'2003 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

MELCOR1.8.5 를 이용한 ISP-46 (Phebus FPT-1 실험)의 단계-I 및 II 해석

Analysis of ISP-46 (PHEBUS-FPT1 Experiment) Phase-I & II Using MELCOR1.8.5

박종화, 김동하
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동305-303

요 약

MELCOR1.8.5코드를 이용, OECD에서 국제표준문제(ISP-46)로 제시한 PHEBUS FPT-1 실험에 대해, 제시한 표준 조건들을 기본으로 입력을 구성, 모의한 핵분열생성물 거동관련 결과들을 실험 측정치와 비교, 평가하였다. 측정치와 비교한 결과, 노심 손상에 관해서는 노심 링들간 등가 복사열 교환 인자값의 사용자 입력 의존성, 핵연료와 피복관간의 용해 현상 증대 모의 필요성 그리고 산화 반응 모델의 적절성 및 제한성을 확인하였다. 핵분열 생성물 방출과 관련해서는 모델별 비교 평가 결과 CORSOR-M 모델의 적절성을 확인하였고, 부착 현상에 대해서는 노심 출구부와 증기 발생기 유입부에 핵분열생성물의 부착이 많이 발생되어, 실제 원전 모의시 비교적 저온을 유지 할 것으로 예상되는 구조물의 적절한 모의 필요성을 제시하였다. 또한 계산 경우와는 달리, 고온관 내벽에서 대량의 핵분열생성물이 부착되었고, 측정치와는 다르게 증기 발생기 세관에 과도하게 부착되었다. 이러한 원인에 대해 추후 부착관련 모델의 세부 연구의 필요성을 확인하였고 또한 연속하여 격납건물 관련 비교, 평가를 수행할 예정이다.

Abstract

The Phebus FPT-1, which was designated as the international standard problem 46 by OECD was simulated using MELCOR1.8.5 with the input based from the specified standard conditions. The objectives of this study are to evaluate the MELCOR models by comparing the experimental measured data with the code results concerning the fission products behavior as well as thermal-hydraulic conditions. From the compared results the user-specified radiative exchange factor on the bundle temperature, the amount of UO_2 dissolution between fuel and cladding, and the oxidation model were identified to be important. These models need to be examined. For the fission product release from core, CORSOR-M model was recommendable as this result showed better comparison among all the release

models. For the deposition, however, it turned out that the fission products deposited much both on the core exit and the inlet of the steam generator. Therefore, in the actual plants, it was suggested that the structure being expected to remain at relatively cool state should be modeled carefully. Also, it was found that more studies on the deposition phenomena should be performed to explain the reason why much deposition occurred at the inside surface of heated vertical pipe from the test and why there was over-predicted deposition over the SG U-tube by MELCOR. The analysis on the fission products and aerosol behavior in the containment will be continued.

I. 서 론

ISP-46은 실제원전 노심기준으로 1/5000 크기로 축소된 실험시설에서 노심 손상 및 핵분열생성물 방출, 배관과 격납건물내에서 이송, 부착 및 제거 거동들에 관해 연구하는 PHEBUS FPT-1 실험을 대상으로, 국제적으로 47개 기관이 참여, 기관별 사용중인 중대사고 모의용 코드들로, 지정 구분된 4개 영역별(phase-I:노심손상, Phase-II:일차계통, Phase-III:격납건물, Phase-IV:sump내 화학반응)로 모의하여, 결과들을 비교, 분석하는 국제 표준 문제이며 2003년 6월 종료 예정이다. 한국원자력 연구소도 2002년 1월 OECD에 의해 제안된 국제표준문제 46번 (ISP-46)에 참여하였다.

PHEBUS FP 프로그램이란 프랑스 IRSN 후원하에 Cadarache 연구소에서 수행하고 있는 국제공동 연구로서, 목적은 중대사고시 핵분열생성물의 방출 경로에 따라서 구분된 사고경위에 대해 해석코드로부터 예측된 선원항(Source Term) 값의 검증을 위해 신뢰성 있는 측정자료를 생산, 제공하는 것이다. 부차적으로는 다양한 노심손상 거동과 핵분열생성물의 방출, 일차계통내 이송, 부착 그리고 화학적 거동에 관한 연구를 수행하는 것이다. 진행 현황은 계획한 총 6개 실험중 4개 실험, 즉 FPT-0 , FPT-1, FPT-2 과 FPT-4 실험이 수행되었고, FPT-5 실험 없이 2003년 수행 예정인 FPT-3 실험을 마지막으로 프로그램을 종료할 예정이며, 이후 FPT-5 실험을 고연소 핵연료 봉의 LOCA 사고 경위를 모의 예정인 Phebus 2K 프로그램으로 대체할 예정이다. 한국원자력연구소는 1990년 부터 프로그램에 가입, 공동 연구를 수행하고 있다 [1,2].

ISP-46의 목적은 국제적으로 사용중인 중대사고 해석 코드들이 개별현상의 결과가 아닌 Phebus FPT-1 실험과 같이 여러 중대사고시 발생 가능한 현상들이 서로 연관되어 동시에 진행되는 실험에서 나온, 종합적 결과에 대한 모의 능력을 평가 해보는 것이다. 구체적으로 한국원자력 연구소는 MELCOR 핵분열생성물 거동 관련 모델중 부정확한 모델을 규명하기위해 국제표준문제에 참여하였다. 현재 MELCOR 코드와 같이 발전소 전체를 모의한 해석 결과를 검증하기 위해서는 종합적인 핵분열 생성물 거동에 관한 실험 자료를 제공할 수 있는 실험이 필요하며, PHEBUS FPT-1 실험의 측정치와 코드 모의 결과를 비교, 분석함으

로서, 중대사고 해석 코드내 핵분열생성물 거동 모의 모델들을 평가, 정확성을 개선할 수 있다. 또한 이를 통해, 가상의 중대사고시 예상되는 사고 진행과 관련, 주도 현상 및 제어 인자들을 파악함으로서, 핵분열생성물 방출을 억제할 수 있는 사고 관리의 기본 전략을 개발할 수 있다.

