

월성 1호기 계통 열수력 모델을 이용한 대형냉각재 파단사고
트립 유효범위 해석

Trip Coverage Analysis for Large LOCA
Using Circuit T/H Model of WOLSONG Unit 1

김윤호, 박동환, 최훈, 이광호, 김용덕, 김용배, 전황용, 이창섭
한전전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

트립 설정치, 보일러 수위 및 압력조절계통, 일차측 압력 및 냉각재량 조절계통등의 월성 1호기 설계특성을 반영한 계통 열수력모델을 생산하였다. 또한, 기존 37봉 연료와 CANFLEX 연료의 출력펄스 및 열수력적 여유도 증가효과가 트립 유효범위에 미치는 영향을 분석하고자 전력연구원이 개발한 월성 1호기 열수력 모델을 이용하여 대형 냉각재 상실사고(35% 원자로 입구헤더 파단)에 대한 유효 트립인자 및 시간을 분석하였다. 정확한 출력펄스의 계산을 위하여 노물리 모델과 열수력 모델간의 연계계산을 수행하였으며, 103% 출력 35% 원자로 입구헤더 파단시엔 기존 37봉 연료에 비해 CANFLEX 연료의 출력펄스가 약간 크지만 연료의 건전성을 보장하는 유효한 트립 인자가 2개이상 존재함을 확인하였다.

Abstract

A circuit thermal-hydraulic model which has WOLSONG unit 1 characteristics like trip setpoint, boiler level and pressure control system, PHT(Primary Heat Transport) pressure and inventory control system has been prepared. And with two different fuel types (conventional 37 element and CANFLEX), trip coverage analysis was performed for 35% reactor inlet header break accident which showed the effect of power pulse and thermal margin for the two different types of fuel. A coupling calculation between physics and thermal hydraulics was done for more detailed power pulse calculation. It is confirmed that more than 2 effective trip parameters exist for 35% RIH break at 103% power for both fuel types even though power pulse of CANFLEX is slightly greater than that of 37 element fuel.

1. 개요

Large LOCA에 대하여 정지계통(SDS1 & SDS2)의 유효성을 확인하는 것은 R-8 "Requirement

for Shutdown System for Nuclear Power Plants” 문서의 요구사항이다. 이 사고는 feeder 이상의 배관이 파단 되었을 때를 묘사하는 class 3로 분류된 사고이다. Reactor inlet header(RIH), reactor outlet header(ROH) 및 pump suction 부위가 파단 되었을 때가 가장 보수적인데 trip coverage 분석에서는 reactor regulating system(RRS)이 작동할 때와 작동하지 않을 때를 모두 고려하여 다양한 파단크기에 대하여 핵연료채널의 건전성을 분석한다. 일반적으로 RIH의 15% 이상 크기의 파단에 대해서는 RRS의 작동영향이 미미하고, 그보다 작은 파단크기인 경우에는 트립시간을 지연시키는 효과가 있다. 본 분석의 목적은 정지계통의 유효성을 분석하는데 있으며 안전계통의 성능을 평가하는 것이 아님을 미리 밝혀둔다. 특히 정지계통의 유효성을 보수적으로 분석하기 위해 제 1정지계통중 2개의 가장 큰 정지봉과 제 2정지계통의 한 개 노즐이 작동하지 않는다는 가정에서 분석을 수행한다.

2. 주요해석기준

본 사고해석의 목적은 파단된 부분을 제외한 모든 일차측 열전달계통(Primary Heat Transport System:PHT)의 건전성을 입증하는데 있다. 이러한 일차측 열전달계통의 건전성은 첫째, 연료의 energetic breakup이 PHT 건전성에 영향을 미치지 않아야 하며 둘째, 핵연료 채널이 과열되면 안 된다. 첫 번째 요건을 만족하기 위해 연료봉의 최대 열저장 에너지가 200cal/g 이하이어야 하며 두 번째 요건을 만족하기 위해 압력관 국부 스트레인이 100%보다 작아야 하고, 비록 압력관이 칼란드리아관과 접촉하더라도 칼란드리아관의 외부표면에서 dryout이 발생하지 말아야 한다. 본 설계에서는 이상의 두 가지 요건을 보수적으로 만족시키는 압력관 온도가 섭씨 600도 이하이어야 한다는 조건으로 분석을 수행한다.

