

CANFLEX-NU 연료장전 월성1호기 입구피더관 정체파단사고의
열수력적 해석(37봉연료장전 월성1호기 대비)

Thermal Hydraulic Safety Analysis of Inlet Feeder Stagnation
Break Accident for Wolsong NPP Unit 1 Loaded with
CANFLEX-NU Fuel with respect to the 37-Element Fuel

김종현, 김윤희, 전황용
한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요약

본 연구는 기존의 37봉 연료 대신 CANFLEX-NU연료의 전량장전을 가정한 월성1호기를 대상으로 입구자관(Inlet Feeder) 정체파단사고(Stagnation Break)에 대한 사고해석을 37봉 연료를 장전한 현재의 월성1호기와 비교하여 수행하였다. CANFLEX-NU연료의 기하학적 특성에 따른 1차 냉각재 유량과 핵연료온도 차이 외에 사고해석의 결과에는 영향을 미치지 않는다.

Abstract

The impact of the CANFLEX-NU fuel bundles in a Wolsong NPP Unit 1 is relatively assessed for a inlet feeder stagnation break with respect to that of the 37-element fuel bundles. There is no impact on the thermohydraulic safety beside the PHTS coolant flow and fuel temperature resulting from the geometric difference between 37-element fuel bundle and CANFLEX-NU fuel.

1. 사고개요

정체 피더 파단(Stagnation Feeder Break)의 사고는 다음과 같이 전개되며, 이는 CANFLEX-NU 연료를 사용하는 원자로와 37봉 연료를 사용하는 원자로가 동일하다.

냉각재계통의 입구피더관에서 파단이 발생하면, 냉각재가 격납건물로 방출되어 격납건물 대기의 압력, 온도 및 습도가 상승한다. 파단채널 이외 채널의 냉각재거동은 동등한 파단크기의 소형냉각재상실사고와 유사하지만, 파단된 채널의 유량은 거의 정체되며 채널은 과열 증기로 채워진다. 따라서 핵연료 및 압력관의 급속한 가열, 핵연료피복관 파손 및 핵분열생성물 재고량의 누출을 포함한 핵연료손상 및 빠른 압력관 파손을 가져온다. 그림1의 Channel Break위치에서 압력관과 칼란드리아관의 부풀림접촉(Ballooning Contact)으로 인해 압력관과 칼란드리아관이 파손된다. 채널파손 후, 채널에서는 각 모관으로부터 채널파단부위로 많은 냉각재 유량이 방출되며, 이 유량은 또한 핵연료를 냉각하기 시작한다. 감속재로의 파단 방출유량은 비상노심냉각계통에 대한 감속재 고수위 조건신호를 제공한다. 파단이

후 질량과 에너지가 파단된 피더를 통하여 사고격실로 방출되고 또 칼란드리아 방출도관을 통하여 증기발생기실로 방출됨에 따라 격납건물내 압력과 온도는 증가한다. 방사능 고 준위 신호나 원자로건물 고압신호에 의하여 격납건물 격리가 자동적으로 일어날 수 있다. 일차계통의 감압은 기포를 발생시켜 정반응도 케환을 가져온다. 원자로조절계통은 반응도 증가를 막아 원자로트립까지 원자로출력을 일정하게 유지시킨다. 채널파손이후 트립될 때 까지 원자로는 전출력 상태를 유지한다. 냉각재계통이 빠르게 감압되고 파단방출 유량이 크기 때문에 원자로트립은 자동으로 일어난다. 원자로는 가압기저수위, 냉각재계통 저압 또는 원자로건물 고압에 의하여 트립 될 것이다