OECD에 제출한 연구 주요 결과로는 SP-46 모의용 입력, 주요 변수에 대한 모의 수치 생산 및 측정치와 비교 요약 보고서, 그리고 MELCOR 핵분열생성물 거동 관련 부정확한 모델 목록 등이 있다. ISP-46 모의용 MELCOR 입력은 PHEBUS FPT-1 실험 시설에 대한 DATA Book[3], 4권으로 구성된 Final report [4]그리고 ISP-46 문제에 대한 지침서[5]를 기본으로 작성하였다. 핵분열생성물 거동 관련 변수들은 첫째 단계에서는 노심 손상 거동이 적절히 예측되었는지를 측정치와 비교하며, 이는 주요 변수 모의 수치값의 타당성이 노심 손상 과정과 밀접하게 연관되어 있기 때문이다. 만일 노심 손상 예측 결과가 측정치와 차이가 클 경우, 기하학적 자료나 초기조건 또는 경계조건에 대한 입력, MELCOR 코드 모델 자체내 불확실성이 충분히 존재할 수 있다고 판단되는 변수들의 입력값 조정을 통해 측정 결과와 유사한 노심 손상 과정이 재현될 수 있도록 반복적인 재계산을 수행하였다. 이같은 단계가 성공하면 연속하여 일차계통과 증기발생기 세관에서의 핵분열 생성물 거동과 관련된 변수들의 모의 수치를 생산하였다. 이같은 반복 계산 과정을 통하여 등가 복사열전달 교환 인자, 노심 재배치 관련 인자 그리고 산화반응 모델등 모델내 주요 변수값이 결과에 미치는 영향들을 평가할 수 있었다.

노심손상과 관련한 주요 비교 대상 변수는 노심내 위치별 핵연료봉 온도, 시간별 노심 손상 시점 (예 피복관 파열, 제어봉 손상, 급격한 산화반응 시작, 촛농흐름(candling)시작, 재배치 등), 그리고 단열층 shroud 내 위치별 온도값 등이다. 핵분열생성물 거동과 관련한 주요 비교 대상 변수는 노심과 일차계통 부분의 경우, 노심상단 출구, 증기발생기 전단의 고온 수평관(소위 C-point) 그리고 증기발생기 후단의 저온 수평관 (G-point)에서의 각 핵종별 방출양이다. 또한 노심 상단 부분, 수직관 그리고 증기발생기 세관 고온부에서의 핵종별 부착분율도 중요한 비교 변수이다.

핵분열생성물 거동관련 불확실 모델들의 규명은 모의 결과와 측정치간의 비교를 통해 규명하려 하였다. 그러나 해당 모델의 부정확성은 단순히 모의 결과와 측정 결과와의 비교만으로 판단 할 수 있는 문제는 아니다. 예를들면, 노심손상 과정의 작은 차이나, 일부 문턱값을 포함한 사용자의 부적절한 모델의 적용이나 관련 모델구성 변수값의 부정확에도 충분히 기인할 수 있기 때문이다. 따라서 부가적으로, 현상 관련 MELCOR 코드내 모델들을 모두 검토하여 요약하는 과정을 통해 보다 신뢰할 수 있는 부정확한 모델 규명을 위해 노력 하였다. 이 연구에서는 보수적으로 일단 측정치와 모의 결과간에 차이가 많이난 경우, 모두 불확실한 모델로 판단하였고, 차이의 원인이 사용자에 의해 발생된 경우라면, 추후 모의시 적절한

모델 선택 방법이나 관련 변수값을 제안하고, 모델 자체에서 발생된 것으로 판단되면 문제점이나 제한점들을 추후 계속적인 연구를 통해 개선해 나갈 예정이다.

II 본 론

II.1 PHEBUS FPT-1 실험시설에 대한 MELCOR 입력 구성

FPT-1 Data Book, Final Report 그리고 ISP-46 지침서에 따라서 기학학적 크기, 초기및 경계조건, 물성치, 노심출력 및 핵분열 생성물 초기재고량등을 참조하여 입력을 구성하였다. 입력 작성은 두 단계로 분리하여 진행하였다. 먼저 핵분열 생성물 관련 입력을 배제한 열수력 입력을 작성, 노심 손상 과정과 전 계통내 열수력 조건들이 측정치와 비교하였고, 만일 만족스러운 결과에 도달되면, 두 번째 단계로, 핵분열 생성물 입력을 작성, 연결하여, 궁극적인 ISP-46 모의용 입력을 작성, 완료하였다. PHEBUS FPT-1 실험은 그림1과 같이 18개의 제어체적과 관련 열구조물을 이용, 모의하였다. 제어 체적은 핵연료봉 다발이 있는 노심으로부터, 노심 상단부의 수직 배관과 이후 방향이 90°전환된 수평 배관, C-point를 포함한 수평배관, 증기발생기 고온세관, 증기발생기 상단세관, 증기발생기 저온 세관, G-point를 포함한 저온 수평관 그리고 격납건물 및 sump로 구성된다.

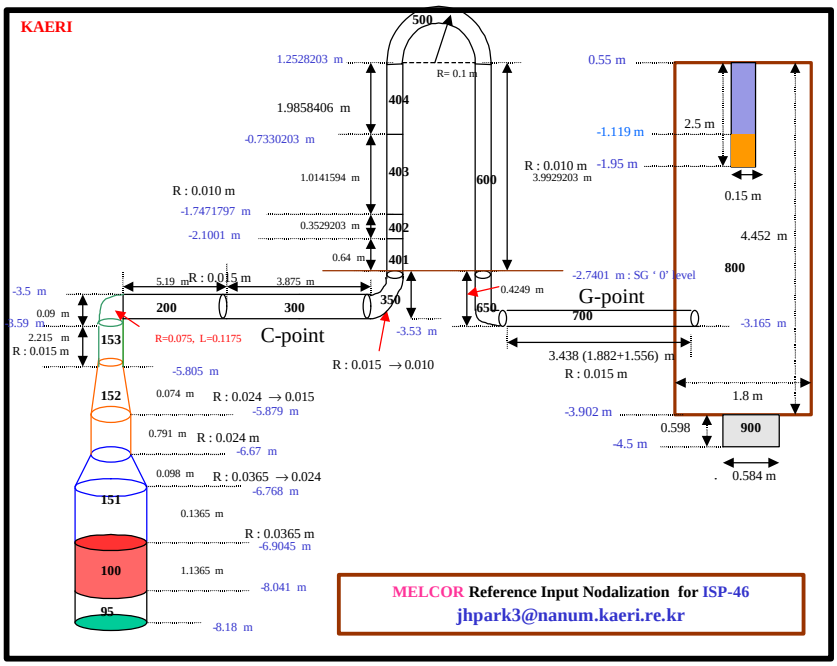


그림 1 Phebus FPT-1 MELCOR 입력 구성도

경계조건은 노심 출구부 부터, C-point를 포함한 수평배관 까지 관내벽 온도는 970° K, 증기 발생기 고온 세관부터 G-point를 포함한 저온 수평관 까지는 관내벽 온도를 438° K 로

