2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

원자로 외벽냉각효과 분석모형

Analysis model for evaluating the Corium Retention Effect by the Ex-vessel Cooling Strategy

박 재 홍, 김 한 철

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19

조 성 원

한국방사선기술연구소
대전광역시 유성구 구성동 19

요 약

중대사고가 발생한 이후 원자로용기의 파손방지를 위한 사고관리전략으로서의 외벽냉각의 효과를 분석하기 위해 MELCOR 1.8.4 전산코드를 사용한 외벽냉각 분석모형을 표준원전에 대해 개발하였다. 재배치되는 노심용융물의 양에 따른 외벽냉각효과를 분석하였고, 계산시간 단축을 위해 조기에 재배치된 원자로 하부용기의 노심용융물에 대해 관련사고경위의 붕괴열과 동일한 붕괴열을 적용하여 민감도 분석시간을 크게 단축할 수 있게 하였다. 이 분석모형은 외벽냉각효과에 영향을 주는 각 노심손상 사고경위의 금속 및 산화용융물의 양을 예측하는 등의 민감도 분석에 사용할 수 있다. 고압노심용융사고가 발생할 때 외벽냉각에 의해 원자로용기의 파손을 방지할 수 있는 시간을 어느 정도인지를 우선 분석하였다. 추후 저압사고경위에 대해 금속 및 산화용융물의 양을 예측하고 외벽냉각효과를 분석할 예정이다.

Abstract

Analysis model for evaluating the corium retention effect by the ex-vessel cooling strategy is developed for the Korean standard nuclear power plant using MELCOR 1.8.4 code. The ex-vessel cooling effect per the relocated corium mass fraction is analyzed. To reduce the CPU time, the core melting and relocation are facilitated, and the decay heat of the early relocated corium is modified to have same level of decay heat per the relevant core melt sequence. Thus the calculation time for the sensitivity study can be reduced. This modelling can be used to the sensitivity study for estimating the metallic & oxide mass of the core damage sequence. Preliminary analyses are performed to estimate the ex-vessel cooling effect to prevent the vessel failure for the high pressure core melt sequence. Later, the evaluation for the ex-vessel cooling effects and the metallic & oxide mass will be performed for the low pressure sequences.

1. 서론

원자로심이 용융되는 중대사고가 발생하는 경우 원자로용기의 외벽을 냉각시켜 원자로용기 내부의 노심용융물의 냉각을 가능케 하여 원자로용기의 파손을 방지하는 원자로용기 외벽냉각방안은 차세대원전의 설계와 표준원전의 중대사고지침서, 웨스팅하우스 및 CE의 중대사고관리지침서에 반영되어 있다. 핀란드의 Loviisa 원전과 미국의 AP-600 원전은 중대사고 완화를 위한 사고관리전략으로서 외벽냉각방안을 채택하였다.

외벽냉각에 의한 원자로용기 건전성 유지 가능성에 영향을 미치는 요소는 원자로 하부용기 내부의 노심용융물의 ① 붕괴열, ② 금속용융물의 양, ③ 산화용융물의 양, ④ 외벽에서의 핵비등열유속, ⑤ 산화용융물로 부터 상부의 금속용융물 층으로의 상향 열유속, ⑥ 외벽에서의 임계열유속 등이다. 이들 요소들에 대한 민감도분석과 원자로용기의 파손방지를 위한 외벽냉각 사고관리전략의 장단점 및 적용가능성 등의 분석에 활용하기 위해 미국 NRC가 개발한 MELCOR 1.8.4 전산코드 [1]를 사용한 외벽냉각 분석모형을 표준원전에 대해 제시하였다.

MELCOR 전산코드는 1개 사고경위 분석에 장시간이 소요되어 외벽냉각에 영향을 주는 주요요소들에 대한 민감도 분석 등이 수월치 않은 단점이 있다. 이러한 점을 보완하기 위해 원자로 하부용기에 재배치될 수 있는 노심용융물의 양을 제어할 수 있는 분석모형을 개발하고 원자로 하부의 노심용융물의 양에 따른 외벽냉각효과를 분석하였다. 코드 계산시간 단축을 위해 노심용융 및 재배치가 조기에 발생하도록 모의한 이후 참조사고경위의 붕괴열과 동일한 붕괴열을 적용하여 계산시간을 단축시켰다. 이 분석모형을 사용하여 고압노심용융사고 발생을 위주로 외벽냉각에 의해 원자로용기의 파손을 방지할 수 있는 시간이 어느 정도인지를 예비적으로 분석하였다.

