

'99 춘계 학술발표회
한국원자력학회

원자로 압력용기 하향유로의 열유동 혼합해석 모델 개발

염학기, 서영하, 황경모, 진태은
한국전력기술(주)
경기도 용인구 구성면 마북리 360-9

박준현, 정일석
전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

원자력 발전소에서 냉각재 상실사고, 주증기관 파단사고, 증기발생기 세관 파단사고 등과 같은 사고가 발생하면 노심을 보호하기 위해 원자로 냉각재계통으로 상온의 안전주입수가 주입된다. 이때, 고압으로 주입되는 저온의 안전주입수와 저온관내 고온수의 밀도차이로 인해 열성층이 발생하고 이로 인해 압력용기 벽면에 가압열충격 위험이 증가될 수 있다. 일반적으로 이와 같은 열성층 현상은 RETRAN, TRAC, 그리고, RELAP과 같은 열수력 계통해석 코드로는 해석하기 어렵다. 또한, 열유동 혼합해석 코드인 REMIX, VOLMIX등의 프로그램은 관련 실험결과와 일치하지 않고 있는 등 보수적 또는 비보수적으로 계산결과를 생산하므로, 이를 가압열충격 평가를 위한 열유동 혼합해석에 사용하는 경우에는 많은 주의가 요구된다. 본 논문에서는 이러한 열성층 해석을 위해 PHOENICS 코드를 이용하여 개발한 열유동 혼합해석 모델, CREARE 1/2 Scale 실험결과와의 비교를 통한 열유동 혼합해석 모델의 검증, 그리고 증기발생기 세관파단사고에 대한 열유동 혼합해석 결과를 기술하였다.

Abstract

To protect the core damage of nuclear power plant during an accident such as loss of coolant accident, main steam line break, and steam generator tube rupture, low temperature water is injected from the safety systems to reactor coolant system. At this time, thermal stratification phenomenon can be generated in the cold leg of reactor coolant system due to the density difference between safety injection water. This phenomenon is a major cause that the pressurized thermal shock risk for reactor pressure vessel is increased. However, general thermal hydraulic analysis codes, such as RETRAN, RELAP, and TRAC, cannot pertinent analyzed for the thermal stratification behavior in the cold leg and cold plume mixing behavior in downcommer of reactor vessel. Also, thermal mixing tool such as REMIX and VOLMIX code, which had been developed for analyzing these behavior, tend to be unreliable due to the limitation and conservatism of assumptions in these code. In this paper, therefore, an analysis model has to be developed and verified using the PHOENICS code and data of CREARE 1/2 Scale Facility. And, the mixing analysis results for a steam generator tube rupture were discussed as an example.

1. 서론

고온, 고압조건으로 운전되는 원자력 발전소에서 냉각재 상실사고(Loss of Coolant Accident : LOCA), 주증기관 파단사고(Main Steam Line Break : MSLB), 증기발생기 세관 파단사고(Steam Generator Tube Rupture : SGTR) 등과 같은 사고가 발생하면 노심을 보호하기 위해 원자로 냉각재계통으로 상온의 안전주입수가 주입된다. 이때, 주입되는 안전주입수는 원자로 냉각재 계통의 유동조건에 따라 저온관에서 잘 혼합되거나 열성층 현상이 발생할 수 있다.

저온관 내에서 열성층 현상이 발생하면 저온영역의 유체가 원자로 냉각재 배관을 따라 압력용기 하향유로(Downcomer)로 유입되며, 유입된 저온수와 하향유로의 고온수가 완전하게 혼합되기 전에 상당한 저온영역을 형성하므로 원자로 압력용기의 특정 부분은 급격하게 냉각된다. 특히 장기간의 운전으로 중성자에 취화되어 파괴인성이 저하된 압력용기에서 상기 현상이 발생하면 과도한 열응력이 발생하며, 이때 고압의 압력조건이 사고동안 유지된다면 압력용기는 취성파괴의 위험도가 급격하게 증가한다[1].

