

상사용융물을 이용한 외벽냉각 효과 검증 실험(LAVA-ERVC 실험)에
대한 RELAP5/MOD3.3 코드를 이용한 유동 해석

Flow Analyses using RELAP5/MOD3.3 Code for the Simulant Melt
Experiments of External Reactor Vessel Cooling(LAVA-ERVC)

강경호, 조영로, 박래준, 김상백
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

RELAP5/MOD3.3 코드를 이용하여 LAVA-ERVC 실험에 대한 유동 해석을 수행하였다. 단열재 유로 내에서의 유동 특성과 외벽 냉각의 효과 측면에서 RELAP5 코드 해석 결과는 LAVA-ERVC 실험 결과와 유사한 경향을 나타내었다. 한국 표준원전의 단열재 모형에 대한 해석 결과, 단열재 유로 내에서 증기억류 현상이 발생하여 외벽 냉각의 효과가 현저히 감소한 것을 확인하였다. 반면 APR1400 원전의 단열재 모형에 대한 해석 결과를 보면 증기 억류 현상이 발생하지 않고 반구 외벽이 효과적으로 냉각되었음을 알 수 있다. LAVA-ERVC 실험의 경우 고온관 상부의 원자로 용기와 단열재 사이의 공간을 모의하지는 않았지만 이에 대한 민감도 해석 결과, 상부 공간의 존재 여부가 증기억류 현상을 비롯한 전반적인 외벽 냉각 특성에 별다른 영향을 미치지 않는다는 사실을 확인하였다.

Abstract

Flow analyses using RELAP5/MOD3.3 code have been performed to investigate the occurrence and the effects of steam binding for the LAVA-ERVC experiments. It could be found from the sensitivity studies for the flow path in the annulus of insulation that steam binding could occur in case of the limited steam venting capacity, which is definitely coincident with the LAVA-ERVC experimental results. In case of sufficient flow path for the steam venting, the vessel experienced effective cooling by nucleate boiling heat transfer. And existence of the upper free volume had little effect on occurrence of steam binding in the LAVA-ERVC experiments.

1. 서론

중대사고 시 원자로 공동을 증수하여 원자로용기 외벽을 냉각하는 방안(ERVC: External Reactor Vessel Cooling)이 한국 표준원전(KSNP)과 차세대 원전인 APR1400 원전에서 사고의 진행을 원자로 용기 내부에서 종결시키기 위한 주요한 중대사고 관리 방안으로 채택되었다¹⁾. 원자로 용기 외벽 냉각의 성공 여부는 원자로 용기 외벽에 냉각수의 접근 가능성과 외벽 냉각의 열 제거 능력에 의해 결정된다. 냉각수의 접근 가능성은 원자로 용기 외벽의 단열재와 반구 외벽 사이의 간극 내부에서 이상 유동의 자연 대류 현상에 의한 냉각수의 침투와 수증기의 배출 능력에 의해 좌우된다. 원자로 용기 외벽의 단열재는 외벽 냉각의 유로를 형성하는 구조물로 작용하여 수증기의 배출과 냉각수의 공급에 영향을 미친다. 따라서 단열재 설계 특성에 따른 외벽 냉각의 효과를 검증하는 것은 외벽 냉각 방안의 성공 여부를 판단하기 위해서 반드시 이루어져야 하며, 특히 단열재의 구조는 원전에 따라 차이가 크므로 개별 원전에 대한 영향 평가가 이루어져야 한다.

한국 원자력 연구소에서는 Al_2O_3/Fe thermite 상사용융물을 이용하여 한국 표준원전(영광 5, 6호기)과 APR1400 원전의 단열재 설계 특성에 따른 외벽냉각의 효과를 검증하는 실험(LAVA-ERVC 실험)을 수행하였다. 예비 실험을 수행하여 한국 표준원전에 적용된 단열재를 통한 냉각수의 유입 유량을 적절히 모의할 수 있도록 단열재 모형을 제작하였다. APR1400 원전의 경우, 단열재의 규격이 결정되지는 않았지만 외벽 냉각의 효과를 증진시키기 위하여 냉각수 유입부와 수증기 배출구에 대한 구조 개선이 설계에 반영되고 있다. LAVA-ERVC 실험에서는 단열재 모형의 냉각수 유입부와 수증기 배출구에 유로를 충분히 확보하여 APR1400 원전의 단열재를 모의하였다. 원자로 용기와 단열재 사이 유로에서 냉각수와 수증기의 유동 흐름에 초점을 맞추어 단열재 모형을 달리한 실험을 4회 수행하였다.

4차례의 LAVA-ERVC 실험을 통해 단열재 상부에 수증기의 배출 유로를 충분히 확보하지 못하면 유로 내에서 증기억류(steam binding) 현상이 발생하여 단열재 유로 내에 냉각수가 고갈되며 이에 따라 외벽 냉각 시 반구가 효과적으로 냉각되기 어려움을 알 수 있었다. KSNP 원전은 APR1400 원전과는 달리 단열재 상부에 별도의 수증기 배출 유로가 확보되어 있지 않기 때문에 외벽 냉각 시 단열재 유로 내에서 증기 억류 현상이 발생할 가능성이 있다. 본 연구에서는 LAVA-ERVC 실험에서 발생한 증기 억류 현상에 대한 실험 결과 검증과 냉각수 유입부와 수증기 배출부의 형상이 증기 억류 현상의 발생 여부에 미치는 영향을 평가하기 위하여 RELAP5/MOD3.3 코드²⁾를 이용한 유동 해석을 수행하였다.

2. LAVA-ERVC 실험 내용 및 주요 결과

LAVA-ERVC 실험은 한국 표준원전과 APR1400 원전의 단열재 설계 특성에 따른

외벽 냉각의 효과를 검증하기 위하여 수행한 실험으로서 Al_2O_3/Fe thermite 용융물을 노심용융물의 상사물로 사용하였다. LAVA-ERVC 실험 장치는 원자로 용기 하부 반구를 모의한 반구형 반응 용기와 단열재 모형 그리고 외부 수조 및 용융물 도가니와 분리 용기로 구분할 수 있다. 반구형 반응 용기의 내경과 두께는 각각 300mm, 30mm이며 강철 (carbon steel)로 제작하였다. 원자로 용기 외부의 단열재를 모의한 단열재 모형은 단열재를 통해 냉각수의 유입과 수증기의 배출이 균일하게 이루어지도록 직각 방향으로 4 방향에 직경 1.2mm의 구멍을 각각 405개씩 가공하였다. 외부 수조는 반응 전에 냉각수를 주입하여 실험 온도로 가열하기 위한 장치로서 내부 직경 640mm, 높이 1000mm의 스테인레스 스틸로 제작하였다. 그림 1은 LAVA-ERVC 실험 장치의 개념도를 보여준다.