2. 원자로 외벽냉각효과 분석모형

가. 외벽냉각 분석모형

노심 (3.81m)을 축방향으로 10개, 반경방향으로 동심원 4개의 영역으로 총 40개의 cell로 구성하였고, 원자로 하부용기인 lower plenum (최대 깊이 2.317m)은 축방향으로 3개, 반경방향으로 동심원 4개의 영역으로 총 12개의 cell로 구성하였다. MELCOR 노심분석모형에서는 원자로를 총 52개의 cell로 구성하였다. 원자로 하부용기와 외벽단열재 사이에 격납건물 외부에서 소방펌프를 사용하여 냉각수를 주입하여 (150kg/s=2400gpm) 외벽을 냉각시킬 수 있게 하였다 (그림 1).

나. 노심중앙부 (Ring 1 및 Ring2) 크기 변경 (고온점 발생에 의한 LH 조기파손 방지)

MELCOR 1.8.4코드의 원자로 하부용기에 대한 열전달 모델은 외벽의 열제거율이 낮을 경우 실제로는 2차원 전도모델을 사용한다면 하부용기 중앙부가 고온에 의해 파손되지 않을 것을 1차원 전도모델을 사용하기 때문에 용기 중앙부에 국부적으로 고온점이 발생하여 조기에 파손되는 단점이 있다. 이를 보완하기 위하여 노심모델을 아래와 같이 조정하였다.

	조정 전				조정후			
반경방향 노심영역 수	Ring 1	Ring 2	Ring 3	Ring 4	Ring 1	Ring 2	Ring 3	Ring 4
핵연료집합체 수	25	72	40	40	48	49	40	40
R(노심영역 반경), m	0.5874	1.157	1.375	2.1049	0.8136	1.157	1.375	2.1049

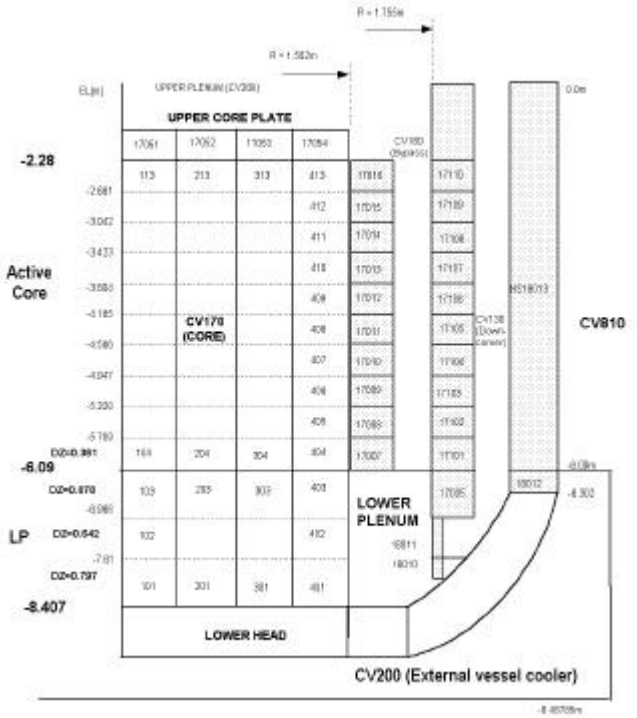
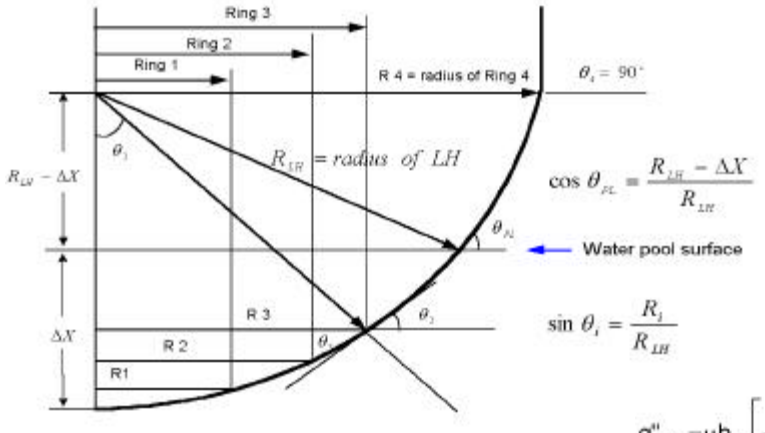


그림 1 외벽냉각분석모형 (MELCOR 1.8.4)

다. 외벽 열전달 모형

MELCOR 1.8.4 **코드** (COR package)**는 하향 포화 수조비등 열전달 모형** (downward facing saturated pooling boiling model)**을 외벽 열전달 모형으로 채택하고 있다. 이 모형은** (1) **과냉비등** (subcooled boiling)**을 무시하고,** (2) **핵비등열전달계수는 하향 전열면 (원자로용기 하부반구)의 경사각도 (θ) 와는 무관한 완전히 발달된** Rohsenow **상관식을 사용하는 보수적인 모델이다** (**그림** 2). **따라서 상온의 외벽냉각수가 주입되어도 포화온도인** 100°C**로 코드는 취급한다.**



라. 금속용융물

MELCOR코드의 전열물 (heat structure) 용융모델 (HSDG)을 사용하여 노심에 인접한 12톤의 강재 (stainless steel) 구조물 (core shroud 7톤과 fuel alignment plate 5.1톤)은 고온에 의해 용융되어 원자로 하부용기로 이동될 수 있도록 하였다.

