

## 가압열충격 평가를 위한 열성층 발생기준 개발

### Development of Thermal Stratification Formation Criteria with Applications to Pressurized Thermal Shock Evaluation

광경모, 염학기, 진태근

한국전력기술(주)  
경기도 용인시 구성면 마북리 360-9

#### 요 약

원자력 발전소에서 냉각재 상실사고와 같은 과냉사고가 발생하면 노심 보호를 위해 원자로냉각재계통 저온관으로 저온의 안전주입수가 주입된다. 이때, 주입되는 안전주입수는 원자로냉각재계통의 유동조건에 따라 냉각재 저온관에서 잘 혼합되거나 또는 밀도차로 인해 성층화 될 수 있다. 성층화된 유동이 원자로냉각재 배관을 따라 압력용기 하향유로로 유입되면 원자로 압력용기의 특정부분이 급격하게 냉각되며, 특히 장기간의 운전으로 취화된 원자로 압력용기에 국부냉각이 발생하면 파손확률이 증가된다. 이러한 열성층 현상은 압력용기의 가압열충격 평가시 반드시 고려하여야 하는 중요한 변수이므로 열성층 발생여부 확인과 발생시점의 정확한 예측은 최근 원전의 주요 관심사항으로 등장하고 있다. 이에 따라 본 논문에서는 상용 수치해석 코드인 PHOENICS를 사용하여 열성층 발생기준을 도출하기 위한 해석모델을 구성하고 이를 CREARE 1/2 Scale 실험결과와 비교하여 검증하였다. 그리고 Ri(Richardson)수와 무차원 시간을 도입하여 압력용기 가압열충격 평가시 유동혼합 해석(Thermal Mixing Analysis)이 필요한 사건추이(Event Sequence)를 선정할 수 있는 판정기준을 제시하였다.

#### Abstract

When a cold HPSI (High Pressure Safety Injection) fluid associated with an overcooling transient, such as LOCA (Loss of Coolant Accident), enters the cold legs of a stagnated primary coolant loop, a thermal stratification phenomena will arise due to incomplete mixing. If the stratified flow enters the downcomer of the reactor pressure vessel, the failure probability of a radiation embrittled vessel is increased by local overcooling. The thermal stratification phenomena have recently raised both reactor pressure vessel integrity and Pressurized Thermal Shock (PTS) evaluation concerns in the nuclear industry. Therefore, it has become important to identify the formation possibility and time of thermal stratification phenomena. This paper focuses on development of a numerical analysis model for buoyancy driven thermal stratification formation criteria using PHOENICS code which can predict the unsteady 3-dimensional mixing for stratified turbulent flow in reactor coolant system piping and apply to PTS evaluation. The developed model was validated by the test results performed in CREARE 1/2 scale test facility. Richardson (Ri) number and dimensionless time were introduced to present the thermal stratification formation criteria. The thermal stratification formation line expressed in this paper may be used as decision criteria for the detailed thermal-mixing analysis recommended in Regulatory Guide 1.154.

#### 1. 서론

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 노심 보호를 위해 원자로냉각재계통 저온관으로 저온의 안전주입수가 주입된다. 이때, 주입되는 안전주입수는 원자로냉각재계통의 유동조건에 따라 냉각재 저

온관과 압력용기 하향유로에서 잘 혼합되거나 또는 밀도차로 인해 성층화 될 수 있다. 원자로냉각재와 안전주입수가 저온관 내에서 성층화될 경우, 상대적으로 저온인 안전주입수가 원자로냉각재 배관을 따라 원자로 압력용기 하향유로(Downcomer)로 유입되어 압력용기의 특정부분이 급격하게 냉각된다. 이때 장기간의 운전으로 취화된 원자로 압력용기는 내벽과 외벽의 큰 온도차로 인하여 심한 응력 불균형 현상이 나타날 수 있다.

열성층 현상의 발생유무는 가압열충격 평가시 유동혼합 해석 수행여부를 결정하는 기준이 되기 때문에 열성층 발생여부 확인과 발생시점의 정확한 예측은 원전의 건전성 평가 측면에서 최근 주요 관심사항으로 등장하고 있다. Theofanous가 제시한 기존의 열성층 판별기준은 보수성과 적용제한성으로 인하여 열성층 발생시점을 정확히 예측하기 어려운 것으로 확인되었다[1].

따라서 본 논문에서는 가압열충격 평가시 열성층 발생여부의 관심 대상부위인 압력용기 저온관 입구에서의 열성층 발생시점 및 열수력 거동을 평가하기 위하여 상용 수치해석 코드인 PHOENICS를 사용하여 해석모델을 구성하였고 해석결과의 신뢰성을 입증하기 위하여 CREARE 1/2 Scale 실험결과와 비교하였다. 또한 압력용기 입구에서의 정확한 열성층 발생시점을 도출하기 위하여 Ri수와 무차원 시간을 도입하였다.

