

## 원자로 냉각재 루프 부분 정체시의 압력용기 국부냉각 해석

### Local Cooling Analyses of Reactor Vessel Downcomer for Partial Loop Stagnation

황경모, 염학기, 진태은

한국전력기술(주)

경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

#### 요 약

원자력 발전소에서 냉각재 상실사고와 같은 설계기준 사고가 발생하면 노심 보호를 위해 원자로 냉각재계통 저온관으로 저온의 안전주입수가 주입된다. 이때 주입되는 안전주입수는 원자로 냉각재계통의 유동조건에 따라 저온관과 압력용기 하향유로에서 완전히 혼합되거나 밀도차로 인해 성층화 될 수 있다. 원자로 냉각재와 안전주입수가 저온관 내에서 성층화되는 경우, 상대적으로 저온인 안전주입수가 원자로 냉각재배관을 따라 압력용기 하향유로로 유입되어 원자로 압력용기의 특정부분을 급랭시켜 심한 열응력을 유발시킨다. 본 고에서는 원전 설계기준 사고 발생시 사고특성에 따라 원자로 냉각재 루프가 부분적으로 정체된 상태에서 저온의 안전주입수가 저온관으로 주입될 경우, 정체되지 않은 반대 쪽 루프의 빠른 유동이 열성층 현상이 발생하는 정체된 루프 쪽의 압력용기 하향유로에 미치는 영향을 검토하기 위하여 수행한 열유동 혼합해석 결과를 제시하였다.

#### Abstract

When a cold HPSI (High Pressure Safety Injection) fluid associated with an design basis accident, such as LOCA (Loss of Coolant Accident), enters the cold legs of a stagnated primary coolant loop, thermal stratification phenomena will arise due to incomplete mixing. If the stratified flow enters a reactor pressure vessel downcomer, severe thermal stresses are created in a radiation embrittled vessel wall by local overcooling. Previous thermal-mixing analyses have assumed that the thermal stratification phenomena generated in stagnated loop of a partially stagnated coolant loop are neutralized in the vessel downcomer by strong flow from unstagnated loop. On the basis of these reasons, this paper presents the thermal-mixing analysis results in order to identify the fact that the cold plume generated in the vessel downcomer due to the thermal stratification phenomena of the stagnated loop is affected by the strong flow of the unstagnated loop.

#### 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 설계기준 사고가 발생하면 노심 보호를 위해 원자로 냉각재계통 저온관으로 저온의 안전주입수가 주입된다. 이때, 주입되는 안전주입수는 원자로 냉각재계통의 유동조건에 따라 저온관과 압력용기 하향유로에서 완전히 혼합되거나 밀도차로 인해 성층화 될 수 있다. 원자로 냉각재와 안전주입수가 저온관 내에서 성층화되는 경우, 상대적으로 저온인 안전주입수가 원자로 냉각재배관을 따라 압력용기 하향유로(Downcomer)로 유입되어 원자로 압력용기의 특정부분을 급랭시킨다. 이때 장기간의 운전으로 취화된 압력용기는 내벽과 외벽의 큰 온도차로 인하여 심한 응력 불균형 현상이 나타나고 파손 확률은 더욱 커지게 된다. 안전주입배관이 각 루프의 저온관에 부착되어 있는 2-루프 원전에서 설계기준 사고가 발생하여 저온의 안전주입수가 주입될 경우, 냉각재 루프는 사고특성 및 유동조건에 따라 두 개의 루프가 완전히 정체되거나 부분적으로 정체될 수 있다[1]. 냉각재 루프가 완전히 정체된 경우에는 유동조건에 따라 양 쪽 루프에서 열성층 현상이 나타날 수 있으며, 부분적으로 정체된 경우에는 정체된 루프에서만 열성층 현상이 나타날 수 있다. 기존 해외에서 수행된 열유동 혼합해석(Thermal-Mixing Analysis) 관련 연구에서는 원자로 냉각재 루프가 부분적으로 정체될 경우에 대한 열성층 영향을 평가한 없다.[1, 2].

이에 따라 본 고에서는 설계기준 사고로 인한 안전주입시 저온관에서 발생하는 열성층 현상뿐만 아니라 부분적으로 루프가 정체될 경우에 대한 압력용기 내 유동특성을 파악하기 위하여 PHOENICS 코드를 사용하여 국내 특정 2-루프 원전과 동일한 모델을 구성하였다. 해석모델에 대한 검증은 CREARE May 105 실험결과와 비교하고 모든 루프가 정체된 상태와 부분적으로 루프가 정체된 상태에서 정체되지 않은 루프의 냉각재가 저온관으로 주입되는 몇 가지 유속조건에 따라 발생하는 현상을 해석하고 결과를 비교하였다.