각각 일정하게 유지 시켰다. 격납건물내에는 상단에 응축기를 설치하여 격납건물내 압력을 조절하도록 하였고, 벽면은 가열하여 벽면에서의 응축을 방지하였다. 그리고 격납건물 하단부에 sump 를 설치, 실험 종료후 격납건물 벽과 응축기에 부착된 핵분열 생성물을 담을 수 있도록 하였다. 노심은 축방향으로 11개(상, 하단 50mm), 반경방향으로는 중앙의 Ag-In-Cd 제어봉과 20개의 핵연료봉으로 구성된, 3개 링으로 모의하였다. 노심의 가열을 위하여 핵연료 다발을 에워싸고 있는 단열층은 안쪽부터 Thoria, 헬륨 가스, Zr 산화물, 헬륨 가스, 산화물 박막층 그리고 Inconel 용기로 구성되있고, 관련 물성치는 FPT-1 실험 자료집 [3] 을 참고하였다.

MELCOR1.8.5에서는 1.8.4와는 다르게 핵연료 봉을 제외한 구조물들을 NS (non-supporting) 과 SS (self supporting) 으로 구분, 모의하도록 되있다. 이 연구에서는 NS 에 제어봉 흡수체, 피복관, 유도관 및 stiffner (노심 외곽 모서리에 위치한 초음파 사용, 노심 온도 측정 위한 봉구조물) 를 포함시켰다. NS 의 손상 조건은 가능한 단순하게 모의하여 국부적으로 손상될때 까지는 붕괴되지 않고, 붕괴의 조건은 steel 의 용융온도에 도달될 때 발생되도록 하였으며, 단 산화되지 않은 steel의 두께에는 무관한것으로 가정하였다. 두번째로 SS 에는 grid spacer 와 노심하부 지지판을 포함시켰다. 하단 노심 지지판을 제외하고는, 모두 edge 지지판으로 묘사했고, Zr 로 구성되었기 때문에 2100K 에 도달될 때 손상하는 것으로 가정하였다. 그러나 하부 지지판은 stainless-steel 로 구성되있기 때문에 grid-support 판으로 묘사했고 1273K 온도에 손상되는 것으로 가정하였다.

핵연료봉 피복관 외벽의 산화층 두께가, 초기 피복관 두께(6.38E-4 m)의 1.567 % 보다 얇거나, 또는 피복관 산화층 온도가 2400 K 이상 도달되면 산화층 내부에 담겨있는 용융된 Zr와 용해된 핵연료 물질이 모두 함께 하부로 흘러내리도록 핵연료 촛농흐름(candling)李 모델되어 있고, 건전한 핵연료봉 특성에서 손상된 핵연료봉 특성으로 바뀌게 된다. 그러나 촛농흐름 발생후 남아 있는 손상된 핵연료봉은 입력에서 지정한 선택사항에 의해 (COR00008, DRCLMN=0.0)현재 위치에 서있다가, 지정한 온도값인 2500K(민감도카드 번호 1132; Phebus 실험결과 제안 온도값)에 도달되면 하부로 붕괴 되는것으로 가정, 모의하였다. 그러나 최종적으로 손상된 핵연료봉은 그 피복관의 물질 구성에 관계없이 UO_2 용융온도인 3100 K 에 도달되면 무조건 붕괴 하는것으로 가정하였다.

핵분열 생성물 거동 관련 입력 부분은 핵분열생성물을 총 16개 군으로 분류하였고, 16번째 군은 CsI 로, Iodine 은 방출되는 즉시 무조건 Cs 과 결합하여 CsI 형태로 방출되는 것으로 가정하였다. 핵연료봉내 초기 핵분열 생성물 재고량은 PHEBUS FPT-1 자료집에서 제시한 값을 이용하였으며, 붕괴열은 무시하였다. 피복관 파열 이전 Xe, Cs, I, Te 이 간극내 존재하는 양은 초기 재고량을 기준으로 하여 0.005, 0.003, 0.003, 0.001분율로 존재하는 것으로 가정하였다. 간극내 존재하는 핵분열생성물은 사용자가 지정한 피복관 파열온도인 1173

K 에 도달되면 해당 링의간극내 존재하는 핵분열생성물들이 즉시 방출된다. 노심내 방출은 CORSOR 모델을 적용하였다. CORSOR 모델은 Te 을 제외한 모든 핵종들이 3개의 온도 영역1173 K, 1673 K , 2473 K 에 따라 방출된다. 민감도 해석시 CORSOR-M S/V 의 표면적과 부피의 비는 약 1.17배(노심 핵연료봉 표면적/노심부피)를 적용하였다.

항상 가스 상태인 Xe을 제외하고는 모든 핵종들은 가스 상태로 방출된 직후 해당 핵분열생성물의 증기압과 대기 온도값에 따라 에어로졸로 변화되거나 증기상태로 유지될 수 있다. 이 연구에서는 에어로졸은 10개 의 에어로졸 크기군을 가질 수 있고, 2개의 성분 즉 수증기와 모든 핵분열 생성물로 구성된다. 이연구에서 가능한 최소 및 최대 에어로졸 입자 직경은 각각 사용자가 입력한 1.0×10^{-7} m, 5.0×10^{-5} m 이다. 일차계통내 벽, 천장 그리고 바닥으로 사용자가 지정된 구조물에는 에어로졸이 부착 될 수 있다. 이같이 지정된 구조물 표면에 대한 에어로졸의 부착은 중력, 브라운 확산, thermo-phoresis 및 diffusio-phoresis 현상들이 종합적으로 발생되어 일어나는 것으로 모의하고 있다.

중력낙하와 관련된 인자는 입자직경, 동형태인자(dynamic shape factor), 입자유동성(particle mobility)이다. 브라운 확산관련 인자는 대기온도, 입자유동성, 동형태인자 및 확산경계층 두께이다. Thermo-phoresis 현상관련 인자는 Knudsen 수값 크기, 열융통계수(thermal accomodation), 에어로졸 입자와 가스간 열전도도 비 그리고 표면온도 기울기이다. 마지막 diffusio-phoresis 현상 관련 인자는 표면에 대한 응축질량속, 대기내 수증기와 비응축성 가스의 몰분율이다. 이 같은 부착관련 4개 현상에 관계된 주요 인자들의 입력값은 모두 기본값을 적용하였다.