## 2. 해석모델 구성 및 검증

### 2.1 해석모델 구성

원자로냉각재계통으로 저온의 안전주입수가 주입되는 과냉사고 발생시, 저온관에서 발생 가능한 열성층 발생시점 및 열수력 거동을 평가하기 위하여 상용 전산 수치해석 코드인 PHOENICS를 사용하여 해석모델을 구성하였다. 해석모델 구성은 그림 1과 같은 국내 Westinghouse형 2-루프 원전을 대상으로 하였으며, 그림 2는 원자로 압력용기 수직 단면도를 나타낸다. 해석모델의 대상범위는 저온관 하나를 포함한 압력용기의 반을 대상으로 하였으며, 저온관, 노심통(Core Barrel), 열차폐체(Thermal Shield), 압력용기 벽(RPV Wall)을 모델에 포함시켰다. 실제 원전 과냉사고시 저온관을 통해 주입 가능한 저온유체로는 안전주입탱크수(Accumulator Water), 안전주입수(Safety Injection Water) 및 충전수(Charging Water)가 있지만 안전주입탱크수가 주입되는 경우에는 입력이 이미 저압을 유지하므로 가압열충격 측면에서 기여도가 작고 충전수는 주입되는 양이 안전주입수에 비해 미미하므로 안전주입탱크 연결배관과 충전배관은 제외하고 안전주입배관만 해석대상 범위에 포함시켰다. 그리고 열성층 현상이 저온관에 형성되는 경우 압력용기 하향유로의 고온유체가 저온관 노즐을 통해 역으로 유입될 수도 있고 출구조건에 따라 저온관 내 열성층 현상이 변화할 수 있으므로 압력용기 중심부까지의 하향유로를 환형관으로 모델링하였으며, 안전주입수가 주입되는 안전주입 배관은 저온관 상부에서 45° 측면에 부착되어 있는 것으로 모델을 구성하였다. 또한 저온관의 수평 35° Bend는 선행연구 결과 열성층 현상을 와해하는 정도가 거의 무시할 수 있는 것으로 확인되어 직배관으로 모델링 하였다[2]. 표 1은 모델 구성에 필요한 국내 특정 원전의 설계 데이터를 나타내며, 그림 3은 단일블럭(Single Block)으로 구성된 해석모델의 격자구성을 보여준다.

격자수는  $x$ ,  $y$ ,  $z$  방향으로 각각 28, 28, 25개를 사용하였으며, 열유동 거동이 복잡하거나 주요 해석 대상범위에 대해서는 조밀하게 격자를 배열하였다. 원통형인 원자로 압력용기와 저온관이 서로 수직으로 연결되어 있어 일반적인 사각격자로는 연결부의 형상을 적절하게 표현할 수 없으므로 불규칙적인 곡면의 연결부분 묘사에 적합한 BFC(Body Fitted Coordinate) 방식을 사용하였다. 원자로 냉각재계통의 저온관 상부에 연결된 안전주입배관은 T자형으로 연결되어 있으나 해당 연결부위로 는 단지 일정한 온도의 유체만이 주입되므로 등가단면적을 유지하는 사각격자로 구성하였다.

PHOENICS 코드에서 일반적으로 적용할 수 있는 난류모델로는 Constant Viscosity Model,  $k$ - $\epsilon$  Model, Yap  $k$ - $\epsilon$  Model 등이 있다.  $k$ - $\epsilon$  Model과 Yap  $k$ - $\epsilon$  Model은 시간변화에 따른 와류점성(Eddy Viscosity) 특성과 Re수가 높은 유동의 특성을 보다 정확하게 예측하지만 본 모델에서는 해석시간이 비현실적으로 많이 소요된다는 단점이 있다. 반면에 Constant Viscosity 모델은 시간에 따른 와류점성과 조건별 난류속도로서 Domain의 평균속도를 사용한다는 단점이 있지만 해석시간이 다른 두 모델에 비해 상당히 적게(약 10배 이하) 소요된다는 장점이 있다[3]. 따라서 본 해석모델에는 적절한 온도예측과 계산시간 등을 고려하여 Constant Viscosity 난류모델을 적용하였다. 그리고 압력용기 및 냉각재 저온관 외벽은 단열조건을 적용하였으며, 열성층 영향을 반영하기 위해 계산범위 내 유체의 부력항은 Boussinesq 근사를 적용하였다.