일반적으로 원자력 발전소의 안전성 분석에 사용되고 있는 RETRAN, TRAC, RELAP5 등과 같은 계통해석 코드는 저온의 안전주입수가 냉각재 저온관으로 주입될 경우에 발생하는 열성층 현상을 해석하지 못할 뿐만 아니라 두 유체가 완전하게 혼합되는 것으로 계산하기 때문에 오히려 비보수적인 결과를 얻게 된다. 이에 따라 1980년 초반부터 미국, 핀란드, 독일 등에서는 원자력 발전소의 안전주입을 유발하는 사고시에 저온관과 압력용기 하향유로에서 발생하는 열성층 현상과 혼합현상을 예측하기 위하여 많은 실험을 수행하였으며, 표 1에 제시한 바와 같이 혼합거동을 수치적 방법으로 해석하기 위한 각종 열유동 혼합해석 코드들이 개발하였다.

그러나, 압력용기 하향유로의 유동혼합 현상을 해석하기 위해 대표적으로 사용되어 왔던 REMIX와 VOLMIX 코드로 해석한 결과를 독일에서 수행한 HDR 실험과 비교한 그림 1에서 볼 수 있듯이 해석지점에 따라 최대 60°C 정도 낮게 예측하거나 또는 실험 결과보다 높게 계산하는 것으로 나타나, 이를 가압열충격 평가의 열유동 혼합해석에 사용하는 경우에는 많은 주의가 요구된다[2]. 또한 기존의 해석코드는 개발당시의 전산기 계산능력의 제한으로 인하여 단순실험 상관식을 적용하거나 과도하게 보수적인 가정을 적용함으로써 최적 평가(Best Estimate)를 수행하기에는 어려움이 있을 뿐만 아니라 해석을 시작하는 시점 이전의 온도 및 유동분포 이력을 적절하게 반영하지 못하고 있다.

따라서, 본 연구에서는 기존 해석코드 적용에 대한 어려움을 해소할 수 있는 비정상상태 3차원 열유동 혼합해석 모델 해석모델을 상용 전산 수치해석 코드인 PHOENICS를 사용하여 개발하였으며[3,4], 개발된 모델에 대한 해석결과의 검증에 위해 1990년 EPRI와 NRC의 후원으로 CREARE에서 수행한 실험 결과를 해석하여 비교하였다[5]. 그리고 이 모델을 이용하여 고리 1호기의 증기발생기 세관 파단사고에 대한 열유동 혼합해석을 수행하였다.

2. 해석모델

가. 열성층 판별

원자력 발전소의 사고시 원자로 냉각재계통의 유동조건과 상대적으로 저온인 안전주입수의 유동조건에 따라 결정되는 열성층의 발생여부는 Fr 수에 따라 결정할 수 있다. 원자로 냉각재의 유동이 존재할 때, CREARE 1/5 Scale 실험을 이용하여 수립된 저온관내 열성층 현상의 발생평가 기준은 다음 식과 같다[6].

$$Fr \approx \left\{ 1 + \frac{Q_{RCS}}{Q_{SI}} \right\}^{-1/5} \quad (1)$$

여기서 저온관내 유동이 존재할 때 무차원수인 Fr 수는 다음과 같이 정의하였으며 A_{CL} 은 냉각재 저온관의 단면적, Q는 유량, D는 등가직경을 나타내며 하첨자 SI와 CL은 안전주입과 저온관을 의미한다.

$$Fr = \frac{Q_{SI}}{A_{CL}} \left\{ g D_{CL} \frac{(\rho_{SI} - \rho_{RCS})}{\rho_{SI}} \right\}^{-1/2} \quad (2)$$

나. 해석대상 모델 및 격자구성

열유동 혼합해석을 위한 대상은 2개의 루프(A, B)로 구성되어 있는 고리 1호기 압력용기로서 입구노즐, 출구노즐 및 안전주입노즐이 각각 2개씩 축대칭으로 설치되어 있다[7,8]. 안전주입계통은 원자로 압력용기에 부착된 안전주입노즐 외에 루프 A, B의 냉각재 저온관과도 연결되어 있으며, 화학 및 체적제어계통은 루프 B의 냉각재 저온관에만 연결되어 있다. 냉각재 저온관은 원자로 압력용기와 수직으로 연결되어 있으며, 안전주입탱크 배관, 안전주입배관 및 충전배관은 각각 냉각재 저온관의 상단으로부터 0°, 45° 및 90° 각도로 연결되어 있다. 그림 2는 압력용기에 부착된 저온관을 중심으로 나타낸 반단면도로서 고온관, 저온관 및 안전주입노즐의 크기 및 연결위치를 보여주며, 표 2는 고리 1호기 열유동 혼합해석시 적용된 고리 1호기 설계데이터를 보여주고 있다.