마. 원자로하부용기의 노심용융물 양

TMI-2 사고에 의해 노심 (UO_2 94톤, Zr 23톤 등 총 138톤)의 약 45% (62톤)가 용융되었으며 약 19톤의 노심용융물이 원자로용기 하부로 재배치되었다 [2]. DCH 현안해결을 위한 분석보고서 [3, 4]에서 표준원전 (노심직경 3.12m, UO_2 무게 86ton)과 비슷한 노심크기를 갖는 CE 원전 (노심직경 3.13m, UO_2 무게 84ton)에 고압 노심용융 사고가 발생할 때 원자로용기 하부로 이동될 수 있는 최대 UO_2의 무게는 16MPa 및 8MPa 사고 발생시 각각 36톤 (전체 UO_2 무게의 43%)과 66톤 (전체 UO_2 무게의 79%)으로 예측되었다 (그림 3).

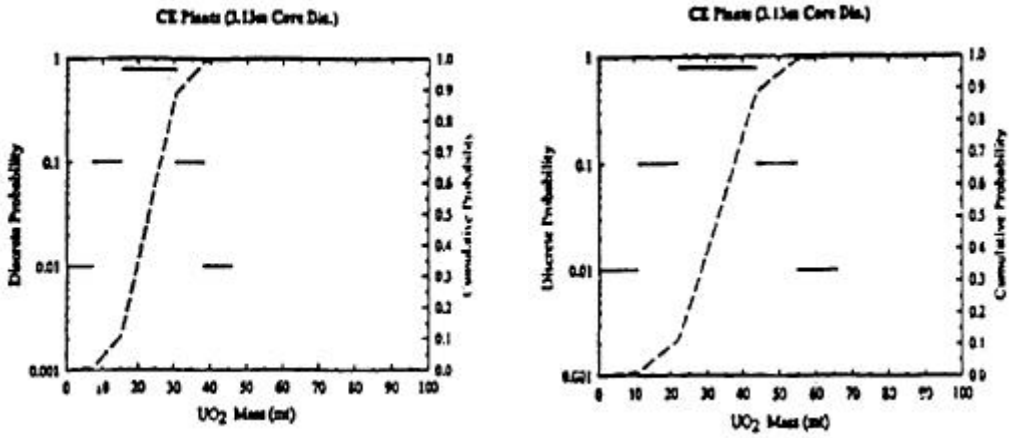


그림 3 CE 원전의 고압 노심용융사고시 재배치되는 노심용융물 양 (16MPa 및 8MPa)

고압노심용융사고가 발생할 때 외벽냉각에 의해 원자로용기의 파손을 방지할 수 있는 시간이 재배치된 노심용융물의 양에 따라 어느 정도인지를 예비적으로 분석하기 위해 표준원전의 노심 (UO_2 86톤과 Zr 24톤)이 용융될 경우 원자로용기 하부로 재배치될 수 있는 UO_2 및 Zr 등 노심용융물의 양을 다음과 같이 모의하였다. TMI-2 원전사고, CE원전의 DCH 현안해결을 위한 노심용융물의 양 등의 분석결과를 참조하여 고압노심용융사고가 발생할 경우 원자로 하부용기로 이동될 수 있는 노심용융물의 양은 원자로심에 있는 전체 UO_2의 40%, 60% 및 80%가 포함되도록 하였다. 추후 저압사고에 대해 외벽냉각방안의 효과를 분석하는 경우 노심용융물의 양을 증가시킬 예정이다. 분석에 사용된 노심용융물의 붕괴열은 전체붕괴열 중 원자로 하부용기로 재배치된 UO_2의 비율로 아래와 같이 적용하였다.