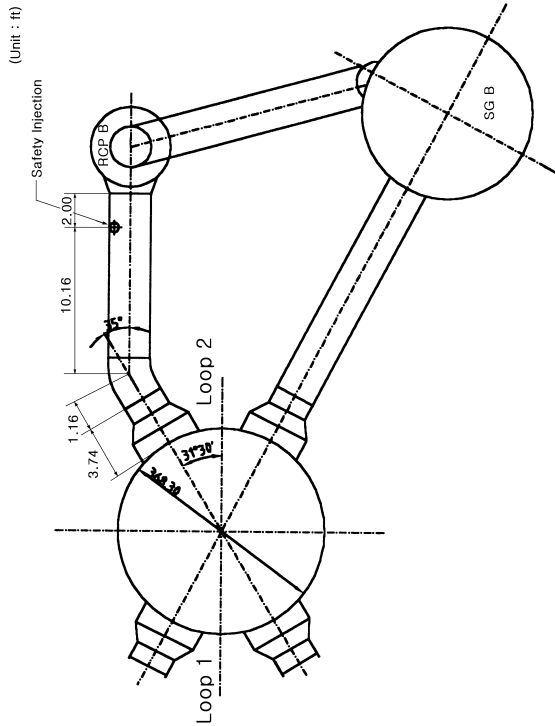


그림 1 원자로냉각재계통 루프

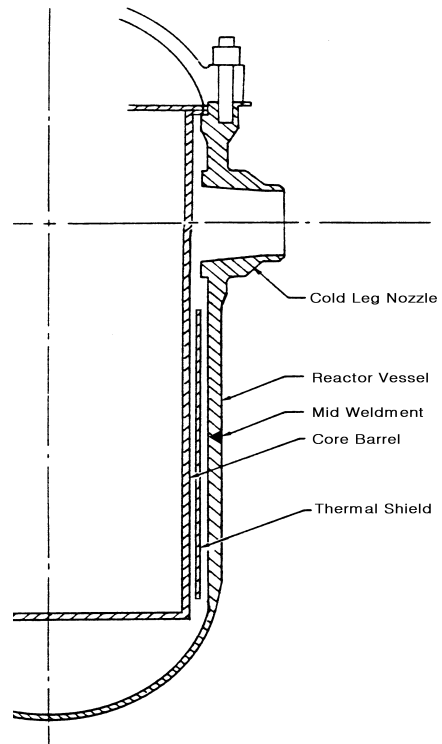


그림 2 원자로 압력용기 수직 반단면도

표 1 해석모델 구성을 위한 설계 데이터(안전주입배관 직경 : 5.184in)

(단위 : ft)

	저온관	압력용기/ 하향유로	하부공동	펌프	루프실	노심통	열차폐체
내부직경	2,292	11,000	-	-	2,583	9,083	9,606
길이	17,050	20,042	-	-	30,813	25,354	15,000
모재 벽두께	0,222	0,542	0,344	0,386	0,248	0,165	0,297
클래딩 두께	0,000	0,010	0,010	-	0,000	-	-
단열재 두께	0,250	0,250	0,250	-	0,250	-	-

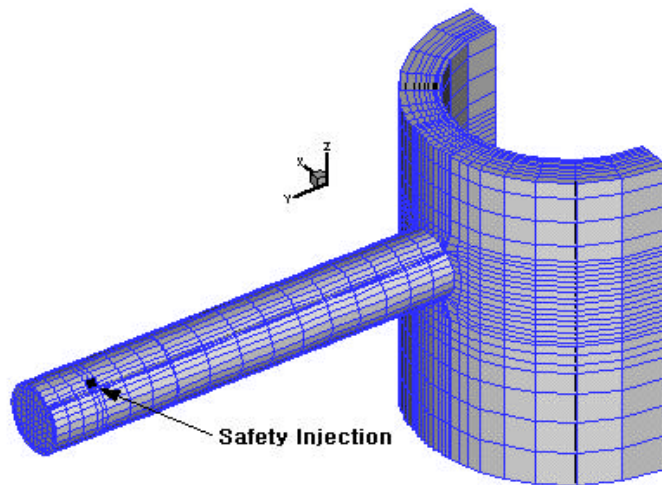


그림 3 해석모델 격자구성

## 2.2 해석모델 검증

해석모델의 타당성을 검증하기 위하여 1990년 NRC와 EPRI 후원으로 CREARE Inc.에서 수행한 1/2 Scale(실험명 May 106)[4] 실험모델을 PHOENICS 코드로 동일하게 구성하여 두 결과를 비교하였다. CREARE 실험설비는 저온관을 중심으로 압력용기의 절반을 대상으로 하였으며, 안전주입 배관은 저온관 상부에 연결되어 있고 열차폐체가 설치되어 있다. 표 2는 CREARE 실험설비의 형상 데이터를 나타내며, 실험 조건은 다음과 같다.