## 2. 해석모델 구성 및 검증

### 2.1 해석모델 구성

안전주입 사고시 루프 부분정체 현상 해석을 위한 유동혼합 모델 개발을 위하여 상용 전산 수치해석 코드인 PHOENICS를 사용하였다. 열유동 혼합해석 모델 구성은 국내 특정 2-루프 원전을 대상으로 하였다. 그림 1과 그림 2는 2-루프형 압력용기의 수평 단면도와 수직 반단면도를 보여준다. 해석모델의 대상범위는 그림 1에서 볼 수 있듯이 좌우가 대칭인 구조이므로 2개의 저온관과 압력용기의 반을 대상으로 하였으며, 저온관, 노심통(Core Barrel), 열차폐체(Thermal Shield), 압력용기 벽을 모델에 포함시켰다. 저온관을 통해 유입된 원자로 냉각재는 압력용기 하향유로(Downcomer), 하부공동(Lower Plenum), 노심을 차례로 통과한 후 고온관으로 배출되지만 하부공동과 노심 및 고온관을 지나는 유동조건이 압력용기 하향유로의 유동분포에 미치는 영향은 미미할 것으로 판단되어 하부공동 유입부를 해석모델의 출구로 채택하고 노심 및 고온관은 해석대상 범위에 포함시키지 않았다. 그리고 저온의 안전주입수가 주입되는 안전주입 배관은 실제 저온관 상부에서 45° 측면에 부착되어 있지만 해석의 편의를 위하여 수직 상단에 부착되어 있는 것으로 모델링 하였다. 또한 저온관의 수평 35° Bend는 선행연구 결과 열성층 현상을 제거하는 정도가 거의 무시할 수 있는 것으로 확인되어 직배관으로 모델링 하였다[3]. 표 1은 모델 구성에 필요한 국내 특정 원전의 설계 데이터를 나타내며, 그림 3은 단일블럭(Single Block)으로 구성한 해석모델의 격자구성을 보여준다.

격자수는 총 24,304개( $x \times y \times z = 28 \times 28 \times 31$ )로 구성하였으며, 유체거동이 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 연결부위로는 단지 일정한 온도의 유체만이 주입되므로 등가단면적을 유지하는 사각격자로 구성하

였다.

PHOENICS 코드에서 일반적으로 적용할 수 있는 난류모델로는 Constant Viscosity Model,  $k-\epsilon$  Model, Yap  $k-\epsilon$  Model 등이 있다. Constant Viscosity 모델은 해석시간이 다른 두 모델에 비해 상당히 적게 소요된다는 장점이 있지만 시간에 따른 와류점성과 조건별 난류속도로서 Domain의 평균속도를 사용한다는 단점이 있다. 그리고  $k-\epsilon$  Model과 Yap  $k-\epsilon$  Model은 시간변화에 따른 와류점성(Eddy Viscosity) 특성과 Re수가 높은 유동의 특성을 보다 정확하게 예측하지만 해석시간이 많이 소요된다는 단점이 있다[4]. 또한 본 고에서 해석하고자 하는 조건은 압력용기 하향유로로 유입된 성층유동이 노심통과 압력용기 벽면 사이에 설치되어 있는 열차폐체에 의해 유동이 분리되고 압력용기의 하부공동으로 유입되기 전에 재결합된다. 이러한 유동특성은  $k-\epsilon$  Model 보다 Yap  $k-\epsilon$  Model이 더 정확하게 예측하는 것으로 알려져 있다[4]. 이에 따라 본 고에서는 보다 정확한 해를 구하기 위하여 Yap  $k-\epsilon$  Model 난류모델을 적용하였으며, 압력용기 및 냉각재 저온관 외벽은 단열조건을 적용하였다. 그리고 유체의 부력항은 Boussinesq 근사를 적용하였다.

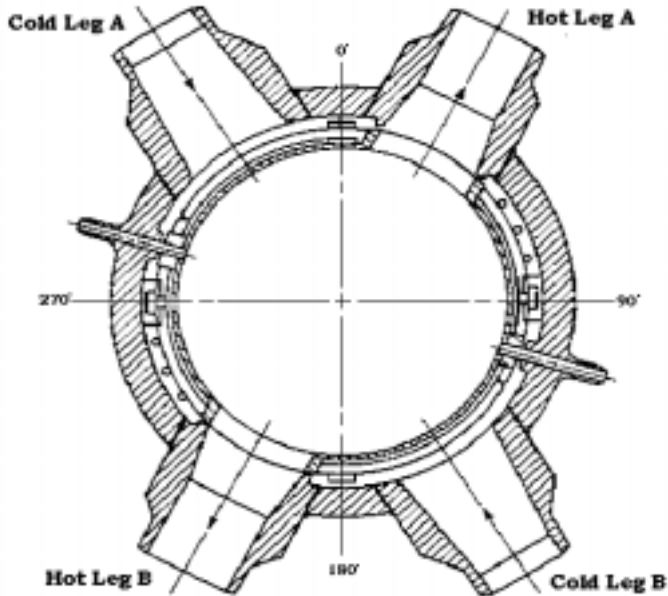


그림 1. 압력용기 단면도

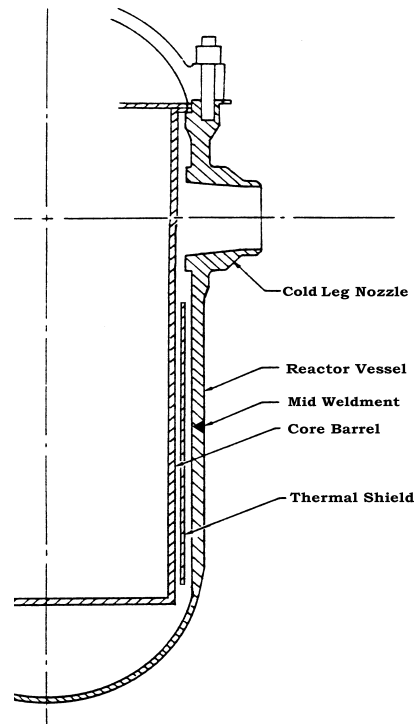


그림 2. 압력용기 수직 반단면도

표 1. 해석모델 구성을 위한 설계 데이터

(단위 : cm)

항 목	저온관	압력용기/ 하향유로	하부공동	노심통	열차폐체
내부직경	69.86	335.28	-	276.85	292.80
길이	519.68	610.88	-	772.79	457.20
모재 벽두께	6.77	16.52	10.49	5.03	9.05
클래딩 두께	0.00	0.30	0.30	-	-
단열재 두께	7.62	7.62	7.62	-	-
유체 체적, (cm <sup>3</sup> )×10 <sup>-6</sup>	1.99	5.26	10.39	-	-

\* 안전주입배관 내경 : 13.17 cm

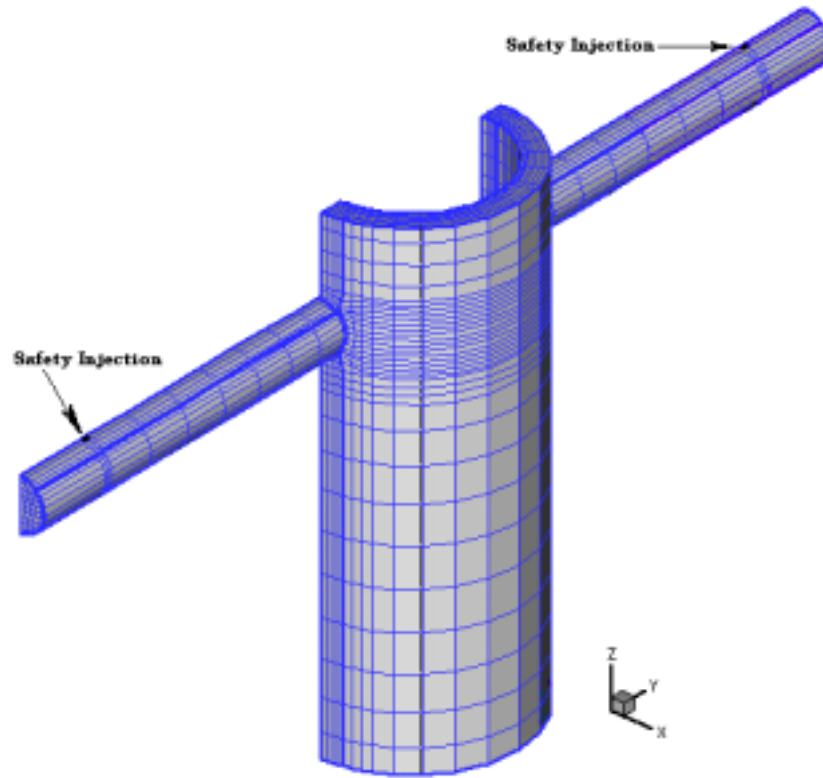


그림 3. 해석모델 격자구성

## 2.2 해석모델 검증

해석모델의 타당성을 검증하기 위하여 NRC와 EPRI 후원하에 1990년 CREARE Inc.에서 수행한 1/2 Scale(실험명 May 105)[5] 실험모델을 PHOENICS 코드로 동일하게 구성하여 두 결과를 비교하였다. CREARE 실험설비는 저온관을 중심으로 압력용기의 절반을 대상으로 하였으며, 안전주입 배관은 저온관 상부에 연결되어 있고 열차폐체가 설치되어 있으므로 크기는 다르지만 본 연구에서 해석하고자 하는 대상 원전과 동일한 구조적 특성을 갖고 있다. 표 2는 CREARE 실험설비 데이터를 나타내며, 실험조건은 다음과 같다.

- 저온관의 냉각재는 정체된 상태
- 냉각재 밀도는  $877.8\text{kg/m}^3$
- 안전주입 배관 단면적은  $0.01\text{m}^2$
- 안전주입 유량과 밀도는 각각  $5.17\text{kg/sec}$ 과  $1000\text{kg/m}^3$

표 2. CREARE 1/2 Scale 테스트 설비의 형상 데이터

(단위 : cm)

항 목	저온관	압력용기 /하향유로	하부공동	펌프	루프실	노심통	열차폐체
내부반경	36.32	-	-	-	38.10	-	-
길이	377.60	353.15	-	-	272.41	353.15	243.54
모재 벽두께	2.10	7.00	0.60	-	2.10	7.00	3.81
클래딩 두께	-	-	-	-	-	-	-
단열재 두께	5.10	5.10	5.10	5.10	5.10	5.10	-
유체 체적, $\text{cm}^3$	4.07	6.38	6.05	2.72	3.11	-	-

그림 4와 그림 5는 저온관 하부와 저온관 측하부의 압력용기 중간부위에서 CREARE 실험결과와 PHOENICS 코드의 해석결과를 비교하여 제시한 것이다. PHOENICS 코드를 사용하여 해석한 시간은 CREARE 실험과 유사한 0초부터 2,000초까지이다. 비교 결과, 중반에는 실험값 보다 약간 보수적으로 계산되었으며, 후반에는 거의 동일한 해를 얻는 것으로 확인되었다. 따라서 루프 부분 유동정체 현상을 해석하기 위하여 개발한 본 해석모델의 결과는 충분히 타당성 있는 것으로 고려할 수 있다. 이외에도 몇몇 부위를 추가로 비교해 본 결과 역시 그림 4와 그림 5에서 제시한 결과와 유사한 거동을 보이고 있는 것으로 확인되었다.

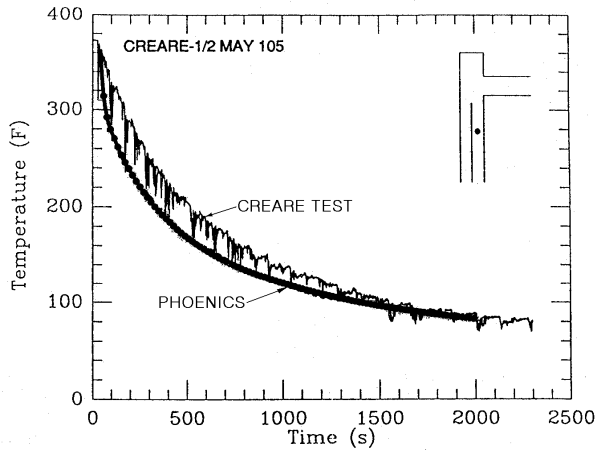


그림 4. 저온관 하부 온도비교

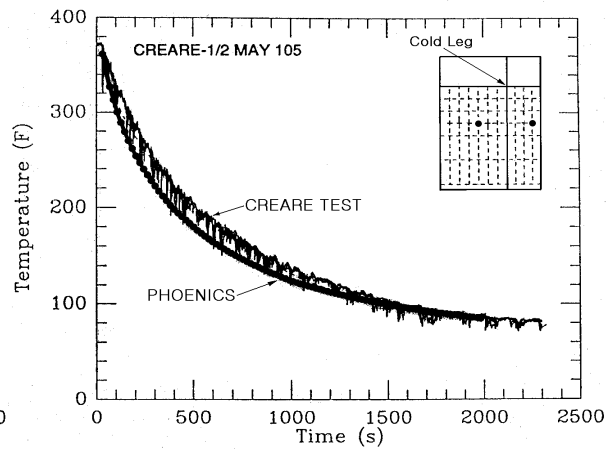


그림 5. 저온관 측하부 온도비교

### 2.3 경계조건

해석에 사용된 경계조건은 국내 특정 2-루프 원전의 전출력 증기발생기 세관 파단사고 열수력 계통해석 결과로서 사고발생 후 한쪽 루프가 정체되는 2,000초 시점의 유동조건(냉각재 주입 유량 : 199.6Kg/sec, 안전주입 유량 : 20.16Kg/sec)을 기준으로 하였다. 이와 비교하여 모든 루프가 정체되는 경우와 냉각재 주입유량이 99.8Kg/sec 및 149.7Kg/sec인 경우에 대해서도 해석을 수행하였다. 본 연구에서 해석을 위해 사용한 경계조건은 표 3과 같다.