가압기는 두 회로 모두에 연결되어 있다. 원자로 트립전에 파단회로는 비파단회로와 가압기로부터 냉각재를 보충 받는다. 원자로 트립후 두 회로는 가압기로부터 중수를 보충 받고 파단회로는 회로가 격리될 때까지 비파단 회로로부터 계속 보충 받는다. 가압기 수위가 감소함에 따라 중수배출밸브는 닫히고 증수밸브는 개방되어 두 개의 회로로 중수를 보충시킨다. 회로가 격리되면 증수펌프로부터의 증수중수는 중지된다. 원자로 트립후, 열생성율이 감소함에 따라서 평균핵연료 온도는 감소하고, 핵연료봉내의 온도분포는 평평해진다. 파단회로의 압력이 설정치 이하로 떨어지면 냉각재 상실 사고(LOCA) 신호 및 회로 격리 신호가 발생한다. LOCA 신호와 더불어 격납건물고압 또는 감속재고수위의 조건이 만족되면, 증기발생기 급냉후에 비상노심냉각수가 주입되어 파단회로를 재충수시킨다. 그 결과, 핵연료 및 피복관 온도가 떨어지기 시작한다. 월성1호기에는 자동펌프 보호계통에 의한 펌프트립이 없지만, 핵연료냉각의 보수적 평가를 위해 자동펌프트립을 적용시킨다. 자동펌프트립이전에, 작동중인 냉각재펌프는 비파단회로에 강제순환유동을 제공하고 파단회로의 블로우다운과 재충수 패턴에 영향을 준다. 펌프트립 얼마 전에 냉각재계통의 두 회로는 비상노심냉각수 주입으로 재충수된다. 파단회로의 장기냉각은 비상노심냉각계통 열교환기 및 파단을 통한 붕괴열 제거와 더불어 계통전역으로의 저압 비상노심냉각수 주입에 의해 유지된다. 비파단회로의 장기냉각은 증기발생기에 의한 열제거와 펌프트립 이후에는 자연순환에 의해 유지된다. 만일 핵연료가 파손되면, 핵분열생성물은 냉각재로 누출되어, 파단을 통하여 격납건물로 이동된다. 수용성 방사성물질 대부분은 액체상태로 격납건물 바닥으로 옮겨지지만, 나머지 핵분열생성물은 격납건물 대기에 떠다닌다. 일단 격납건물 대기에 떠있으면 핵분열생성물은 벽이나 내부표면에 흡착되고, 살수에 의하여 세척되거나 또는 붕괴하기도 한다. 격납건물 과압 기간중, 대기중에 떠다니는 일부 핵분열생성물은 외부환경으로 누설 될 수 있다.

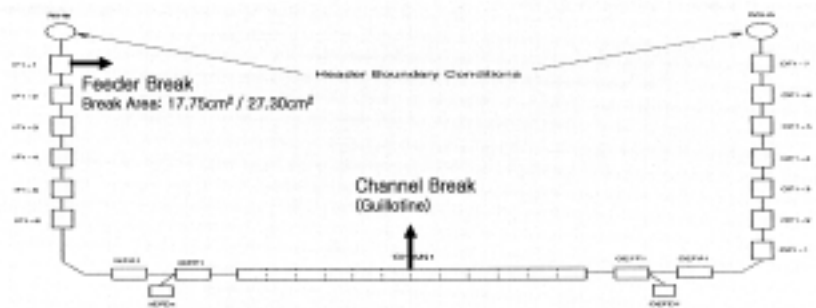


그림 1. 입구피더관 정체파단사고의 파단모델

본 사고의 열수력 현상에 대한 규제사항은 다음과 같다. 첫째, 두 개의 독립적인 정지계통 각각이 반응도와 출력폭주를 억제하고, 원자로를 과도상태 동안 정지상태로 유지시킴을 입증하여야 한다. 그리고 핵연료건성을 입증하기 위해 비파단 채널의 핵연료피복관 온도가 800℃이하로 유지됨을 보여야 하며, 핵연료채널의 건전성을 입증하기 위해서는 비파단 채널의 압력관 온도가 600℃이하로 유지됨을 보여야 한다.

2. CANFLEX-NU 연료 와 37봉 연료

CANFLEX-NU 연료과 기존 37봉 핵연료는 표1과 그림2와 같은 설계상의 차이가 있다. 이에 따라 기존 37개 핵연료봉 다발과 동일한 출력으로 가동되는 CANFLEX-NU 핵연료다발의 외환봉 선출력은 37개 핵연료봉 다발의 것과 비교하여 약 20%만큼 저하되며, 핵연료 온도가 낮다. 또한 채널내의 냉각재 유량면적이 증가하였다.