- 저온관의 냉각재는 정체된 상태
- 냉각재 밀도 : 54.8 lb/ft<sup>3</sup>
- 안전주입 배관 단면적 : 0.11 ft<sup>2</sup>
- 안전주입 유량과 밀도 : 11.4 lb/sec, 62.43 lb/ft<sup>3</sup>

표 2 CREARE 1/2 scale 실험설비의 형상 데이터

(단위 : #)

항 목	저온관	압력용기 /하향유로	하부공동	펌프	루프실	노심통	열차폐체
내반경	1.19	-	-	-	1.25	-	-
길이	12.39	11.59	-	-	8.94	11.59	0.13
모재벽 두께	0.07	0.23	0.02	-	0.07	0.23	0.13
클래딩 두께	-	-	-	-	-	-	-
단열재 두께	0.17	0.17	0.17	0.17	0.17	0.17	-

그림 4와 그림 5는 CREARE 실험결과와 PHOENICS 코드의 해석결과를 비교한 것이다. 비교 대상부위는 압력용기 입구 저온관의 중심에서 약간 아래쪽 부위와 위쪽 부위이며, PHOENICS 코드를 사용하여 검증한 시간은 0초부터 3,000초까지이다. 그림에서 볼 수 있듯이 PHOENICS 코드로 해석한 결과는 실험결과와 잘 일치하는 것으로 확인되었다.

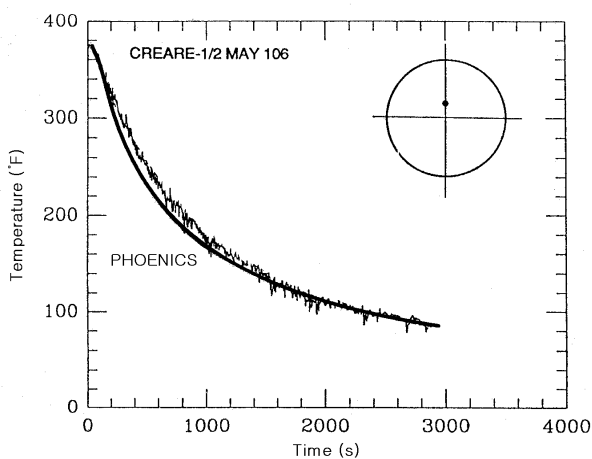


그림 4 저온관 중심-상부 온도비교

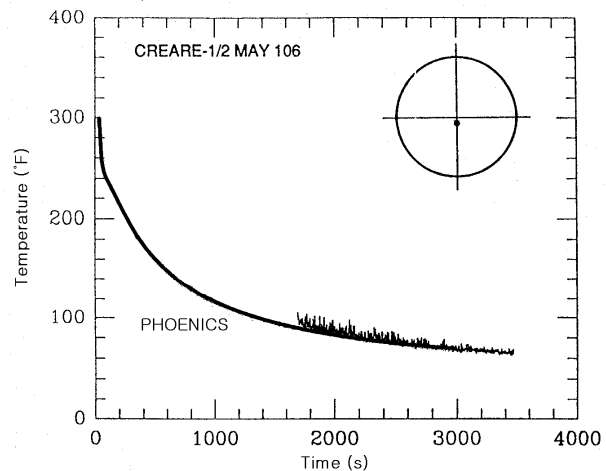


그림 5 저온관 중심-하부 온도비교

## 2.3 경계조건

본 연구에서는 원자로냉각재 주입 유량이 실제 사고 발생시와 유사하게 지수함수적으로 감소할 경우, 주입되는 안전주입 유량에 따라 저온관에서 발생 가능한 열성층 현상의 발생 시점과 이때의 유동 조건을 평가하기 위하여 안전주입 유량을 10, 30, 50, 70, 80, 90 및 100lb/sec로 변화시켜 영향을 검토하였다. 그림 6은 해석에 사용된 입력 경계조건으로서 저온관으로 주입되는 원자로냉각재의 시간에 따른 유량 변화를 나타낸다. 이로부터 원자로냉각재 주입유속은 아래 식 (1)과 같이 나타낼 수 있다.

$$v = \frac{v_i \times e^{(-0.008 \cdot t)}}{\rho \times A} \quad (1)$$

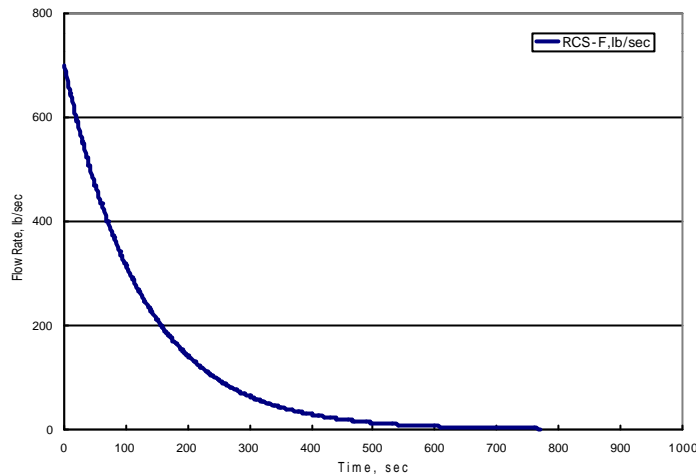


그림 6 원자로냉각재계통 유량변화

여기서,  $\dot{m}$ 은 저온관으로 주입되는 초기 냉각재 유량(700lb/sec),  $t$ 는 시간,  $\rho$ 는 밀도,  $A$ 는 저온관 단면적(4.126ft<sup>2</sup>)을 나타낸다. 또한 해석에 사용된 초기조건은 국내 특정 2-루프 원전의 전출력 정상 운전중의 데이터를 사용하였으며, 저온관 냉각재와 안전주입수의 온도는 각각 541.4°F와 80°F로 일정하게 주입되는 것으로 가정하였다.