	UO_2 무게 (톤)	Zr 무게 (톤)	붕괴열 (전체붕괴열의 %)	
100% 노심	86	24	최적계산	보수적 계산
전체 UO_2의 40% 재배치	34.4	9.6	40%	44%
전체 UO_2의 60% 재배치	51.6	14.3	60%	66%
전체 UO_2의 80% 재배치	68.8	19.1	80%	84%

바. 노내 핵계측관 및 하부용기 파손모델

MELCOR 1.8.4 코드는 원자로 하부용기 내부에서 노심용융물과 노내 핵계측관과의 열전달 그리고 노내 핵계측관과 하부용기 내부 첫 번째 금속층과 열전달이 되도록 모의하고 있다. 하부용기에 노심용융물이 떨어지게 되면 즉시 노내 핵계측관의 온도가 파손온도 (1273°K) 까지 상승하여 즉시 파손될 수 있다. 따라서 노내 핵계측관 모델이 완벽치 않아 이번 외벽냉각 분석에서는 파손온도를 2000°K로 설정하여 노내 핵계측관의 즉각적인 파손을 배제시켰다

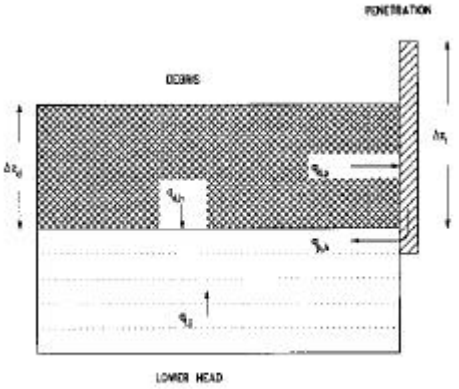


Figure 4.1.1 Lower head nodalization

3. 분석결과 및 논의

고압노심용융사고가 발생할 때 원자로냉각재계통의 압력, 붕괴열 수준에 따라 외벽냉각의 효과를 아래와 같이 10개의 경위에 대해 분석하였다.

	분석수행 내용				
압력	고압사고			저압사고	
	17MPa	17MPa	17MPa	< 1MPa	< 1MPa
외벽냉각	적용	적용	없음	적용	적용
RCS 감압조치(SDS)	없음	없음	없음	감압* > 2.7hr	감압* > 2.7hr
SIT 주입	주입안됨	주입안됨	주입안됨	주입안됨	주입
붕괴열	최적값	최적 · 실제시간	최적값	최적값	보수값
전체 UO_2의 40% 재배치	계산수행		계산수행		
전체 UO_2의 60% 재배치	계산수행		계산수행	계산수행	
전체 UO_2의 80% 재배치	계산수행	계산수행	계산수행	계산수행	계산수행

* 원자로 하부용기로의 UO_2 재배치 시작시점 (코드계산시각); 5,151초 (60% 재배치), 3,659초 (80% 재배치)

가. 노심용융사고 발생시 원자로 하부용기 내부의 노심용융물의 양

TMI-2 사고, DCH 현안해결을 위한 CE 원전의 경우를 참조하여 원자로 하부용기로 이동될 수 있는 노심용융물의 양은 원자로심 (노심의 UO_2의 양은 86톤임)에 있는 UO_2의 40%, 60% 및 80%를 포함하도록 하였다. 원자로 하부용기로 이동된 전체 노심용융물과 UO_2의 양과 산화파편물 및 금속파편물의 양은 다음과 같다 (그림 4 및 5 참조).

하부용기 내부의 노심용융물의 양	노심용융물	
	전체 (산화파편물/ 금속파편물)	UO_2
전체 UO_2의 40%	82 톤 (41톤 / 41 톤)	34.4 톤
전체 UO_2의 60%	104 톤 (60 톤 / 44 톤)	51.6 톤
전체 UO_2의 80%	127 톤 (80 톤 / 47 톤)	68.8 톤

산화용융물의 양은 원자로용기 하부반구 외벽으로의 하향 열전달면적과 상부의 금속용융물 층으로의 상향 열전달면적을 결정하고 따라서 하향열유속 및 상향열유속에 영향을 준다. 금속용융물의 양은 원자로용기 건전성에 영향을 미친다. 이번 분석에서 노심용융에 의해 원자로 하부용기 내부

의 용융물 중에서 산화물을 제외한 금속파편물의 무게는 41 - 47톤으로 예측되었다 (그림 5).