표1. 37봉 연료와 CANFLEX-NU 연료의 비교

Parameters	37-element	CANFLEX-NU
Sheath Outer Radius(mm)	6.55	6.75(large)
		5.75(small)
Sheath Thickness(mm)	0.4	0.39(large)
		0.36(small)
UO2 Radius(mm)	6.1	6.335(large)
		5.365(small)
Channel Flow Area(m ²)	3.475E-3	3.682E-3

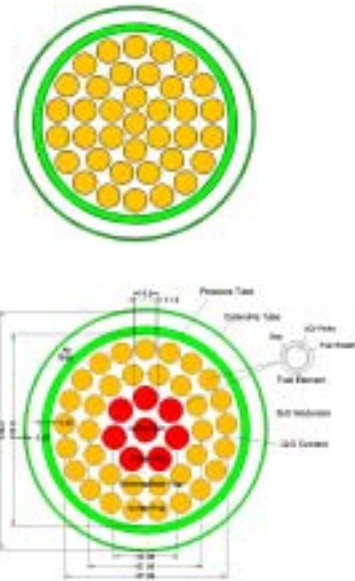


그림 2. 37봉 연료다발(상)과 CANFLEX-NU연료다발의 단면

3. 해석방법론

피더관 정채파단에 대한 열수력적 분석은 일차원, 2유체 열수력전산코드인 CATHENA 코드를 이용하여 단일파단채널을 포함한 평균 계통모델에 대하여 수행하였다. 계통모델은 두 개의 냉각재계통 회로, 증기 및 급수계통 및 비상노심냉각계통으로 구성된다. 단일 채널 피더 파단에 대한 열수력 분석을 위하여, 노심경로 1,2 및 3의 각각은 평균채널(95개의 채널을 평균한)로 표현된다. 노심경로4는 단일채널(파단채널)과 병렬로 하나의 평균채널(94개의 채널을 평균한)로 표현된다. 이 계통모델은 파단에 따른 계통 반응을 결정하는데 사용한다. 따라서 관련 공정트립 변수, 비상노심냉각수 주입, 자동 냉각재펌프 트립과 같은 주요

공정변수의 발생시점과 격납건물 또는 감속재로의 과단방출과 엔탈피 그리고 핵연료 및 핵연료채널 평가를 위한 채널 열수력조건이 제공된다. 그림 3은 1차 및 2차 냉각재계통의 nodalization을 보여준다.

과단 채널의 선택기준은 노심에서의 채널고고, 모관-피더 연결 고도와 서로 다른 입구피더 크기 및 고출력 채널의 중성자속 분포모양이다. 채널 O6_mod 는 채널 O6와 같은 기하학적 구조이지만 채널 출력과 두 개의 중심다발 출력은 각각 인허가한도인 7.3MW와 935kW로 수정되었다.

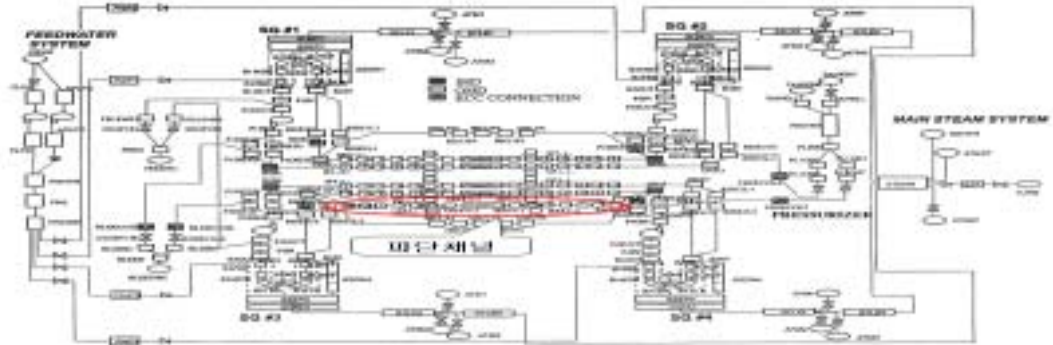


그림3. CATHENA 1차 및 2차 계통 Nodalization

4. 해석결과

37봉 연료다발과 CANFLEX-NU 연료 다발을 장전한 원자로의 초기조건은 표2와 같다. 37봉 연료다발의 원자로에 비해 CANFLEX-NU 원자로에서 채널내 냉각재 유량이 크며, 원자로출구헤더의 건도가 낮은 것을 보인다. 이외 다른 열수력조건들은 큰 차이를 보이지 않는다.