### 3. 해석결과 및 고찰

가압경수로형 원전에서 냉각재 상실사고 등과 같은 설계기준 사고가 발생하면 원자로냉각재계통의 냉각재 유량은 지수함수적으로 감소되는 경향을 보인다. 이에 따라 본 연구에서는 원자로냉각재계통의 유량이 지수함수적으로 감소할 경우 주입되는 안전주입 유량 변화에 따라 저온관에서 열성층이 발생하는 시점과 저온관 및 압력용기 하향유로의 유동특성을 분석하였다. 해석은 0초부터 원자로냉각재계통의 유량이 거의 정체되는 600초까지 수행하였으며, 열성층 발생시점을 파악하기 위하여  $Rz$ 수와 무차원 시간을 사용하였다.

그림 7은 안전주입 유량이 50lb/sec일 경우, 압력용기 입구로부터 3.18ft 떨어진 저온관 부위의 시간에 따른 온도분포 변화를 나타낸다. 여기서, 100초에는 원자로냉각재 유량으로 인하여 불안정한 온도분포를 나타내며, 원자로냉각재계통의 유량이 약 50lb/sec에 도달하는 300초에는 완전히 혼합된 온도분포를 나타낸다. 그리고 500초에는 열성층이 발생되기 시작하고 원자로냉각재계통의 유량이 약 10lb/sec 이하로 유지되는 600초에는 안정화된 열성층 현상을 보여준다. 그림 8은 600초 시점에서 안전주입 유량이 50lb/sec인 경우, 안전주입배관 연결부위에서부터 거리에 따른 저온관내 온도변화를 보여준다. 여기서, (A)는 압력용기 벽면에서 14.86ft 떨어진 위치를 나타내며, (B), (C), (D)는 각각 11.65, 7.41, 3.18ft 떨어진 위치를 나타낸다. 이로부터 안전주입수가 주입된 후 어느 정도까지의 거리에서는 저온의 안전주입수와 고온의 냉각재가 완전히 혼합되고 압력용기 가까이 갈수록 열성층 현상이 뚜렷해지는 것을 알 수 있다. 그림 9는 성층화된 유동이 압력용기 하향유로로 주입될 때 나타나는 온도분포로서 (A)는 노심통과 열차폐체 사이의 온도분포를 보여주며, (B)는 열차폐체와 압력용기 벽면 사이의 온도분포를 보여준다. 이와 같이 완전히 혼합되지 않은 저온의 유동이 압력용기 하향유로로 주입되면 장기간 운전으로 취화된 압력용기에서는 심한 응력 불균형 현상이 발생할 수 있다. 그림 10은 저온관 상부에서 45° 각도로 연결된 안전주입배관에서 저온관으로 안전주입수가 주입될 경우의 온도와 속도벡터 분포를 동시에 나타낸 것이다. 그림 11은 압력용기 입구로부터 3.18ft 떨어진 저온관 내의 온도계산 위치를 나타낸 것으로 안전주입 유량변화에 따른 각 위치에서의 저온관내 온도변화를 나타내기 위한 위치이다.

그림 12와 그림 13은 안전주입 유량이 각각 30 및 80lb/sec일 경우, 그림 11의 저온관내 각 위치에서의 시간에 따른 온도변화를 예로서 나타낸 것이다. 여기서 안전주입 후 초기에는 원자로냉각재계통의 유량으로 인해 유동이 불안정한 상태를 나타내다가 점차 완전히 혼합되고, 어느 시점

이 지난 후에는 열성층 현상이 나타나기 시작하여 위치별로 서로 다른 온도분포를 나타낸다. 이러한 온도분포는 안전주입 유량이 100lb/sec인 경우를 제외한 모든 경우에서 동일하게 나타났다. 이러한 사실로부터 안전주입 유량이 100lb/sec 이상인 경우에는 열성층 현상이 저온관에서 발생하지 않는 것으로 판단할 수 있다.