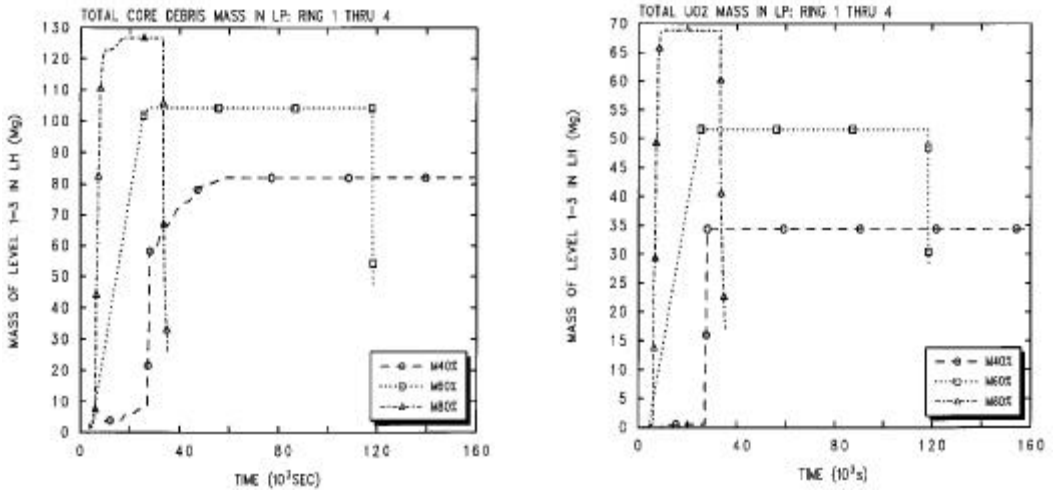


그림 4 원자로용기 하부의 노심용융물 및 UO_2의 양 (전체 UO_2의 40%, 60%, 80%)

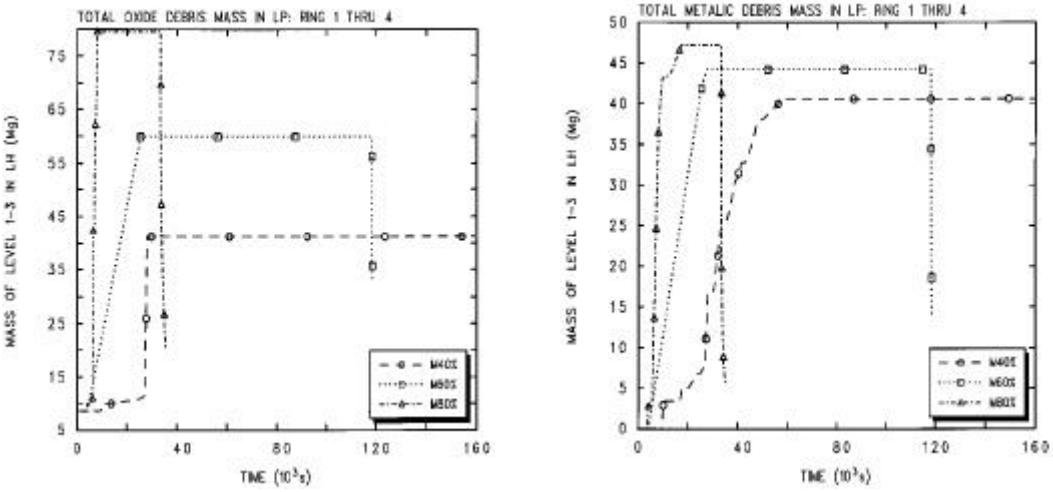


그림 5 원자로용기 하부의 산화파편물 및 금속파편물의 양 (전체 UO_2의 40%, 60%, 80%)

나. 고압사고에 대한 외벽냉각효과 분석

원자로냉각재계통의 압력이 17MPa로 유지되고 있기 때문에 원자로용기는 고온·고압에 의해 크리이프 파손된다. 그림 6의 좌측은 원자로 하부용기 중앙부(cell 101)의 노심파편물 온도이고 (크리이프 파손에 의해 온도가 급상승함을 보임), 우측은 원자로 하부용기 (내부표면으로 부터 10cm 거리)의 변형률이다. MELCOR 코드는 변형률이 0.18에 도달하면 원자로용기가 크리이프 파손되도록 모의하고 있다.

그림 6에서 하부용기로의 UO_2 이동이 완료된 이후 외벽냉각에 의한 하부용기 내부의 노심파편물 냉각효과는 뚜렷하게 나타났으며, UO_2 이동완료 이후 외벽냉각에 의해 원자로용기의 수명이 연장되는 시간은 약 6시간 정도로 예측되었다.