고리 1호기의 원자로 압력용기에 연결된 2개의 저온관은 앞서 기술한 바와 같이 축대칭으로 연결되어 있으므로 계산시간을 고려하여 냉각재 저온관을 중심으로 압력용기 단면의 절반을 해석대상 범위로 선정하였다. 가압열충격 평가를 수행한 해외의 선행 연구결과, 안전주입수와 원자로 냉각재 사이에 형성되는 열성층 현상은 원자로 압력용기 하향유로 내에서 거의 소멸되는 것으로 나타났다으며 원자로 상부 및 하부공동 영역은 가압열충격 해석의 관심부위가 아니기 때문에 해석대상 범위로 선정하지 않았다. 저온관으로 유입되는 저온의 안전주입수는 원자로 압력용기 뿐만 아니라 원자로 냉각재펌프 방향으로도 유입될 수 있으므로 원자로 냉각재펌프 후단의 루프실 배관까지 계산범위에 포함하였다.

한편, 원통형인 원자로 압력용기와 냉각재 저온관의 직각 연결부와 저온관내 열성층 거동을 적절하게 묘사하기 위해 BFC(Body Fitted-Coordinate) 기법을 사용하였다. 그리고, 원자로 냉각재계통의 저온관 상부에 연결된 안전주입배관은 T-Junction 형태로 연결되어 있으나 해당 연결부위는 단지 일정한 온도의 유체만이 주입되므로 등가단면적을 갖는 사각 주입구로 묘사하였다. 그림 3은 격자구성을 보여주고 있으며, x, y, z 방향으로 각각 28, 32, 36개의 불균일 격자로 구성하였다. 특히, 압력용기와 저온관, 저온관과 안전주입배관, 그리고 저온관과 충전배관이 연결된 부위에는 복잡한 유동특성이 존재하기 때문에 다른 부위보다 세밀하게 격자를 구성하였다. 하향유로에서 발생이 예상되는 난류유동 특성을 묘사하기 위해서 Constant Viscosity Model 모델을 적용하였다. 그리고 압력용기 및 냉각재 저온관 외벽은 단열조건을 적용하였으며, 유체의 부력을 묘사하기 위해 Boussnisque 근사를 적용하였다.

3. 해석모델 검증

열유동 혼합해석 모델 검증은 기존 실험 중에서 실험조건 및 실험결과가 명확하게 제시된 CREARE 1/2 Scale(실험명 May 106) 실험을 대상으로 수행하였다. CREARE 1/2 Scale 실험은

Westinghouse 원전을 1/2로 축소한 것으로 1990년에 미국의 NRC와 EPRI가 공동으로 연구비를 지원하여 수행하였다. 그림 4는 CREARE 1/2 Scale 실험모델로 안전주입수는 저온관 상부에서 주입되며 열차폐체가 설치되어 있다. 표 3과 표 4에 CREARE 1/2 Scale 실험 설비의 관련 데이터와 실험조건을 나타내었다.

해석모델 검증을 위해 0초부터 2,000초까지 해석하였으며, 그림 5의 (a)와 (b)에 CREARE 1/2 Scale 실험결과를 비교하여 나타내었다. 그림에서 굵은 실선은 수치해석 결과이며 변화가 심한 곡선은 CREARE 1/2 Scale 실험 결과이다. 그림에서 90은 저온관 하단부를 나타내며, 45 및 135는 원자로 압력용기의 수평방향으로 떨어진 각도를 의미한다. 그림에 나타난 바와 같이 정체된 하향 유로에 저온의 냉각재가 유입되어 유동이 안정되기 시작하는 약 1,000초까지는 실험결과의 하한값과 일치하고 있으며 이후에는 실험값에 점차 근접하고 있다.

4. 열유동 혼합해석 결과

본 연구에서는 루프 A의 증기발생기 세관 하나가 완전히 파단되는 사고를 대상으로 열유동 혼합해석을 수행하여 그 결과를 제시하였다. 열유동 혼합해석은 적절한 초기조건을 반영하기 위하여 열성층 발생 기준에서 확인된 열성층 발생시작 시간보다 100~200초 정도 앞서서부터 수행하였으며, 고압 안전주입이 종료되어 압력용기 하향유로의 온도가 안정되는 시간까지 해석을 수행한 후 종료하였다.

계통해석 결과를 이용하여 평가된 열성층 발생시점은 식(1)과 (2)로부터 사고발생 후 루프 A는 740초에 그리고 루프 B는 760초에 열성층이 발생하는 것으로 확인되어 루프 A에 대해 열유동 혼합해석을 600초부터 수행하였다. 그림 6은 열유동 혼합해석에 사용된 경계조건을 나타낸다.

그림 7, 그림 8, 그리고 그림 9는 열성층이 발생한 후 유동이 비교적 안정된 시점인 1,400초에서 압력용기 하향유로 입구부위, 안전주입수 및 충전수의 속도 벡터분포를 보여준다. 그림 10 (a)는 냉각재 저온관 상부에 연결된 안전주입배관에서 저온의 안전주입수가 냉각재가 정체된 저온관으로 주입되는 지점의 온도분포를 나타내고 있으며, 그림 10 (b)는 원자로 압력용기와 연결된 저온관 노즐부에서 온도분포를 나타내고 있다. 저온관내에서는 안전주입수에 의한 혼합에도 불구하고 원자로 압력용기와 연결된 저온관 노즐에서는 열성층 현상이 나타나는 것을 알 수 있다.

그림 11과 그림 12는 노심통과 열차폐체 사이 그리고 열차폐체와 압력용기 사이의 온도분포를 나타낸 것으로서, 압력용기로 주입되기 전에 이미 냉각재 저온관에서 열성층 현상이 발생한 것을 볼 수 있다. 벡터분포 및 온도분포에 나타낸 것과 같이 저온관의 유동으로 인하여 압력용기 하향유로로 유입되는 저온유체의 대부분은 노심통과 열차폐체 사이로 들어간다. 또한 압력용기 하향유로의 유동분포는 저온관에 연결된 안전주입배관과 충전배관이 각각 45°와 90°로 부착되어 저온유체가 압력용기로 유입될 때 우측으로 치우치기 때문에 저온영역이 수직으로 형성되지 않고 있음을 알 수 있다.

그림 13은 압력용기 벨트라인 중간용접 부위에서 열유동 혼합해석 결과와 RETRAN 열수력 계통해석 결과를 비교하여 제시한 것이다. 그림에서 볼 수 있는 바와 같이 열성층 영향을 반영한 열유동 혼합해석 결과가 계산 초기부터 열수력 계통해석 결과보다 낮게 계산되었다. 약 1,200초경에는 주입되는 안전주입 수의 양보다 원자로 냉각재 펌프쪽으로 역류하는 유량이 많아 압력용기 하향유로의 온도가 안정되다가 역류가 사라지면서 다시 감소하기 시작하였다. 가압기 압력방출밸브가 개방되는 2,900초경에는 안전주입수의 주입유량 증가로 인하여 냉각률이 보다 증가되었으며, 약 3,200초 이후의 안전주입이 중단된 이후로는 온도가 안정되어 3,500초에 해석을 종료하였다.

5. 결론

기존 혼합해석 코드가 가지고 있는 계산오차 및 과도한 보수성 문제를 개선하기 위하여 상용 전산 수치해석 코드인 PHOENICS를 사용하여 비정상상태 3차원 난류유동 해석모델 개발하였다. 이에 대한 검증 위하여 CREARE 1/2 실험결과와 비교하였으며, 본 해석모델은 실험결과를 적절하게 잘 예측하는 것으로 나타났다.

원자력 발전소에서 냉각재 상실사고, 주증기관 파단사고 등과 같은 안전주입을 유발하는 사고의 발생으로 저온관에서 열성층 현상이 발생하는 경우, 기존 유동혼합 해석코드보다 적절한 해석결과를 얻을 수 있을 것으로 판단된다.

또한, 본 열유동 혼합해석 모델을 이용한 고리 1호기의 증기발생기 세관파단사고 열유동 혼합해석에서는 저온관의 열성층 현상과 압력용기 하향유로에서 저온영역의 혼합거동을 파악할 수 있었고, 열유동 혼합해석 결과와 RETRAN을 통한 열수력 계통해석 결과를 비교한 결과 하향유로의 온도가 계산 초기부터 열수력 계통해석 결과보다 낮게 유지되는 결과를 얻을 수 있었다.