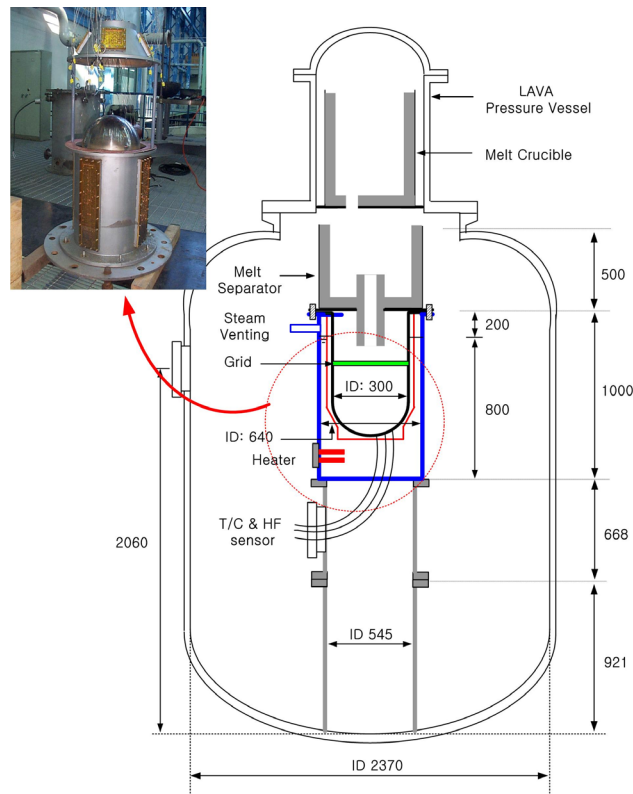


그림 1. LAVA-ERVC 실험의 개념도

원자로 용기와 단열재 사이 유로에서 냉각수와 수증기의 유동 흐름에 초점을 맞추어 단열재 모형을 달리한 실험을 4회 수행하였다. 4차례의 검증 실험을 통해 단열재 구조

에 따른 냉각수의 유입과 수증기의 배출 능력이 외벽 냉각에 미치는 효과를 분석하였다. 표 1은 LAVA-ERVC 실험의 조건을 정리한 것이다.

표 1. LAVA-ERVC 실험 조건

실험 명	용융물	냉각수 아냉도	압력	실험일자	비고
LAVA-ERVC-1	Al ₂ O ₃ , 15.0 kg	15 K	0.1 MPa	02/11/1	KSNP 단열재
LAVA-ERVC-2	Al ₂ O ₃ /Fe, 11.9 kg	15 K	0.1 MPa	02/11/19	KSNP 단열재: 용융물 성분 영향
LAVA-ERVC-3	Al ₂ O ₃ , 11.3 kg	15 K	0.1 MPa	02/12/11	APR1400 단열재
LAVA-ERVC-4	Al ₂ O ₃ , 25.0 kg	15 K	0.1 MPa	02/12/27	APR1400 단열재: 냉각수 유입부 구조

LAVA-ERVC 실험 결과, 반구와 단열재 사이의 유로 내부에서 생성된 수증기가 단열재 외부로 충분히 배출될 수 있는지 여부가 반구의 온도 거동을 포함한 전반적인 외벽 냉각 효과를 좌우하였다. KSNP 원전의 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-1, 2 실험에서는 반응 용기와 단열재 모형 사이의 유로 내부에서 생성된 수증기가 단열재 외부로 배출되지 못하고 냉각수를 단열재 유로 밖으로 밀어내어 유로 내에 수증기가 가득 차는 증기 억류(steam binding) 현상이 발생하였다. 증기 억류 현상이 발생하면 단열재 유로 내에 냉각수가 고갈되어 반구 외벽에서 냉각수의 비등에 의한 열 제거가 어려워져서 외벽 냉각 특성을 결정하는 주요 변수로 작용한다. 단열재 내에 냉각수의 유입과 수증기의 배출 유로를 충분히 확보한 APR1400 원전의 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-3, 4 실험 결과, LAVA-ERVC-1, 2 실험과는 달리 단열재 유로 내에서 증기 억류 현상이 발생하지 않았고 반구 전체 면에서 외벽의 온도가 계통 압력의 포화 온도 근처를 유지하여 외벽 냉각에 의해 반구가 효과적으로 냉각되었음을 확인하였다.

3. RELAP5/MOD3.3 코드를 이용한 LAVA-ERVC 실험 결과 해석

가. RELAP5 코드 해석 방법

LAVA-ERVC 실험 장치의 반응 용기 부분을 격자로 구성하여 유동 해석을 수행하였다. 그림 2는 LAVA-ERVC 실험 해석을 위해 RELAP5 코드 해석에서 구성한 격자의 개념도를 보여준다. 반구형 반응 용기와 단열재 사이의 유로 그리고 외부 수조 내부의 냉