대표적인 인자인 에어로졸 직경에 대한 해당 질량의 환산을 위한 에어로졸 밀도값은 1000 kg/m^3, 에어로졸 동형태인자(dynamic shape factor)는 에어로졸 입자와 대기간의 drag힘의 효과를 나타내는 인자로서, 1.0의 값은 에어로졸 농도가 큰 경우를 의미한다. 한편 융합형태인자값(agglomeration shape factor)은 에어로졸 충돌 단면적에 대한 비구형모양이 미치는 효과를 나타내는 인자로 모두 1.0은 완전 구형 에어로졸 입자일 경우를 나타낸다. 또한 입자뭉침에 영향을 주는 인자는 난류에너지분산 농도(turbulent energy dissipation density)로 값이 클수록 난류현상 증가로 뭉침현상이 증가하게된다. 기본값인 0.001 m^2/s^3 을 사용하였다. 또한 이 같은 에어로졸외에도 핵분열 생성물 증기도 관내 구조물에 응축 또는 재증발할 수 있다.

II.2 실험 해석 결과

ISP-46을 모의하여 노심과 일차계통 에서의 주요 계산값들을 측정치와 비교하여 관련 모델의 정확성 여부를 평가하였다. 모델의 부정확성 여부 판단은 사용자가 입력한 값이나 모델의 부적절한 적용 또는 선택에서 기인할 수 있을 것이다. 그러나 이 연구에서는 측

정치와 차이가 클 경우 부정확한 모델로 간주하였다.

II.2-1 노심 부분

II.2-1-1 노심내 용융 pool 형성 및 총 수소 발생양

그림 2A는 축높이 30cm에서 핵연료봉 온도 변화를 보여준다. 실험시 하부위치에서 발생된 용융풀 (molten pool)과 유사하게, 모의 결과도 재배치에 의한 하부 위치 에서의 급격한 핵연료봉 온도 상승(~2850K) 을 예측 하였으나 용융풀 형성은 예측되지 못했다. 이같은 이유는 현재 계산 경우 핵연료의 용융온도를 기본값인 3120 K로 가정하였기 때문이며, 실제 UO_2/ZrO_2 혼합물에 대한 상변화도를 참조하면, 액화온도가 약 2720 K 인점을 고려할 때, 핵연료 용융 온도값을 상변화에 의한 액화 온도값으로 변경하여, 지정할 경우, 노심내 핵연료의 용융 현상을 예측할 수 있을 것으로 기대한다. 그림 2B는 노심으로부터 발생된 수소의 시간별 발생율을 보여준다. 총수소 발생양에 대한 계산치(98 g)가 측정치 (96 g)와 비교하여 잘 예측 되었다. 특히 급격한 산화반응 시점, 후반기 재배치 물질로부터 수소 발생시점 및 율이 잘 예측되었다. 그러나 최대 수소 발생율이 다소 과대 평가 되었다. 산화반응은 Urbanic 상관식을 적용, 모의하였다. 최대 수소 발생율의 과대 평가는 실제 경우, 산화반응이 일어나는 피복관에는 산소 농도에 따라 바깥부터 ZrO_2층, α-Zr층 β-Zr층 등으로 구성되있다.

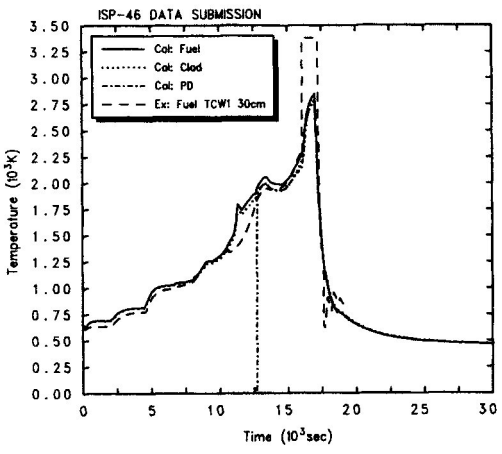


그림 2A 3번째 링 30cm 에서 핵연료봉 온도

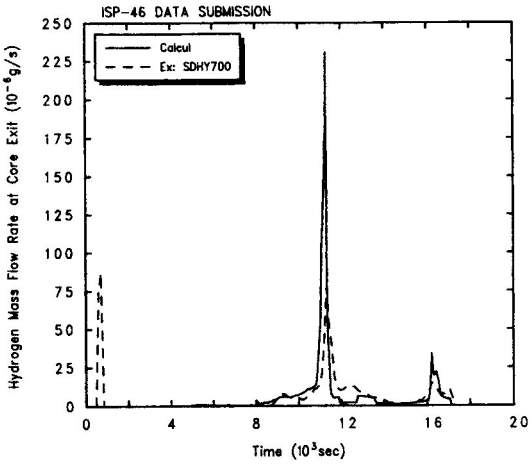


그림 2B 수소 발생율

그러나 MELCOR 에서는 오직 ZrO_2층과 β-Zr층 만 존재하는 것으로 가정하기 때문에, 가용한 산소는 모두 ZrO_2층 생산으로 소모되므로, 결과적으로 산화층 두께와 발생되는 열량을 과대 평가 할 가능성이 있다[6]. 급격한 산화반응시 산화반응 상관식 종류에 따른 민감도 해석을 수행할 필요성이 확인되었다.

II.2-1-2 노심내 물질별 분포 모양 예측 (15000 s, 18600 s)

그림 3A와 표 1은 실험시 약 15,000초 에서의 노심 모양과 MELCOR에 의해 예측된 15,000초에서의 노심내 물질별, 축높이별 분포 모양을 보여준다.

