

KAERI/TR-1980/2001

APR1400의 노내 연소가스 생성량에 대한 민감도 분석

**Sensitivity Analyses on
In-Vessel Combustible Gas Generation for APR1400**

2001년 12 월

KAERI

한국 원자력 연구소
Korea Atomic Energy Research Institute

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 “차세대원자로개발 (III단계) 핵심기술연구 (중대사고분야)” 과제의
기술보고서로 제출합니다.

2001년12월

과 제 명 : 차세대원자로개발 (III단계) 핵심기술연구 (중대사고분야)

주 저 자 : 김시달

공 저 자 : 박수용

김동하

요 약 문

원자로 내 연소가스 생성량은 중대사고시 격납건물을 위협할 수 있는 격납건물 내 수소농도에 많은 영향을 미친다. 차세대원자로의 경우, 주로 MAAP코드를 이용하여 주요 중대사고 현상분석을 수행하였기 때문에 중대사고 관련 설계검증이나 인허가 단계에서 MELCOR코드를 사용하여 기존결과 들을 검증할 필요성이 예상된다. 따라서 차세대원자로 중대사고시 원자로 내 연소가스 생성량 분석에 MELCOR코드를 활용하기 위한 기술기반을 구축하고자 발전소를 모의하고 중대사고시 발생할 수 있는 대표적인 사고 시나리오를 선정하여 분석하였다.

본 보고서에는 한국 차세대원자로를 대상으로 중대사고를 가정하여 원자로 내 연소가스 생성량이 분석되었다. 해석코드로는 U.S. NRC가 개발한 MELCOR 코드를 사용하였으며 분석대상 사고 시나리오는 대표적인 고압사고인 발전소 정전사고와 저압사고인 대형 냉각재 상실사고이다. 고려된 민감도 인자는 하부용기의 파손 모델, Zr 산화 반응 모델 그리고 B₄C 산화 반응 모델 등으로, 기본 경우에는 관통부 또는 하부 헤드 파손 온도의 기본 값으로 1273.15K를 썼으며, 지르카로이 산화 반응 모델은 Urbanic-Heidrich 상관식을 이용하였고, B₄C 산화 반응 모델을 사용하였다.

민감도 분석 결과, 발전소 정전사고의 경우 관통부 파손 온도를 1650K로 증가시킨 경우와 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델을 사용하였을 때 수소 생성량이 증가함을 알 수 있었고 대형 냉각재 상실사고 시에는 거의 유사하였다. MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 경우는 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 기본 경우 보다 두 사고 모두 수소 생성량이 감소하였고, B₄C 산화 반응 모델을 고려하지 않았을 경우 B₄C 산화 반응 모델을 사용한 경우 (기본 경우)에 비해 수소 생성량이 감소하였다. 또한 B₄C 산화 반응 모델을 고려하지 않은 경우, 일산화탄소(CO), 이산화탄소(CO₂), 메탄(CH₄) 생성량은 두 사고 모두 거의 무시할 정도이다. 또한 노내 수소 생성관련 모델의 선택에 따라 용융물의 재배치 형태가 바뀌고, 이로 인한 수소 생성량의 변화가 확인되어 추후 relocation model의 검토 필요성이 제기되었다.

SUMMARY

The amount of in-vessel combustible gas generated during severe accidents affect the integrity of containment. As the MAAP computer program was used as a major tool in the severe accident analyses for the Korean Next Generation Reactor, the MELCOR code is expected to be used to compare with the MAAP results at the licensing stage. The purpose of this report is to establish technical bases for an application of the MELCOR code to the Korean Next Generation Reactor by modelling the plant and analyzing typical accident scenarios.

Sensitivity analyses on the in-vessel combustible gas generation, using the MELCOR program, are described in this report for the Korean Next Generation Reactor. The typical accident sequences of a station blackout and a large LOCA scenario are selected. A lower head failure model, a Zircaloy oxidation reaction model and a B₄C reaction model are considered as the sensitivity parameters. 1273.15K is used as a failure temperature of the penetrations or the lower head, and an Urbanic-Heidrich correlation for the Zircaloy oxidation reaction model and the B₄C reaction model are selected for the base case. Case 1 used 1650K as the failure temperature for the penetrations and Case 2 considered creep rupture instead of penetration failure. Case 3 used a MATPRO-EG&G correlation for the Zircaloy oxidation reaction model and Case 4 turned off the B₄C reaction model.

The results of the studies are summarized below : (1) Both the higher penetration failure temperature and the creep rupture failure model cause a large amount of hydrogen generation for a station blackout sequence, For a large LOCA, however, the hydrogen generation doesn't change much. (2) The MATPRO-EG&G correlation for a Zircaloy oxidation reaction results in less hydrogen generation than the Urbanic-Heidrich correlation (Base case) for both scenarios. (3) When the B₄C reaction model turns off, the amount of hydrogen decreases for two sequences. (4) The amount of CO, CO₂, and CH₄ do not

significantly change for two sequences.

It is found that the selection of hydrogen generation model affects fuel relocation characteristics inside the core include fuel channel blockage. Since it changes the amount of hydrogen generated from the core, a future study is recommended on this area.

목 차

제출문	
요약문.....	i
목 차.....	iv
표목차.....	v
그림목차.....	vi
제 1 장 개요.....	1
제 2 장 민감도 분석 방법.....	3
2.1 원자로 용기 파손 모델에 대한 민감도 분석.....	3
2.2. Zr 산화 반응 모델에 의한 민감도 분석	4
2.3. B ₄ C 산화 반응 모델 사용여부에 의한 민감도 분석	5
제 3 장 민감도 분석 결과	7
3.1 발전소 정전사고 분석	7
3.2. 대형 냉각재 상실사고 분석	10
3.3. 발전소 정전사고 결과와 대형 냉각재 상실사고 결과 비교	15
제 4 장 결론	17
참고문헌	18

표 목 차

표 1. TMLB' 사고 시 사고진행 계산 결과	19
표 2. TMLB' 사고 시 원자로용기 파손시점까지 노심에서 발생한 가스량.....	20
표 3. Large LOCA 사고 시 사고진행 계산 결과	21
표 4. Large LOCA 사고 시 원자로용기 파손시점까지 노심에서 발생한 가스량.....	22

그 립 목 차

그림 1. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case1).....	23
그림 2. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case2).....	24
그림 3. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case3).....	25
그림 4. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case4).....	26
그림 5. Cumulative H ₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (Case1,2)	27
그림 6. Cumulative H ₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (Case3).....	28
그림 7. Cumulative H ₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (Case4).....	29
그림 8. Cumulative CO Mass Generated in Vessel for TMLB' (All Case)....	30
그림 9. Cumulative CO ₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (All Case)....	31
그림 10. Cumulative CH ₄ Mass Generated in Vessel for TMLB' (All Case)...	32
그림 11. Pressure in Containment for TMLB' (Base Case).....	33
그림 12. Pressure in IRWST for TMLB' (All Case).....	34
그림 13. H ₂ Mass Distribution in Primary System and Containment for TMLB' (Base Case).....	35
그림 14. H ₂ Mass Distribution in PZR and Containment for TMLB' (Base Case).....	36
그림 15. H ₂ Mass in IRWST for TMLB' (All Case).....	37
그림 16. H ₂ Mass in Upper Compartment for TMLB' (All Case).....	38
그림 17. H ₂ Mass Flow Rate from PZR to IRWST for TMLB'.....	39
그림 18. Integral H ₂ Mass Released from PZR to IRWST for TMLB'.....	40
그림 19. Total UO ₂ Mass in Cell 207 for TMLB' (Case3).....	41
그림 20. Total UO ₂ Mass in Cell 207 for TMLB' (Case4).....	42
그림 21. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case1).....	43
그림 22. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case2).....	44
그림 23. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case3).....	45
그림 24. Total Zr, ZrO ₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case4).....	46
그림 25. Cumulative H ₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (Case1,2).....	47
그림 26. Cumulative H ₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (Case3).....	48
그림 27. Cumulative H ₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (Case4).....	49
그림 28. Cumulative CO Mass Generated in Vessel for LLOCA (All Case)....	50
그림 29. Cumulative CO ₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (All Case)...	51
그림 30. Cumulative CH ₄ Mass Generated in Vessel for LLOCA (All Case).....	52

그림 31. Pressure in Containment for LLOCA (Base Case).....	53
그림 32. Pressure in IRWST for LLOCA (All Case).....	54
그림 33. H ₂ Mass Distribution in Primary System and Containment for LLOCA (Base Case).....	55
그림 34. H ₂ Mass Distribution in PZR and Containment for LLOCA (Base Case).....	56
그림 35. H ₂ Mass in IRWST for LLOCA (All Case).....	57
그림 36. H ₂ Mass in Upper Compartment for LLOCA (All Case).....	58
그림 37. H ₂ Mass Flow Rate from Cold Leg to S/G A for LLOCA.....	59
그림 38. Integral H ₂ Mass Released from Cold Leg to S/G A for LLOCA...	60
그림 39. Total UO ₂ Mass in Cell 107 for LLOCA (Case3).....	61
그림 40. Total UO ₂ Mass in Cell 107 for LLOCA (Case4).....	62

제 1 장 개 요

원자로 내 연소가스 생성량은 중대사고시 격납건물을 위협할 수 있는 격납건물 내 연소가스 특히 수소농도 분석에 많은 영향을 미친다. 본 보고서에는 U.S. NRC가 원전의 중대사고 현상해석을 위하여 개발한 MELCOR코드[1]를 이용하여 APR1400에서 대표적인 중대사고 시나리오를 가정하여 민감도 분석을 통해 원자로 내 연소가스 생성량을 검토하였다. 분석된 사고 시나리오는 대표적 고압사고인 발전소 정전사고와 저압사고인 대형 냉각재 상실사고로부터 기인된 중대사고를 선정하였으며, 수행한 연소가스 생성량에 대한 민감도 인자는 원자로 용기의 파손 모델, Zr 산화 반응 모델, B₄C 산화 반응 모델 등이다.

원전에서 일어날 수 있는 중대사고 현상들은 불확실성이 매우 크기 때문에 현재 개발되어 있는 어떠한 평가도구들도 결과에 대한 타당성을 입증하기가 쉽지 않다. 따라서 보다 효과적으로 중대사고 현상을 평가하기 위해서는 다양한 해석코드를 이용하여 분석을 수행하고 각각의 모델링 특성을 파악하여 불확실성을 감소시킬 필요가 있다. 현재 개발되어 있는 대표적인 중대사고 종합 해석코드로는 EPRI가 개발한 MAAP코드와 U.S. NRC가 개발한 MELCOR코드를 들 수 있으며 두 코드는 중대사고 현상자체에 내재하는 불확실성 때문에 모델링에 있어서 많은 차이를 보이고 각기 장점과 단점을 가지고 있기 때문에 이들을 병용할 경우 상호 보완적으로 작용함으로써 효과적으로 현상을 해석할 수 있게 된다.

APR1400의 경우, 2단계 기술개발 시 주로 MAAP코드[2]를 이용하여 주요 중대사고 현상분석을 수행하였으며 극히 부분적으로 MELCOR를 사용하였기 때문에 중대사고 관련 설계검증이나 인허가 단계에서 MELCOR코드를 사용하여 기존결과 등을 검증할 필요성이 예상된다. 따라서 본 보고서에서는 기 작성된 APR1400에 대한 MELCOR의 발전소 기본입력모델을 이용하여 대표적인 중대사고 시나리오를 모의, 해석함으로써 MELCOR 코드 사용을 위한 국내 기술을 축적하고자 하였다. 이는 다양한 해석코드에 의한 중대사고 현상규명과 불확실성을 파악하여 관련 인허가 쟁점해결에 도움을 줄 수 있으며 추후 예상되는 중대사고관리 지침개발에도 도움을 줄 수 있을 것으로 판단된다.

본보고서는 APR1400의 노내 수소 생성량에 대한 민감도 분석 [3] 보고서에 비해 대형 냉각재 상실 사고 분석시 사용된 가정 사항이 냉각수 방출 계수를 0.75로 하는 등 초기조건 및 기본 가정에 차이가 있다.

제 2 장 민감도 분석 방법

노내 연소가스 생성량 분석을 위한 기본 가정으로 관통부 또는 하부 헤드 파손 온도의 기본 값으로 1273.15K를 썼으며, 지르카로이 산화 반응 모델은 Urbanic-Heidrich 상관식을 이용하였고, B₄C 산화 반응 모델을 사용하였다. 고려된 민감도 인자에 대한 민감도 분석 방법은 다음과 같다.

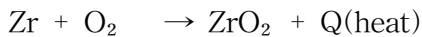
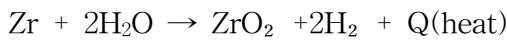
2.1 원자로 용기 파손 모델에 대한 민감도 분석

중대사고시 원자로 용기 내에서 생성되는 수소의 양은 용기 파손시간과 관련이 있다. 반면에 용기파손시간은 용기파손 모델에 따라 달라지므로 이를 민감도 인자로 고려하였다. APR1400에서는 원자로 용기 관통관 (penetration tube)이 원자로 하부용기 벽을 관통해서 설치되어 있으며, 노심 내 위치별 중성자 검출을 위한 thimble 관이 설치되어 있다. 만일 중대사고시 하부 반구로 재배치된 노심 용융물에 의해 관통관이 용융, 파손될 경우 원자로 용기 안에 담겨있는 용융물은 하부반구가 직접 파손되지 않아도 관통관 용접부 파손에 의해 반구의외벽 격납건물 공동으로 방출될 가능성이 크다. 현재 사용중인 중대사고 해석코드 중 관통관 손상을 자세히 모의하고 있는 코드는 MAAP 코드이며 NUREG/CR-5642[4] 에서 언급하고 있는 대부분의 현상들을 포함하고 있다. 그러나 MELCOR 코드에서는 관통 노즐 온도가 반구 벽과의 용접 부위 구성물질의 극한강도(ultimate strength)가 상실되는 온도에 도달하면 손상이 발생하는 것으로 단순하게 모의하고 있으며 예상되는 손상온도 (사용자가 입력카드번호 COR00009 (3)에 입력으로 지정함)는 1273.15 K로 가정하고 있다. 그러나 실제의 경우 관통 노즐 부위가 가열되면서 관의 팽창으로 반구 벽과 완전히 밀착되어 용접 부위가 손상되더라도 관통 노즐이 녹을 때까지는 손상이 억제될 수 있다고 판단된다. 또한 관통 노즐 손상 이전에 반구 내 관이 용융 손상되어 용융물이 관 내부를 따라서 재배치되어 반구 외벽으로까지 연장되어 있는 관 안에서 굳어 막히는 현상 (plugging)이 일어날 수도 있다. 이와 같이 관이 막히는 경우, 관의 손상 여부는 관 내부에서 발생된 열이 관의 외부 공간인 원자로 공동으로 얼마나 효과적으로 제거될 수 있는가에 관계될 것이다. 특히 외벽 냉각이 수행될 경우 반구 외벽으로 연장되어 있는 관이 냉각수로 잠겨있게 되어 관의 손상은 크게 지연되거나 방지될 수 있다고 판단된다. 따라서 여기서는 이와 같은 현상을 고려하여 민감도 분석을 수행하였다. 기본 경우(Base Case)에서는 관통부 또는 하부 헤드 파손 온도의 기본 값으로 1273.15K를 썼으며, 관통부 노즐 재질인 Inconel-600의 용융온도인

1650K[4]를 쓴 경우 (Case 1)와 관통부 파손은 고려하지 않고 Creep에 의해 파손이 일어나는 경우 (Case2)에 대하여 민감도 분석을 하였다. MELCOR 입력에서 관련변수는 COR00009 (3) TPFAIL로 관통부 또는 하부 헤드 파손 온도 값으로 Case 2의 경우 5,000K를 썼다.

2.2 Zr 산화 반응 모델에 의한 민감도 분석

중대사고가 발생하여 노심이 노출될 경우 핵연료 피복재인 지르카로이는 수증기와 산화 반응을 일으켜 많은 수소를 발생시킨다. 동시에 이 반응은 매우 많은 열을 발생시키는 발열반응이므로 사고진행을 촉진시켜 핵연료 및 원자로파손에 크게 영향을 미친다. 또한 노심이 용융되는 중대사고시 발생하는 다량의 수소는 기폭하여 폭발반응을 일으킴으로써 격납건물에 직접적인 하중을 가하여 격납건물의 건전성을 위협하게 되며 안전관련 기기에 손상을 유발시킬 수 있는 것으로 알려져 있다. 실제로 TMI-2사고에서 핵연료 피복관 / 노심용융물과 수증기와의 반응으로 다량의 수소가 발생하여 격납건물로 방출되었다. 그러므로 노심손상을 동반하는 중대사고시 수소 생성 공급원으로서 핵연료 피복관의 산화 반응은 중요한 현상으로 대두되어 왔다. 이 Zr 산화 반응은 다음과 같은 발열 반응으로 표시된다. [1]



초기의 지르카로이 피복관은 고온에서 안정된 순수 β -Zr으로만 구성되어 있다. 그러나 수증기와 고온의 피복관이 반응함에 따라서 피복관내에 Zr은 산소농도에 따라서 3가지 종류로 구분된다. 즉 피복관 외벽부터 산소농도가 높은 순서대로 ZrO_2 , α -Zr, 그리고 β -Zr로 구성된다. 이와 같이 순수 Zr가 ZrO_2 , α -Zr 으로 전환되는 반응을 산화 반응이라 하며 이와 같은 산화 반응은 다음과 같이 parabolic 형태를 따른다.

$$d(W^2)/dt=K(T)=A \exp(-B/T)$$

여기서

W : 단위표면 당 산화물의 질량 [kg/m²]

K(T) : 반응계수

A,B :상수값

T : 산화 층의 온도 [K]

위에 식에서 보듯이 산화 반응 층의 성장은 시간 제곱근에 비례한다. 이 산화 반응은 산화물을 통과하는 음이온 확산에 의해서 지배된다. 산화 반응은 거의 유사한 형태를 갖는 상관식으로 표현할 수 있으며, 이 상관식은 온도에 의존하는 상수에 의해서 결정되는데, 이러한 상수는 여러 실험 데이터로부터 도출할 수 있다. 수증기내의 대표적인 산화 반응관련 산화 반응 상관식은 다음과 같다.

Urbanic-Heidrich 상관식 [5]

$$K(T) = 29.6 \exp(-16820.0/T) < 1853^{\circ}\text{K}$$

$$K(T) = 87.9 \exp(-16610.0/T) \geq 1853^{\circ}\text{K}$$

MATPRO-EG&G 상관식 [6]

$$K(T) = 33.6 \exp(-20060.0/T) < 1853^{\circ}\text{K}$$

$$K(T) = 10.82 \exp(-16610.0/T) \geq 1853^{\circ}\text{K}$$

위에서 보듯이 각 모델은 온도에 따라 2개의 상관식이 가용하다. 그러나 어떤 다른 새로운 모델도 해당 계수 값을 입력함으로서 모의가 가능하다. 본 민감도분석에서는 MELCOR의 입력변수를 변화시켜 각 산화 반응 상관식의 영향을 분석하였다. Base Case의 경우 Urbanic-Heidrich 상관식을 이용하였고 Case 3의 경우 MATPRO-EG&G 상관식을 이용하였다.

2.3 B₄C 산화 반응 모델 사용여부에 의한 민감도 분석

최근의 연구결과에 의하면 중대사고 진행과정에서 B₄C는 다음과 같은 반응을 거쳐서 연소가스인 수소 및 일산화탄소 그리고 메탄을 생성시킨다고 알려져 있으며[1] APR1400에서는 13260kg의 B₄C를 Control Element Assembly에 사용하고 있다.[7].

B₄C에 의한 연소 가스 생성 반응은 다음과 같다.



B₄C에 의한 수소 및 일산화탄소 그리고 메탄 발생 양을 평가하기 위해 B₄C 산

화 반응모델 (C1005 (4))을 채택한 경우(Base Case)와 B₄C 산화 반응 모델을 채택하지 않은 경우(Case 4)에 대해 분석하였다.

제 3 장 민감도 분석 결과

3.1 발전소 정전사고 분석

본 보고서에서 분석하고자 하는 사고경위는 WASH-1400 [8]에서 정의된 TMLB' 이며 이는 대표적인 중대사고 시나리오 중의 하나이다. 즉 발전소 내부 및 외부 교류전원이 상실되고 (Loss of Onsite & Offsite AC Power), 보조급수 계통 (Auxiliary Feedwater System)이 작동되지 않아 증기발생기 이차측의 모든 급수가 중단되며, 터빈 우회계통 (Turbine Bypass System) 및 대기 방출밸브 (Atmospheric Dump valve)가 작동되지 않아 이들을 통한 이차측 열제거가 불가능한 사고이다.

모든 교류전원이 상실되었으므로 안전 주입 펌프(Safety Injection Pump), 격납 건물 살수펌프(Containment Spray Pump) 및 격납건물 대기냉각용 팬 (Containment Fan Cooler)이 작동하지 않으며 따라서 노심냉각을 위해 활용 가능한 냉각수단은 기존의 일차계통 냉각수와 안전주입 탱크(Safety Injection Tank)의 냉각수 재고량이며 이차계통을 통한 열제거는 증기발생기 내의 냉각수량과 주증기 안전밸브(Main Steam Safety Valve) 만으로 이루어진다[9].

본 분석에서는 정상상태를 모의를 위하여 초기 100초 동안은 발전소 정상운전을 모의하였으며 100초가 되는 시점에서 이차측 주급수펌프와 일차측의 원자로 냉각재 펌프가 작동을 멈추고 원자로가 정지된다. 이 후 디젤구동 보조급수 펌프, 터빈구동 보조급수 펌프, 안전주입 펌프들은 전혀 작동되지 않고 사고완화를 위한 어떠한 운전원의 조치도 없으며 다만 계통의 압력이 감소된다면 4개의 안전주입 탱크로부터 냉각수가 유입될 수 있다.

MELCOR의 발전소 입력모델에서 기본가정 사항으로 피복재 손상온도를 1,173 K로 사용하였는데 이는 핵연료 구조건전성과는 상관이 없고 핵분열 생성물 방출과 관련된다. 노심손상 온도는 ZrO_2 생성 분율에 따라 2,400 K-2,800 K를 사용하였다.

해석의 수행범위는 원자로 용기 내에서의 Zr, ZrO_2 생성, 발생 가스인 수소, 일산화탄소, 메탄생성량 그리고 주요 격납건물에서의 수소 분포량과 압력 등으로 하

였고 기본 Case의 일차 및 이차계통의 열수력 현상을 포함하여 노심노출, 노심 용융, 용융물 재배치, 원자로 용기파손, 수소생성 및 원자로 공동(Reactor Cavity)에서의 노심 용융물과 콘크리트 반응 등은 참고문헌 [9]에 기술되어 있다.

TMLB' 사고시 민감도 분석 주요 사고진행은 표 1에 요약되어 있고 시간에 따른 Zr, ZrO₂ 값은 그림 1부터 그림 4에 있으며 노심에서 발생된 H₂, CO, CO₂, CH₄ 발생량은 표 2와 그림 5부터 그림 10에 나타나 있고 격납건물 관련 주요 변수값은 그림 11부터 그림 16에 나타나 있으며 가압기와 IRWST 사이의 수소 유동율과 방출된 수소량은 그림 17, 18에 나타나 있다. 그림 19와 그림 20은 수소 생성량이 relocation model 과 관련이 있는지를 나타낸다.

사고가 진행되어 일차계통 내의 냉각수가 감소되어감에 따라 노심이 노출되고 노심을 지나는 증기에 의해 피복관의 산화 반응이 8,000초부터 시작된다. 원자로 파손이 일어 날 때까지 노심에 존재하는 Zircaloy 의 일부가 증기와 반응하여 ZrO₂ 로 변화되는 과정에서 수소가 발생한다. 그림 1, 2, 3, 4는 Case 별로 Zr 과 ZrO₂ 변화량을 나타낸다.

그림 5는 Base Case 경우 수소 발생량을 보여주고 있는데 8,000초경부터 Zr 산화에 의해 수소가 발생하기 시작하여 원자로 용기가 손상 될 때까지 (12,840초, 표1) 총 588.18 kg 의 수소가 발생한다. 발생된 수소는 POSRV를 통하여 IRWST로 방출되며 IRWST에 누적된 수소가 8,550초경에 연소가 일어난다. 각 민감도 분석 계산결과를 요약하면 다음과 같다.

- 원자로 용기 파손 모델에 대한 민감도 분석

Case 1과 Case 2가 이에 해당되며 모든 사고진행 과정이 Base Case와 같고 다만 용기 파손 모델 차이에 의해 용기 파손 시간이 달라진다. 즉 Case 1에서는 관통부 파손 온도를 1,650K로 증가시킴으로 파손시간이 30초 증가하였고 (표 1 참조) 이 시간동안 수소생성량은 약 30kg이 증가한다. (표 2 및 그림 5 참조) 또한 Case 2에서는 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델에 의해 계산을 수행한 결과, 원자로 손상시간이 Base Case에 비해 271초가 지연되었으며 (표 1 참조) 이 시간동안 수소생성량은 57kg이 증가하였다. (표 2 및 그림 5 참조)

- Zr 산화 반응 모델에 대한 민감도 분석

MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 Case 3는 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 Base Case 보다 산화 반응이 적게 일어난다. 따라서 표1에서 보는 바와 같이 UO_2 의 용융시작 시점 (8,953초)이 Base Case (8,544초) 보다 409초가 지연되며 원자로 손상시간도 1,063초가 지연된다 (표 1 참조). 원자로가 손상될 때까지 수소생성량을 비교하면 Case 3 (561kg)가 Base Case (588kg) 보다 약 27kg 정도 적게 생성되며 (표 2, 그림 6 참조), 결론적으로 Urbanic-Heidrich 상관식이 MATPRO-EG&G 상관식 보다 보수적인 값을 제시하고 있음을 알 수 있다.

- B_4C 산화 반응 모델 사용 여부에 대한 민감도 분석

Base Case 에서는 B_4C 산화 모델을 사용하였고 Case 4에서는 이를 고려하지 않았다. 일단 B_4C 산화 모델을 고려하지 않게 되면 ZrO_2 및 수소 생성율은 감소하며, 이는 Base Case와 원자로 용기 손상이 일어나는 시점까지의 생성량 결과를 비교해 보면 알 수 있다. 즉 그림 4와 그림 7을 보면 산화 반응이 시작된 후 대체로 Case 4의 ZrO_2 및 수소 생성량이 Base Case 보다 적게 유지된다. 그러나 원자로 용기 손상이 일어나는 시점에서 Case 4에서 수소 생성량이 612kg으로 Base Case 588kg 보다 많은 이유는 약 379초 지연되는 원자로 손상시간 때문에 이 시간동안에도 수소 생성이 계속되기 때문이다. 한편 일산화탄소 (CO), 이산화탄소 (CO_2), 메탄 (CH_4) 생성량을 비교해 보면 (표 2, 그림 8,9,10 참조), Case 4에서는 B_4C 산화 모델을 고려하지 않았기 때문에 생성가스가 없으며 다른 경우들에서는 생성이 되지만 발생량은 소량이며 경우별 차이는 거의 무시할 정도이다.

본 보고서에서는 원자로 용기 내에서의 수소 생성량이 분석 목적이지만 MELCOR 계산 결과로 파악된 격납건물에서의 수소 분포량 및 압력 변화도 요약하여 기술하고자 한다.

그림 11 은 Base Case 경우 격납건물 각 격실의 압력변화를 나타낸다. 원자로용기 파손 이후 꾸준한 압력증가는 주로 원자로용기 파손 후 원자로공동에서의 증기화에 의한 것이며 13,000초 근처에서의 0.28 MPa에 이르는 침투 압력은 원자로용기 파손 때문이다.

각 경우의 IRWST 압력변화는 그림 12에 있으며 그림에서 보듯이 Case 별 IRWST에서 압력차이는 그리 크지 않음을 알 수 있다. 그림 13 과 14는 Base Case 경우 격납건물의 각 부분에서의 시간에 따른 수소 분포량을 나타내는데 상부격실 (Upper Compartment)에 가장 많이 모임을 알 수 있다.

그림 15는 수소 농도가 높을 것으로 예측되는[7] IRWST의 Case 별 수소 분포량을 나타내며 Case3의 경우 30kg이 다른 경우는 약 38 kg이다. 그림 16은 수소량이 많은 상부격실의 Case 별 수소 분포량을 나타내며 Case 별로 약간의 차이가 있음을 알 수 있다.

그림 17과 그림 18은 가압기와 IRWST 사이의 수소 유동율과 방출된 수소량을 나타낸 것으로 Case4, Case2, Case1, Base Case, Case3 순으로 수소량 차이가 남을 알 수 있다.

그림 19와 그림 20은 제일먼저 원자로 파손이 일어나는 두 번째 링 중 7번째 노드 (Cell 207)에서의 UO_2 량을 보여준다. Urbanic-Heidrich 지르칼로이 산화 모델을 사용하는 기본경우에 비해 MATPRO-EG&G 모델을 사용하는 Case3의 경우 용융물 초기 재배치 시점이 약 4,000초 정도 늦으며, Cell 207의 UO_2 clearing 시점도 약 5,000초 차이를 보인다. 이와 같이 산화 모델의 선택에 따라 재배치 형태가 달라지며, 이로 인한 유로 폐쇄 (channel blockage)는 결국은 노내 수소 생성량에도 영향을 미치게 된다[10]. 상대적으로 B4C 산화모델의 유무에 따른 UO_2 질량 재배치는 크게 영향을 받지 않음을 보여주고 있다.

3.2 대형 냉각재 상실사고 분석

본 보고서에서는 MELCOR 코드를 이용하여 대표적 저압사고인 대형 냉각재 상실사고로부터 기인된 중대사고를 대상으로 해석을 수행하였다. 일반적으로, 냉각재 상실사고 해석은 관 파단 크기에 따른 사고전개의 차이 등이 포함될 수 있으며 주요 현상 분석 시 불확실한 변수를 고려한 민감도 분석이 추가될 수 있지만, 본 해석에서는 대형 냉각재 상실사고에 해당하는 파단 크기에 대하여 중대사고 해석을 수행하였다. 기본 사고경위 (Base Case)의 초기조건 및 기본가정은 다음과 같으며 상세한 입력 모델링은 참고문헌 [9, 11]에 나타나 있다.

- 파손 위치 : 가압기와 연결된 저온관
 가압기 밀림관 (Surge Line)이 연결되어 있는 Loop의 펌프 토출관 (Cold Leg Pump Discharge) 에서 파단이 일어난다고 가정
- 파손크기 : 파손면적 : 0.5 ft^2 (0.0465 m^2)
 파손직경 : $0.797 \text{ ft} = 9.56 \text{ in} = 0.243 \text{ m}$
- 방출계수 (Discharge coefficient) 0.75
 방출계수를 0.75로 한 이유는 기존 냉각재 상실사고 분석의 많은 경우 1.0 보다 작은 방출계수를 사용하고 있으며 MAAP4 [2] 에서는 냉각재 상실사고에 대한 방출계수로 0.75를 기본 값으로 사용하고 있기 때문이다.
- 격납건물 살수계통 : 2대 모두 작동 안함
 APR1400의 격납건물 살수계통은 비안전등급 (Non Safety Grade) 으로 구분되며 2대의 격납건물 살수펌프 (CSP) 는 격납건물 고압신호 (36.7 Psia) 에 의하여 작동한다. SIP 와 마찬가지로 CSP 는 IRWST 로부터 냉각수를 취출 (Suction) 하게 되는 데, 격납건물에 존재하는 모든 냉각수 (Coolant Released through the Break) 또는 응축증기 (Condensated Steam)는 최종적으로 HVT (Holdup Volume Tank) 나 IRWST 로 향하게 되어 있고 일정수위 이상의 HVT 냉각수는 IRWST로 유입되도록 설계되어 있어 IRWST는 항상 충분한 양의 안전주입수가 존재한다. 결국, SIP 나 CSP 가 작동되는 한 안전 주입수는 항상 유입될 수 있다. 하지만, 본 절에서는 보수적으로 2 대의 살수펌프 모두가 작동하지 않는 것으로 가정하였다.
- 안전 주입 계통
 - . 안전주입펌프 : 4대 모두 작동 안함
 - . 안전주입탱크 : 4대 모두 작동함
 안전 주입 계통은 4대의 안전 주입 펌프 (SIP) 와 4대의 안전 주입 탱크 (SIT) 로 구성되어 있다. 안전 주입 펌프는 IRWST (In-containment Refueling Water Storage Tank)로부터 냉각수를 취출 (Suction) 하며, 안전 주입 펌프 및 안전 주입 탱크로부터 주입된 냉각수는 각각 4개의 원자로 압력용기 직접 주입관 (DVI) 을 통하여 원자로용기 하향유로 (Downcomer) 로 주입된다. 안전 주입 펌프는 가압기 저압 (1,825 psia) 이나 격납건물 고압 (36.7 psia) 에 의하여 발생하는 안전주입 동작신호 (SIAS) 에 의하여 자동으로 작동하며, 각 안전주입 펌프는 저압에서도 원자로 압력에 따른 일정량의 안전주입수를 방출함으로써 울진 3&4호

기 등 기존 원전에서 사용되었던 저압 안전주입 펌프 (LPSI) 의 기능도 병행하도록 설계되어 있다. 또한, 소외전원 상실사고시 2대의 디젤발전기가 사용될 수 있는데 각각은 2대의 안전주입 펌프를 담당하도록 설계되어 있다. 한편, 안전주입 탱크는 원자로 냉각재계통 (RCS) 압력이 안전주입탱크 설정압력 (610 psia) 이하로 떨어지면 자동으로 안전 주입수를 방출한다. 본 절에서 고려된 대형 냉각재 상실사고의 경우 4 대의 안전 주입 탱크만 작동가능하고 4대의 안전주입 펌프는 사고초기에 모두 작동되지 않는 것으로 가정하였다. 이는 KNGR SAR[7] 및 Level 2 PSA 수행결과 안전 주입 펌프가 하나만 작동하더라도 중대사고가 유발되지 않는다는 계산결과에 근거한 것이다.

- 주급수 및 보조급수계통 : 작동하지 않음

해석의 수행범위는 발전소 정전 사고와 마찬가지로 원자로 용기 내에서의 Zr, ZrO₂ 생성, 발생 가스인 수소, 일산화탄소, 메탄 생성량 그리고 주요 격납건물에서의 수소 분포양과 압력 등으로 하였으며 기본 Case의 중대사고 진행관점에서 중요하게 고려되는 다음과 같은 주요 현상 (Phenomenologies) 및 반응인자 (Response parameters) 에 대한 해석결과는 참고문헌 [9,11]에 기술되어 있다.

- 노심용융 사고와 관련된 주요 사건들의 시간대별 발생이력

- . 원자로 냉각재 펌프 정지 (RCP Trip)
- . 파손 부위를 통한 냉각수 및 증기 유출율 (Blowdown rate)
- . SIT 주입 및 고갈시간 (SIT Injection & Dryout)
- . 노심노출 (Core Uncovery) 및 고갈 (Core Dryout) 시점
- . 노심손상 및 재배치 시점 (Failure of Core Geometry)
- . 노심지지대 및 파손시점 (Core Support Plate Failure)
- . 원자로 하부반구 파손특성 (파손시점, 파손크기)

- 1차 냉각재 계통 및 격납건물에서의 압력 및 온도변화

- 노심 및 격납건물 공동에서의 수소 및 비응축성 가스 발생

- 노심 및 원자로 하반구에서의 용융물 분포 (UO₂, ZrO₂, Zr, Steel (oxide)) 및 거동

대형 냉각재 상실 사고시 민감도 분석 주요 사고진행은 표 3에 요약되어 있고 시간에 따른 Zr, ZrO₂ 값은 그림 21부터 그림 24에 있으며 노심에서 발생된 H₂, CO, CO₂, CH₄ 발생량은 표 4와 그림 25부터 그림 30에 나타나 있고 격납건물 관련 주요 변수값은 그림 31부터 그림 36에 나타나 있으며 저온관과 증기 발생기 A 사이의 수소 유동율과 방출된 수소량은 그림 37, 38에 나타나있다. 그림 39와 그림 40은 수소 생성량이 relocation model 과 관련이 있는지를 나타낸다.

사고가 진행되어 일차계통 내의 냉각수가 감소되어감에 따라 노심이 노출되고 노심을 지나는 증기에 의해 피복관의 산화반응이 4260초부터 시작된다. 원자로과손이 일어 날때까지 노심에 존재하는 Zircaloy 의 일부가 증기와 반응하여 ZrO₂ 로 변화되는 과정에서 수소가 발생한다. 그림 21, 22, 23, 24는 Case 별로 Zr 과 ZrO₂ 변화량을 나타낸다. 그림 25는 Base Case 경우 수소 발생량을 보여주고 있는데 4260초경부터 Zr 산화에 의해 수소가 발생하기 시작하여 원자로 용기가 손상 될때까지 (8,261초, 표 3 참조) 총 406 kg 의 수소가 발생한다.

각 민감도 분석 계산 결과를 요약하면 다음과 같다.

- 원자로 용기 파손 모델에 대한 민감도 분석

Case 1과 Case 2가 이에 해당되며 모든 사고진행 과정이 Base Case와 같고 다만 용기 파손 모델 차이에 의해 용기 파손 시간이 달라진다. 즉 Case 1 에서는 관통부 파손 온도를 1,650K로 증가시킴으로서 파손시간이 11초 지체되었고, (표 3 참조) 이 시간동안 수소 생성량은 변화가 없다. (표 3 및 그림 25 참조) 또한 Case 2에서는 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델에 의해 계산을 수행하였고, 원자로 손상시간이 Base Case에 비해 2,534 초가 지연되었으며 (표 3 참조) 이 시간동안 파손 부위를 통해 냉각재가 대부분 빠져나갔기 때문에 수소 생성량은 변화가 없다. (표 3 및 그림 25 참조)

- Zr 산화 반응 모델에 대한 민감도 분석

MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 Case 3는 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 Base Case 보다 산화 반응이 적게 일어난다. 따라서 표 3에서 보는 바와 같이 UO₂의 용융시작 시점 (5026초)이 Base Case (4705초) 보다 321 초가 지연되며 원자로 손상시간도 290 초가 지연된다 (표 3 참조). 원자로가 손상될 때까지

수소생성량을 비교하면 273kg 이 생성되는 Case 3 가 Base Case (406kg) 보다 약 133kg 정도 적으며 (표 3, 그림 26 참조), 결론적으로 Urbanic-Heidrich 상관식이 MATPRO-EG&G 상관식보다 보수적인 값을 제시하고 있음을 알 수 있다.

- B₄C 산화 모델 사용 여부에 대한 민감도 분석

Base Case 에서는 B₄C 산화 모델을 사용하였고 Case 4에서는 이를 고려하지 않았다. 일단 B₄C 산화 모델을 고려하지 않게 되면 ZrO₂ 및 수소 생성율은 감소하며, 이는 Base Case와 원자로 용기 손상이 일어나는 시점까지의 생성량 결과를 비교해 보면 알 수 있다. 즉 그림 24와 그림 27을 보면 산화 반응이 시작된 후 Case 4의 ZrO₂ 및 수소 생성량이 Base Case 보다 전반적으로 적다. 원자로가 손상 될 때까지 총 수소 생성량은 Case 4 가 387kg으로 Base Case (406kg) 보다 약 19kg 정도 적게 생성되며 (표 3, 그림 27 참조), 결론적으로 B₄C 산화 반응 모델을 사용하면 보다 많은 수소를 생성함을 알 수 있다. 한편 일산화탄소 (CO), 이산화탄소 (CO₂), 메탄 (CH₄) 생성량을 비교해 보면 (표 4, 그림 28, 29, 30 참조), Case 4 에서는 B₄C 산화 모델을 고려하지 않았기 때문에 생성가스가 없으며 다른 경우들에서는 생성이 되지만 발생량은 소량이며 경우별 차이는 거의 무시할 정도이다.

본 보고서에서는 원자로 용기 내에서의 수소 생성량이 분석 목적이지만 MELCOR 계산 결과로 파악된 격납건물에서의 수소 분포량 및 압력 변화도 요약하여 기술하고자 한다.

그림 31은 Base Case 경우 격납건물 각 격실의 압력변화를 나타낸다. 원자로파손 이전에 격납건물 압력은 초기압력 0.1 MPa (1.0 bar, 14.7 Psia) 에서 140초가 되면 저온관 파단 부위를 통한 Steam Blowdown 에 의하여 최대 0.29 MPa 로 증가하다가 이후 지속적으로 감소하였으며, 하반기 파손후 원자로 공동으로 방출된 노심용융물에 의한 온도상승 및 노심용융물과 콘크리트와의 반응 (MCCI) 에 의한 비응축성 가스 생성으로 압력은 서서히 증가한다. 그림 31에서 원자로용기 파손 이후 꾸준한 압력증가는 주로 원자로용기 파손 후 원자로 공동에서의 노심용융물과 콘크리트 반응에 의한 비응축성 가스 생성 때문이다.

각 경우의 IRWST 압력변화는 그림 32에 있으며 그림에서 보듯이 Case별로 차

이가 없음을 알 수 있다. 그림 33 과 34는 Base Case 경우 격납건물의 각 부분에서의 시간에 따른 수소 분포를 나타내는데 상부격실에 가장 많이 모임을 알 수 있다.

그림 35는 수소 농도가 높을 것으로 예측되는[7] IRWST의 Case 별 수소 분포량을 나타내며 20,000초에서 약 6 - 7.5 kg이 모인다. 그림 36은 수소 량이 많은 상부격실의 Case 별 수소 분포량을 나타내며 20,000초에서 약 650 - 750 kg이 모인다.

그림 37과 그림 38은 저온관과 증기 발생기 A 사이의 수소 유동율과 방출된 수소량을 나타낸 것으로 Case1, Base Case, Case2, Case4, Case3 순으로 수소량 차이가 남을 알 수 있다.

Cell 107에서의 UO_2 량을 보여주는 그림 39와 40은, 발전소 정전사고에서의 결과(그림 19와 20)와 비교하여 UO_2 재배치 관점에서 큰 차이가 없음을 보여주고 있다.

3.3 발전소 정전사고와 대형 냉각재 상실사고에서의 수소

생성량 비교

두 사고의 민감도 분석 결과, 기본 경우에 비해 관통부 파손 온도를 1,650K로 증가시킨 경우 (Case 1) 발전소 정전사고에서는 수소 생성량이 원자로 용기 파손시점에서 5.2% 증가하였고, 대형 냉각재 상실사고 시에는 거의 유사하였다. 그 이유로는 두 사고 모두 원자로 용기 파손시간이 지연되었는데 발전소 정전사고에서는 그 기간 (30초) 동안 수소가 지속적으로 발생했기 때문이며, 대형 냉각재 상실사고 시에는 그 기간 (11초) 동안 수소의 발생량이 미미하였기 때문이다. 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의한 원자로 손상을 고려한 경우 (Case 2), 발전소 정전사고에서는 수소 생성량이 원자로 용기 파손시점에서 9.7% 증가하였고, 대형 냉각재 상실사고 시에는 거의 유사하였다. 그 이유로는 두 사고 모두 원자로 용기 파손시간이 Case 1 보다 지연되었는데 발전소 정전사고에서는 그 기간 (271초) 동안 수소가 지속적으로 발생했기 때문이며, 대형 냉각재 상실사고 시에는 그 기간 (2534초) 동안 수소의 발생량이 미미하였기 때문이다. MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 Case 3는 Urbanic-Heidrich 상관식을

사용한 Base Case 보다 두 사고 모두 수소 생성량이 원자로 용기 파손시점에서 각각 4.5%, 32.8% 감소하여 Urbanic-Heidrich 상관식이 MATPRO-EG&G 상관식보다 보수적임을 알 수 있다. B₄C 산화 반응 모델을 사용한 경우 (기본경우)는 B₄C 산화 반응 모델을 사용하지 않은 경우 (Case 4)에 비해 전반적으로 동일한 시점에서 수소 생성량이 많으며, 이는 B₄C의 산화 현상 때문이다. 다만 발전소 정전사고 시는 수소 생성량이 4% 감소하였는데, 그 이유는 Case 4의 경우 원자로 손상시간이 약 379초 지연되고 이 시간동안의 수소 생성량이 추가되었기 때문이다. 한편 일산화탄소(CO), 이산화탄소(CO₂), 메탄(CH₄) 생성량은 두 사고 모두 Case 4에서는 B₄C 산화 반응 모델을 고려하지 않았기 때문에 없으며 Base Case 의 경우 발전소 정전사고 시 각각 5.6kg, 12.2kg, 1.2x10⁻⁴kg이고 대형 냉각재 상실사고 시는 각각 10.2kg, 11.1kg, 1.0x10⁻⁵kg 이며 경우 별 차이는 거의 무시할 정도이다.

제 4 장 결론

수소 생성량은 발전소 정전사고의 경우 원자로 용기 파손 모델 고려시 관통부 파손 온도를 1,650K로 증가시킨 경우, 그리고 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델을 사용한 경우 증가함을 알 수 있었고 대형 냉각재 상실사고 시에는 거의 유사하였다. Zr 산화 반응 모델에 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 경우가 MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 경우에 비해 보수적임을 알 수 있었고, B₄C 산화 반응 모델을 사용한 경우는 모델을 사용하지 않은 경우에 비해 전반적으로 수소 생성량이 많음을 확인하였다. 또한 B₄C 산화 반응 모델을 고려하지 않은 경우, 일산화탄소(CO), 이산화탄소(CO₂), 메탄(CH₄) 생성량은 두 사고 모두 거의 무시할 정도이다. 또한 노내 수소 생성관련 모델의 선택에 따라 용융물의 재배치 형태가 바뀌고, 이로 인한 수소 생성량의 변화가 확인되어 추후 relocation model의 검토 필요성이 제기되었다.

참고문헌

1. U.S.NRC, "MELCOR Computer Code Manual: Primer and Users' Guides Version 1.8.4," NUREG/CR-6119, Vol.1, Rev.1, July 1997.
2. EPRI, "Modular Accident Analysis Program," May 1994.
3. S.D.Kim, KAERI, "Sensitivity Analyses on In-Vessel Hydrogen Generation for KNGR," KAERI/TR-1791/2001, March 2001.
4. EG&G, "Light-Water-Reactor Lower Head Failure Analysis" NUREG/CR-5642, EGG-2618, October 1993.
5. V. F. Urbanic and T. R. Heidrich, "High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam," J. Nuc. Matls., 75, pp. 251-261, 1978.
6. "SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual, Volume4: MATPRO-A Library of Material Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis," NUREG/CR-5273, EG&G-2555, Vol.4 R3, February 1990
7. KEPCO, "Korean Next Generation Reactor Standard Safety Analysis Report (Rev.1)," February 2001.
8. U.S.NRC, "Reactor Safety Study-An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial NPP," WASH-1400(NUREG-75/-014), October 1975.
9. S.Y.Park, KAERI, "Accident Analyses on TMLB' and LOCA for KNGR using MELCOR Code," KAERI/TR-1677/2000, November 2000.
10. A.Sharm et.al, "Modeling of Thermal Hydraulic Behavior and Fission Product Releases in Degraded Core," IAEA-SM-296/80.
11. K.I.Ahn, KAERI, "MELCOR 1.8.4 Sensitivity Calculations for LOCA Sequences at KNGR," KAERI/TR-1856/2001, June 2001.

표 1. TMLB' 사고 시 사고진행 계산 결과

	Base Case	Case1	Case2	Case3	Case4
Parameter Description	(*1)	(*2)	(*3)	(*4)	(*5)
Core Uncovery (sec)					
- top of fuel (-1.592 m)	5797	5797	5797	5797	5797
- half core (-3.49 m)	7307	7307	7307	7307	7307
- core dryout (-5.40 m)	7838	7838	7838	7838	7838
Core Oxidation Initiation(sec)	8000	8000	8000	8000	8000
UO ₂ Melting Start					
- Debris generation & Fuel relocation into core support plate (sec)	8544	8544	8544	8953	8563
Core Support Plate Fail /Start of Debris Quench (sec)	12832	12832	12832	13898	13212
Lower Head Penetration Has Failed/Beginning of Debris Ejection to Cavity (sec)	12840 (Ring2)	12870	13111	13903	13219

(*1) ICI penetration tube failure temperature = 1273.15K

Oxidation Model : Urbanic-Heidrich correlation

B₄C oxidation Model was employed.

(*2) ICI penetration tube failure temperature = 1650K

(*3) ICI penetration tube failure was not considered.

Reacor Vessel failed due to creep rupture.

temperature = 5000K

(*4) Oxidation Model : MATPRO-EG&G correlation

(*5) B₄C oxidation Model was not employed.

표 2. TMLB' 사고시 원자로용기 파손시점까지 노심에서 발생된 가스량

Gas	Generation Time(sec)	Cumulative Mass prior to VB (kg)				
		Base Case	Case 1	Case2	Case 3	Case 4
Hydrogen (H ₂)	8000	588.18	618.55	645.35	561.81	612.26
Carbon Monoxide (CO)	8440(*8560)	5.623	5.623	5.623	4.562	0.0
Carbon Dioxide (CO ₂)	8440(*8560)	12.23	12.23	12.23	13.92	0.0
Methan (CH ₄)	8440(*8560)	1.2E-4	1.2E-4	1.2E-4	2.3E-4	0.0

* : Case 3

표 3. Large LOCA 사고 시 사고진행 계산 결과

	Base Case	Case1	Case2	Case3	Case4
Parameter Description	(*1)	(*2)	(*3)	(*4)	(*5)
Core Uncovery (sec)					
- top of fuel (-1.592 m)	116	116	116	116	116
- half core (-3.49 m)	4237	4237	4237	4237	4237
- core dryout (-5.40 m)	6491	6491	6491	6879	6504
Core Oxidation Initiation(sec)	4260	4260	4260	4260	4260
UO ₂ Melting Start					
- Debris generation & Fuel relocation into core support plate (sec)	4705	4705	4705	5026	4713
Core Support Plate Fail /Start of Debris Quench(sec)	8243	8243	8243	8526	8722
Lower Head Penetration Has Failed/Beginning of Debris Ejection to Cavity(sec)	8261 (Ring1)	8272	10795	8551	8837

- (*1) ICI penetration tube failure temperature = 1273.15K
Oxidation Model : Urbanic-Heidrich correlation
B₄C oxidation Model was employed.
- (*2) ICI penetration tube failure temperature = 1650K
- (*3) ICI penetration tube failure was not considered.
Reacor Vessel failed due to creep rupture.
temperature = 5000K
- (*4) Oxidation Model : MATPRO-EG&G correlation
- (*5) B₄C oxidation Model was not employed.

표 4. Large LOCA 사고 시 원자로용기 파손시점까지 노심에서 발생된 가스량

Gas	Generation Time(sec)	Cumulative Mass prior to VB (kg)				
		Base Case	Case 1	Case2	Case 3	Case 4
Hydrogen (H ₂)	4260	406	406	406	273	387
Carbon Monoxide (CO)	4620(*4720)	10.15	10.15	10.15	8.86	0.0
Carbon Dioxide (CO ₂)	4620(*4720)	11.05	11.05	11.05	7.16	0.0
Methan (CH ₄)	4620(*4720)	1.04E-5	1.04E-5	1.04E-5	2.3E-6	0.0

* : Case 3

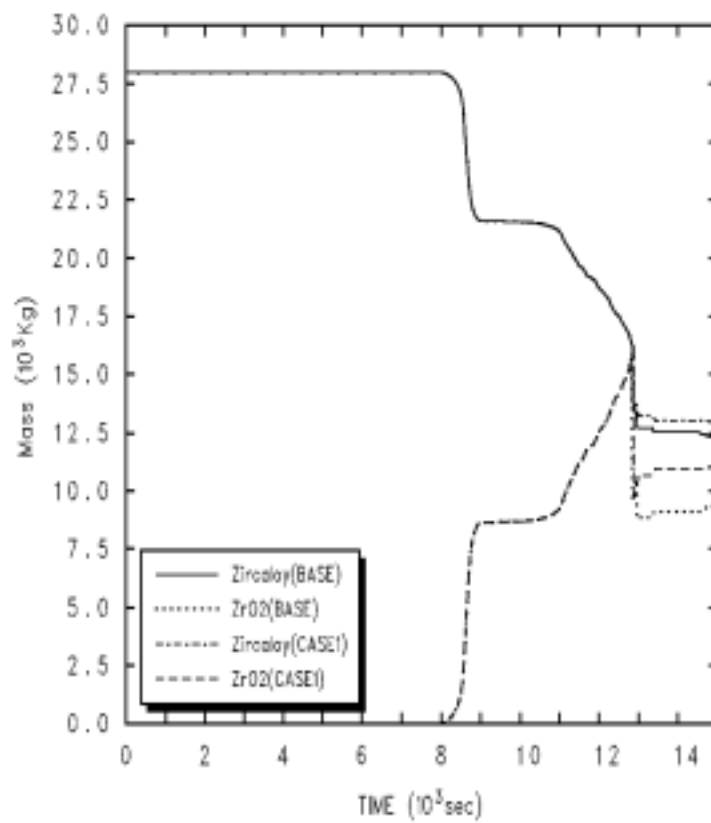


Figure 1. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case1)

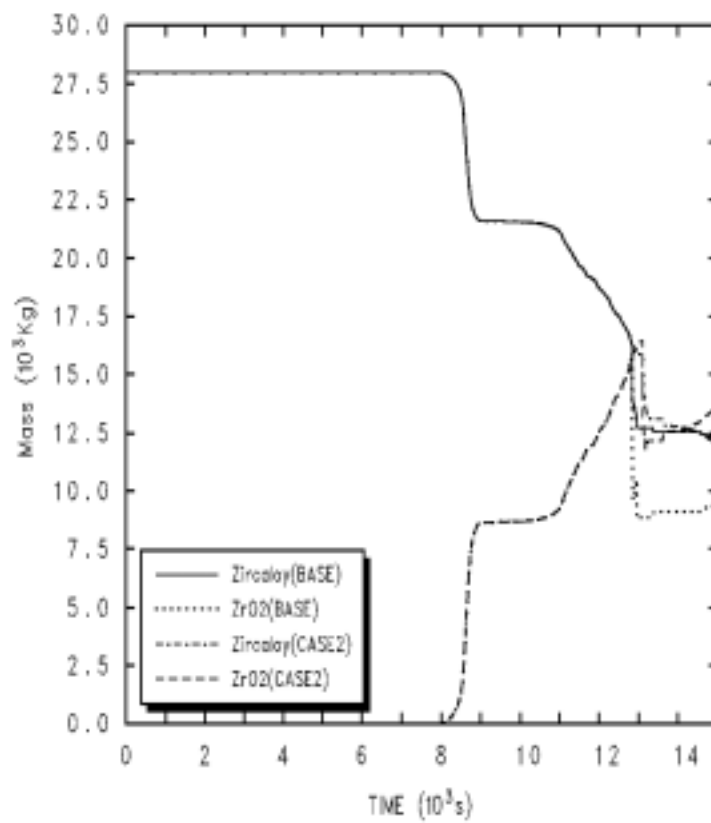


Figure 2. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case2)

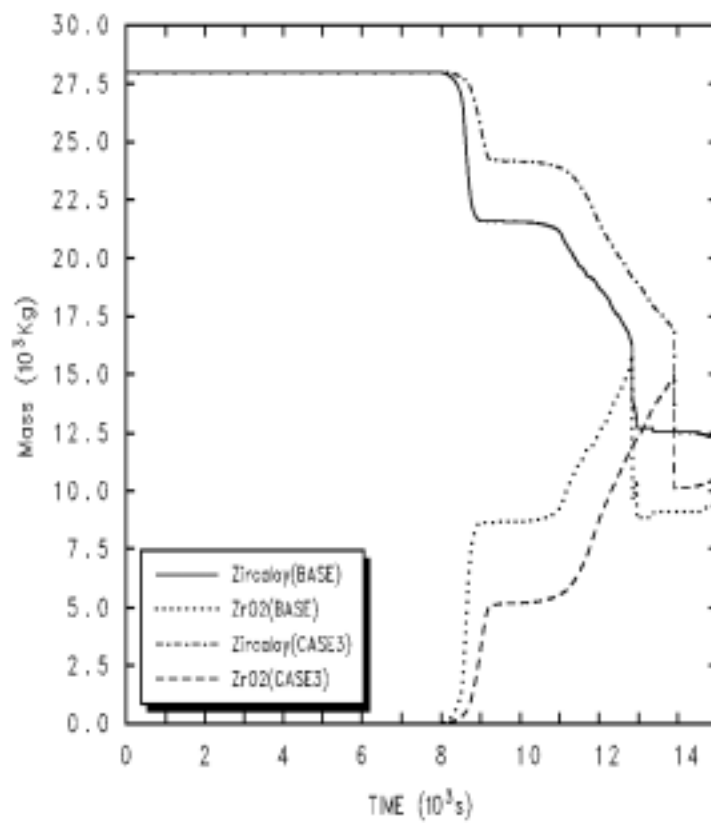


Figure 3. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case3)

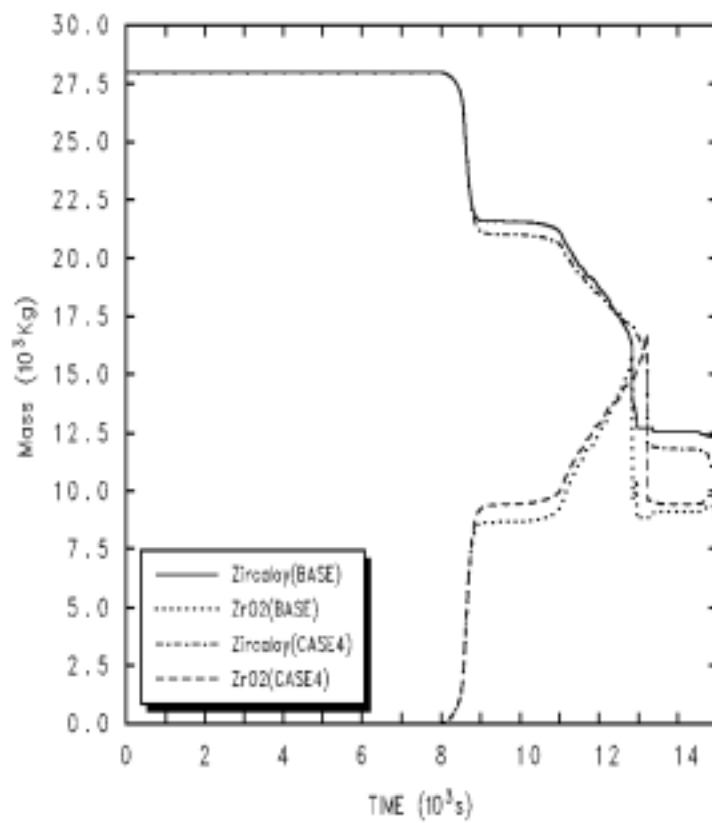


Figure 4. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for TMLB' (Case4)

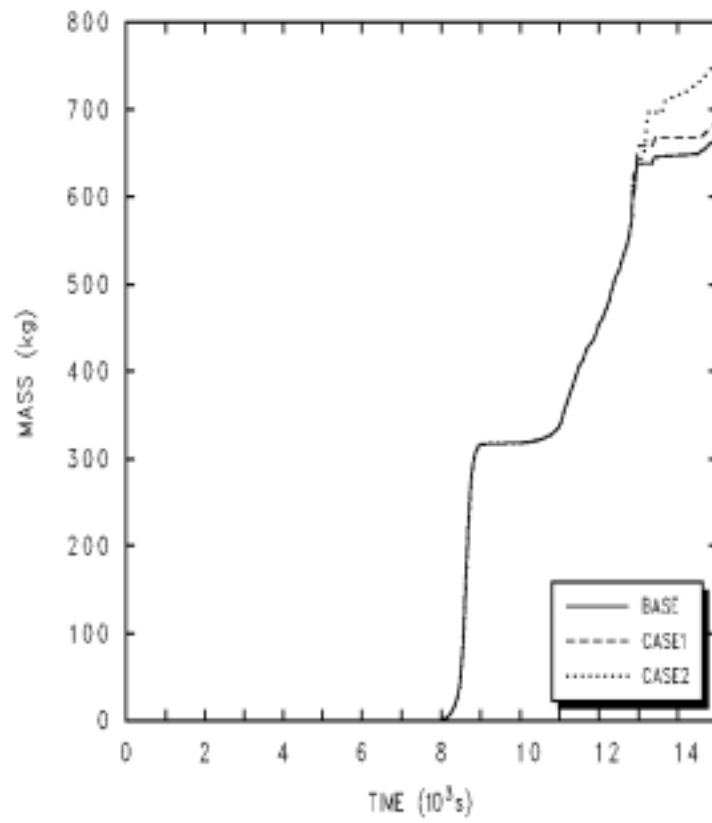


Figure 5. Cumulative H₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (Case1,2)

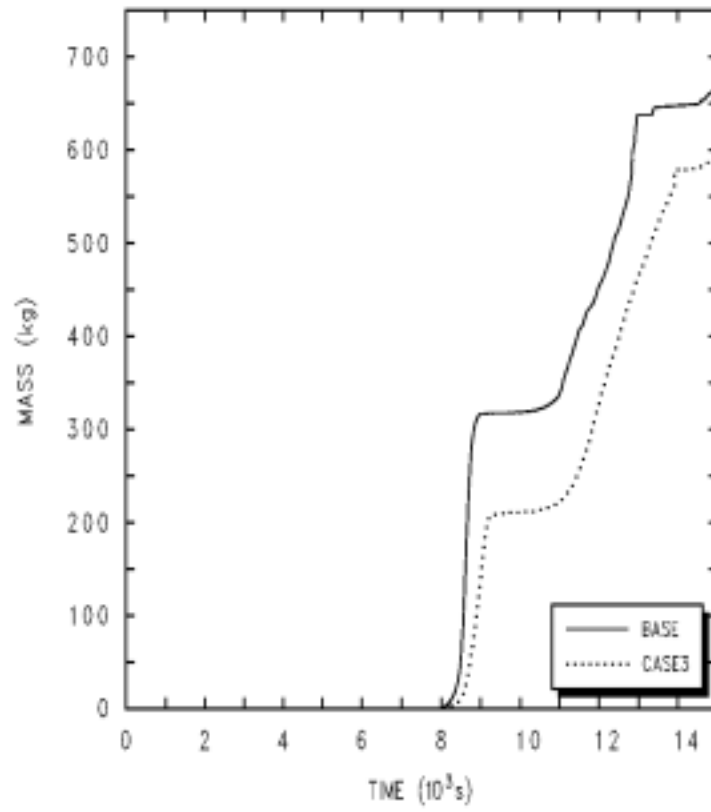


Figure 6. Cumulative H₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (Case3)

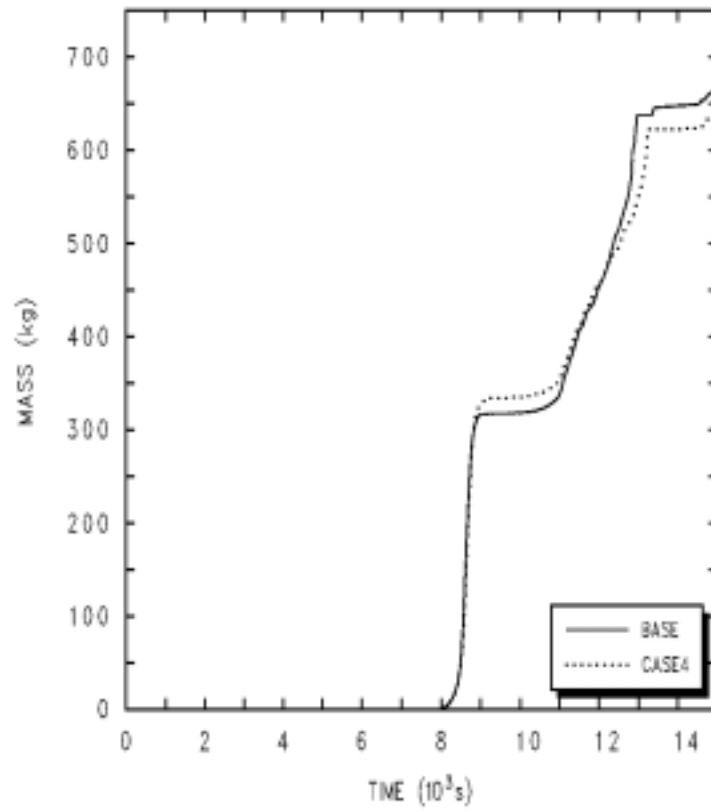


Figure 7. Cumulative H₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (Case4)

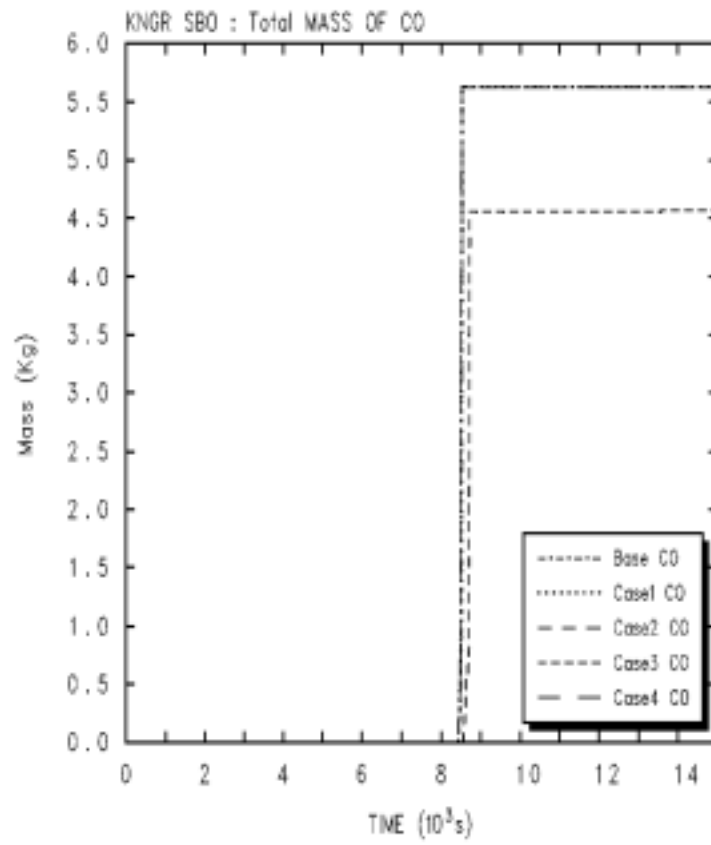


Figure 8. Cumulative CO Mass Generated in Vessel for TMLB' (All Case)

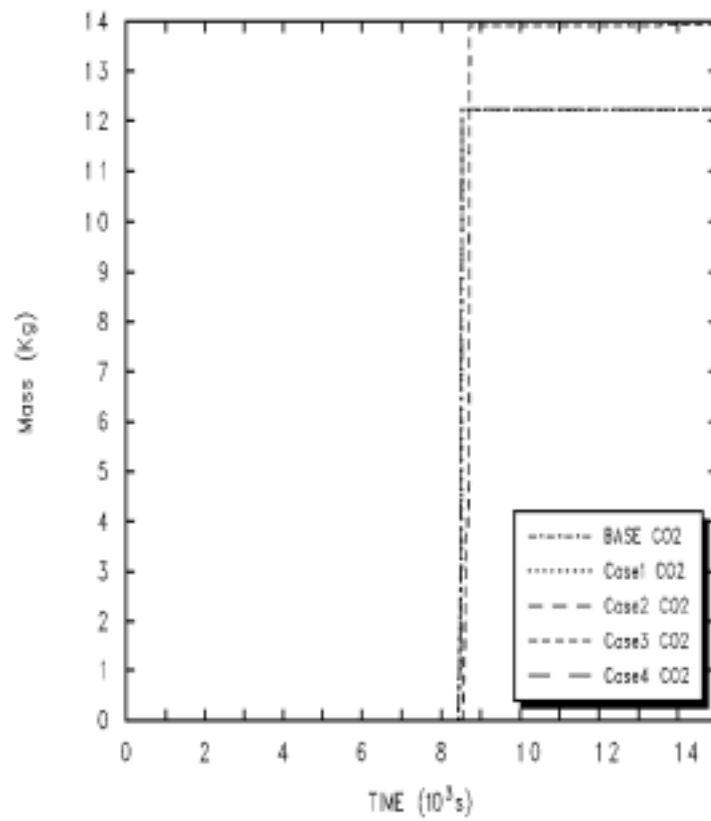


Figure 9. Cumulative CO₂ Mass Generated in Vessel for TMLB' (All Case)

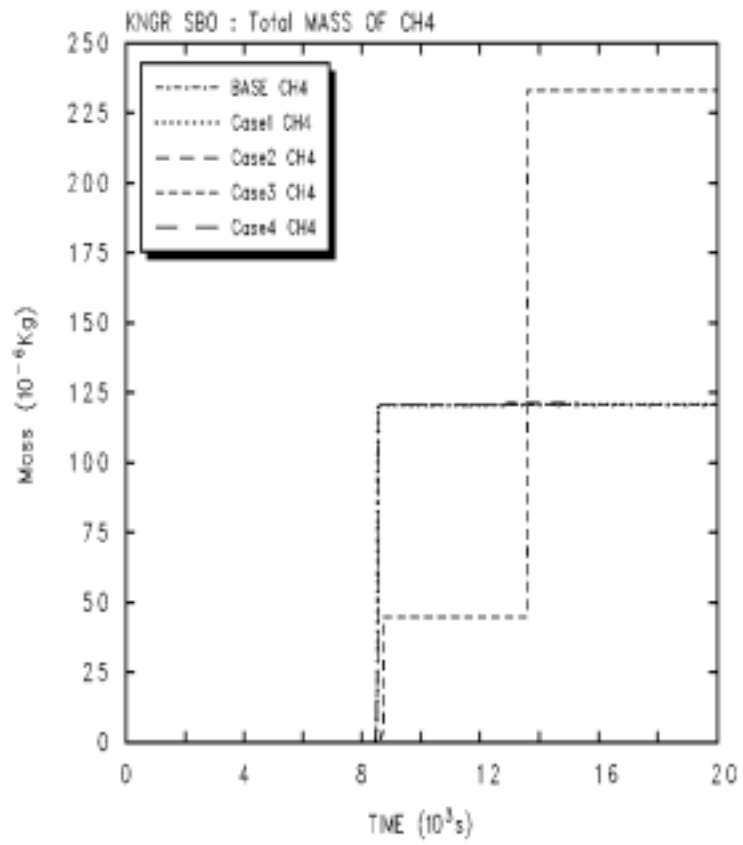


Figure 10. Cumulative CH₄ Mass Generated in Vessel for 'TMLB' (All Case)

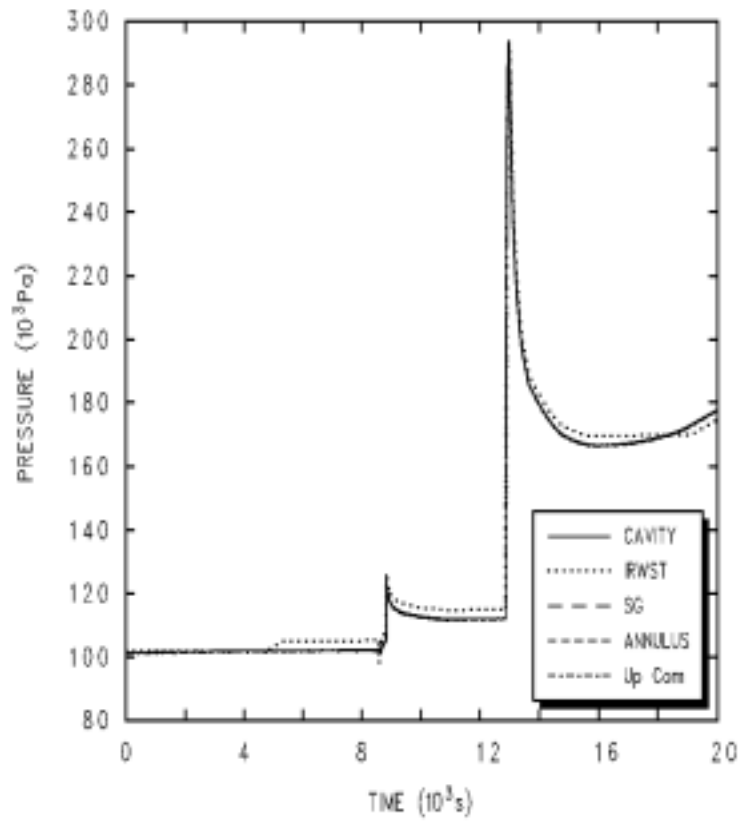


Figure 11. Pressure in Containment for TMLB' (Base Case)

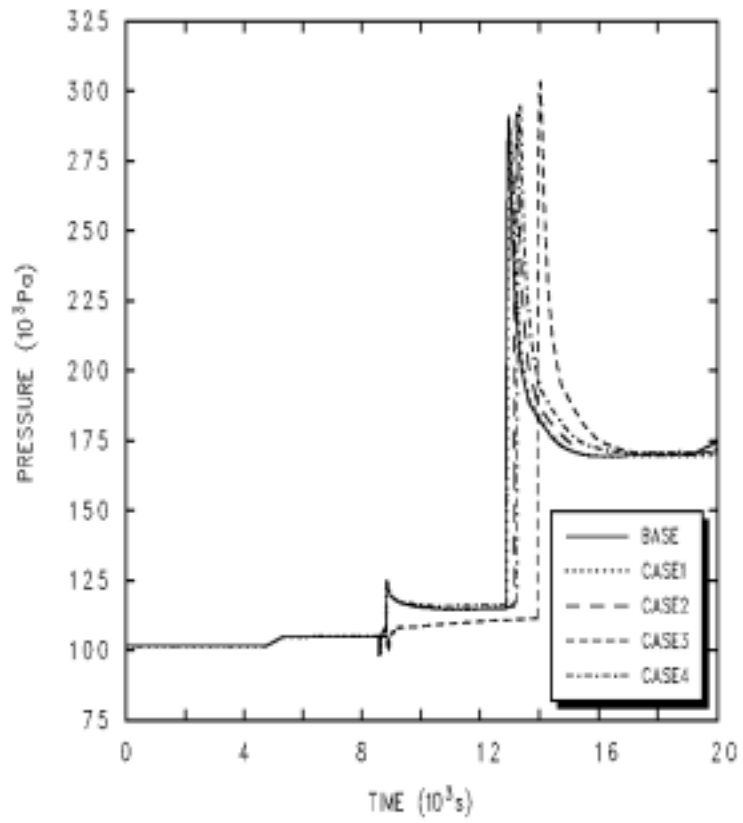


Figure 12. Pressure in IRWST for TMLB' (All Case)

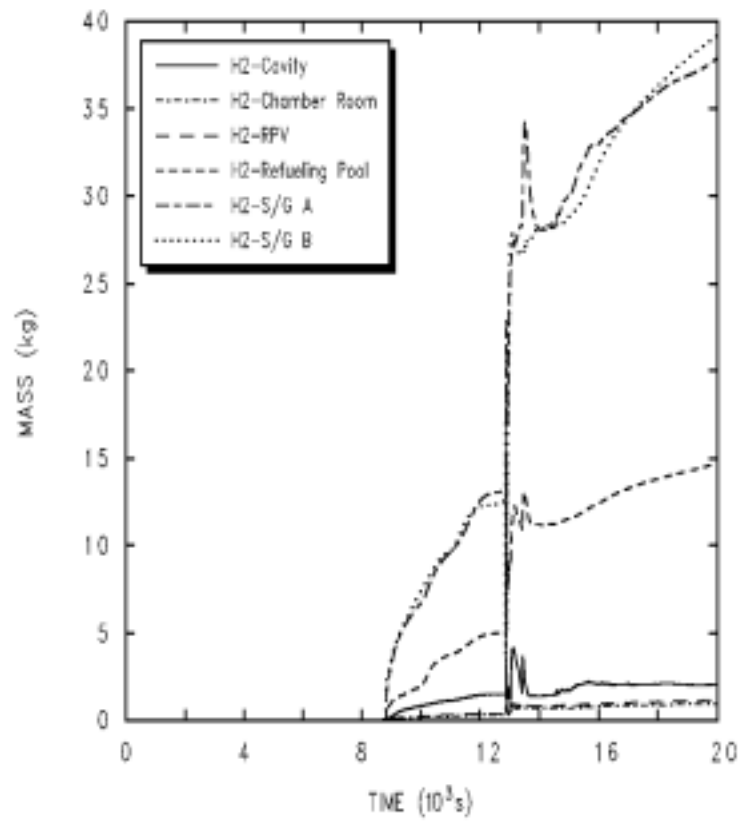


Figure 13. H₂ Mass Distribution in Primary System and Containment for TMLB' (Base Case)

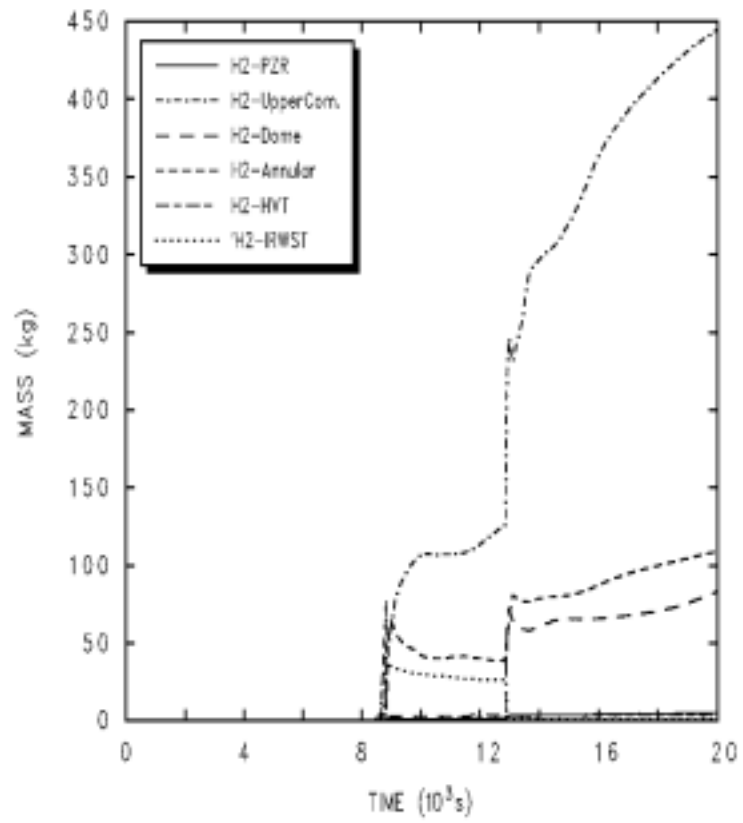


Figure 14. H₂ Mass Distribution in PZR and Containment for TMLB'
(Base Case)

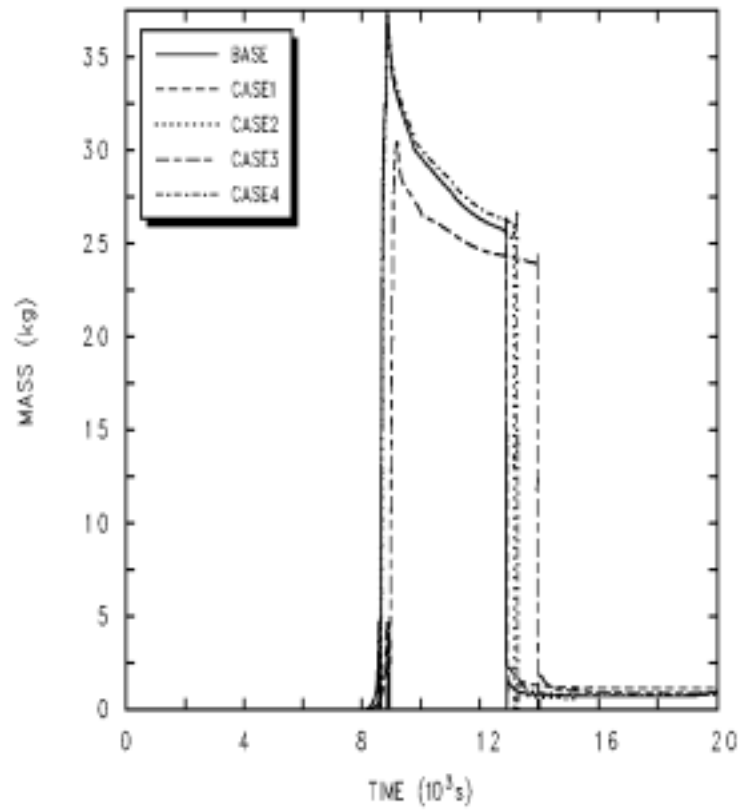


Figure 15. H₂ Mass in IRWST for TMLB' (All Case)

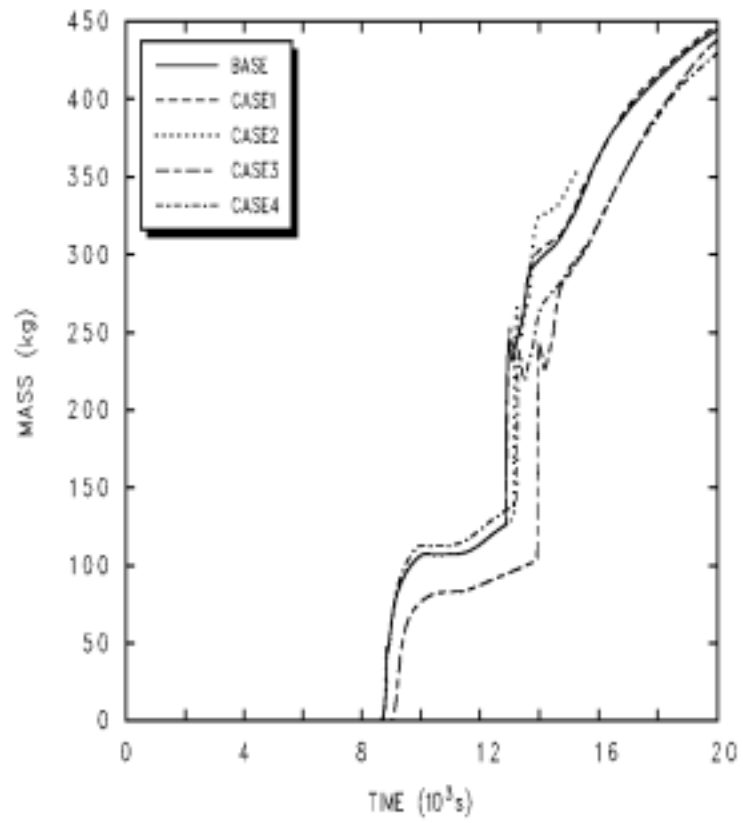


Figure 16. H₂ Mass in Upper Compartment for TMLB' (All Case)

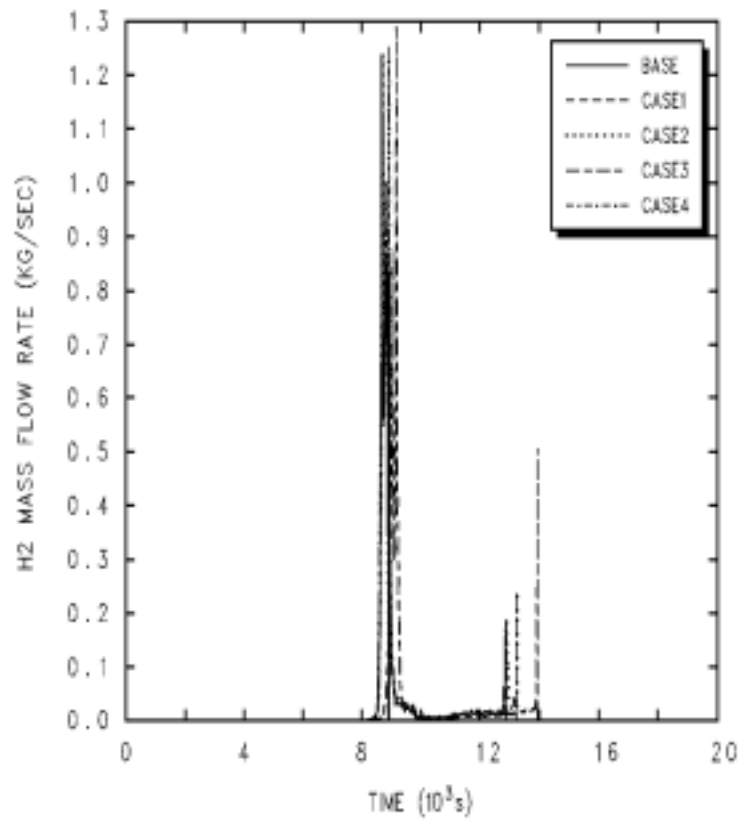


Figure 17. H₂ Mass Flow Rate from PZR to IRWST for TMLB'

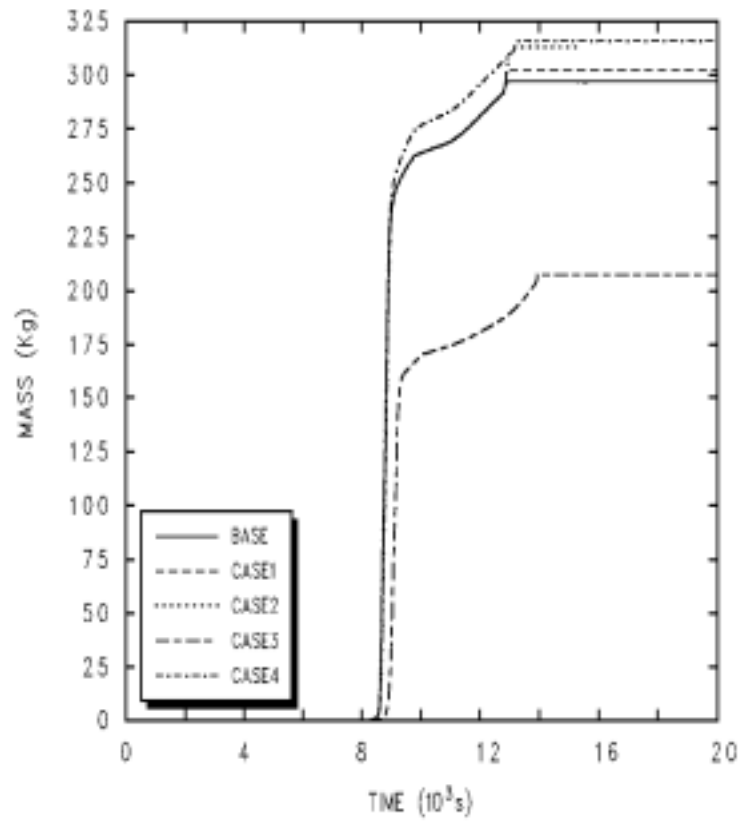


Figure 18. Integral H₂ Mass Released from PZR to IRWST for TMLB'

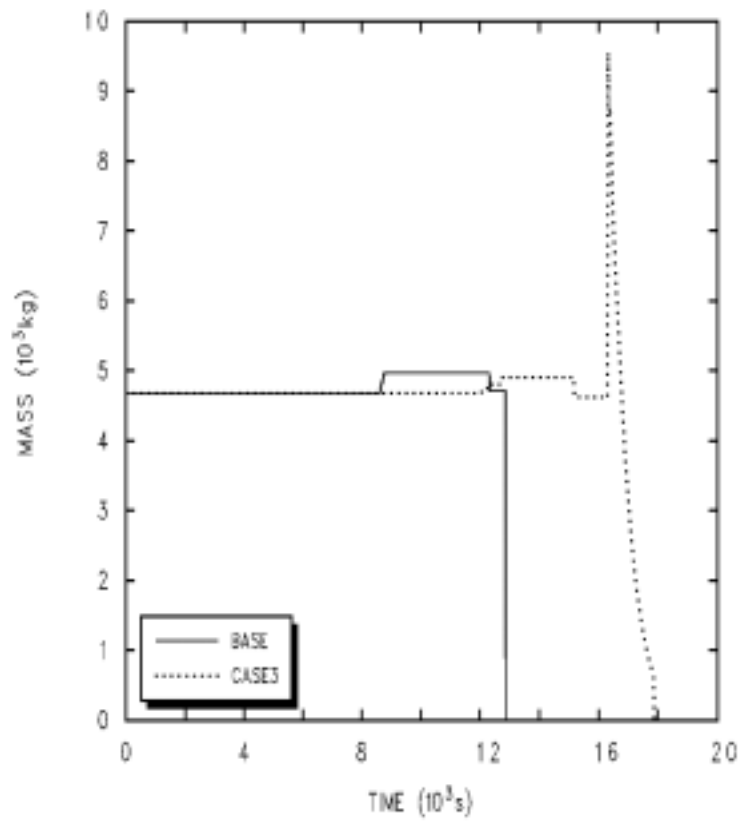


Figure 19. Total UO₂ Mass in Cell 207 for TMLB' (Case3)

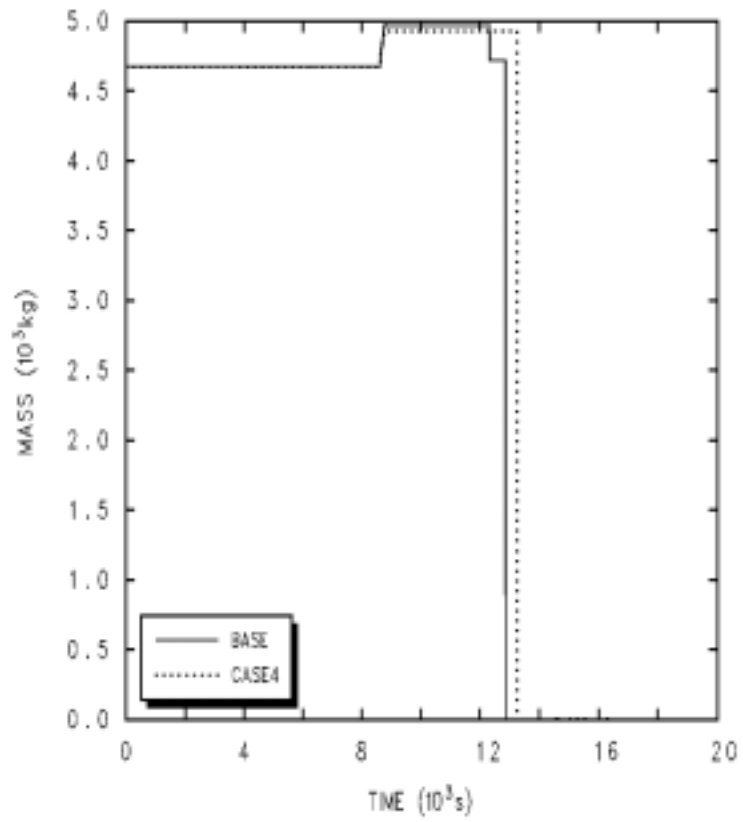


Figure 20. Total UO₂ Mass in Cell 207 for TMLB' (Case4)

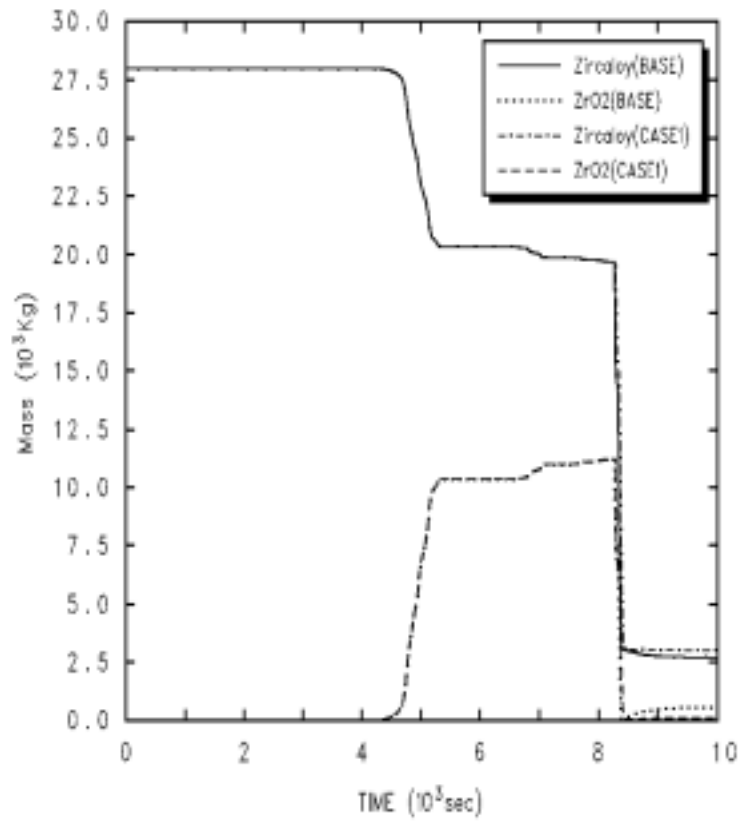


Figure 21. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case1)

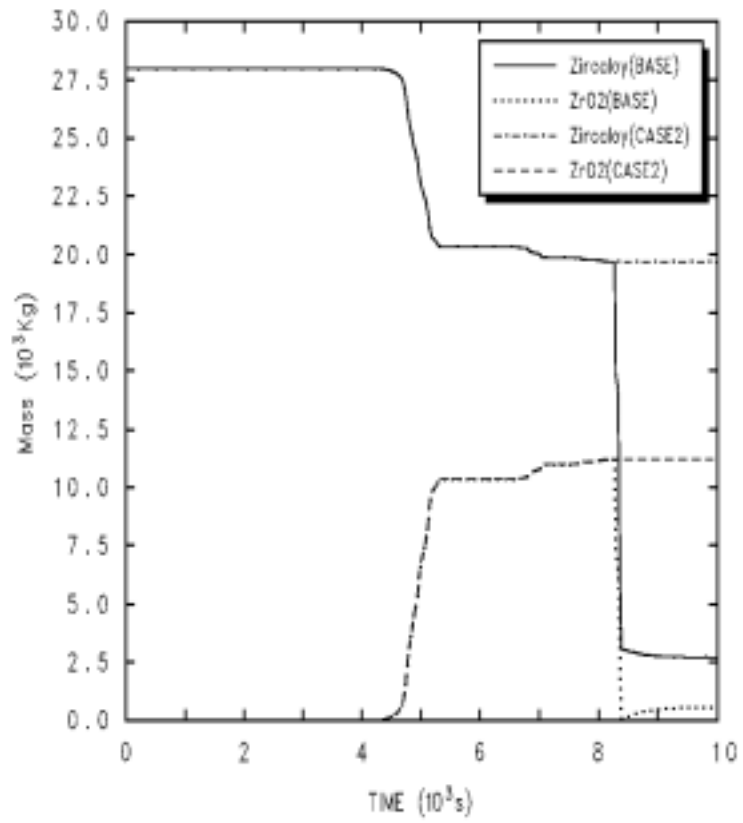


Figure 22. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case2)

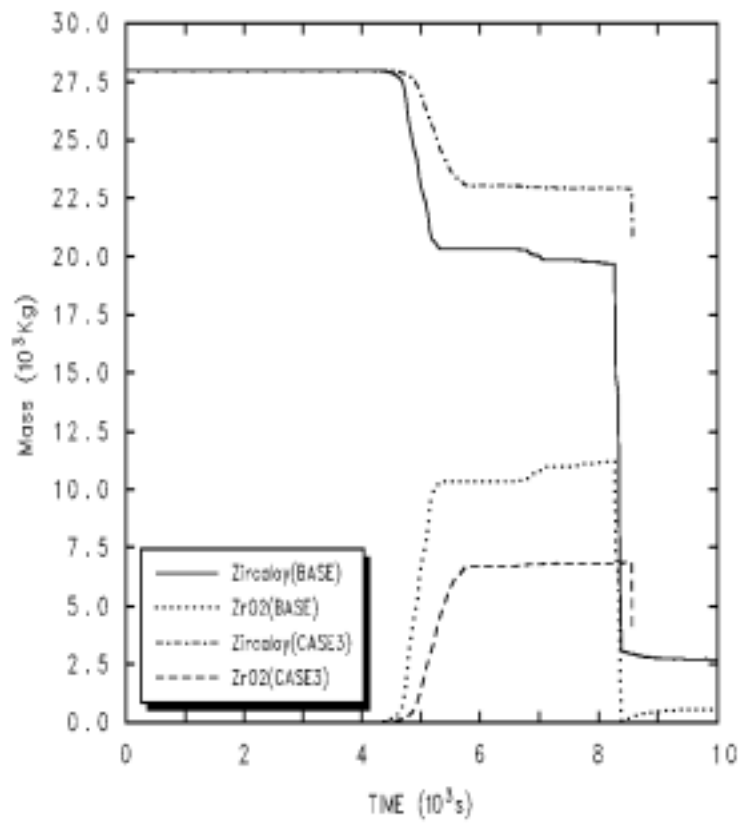


Figure 23. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case3)

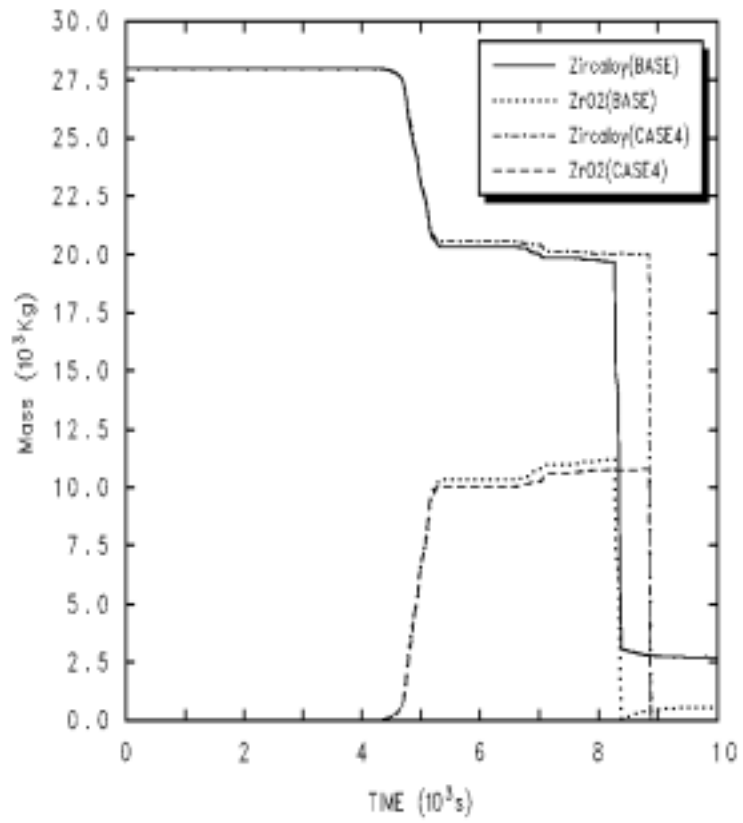


Figure 24. Total Zr, ZrO₂ Mass in Vessel for LLOCA (Case4)

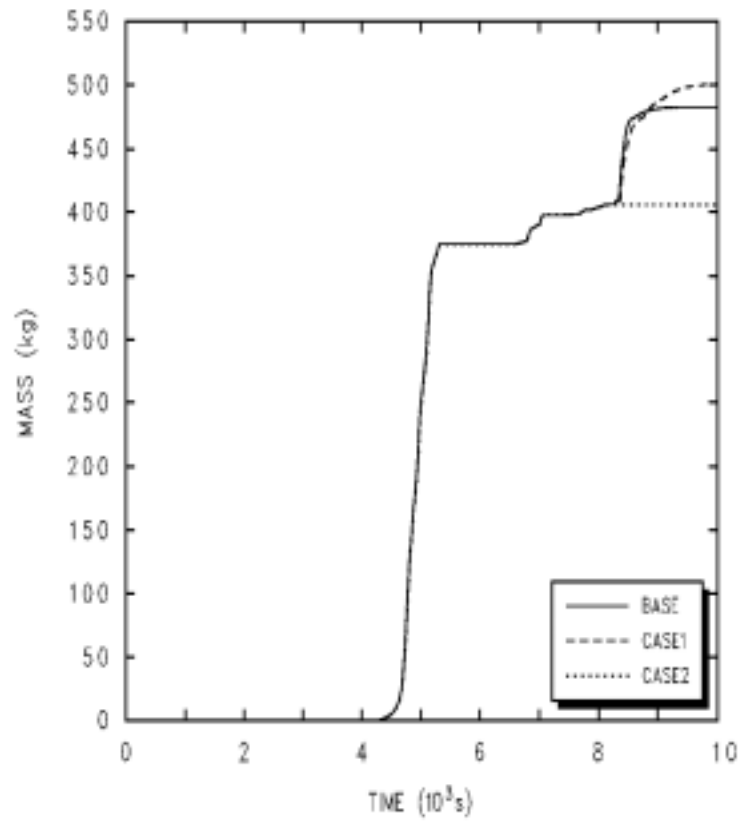


Figure 25. Cumulative H₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (Case1,2)

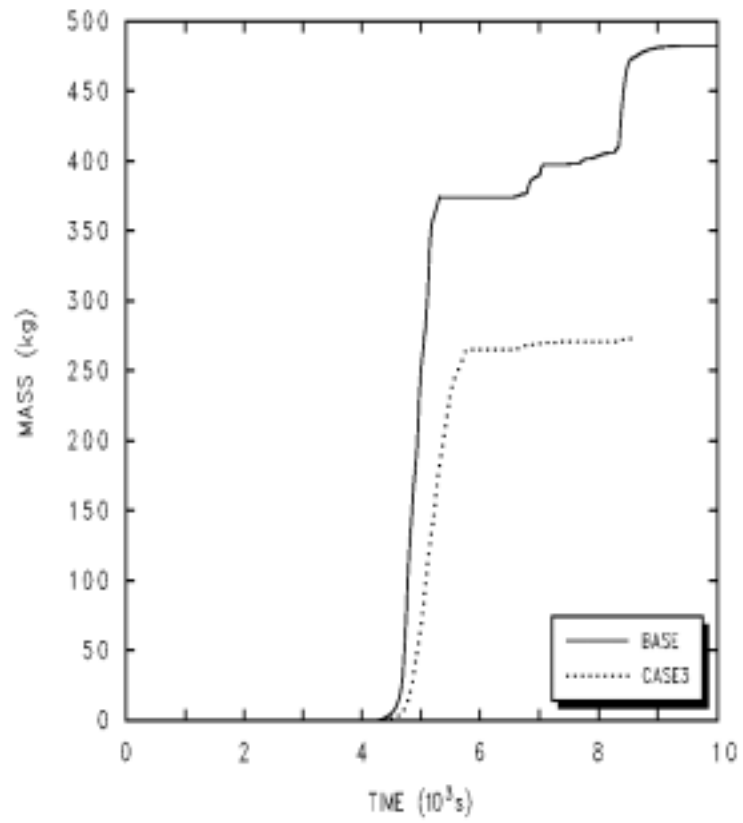


Figure 26. Cumulative H₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (Case3)

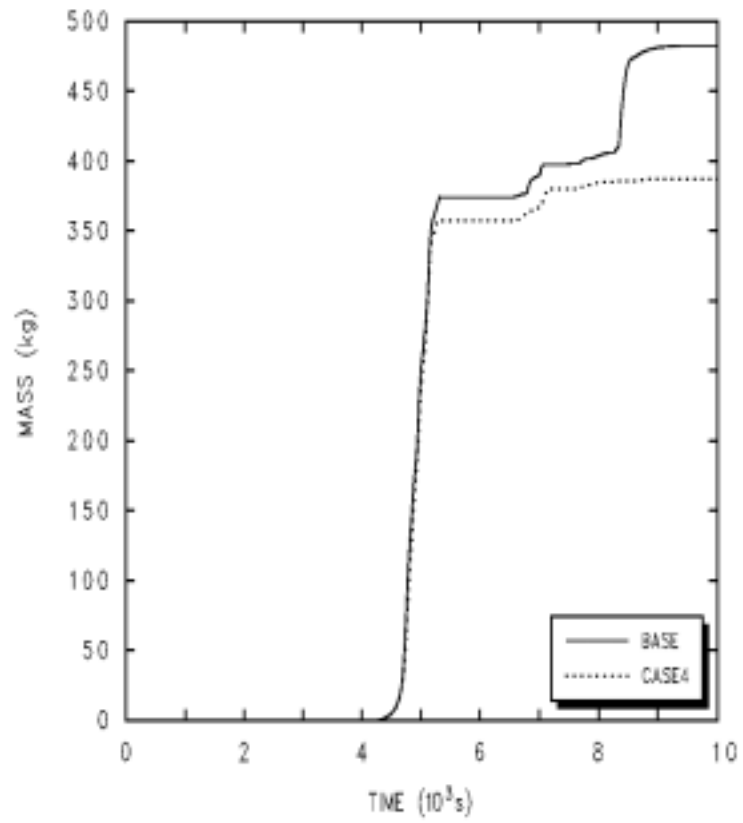


Figure 27. Cumulative H₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (Case4)

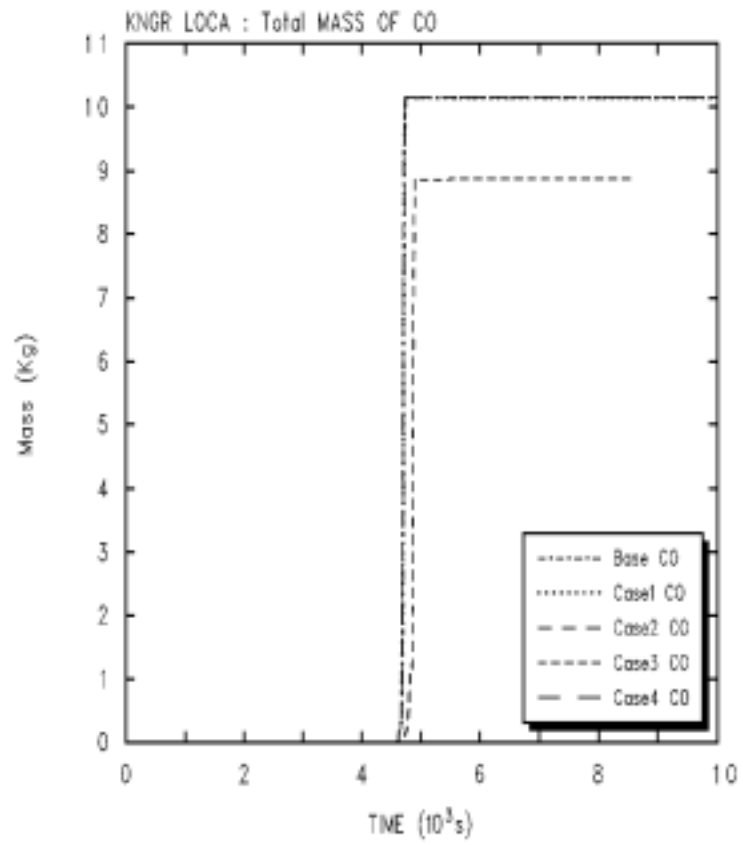


Figure 28. Cumulative CO Mass Generated in Vessel for LLOCA (All Case)

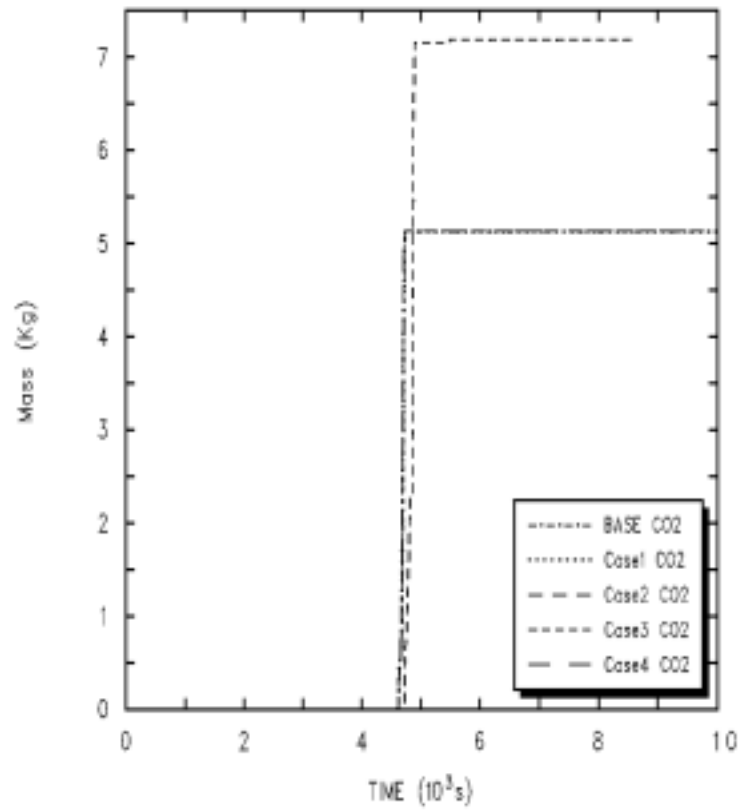


Figure 29. Cumulative CO₂ Mass Generated in Vessel for LLOCA (All Case)

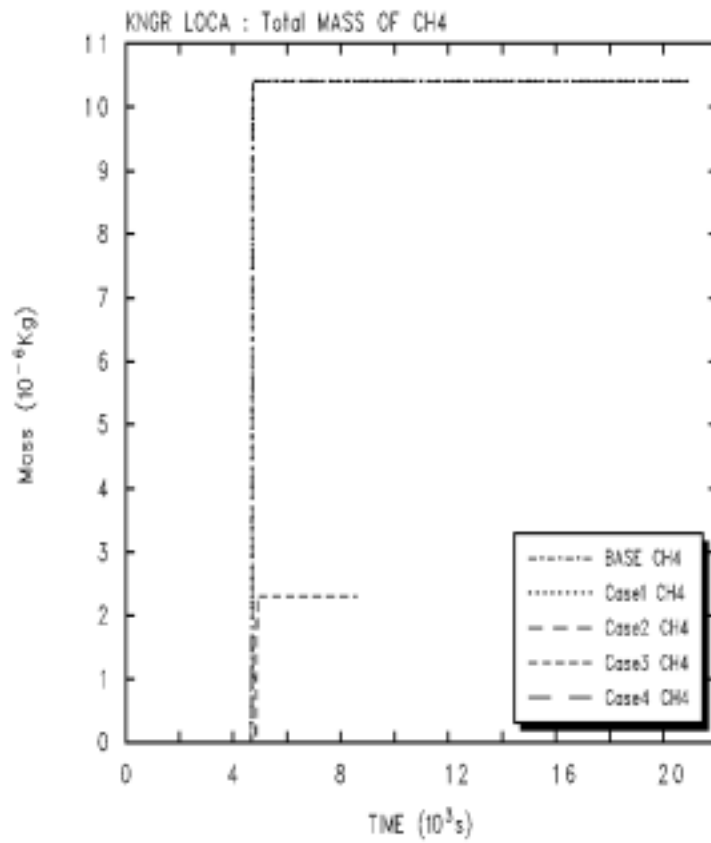


Figure 30. Cumulative CH₄ Mass Generated in Vessel for LLOCA (All Case)

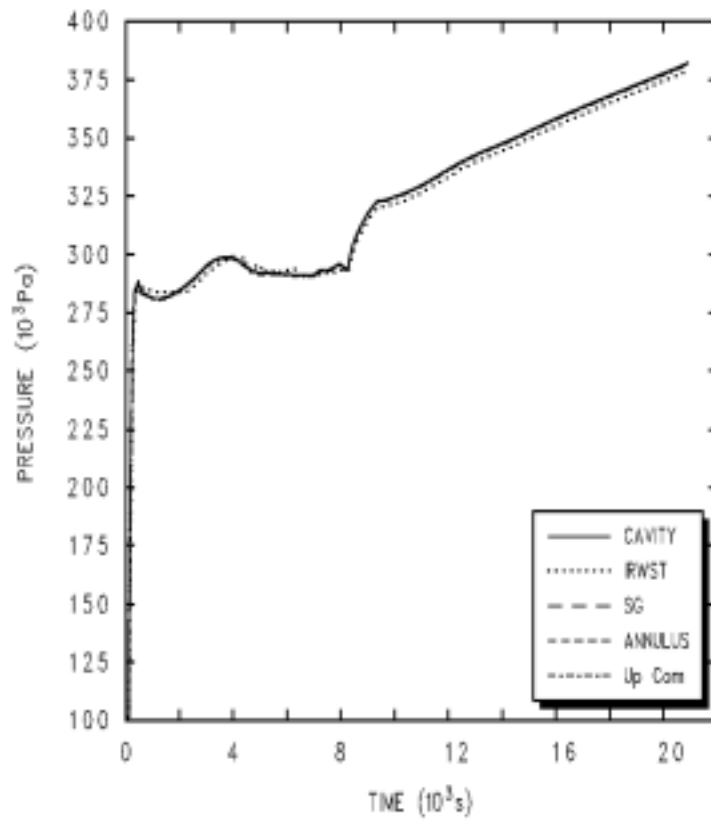


Figure 31. Pressure in Containment for LLOCA (Base Case)

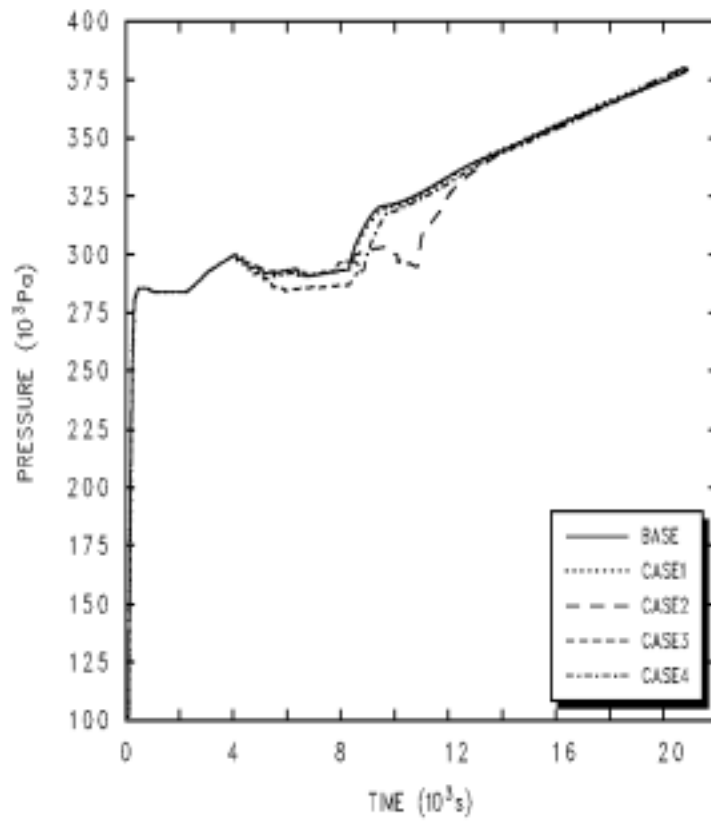


Figure 32. Pressure in IRWST for LLOCA (All Case)

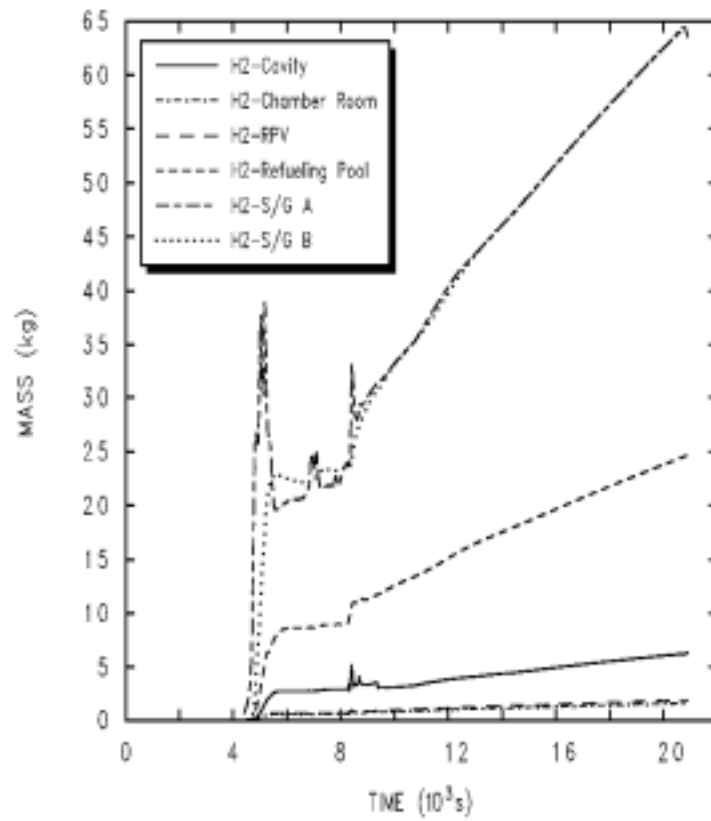


Figure 33. H₂ Mass Distribution in Primary System and Containment for LLOCA (Base Case)

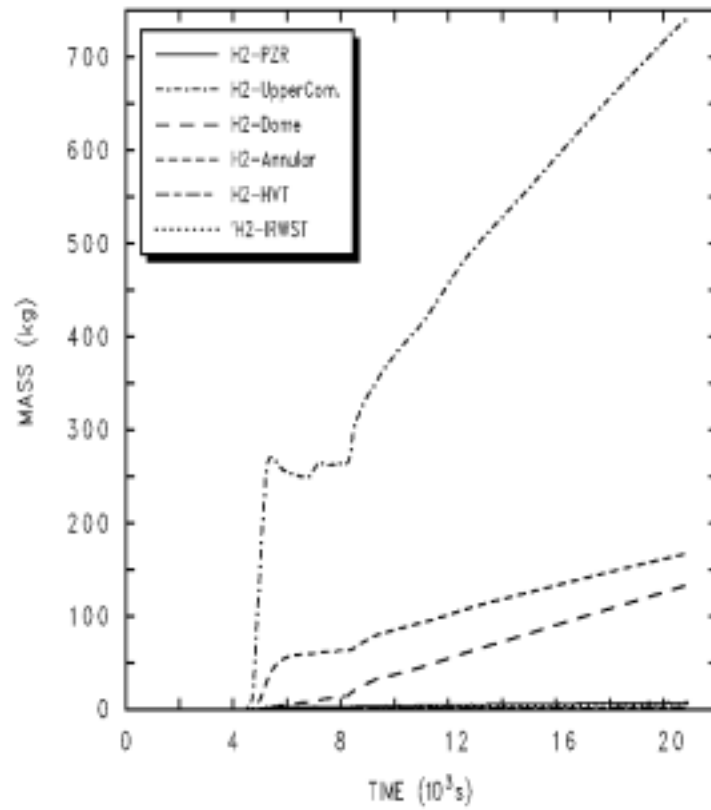


Figure 34. H₂ Mass Distribution in PZR and Containment for LLOCA
(Base Case)

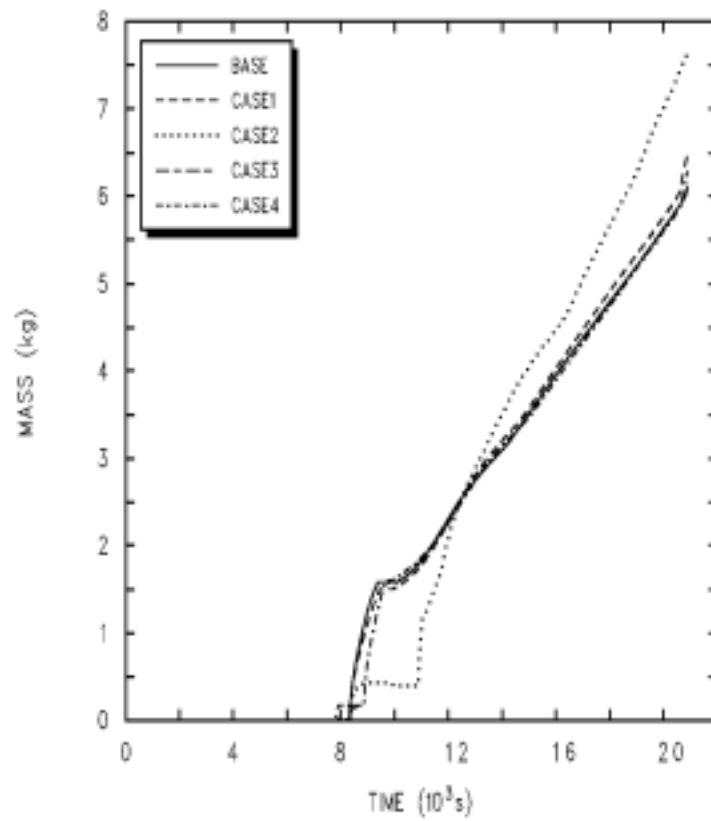


Figure 35. H₂ Mass in IRWST for LLOCA (All Case)

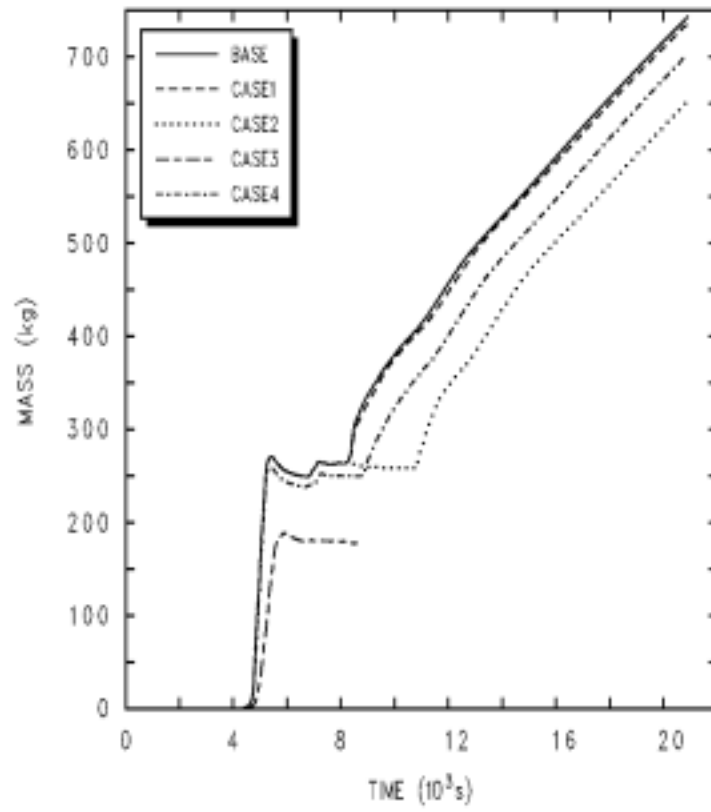


Figure 36. H₂ Mass in Upper Compartment for LLOCA (All Case)

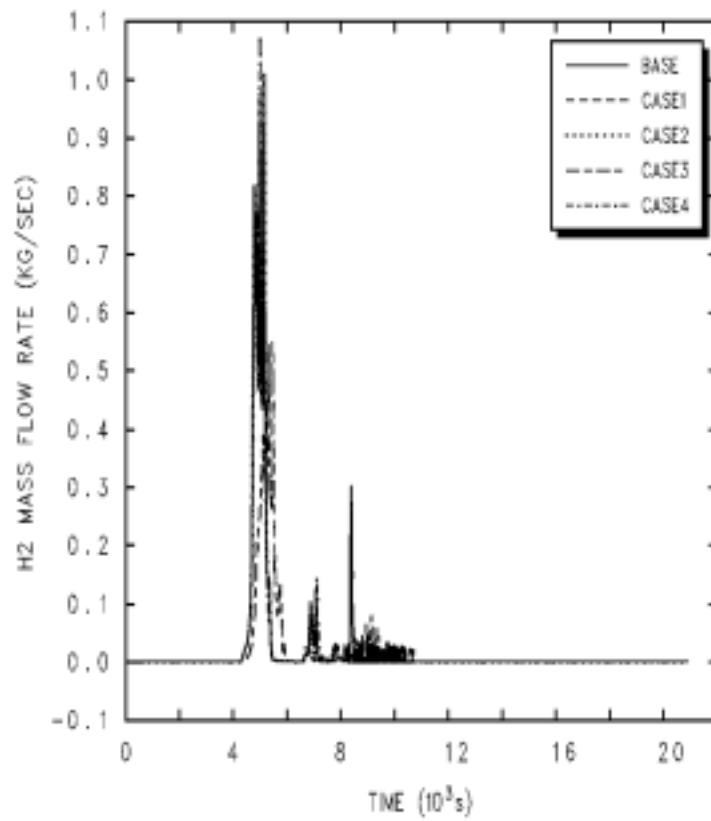


Figure 37. H₂ Mass Flow Rate from Cold Leg to S/G A for LLOCA

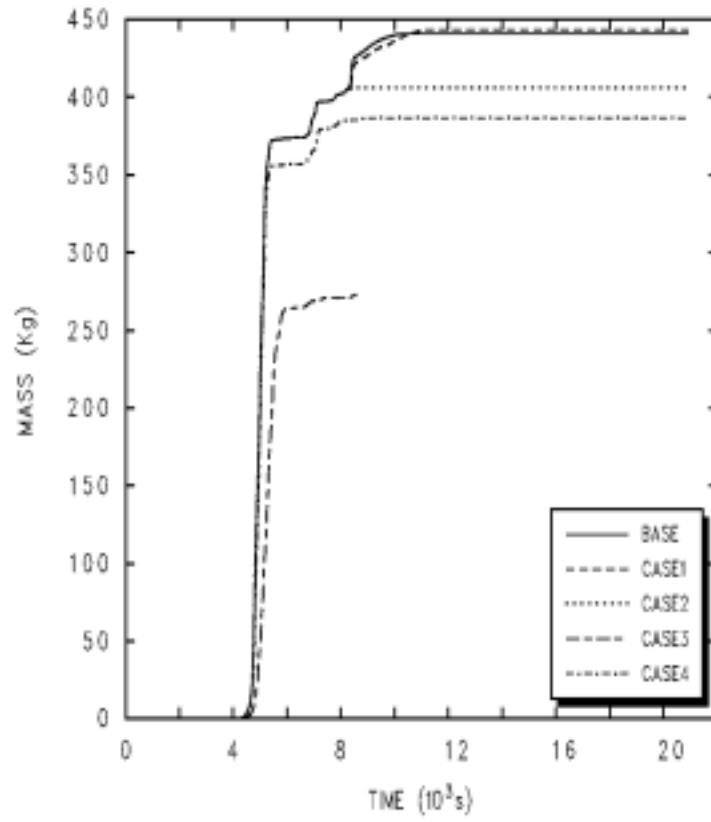


Figure 38. Integral H₂ Mass Released from Cold Leg to S/G A for LLOCA

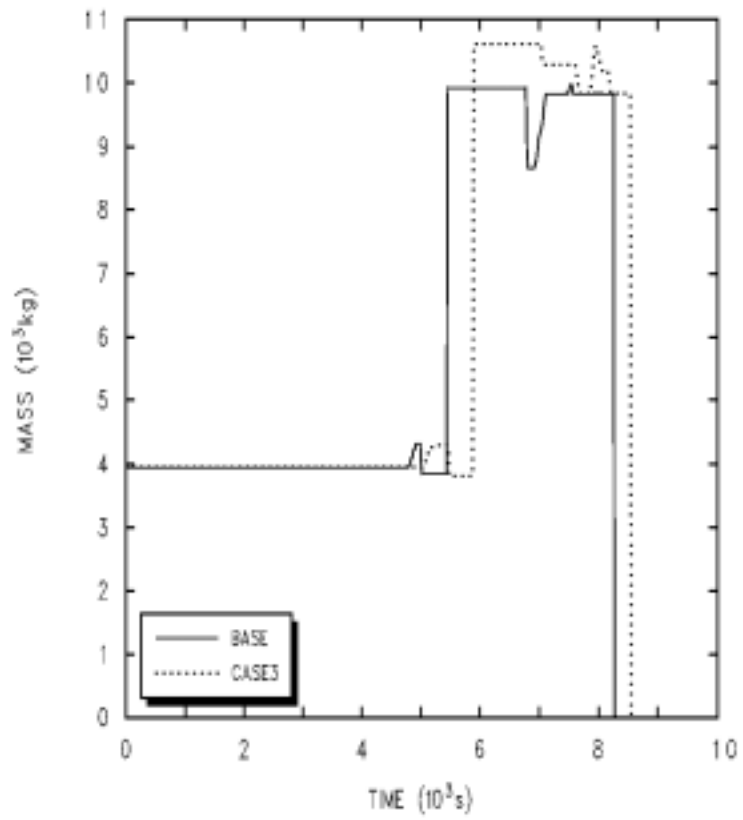


Figure 39. Total UO₂ Mass in Cell 107 for LLOCA (Case3)

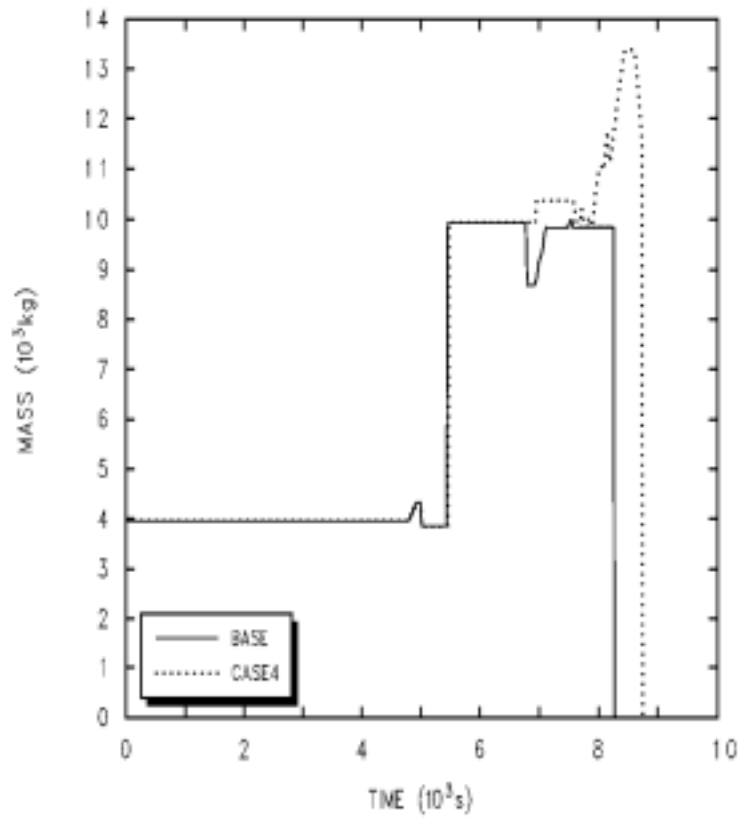


Figure 40. Total UO₂ Mass in Cell 107 for LLOCA (Case4)

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호	위탁연구기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드		
KAERI/TR-1980/2001					
제 목 / 부 제	APR1400의 노내 연소가스 생성량에 대한 민감도 분석				
주 저 자	김시달 (한국원자력연구소, 열수력안전연구팀)				
공 저 자	박수용, 김동하, (한국원자력연구소, 열수력안전연구팀)				
발행지	대 전	발행 기관	한국원자력연구소	발행일	2001년 12월
면 수	73p	도 표	유 (O), 무 ()	크 기	A4
참고사항					
비밀여부	공개 (O), 대외비 () , -----비밀		보고서종류	기술보고서	
위탁연구기관	한국전력공사		계약번호		
초 록	<p>본 보고서에는 APR1400을 대상으로 중대사고를 가정하여 민감도 분석을 통해 원자로 내 연소가스 생성량이 분석되었다. 해석코드로는 U.S. NRC가 개발한 MELCOR 코드를 사용하였으며 분석대상 사고 시나리오는 대표적인 고압 사고인 발전소 정전사고와 저압 사고인 대형 냉각재 상실 사고이다. 고려된 민감도 인자는 하부용기의 파손 모델, Zr 산화 반응 모델 그리고 B₄C 산화 반응 모델 등으로, 기본 경우에는 관통부 또는 하부 헤드 파손 온도의 기본 값으로 1273.15K를 썼으며, 지르카로이 산화 반응 모델은 Urbanic-Heidrich 상관식을 이용하였고, B₄C 산화 반응 모델을 사용하였다.</p> <p>민감도 분석 결과, 관통부 파손 온도를 1650K로 증가시킨 경우와 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델을 사용한 경우에는 발전소 정전사고의 경우 수소 생성량이 증가함을 알 수 있었고 대형 냉각재 상실사고 시에는 거의 유사하였다. MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 경우는 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 기본 경우 보다 두 사고 모두 수소 생성량이 감소하였다. B₄C 산화 반응 모델을 고려하지 않았을 경우에도 B₄C 산화 반응 모델을 사용한 경우 (기본 경우)에 비해 수소 생성량이 감소하였다. 또한 일산화탄소(CO), 이산화탄소(CO₂), 메탄(CH₄) 생성량은 두 사고 모두 Case 4에서는 B₄C 산화 반응 모델을 고려하지 않았기 때문에 없으며 경우 별 차이는 거의 무시할 정도이다. 또한 노내 수소 생성관련 모델의 선택에 따라 용융물의 재배치 형태가 바뀌고, 이로 인한 수소 생성량의 변화가 확인되어 추후 relocation model의 검토 필요성이 제기되었다.</p>				
주제명 키워드	MELCOR, 전원상실사고, 냉각재 상실사고, 연소가스 발생량, 민감도 분석, MATPTO-EG&G, Urbanic-Heidrich 상관식, B ₄ C, APR1400				

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Organization Report No.		Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/TR-1980/2001					
Title/Subtitle	Sensitivity Analyses on In-Vessel Combustible Gas Generation for APR1400				
Main Author	See-Darl Kim (KAERI, Thermal-hydraulic Safety Research)				
Author	S.Y. Park, D.H. Kim (KAERI, Thermal-hydraulic Safety Research)				
Pub. Place	Taejon	Pub. Org.	KAERI	Pub. Date	December 2001
Page	73p	Fig. & Tab.	Yes (O), No ()	Size	A4
Note					
Classified	Open (O), Outside () , ---- Class		Report Type	Technical Report	
Sponsoring Org.	KEPCO		Contract No.		
Abstract	<p>Sensitivity analyses for the in-vessel combustible gas generation, using the MELCOR program, are described in this report for the APR1400. The typical accident sequences of a station blackout and a large LOCA scenario are selected. A lower head failure model, a Zircaloy oxidation reaction model and a B₄C reaction model are considered for the sensitivity parameters. As for the base case, 1273.15K for a failure temperature of the penetrations or the lower head, an Urbanic-Heidrich correlation for the Zircaloy oxidation reaction model and the B₄C reaction model are used. Case 1 used 1650K as the failure temperature for the penetrations and Case 2 considered creep rupture instead of penetration failure. Case 3 used a MATPRO-EG&G correlation for the Zircaloy oxidation reaction model and Case 4 turned off the B₄C reaction model.</p> <p>The results of the studies are summarized below : (1) Both the higher penetration failure temperature and the creep rupture failure model cause a large amount of hydrogen generation for a station blackout sequence, For a large LOCA, however, the hydrogen generation doesn't change much. (2) The MATPRO-EG&G correlation for a Zircaloy oxidation reaction results in less hydrogen generation than the Urbanic-Heidrich correlation (Base case) for both scenarios. (3) When the B₄C reaction model turns off, the amount of hydrogen decreases for two sequences. (4) The amount of CO, CO₂, and CH₄ do not significantly change for two sequences. It is found that the selection of hydrogen generation model affects fuel relocation characteristics inside the core include fuel channel blockage. Since it changes the amount of hydrogen generated from the core, a future study is recommended on this area.</p>				
Subject Keywords	MELCOR, TMLB', LOCA, Combustible Gas Generation, Sensitivity, MATPTO-EG&G, Urbanic-Heidrich , B ₄ C, APR1400				