표2 평균회로모델의 초기조건

	37 rod	CANFLEX-NU
RIH Pressure (MPa)(a)	11.382	11.355
RIH Temperature (°C)	267.773	267.825
ROH Pressure (MPa)(a)	10.028	10.025
ROH Temperature (°C)	310.539	310.517
ROH Flow Quality (%)	4.778	4.509
Pump Suction Pressure (MPa)(a)	9.590	9.578
PHT Pump DP (MPa)	1.820	1.806
Core flow (kg/s)	1911.041	1935.495
Fuel Power per pass (MW)	527.875	527.875
Pumping Power (MW)	16	16
Heat to 2nd Side per SG (MW)	531.682	531.511
Pressurizer Level (m)	12.515	12.516
Steam Drum Pressure (MPa)(a)	4.692	4.692
Steam Drum Temperature (°C)	260.290	260.300
Total Steam Flow	1075.810	1077.280
Total Feedwater Flow (kg/s)	985.040	987.120
Feedwater Temperature (°C)	185.950	185.960
SG Recirculation Ratio	5.830	5.820

이러한 정상상태에서 정체피더파단 사고가 일어났을 때의 사고진행은 표 3과 같다.

표3. 사고진행과정

Events	Time(s)	
	37rod	CANFLEX-NU
Inlet feeder break occurs near inlet header	0	0
Fuel channel failure occurs	10	11
SDS1 and SDS2 low HTS pressure trip signals are initiated	143	145
SDS1 and SDS2 pressurizer low Level trip signals are initiated	172	172
LOCA signal and loop isolation Signal are generated	204	202
Steam generator crash cooldown	234	233
Turbine trip signal is generated	243	242
ECC rupture disk no. 2 breaks	293	291
HTS pump trip signal is generated	307	305
ECC rupture disk no. 1 breaks	317	318
HTS pumps start to coast down	427	425
Dousing water tank is empty	2779	2709
HPECC water tank is empty	3253	3160

그림 4에서 알 수 있듯이, 입구모관 근처의 입구피더의 부분적 파단발생후, 파단 하류의 채널내 유량은 급히 감소되어 2초내에 정체상태에 이르며, 입구모관에서 파단부위로의 냉각재누출은 파단발생후 급격히 증가한 후, 채널유량이 정체되는 시점에 증가가 멈춘다. 채널유량이 정체되어 있는 동안, 핵연료 및 핵연료채널은 빠르게 가열되어 압력관과 칼란드리아관의 부품접촉(Ballooning Contact)에 의한 채널파단이 일어난다. CANFLEX-NU 연료 외 환봉의 온도가 기존 37봉 연료다발보다 낮기 때문에, 부품접촉에 의한 채널파단이 약 1초 늦게 일어나는 것을 알 수 있다. 이러한 채널파단의 시간에서 차이가 나는 것을 제외한 피더파단부위에서의 냉각재누출 추이는 두 가지 연료에서 일치한다.

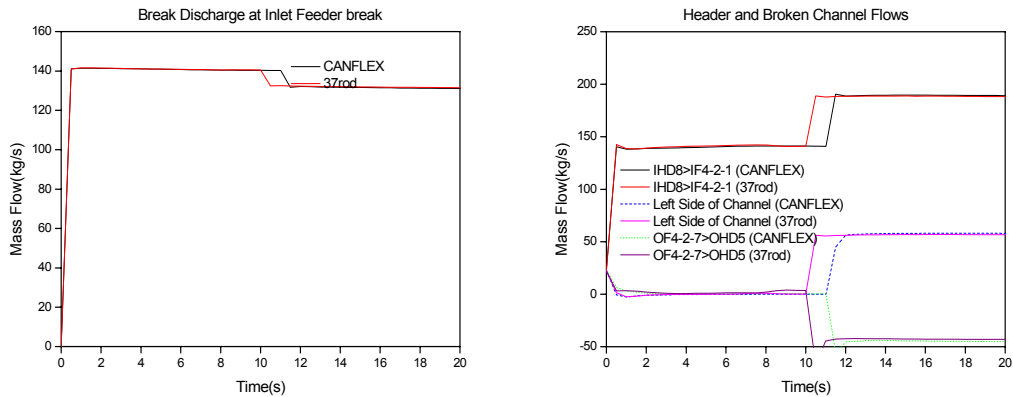


그림 4

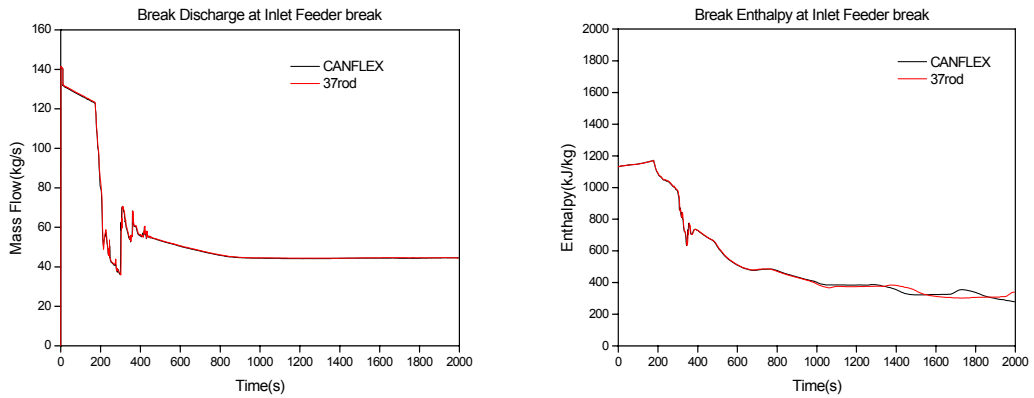


그림 5

다음의 그림들은 두 가지 연료의 연료봉 링들의 온도를 비교하고 있다. CANFLEX-NU 연료의 특성대로 중심봉과 첫 번째 링에서는 CANFLEX-NU가 높고, 두 번째와 세 번째 링에서는 37봉 연료에 비해 낮은 것을 알 수 있으며, 원자로정지이후에는 같은 온도를 보이고 있다.

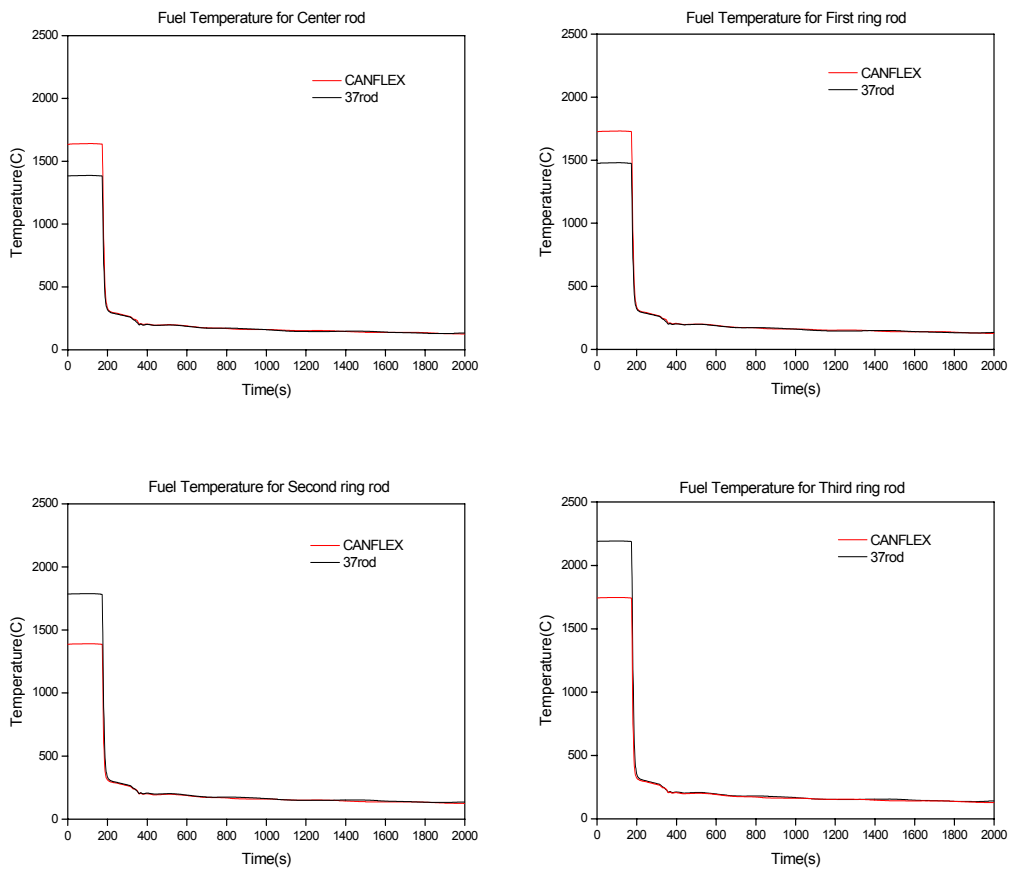


그림 6

압력관의 온도의 추이는 연료종류에 상관없이 일치함을 보인다(그림 7).

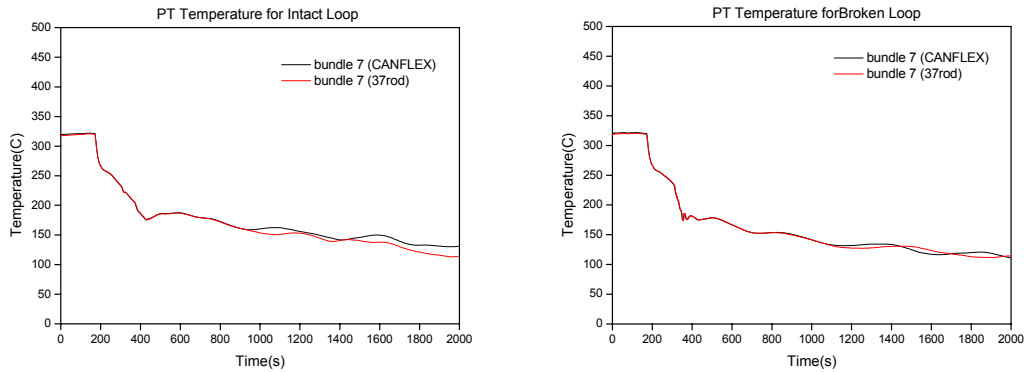


그림 7

다음의 그림들은 압력관(PT)과 칼란드리아관(CT)과의 부풀림접촉(Ballooning Contact)에 의해 발생하는 채널과단 이후 감속재로의 냉각재 누출의 특성을 비교하고 있다. 약 1초의 시간차를 가지고 채널과단이 발생하며, 채널내의 유량차이에 의해 누출량은 37봉연료경우에 비해 많고, 과단엔탈피는 작은 것을 알 수 있다.

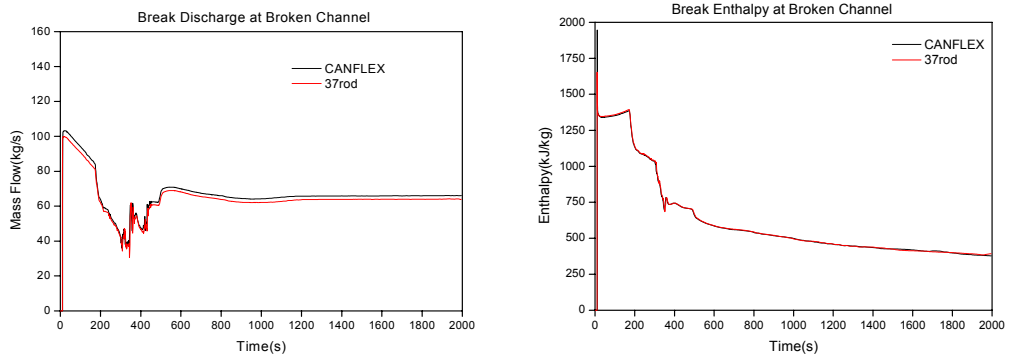


그림 8

출구모관들의 기포율(Void Fraction)을 비교해보면, 37봉 연료에 비해 CANFLEX-NU연료 원자로에서 낮은 것을 알 수 있으며, 그 변화추이는 두 경우가 일치한다.

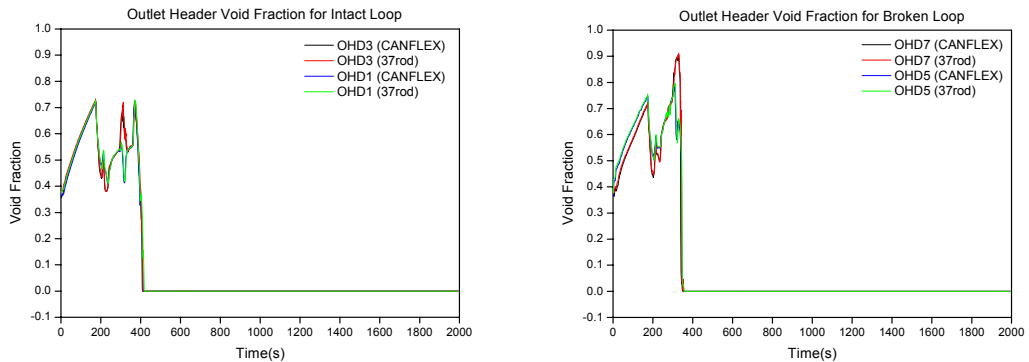


그림 9

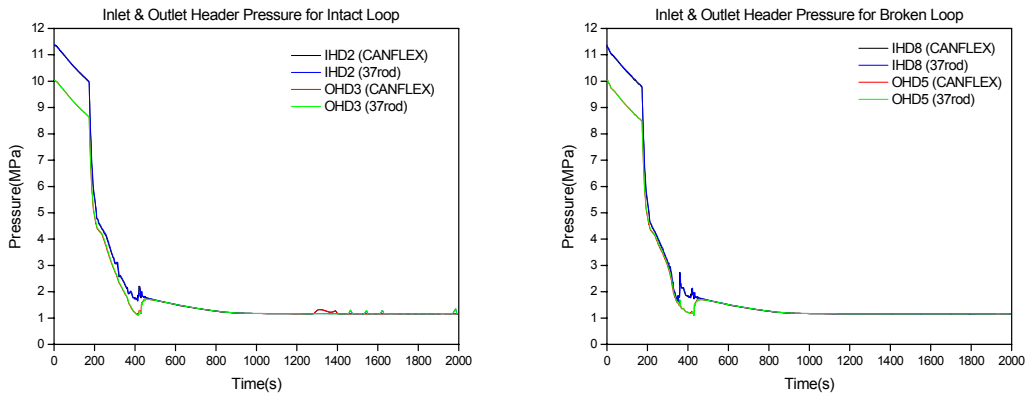


그림 10

채널내의 유량(그림 10)과 1차계통의 압력(그림 11)의 경우에도, 연료특성에 따라 CANFLEX-NU연료의 원자료가 유량이 다소 많고, 압력은 낮으며 피더관파단 발생후, 변화의 경향은 두 경우가 일치함을 보인다.

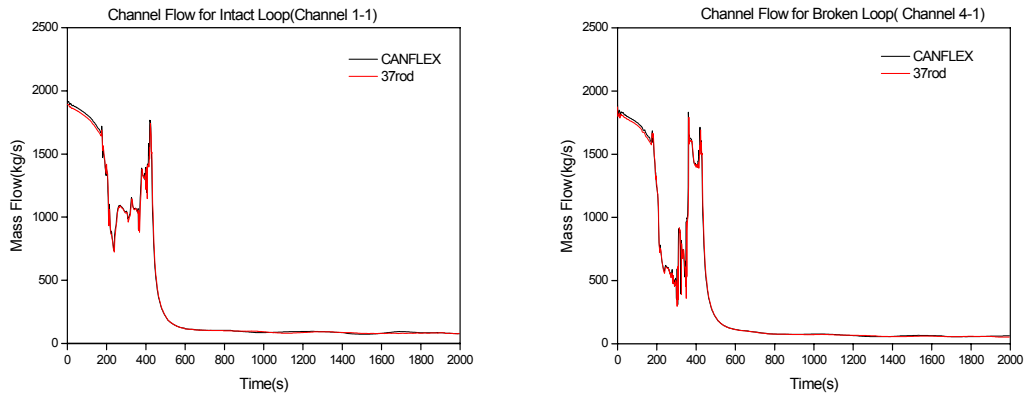


그림 11

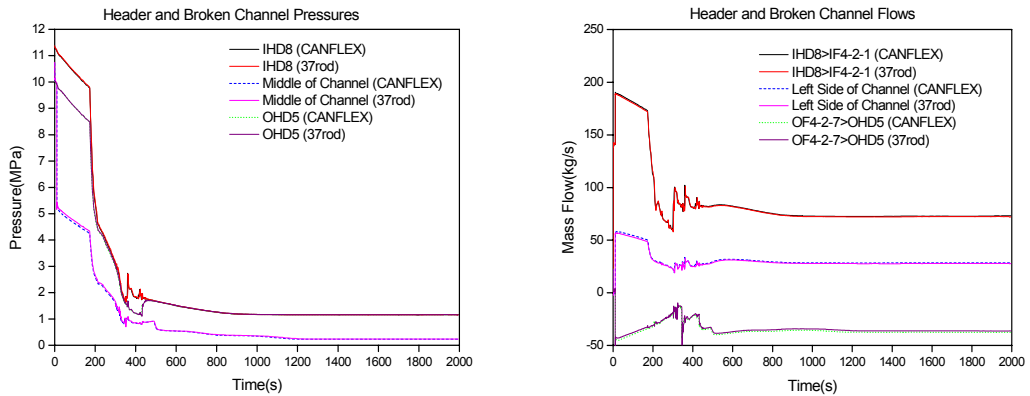


그림 12

회로전체의 void와 냉각재량 그리고 비상노심냉각수의 주입량에서도 연료설계특성에 따른 약간의 차이만 보일뿐, 사고 후 변화의 경향은 일치한다.

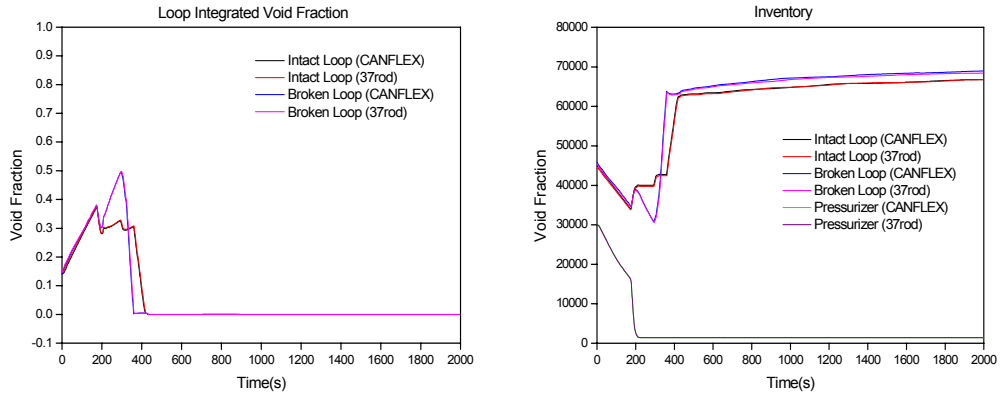


그림 13

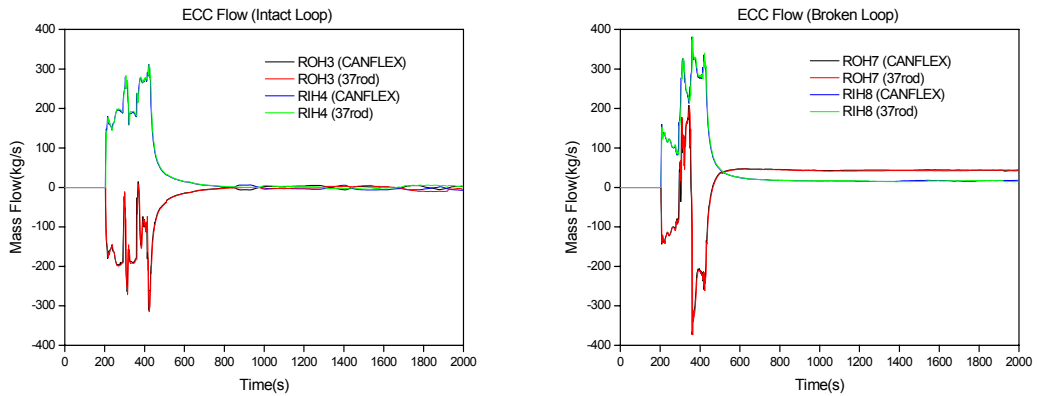


그림 14

5. 결론

CANFLEX-NU를 전량 장전을 가정한 월성1호기를 대상으로 입구피더관 정체파단사고의 사고해석 결과는 37봉 연료 장전 원자로 해석결과와 고려할 만한 차이가 발생하지 않는다. 단지 CANFLEX-NU의 기하학적 설계특성에 따라, 냉각재유량과 출구모관의 건도 그리고 핵연료 온도 등 안전성측면에서 향상되는 것을 볼 수 있었다.