각수 풀과 외부 대기를 single volume의 집합체로 구성한 후 각각 single junction으로 연결하여 폐쇄 회로(closed circuit)를 구성하였다. 그림 2에서 A_{in} 과 A_{out} 은 단열재 하부와 상부에서 냉각수 유입부와 수증기 배출부의 유로 면적을 각각 나타낸다. 본 연구에서는 KSNP 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-1, 2 실험과 APR1400 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-3, 4 실험에 대한 유동 해석을 수행하였다. LAVA-ERVC 실험 조건과 부합되도록 단열재 및 반구의 규격과 반구 내벽에 전달되는 열속 등은 동일하게 설정하였고 냉각수 유입부와 수증기 배출부의 유로 입출구 면적을 달리하여 계산을 수행하였다. 실제 원전은 원자로 용기 하부 반구 부분뿐만 아니라 상부 헤드를 포함한 원자로 용기의 전체 표면에 단열재가 위치한다. 그러나 LAVA-ERVC 실험에서는 실제 원전에서 외벽 냉각 시 냉각수가 충수되는 기준 위치인 고온관 까지를 모의하여 실험 장치를 제작하였다. 외벽 냉각이 이루어져서 원자로 용기와 단열재 사이 유로 내에서 비등에 의해 수증기가 생성되면 고온관 상부의 원자로 용기와 단열재 사이의 공간이 free volume으로 작용하여 전체 유로 내의 압력 상승에 영향을 미칠 수 있다. 단열재 유로 내의 압력 상승은 유로 내에서 냉각수의 유입과 수증기의 배출에 영향을 미쳐서 결국 외벽 냉각 특성을 결정하는 주요 인자로 작용할 수 있다. 본 연구에서는 LAVA-ERVC 실험에서 모의하지 않았던 고온관 상부의 원자로 용기와 단열재 사이의 공간이 단열재 유로 내에서 유동 특성에 미치는 영향을 평가하기 위하여 free volume을 격자 상부에 추가하여 해석을 수행하였다. 한국 표준원전의 단열재 구조를 검토한 결과, 고온관 상부의 단열재 간극의 free volume은 고온관 하부의 유로 체적의 약 25%에 해당한다는 사실을 확인하였다. 본 연구에서는 민감도 분석 차원에서 격자 상부의 free volume의 체적을 25%, 50%로 설정하여 계산을 수행하였다. 표 2는 RELAP5 코드 해석 조건을 정리한 것이다.

표 2. RELAP5 코드 해석 조건

Calculation Sets	Inlet Area(A_{in})	Outlet Area(A_{out})	Comments
LAVA-KSNP(1)	0.0000104 m ²	0.0000639 m ²	LAVA-ERVC-1,2 tests
LAVA-KSNP(2)	0.0000104 m ²	0.0000639 m ²	Increase of upper dome volume: 25%
LAVA-KSNP(3)	0.0000104 m ²	0.0000639 m ²	Increase of upper dome volume: 50%
LAVA-APR1(1)	0.005037 m ²	0.0045408 m ²	LAVA-ERVC-3 test
LAVA-APR1(2)	0.0000104 m ²	0.0045408 m ²	LAVA-ERVC-4 test

반응용기의 반구 부분(volume: 100)과 원통 부분(volume: 200)은 heat structure로 구성하여 용융물 풀에서 반구 내벽과 원통부 내부로 전달되는 열속을 모의하였다. 반구

내부로 전달되는 열속은 LAVA-ERVC 실험 결과를 고려하여 그림 3과 같이 시간에 따른 변화량을 입력으로 사용하였다. 다만 LAVA-ERVC 실험에서 반구 내벽에 전달되는 평균 열속 만을 유추할 수 있었기 때문에 본 계산에서도 위치에 상관없이 반구 내벽에 균일한 열속이 전달된다고 가정하였다. LAVA-ERVC 실험의 경우 반응용기의 반구 부분과 원통 부분이 연결되어 있고 반구 내부에 냉각수가 존재하지 않으므로 전도와 복사 열전달에 의해 반응용기 원통부의 온도가 상승한다. RELAP5 코드 계산에서는 이를 모의하기 위해 복사 열전달을 고려하여 원통 부분 내벽에 전달되는 열속 값을 입력으로 부여하였다. 그림 3에서 ANN-1은 원통부 하부에서 200-3 격자 위치까지를 나타내며 ANN-2와 ANN-3은 각각 12번, 17번 위치까지를 나타낸다.