참고문헌

1. RG 1.154, 1987, "Format and Content of Plant Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors".
2. L. Wolf et al., 1987, "Result of Thermal Mixing Tests at the HDR Facility and Comparisons with Best-Estimate and Simple Codes, Nuclear Eng. and Design 99, pp. 287-304.
3. CHAM, 1992, "A Guide to the PHOENICS Input language", CHAM TR/100.
4. CHAM, 1994, "An Introduction into the Method for Implementing Multi-Block Grids and/or Grids with Refinements in PHOENICS", CHAM TR/401, Ver. 2.1.
5. T. G. Theofanous and H. Yan, 1990, "A Unified Interpretation of One-Fifth to Full Scale Thermal Mixing Experiments Related to Pressurized Thermal Shock", NUREG/CR-5677.
6. T. G. Theofanous, H. P. Nourbakhsh, and et al., 1984, "Decay of Buoyancy Driven Stratified Layers with Applications to Pressurized Thermal Shock", NUREG/CR-3700.
7. 한국전력공사, 1993, "고리 1호기 최종 안전성분석 보고서".
8. 한국전력공사, 1996, "고리 1호기 계통도".

표 1 열성층 현상 해석코드 및 특성

코드	개발/후원기관	해석모델
REMIX	Purdue Univ./NRC	Regional Mixing
SOLA-PTS	LANL/NRC	Standard k-ε Turbulence
COMMIX	ANL/EPRI	Prandtl Mixing Model
Mixing Cup Code	Westinghouse	Mixing Cup Model
VOLMIX	Battelle-Frankfurt/EPRI	Regional Mixing Model

표 2 원자로 압력용기 및 저온관 설계 데이터

(단위 : cm)

항 목	저온관	압력용기	노심통	열차폐체
내부직경	69.85	334.645	276.86	293.37
길이	447.35	630.555*	793.115	457.20
모재 벽두께	6.7564	16.51	4.445	8.89
클래드 두께	-	0.3175	-	-
단열재 두께	7.62	7.62	-	-

[주] * 저온관 중심에서 하부공동까지의 길이

표 3 CREARE 1/2 Scale 실험설비 제원

(단위 : cm)

항 목	저온관	압력용기	하부공동	펌프	루프실	노심통	열차폐체
내경	36.32	-	-	-	38.10	-	-
길이	377.60*	353.15	-	-	272.41	353.15	3.81
두께	2.10	7.00	0.60	-	2.10	7.00	3.81
단열재	5.10	5.10	5.10	5.10	5.10	5.10	-
체적($\times 10^{-3}$)	4.07	6.38	6.05	2.72	3.11	-	-

[주] * 저온관 노즐길이 포함

표 4 CREARE 1/2 Scale 실험조건

항 목	온도(°C)	밀도(kg/m ³)	유량(kg/sec)	안전주입Fr, No
원자로 냉각재	188.96	878.0	0.0	1.42
안전주입수	26.7	1000.0	5.17	-