3. 사고전개

사고가 발생하면 일차측 냉각수가 격납용기쪽으로 누설된다. 일차측 압력이 떨어지면 냉각수내 기포가 생기기 시작하며, positive void reactivity에 의해 노심 반응도가 증가하고 RRS가 수용하지 못하게 되면 출력증가에 따른 중성자속 트립신호나 격납용기 고압신호에 의해 정지계통이 작동하게 된다. 결국 출력은 fission product decay power 수준으로 떨어지고 일차측 냉각재량은 줄어들게 된다. 연료의 온도는 정지계통이 작동할 때까지 올라가다가 트립후에는 떨어지겠지만 fuel sheath 온도는 냉각재량의 손실로 계속 증가하게 된다.

4. CANFLEX 용 Physics Model 개발

노심반응도와 열수력 조건의 상호 영향을 고려한 Large LOCA 분석을 위해서는 열수력 모델과 Physics 모델의 coupling 계산을 수행하며, 냉각재 손실로 인한 positive void reactivity 효과를 반영하기 위해서는 coupling 계산이 필수적이다. 이를 위하여 먼저 37봉 연료 및 CANFLEX연료에 대한 핵단면적을 생산하고 coupling 계산을 위한 SCM (Simple Cell Methodology) fuel table을 만들어 physics 해석모델을 생산하였다.

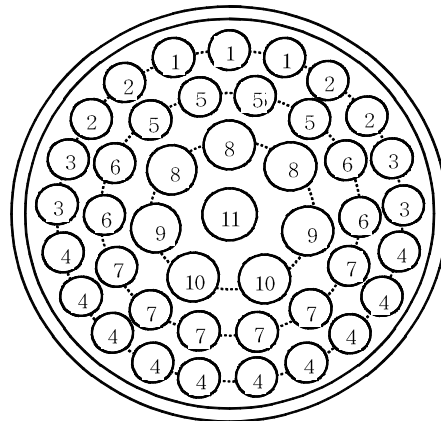
4-1. WIMS 핵 단면적 생산

기존의 37-element 연료에 비하여 CANFLEX 연료는 그림 1과 같이 43 element로 구성되어

있으며 안쪽 연료봉이 바깥쪽에 비해서 큰 구조를 가지고 있다. 그림 1의 pin 번호는 slave channel 해석시에 사용한 pin grouping 번호이다. PPV(POWDERPUFS-V)에 근거한 기존의 DAF(Data Access File) 에서 출발하여 WIMS에 근거한 노물리 모델을 만들기 위해서 WIMS based 1.5 group 및 WIMS based 2 group 핵 단면적을 생산하였다. 특히 월성 1호기의 압력관 경년열화 현상을 반영하기 위해 노심내 채널을 크게 4가지 그룹으로 구분하여 각각 핵 단면적을 생산하였다. 이는 1999년 초까지 수행한 CIGAR(Channel Inspection Gauge Apparatus for Reactor) 결과를 바탕으로 노심의 각 bundle 위치에서의 creep rate에 근거하여 표 1과 같은 압력관 반경을 생산하였고 각각에 대한 핵 단면적을 생산하였다.

표 1. 경년열화에 따른 핵연료 채널그룹

채널구분	압력관 내경 (cm)	압력관 외경 (cm)
채널 그룹 1	5.2794	5.7054
채널 그룹 2	5.2200	5.6504
채널 그룹 3	5.2576	5.6852
채널 그룹 4	5.2087	5.6399
non crept 채널	5.1689	5.6032



Pressure tube inside dia. = 0.103960 m
 Inner pin dia. = 0.01350 m
 Outer pin dia. = 0.01150 m

◀ Outer pitch circle diameter (0.08768 m) ▶
 Intermediate pitch circle diameter
 Inner pitch circle diameter