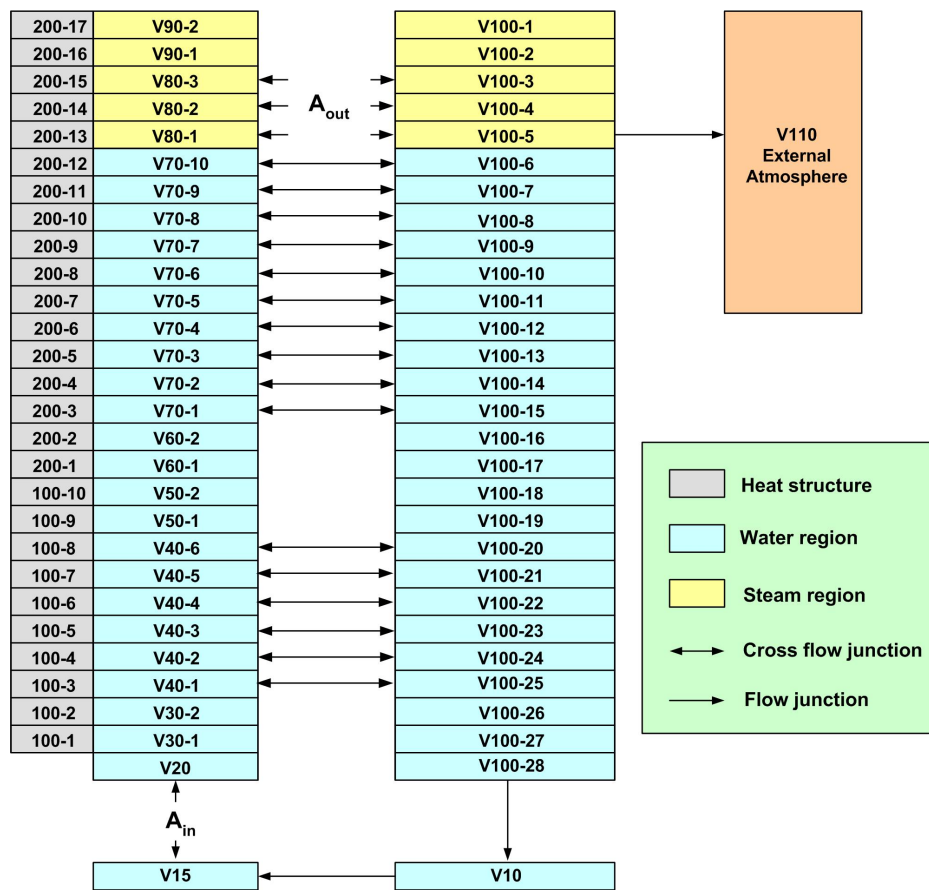


그림 2. RELAP5 코드 해석을 위한 격자의 개념도

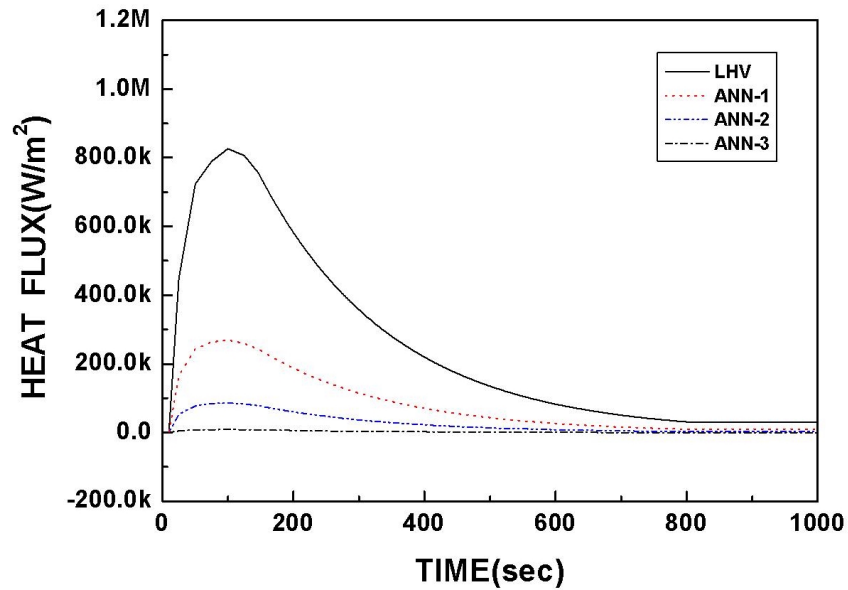


그림 3. 반응용기의 반구 부분과 원통부에 전달되는 열속 입력 값의 변화

나. RELAP5 코드를 이용한 유동 해석 결과

한국 표준원전의 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-1, 2 실험과 APR1400 원전의 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-3, 4 실험에 대한 해석 결과를 구분하여 정리하였다.

(1) LAVA-ERVC-1, 2 실험 해석(LAVA-KSNP calculations)

RELAP5 코드를 이용한 유동 해석을 통해 KSNP 원전의 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-1, 2 실험에서 보여진 증기 역류 현상의 발생 여부를 확인하였다. 그림 4는 LAVA-ERVC-1, 2 실험을 대상으로 유동 해석을 수행한 LAVA-KSNP(1) 해석에서 계산된 반응 용기와 단열재 사이의 유로 내부와 외부 수조 내부에서 냉각수의 수위 변화를 보여준다. 그림 4를 보면 반응 용기와 단열재 사이 환형관 내부의 냉각수 수위가 동심원 기준으로 반구 하부에서 70° 위치(0.15 m 수위)까지 급격히 감소한 것을 알 수 있다. 계산 초기에 환형관 유로 내의 수위가 급격히 감소함에 따라 외부 냉각수 수조의 수위가 일시적으로 상승한 것을 확인할 수 있다. 그림 5는 LAVA-KSNP(1) 해석에서 계산된 반응 용기와 단열재 사이의 유로 내부에서 위치 별로 기포 계수(void fraction)의 변

화를 보여준다. 그림 5를 보면 반응 용기와 단열재 사이 유로의 환형관 내부에는 기포 계수가 1.0에 가까운 값을 나타내어 수증기가 유로 내부를 완전히 채우고 있음을 알 수 있다. 그림 6은 LAVA-KSNP(1) 해석에서 계산된 단열재 유로의 반구 부분과 환형관 부분에서 외부 냉각수 수조로 전달된 냉각수의 유량 변화를 보여준다. 그림 6을 보면 계산 초기에 단열재 유로 내에서 외부 수조로 냉각수가 전달되었음을 알 수 있다. 한국 표준원전을 대상으로 실험한 LAVA-ERVC-1, 2 실험에 대한 RELAP5 유동 해석 결과를 보면, 단열재 유로 내의 냉각수가 외부 수조로 빠져나가서 유로 내에 수증기가 가득 차는 증기 역류 현상이 발생하였음을 알 수 있었고 이는 LAVA-ERVC 실험 결과와도 일치한다.

그림 7은 반구 외벽의 온도 변화에 대한 LAVA-ERVC-1 실험의 측정값과 LAVA-KSNP(1) 해석의 계산 결과를 보여준다. 그림 7을 보면 LAVA-ERVC-1 실험 결과와 LAVA-KSNP(1) 해석 결과가 매우 유사한 경향을 나타냄을 알 수 있다. LAVA-KSNP(1) 해석 결과를 보면 냉각수가 존재하였던 60° 동심원 위치까지의 반구 하부의 경우 외벽의 온도가 포화 온도 근처를 유지하여 효과적으로 냉각된 반면, 80° 동심원 위치의 반구 상부에서는 외벽의 온도가 750K 이상 고온 상태까지 가열된 것을 알 수 있다. LAVA-ERVC-1 실험 결과와 LAVA-KSNP(1) 해석 결과는 한국 표준 원전의 단열재 모형의 경우 단열재 유로 내에서 증기 역류 현상이 발생하여 유로 내에 냉각수가 고갈된 반구 상부에서는 외벽 냉각이 이루어지지 않았으며, 냉각수가 존재했던 반구 하부에서는 외벽 냉각에 의해 반구 외벽이 효과적으로 냉각되었음을 보여준다.