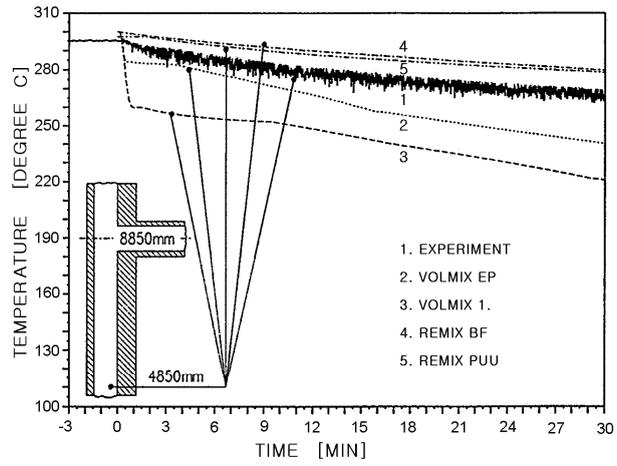
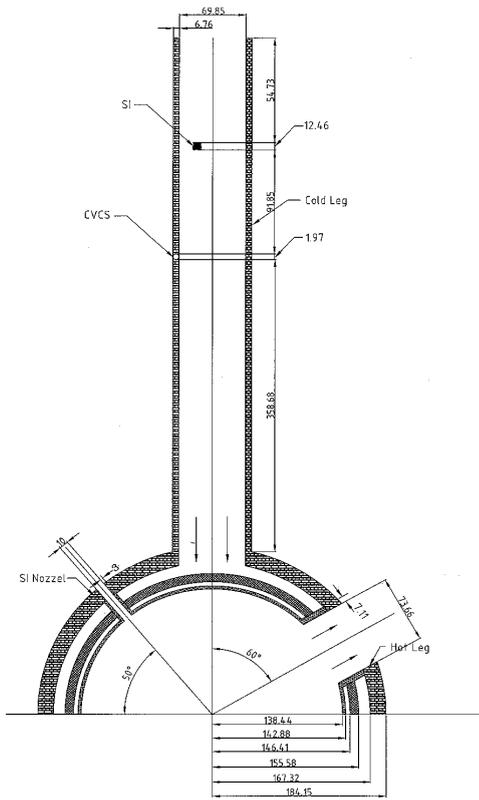


그림 1 HDR 실험과 기존 혼합해석 결과 비교



(단위 : cm)

그림 2 원자로 압력용기 및 저온관 반단면도

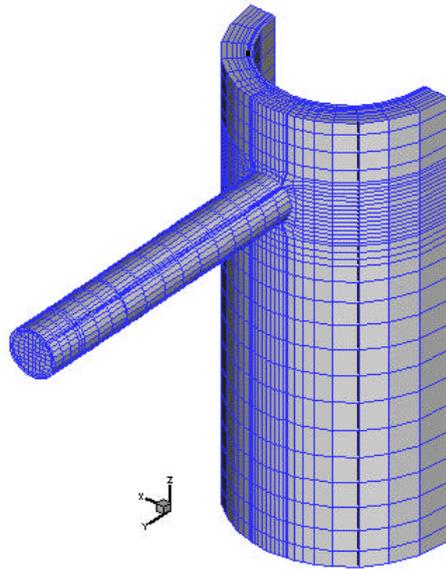


그림 3 해석모델 격자 구성

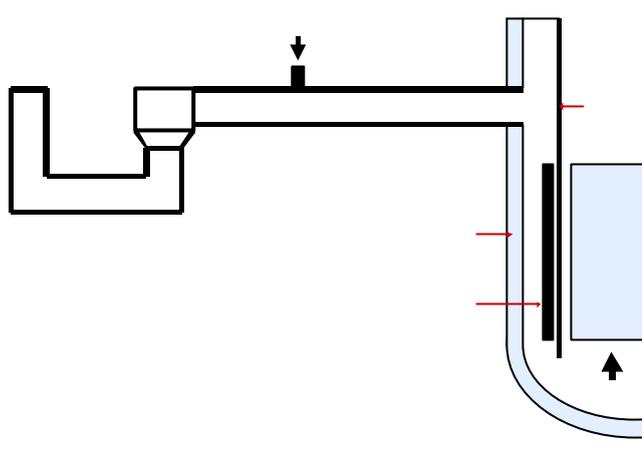
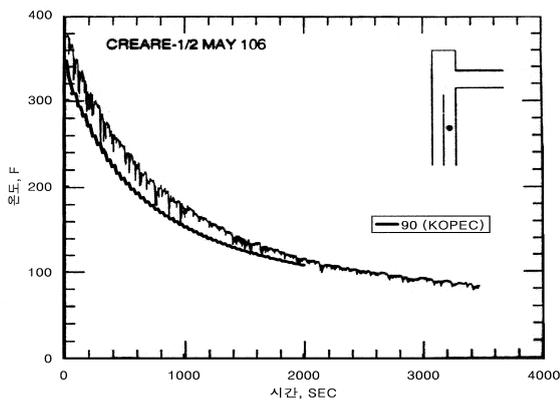
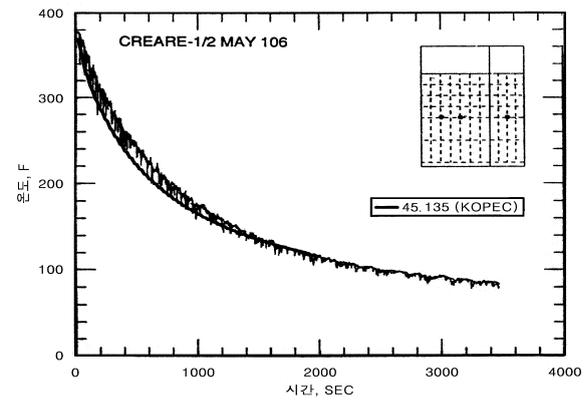


그림 4 CREARE 1/2 실험범위



(a)



(b)

그림 5 CREARE 실험과 열유동 혼합해석 결과 비교

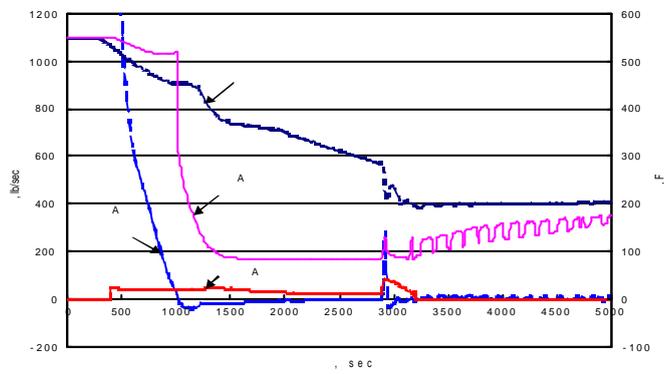


그림 6 증기발생기 세관파단사고 입력 경계조건

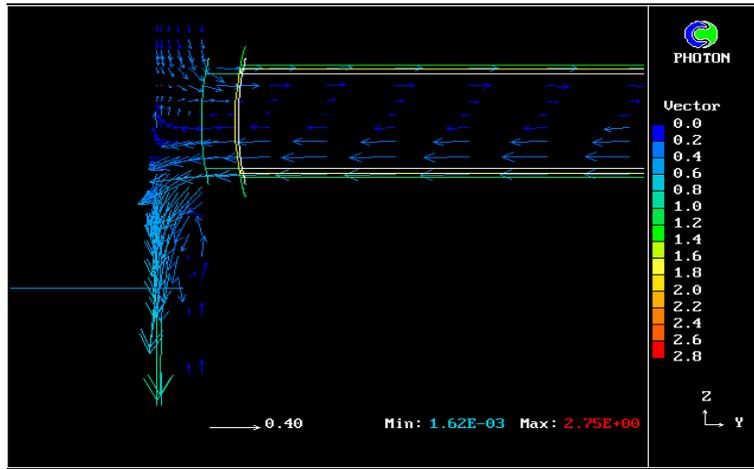


그림 7 하향유로 입구부위의 주입 벡터분포

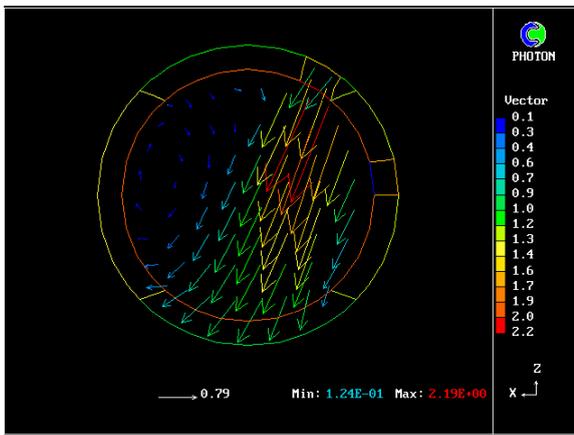


그림 8 안전주입수의 주입 벡터분포

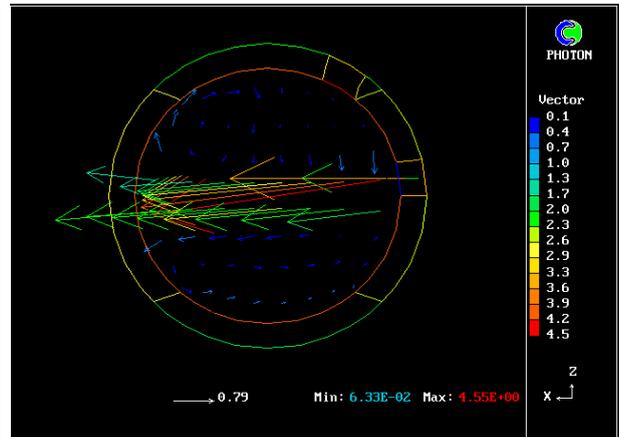
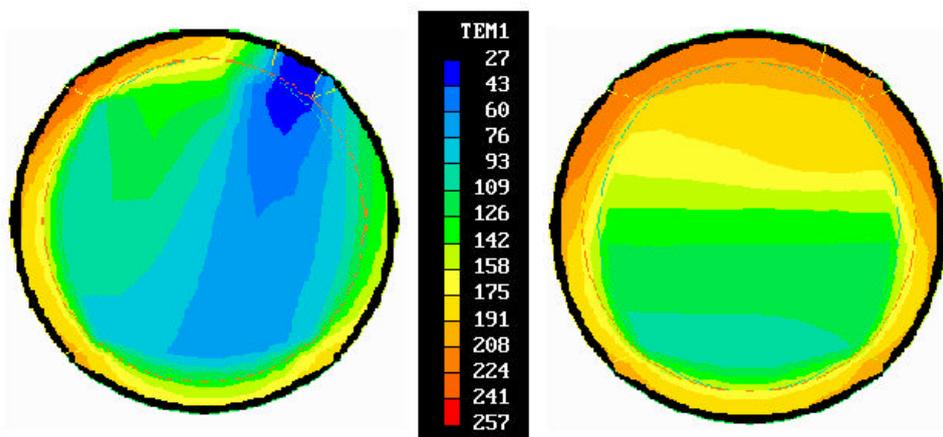


그림 9 충전수의 주입 벡터분포



(a)

(b)

그림 10 열유동 혼합해석 온도분포



그림 11 노심통과 열차폐체 사이의 온도 분포

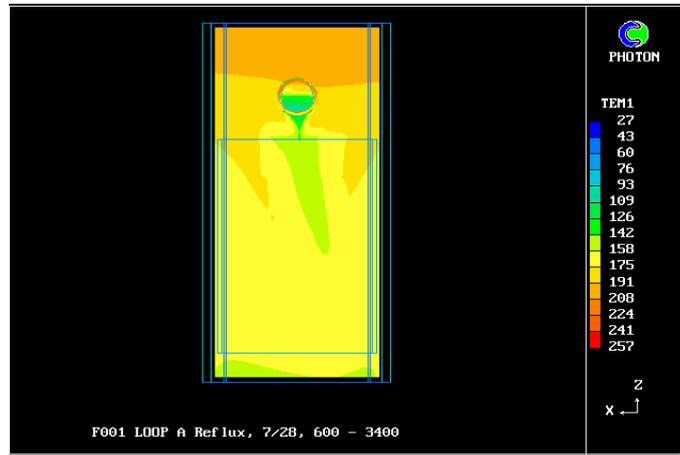


그림 12 열차폐체와 압력용기 사이의 온도 분포

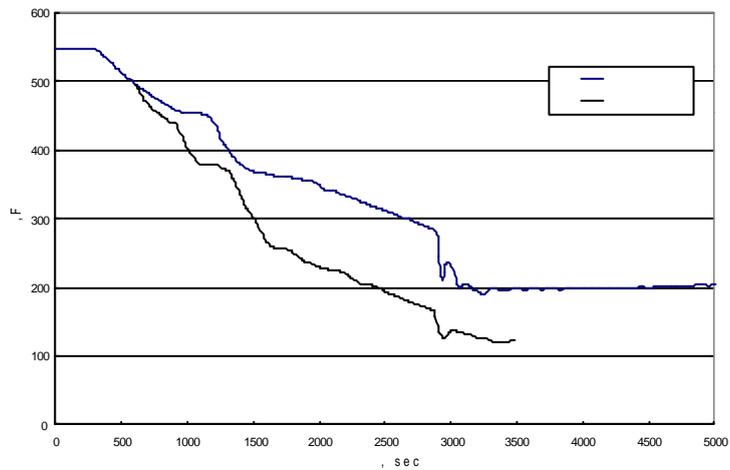


그림 13 열유동 혼합해석과 열수력 계통해석의 결과