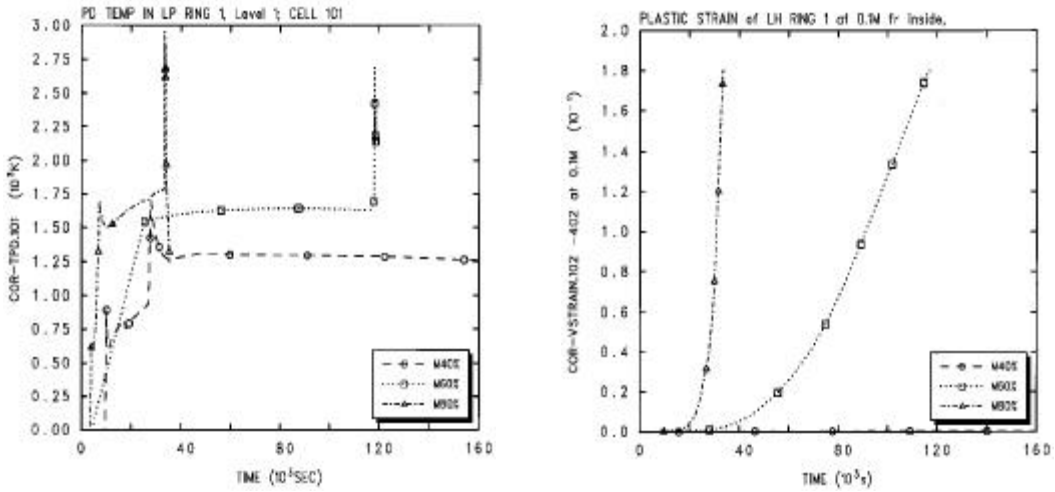


그림 6 원자로 하부용기 중앙부(cell 101)의 노심파편물 온도 및 변형률

하부용기 내부의 노심용융물의 양	원자로용기 크리이프 파손시각	UO_2 재배치 완료시각	원자로용기 수명연장 시간 (예비분석결과임)
전체노심의 40%	N/A < 160,000초	27,900초	> 36.7 시간 이상
전체노심의 60%	116,300초	11,500초	약 29 시간
전체노심의 80%	33,200초	9,900초	약 6.5 시간

그림 7의 좌측은 노내 핵계측관의 온도이며 (노내 핵계측관의 재질인 Inconel의 융점 1650°K와 eutectic 온도 1400 - 1500°K 보다 높은 값으로 예측), 우측 (전체 UO_2의 80%가 하부용기로 재배치된 경우)은 원자로 하부용기 두께 15.65cm 강재의 온도분포이다. 탄소강은 일반적으로 약 800°C에서 구조적 건전성을 상실한다. 원자로 하부용기 외벽 12cm 두께의 온도는 외벽냉각에 의해 전반적으로 1000°K (727°C) 이하를 예측하고 있다.

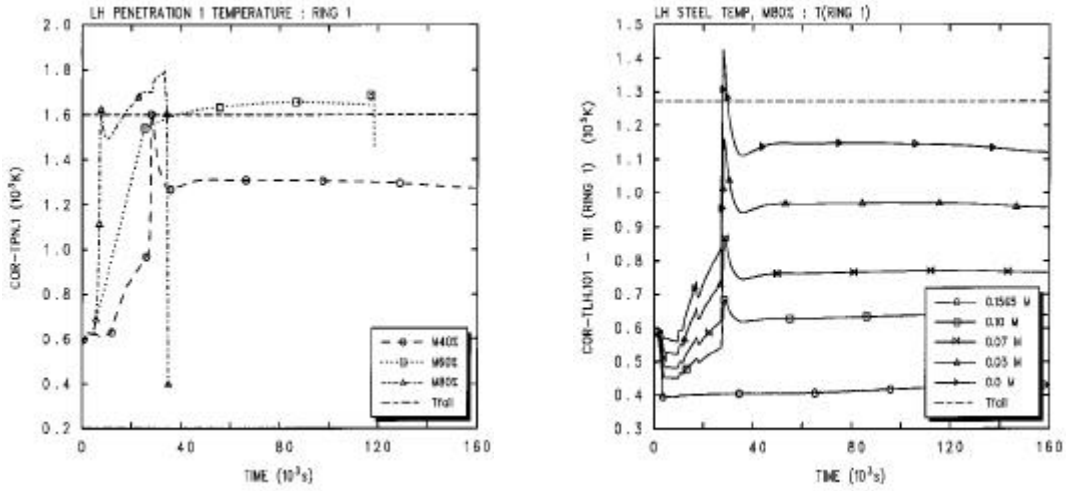
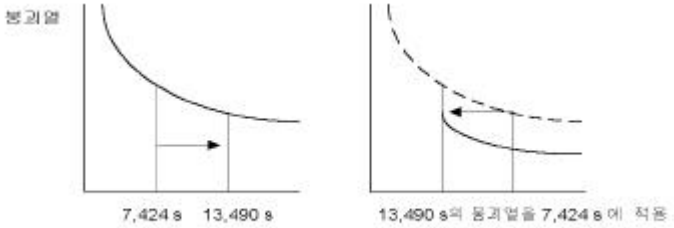


그림 7 노내 핵계측관의 온도, 하부용기 (두께 15.65cm)의 온도분포(80% 재배치)

다. 민감도분석시간 단축을 위한 붕괴열 적용방안

MELCOR 전산코드는 1개 사고경위 분석에 장시간을 소요하므로 민감도 분석 등이 수월치 않은 단점이 있다. 이러한 점을 고려하여 코드 계산시간 단축을 위해 노심용융 및 재배치가 조기에 발생하도록 모의한 이후 원자로 하부용기 내부 노심용융물에 대해 참조사고경위의 붕괴열과 동일한 붕괴열을 적용하였다. 따라서 각종 사고경위에 대해 원자로 하부용기에 재배치될 수 있는 노심용융물의 양과 붕괴열의 변화에 따른 외벽냉각효과의 민감도 분석에 이 분석모형을 적용할 수 있다.