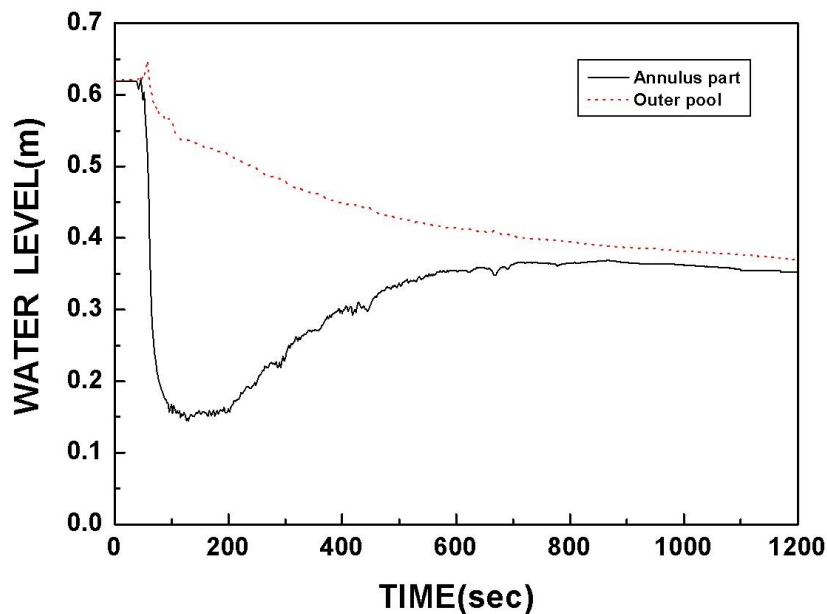


그림 4. LAVA-KSNP(1) 해석 결과: 냉각수의 수위 변화

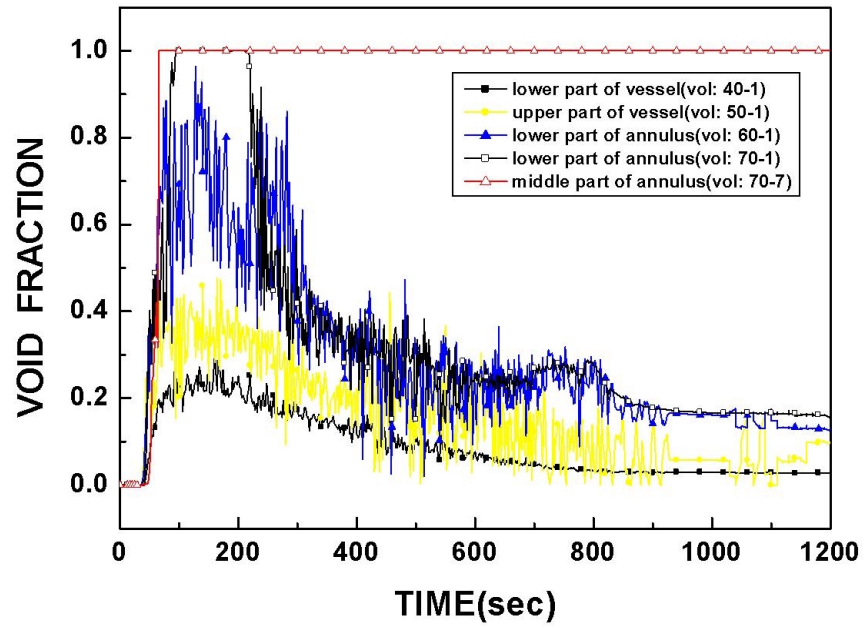


그림 5. LAVA-KSNP(1) 해석에서 계산된 단열재 유로 내부에서 기포 계수의 변화

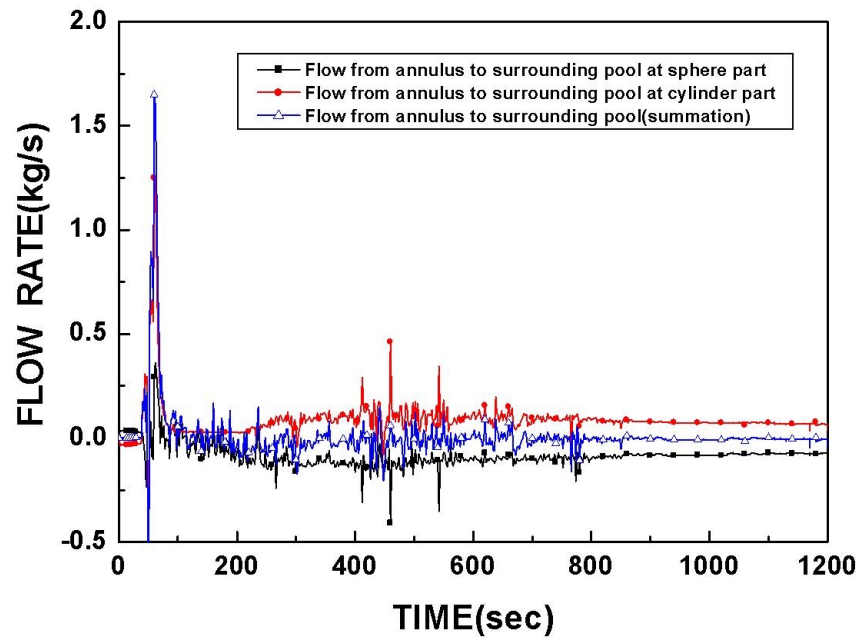


그림 6. LAVA-KSNP(1) 해석에서 계산된 단열재 유로에서 외부로 냉각수의 유량 변화

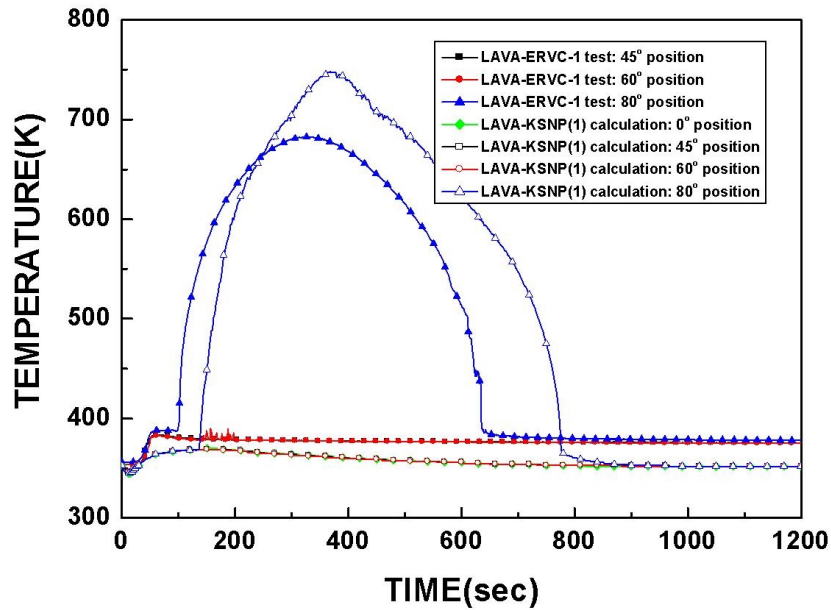


그림 7. 반구 외벽의 온도 변화에 대한 해석 결과와 실험 결과 비교

KSNP 원전의 단열재 모형에 대한 RELAP5 코드를 이용한 유동 해석 결과, LAVA-ERVC-1, 2 실험 결과와 동일한 냉각 특성을 확인하였다. KSNP 원전의 단열재 모형의 경우는 냉각수 유입부와 수증기 배출부에 유로가 충분히 확보되지 못하여 단열재 유로 내에서 증기 역류 현상이 발생하며, 증기 역류 현상이 발생함에 따라 단열재 유로 내에 냉각수가 고갈되어 외벽 냉각이 효과적으로 이루어지지 않음을 확인하였다. 본 연구에서는 LAVA-ERVC 실험에서 모의하지 않았던 고온관 상부의 원자로 용기와 단열재 사이의 공간이 증기 역류 현상의 발생 여부를 포함한 단열재 유로 내에서 유동 특성에 미치는 영향을 평가하기 위하여 free volume을 격자 상부에 추가하여 해석을 수행하였다.