그림 1. CANFLEX 연료 구조

표 2. Data used in WIMS

변수명	데이터	변수명	데이터
냉각재 순도(%)	98.95	감속재 순도(%)	99.98
냉각재 밀도(kg/m ³)	0.810	감속재 밀도(kg/m ³)	1.08579
냉각재 온도(°K)	563.96	감속재 붕소농도(ppm)	0.0
감속재 온도(°K)	341.16	연료온도(°K)	960.16

4-2. SCM Table 생산

WIMS 계산에 기반한 history-based analysis를 빠른 계산으로 수행하기 위해 개발된 것으로 SPH(superhomogenization) 방법을 이용한다. WIMS가 수행하는 2차원 중성자 수송방정식에 의해 생산되는 거시 핵 단면적과 동등한 결과를 각 연료 bundle 별로 3영역으로 구분하여 중성자 확산 방정식을 이용하여 계산하는 방법이다. 냉각제 순도, 밀도등 여러 가지 운전조건에 대하여 핵연료 단면적을 생산할 뿐만 아니라 주요 핵종에 대해서는 수밀도가 별도로 계산되어진다. 이렇게 생산된 핵연료 단면적 및 주요핵종 수밀도 자료를 SCM fuel table이라고 부른다. 그림 2는 SCM fuel table의 생산 구성도를 보여준다.

이러한 방식으로 핵연료 단면적을 생산하는 방법은 각 연료 bundle 별로 WIMS 계산을 수행하는 것에 비해 200배 빠른 계산을 가능하게 하여 실용적으로 PPV 에 근거한 history 계산방식을 대체할 수 있게 되었고 계산결과도 중성자 수송 방정식과 동등한 결과를 생산하는 것으로 알려져 있다.

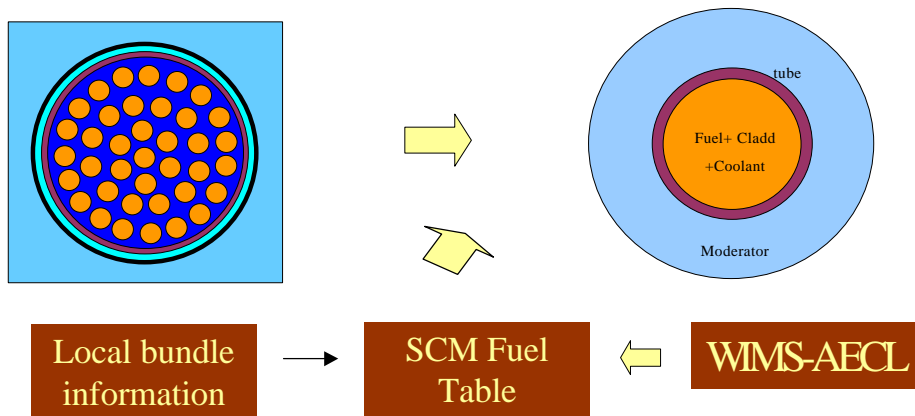


그림 2. SCM table 생산 구성도

4-3 RFSP모델 생산

정지봉 및 제어봉등의 device 움직임을 정확히 묘사하기 위하여 중성자 확산계산의 단위인 mesh structure를 구성하였다. 정지봉의 경계선이 mesh boundary와 일치하지 않는 경우 corss section smearing 이 발생하는데 정지봉이 클 경우 오차발생의 요인이 된다.

Instantaneous model은 월성 1호기 Time-average 모델을 이용하여 생산하였다. 이는 Time-average 모델의 모든 bundle 무한 증배계수와 같도록 Instantaneous 모델에서 irradiation을 다시 계산하는 작업이다. Time-average model은 exit irradiation에 의해 정해지며 노심의 tilt는 묘사되지 않는다. 따라서 Instantaneous model은 tilt가 발생하지 않는 모델이며 앞으로 액체영역 제어를 이용하여 LOCA 해석에 보수적인 방향으로 tilt를 만들어 분석에 이용할 예정이다.

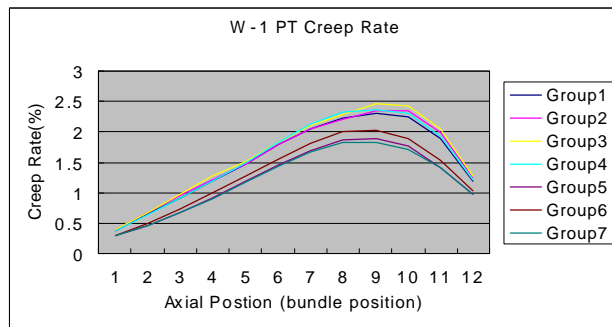
5. 열수력 모델 생산

5.1

가 가
가 feed/bleed

5.2 pressure tube creep model

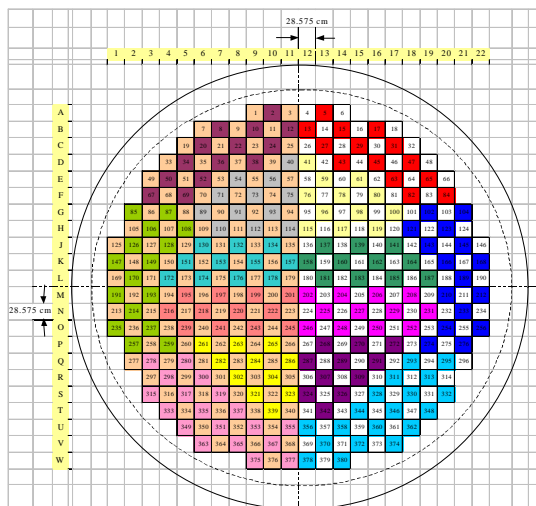
1 (pressure tube)
 pass group creep rate pressure tube creep model
 (Fluence), Hoop stress
 가 3 , RC-1980
 7 . 1999
 2.5%



3. 1 pressure tube creep rate for pass 1

5.3 GENHTP model

CATHENA CANFLEX
 가 GENHTP model 8 inner ring
 35 outer ring physics model
 utility program
 pass 7 380
 28



4. CATHENA model

5.4

Parameter

process parameter

setpoint

3,4

uncertainty

3.

1

process trip setpoint

Trip Parameter	Design Setpoint	Uncertainty	Analysis Setpoint	Time Const.(s)	Time Delay(s)	Conditioning Time (s)
Low HTS Pressure	8.8MPa at 100% FP	-0.1 MPa	8.7MPa at 100% FP	0.3	0.186	
Low Coolant Flow	80% of nominal flow	-10 %	70% of nominal flow	0.3	0.186	
Low PZR Level	7.26m at 100%FP	-1.0 m	6.26m at 100%FP	0.3	0.186	
High HTS Pressure	10.45MPa 10.34 MPa *	+0.1 MPa +0.1 MPa	10.55MPa 10.44MPa	0.3 0.3	0.186 0.186	3.0
Low S/G Level	0.70 m at 100%FP	-0.06 m	0.64m at 100%FP	1.67	0.186	
Low S/G Feed Pressure	3.9 MPa	-0.6 MPa	3.3 MPa	0.3	0.186	

4.

2

process trip setpoint

Trip Parameter	Design Setpoint	Uncertainty	Analysis Setpoint	Time Const.(s)	Time Delay(s)	Conditioning Time (s)
Low HTS Pressure	8.8MPa at 100% FP	-0.1 MPa	8.7MPa at 100% FP	0.3	0.206	
Low Core Diff Pressure	620 kPa 950 kPa	-100 kPa -100 kPa	70% of nominal flow	0.3	0.206	3.0
Low PZR Level	7.26m at 100%FP	-1.0 m	6.26m at 100%FP	0.3	0.206	
High HTS Pressure	11.62 MPa 10.34 MPa *	+0.08MPa +0.08MPa	11.70MPa 10.42MPa	0.3 0.3	0.206 0.206	5.0
Low S/G Level	0.30 m at 100%FP	-0.08 m	0.22m at 100%FP	1.67	0.206	
Low S/G Feed Pressure	3.8 MPa	-0.6 MPa	3.2 MPa	0.3	0.206	

6. 분석결과

6.1 37봉 열 수력 모델의 검증

열수력 모델은 월성 1호기에서 1999년 5월 15일 100% 출력에서 측정된 자료를 기준으로 생산되었다. 다양한 경년화 현상 중 출구 피더관에서 일어나는 FAC(Flow Accelerated Corrosion)에 의한 magnetite가 S/G 및 입구 피더관에 침착되면서 배관의 조도(roughness)가 변하고, 계속된 유량에 의해 채널 입구측 orifice의 마모도 발생하게 된다. 이러한 배관의 조도는 근본적으로 NUCIRC 모델에서 생산한 조도를 이용한다. NUCIRC 모델은 현장에서 측정된 열수력 자료와 inverse heat balance 방법을 이용하여 각 pass별 유량을 계산하고, 계산된 유량이 NUCIRC코드 계산으로 재생될 수 있도록 NUCIRC 입력자료에서 각 피더관의 조도 및 orifice correction factor를 조정한다. 그리고 또한 S/G fouling현상도 측정된 원자로 냉각재 헤드 입구온도를 이용하여 S/G 조도를 조정함으로써 반영하였다. 입구헤더에서 발생한 magnetite는 특히 냉각재 온도가 낮은 cold leg쪽에 집중적으로 침착되는 것으로 알려져 있다. 이렇게 조정된 자료들은 CATHENA 열수력모델의 기본 설계 자료로 이용됨으로써 발전소의 현재상태를 반영하게 된다. 다음 표는 81.59% 출력에서 CATHENA 예측값과 NUCIRC값을 비교한 결과이다.

표 5. 정상상태 열수력 모델 측정치와 비교 (81.59% 출력)

Parameter	CATHENA Prediction	NUCIRC Value
Inlet Header 2 Pressure (MPa)	11.23	11.19
Inlet Header 4 Pressure (MPa)	11.15	11.12
Inlet Header 6 Pressure (MPa)	11.22	11.20
Inlet Header 8 Pressure (MPa)	11.17	11.13
Inlet Header 2 Temperature (C)	263.99	263.40
Inlet Header 4 Temperature (C)	264.17	263.42
Inlet Header 6 Temperature (C)	264.00	263.45
Inlet Header 8 Temperature (C)	263.95	262.60
Outlet Header 1 Pressure (MPa)	10.00	9.95
Outlet Header 3 Pressure (MPa)	9.99	9.95
Outlet Header 5 Pressure (MPa)	10.00	9.94
Outlet Header 7 Pressure (MPa)	9.99	9.93
Outlet Header 1 Temperature (C)	302.50	302.61
Outlet Header 3 Temperature (C)	302.18	303.14
Outlet Header 5 Temperature (C)	303.15	303.45
Outlet Header 7 Temperature (C)	303.09	303.64
Core Pass 23 Flow (kg/s)	2148	2116
Core Pass 41 Flow (kg/s)	2144	2100
Core Pass 67 Flow (kg/s)	2104	2079
Core Pass 85 Flow (kg/s)	2091	2087
Header 23 Pressure drop (MPa)	1.23	1.23
Header 41 Pressure drop (MPa)	1.16	1.17
Header 67 Pressure drop (MPa)	1.22	1.23
Header 85 Pressure drop (MPa)	1.18	1.20

6.2 CANFLEX 열수력모델과의 비교

CANFLEX 핵연료용 열 수력모델의 유량 및 냉각재 온도를 37봉 연료용 열 수력 모델과 비교하였다. 먼저 CANFLEX 연료의 특성상 유량이 약 7kg/s 증가하였고, 각 헤더에서의 냉각재 온도는 0.25 °C 감소하는 경향을 보였다. 즉 정상적인 열 수력 모델에서는 거의 비슷한 정상상태를 나타내고 있다고 말할 수 있다.

표 6. Channel flow (kg/s)

	RIH2-ROH3	RIH4-ROH1	RIH6-ROH7	RIH8-ROH5
37-element	2125.37	2117.49	2068.29	2052.64
CANFLEX	2129.67	2122.77	2078.43	2061.54

표 7. Coolant temp (°C)

	RIH-1	RIH-3	RIH-5	RIH-7	ROH-2	ROH-4	ROH-6	ROH-8
37-ELMT	264.96	265.08	265.09	264.98	310.18	310.23	310.21	310.27
CANFLEX	264.77	264.85	264.76	264.70	310.10	310.16	309.68	310.18

표 8. Head Pressure (Mpa)

	RIH-1	RIH-3	RIH-5	RIH-7	ROH-2	ROH-4	ROH-6	ROH-8
37-ELMT	11.21	11.15	11.21	11.15	9.99	9.98	9.99	9.98
CANFLEX	11.21	11.15	11.20	11.15	9.97	9.97	9.98	9.97

6.3 트립 유효범위 분석

103% 원자로 출력에서 입구헤더의 35%가 파손된 대형 냉각재 상실사고에 대한 제 1 정지계통 및 제 2 정지계통의 트립 유효 범위를 분석하였다. 발생하는 트립인자 및 해당시간은 표 9,10과 같다. 두 종류의 연료에 대한 트립인자의 발생순서 및 발생시간이 비슷함을 알 수 있다.

표 9. 37봉 연료 장전시 정지계통 트립인자, 트립시간 및 유효성

SDS1			SDS2		
Trip parameter	Trip time (sec)	Effec.	Trip parameter	Trip time(sec)	Effec.
Low Flow	0.2767	O	Press. drop_prim	0.2446	O
ROP	0.3140	O	ROP	0.3020	O
Log of Rate	0.4690	O	Log of Rate	0.6450	O
High press	1.8647	X	Low press	2.1947	X
Low Press.	2.1747	X	-	-	-

표 10. CANFLEX 연료 장전시 정지계통 트립인자, 트립시간 및 유효성

SDS1			SDS2		
Trip parameter	Trip time (sec)	Effec.	Trip parameter	Trip time(sec)	Effec.
Low Flow	0.2800	O	Press. drop_prim	0.2450	O
ROP	0.2950	O	ROP	0.2880	O
Log of Rate	0.4530	O	Log of Rate	0.6230	O
High press	1.9300	X	Low press	2.1450	X
Low Press.	2.1400	X	Press.drop_backup	3.2300	X

CANFLEX 연료의 경우, 원자로 입구헤더 파손 이후 2.14초에 제 1정지계통 냉각재 저압 트립신호 발생시 과도한 냉각재 기포 발생에 의한 정반응도 삽입량이 원자로 정지로 인한 부반응도에 비해 훨씬 많아 원자로 출력이 계속 상승하게 된다. 파손 이후 1.93초에 발생한 냉각재 고압에 의한 정지의 경우도 마찬가지이다. 반면에 파손후 0.4530초에 발생한 Log of Rate 정지신호시에는 과도한 냉각재 기포가 발생하기 전에 원자로 정지에 의한 부반응도가 삽입되어, 증가하던 출력이 사고 후 약 1.1초경에 줄어들게 된다(그림 5). 그러나 정지봉은 트립신호 발생 0.372초 후에 노심에 삽입되기 시작하고 1.577초 후에 완전히 삽입된다. 따라서 실질적으로 사고후 0.833초에 정지봉이 삽입되기 시작하고 2.032초 후에 완전히 삽입된다. 그림 5에서 CANFLEX 연료 장전노심이 37봉 연료에 비해 출력펄스가 큰 것은 냉각재량이 상대적으로 많아 positive void reactivity가 크게 작용한 것으로 분석된다. 계통해석 원자로 입출구 헤더의 경계조건(액체 및 기체 엔탈피 및 압력)을 이용하여 O6 부채널 해석을 수행한 결과 두 연료 모두 연료 중심선 온도한계(2840℃) 및 연료 sheath 온도한계(1870℃)에 도달하지 않음을 확인하였고(그림 7,8) 압력관 최고 온도도 사고 후 약 10초 후에 발생하지만 600℃ 에는 도달하지 않는 것으로 분석되었다.

7. 결론

37연료봉 및 CANFLEX 연료의 월성 1호기 장전에 관한 계통 열수력 모델을 각각 생산하고 대형냉각재 상실사고에 대한 트립유효범위를 분석하였다. 중수로 원전의 특성인 positive void coefficient와 그에 따른 power pulse의 특성을 볼 수 있는 사고인 원자로 입구헤더 35% 파단에 대한 분석을 수행한 결과 정상상태의 노물리 모델 및 열수력 모델의 경우 37봉 연료와 CANFLEX연료가 비슷한 특성을 보였고 유효한 트립인자가 2개 이상 존재함을 확인하였다. 앞으로 CANFLEX 연료에 대한 대형 LOCA의 전범위에 대한 트립 유효범위도(Trip coverage map)를 작성하고 열수력 해석을 수행할 예정이다.

참고문헌

1. 86-03500-AR-042 "Large LOCA Trip Coverage Analysis", AECL(1994)

2. 86-03500-AB-025 "Large LOCA Trip Coverage Analysis", AECL(1993)
3. AECB Regulatory Document R-8, "Requirement for Shutdown Systems for Nuclear Power Plants", Feb 21, 1991
4. KAERI/TR-1864/2001 "월성 1호기에의 24개 중수로용 개량핵연료 시험장전 안전성 보고서", June, 한국원자력연구소, 2001
5. CATHENA MOD-3.5c/Rev 0 Input Reference, AECL(1999)
6. TTR-734 rev0, RFSP-IST User's Manual, AECL(2001)

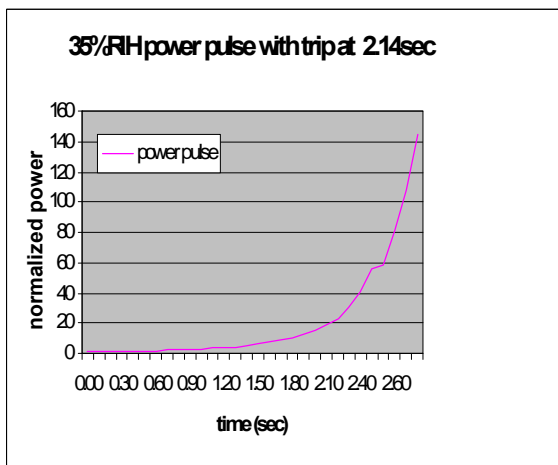


그림 5. 대형 냉각재 상실사고(35% RIH, 사고후 2.14초 정지)시 원자로 출력

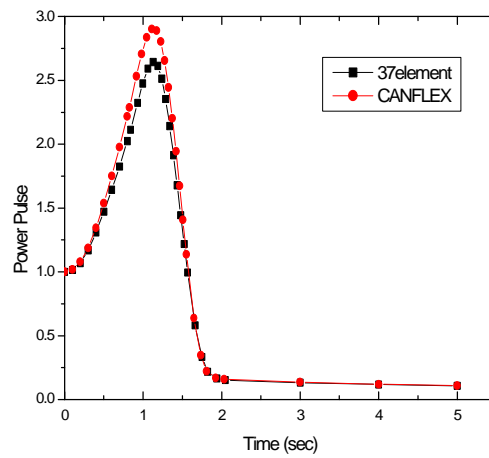
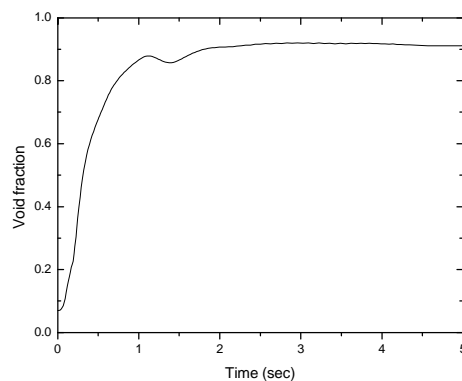
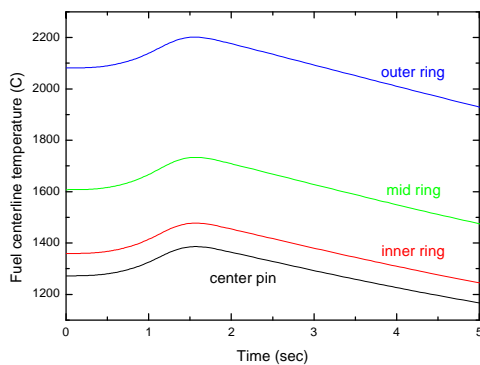


그림 6. 37봉 장전 노심 및 CANFLEX장전 노심의 LOCA 출력펄스



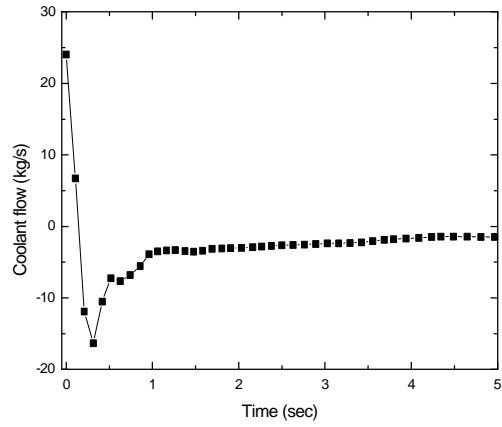
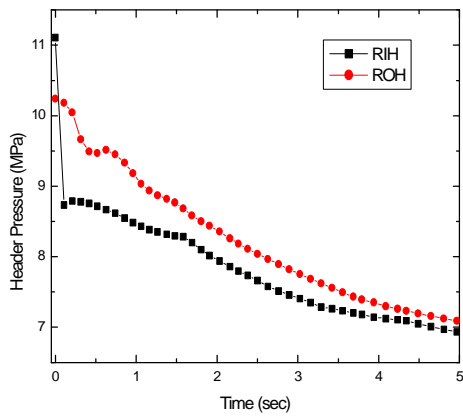


그림 7. 37봉 장전시 대형 냉각재 상실사고(35% RIH, 사고후 0.469초 정지)

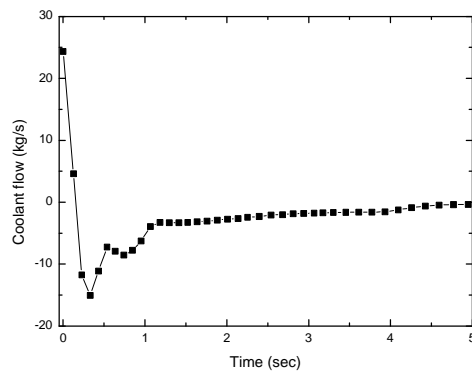
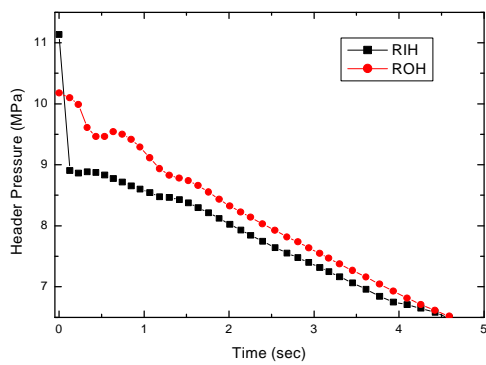
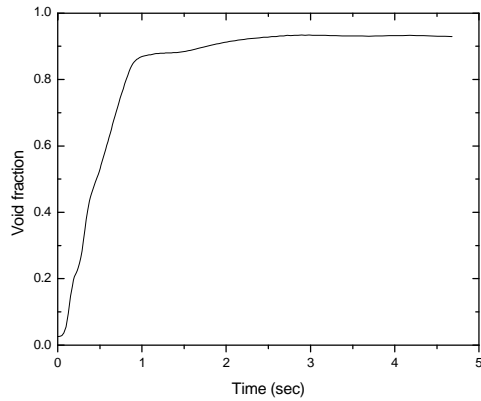
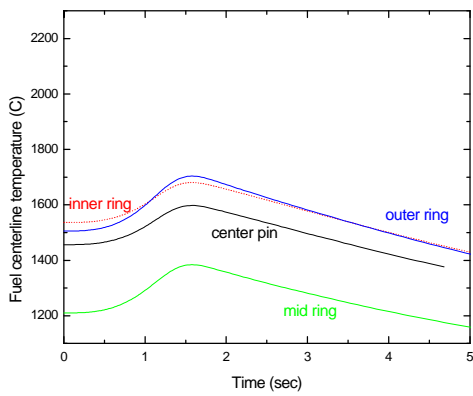


그림 8. CANFLEX 장전시 대형 냉각재 상실사고(35% RIH, 사고후 0.453초 정지)