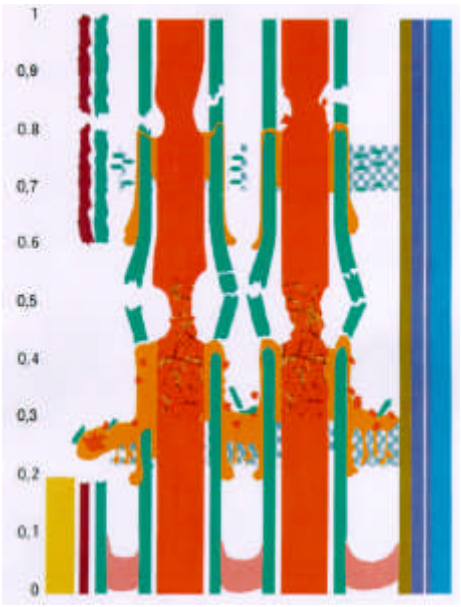


그림 3A 15000초에서 노심손상 모양

표 1. 축높이 따른 노심 물질 분포표 (15000 초)

높 이 [m]	물질별 단위 높이당 질량 [kg/m]								
	ABS	ABS*	Zr	ZrO_2	Zr	SS+SS	ssox+ssox	UO_2	UO_2
0.975	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	6.0109	3.9218
0.9	0.0	0.0	0.0	2.6116	0.0	0.0	0.0	6.0109	3.9367
0.8	0.0	0.0	0.0	2.7985	0.0	0.0	0.0	6.0109	3.9642
0.7	0.0	0.0	0.0	2.9599	0.0	0.0	0.0	6.0109	3.9882
0.6	0.0	0.0	0.0	3.1185	0.0	0.0	0.0	6.0109	4.0116
0.5	0.0	0.0	0.0	3.214	0.0	0.0	0.0	6.0109	4.0257
0.4	0.0	0.0	0.0	3.1274	0.0	0.0	0.0	6.0109	4.0129
0.3	0.0	0.0	10.66	1.4743	12.80	0.0	0.0	6.0109	3.8606
0.2	0.0	0.0	1.350	0.37879	0.195	0.0	0.0	6.0109	0.1E-5
0.1	0.0	0.59	1.718	0.1E-1	0.265	0.225	0.02	6.0109	0.15E-7
0.025	0.5E-5	0.59	1.69	0.2E-4	2.668	0.227	0.046	6.0109	0.36367

* underline =손상., ABS =흡수체, Zr or ZrO_2 =제어봉 유도관, 피복관 GS,, stiffner, SS,or ssox =제어봉피복관

비교결과 노심손상 모양이 유사하게 예측되었다. 특히 약 30cm 부분에서의 재배치된 용융물에의한 "하부응고판" 의 형성이 적절히 예측되었다.

그림 3B와 그림 4는 노심 손상 과정이 종료된 약 18,600초 에서의 최종 노심 손상 모양과 MELCOR 에의해 예측된 노심내 축높이별 유로 면적을 나타낸다. 예측 결과는 노심 하단부에 노심 재배치 물질이 축적되어 유로가 축소되고, 상단부에 빈 공간이 형성되어 유로가 확장되는 실험결과의 경향을 보여주었다.

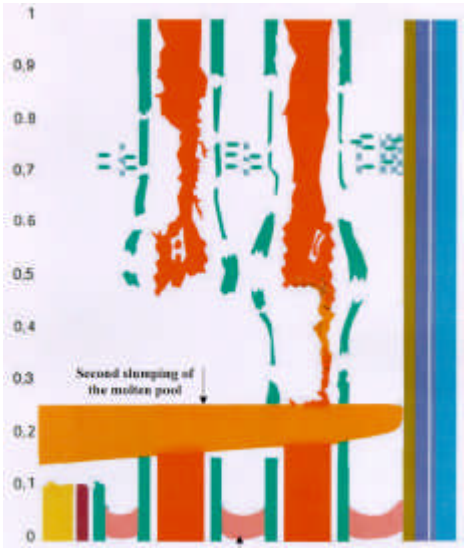


그림 3B 18600초에서 노심손상 모양

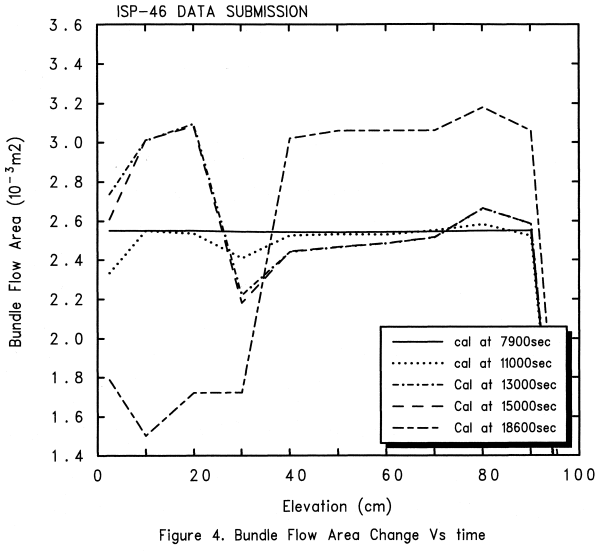


Figure 4. Bundle Flow Area Change Vs time

그러나 실제 실험에서 발생된 핵연료와 피복관, 피복관과 grid spacer 간의 대량의 용해반응이 모의 결과 적절히 재현되지 못했다. 이는 핵연료와 피복관간의 용해 현상을 모의할 때, 가능한 두가지 방법 중[7], 사용자 임의로 용해율을 지정(용융된 피복관 Zr 양에 약 20%가 동반 용해) 하는 parametric 한 방법을 적용했기 때문이다. 따라서 추후 모의시 용해현상이 증대하도록 사용자 값을 지정하거나 또는 다른 방법인 eutectic 모델(Parabolic rate 방정식 형태)을 적용하여 UO_2 용해양을 평가해볼 필요가 있다.

II.2-2 계통 부분

II.2-2-1 계통내 유체온도 분포

그림 5 8은 수직관,수평관,증기발생기 고온 및 저온부 세관에서의 유체온도 측정치와 계산치를 비교한 결과를 보여주고 있다. 측정치 경우 위치에 관계없이 관내 유체 온도가 시간에 따라 다소 일정하게 유지 되었음을 보여 주었다. 그러나 예측치는 노심내 온도변화 경향에 따라 약 8000초 이후 수증기 온도가 최대 1250K에 도달되었다. 이같은 노심온도 경향에 따른 연계 효과는 노심 출구에서 거리가 멀어짐에 따라 감소되어, 증기발생기 세관에서는 시간에 따라 일정한 유체온도 변화를 예측하였다. 차이점은 현재 ISP-46에서 지정한 관길이와 실제 배관길이가 다르기 때문에 발생 되었을 것으로 판단된다.