그림 8과 9는 격자 상부의 free volume의 체적을 25%, 50%로 설정한 LAVA-KSNP(2), LAVA-KSNP(3) 해석에서 계산된 반응 용기와 단열재 사이의 유로 내부와 외부 수조 내부에서 냉각수의 수위 변화를 보여준다. 그림 8과 9를 보면 LAVA-KSNP(2) 해석과 LAVA-KSNP(3) 해석에서는 격자 상부에 free volume을 설정하고 계산하였음에도 불구하고 LAVA-KSNP(1) 해석 결과와 거의 같은 냉각수의 수위 변화를 보임을 알 수 있다. 이 같은 결과는 LAVA-ERVC 실험의 경우 고온관 상부의 원자로 용기와 단열재 사이의 공간을 모의하여 실험하지는 않았지만 상부의 free volume의 존재 여부가 증기 역류 현상을 비롯한 전반적인 외벽 냉각 특성에 별다른 영향을 미치지 않는다는 사실을 의미한다.

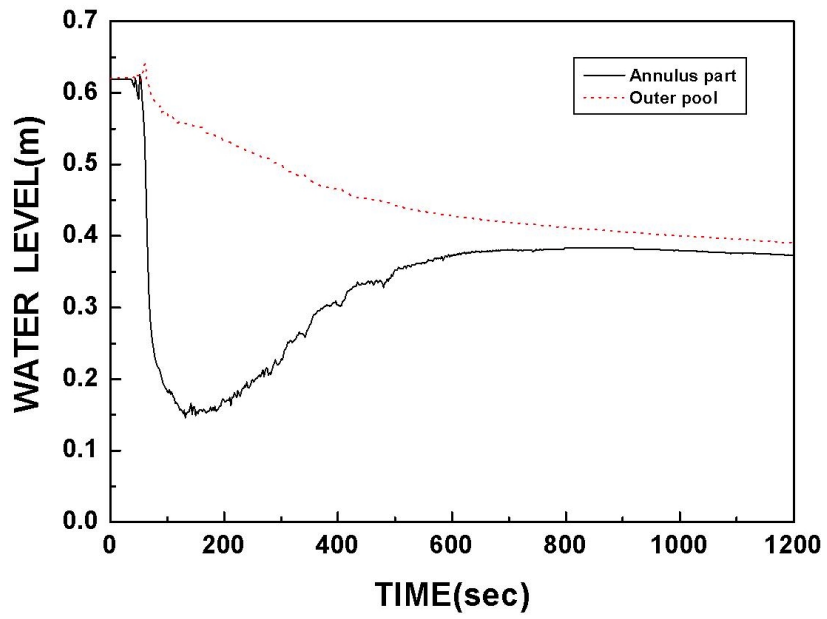


그림 8. LAVA-KSNP(2) 해석 결과: 냉각수의 수위 변화

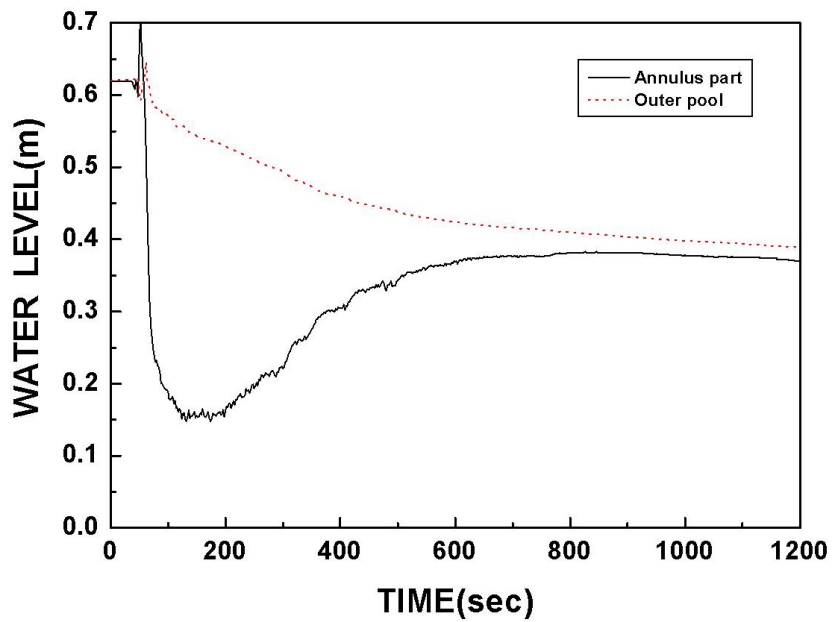


그림 9. LAVA-KSNP(3) 해석 결과: 냉각수의 수위 변화

(2) LAVA-ERVC-3, 4 실험 해석(LAVA-APR calculations)

APR1400 원전의 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-3, 4 실험에 대한 유동 해석을 수행하였다. 단열재 하부와 상부에서 냉각수의 유입부와 수증기의 배출부의 유로 입출구 면적을 실험 조건과 동일하게 설정하여 LAVA-APR(1), LAVA-APR(2) 해석을 각각 수행하였다. LAVA-APR 해석 결과, LAVA-KSNP 해석 결과와는 달리 단열재 간극 유로 내에서 광범위한 증기 역류 현상이 발생하지 않았다. 그림 10과 11은 LAVA -APR(1), (2) 해석에서 계산된 반응 용기와 단열재 사이 유로 내부와 외부 수조 내부에서 냉각수의 수위 변화를 보여준다. 그림 10과 11을 보면 단열재 유로의 환형관 상부에서 냉각수의 수위 감소가 나타났지만 LAVA-KSNP 해석에 비해 그 정도가 미미함을 알 수 있다. 수증기 배출부의 유로 출구 면적은 충분히 확보한 반면 냉각수 유입부의 유로 입구 면적은 LAVA-KSNP 해석과 동일하게 설정하고 계산한 LAVA-APR(2) 해석에서 계산된 냉각수의 수위 감소 폭이 LAVA-APR(1) 해석 결과 보다 다소 크게 나타나서 냉각수 유입부의 유로 면적이 단열재 간극 유로 내에서 유동에 일정 정도 영향을 미친다는 사실을 확인할 수 있었다.