노심을 조기에 용융시켜 노심용융물을 원자로 하부용기로 이동시킬 수 있는 분석모형에 의한 재배치 완료시각 (예; 코드 계산시각 7,424초)에 표준원전 참조사고의 노심용융물 재배치 완료시각 (예; 13,490초)의 붕괴열곡선을 적용한다면 계산시간을 약 6,000초 단축시킬 수 있다. 원자로 하부용기의 노심용융물의 양이 전체노심의 80%인 경우에 대해 참조사고의 사고진행시각에 따른 붕괴열 (조기 노심용융 모형 붕괴열의 80% 수준임)을 적용하였다 (그림 8).



	원자로 하부용기의 UO_2의 양 = 전체노심의 80%	
	Creep 파손 시각	UO_2 60톤이 재배치 완료된 이후의 수명연장 시간 (고압사고)
조기 노심용융 · 재배치 모형	33,120초 (= 9 시간)	6 시간
참조사고 시각에 따른 붕괴열적용	55,735초 (= 15 시간)	13 시간

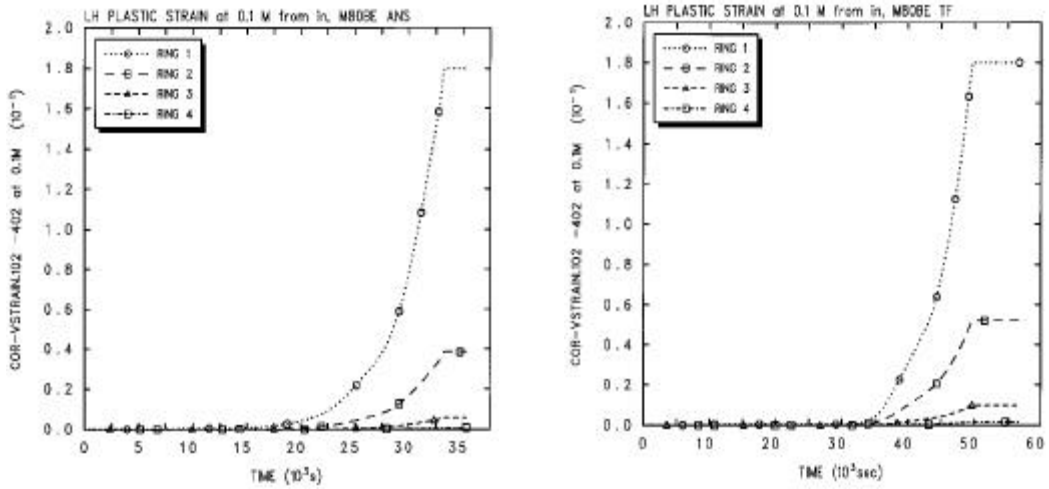


그림 8 참조사고의 사고진행 시각에 따른 붕괴열 적용결과

위 분석결과는 LH 질량평균에 의한 Larson-Miller (LM) 크리이프 파손모형에 근거하였으며, 1-D LM 크리이프 파손모형을 적용할 경우 수명연장 시간의 증가가 예상된다.

라. 저압사고경위에 대한 외벽냉각의 적용의 효과

원자로냉각재계통의 압력이 고압 (17MPa)으로 유지되는 사고가 발생하였을 때 운전원 조치가 늦어져 전체노심 UO_2의 80%가 원자로용기 하부로 이동된 후 (약 7,000초) 안전감압계통을 10,000초 (= 2.7시간)에 개방하여 원자로냉각재계통을 감압시켰을 때의 외벽냉각효과를 분석하였다. 안전주입탱크에 의한 냉각수 주입만을을 분석에 반영하였고 안전주입펌프에 의한 냉각수 주입은 고려하지 않았다. 이때 노심용융물의 붕괴열은 전체붕괴열의 84% 수준인 보수적인 붕괴열을 적용하였다. 안전주입탱크의 냉각수가 주입된 이후 노심은 안정상태를 유지하였으나 사고를 안정되게 종결시키기 위해서는 안전주입펌프에 의한 다량의 냉각수 주입이 필요한 것으로 예측되었다 (그림 9).