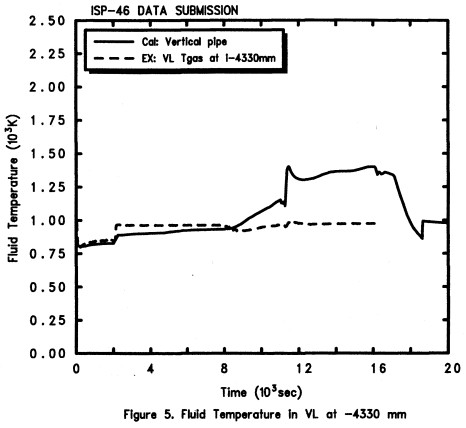


Figure 5. Fluid Temperature in VL at -4330 mm

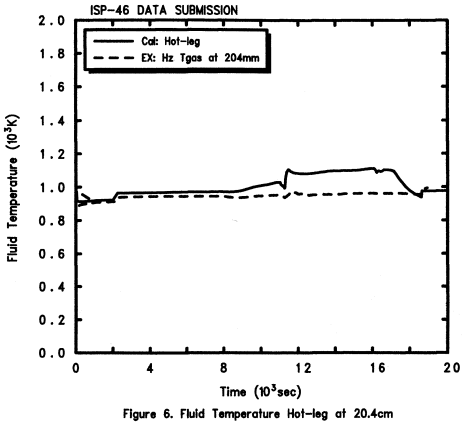


Figure 6. Fluid Temperature Hot-leg at 20.4cm

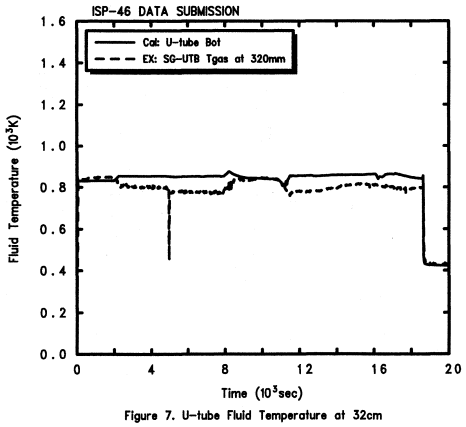


Figure 7. U-tube Fluid Temperature at 32cm

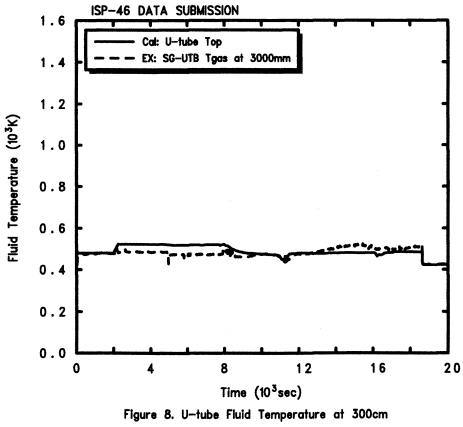


Figure 8. U-tube Fluid Temperature at 300cm

II.2-2-2 노심출구 지점에서 주요 핵종별, 방출 모델별 방출 분율

핵연료로부터 핵분열생성물 방출은 가장 기본적인 방출 모델인 CORSOR 모델을 적용하여 모의하였다.

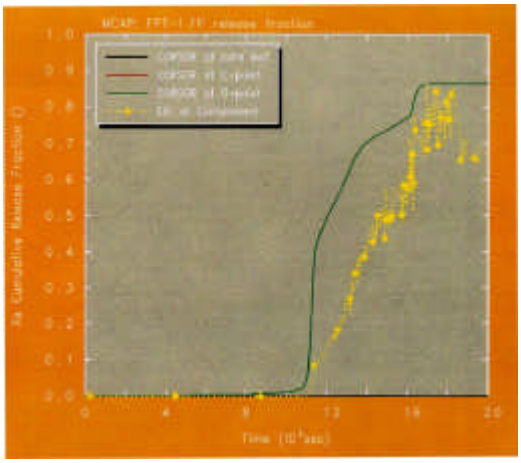


그림 9. Xe 축적 방출 분율

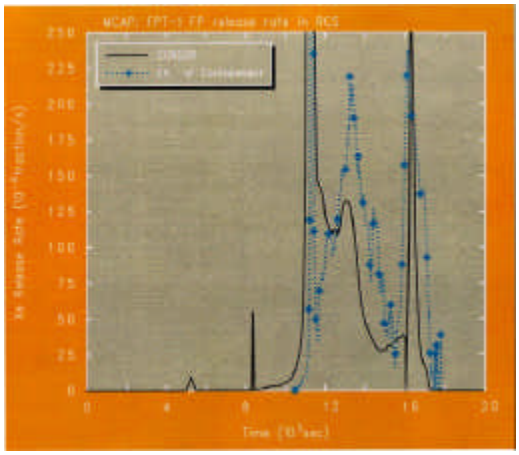


그림 10. G 지점에서 Xe 방출율

이때 구조물의 방출은 고려하지 않고 오직 핵연료 물질로 부터의 방출만을 고려하였다. 그

림 9와 10에서 보듯이 불활성 가스인 Xe 경우, 계산치 경우 초반 방출율이 크게 과대평가 되었고, 일차계통내 배관에 부착, 제거되지 않고, 대부분 격납용기까지 방출되는 것을 보여준다. 그러나 총방출양은 유사하게 예측하였다. 측정치 경우 후반에 양이 감소된 것은 격납건물내 시료체취 때문일 것으로 판단된다. 이 연구에서는 시료체취 양을 모의시 고려하지 않았다.

Xe을 제외한 다른 핵종들에 관해서는 노심 출구에서의 시간에 따른 방출양 변화를 측정한 자료가 없다. 따라서 핵종별 배관내 부착된 총양과 증기 발생기 전후(C, G 지점)에서 측정된 양들에 근거하여 노심출구에서의 핵종별 예상 방출양을 MELCOR 계산치와 비교하였다. 또한 노심으로 부터의 핵분열생성물 방출 모델별 방출양 예측 능력을 평가 하기 위해, CORSOR, CORSOR-M, CORSOR-M surface volume, CORSOR Booth 저연소 그리고 CORSOR-Booth 고연소모델을 각각 사용 FPT-1 모의 결과를 C, G 지점측정치와 배관내 부착양 측정치[8]를 기본으로 구해진 노심출구에서의 핵종별 방출양을 비교하였다. 단 계산치 경우, 노심 출구에서의 핵종별 방출양은 노심으로 부터의 방출양에서 원자로 용기내 부착양을 제외한 양이다.

그림 11은 노심 출구에서 방출 모델별 방출양 예측치와 추정 측정치를 비교한 그림이다.