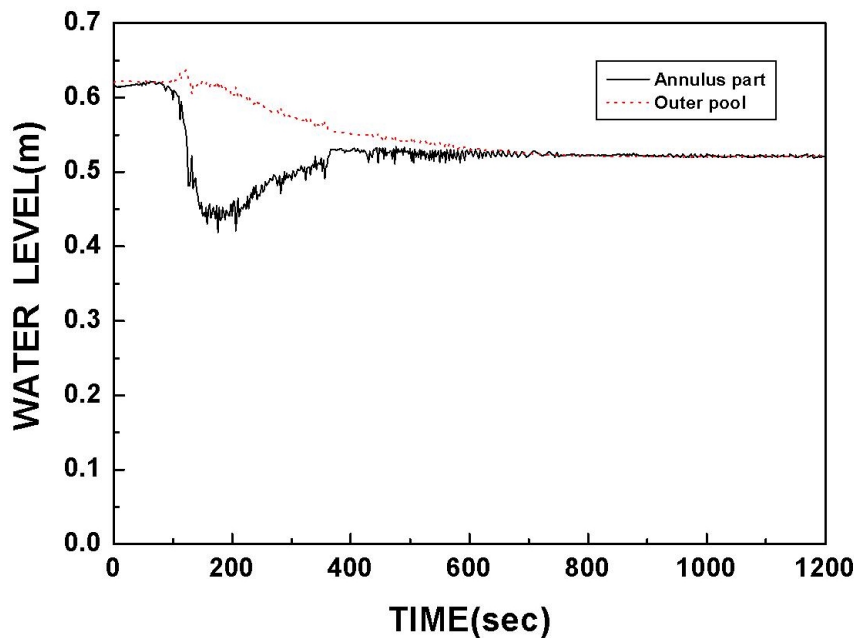


그림 10. LAVA-APR(1) 해석 결과: 냉각수의 수위 변화

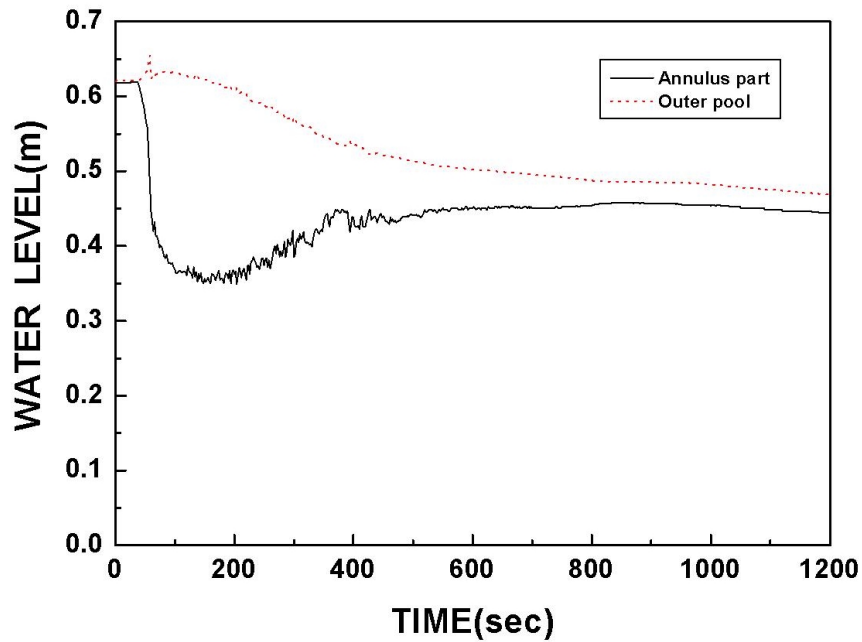


그림 11. LAVA-APR(2) 해석 결과: 냉각수의 수위 변화

그림 12는 반구 외벽의 온도 변화에 대한 LAVA-ERVC-3 실험의 측정값과 LAVA-APR(1) 해석의 계산 결과를 보여준다. 그림 12를 보면 LAVA-ERVC-3 실험과 LAVA-APR(1) 해석 결과가 거의 동일한 반구 외벽의 온도 변화를 나타냄을 알 수 있다. LAVA-KNSP(1) 해석 결과와는 달리 반구의 전체 표면에서 반구 외벽의 온도가 포화 온도 근처를 유지하여 외벽 냉각에 의해 효과적으로 열 제거가 이루어졌음을 알 수 있다. LAVA-APR(1) 해석의 경우, LAVA-ERVC-3 실험 결과와 같이 냉각수 유입부와 수증기 배출부에 유로가 충분히 확보되어 증기 억류 현상이 발생하지 않고 효과적인 외벽 냉각이 이루어졌음을 확인하였다. 그림 13은 LAVA-APR(1) 해석에서 계산된 반구 외벽에서 열전달 계수의 변화를 보여준다. 그림 13에서 볼 수 있듯이 LAVA-APR(1) 해석에서는 반구 외벽에서 열전달 계수가 최대 $20000 \text{ W/m}^2\text{K}$ 이상의 값이 계산되어 핵 비등에 의해 반구 외벽이 효과적으로 냉각되었음을 다시 한번 확인할 수 있었다. 지면 관계로 인해 본문에 그림을 수록하지는 않았지만 LAVA-ERVC-4 실험에 대하여 계산한 LAVA-APR(2) 해석의 경우도 반구 외벽의 온도는 계통 압력의 포화 온도 근처를 유지하였고 반구 외벽에서 열전달 계수는 LAVA-APR(1) 해석 결과와 유사하게 나타나서 핵 비등에 의해 반구 외벽이 효과적으로 냉각되었다.