그림 14는 원자로냉각재계통 유량과 안전주입 유량 변화에 따른 Ri수를 무차원 시간에 따라 나타내고 각 경우에 대한 저온관 내 열성층 발생 시점의 Ri수를 연결하여 열성층 발생곡선을 나타낸 것이다. Ri수는 부력과 점성력의 상대비를 나타내는 무차원수인 Gr수와 관성력과 점성력의 상대비를 나타내는 Re수의 비로서 식 (2)와 같으며, 열팽창계수,  $\beta$ 를 도입하면 식 (3)과 같이 나타낼 수 있다[5].

$$Ri = \frac{Gr}{Re^2} \quad (2)$$

$$Ri = \frac{g \beta \Delta T D}{(u_h - u_c)^2} \quad (3)$$

여기서,  $g$ 는 중력계수,  $\Delta T$ 는 두 유체의 온도차,  $D$ 는 저온관 직경, 그리고  $u_h$ 와  $u_c$ 는 고온유체와 저온유체의 속도를 나타낸다. 그리고 식 (4)는 본 연구에서 제시한 무차원 시간을 나타낸 것이다.

$$DT \text{ (Dimensionless Time)} = \frac{t^* \nu}{D^2} \quad (4)$$

여기서,  $t^*$ 는 실시간을 나타내며,  $\nu$ 는 동점성계수(Kinematic Viscosity)를 나타낸다.

그림 14에서 안전주입 유량이 100lb/sec 이상인 경우에는 열성층 현상이 발생되지 않음에 따라 열성층 발생곡선의 하한선(Lower Bound Line)으로 고려할 수 있으며, 곡선 왼쪽 영역은 열성층이 발생하지 않고 오른쪽 영역은 열성층이 발생하는 영역이다. 이러한 결과는 원전에서 안전주입수가 주입되는 사고가 발생했을 경우 RG1.154 [6]에서 권고하고 있는 상세 열수력 계통해석 여부를 결정하는 기준으로 활용할 수 있을 것이다.

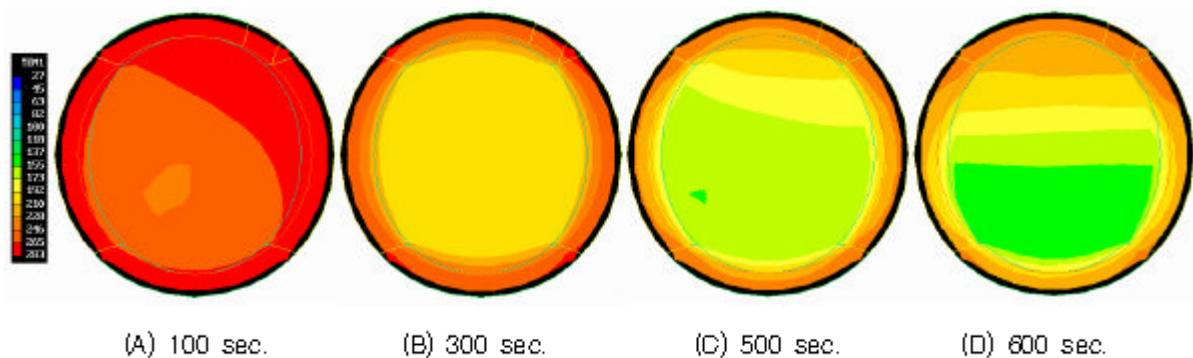


그림 7 시간에 따른 온도분포(위치 : 3.18ft, SI 유량 : 50lb/sec)

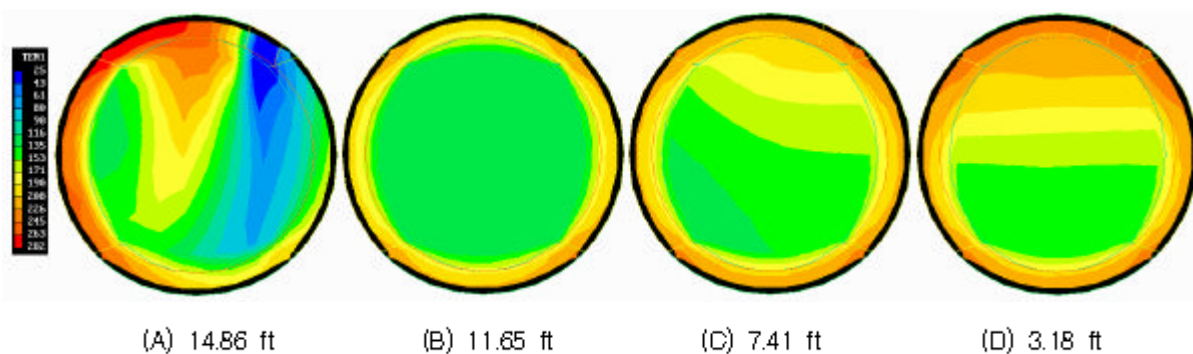
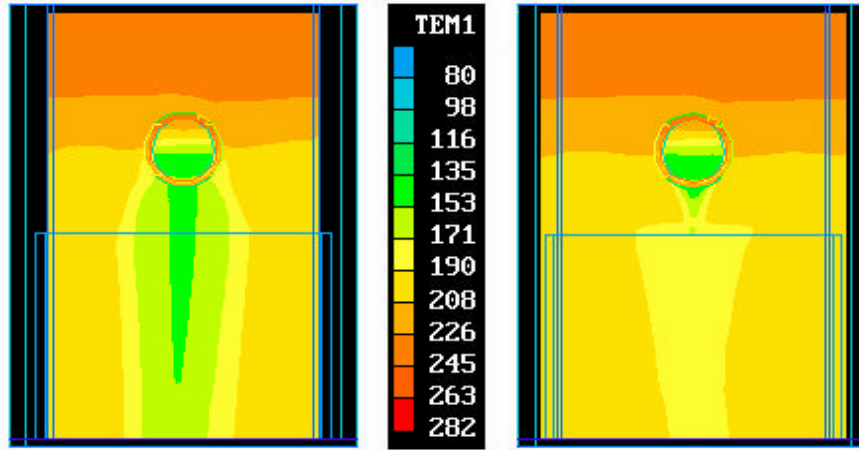