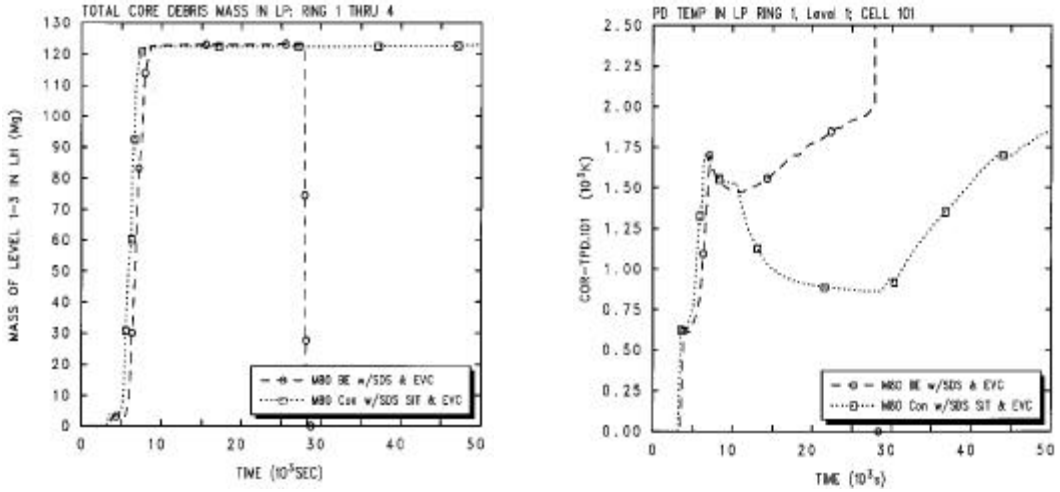


그림 9 저압사고에 대한 외벽냉각 효과

4. 결 론

외벽냉각에 의한 원자로용기 건전성 유지 가능성에 영향을 미치는 요소들에 대한 민감도분석과 원자로용기의 파손방지를 위한 외벽냉각 사고관리전략의 장단점 등의 분석에 활용하기 위해 미국 NRC가 개발한 MELCOR 1.8.4 전산코드를 사용한 외벽냉각 분석모형을 표준원전에 대해 제시하였다.

1) 원자로 하부용기에 재배치될 수 있는 노심용융물의 양을 제어할 수 있는 분석모형을 개발하여 고압노심용융사고 발생을 위주로 외벽냉각에 의해 원자로용기의 파손을 방지할 수 있는 시간이 어느 정도인지를 예비적으로 분석하였다. 추후 저압사고에 대해 외벽냉각방안의 효과에 대해 분석할 예정이다.
2) 사고분석에 장시간이 소요되는 MELCOR 전산코드를 보완하기 위해 노심용융 및 재배치가 조기에 발생하도록 모의한 이후 원자로 하부용기 내부의 노심용융물에 대해 참조사고경위의 붕괴열과 동일한 붕괴열을 적용하여 계산시간을 단축시킬 수 있게 하였다.
3) PSA 보고서 등에 제시된 각종 사고경위에 대해 MELCOR 전산코드를 사용하여 기본계산을 수행하고, 기본계산 결과를 참조하여 원자로 하부용기에 재배치될 수 있는 노심용융물의 양과 붕괴열에 따른 외벽냉각효과 등의 민감도 분석에 이 분석모형을 적용할 수 있다.
4) MELCOR 전산코드를 사용한 외벽냉각분석모형으로 예측된 원자로 하부용기 내부의 노심용융

물의 붕괴열, 금속용융물 및 산화용융물의 양은 실험결과에 의해 도출된 상관식들의 관련변수에 적용하여 외벽냉각에 의한 원자로용기 건전성 유지 가능성을 평가하는데 사용될 수 있다.

5) 고압사고경위에 대해 외벽냉각을 예비적으로 분석한 결과 원자로용기의 건전성을 약 6시간 정도 유지시킬 수 있는 것으로 예측되었으며, 사고완화 및 복구에 필요한 운전원 조치시간을 연장시킬 수 있을 것으로 추정된다.

6) 그러나 외벽냉각이 실패하여 원자로용기가 파손되는 경우 원자로공동으로 분출되는 노심파편물의 양은 외벽냉각을 적용하지 않은 경우 보다 훨씬 많을 수 있어 증기폭발에 의한 원자로용기 지지물 및 원자로냉각재계통 지지구조물 손상에 의한 격납건물 관통부 손상 등이 우려된다.

감사의 글

이 연구는 과학기술부에서 시행한 원자력연구개발사업의 일부로 수행되었습니다.

참고문헌

1. NUREG/CR-6119 rev. 1, "MELCOR Computer Code Manuals Version 1.8.4", SNL, Jul., 1997
2. NUREG/CR-6197, "TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report", INEL, Mar. 1994
3. NUREG/CR-6338, "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants with Large Dry Containments or Subatmospheric Containments", SNL Feb., 1996
4., NUREG/CR-6338, "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for Combustion Engineering Plants and Bobcock & Wilcox Plants", SNL, Nov., 1998