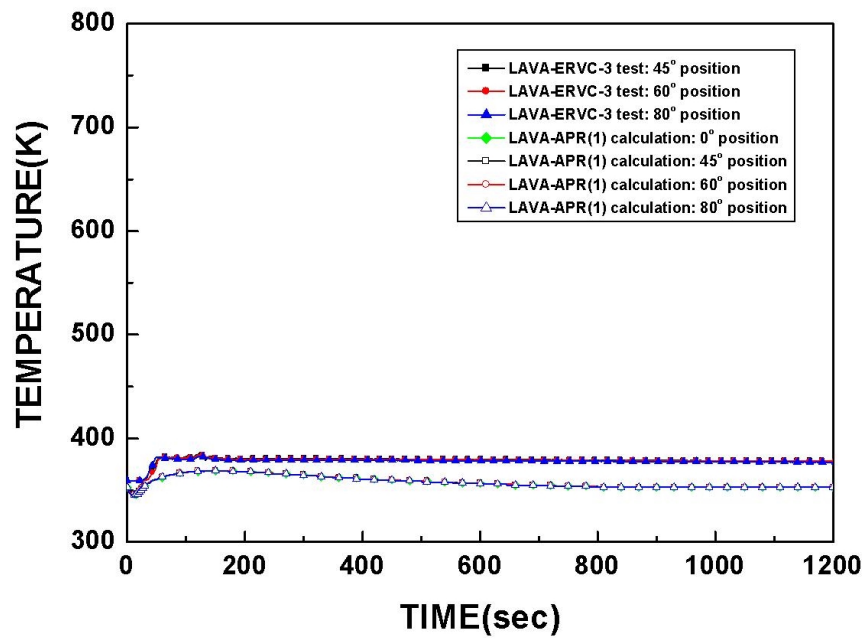


그림 12. LAVA-APR(1) 해석 결과: 반구 외벽의 온도 변화

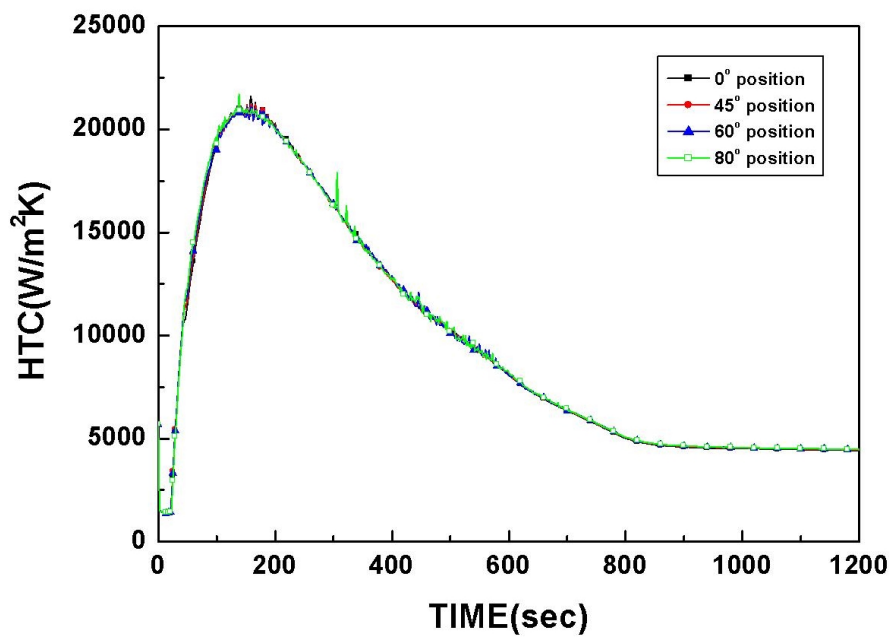


그림 13. LAVA-APR(1) 해석 결과: 반구 외벽에서 열전달 계수의 변화

3. 결 론

RELAP5/MOD3.3 코드를 이용하여 LAVA-ERVC 실험 결과에 대한 유동 해석을 수행하였다. 한국 표준원전의 단열재 모형에 대한 해석 결과, LAVA-ERVC-1, 2 실험에서 나타난 것과 같이 단열재 유로 내에서 증기 역류 현상이 발생하여 단열재 유로 내에 냉각수가 고갈되어 외벽 냉각의 효과가 현저히 감소하였음을 확인하였다. 반면 APR1400 원전의 단열재 모형을 이용하여 실험한 LAVA-ERVC-3, 4 실험에 대한 유동 해석 결과를 보면 증기 역류 현상이 발생하지 않고 반구 외벽이 효과적으로 냉각되었음을 알 수 있었다. RELAP5 코드 해석을 통해 외벽 냉각 시 단열재 간극 내 수증기의 배출 유로와 냉각수의 유입 유로의 확보가 외벽 냉각에 의한 반구의 냉각 가능성을 결정하는 주요 인자가 될 수 있음을 확인하였다.

본 연구에서는 실제 원전에서 고온관 상부의 원자로 용기와 단열재 사이의 공간이 단열재 유로 내에서 유동 특성에 미치는 영향을 평가하기 위하여 격자 상부에 free volume을 추가하여 해석을 수행하였다. 한국 표준원전의 단열재 구조를 검토한 결과, 고온관 상부의 단열재 간극의 free volume은 고온관 하부의 유로 체적의 약 25%에 해당한다는 사실을 확인하였으며 민감도 분석 차원에서 격자 상부의 free volume의 체적을 25%, 50%로 설정하여 계산을 수행하였다. 격자 상부에 free volume을 설정하고 계산한 결과, 격자 상부에 free volume이 존재하지 않은 LAVA-KSNP(1) 해석 결과와 일치하는 유동 특성을 나타냄을 확인하였다. 이 같은 결과는 LAVA-ERVC 실험의 경우 고온관 상부의 원자로 용기와 단열재 사이의 공간을 모의하여 실험하지는 않았지만 상부의 free volume의 존재 여부가 증기 역류 현상을 비롯한 전반적인 외벽 냉각 특성에 별다른 영향을 미치지 않는다는 사실을 의미한다. 본 연구에서는 실제 한국 표준원전에서 외벽 냉각이 이루어지는 경우 LAVA-ERVC 실험에서 나타난 바와 같은 증기 역류 현상이 발생하는 지를 평가하기 위하여 한국 표준원전에 대한 RELAP5 코드를 이용한 유동 해석을 수행할 계획이다.

후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구 개발 중장기사업의 일환으로 수행하였습니다.

참고 문헌

1. 한국전력공사 전력연구원, “차세대원전 중대사고 관리를 위한 In-Vessel Retention Workshop,” 1998년 8월 27일.
2. SCDAP/RELAP5 Development Team, “SCDAP/RELAP5/MOD3.2 Code Manual Volume III: User’s Guide and Input Manual,” Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, USA, November 1997.