그림 8 거리에 따른 온도분포(시간 : 600sec., 유량 : 50lb/sec)



(A)

(B)

그림 9 압력용기 하향유로의 온도분포

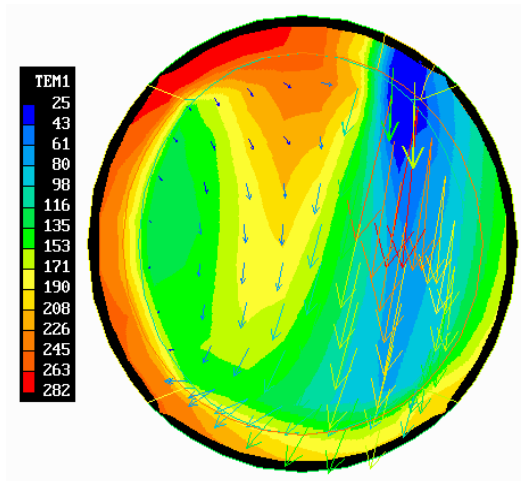


그림 10 안전주입 온도 및 속도벡터 분포

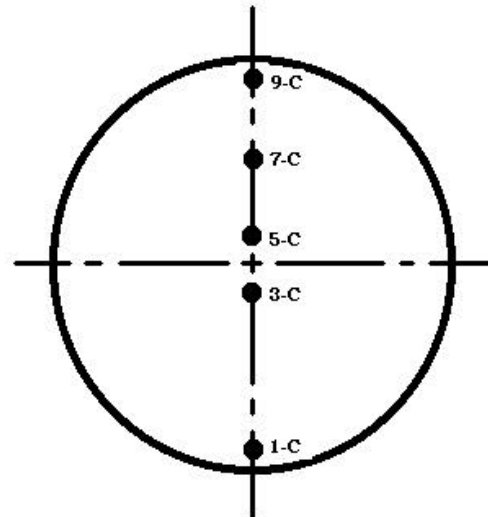


그림 11 온도 계산부위

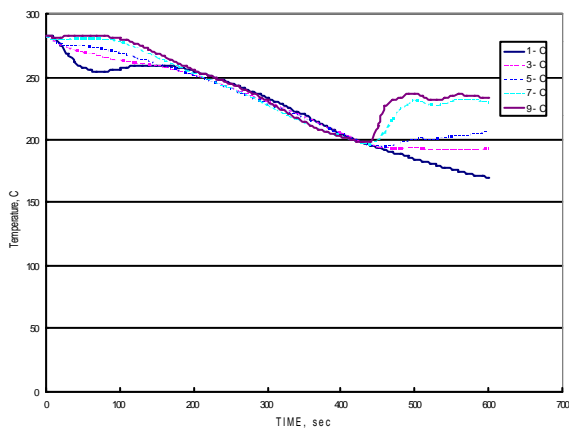


그림 12 저온관내 온도변화(SI 유량 : 30lb/sec)

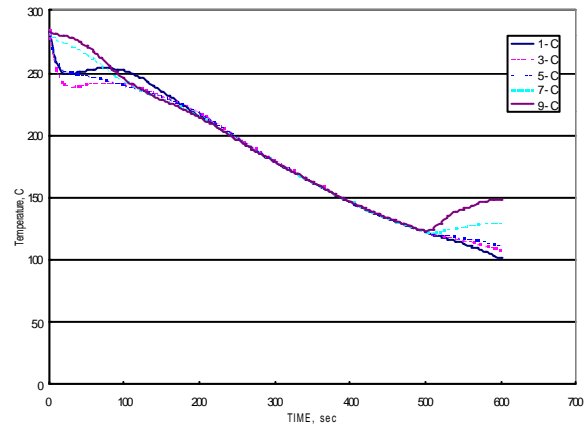


그림 13 저온관내 온도변화(SI 유량 : 80lb/sec)