표 3. 입력 경계조건

항 목		루프 A	루프 B
저온관 냉각재 주입유량, Kg/sec	모든 루프 정체(Case 1)	0.00	0.00
	부분 루프 정체(Case 2)	99.80	0.00
	부분 루프 정체(Case 3)	149.70	0.00
	부분 루프 정체(Case 4)	199.60	0.00
안전주입 유량, Kg/sec		20.16	20.16
저온관 냉각재 온도, °C		224.44	224.44
안전주입수 온도, °C		26.70	26.70

### 3. 해석결과 및 고찰

본 연구에서는 원전 설계기준 사고 발생시 사고특성에 따라 원자로 냉각재 루프가 부분적으로 정체된 상태에서 저온의 안전주입수가 저온관으로 주입될 경우, 정체되지 않은 반대 쪽 루프의

빠른 유동이 정체된 루프 쪽의 압력용기 하향유로에 미치는 영향을 검토하기 위하여 열유동 혼합 해석을 수행하였다. 해석은 상용 수치해석 코드인 PHOENICS를 사용하여 국내 2-루프 원전과 동일한 모델을 구성하고 표 3에서 제시한 네 가지 경우에 대한 유동혼합 해석을 수행하였다. 해석 수행 시간은 1,000초이며, 해석결과는 2개 루프에 대한 저온관 하부 압력용기 벨트라인 부위의 온도변화와 유체 거동을 중심으로 검토하였다.

그림 6은 모든 루프가 정체된 상태에서 안전주입수가 양쪽 루프로 주입되는 경우에 대한 유동혼합 해석결과로서 600초 시점의 온도 및 벡터분포를 보여준다(Case 1). 그림 7은 루프 B 유동이 정체되고 루프 A로는 고온의 냉각재가 199.6Kg/sec로 유지되는 경우에 대한 해석결과로서 마찬가지로 600초 시점의 온도 및 벡터분포를 보여준다(Case 4). Case 2와 Case 3에 대한 온도 및 벡터분포는 Case 4와 유사한 유동특성을 나타내고 있기 때문에 본 고에서는 생략하였다. 그림 6에서 볼 수 있듯이 양 쪽 저온관 내부의 유동이 모두 정체된 경우에는 양 쪽 루프에서 모두 열성층이 발생된 것을 알 수 있으며, 그림 7에서는 루프 A의 빠른 유동으로 인하여 루프 B에서만 열성층이 발생된 것을 알 수 있다. 그리고 양 쪽 루프가 서로 대칭되는 유동특성을 보이고 있는 그림 6 (B)의 벡터분포와는 달리 그림 7 (D)에서는 루프 A의 유동이 루프 B쪽의 압력용기 하향유로에 영향을 미치고 있는 현상을 볼 수 있다. 그림 8은 냉각재 저온관에서 발생된 열성층 현상을 참조로 제시한 것이다.

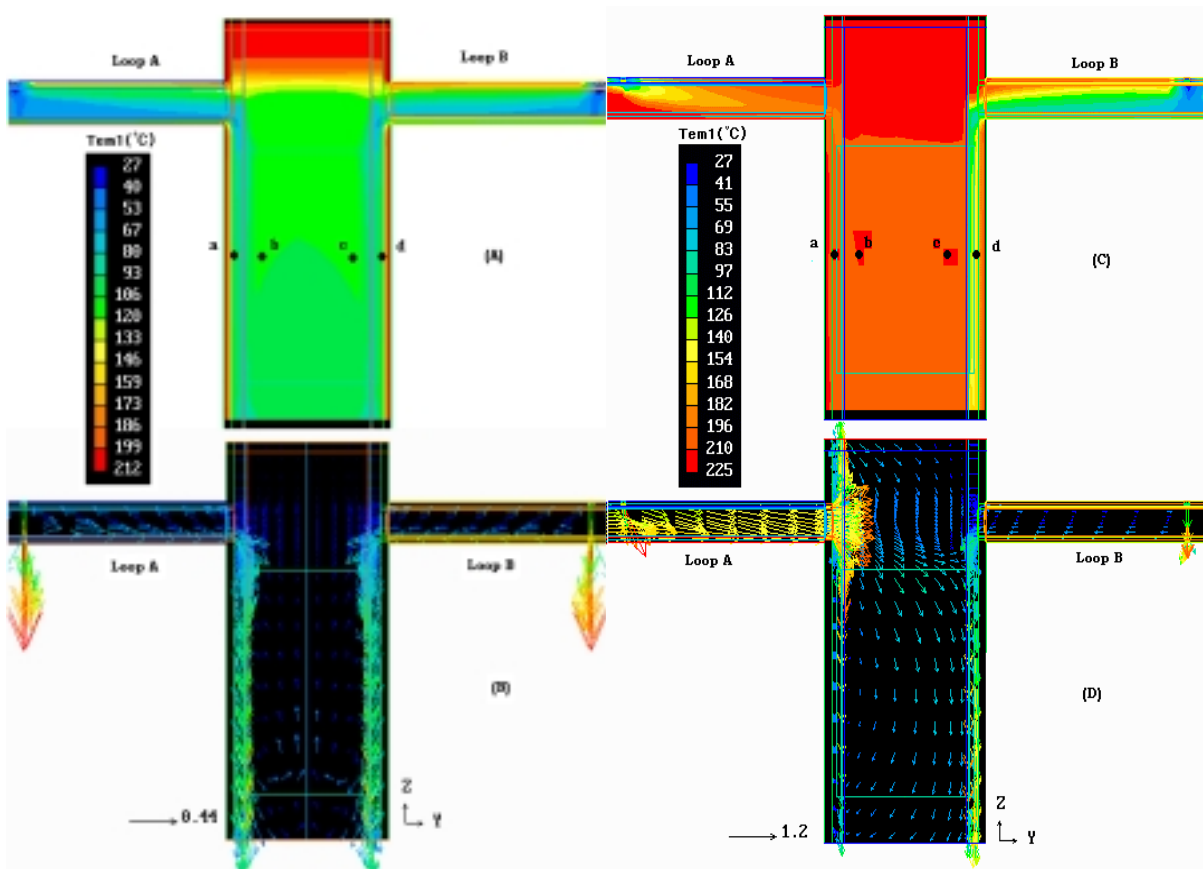


그림 6. 전체루프 정체인 경우(Case 1)의 온도(A) 및 벡터(B)분포

그림 7. 루프 부분정체인 경우(Case 4)의 온도(A) 및 벡터(B)분포

\*a, b, c, d : 열차폐체와 압력용기 벽면 사이

\*a, b, c, d : 열차폐체와 압력용기 벽면 사이

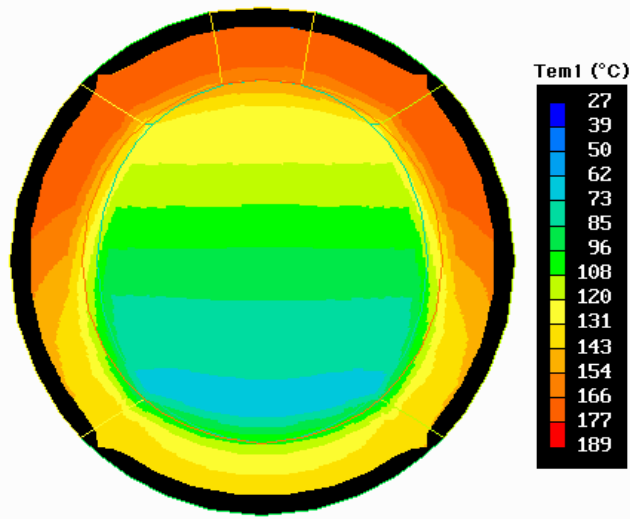


그림 8. 저온관 열성층

그림 9는 모든 루프가 정체된 경우에 대하여 1,000초 동안 해석한 결과로서 압력용기 벨트라인 부위의 냉각재 온도변화를 제시한 것이다. 여기서 'a'와 'd'는 냉각재 저온관 직하부를 나타내며, 'b'와 'c'는 저온관 측하부를 나타낸다(그림 6 (A) 참조). 마찬가지로 그림 10, 11, 12는 부분적으로 루프가 정체된 경우로서 루프 A 냉각재 유량이 각각 99.80, 149.70 및 199.60Kg/sec로 유지되는 Case 2, 3, 4에 대한 온도변화를 나타낸다. 그리고 표 4는 전체루프가 정체되는 Case 1과 부분적으로 루프가 정체되는 Case 2, 3, 4에 대한 해석결과를 비교하여 제시한 것이다.

해석결과 모든 루프가 정체된 경우 (Case 1)에 대한 압력용기 벨트라인 부위의 원자로 냉각재 온도는 루프 A, B 모두 약 70°C(저온관 직하부 : 그림 6의 a, d 부위) 및 77°C(저온관 측하부 : 그림 6의 b, c 부위)까지 지수함수적으로 감소하는 것으로 나타났다. 이는 성층화된 저온의 안전주입수가 지속적으로 압력용기 벽면에 영향을 미친 결과로 판단된다. 반면 루프 A 유량이 99.8Kg/sec로 유지되는 Case 2의 경우, 저온관 측하부(그림 7의 b, c 부위)와 루프 A(그림 7의 a 부위) 쪽에서는 초기 100초 정도까지 약 20°C 정도 온도가 감소한 이후에 완전히 혼합되어 온도변화가 거의 없는 것을 알 수 있다. 반면 열성층이 발생된 루프 B 쪽 저온관 직하부 압력용기 벨트라인 부위(그림 7의 d 부위)의 냉각재 온도는 초기 100초까지는 약 50°C 정도 급격히 감소하지만 이후에는 온도가 일정하게 유지되고 있다. 이러한 현상은 그림 10과 그림 11에서 볼 수 있듯이 부분적으로 루프가 정체된 Case 3와 Case 4에 대해서도 유사하게 나타났다. 그리고 부분적으로 루프가 정체되는 Case 2, 3, 4에 대한 해석 결과인 그림 10, 11 및 12를 비교하면 정체되지 않은 루프 쪽의 냉각재 유속이 증가함에 따라 정체된 루프 쪽 압력용기 하향유로 벨트라인 부위의 온도 역시 증가하고 있는 것을 확인할 수 있다. 이러한 현상은 표 4에서 보다 정확하게 확인할 수 있다. 예를 들면, 유량이 99.80Kg/sec(Case 2), 149.70Kg/sec(Case 3) 및 199.60Kg/sec(Case 4)로 증가함에 따라 열성층이 발생한 루프 쪽 저온관 직하부 'd' 부위의 최종 온도는 149.9°C, 155.3°C 및 157.1°C로 조금씩 증가하는 것으로 계산되었다. 이러한 결과로부터 정체되지 않은 루프 쪽의 유속이 증가함에 따라 정체된 루프 쪽에서 형성된 열성층 현상은 압력용기 하향유로에서 더 많이 해소되는 것을 알 수 있다. 또한 부분적으로 루프가 정체된 Case 2, 3, 4의 경우 정체된 루프 쪽 압력용기 하향유로 'd' 부위의 온도는 다른 부위(a, b, c)에 비해 온도가 더 많이(약 55~63°C) 저하된 것을 알 수 있다. 이러한 사실을 종합해 볼 때 부분적으로 냉각재 루프가 정체되는 경우 정체되지 않은 루프의 빠른 유동이 반대쪽 루프에도 영향을 미치지만 열성층 현상을 근본적으로 제거할 수는 없는 것으로 확인되었다. 이러한 현상은 저온관으로 주입된 냉각재가 대칭 형태인 압력용기 하향유로 벽면을 따라 반대쪽 루프에 영향을 미치기 때문인 것으로 판단된다.

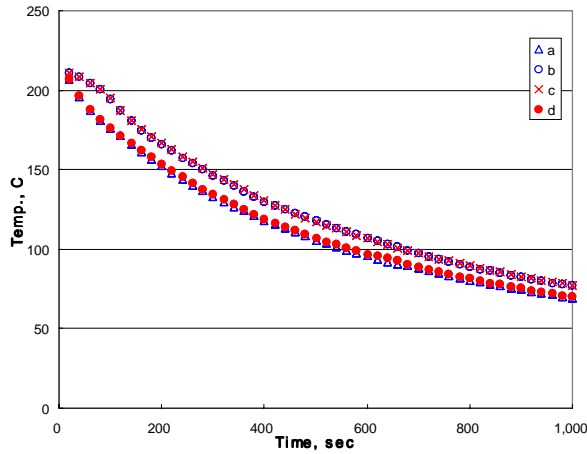


그림 9. 전체루프 정체인 경우의 압력용기 하향유로 온도변화(Case 1)

\* a, b, c, d : 그림 6 참조

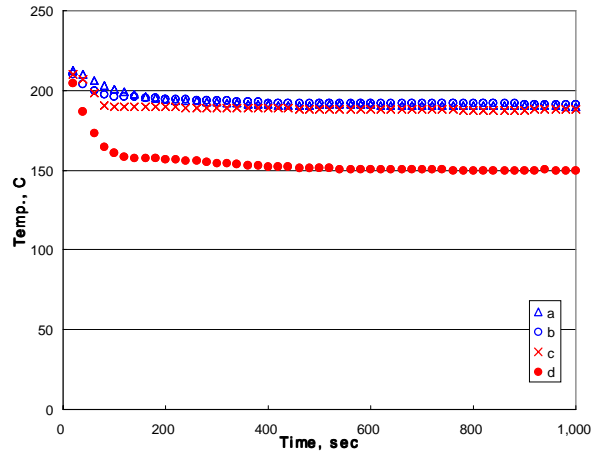


그림 10. 루프 부분정체인 경우의 압력용기 하향유로 온도변화(Case 2)

\* a, b, c, d : 그림 7 참조

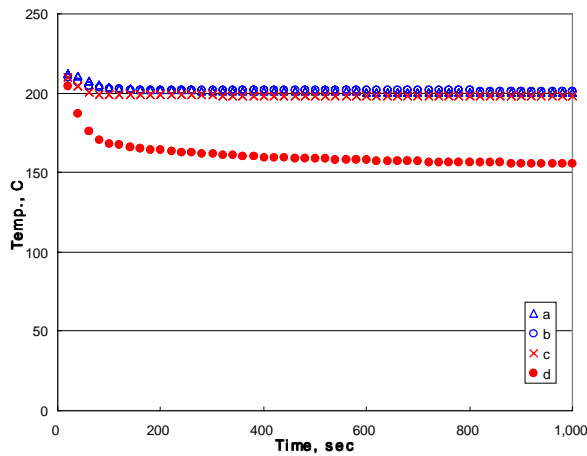


그림 11. 루프 부분정체인 경우의 압력용기 하향유로 온도변화(Case 3)

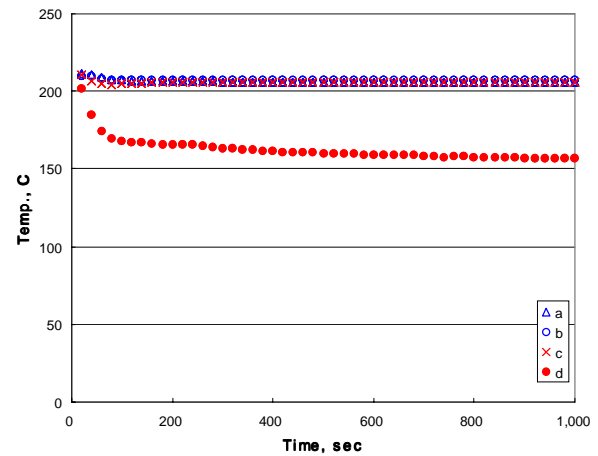


그림 12. 전체루프 정체인 경우의 압력용기 하향유로 온도변화(Case 4)

표 4. 해석결과 비교

유동특성	Case	부위	초기 온도, °C	최종 온도, °C	온도차, °C (초기-최종)
전체루프 정체	1	a	212.39	69.17	143.22
		b	212.39	76.77	135.62
		c	212.39	77.26	135.13
		d	212.39	70.08	143.31
루프 부분정체	2	a	212.39	190.00	22.39
		b	212.39	191.50	20.89
		c	212.39	188.20	24.19
		d	212.39	149.90	62.49
	3	a	212.39	200.50	11.89
		b	212.39	201.50	10.89
		c	212.39	198.10	14.29
		d	212.39	155.30	57.09
	4	a	212.39	205.90	6.49
		b	212.39	207.10	5.29
		c	212.39	205.60	6.79
		d	212.39	157.10	55.29



#### 4. 결론

본 고에서는 원전 설계기준 사고 발생시 저온의 안전주입수가 원자로 냉각재 저온관으로 주입되어 원자로 냉각재 루프가 부분적으로 정체될 경우, 정체되지 않은 반대 쪽 루프의 빠른 유속으로 인하여 정체된 루프 쪽의 열성층 현상을 분석할 수 있는 해석모델을 개발하고 몇 가지 경우에 대하여 수행한 열유동 혼합해석 결과를 제시하였다. 해석모델은 PHOENICS 코드를 사용하여 개발하였으며, 해석모델 검증을 위하여 CREARE May 105 실험결과와 PHOENICS 코드로 해석한 결과를 비교하였다.

유동혼합 해석은 전체 루프가 정체된 경우와 한 쪽 루프만 정체되는 세 가지 경우로서 모두 네 가지 경우에 대하여 수행하였다. 해석결과, 전체 루프가 정체된 경우의 압력용기 벨트라인 부위의 원자로 냉각재 온도는 루프 A, B 모두 지수함수적으로 감소하는 것으로 나타났다. 반면, 부분적으로 루프가 정체된 경우에는 열성층 현상이 발생된 루프 쪽의 저온관 직하부(압력용기 하향유로 벨트라인 부위)에서의 온도만 다른 부위에 비해 55~63℃ 정도 더 낮고 나머지 부위에서는 완전히 혼합되는 것으로 나타났다. 또한 정체되지 않은 루프 쪽의 유속이 증가할수록 정체된 루프 쪽의 온도가 점차 증가되었다는 사실로부터 정체되지 않은 쪽의 유동이 반대 쪽 루프에 영향을 미치고 있음을 알 수 있다.

따라서 냉각재 루프가 부분적으로 정체되는 경우에는 정체되지 않은 쪽 루프의 빠른 유동이 정체된 루프 쪽 하향유로에서 형성되는 열성층 현상에 어느 정도는 영향을 미치지만 근본적으로 제거할 수는 없는 것으로 확인되었다.

#### 참고문헌

1. D. L. