`2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

MELCOR 코드를 이용한 차세대원자로의 수소 생성량에 대한 민감도 분석

Sensitivity Analyses on Hydrogen Generation for KNGR using MELCOR

김시달, 박수용, 최영, 안광일, 김동하
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

원자로 내 수소 생성량은 중대사고시 격납건물을 위협할 수 있는 격납건물 내 수소농도에 많은 영향을 미친다. 본 논문에서는 MELCOR코드를 이용하여 한국 차세대원자로의 발전소 정전사고와 대형 냉각재 상실사고에 대해 민감도 분석을 통해 원자로 내 수소 생성량을 검토하였다. 고려된 민감도 인자는 하부용기의 파손 모델, Zr 산화 반응 모델 그리고 B_4C 산화 반응 모델 등이다. 민감도 분석 결과, 관통부 파손 온도를 1650K로 증가 시킨 경우와 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델을 사용한 경우에는 두 사고 모두 수소 생성량이 증가하였다. MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 경우는 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 기본 경우 보다 두 사고 모두 수소 생성량이 감소하였다. B_4C 산화 반응 모델을 고려하지 않았을 경우에도 B_4C 산화 반응 모델을 사용한 경우 (기본 경우)에 비해 수소 생성량이 감소하였다.

Abstract

The amount of in-vessel hydrogen generation during severe accidents affects the integrity of containment. For the Korean Next Generation Reactors, sensitivity analyses on the in-vessel hydrogen generation are described. 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 B_4C oxidation reaction model are considered as 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 B_4C oxidation reaction model are used. The results of the studies are summarized below : (1) When the penetration failure temperature is higher, or the creep rupture failure model is considered, the amount of hydrogen increases for two sequences. (2) When the MATPRO-EG&G correlation for a Zircaloy oxidation reaction is considered, the amount of hydrogen is less than the Urbanic-Heidrich correlation (Base case) for both scenarios. (3) When the B_4C reaction model turns off, the amount of hydrogen decreases for two sequences.

1. 서론

원자로 내 수소 생성량은 중대사고시 격납건물을 위협할 수 있는 격납건물 내 수소농도에 많은 영향을 미친다. 본 논문에는 MELCOR코드[1]를 이용하여 한국 차세대원자로에서 대표적인 중대사고 시나리오를 가정하여 민감도 분석을 통해 원자로 내 수소 생성량을 검토하였다. 분석된 사고 시나리오는 대표적 고압 사고인 발전소 정전사고와 저압 사고인 대형 냉각재 상실사고로부터 기인된 중대사고를 선정하였으며, 고려된 민감도 인자는 하부용기의 파손 모델, Zr 산화 반응 모델 그리고 B_4C 산화 반응 모델 등이다.

2. 민감도 분석 방법

노 내 수소 생성량 분석을 위한 기본 가정으로 관통부 또는 하부 헤드 파손 온도의 기본 값으로 1273.15K를 썼으며, 지르카로이 산화 반응 모델은 Urbanic-Heidrich 상관식을 이용하였고, B_4C 산화 반응 모델을 사용하였다. 고려된 민감도 인자에 대한 민감도 분석 방법은 다음과 같다.

2.1 하부용기 파손에 관한 민감도 분석

중대사고시 원자로 용기 내에서 생성되는 수소의 양은 용기파손시간과 관련이 있다. 반면에 용기파손시간은 용기파손 모델에 따라 달라지므로 이를 민감도 인자로 고려하였다. 차세대 원자로에서는 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 반구외벽 격납건물 공동으로 방출될 가능성이 크다. 현재 사용중인 중대사고 해석코드 중 관통관 손상을 자세히 모의하고 있는 코드는 MAAP 코드[2]이며 NUREG/CR-5642[3] 에서 언급하고있는 대부분의 현상들을 포함하고 있다. 그러나 MELCOR 코드에서는 관통 노즐 온도가 반구 벽과의 용접 부위 구성물질의 극한강도 (ultimate strength)가 상실되는 온도에 도달하면 손상이 발생되는 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)에서는 관통부 또는 하부 헤드 파손 온도의 기본 값으로 1273.15K를 썼으며, 관통부 노즐 재질인 Inconnel-600의 용융 온도인 1650K[3]를 쓴 경우(Case 1)와 관통부 파손은 고려

하지 않고 Creep에 의해 파손이 일어나는 경우(Case2)에 대하여 민감도 분석을 하였다.

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 발열 반응이므로 사고진행을 촉진시켜 핵연료 및 원자로파손에 크게 영향을 미친다. 또한 노심이 용융되는 중대사고시 발생되는 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 산화반응은 다음과 같은 발열반응으로 표시된다. [1]

$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + Q(heat)$

$Zr + O_2 \rightarrow ZrO_2 + Q(heat)$

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 순수Zr가 ZrO_2, α-Zr으로 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/m^2]
K(T) : 반응계수
A,B : 상수 값
T : 산화 층의 온도 [K]

윗 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 반응 관련 상관식은 다음과 같다.

Urbanic-Heidrich 상관식 [4]

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

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

MATPRO-EG&G 상관식 [5]

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

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

위에서 보듯이 각 모델은 온도에 따라 2개의 상관식이 가용하다. 그러나 어떤 다른 새로운 모델도 해당 계수 값을 입력함으로써 모의가 가능하다. 본 민감도분석에서는 MELCOR의 입력변수를 변화 시켜 각 산화 반응 상관식의 영향을 분석하였다. Base의 경우 Urbanic-Heidrich 상관식을 이용 하였고 Case 3의 경우 MATPRO-EG&G 상관식을 이용하였다.

2.3 B_4C 산화 반응 모델 사용여부에 의한 민감도 분석

최근의 연구결과에 의하면 중대사고 진행과정에서 B_4C 는 다음과 같은 반응을 거쳐서 수소(H_2) 및 일산화탄소(CO), 이산화탄소(CO_2) 그리고 메탄(CH_4)을 생성시킨다고 알려져 있으며[1] 차세대원전에서는 13260kg의 B_4C 를 Control Element Assembly에 사용하고 있다.[6].

B_4C에 의한 연소 가스 생성 반응은 다음과 같다.

$B_4C + 7H_2O \longrightarrow 2B_2O_3 + CO + 7H_2 + Q_1$

$B_4C + 8H_2O \longrightarrow 2B_2O_3 + CO_2 + 8H_2 + Q_2$

$B_4C + 6H_2O \longrightarrow 2B_2O_3 + CH_4 + 4H_2 + Q_3$

B_4C에 의한 수소 및 일산화탄소, 이산화탄소 그리고 메탄 발생 양을 평가하기 위해 B_4C 반응모델(C1005 (4))을 채택한 경우(Base Case)와 B_4C 반응모델을 채택하지 않은 경우 (Case4) 에 대해 분석하였다.

3. 민감도 분석 결과

3.1 발전소 정전사고 분석

본 논문에서 분석하고자 하는 사고경위는 WASH-1400 [7]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 열 제거가 불가능한 사고이다.
모든 교류전원이 상실되었으므로 안전 주입 펌프 (Safety Injection Pump), 격납건물 살수펌프 (Containment Spray Pump) 및 격납건물 대기 냉각용 팬 (Containment Fan Cooler)이 작동하지 않으며 따라서 노심냉각을 위해 활용 가능한 냉각수단은 기존의 일차계통 냉각수와 안전 주입 탱크 (Safety Injection Tank)의 냉각수 재고량이며 이차계통을 통한 열 제거는 증기발생기 내의 냉각수

량과 주증기 안전 밸브 (Main Steam Safety Valve) 만으로 이루어진다[8].
본 분석에서는 정상상태를 모의를 위하여 초기 100초 동안은 발전소 정상운전을 모의하였으며 100초가 되는 시점에서 이차측 주급수 펌프와 일차측의 원자로 냉각재 펌프가 작동을 멈추고 원자로가 정지된다. 이 후 디젤구동 보조급수 펌프, 터빈구동 보조급수 펌프, 안전 주입 펌프들은 전혀 작동되지 않고 사고완화를 위한 어떠한 운전원의 조치도 없으며 다만 계통의 압력이 감소된다면 4개의 안전 주입 탱크로부터 냉각수가 유입될 수 있다.

3.1.1 원자로 용기 파손 모델에 대한 민감도 분석

Case 1과 Case 2가 이에 해당되며 모든 사고진행과정이 Base Case와 같고 다만 용기 파손 모델 차이에 의해 용기 파손 시간이 달라진다. 즉 Case 1에서는 관통부 파손 온도를 1650K로 증가 시킴으로서 파손시간이 32초 증가하였고 (표1 참조) 이 시간동안 수소 생성량은 약 33kg이 증가한다. (표2, 그림 1 참조). 또한 Case 2에서는 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델에 의해 계산을 수행한 결과, 원자로 손상시간이 Base Case에 비해 305초가 지연되었으며 (표1 참조) 이 시간동안 수소 생성량은 44kg이 증가하였다. (표2 , 그림 1 참조)

3.1.2 Zr 산화 반응 모델에 대한 민감도 분석

MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 Case 3은 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 Base Case 보다 산화 반응이 적게 일어난다. 따라서 표1에서 보는 바와 같이 UO_2의 용융시작 시점 (9282초)이 Base Case (8871초) 보다 411초가 지연되며 원자로 손상시간도 1154초가 지연된다 (표1 참조). 원자로가 손상될 때까지 수소 생성량을 비교하면 Case 3가 약 550kg으로 Base Case 보다 약 12kg 정도 적게 생성되며 (표2, 그림 2 참조), 결론적으로 Urbanic-Heidrich 상관식이 MATPRO-EG&G 상관식 보다 보수적인 값을 제시하고 있음을 알 수 있다.

3.1.3 B_4C 산화 반응 모델 사용 여부에 대한 민감도 분석

Base Case에서는 B_4C 산화 반응 모델을 사용하였고 Case 4에서는 이를 고려하지 않았다. 일단 B_4C 산화 반응 모델을 고려하지 않게 되면 수소 생성율은 감소하며, 이는 Base Case와 원자로 용기 손상이 일어나는 시점까지의 생성량 결과를 비교해 보면 알 수 있다. 즉 그림 3을 보면 산화 반응이 시작된 후 약 13000초에 이를 때까지 Case 4의 수소 생성량이 Base Case 보다 적게 유지된다. 그러나 Case 4에서의 수소 생성량이 많은 이유는 약 1340초 지연되는 원자로 손상시간 때문에 이 시간 동안에도 수소 생성이 계속되기 때문이다. 한편 일산화탄소(CO), 이산화탄소(CO_2), 메탄(CH_4) 생성량을 비교해 보면 (표2 참조), Case 4에서는 B_4C 산화 반응 모델을 고려하지 않았기 때문에 생성가스가 없으며 다른 Case 들에서는 생성이 되지만 발생량은 소량이며 Case 별 차이는 거의 무시할 정도이다.

3.2 대형 냉각재 상실사고 분석

대형 냉각재 상실사고 분석에 사용된 초기조건 및 기본가정은 다음과 같다.

- 파단 위치 및 범위

본 계산에서는 0.5ft^2 (직경 0.243 m) 파단 크기에 대하여 가압기 Surge Line이 연결되어 있는 Loop의 펌프 토출관 (Cold Leg Pump Discharge)에서 파단이 일어난다고 가정하였으며, 파단 된 펌프 토출관으로 부터 방출되는 냉각수는 모두 격납건물 (S/G Broken Compartment A)로 유출된다고 가정하였다. 저온관 파단 부위를 통하여 격납건물로 유출되는 파단 유량은 임계유량 (Critical flow) 을 유지한다고 가정하였기 때문에 격납건물 변수는 파단 해석에 영향을 미치지 않는다. 따라서, 격납건물 체적과 격납건물 초기압력을 제외한 어떠한 변수도 파단 해석에는 사용되지 않는다.

- 안전 주입 계통

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)로 부터 냉각수를 취출 (Suction) 하며, 안전 주입 펌프 및 안전 주입 탱크로부터 주입된 냉각수는 각각 4개의 원자로 압력용기 직접주입관 (DVI) 을 통하여 원자로용기 하향 유로 (Downcomer)로 주입된다. 안전 주입 펌프는 가압기 저압 (1825 psia) 이나 격납건물 고압 (36.7 psia)에 의하여 발생하는 안전 주입 동작 신호 (SIAS) 에 의하여 자동으로 작동하며, 각 안전 주입 펌프는 저압에서도 원자로 압력에 따른 일정량의 안전 주입수를 방출함으로써 울진 3&4호기 등 기존 원전에서 사용되었던 저압 안전 주입 펌프 (LPSI) 의 기능도 병행하도록 설계되어 있다. 또한, 소외전원 상실사고 시 2대의 디젤발전기가 사용될 수 있는 데 각각은 2대의 안전 주입 펌프를 담당하도록 설계되어 있다. 한편, 안전 주입 탱크는 원자로 냉각재계통 (RCS) 압력이 안전 주입 탱크 설정압력 (610 psia) 이하로 떨어지면 자동으로 안전 주입수를 방출한다. 여기서 고려되는 대형 냉각재 상실사고의 경우 4 대의 안전 주입 탱크만 작동가능하고 4대의 안전 주입 펌프는 사고초기에 모두 작동되지 않는 것으로 가정하였다. 이는 KNGR SSAR[6] 및 Level 2 PSA 수행결과 안전 주입 펌프가 하나만 작동하더라도 중대사고가 유발되지 않는다는 계산결과에 기초한 것이다.

- 격납건물 살수계통

차세대원자로의 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 IRWST로부터 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 IRWST로 향하게 되어 있고 일정수위 이상의 HVT 냉각수는 IRWST로 유입되도록 설계되어 있어 IRWST는 항상 충분한 양의 안전 주입수가 존재한다. 결국, SIP 나 CSP 가 작동되는 한 안전 주입수는 항상 유입될 수 있다. 하지만, 본 분석에서는 보수적으로 2 대의 살수펌프 모두 작동하지 않는 것으로 가정하였다.

- 주급수 및 보조급수계통

본 분석에서는 증기발생기 주급수 (MFW, Main Feed Water) 및 보조급수 (AFW, Auxiliary Feed Water) 계통은 모두 작동하지 않는 것으로 가정하였다.

3.2.1 원자로 용기 파손 모델에 대한 민감도 분석

Case 1과 Case 2가 이에 해당되며 모든 사고진행과정이 Base Case와 같고 다만 용기 파손 모델 차이에 의해 용기 파손 시간이 달라진다. 즉 Case 1에서는 관통부 파손 온도를 1650K로 증가 시킴으로써 파손시간이 71초 지체 되었고 (표3 참조) 이 시간동안 수소 생성량은 변화가 없다. (표4, 그림 4 참조) 또한 Case 2에서는 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델에 의해 계산을 수행하였고, 원자로 손상시간이 Base Case에 비해 2973초가 지연되었으며 (표3 참조) 이 시간동안 수소 생성량은 약 20kg이 증가하였다. (표4, 그림 4 참조)

3.2.2 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 표3에서 보는 바와 같이 UO2의 용융시작 시점 (621초)이 Base Case (407초) 보다 214초가 지연되며 원자로 손상시간도 341초가 지연된다 (표3 참조). 원자로가 손상될 때까지 수소 생성량을 비교하면 308kg이 생성되는 Case 3가 Base Case 보다 약 104kg 정도 적으며 (표4, 그림5 참조), 결론적으로 Urbanic-Heidrich 상관식이 MATPRO-EG&G 상관식보다 보수적인 값을 제시하고 있음을 알 수 있다.

3.2.3 B_4C 산화 반응 모델 사용 여부에 대한 민감도 분석

Base Case에서는 B_4C 산화 반응 모델을 사용하였고 Case 4에서는 이를 고려하지 않았다. 일단 B_4C 산화 반응 모델을 고려하지 않게 되면 수소 생성율은 감소하며, 이는 Base Case와 원자로 용기 손상이 일어나는 시점까지의 생성량 결과를 비교해 보면 알 수 있다. 즉 그림 6을 보면 산화 반응이 시작된 후 Case 4의 수소 생성량이 Base Case 보다 전반적으로 적다. 원자로가 손상 될 때까지 총 수소 생성량은 Case 4 가 394kg으로 Base Case 보다 약 18kg 정도 적게 생성되며 (표4, 그림6 참조), 결론적으로 B_4C 산화 반응 모델을 사용하면 보다 많은 수소를 생성함을 알 수 있다. 한편 일산화탄소 (CO), 이산화탄소 (CO_2), 메탄 (CH_4) 생성량을 비교해 보면 (표4 참조), Case 4에서는 B_4C 산화 반응 모델을 고려하지 않았기 때문에 생성가스가 없으며 다른 경우들에서는 생성이 되지만 발생량은 소량이며 경우 별 차이는 거의 무시할 정도이다.

3.3 발전소 정전사고와 대형 냉각재 상실사고에서의 수소 생성량 비교

두 사고의 민감도 분석 결과, 기본 경우에 비해 관통부 파손 온도를 1650K로 증가 시킨 경우 (Case 1) 발전소 정전사고에서는 수소 생성량이 원자로 용기 파손시점에서 5.8% 증가하였고, 대형 냉각재 상실사고 시에는 거의 유사하였다. 그 이유로는 두 사고 모두 원자로 용기 파손시간이 지연되었는데 발전소 정전사고에서는 그 기간 (32초) 동안 수소가 지속적으로 발생했기 때문이며, 대형 냉각재 상실사고 시에는 그 기간 (71초) 동안 수소의 발생량이 미미하였기 때문이다. 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의한 원자로 손상을 고려한 경우 (Case 2), 두 사고 모두 수소 생성량이 원자로 용기 파손시점에서 각각 7.8%, 5.0% 증가하였으며, 그 이유로는 두 사고 모두 원자로 용기 파손시간이 Case 1 보다 지연되었고 그 기간 (305초, 2973초) 동안 수소가 발생했기 때문이다. MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 Case 3는 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 Base Case

보다 두 사고 모두 수소 생성량이 원자로 용기 파손시점에서 각각 2.3%, 25.3% 감소하여 Urbanic-Heidrich 상관식이 MATPRO-EG&G 상관식보다 보수적임을 알 수 있다. B_4C 산화 반응 모델을 사용한 경우 (기본경우)는 B_4C 산화 반응 모델을 사용하지 않은 경우 (Case 4)에 비해 전반적으로 동일한 시점에서 수소 생성량이 많으며, 이는 B_4C의 산화 현상 때문이다. 다만 발전소 정전사고 시는 수소 생성량이 12.2% 감소하였는데, 그 이유는 Case 4의 경우 원자로 손상시간이 약 1340초 지연되고 이 시간동안의 수소 생성량이 추가 되었기 때문이다. 한편 일산화탄소(CO), 이산화탄소 (B_4C), 메탄(CH_4) 생성량은 두 사고 모두 Case 4에서는 B_4C 산화 반응 모델을 고려하지 않았기 때문에 없으며 Base Case 의 경우 발전소 정전사고 시 각각 5.6kg, 12.2kg, 1.4x 10^{-4}kg이고 냉각재 상실사고 시는 각각 6.4kg, 11.1kg, 3.9x10^{-4}kg 이며 경우 별 차이는 거의 무시할 정도이다.

4. 결론

수소 생성량은 두 사고 경위 모두 원자로 용기 파손 모델 고려시 관통부 파손 온도를 1650K로 증가 시킨 경우, 그리고 관통부 파손 모델을 사용하지 않고 Creep에 의해 원자로가 손상되는 모델을 사용한 경우 증가함을 알 수 있다. Zr 산화 반응 반응 모델에 Urbanic-Heidrich 상관식을 사용한 경우가 MATPRO-EG&G 상관식을 사용한 경우에 비해 보수적임을 알 수 있었고, B_4C 산화 반응 모델을 사용한 경우는 모델을 사용하지 않은 경우에 비해 전반적으로 수소 생성량이 많음을 확인하였다.

참고문헌

1. R.M. Summers,et al., “MELCOR Computer Code Manuals (Version 1.8.4),” SNL, NUREG/CR-6119, SAND97- 2185, July 1997.
2. “MAAP4 (Modular Accident Analysis Program for LWR Plants Code) Manual,”EPRI, May 1994.
3. EG&G,"Light-Water-Reactor Lower Head Failure Analysis" NUREG/CR-5642, EGG-2618, October 1993.
4. 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.
5. “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.
6. KEPCO,"Korean Next Generation Reactor Standard Safety Analysis Report (Rev.1)," February 2001.
7. U.S.NRC,"Reactor Safety Study-An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial NPP," WASH- 1400 (NUREG-75/-014), October 1975.
8. S.Y.Park, "Accident Analyses on TMLB' and LOCA for KNGR using MELCOR Code," KAERI, KAERI/TR-1677/2000, November 2000.

표 1. 발전소 정전사고 시 민감도 결과

	Base	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4
Parameter Description	(*1)	(*2)	(*3)	(*4)	(*5)
Core Uncovery Start (sec)	6047	6047	6047	6047	6047
Core Oxidation Initiation (sec)	8340	8340	8340	8340	8340
UO_2 Melting Start (sec)	8871	8920	8920	9282	8889
Core Support Plate Fail /Start of Debris Quench (sec)	12926	12926	12926	14080	14270
Lower Head Penetration Has Failed/Beginning of Debris Ejection to Cavity (sec)	12935	12967	13240	14086	14275

(*1) ICI penetration tube failure temperature = 1273.15K
Oxidation Model : Urbanic-Heidrich correlation
B_4C oxidation Model was employed.
(*2) ICI penetration tube failure temperature = 1650K
(*3) ICI penetration tube failure was not considered.
Reactor Vessel failed due to creep rupture.
temperature = 5000K
(*4) Oxidation Model : MATPRO-EG&G correlation
(*5) B_4C oxidation Model was not employed.

표 2. 발전소 정전사고 시 원자로용기 파손시점까지 노심에서 발생된 가스량

Gas	Cumulative Mass prior to VB (kg)				
	Base	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4
Hydrogen (H2)	562.25	594.90	606.33	549.89	630.6
Carbon Monoxide (CO)	5.633	5.633	5.633	4.609	0.0
Carbon Dioxide (CO_2)	12.22	12.22	12.22	13.83	0.0
Methan (CH_4)	1.4E-4	1.4E-4	1.4E-4	5.2E-4	0.0

표 3. 대형 냉각재 상실사고 시 민감도 결과

Parameter Description	Base (*1)	Case 1 (*2)	Case 2 (*3)	Case 3 (*4)	Case 4 (*5)
Core Uncovery Start (sec)	100	100	100	100	100
Core Oxidation Initiation (sec)	120.01	120.01	120.01	120.01	120.01
UO_2 Melting Start(sec)	407	407	406	621	419
Core Support Plate Fail /Start of Debris Quench (sec)	4625	4625	4625	4990	4683
Lower Head Penetration Has Failed/Beginning of Debris Ejection to Cavity (sec)	4698	4769	7671	5039	4738

(*1) ICI penetration tube failure temperature = 1273.15K
Oxidation Model : Urbanic-Heidrich correlation
B_4C oxidation Model was employed.
(*2) ICI penetration tube failure temperature = 1650K
(*3) ICI penetration tube failure was not considered.
Reactor Vessel failed due to creep rupture.
temperature = 5000K
(*4) Oxidation Model : MATPRO-EG&G correlation
(*5) B_4C oxidation Model was not employed.

표 4. 대형 냉각재 상실사고 시 원자로용기 파손시점까지 노심에서 발생된 가스량

Gas	Cumulative Mass prior to VB (kg)				
	Base	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4
Hydrogen (H2)	411.55	411.55	431.97	307.49	394.26
Carbon Monoxide (CO)	6.376	6.376	6.376	5.682	0.0
Carbon Dioxide (CO_2)	11.05	11.05	11.05	12.14	0.0
Methan (CH_4)	3.9E-4	3.9E-4	3.9E-4	1.8E-4	0.0

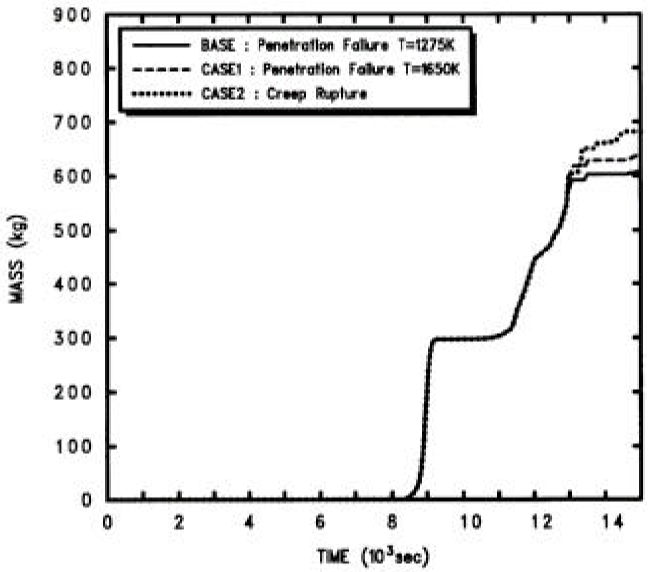

그림 1 발전소 정전 사고 시 하부용기 파손 시간에 따른 수소 생성량 비교

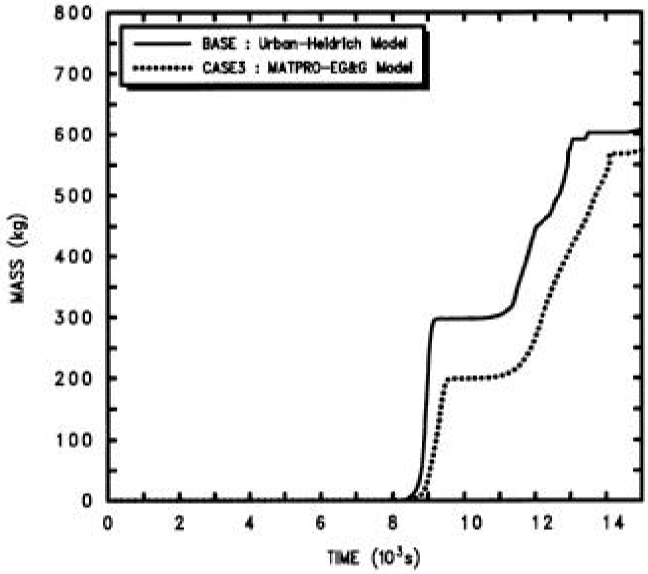

그림 2 발전소 정전 사고 시 **Zr** 산화 반응 모델에 따른 수소 생성량 비교

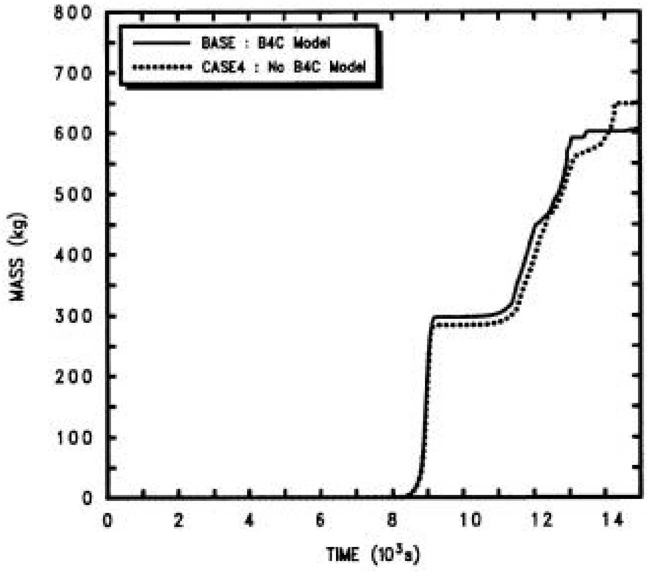

그림 3 발전소 정전 사고 시 B_4C 산화 반응 모델에 따른 수소 생성량 비교

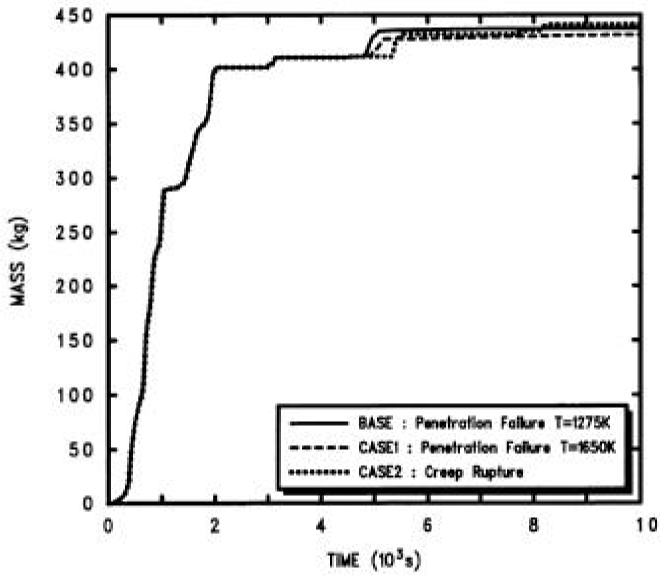

그림 4 대형 냉각재 상실 사고 시 하부용기 파손 시간에 따른 수소 생성량 비교

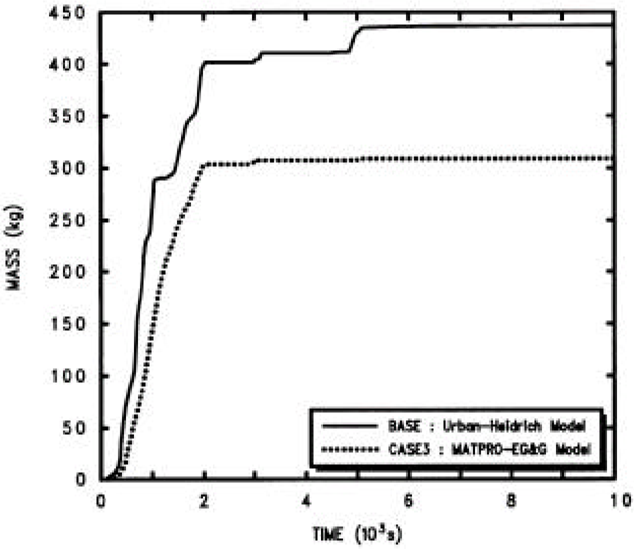

그림 5 대형 냉각재 상실 사고 시 Zr 산화 반응 모델에 따른 수소 생성량 비교

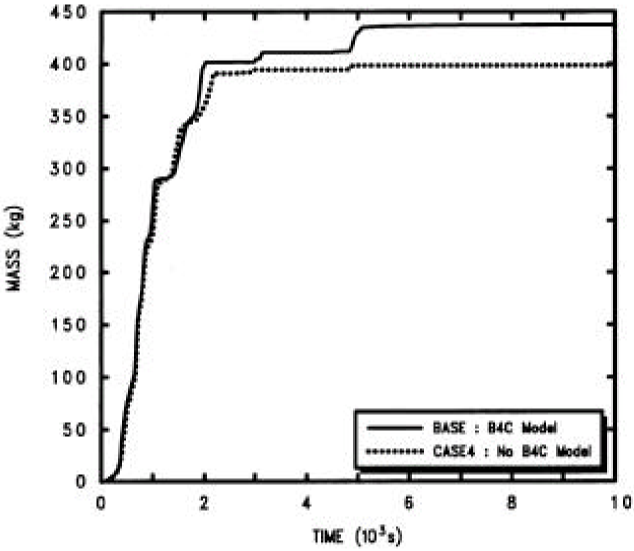

그림 6 대형 냉각재 상실 사고 시 B_4C 산화 반응 모델에 따른 수소 생성량 비교