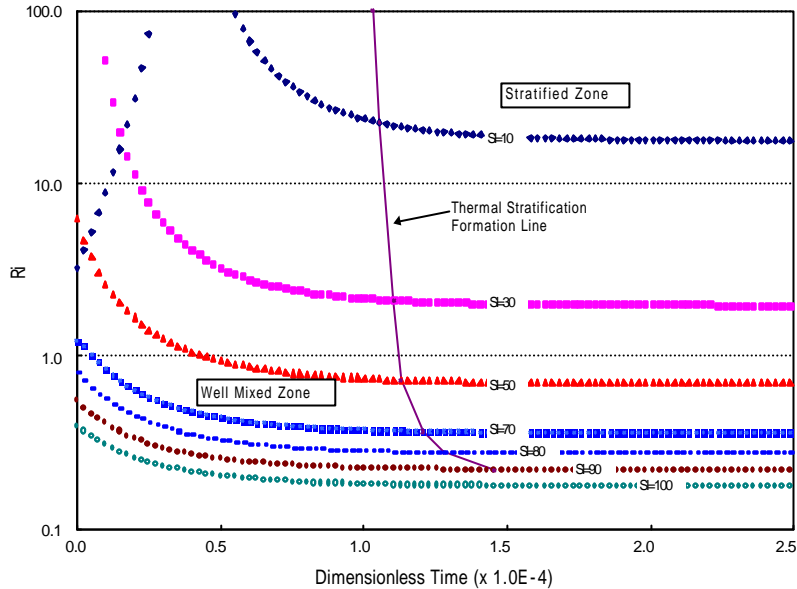


그림 14 Ri수 변화와 열성층 발생곡선

#### 4. 결론

원자력 발전소에서 냉각재 상실사고(Loss of Coolant Accident : LOCA)와 같은 설계기준 사고 발생시 노심 보호를 위해 원자로냉각재계통 저온관으로 주입되는 저온의 안전주입수와 고온의 냉각재 사이에서 발생하는 열성층 현상과 열성층 발생시점을 예측하기 위한 해석모델을 구성하였다. 해석모델은 국내 Westinghouse형 2-루프 원전을 대상으로 PHOENICS 코드를 사용하여 구성하였으며, 해석모델 검증은 CREATE 1/2 Scale(실험명 May 106) 실험결과와 비교하였다.

본 연구에서 구성한 모델을 이용하여 저온관 냉각재와 안전주입수 주입유량에 따른 열성층 발생여부, 저온관과 하향유로의 유동특성 및 열성층 발생시점을 파악하였다. 해석을 위하여 저온관으로 주입되는 원자로냉각재는 실제 사고시와 유사하게 지수함수적으로 감소하는 것으로 가정하였으며, 안전주입 유량은 각각 10, 30, 50, 70, 80, 90 및 100lb/sec로 주입되는 것으로 가정하였다. 해석결과, 안전주입 유량이 100lb/sec인 경우를 제외한 나머지 모든 경우에는 열성층 현상이 발생하는 것으로 나타났다.

안전주입 유량에 따라 열성층이 발생하는 시점의 Ri수를 평가하여 열성층 발생곡선(Thermal Stratification Formation Line)을 도출하였으며, 유동조건에 따라 열성층이 발생하는 영역과 열성층이 발생하지 않는 영역으로 구분하였다. 이러한 결과는 원전에서 안전주입수가 주입되는 사고가 발생했을 경우, 압력용기 입구에서의 열성층 발생여부와 RG1.154에서 권고하고 있는 원자로 압력용기 가압열충격 평가시 상세 열유동 해석여부를 결정하는데 좋은 기준을 제시할 수 있을 것으로 판단된다.

#### 참고문헌

1. T. G. Theofanous, et al., 1984, "Decay of Buoyance Driven Stratified Layers with Applications to Pressurized Thermal Shock (PTS)", School of Nuclear Engineering Purdue University and U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-3700.
2. D. Lunsford, et al., 1984, "Analysis of Fluid Mixing in the Cold Leg and Downcomer of a CE Plant During a Steam Line Break Transient", NSAC-66, EPRI.
3. CHAM, 1992, "A Guide to the PHOENICS Input language", CHAM TR/100.
4. T. G. Theofanous and H. Yan, 1990, "A Unified Interpretation of One-Fifth to Full Scale Thermal Mixing Experiments Related to Pressurized Thermal Shock", Division of Systems Research Office of Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5677.
5. H. K. Youm, 1994, "Unsteady State 2-Dimensional Numerical Analysis Study for Thermal Stratification Phenomena in Horizontal Piping" Kyung-Hee University.
6. RG 1.154, 1987, "Format and Content of Plant Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors".