

원자로 노심분할에 따른 주증기관 파단  
질량 및 에너지 방출 영향 해석

A Study of Effect on Core Split Model of Reactor Vessel for  
Main Steamline Break Mass and Energy Release

박영찬, 송동수  
한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

주증기관 파단사고로 인해 파손된 증기발생기에서는 지속적으로 취출물(질량 및 에너지)이 대기로 방출된다. 이로 인해 원자로 냉각재 계통의 온도는 급격히 낮아지지만, 건전한 측 증기발생기의 냉각재 온도는 천천히 낮아지면서 루프의 냉각재는 원자로 용기 하부공동에서 혼합되게 된다. 본 연구에서는 RETRAN-3D코드를 사용하여 원자로에서 냉각재의 완전 혼합과 불완전 혼합인 두 가지 측면에 대해서 주증기관이 파단 되었을 때 증기관으로부터 방출되는 질량 및 에너지에 미치는 영향에 대해 분석을 수행하였다. 분석 결과 주증기관 파단사고 시 격납건물 온도측면에서 분석 할 경우 원자로 split 분할을 고려하는 것이 더 보수적인 결과를 얻었다.

Abstract

Steam line ruptures occurring inside containment induce a significant release of high-energy flow to the containment environment, which could result in high containment temperature and pressure. The rapid mass and energy release following MSLB(Main SteamLine Break) causes a higher heat extraction rate from the primary system, which results in reduced primary coolant temperature and pressure conditions. The MSLB accident is an asymmetrical core cooling, so it is sensitive by core split model. The split core modeling to simulate incomplete mixing of bottom and upper plenum flows influences heat transfer and kinetics feedback. Therefore, the effect on mass and energy flow of the cases of complete and incomplete mixing was analyzed

with RETRAN-3D code. The results show that the core split modeling is more conservative from the temperature point of view inside containment.

## 1. 서론

주증기관 파단사고는 ANS Condition IV 사고로 분류된다. 이 사고는 주증기관의 파단을 가정하며, 파손된 증기발생기에서는 지속적으로 취출물(질량 및 에너지)이 방출된다. 이로 인해 원자로 파단 측 루프의 냉각재 온도는 급격히 감소한다. 주증기관 파단에 의한 증기방출은 증기발생기 압력 감소로 인해 사고동안 초기에 많은 양의 증기가 격납건물 내부 또는 외부로 방출된다. 원자로 계통으로부터 에너지 제거는 원자로 계통 압력과 온도 감소의 원인이 된다. 이러한 현상으로 인해 음의 냉각재 온도 계수(Negative moderate temperature coefficient)에 의해, 냉각재는 양의 반응도를 삽입하게 되며, 이것은 재 출력 운전현상(Return to power)을 초래하게 된다. 반응도 제한 효과는 냉각재 온도와 밀접한 관련이 있다. 따라서 주증기관 파단사고 이후 원자로 하향유로(Down comer)로 유입되는 냉각재는 비대칭적(Asymmetric) 온도 값을 가지게 되는데, 이를 두 가지 측면에서 반응도 제한 효과를 분석할 수 있다. 즉, 노심의 하부공동(Lower plenum)에서 유입되는 냉각재를 완전혼합(Complete mixing)과 불완전한 혼합(Incomplete mixing)의 두 가지 측면에서 영향을 분석하였다. 완전혼합은 파손 측 루프의 냉각재와 건전한 측 루프의 냉각재가 완전혼합을 가정하여 온도 편차가 없는 것이고, 불완전 혼합은 노심을 방사상(Radial)으로 노심을 분할(Split)하여 적절한 가중치(SAS19.0)를 사용하여 냉각재의 온도 편차를 가정하는 것이다.

냉각재의 혼합 정도가 주증기관 파단에 따른 질량 및 에너지 방출에 미치는 영향을 열수력 계통 코드는 RETRAN-3D MOD003을 사용하여 분석하였다.

## 2. 주증기관 파단사고 해석 방법

### 2.1 가정

주증기관 파단사고 해석을 위해 다음과 같은 가정을 사용하였다.

#### 1) 출력

분석에 사용된 출력은 102% 출력이다. 일반적으로 주증기관 파단사고 해석에서 가장 제한적인(Limited) 사고 케이스에 해당된다.

#### 2) 안전주입 작동

안전주입의 작동은 가압기 저 압력이나 주증기관 저 압력에 의해 최소 안전주입 유량이

공급되는 것으로 가정하였다. 일반적으로 파단 면적이 클수록 주증기관 저 압력에 의해 안전주입이 작동된다.

### 3) 정지 여유도

주기말(End of life)에 해당하는 값을 사용한다.

그 밖에도 아래와 같이 추가적인 보수적인 가정들을 사용하였다. 이것들은 민감도 분석을 통해서 결정된 것들이다.

- ① 증기발생기 이차측에서 일차측(냉각재)으로 역방향 열전달은 고려하지 않는다.
- ② 보조급수는 파단 측 증기발생기로 최대 유량이 흐르고, 건전한 측 증기발생기로 최소 유량이 흐르는 것으로 가정한다.
- ③ 냉각재 계통(RCS) 파이프 등 두꺼운 금속(Thick-metal)에 저장된 에너지를 고려한다.
- ④ 가압기의 가열기(Heater)와 스프레이는 작동하지 않는 것으로 가정한다.
- ⑤ 증기발생기 초기 질량은 파손된 루프에 대해서는 보수적으로 불확실도와 바이어스(Bias)를 고려하여 많은 질량을 고려하였고, 반대로 건전한 루프는 공칭 초기질량에서 불확실도와 바이어스에 해당하는 양만큼 작게 가정한다.

## 3. RETRAN-3D 모델링 및 원자로 용기 분할

### 3.1 RETRAN-3D 모델링

고리 1호기는 전형적인 웨스팅하우스형 2 루프 가압경수로이다. 주증기관 파단으로 인한 질량 및 에너지 방출을 격납건물 반응 관점에서 해석하기 위해 증기발생기 노즐에서부터 터빈 정지밸브까지 계통을 모델링 하였다. 또한 이 사고는 주증기관 파단으로 인해 이차측이 급속히 감압되는 사고 특징을 가지고 있어, 사고가 진행됨에 따라 증기발생기의 초기 재고량(inventory)이 모두 고갈된다. 그래서 증기발생기 수위가 감소함에 따라 일차측과 이차측의 열전달을 잘 모사하기 위해 노드를 각각 8개와 9개로 자세히 분할하였다. 그리고 파손된 루프 쪽의 냉각재는 이차측으로 열전달 되는 양이 많아 건전한 루프쪽보다는 냉각재의 온도가 더 빨리 감소한다. 기존의 연구에서는 냉각재의 혼합 상태를 완전 혼합으로 가정하여 주증기관 사고해석을 수행하였지만, 본 연구에서는 노심을 방사상 방향으로 split 모델링 하여 파단부위로부터 방출되는 질량 및 에너지가 격납건물에 미치는 영향분석을 수행하였다. 그림 1은 고리 1호기 RETRAN-3D 계통도이다<sup>[1]</sup>.



고온관으로 바로 들어가는 것을 의미한다.

$$AMXO = [(NLoop)f_{mo} - 1]/(NLoop - 1) \quad (2)$$

여기서,  $f_{mo}$ 은 다른 방사상 노심 영역으로부터 유량이 혼합되지 않고 노심영역에서 고온관으로 들어가는 유량의 분율을 나타낸다.

$$f_m = [(NLoop - 1)f_{mo} - (1-f_{mi})]/[(NLoop)f_{mi} - 1] \quad (3)$$

여기서,  $f_m$ 은 저온관 유량이 고온관 유량에 해당되는 유량으로 되돌아가는 분율을 의미한다.

표 1 Generic Mixing Coefficients<sup>13)</sup>

	$f_m$	$f_{mi}$	$f_{mo}$	AMXI	AMXO
2 Loops	0.60	0.70	0.750	0.4000	0.5000
3 Loops	0.67	0.83	0.785	0.7450	0.6780
4 Loops	0.60	0.80	0.727	0.7333	0.6364

③ 원자로 하부공동(Lower Plenum)

원자로 Lower plenum에서 혼합은 다음과 같이 계산할 수 있다.

- 파손된 루프의 노심 영역에 대해

$$H_{LP-f} = H_{L-f} \times 0.7 + H_{L-uf} \times 0.3 \quad (4)$$

여기서,  $H_{LP-f}$  = 파손된 루프 영역에서 들어오는 엔탈피

$H_{L-f}$  = Faulted loop의 Downcomer로 들어오는 엔탈피

$H_{L-uf}$  = Unfaulted loop의 Downcomer로 들어오는 엔탈피

④ 원자로 상부 공동(Upper Plenum)

원자로 Upper plenum에서 혼합은 다음과 같이 계산될 수 있다.

- 파손된 루프의 노심 영역에 대해

$$H_{UP-f} = H_{U-f} \times 0.75 + H_{U-uf} \times 0.25 \quad (5)$$

여기서,  $H_{UP-f}$  = 노심에서 영역에서 파손된 루프쪽으로 들어오는 엔탈피

$H_{U-f}$  = Faulted loop의 노심으로부터 들어오는 엔탈피

$H_{U-uf}$  = Unfaulted loop의 노심으로부터 들어오는 엔탈피

아래의 식 6은 건전한 루프의 하부공동에서 가중치 만큼의 에너지율(Q) 빼내기 위한 계산식이다. 이렇게 온도가 높은 건전한 루프의 공동부분에서 nonconducting heat exchanger(card 21XXYY)를 사용하여 온도가 낮은 파단측 루프의 하부공동 영역에 계산된 에너지율(Q)를 더 함으로써 원자로 용기내에서 불완전 혼합을 이루게 한다.

$$Q = W_f(H_{LP-f} - H_{L-f})$$

$$H_{LP-f} = H_{L-f}(1-F) + H_{uf}(F)$$

$H_{LP-f}$  를 대입하면,

$$Q = W_f[H_{L-f}(1-F) + H_{L-uf}(F) - H_{L-f}]$$

따라서,

$$Q = W_f[(H_{L-uf} - H_{L-f}) * F] \tag{6}$$

여기서, F = mixing fraction

- : 70% in lower plenum(Faulted)
- : 30% in lower plenum(Unfaulted)
- : 75% in upper plenum(Faulted)
- : 25% in upper plenum(Unfaulted)

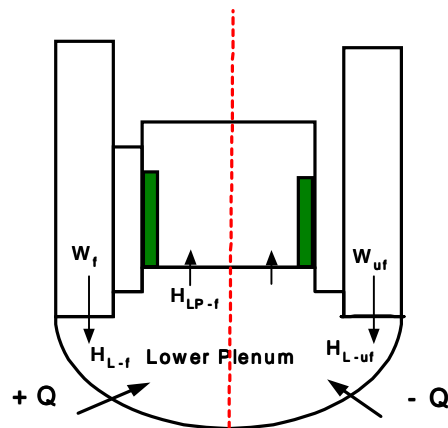


그림 2 하부공동(Lower plenum) split에 따른 에너지 exchange diagram

표 2 Flow junction descriptions of reactor vessel

Junction No.	Description
110	Downcomer to lower plenum(faulted loop)
111	Upper head cold leg leakage(faulted loop)
115	Downcomer to lower plenum(unfaulted loop)
116	Upper head cold leg leakage(unfaulted loop)
120	Lower plenum to bottom active core control volume(unfaulted loop)
125	Lower plenum to bottom active core control volume(faulted loop)
140	Bottom active core volume to middle control core volume(unfaulted loop)
141	Bottom active core volume to middle control core volume(faulted loop)
142	Middle active core volume to upper control core volume(unfaulted loop)
143	Middle active core volume to upper control core volume(faulted loop)
144	Upper active core volume to upper plenum(unfaulted loop)
145	Upper active core volume to upper plenum(faulted loop)
150	Lower plenum to core bypass(faulted loop)
151	Lower plenum to core bypass(unfaulted loop)
160	Core bypass to upper plenum(faulted loop)
161	Core bypass to upper plenum(unfaulted loop)
169	Upper head to upper plenum(faulted loop)
170	Upper head to upper plenum(unfaulted loop)
190	Upper plenum to hot leg piping(faulted loop)
290	Upper plenum to hot leg piping(unfaulted loop)

## 4. 사고해석

### 4.1 초기조건

사고해석을 위해 먼저 RETRAN-3D 코드의 정상상태 해석을 수행하였다. 아래에 표3에 나타난 변수들을 대상으로 입력값으로 주고, 코드에 의한 해석값을 분석하였다. 정상상태 분석결과 입력값과 해석값의 차이가 없이 잘 해석하여 주었으며, 계통 전체 모델링이나 원자로 노심 방사상 split 분할이 적절히 모델링을 된 것을 확인할 수 있었다. 아래의 그림 3과 4는 노심출력과 가압기의 압력에 대한 그래프이다. 시간추이에 따라 해석값이 초기 입력값과 변하지 않는 정상상태를 잘 보여주고 있다.

표 3 Initial conditions for Kori Unit 1

변수	입력값	해석값
Core power (MW)	1757.97	1757.97
Pressurizer pressure (psia)	2250	2250
Steam Generator pressure (psia)	839.7	839.7
Recirculation ratio	3.67	3.67
Steam Generator level (narrow range span )	56.12	56.12
Pressurizer level(%)	55.0	55.0
Average temperature of reactor coolant system(°F)	574.5	574.5

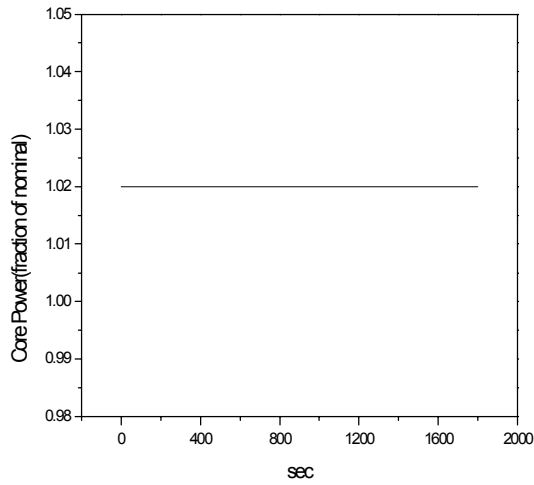


그림 3 노심출력 정상상태 해석

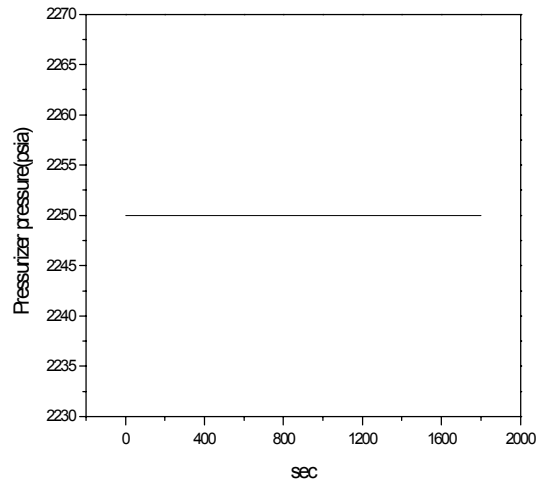


그림 4 가압기 압력 정상상태 해석

#### 4.2 사고 해석결과

아래의 해석결과들은 원자로 용기를 방사상으로 split 한 경우와 분할하지 않은 경우에 대해 주증기관 파단사고 해석을 적용한 결과 그래프들이다(그림 5~12). 사고해석 조건은 고리 1호기를 대상으로 102% 출력, 양단파단(Double ended rupture, 1.4ft<sup>2</sup>) 조건으로 분석하였다.



그림 5에서 보듯이 split한 경우 하부공동 영역에서 냉각재 불완전 혼합에 의해서 Return to power 크기가 서로 다름을 보여주고 있다. 이것은 냉각재의 온도가 불완전한 혼합에 의해 음의(negative) 감속재 온도계수(MTC)에 의해 보다 더 양의 반응도가 삽입된 결과이다. 가압기 압력의 경우 split 한 경우가 사고 초반에는 조금 낮게 해석 되었지만, 800 초 이후에는 높게 해석되었다.

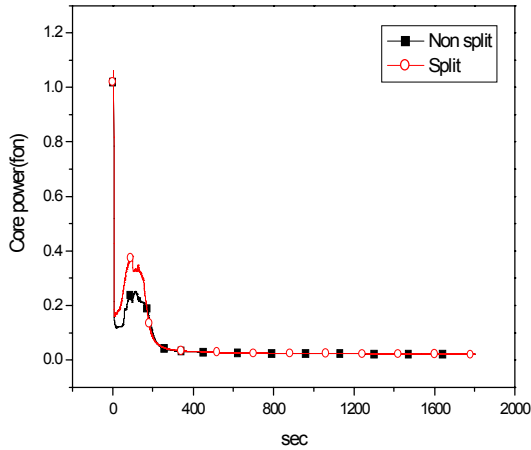


그림 5 노심출력

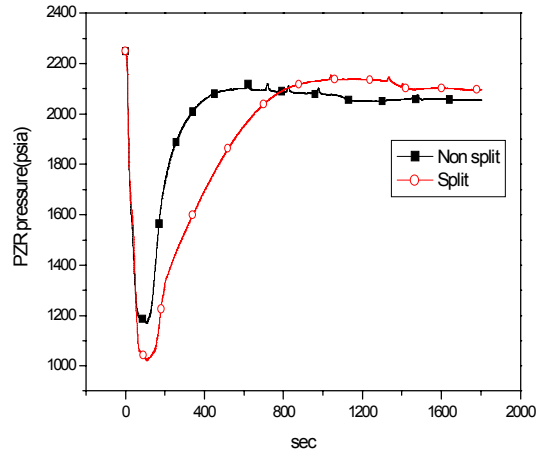


그림 6 가압기 압력

그림 7의 원자로 냉각재 계통의 평균온도는 split 한 경우 온도가 높게 예측되었다. 이것은 감속재 온도가 split한 경우가 더 큰 반응 계환 효과를 낼 수 있으므로 적절한 해석결과이다.

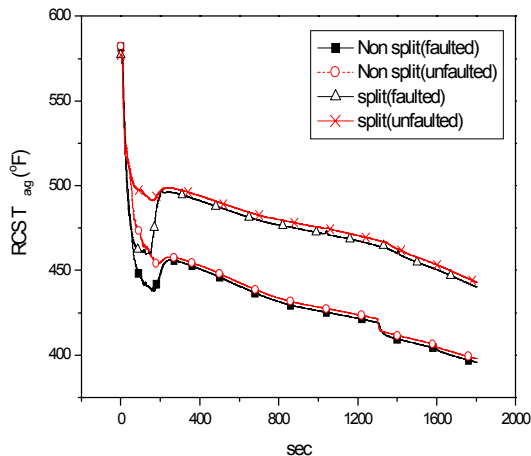


그림 7 RCS 평균온도

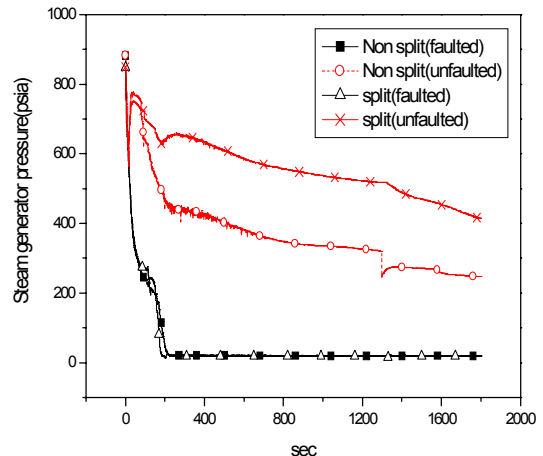


그림 8 증기발생기 압력

그림 9는 증기발생기의 수위변화는 split 여부에 따라 크게 영향을 받지 않은 것으로 해석되었으며, 그림 10은 건전한 루프와 파손된 루프의 하부공동에서 에너지가 제거되는 양을 나타내고 있다.

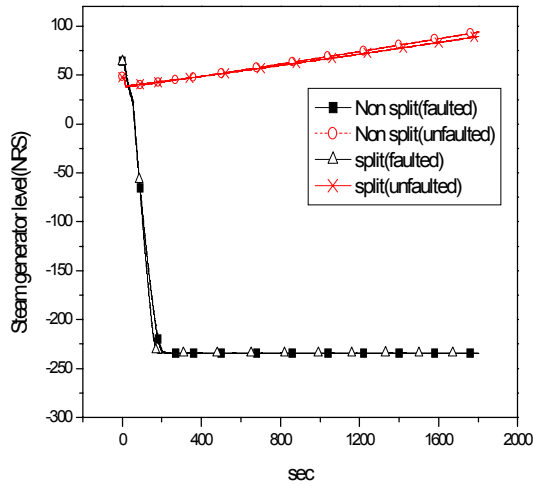


그림 9 증기발생기 재고량(inventory)

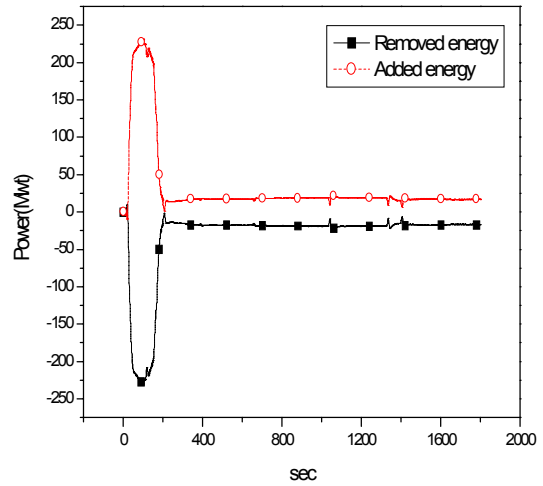


그림 10 원자로 split에 따른 에너지 exchange

그림 11의 질량 방출 유량은 원자로 split에 큰 영향을 받지 않는 것으로 나타났으며, 엔탈피의 경우는 split 모델링을 했을 경우 약 20 Btu/lbm 정도를 크게 방출되었다. 따라서, 격납건물 온도관점에서는 split 모델을 고려하는 것이 보수적인 것으로 평가된다.

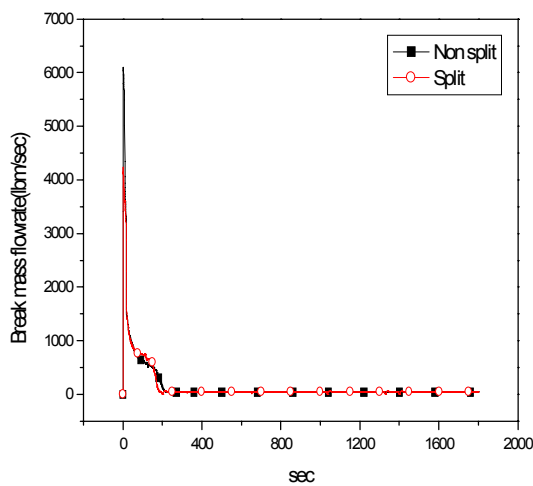


그림 11 파단 방출 질량

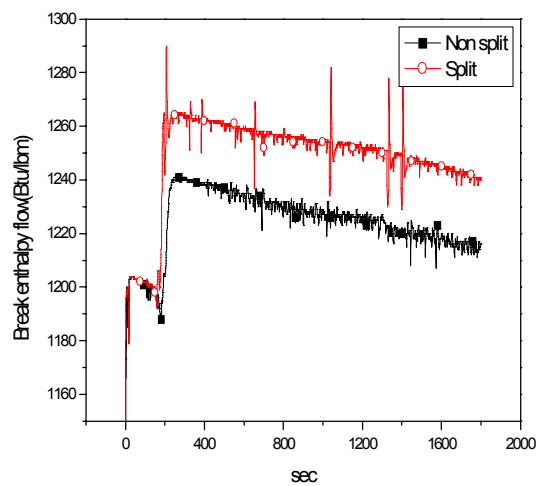


그림 12 파단 방출 엔탈피

그림 13과 14는 질량 및 에너지 방출량을 이용하여 격납건물 해석 코드인 CONTEMPT-LT/028 코드를 사용하여 격납건물 내부의 압력과 온도를 해석하였다. 격납건물 압력/온도 분석시 사용한 가정으로는 격납건물 스프레이 한개 트레인 고장과 8% Re-evaporation을 가정하였다. 그림 13과 14를 비교해 보면 split 모델을 적용하는 것이 격납건물의 온도가 높았다. 그러나 압력 관점에서는 보면, split 모델을 하지 않는 것이 더 높게 분석되었다.

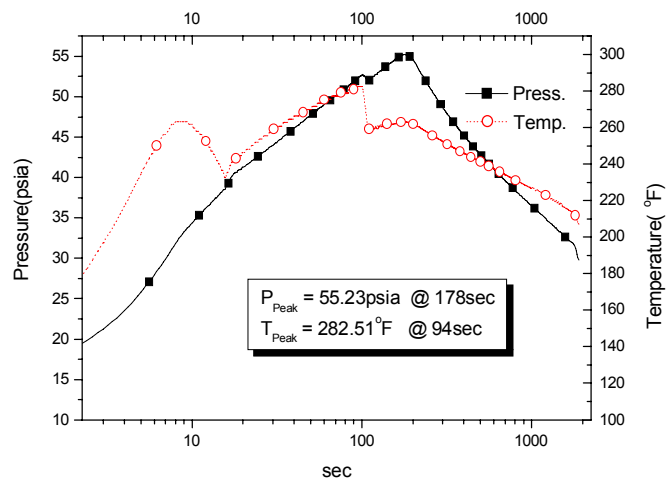


그림 13 원자로 Core split 분할을 고려하지 않을 경우 격납건물 압력 및 온도

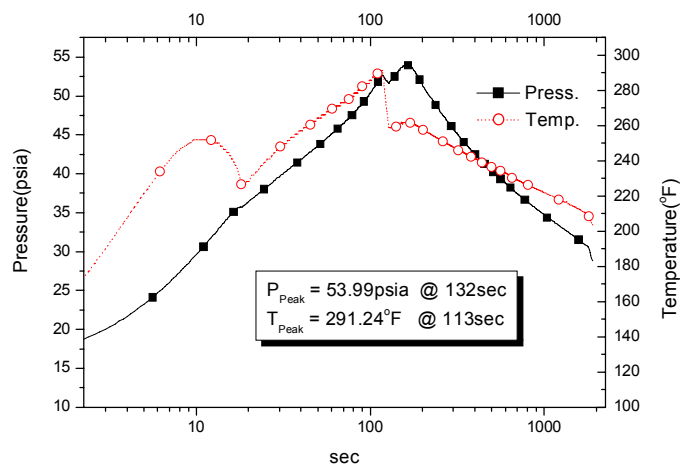


그림 14 원자로 Core split 분할을 고려한 경우 격납건물 압력 및 온도

## 5. 결론

주증기관 파단에 따른 질량 및 에너지 방출분석을 원자로 방사상 split 분할을 통하여 방출유량에 미치는 영향을 분석하였다. 원자로 split 분할로 인하여 하부공동에서 완전히 혼합(엔탈피의 편차가 없음)되지 않은 경우 격납건물 압력 및 온도분석을 통하여 질량 방출 유량에는 별 영향이 없었지만, 에너지는 split 분할을 하지 않은 경우보다 높게 분석되었다. 따라서 주증기관 파단사고분석을 격납건물 온도측면에서 분석 할 경우 원자로 split 분할을 고려하는 것이 더 보수적인 결과를 얻는 것으로 확인하였다.

## 6. 후기

본 연구는 과학기술부 지원하에 수행중인 국가주도 중장기 과제인 “ 원전 운전과도해석 및 신안전해석 기술 개발”과제의 일환으로 수행되었다.

## 참고문헌

1. 고리 1호기 FSAR, 한국전력공사
2. G.H. Heberle, "LOFTRAN-Code Description and User's Manual," WCAP-7878, Rev.5, Westinghouse Co., Nov. 198
3. SAS 19.0, LOFTRAN Base Deck, Revision 4, January 1997.