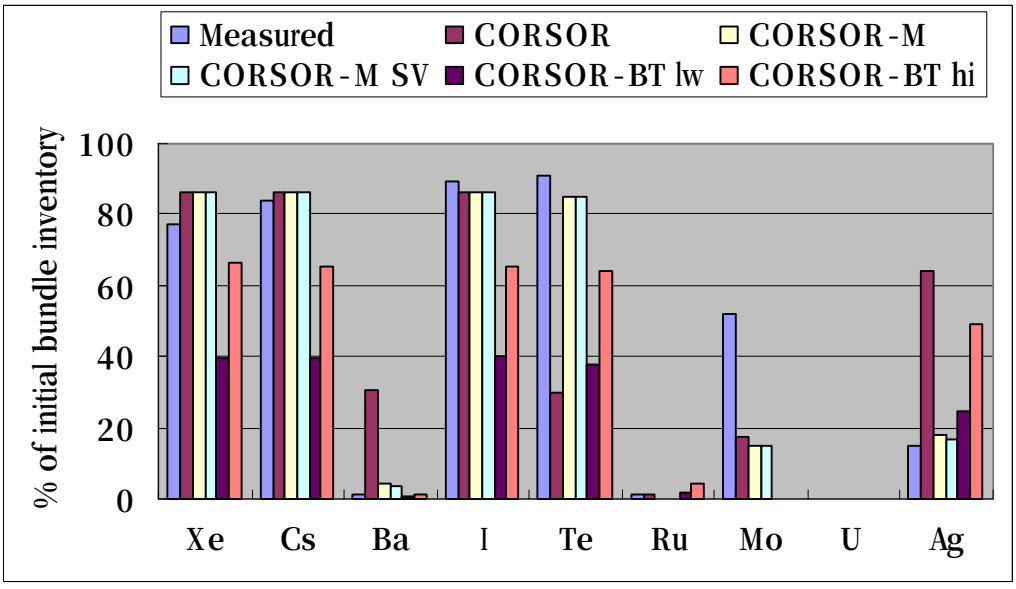


그림 11. 노심 출구에서 방출 모델별 방출양 예측치와 측정치 비교

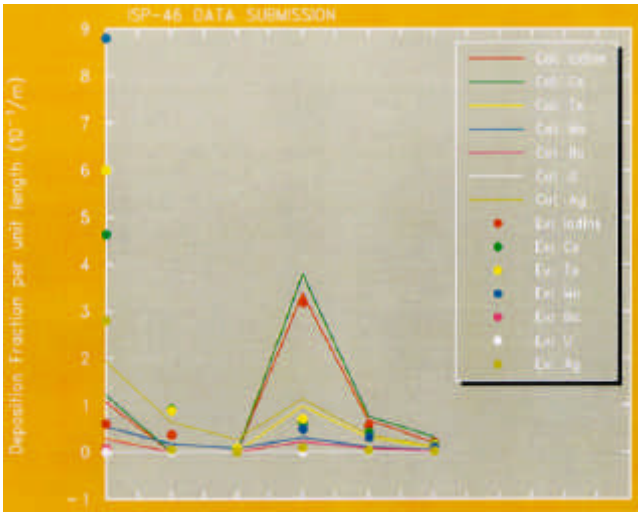
비교, 분석 결과 CORSOR, CORSOR-M및 CORSOR-M SV 모델에 의해 불활성 및 휘발성 핵종인 Xe, Cs, I 의 방출이 측정치와 유사하게 예측되었다. 그러나 CORSOR 모델 경우 Ba, Te, Mo 및 Ag 가 측정치와 다르게 예측되었다.

특히 Ba 의 방출양을 측정치와 비교하여 크게 과대평가 하였다. Booth 모델은 모든 핵종들

에 대하여 측정치와 다르게 예측되었고, 일반적으로 방출양을 과소평가하는 경향을 보여 주었다. 결과적으로 CORSOR-M모델이 전반적으로 모든 핵종에 대해 다른 모델 보다, 측정치와 좀더 유사하게 예측하는 경향을 보여주고 있다. 단 Mo 경우 모두 크게 과소평가 하였다.

II.2-2-3 계통내 위치별 핵종별 부착(deposition) 분포

그림 12는 계통내 핵분열생성물의 위치별 축적 분포를 보여준다. 모의 결과 노심 출구 상단 (UPL)지역과 증기 발생기 고온세관(SGUP, 세관 상승부) 입구부에서 핵분열 생성물이 많이 부착되는 것으로 예측되었다. 특히 노심 출구 상단 경우 측정치와 비교하여 예측치는 부착양을 크게 과소평가 하였다. 실제 원전 경우 복잡한 구조물이 설치 되어있는, 원자로 용기 노심 상부 공간에서, 다량의 핵분열생성물이 부착, 제거될 가능성이 큰것으로 판단된다. 따라서 원전 사고 모의 경우, 선원항 평가시 노심 상부 구조물에 대한 적절한 모의가 필요하다.



UPL: upper plenum
VL: vertical pipe line
C: C-point
SGUP: SG U-tube hot
SGDW: SG U-tube cold
G: G-point

UPL VL C SGUP SGDW G

그림 12. 계통내 핵분열생성물 위치별 축적 분포

그림 13은 노심출구, 수직관 그리고 수평관내 부착된 핵종별 총 부착양을 보여준다. 실험 목적상 노심출구에서 증기발생기 세관 유입 전까지 전체 배관 내벽에서 핵분열 생성물의 부착을 방지하기 위해 과도기간 동안 내벽이 970°K 로 일정하게 유지(낮은 관벽온도에 의한 응축방지)되도록 하였다. 그러나 Ba 이나 Ag를 제외한 cs, I, Te 및 Mo 핵종들 경우, 관내 실제 부착양보다 계산치가 크게 과소평가되었다. 따라서 이 같은 고온관벽에 부착이 원인에 대한 규명과 연구결과의 MELCOR내 보완이 필요할 것이다. 그림 14 는 증기 발생기 세관 전체(고온세관, 상부세관 및 저온 세관)내 핵종별 부착 분율을 측정치와 비교한 결과를 보여준다. Mo을 제외한 대부분의 핵종에 대하여, 측정치에 비해, 세관내 부착양을 크게 과대평가 하였다. 세관내 핵분열 생성물 부착에 관한 모델의 재평가와 개선이 필요할 것이다.

