하였다. 또한 위와같이 결정된 보수적 조건을 근거로 ASME 코드에 명시된 과압 한계치에 대한 만족여부와 과도압력상태에 따른 주열수송계통의 열수력학적 거동을 고찰하여 보았다. 해석 결과, 강제순환상실사고시 주열수송계통은 R-77 요구조건에 적합한 원자로트립변수에 따라 안정화되었으며, 계통의 최대압력은 ASME 코드가 규정한 한계치내에 있음을 알 수 있었다.

1. 서론

주열수송펌프는 원자로에서 생성된 열을 흡수한 냉각수를 증기발생기로 전달하는 중요한 역할을 한다. 그러나 정상운전중 주열수송펌프의 갑작스러운 정지(강제순환상실)는 노심통과유량을 급격히 감소시키므로 노심내에서는 더 많은 기포가 발생하여 정반응도가 주입되므로 원자로출력은 상승하게 된다. 이러한 원자로출력 증가는 원자로 제어계통 또는 두개의 원자로정지계통중의 하나를 이용하여 감소시킬 수 있다. 이때 냉각수로 전달되는 출력은 핵연료내에 축적된 열때문에 핵분열 출력보다 천천히 감소한다. 이러한 사고초기의 유량과 출력의 불일치는 냉각수 온도 및 압력을 급격히 상승시키며, 만일 적절한 조치를 취하지 않는다면 주열수송계통의 압력경계가 깨어지는 냉각재상실사고(LOCA)와 같은 최악의 상태까지 발전할 수도 있다. 따라서 본 논문에서는 CANDU-6형 원자로에서 과도압력 천이상태가 예상되는 강제순환 상실시 주열수송계통이 적절한 방어체계를 이용하여 압력경계를 유지하는 가를 분석 하고, 평가하기 위하여 중수로 계통설계의 열수력 해석코드인 SOPHT 를 이용하여 주열수송계통에 대한 압력 천이현상을 해석하였다.

주열수송펌프가 정상 운전시 상실되는 사고인 강제순환상실사고는 일반적으로 펌프에 공급되는 전원상실사고(IV등급전원상실:Loss of Class IV Power)와 기계적 손상에 의한 사고(펌프고착사고:Primary Heat Transport Pump Seizure)로 나눌 수 있다. 따라서 캐나다 원자력규제위원회에서 새롭게 제시한 R-77 요구조건에 따른 원자로트립 유효범위해석을 통해 R-77 요구조건

에 적절한 유효트립변수를 결정하였으며, 증기발생기 상태(깨끗한 증기발생기와 오염된 증기발생기)와 액체방출밸브 작동여부가 과압상태에 미치는 영향을 고찰하여 유효트립변수의 보수적 조건을 제시하였다. 위와 같은 해석을 통해 결정된 각 경우의 보수적 조건을 근거로 주열수송계통이 ASME 코드에 명시된 과압한계치를 만족하는가를 살펴보았으며, 과압상태에 따른 각 구성기기들의 열수력학적 거동을 고찰하였다. 특히 IV등급진원상실사고 경우는 주열수송펌프가 모두 정지된 후 열대류(Thermosyphoning)현상에 의한 냉각수의 자연순환이 유지되는가를 확인하여 보았다. 위와같은 해석을 통해 주열수송계통에 급격한 과압상태를 야기시키는 강제순환상실사고 시에도 계통의 건전성을 잘 유지하도록 설계되었는지를 평가하였다.

2. 설계 요구조건

주열수송계통 설계는 캐나다 원자력규제위원회의 과압 방지에 대한 R-77 요구조건(참고문헌 [1])을 만족해야 한다. 계통응력은 R-77 요구조건에서 명시한 ASME 운전등급(Service Level)에 따른 허용치를 초과해서는 안된다. 각 설계기준사고에 적용되는 운전등급을 결정하는 기준들을 표 1에 명시하였다. 코드해석에서 표 1의 요구조건에 대한 부합여부를 규명하기 위해 R-77 문서는 다음과 같은 사항을 요구한다.

- A) 공정계통의 보호기능(원자로 제어계통의 작동포함)은 이용할 수 없다.
- B) 각 원자로정지계통의 트립변수중 두번째 발생하는 트립변수를 이용할 수 있다.

단, 아래와 같은 경우들은 제외된다.

- 1) 첫번째 트립변수가 고려되는 계통의 고압트립인 경우 이용할 수 있다.
- 2) 첫번째 원자로정지계통의 트립변수가 단 하나이고, 그 트립변수가 고려되는 계통의 고압 트립변수가 아닐 경우 표 1에 주어진 첫번째 원자로정지계통에 대한 운전한계조건을 두번째 원자로정지계통의 첫번째 트립변수로써 만족해야 한다.
- 3) 두번째 원자로정지계통의 트립변수가 단 하나인 경우 그것을 이용할 수 있다.

또한 “두개의 원자로정지계통중 어떠한 하나의 계통 계측설비와 연결되어 설치된 동력구동방출밸브가 존재할 때 관련된 원자로정지계통의 일부분으로 이용할 수 있다.”고 R-77 문서에서 밝히고 있으며, 결과적으로 그와 같은 방출밸브는 원자로정지계통과 함께 해석에서 이용할 수 있다. 1등급 기기에 대한 응력강도한계치는 ASME 코드 Section III Division 1 Subsection NB-3600 에 따라 운전등급 B에 대한 최대압력은 설계압력의 110%를 초과해서는 안되며, 설계경험상으로 운전등급 C와 D의 최대압력은 각각 설계압력의 120%와 175%를 초과해서는 안된다. 이러한 수치는 코드 요구조건(NB3655, NB3656)보다 더 엄격한 조건이며, SOPHT 코드 해석결과값과 비교하기 위한 기준치로 이용하였다.

3. 해석방법

주열수송계통의 과압상태 해석을 위해 CANDU형 발전소의 여러가지 정상 및 비정상상태를 해석할 수 있는 열수력 코드인 SOPHT(Simulation of Primary Heat Transport System)코드를 이용하였으며, SOPHT 코드에 도입된 수학적 이론과 열수력학적 모델링은 참고문헌 [2]에서 자세히 설명하고 있으며, SOPHT 코드에 대한 검증은 참고문헌 [3]에 자세히 수록되어 있다. 원형 2,3,4호기에 대한 SOPHT 모델 구성도는 그림 1과 같다.

본 해석의 목적은 과압상태가 예상되는 강제순환상실시 주열수송계통 설계가 인허가 요구조건인 R-77의 여러조건을 만족하는가를 평가하는 것이다. 첫번째로 R-77에 명시된 원자로트립 요구조건에 따라 원자로트립 유효범위 해석을 하였다. 해석은 사고시 발생할 수 있는 모든 트립변수를 이용하였으며, 주열수송계통 고압트립이 발생할 때까지 수행하였다. 이러한 해석을 통해 R-77 요구조건에 적절한 유효트립 변수를 각 경우에 대하여 결정하였으며, 결정된 유효트립변수

를 이용하여 사고를 평가하였다. 증기발생기 오염에 따른 과도압력상태의 영향을 알아보기위해 깨끗한 증기발생기(최초 운전시)와 오염된 증기발생기(30년 운전후)를 이용하는 경우를 가정하여 각각 해석하여 보수적인 조건을 구하였으며, R-77에서 명시된 두번째 원자로정지계통을 이용할 경우 액체방출밸브가 과압상태에 미치는 영향을 알아보았다. 위와 같은 해석을 통해서, 강제순환상실시 주열수송계통의 과압상태에 악영향을 미치는 보수적인 조건을 선택하여 주열수송계통이 ASME 코드에 명시된 과압 한계치를 만족하는가를 고찰하여 보았다. 특히 IV등급진원상실사고 경우는 주열수송펌프가 모두 정지된 후, 연대류현상에 의한 냉각수의 자연순환이 유지되는가를 살펴보았다. 따라서 위와같은 해석을 통해 주열수송계통이 급격한 과압상태를 야기시키는 강제순환상실사고시에도 계통의 건전성을 잘 유지하도록 설계되었는가를 평가하였다.

4. 결과 및 고찰

증기발생기 오염에 따른 해석 결과(그림 2, 3) 모든 경우에 있어서 깨끗한 증기발생기를 이용한 경우가 오염된 증기발생기를 이용한 경우보다 주열수송계통압력이 더 높았다. 이것은 깨끗한 증기발생기의 경우가 오염된 증기발생기의 경우보다 이차측으로의 열전달효율이 좋기 때문에 주열수송계통내의 증기진도를 감소시키므로 과압 발생시 기포가 갖는 압력완충효과가 작아지므로 인한 압력상승으로 간주할 수 있다. 따라서, 강제순환상실시 증기발생기 상태는 깨끗한 증기발생기를 이용하여 과압상태를 해석하였다.

R-77 요구조건에 따라 두번째 원자로정지계통을 이용할 경우, 액체방출밸브를 작동하지 않는 경우와 액체방출밸브 4개를 모두 작동하는 경우를 비교하여 그림 4, 5에 나타내었다. 각 경우에서 액체방출밸브 작동시간은 원자로트립이 발생하기 전이었으나 밸브를 이용한 경우와 그렇지 않은 경우에 대한 원자로트립시간은 같았다. 결과적으로, 강제순환상실사고시 액체방출밸브는 원자로트립시간 지연에 아무런 역할을 하지 못하였으나, 원자로트립 이후의 압력을 저하시키는 데는 영향을 주었으므로 두번째 원자로정지계통을 이용한 경우에 대한 보수적 조건은 액체방출밸브를 작동하지 않는 경우이다. 또한, 첫번째 원자로정지계통을 이용할 경우에는 액체방출밸브 4개중 2개만 작동하는 경우를 보수적 조건으로 선택하였다.

주열수송펌프에 공급되는 IV등급진원상실사고는 노심통과유량을 급격히 감소시켜 노심내에 기포가 발생하여 정반응도 주입에 의한 원자로출력 상승현상이 발생하며 이에 따라 계통의 압력도 상승하게 된다. 원자로트립은 주열수송계통 고압신호에 의해 발생하며, 계통의 압력과 온도는 원자로트립 이후에 최대치에 도달한 후 감소한다. 이러한 현상은 냉각수로 전달되는 출력(Power to coolant)이 핵연료 내에 축적된 열 때문에 핵분열 출력보다 천천히 감소하는 반면, 계통의 유속은 갑자기 감소하게 됨으로 인한 유량과 출력의 불일치때문에 발생하였음을 그림 6에서 알 수 있다. 출력은 사고이후 약 110%까지 증가하며, 이로인한 최대압력은 ASME 코드에서 요구하는 허용치 범위내에 있음을 표 2에서 알 수 있다.

주열수송펌프에 의한 강제순환이 상실된 후 주열수송계통의 냉각수는 계속 자연순환하고 있음을 그림 7에서 확인할 수 있다. 사고발생 200초 후부터 원자로 임구모관과 출구모관사이의 압력차는 거의 일정하게 유지됨에 따라, 원자로 체널유동도 일정하게 유지되었다. 이러한 자연순환유동은 노심내의 잔열에 의해서 원자로 임구모관과 출구모관 사이의 냉각수의 밀도차이로부터 발생한다. 노심내의 잔열을 받은 냉각수의 밀도차에 의한 열대류현상은 Point Lepreau와 Gentilly-2 발전소의 시험결과(참고문헌 [4])와 일치한다. 또한 두번째 원자로정지계통의 원자로 트립설정치가 첫번째 원자로정지계통 트립설정치보다 높기 때문에 원자로 트립시간은 첫번째 원자로정지계통을 이용한 경우보다 지연되었으며, 이에 따라 출구모관압력도 증가하였다. 또한 출구모관의 최대압력이 첫번째 원자로정지계통을 이용한 경우보다 높게 나타났으나 ASME 코드에서 요구하는 허용치 미만에 있음을 표 2에서 알 수 있다.

주열수송펌프 고착사고에 대한 해석은 열수송계통이 분리할 수 있는 두개의 루프로 구성되어

있으며, 코드의 성격상 각 루프당 한대씩, 모두 두대의 펌프가 사고난 것으로 가정하였으며, 이것은 한대의 펌프만 사고난 경우보다 더욱 보수적인 조건이다. 각 루프상의 사고난 펌프는 2초내에 완전히 정지하였고, 다른 펌프는 계속해서 기동중이므로 정지된 펌프는 계통의 유동상태에 있어 상당한 저항을 가지오는 요인이 된다. 그림 8에서 볼 수 있듯이 원자로정지계통에 의한 핵분열출력 감소보다 냉각수로 전달되는 출력이 핵 연료내의 축적된 열 때문에 천천히 감소하는 반면, 계통의 유속은 갑자기 감소하므로 유량과 출력의 불일치현상이 발생한다. 이러한 현상으로 계통의 압력은 원자로트립이후 급격히 상승한 후 가압기와 액체방출밸브의 작동에 의해 어느정도 완화되어 평형상태에 도달하였다. 과도압력상태는 상당히 빨리 진행되어 원자로트립시간도 빨라졌으며(두 경우 모두 사고후 1.3초), IV등급전원상실사고와는 달리 증기발생기 급수계통 및 주증기계통은 정상운전 중이므로 주증기 안전밸브가 열리지 않고도 증기발생기 이차측 온도와 압력은 서서히 안정되었다. 결과적으로, 주열수송펌프 고착사고시 주열수송계통은 R-77 요구사항에 적합한 원자로트립과 각 구성기기들의 적절한 작동으로 안정되었으며, ASME의 허용치도 만족하고 있음(표 2)을 알 수 있다.

5. 결론

- 1) 강제순환상실사고시, 주열수송계통은 과압방지 요구조건인 R-77에 따라 적절한 원자로트립 변수를 제시 하였으며, 계통의 최대압력은 ASME 코드가 규정한 한계치 내에 있었다.
- 2) 증기발생기 오염에 따른 해석결과, 깨끗한 증기발생기를 이용한 경우가 오염된 증기발생기를 이용한 경우보다 주열수송계통 최대압력을 더 상승시켰으며, 이러한 이유는 깨끗한 증기발생기를 통해서 이차측으로 더 많은 열전달을 함으로써 주열수송계통내의 건도가 떨어지 기포가 갖는 압력완충효과가 감소한 데 있었다.
- 3) 액체방출밸브는 원자로트립시간 지연에 영향을 주지 못했으나, 원자로트립 이후의 압력강하에는 효과를 나타냈다. 이러한 이유는 사고시 압력상승에 비해 액체방출밸브의 압력완화 효과가 훨씬 작기 때문에 액체방출밸브의 작동이 사고초기에는 거의 과도압력방지효과를 나타내지 못했던 것으로 사료된다.
- 4) 주열수송펌프가 모두 정지되는 IV등급전원상실사고 경우는 원자로정지계통에 의해 주열수송계통이 안정된 후, 노심내의 잔열을 받은 냉각수의 밀도차에 의한 열대류현상으로 인해 노심을 자연냉각하고 있음을 확인할 수 있었다.
- 5) 결론적으로, 원형 2,3,4호기 주열수송계통 설계는 강제순환 상실사고시 AECB규제문서인 R-77 요구조건을 만족하고 계통의 건전성을 잘 유지함을 알 수 있었다.

참고문헌

1. AECB R-77 Document, "Overpressure Protection Requirement for Primary Heat Transport System in CANDU Power Station Fitted with Two Reactor Shutdown Systems", 1987.
2. Y.F.Chang and J.Skears, "SOPIT-A Computer Model for CANDU-PHIWR Heat Transport Networks and Their Control", Nuclear Technology, Vol 35, pp.591-598, Oct. 1977.
3. Y.F.Chang, J.R.Sherin and G.R.Sciveright, "Verification of SOPIT, A CANDU Simulation Model, by In-Plant Full-Scale Test Data", ANS Specialist Meeting on Small Break Loss of Coolant Accident Analysis in LWRs, August 25-27, Monterey, California, USA, also CNS-71, July 1981.
4. N.J.Spinks, "Thermosyphoning in the CANDU 600 MWe Reactor", TDAI-312, 1983.

표 1. 두개의 원자로정지계통을 가진 CANDU형 발전소의 주열수송계통에 대한 R-77 과압방지 요구조건

사고 횟수	첫번째 원자로 정지계통을 이용한 트립인 경우, 주열수송계통의 운전등급	두번째 원자로 정지계통을 이용한 트립인 경우, 주열수송계통의 운전등급
Moderate ($>10^{-4}$ /년)	B	C
Low ($10^{-4} \sim 10^{-3}$ /년)	C	D
Extremely Low ($<10^{-4}$ /년)	D	D

- 운전등급 B, C, D는 ASME 코드 III장의 일반적 조건상에 정의되어 있다.
- 첫번째 원자로정지계통은 두개의 원자로정지계통중 첫번째로 원자로를 트립시키는 계통이다.

표 2. 강제순환상실사고시 원자로모관 압력

사고분류	경우	ASME 운전등급	입구 모관		출구 모관		출구모관 허용한계치 MPa(a)	
			최대압력 MPa(a)	시간 (sec)	최대압력 MPa(a)	시간 (sec)		
IV등급 전원상실	SDS1	B	12.29	5.20	14.30	11.78	5.30	11.88
IV등급 전원상실	SDS2	C	13.31	6.61	15.60	12.84	6.80	12.96
주열수송 펌프고착	SDS1	C	13.50	3.30	15.60	12.73	3.50	12.96
주열수송 펌프고착	SDS2	D	14.15	3.80	22.75	13.46	3.80	18.90

- 두개의 원자로 모관사이의 최대 압력 선정

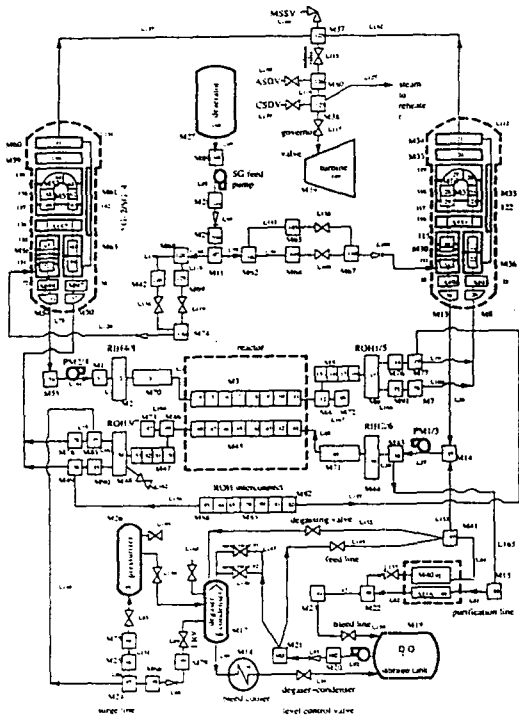


그림 1. 원성 2,3,4 SOPHIT Nodalization

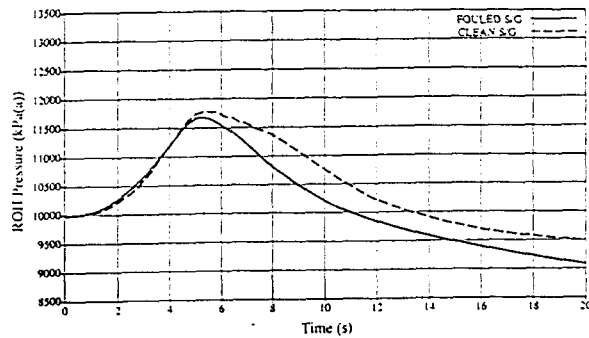


그림 2. IV등급전원상실시 증기발생기상대에 따른 ROH 압력비교

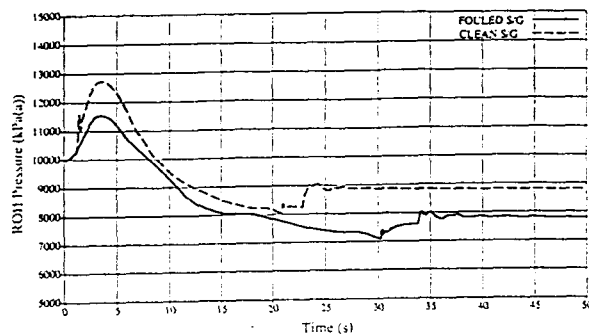


그림 3. PHT 펌프고착사고시 증기발생기상대에 따른 ROH 압력비교

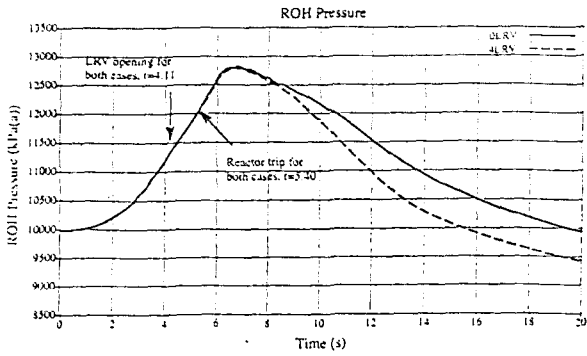


그림 4. IV등급전원상실시 LRV 작동여부에 따른 상대비교

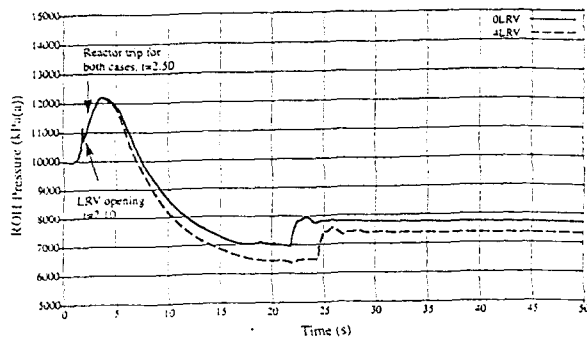


그림 5. PHIT펌프고착사고시 LRV 작동여부에 따른 상대비교

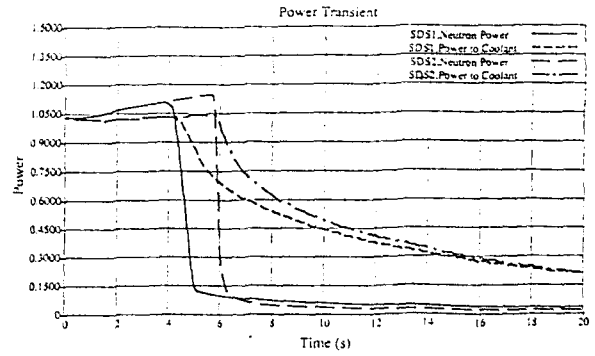


그림 6. IV등급전원상실시 ROH 압력 및 상대적 출력변화 비교

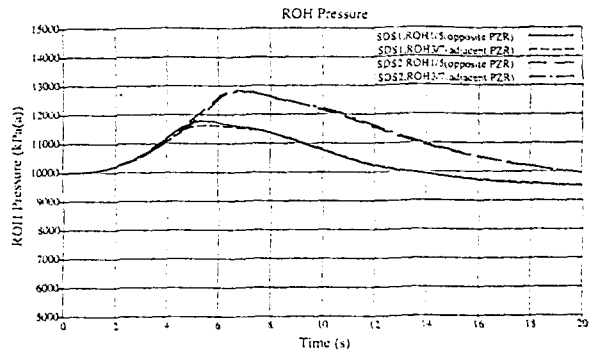


그림 6. IV등급전원상실시 ROH 압력 및 상대적 출력변화 비교

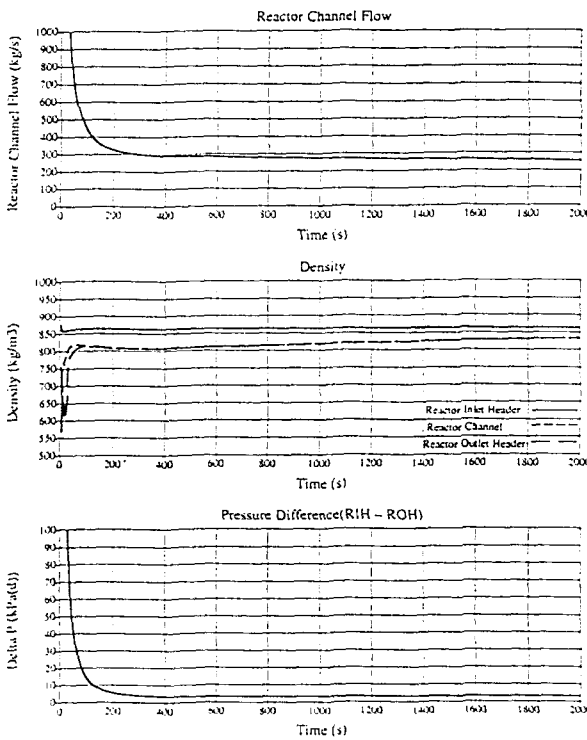


그림 7. IV등급전원상실시 자연순환경우

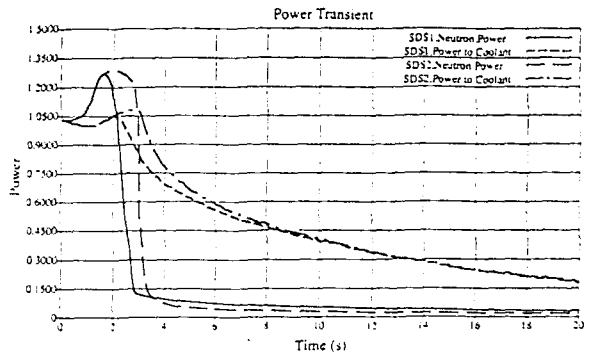


그림 8. PHIT펌프고착사고시 ROH 압력 및 상대적 출력변화 비교

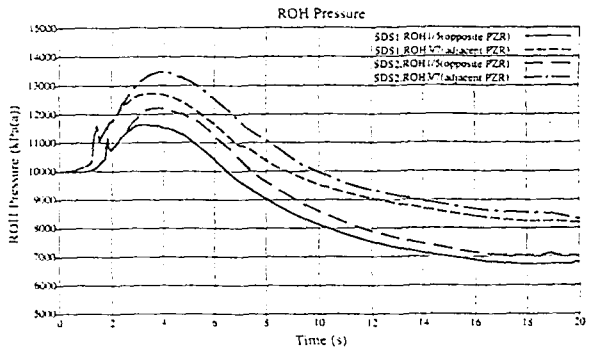


그림 8. PHIT펌프고착사고시 ROH 압력 및 상대적 출력변화 비교