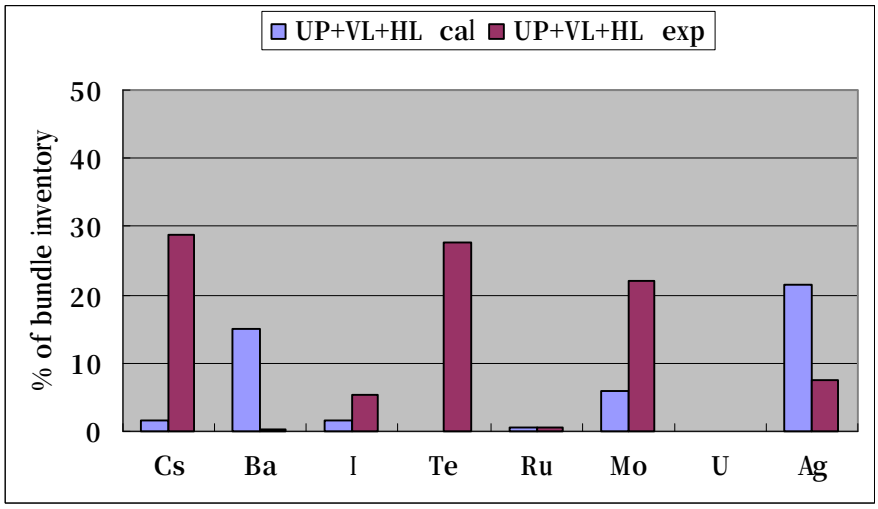


그림 13 노심출구, 수직관 그리고 수평관내 부착된 핵종별 총 부착양

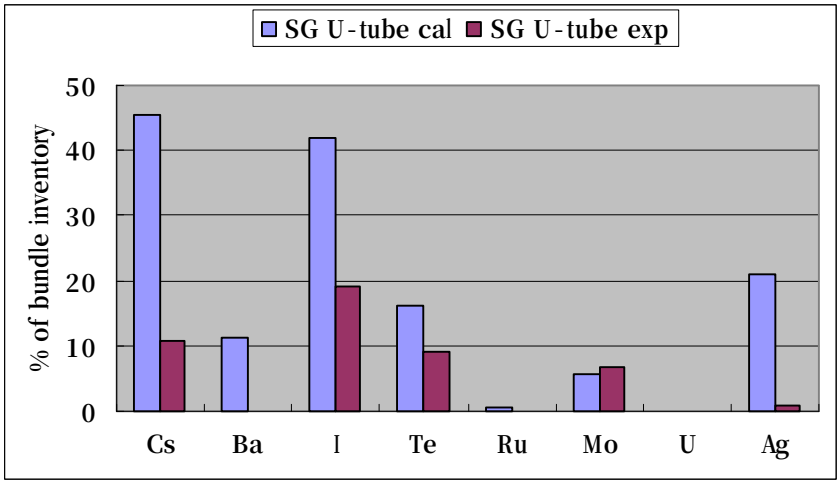


그림 14. 증기발생기 세관내 핵종별 총부착 분율 측정치와 비교

III 결 론

ISP-46 을 통한 MELCOR1.8.5 코드의 노심손상 및 핵분열생성물 관련 현상들의 예측 능력 평가로부터 다음과 같은 결과들을 도출하였다.

노심내 핵연료봉들을 반경 방향으로 구분한 각링들간 복사열 교환 인자값에 따른 링간 평균 온도 크게 영향을 받았다. 노심이 매우 큰 실제 발전소 경우에는 문제가 없지만, 소규모 실험시, 특히 모서리 봉의 모의시 모델의 제한성이 확인되었다.

총수소 발생양, 급격한 산화반응 시점및 후반기 발생등이 잘 예측되어 산화반응 모델 (Urbanic)의 적절성을 확인 하였다. 그러나 산화 반응시 피복관내 두개 층 (순수 Zr,

ZrO_2)만을 고려하는 모델의 제한성으로 산화반응을 과대평가하는 경향이 있다.

측정치에서 보여준 핵연료와 피복관간의 활발한 용해반응 현상을 볼때, 추후 용융 Zr와 핵연료간의 용해양을 증대하여 모의할 필요가 있으며, 현재의 매개변수 모델외에 mechanistic 한 모델의 평가를 해볼 필요가 있다.

모든 방출 모델의 예측 결과를 비교한 결과, 추후 핵분열생성물 방출 모의시 CORSOR-M 모델의 사용을 권고한다. 단 Ru, Mo, U 이 과소평가 되었다.

계통내 핵분열 생성물은 노심 출구 상단부와 증기발생기 유입구에 많이 부착되었다. 따라서 실제 원전 모의 경우, 복잡한 구조물이 위치해 있는 원자로 용기 상부 공간의 자세한 모의가 필요하다.

핵분열 생성물의 응축 부착되지 않도록 900°C로 유지된 수직관 내벽에 측정치에 의하면, Ba, Ag 를 제외한 모든 핵종이 계산치 보다 많이 부착되었음을 보여 주었다. 따라서 고온 관벽에 핵분열생성물 부착 방식에 관한 연구와 관련 MELCOR 모델의 개선이 필요할 것이다.

증기발생기 세관 전체에 대한 핵종별 부착 분율은, Mo을 제외한 모든 핵종에 대해 측정치와 비교, 세관내 부착양을 크게 과대 평가 하였다. 증기 발생기내 열수력 조건 및 MELCOR 부착 모델에 관한 재평가와 개선이 필요하다.

IV 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었다.

참 고 문 헌

1. J.H.Park, H.D.Kim," Calculation on the PHEBUS FPT0 Using MELCOR ", PHEBUS FP 5th Bundle Interpretation Circle Meeting, Aix-en provence, 1995,10.10.
2. S.W.Cho, J.H.Park, H.D.Kim," Post Test Analysis of the PHEBUS FPT1 Experiment ", 한국원자력학회지, vol 31 number1, pp 88-103, 1999.
3. "PHEBUS FP Data Book FPT1 ", IPSN CEA, April 1993, IS9246, JRC
4. Didier Jacquemain, Serge Bourdon, et.al, “Final Report FPT-1”, vol.1-4, Sept 2000.
5. T.Haste,”Specification of International Standard Problem ISP-46(Phebus FPT1), rev-1, Note Technique SEMAR 2002/05, Jan 2002.
6. “ICARE2 V2 Mod2: Description of Physical Models”,pp-9,8, IPSN, CEA, France,
7. “MELCOR Manuals: Reference Guide”,COR-RM-72,3.14,NUREG/CR-6119, Vol.1 & 2, July 1997.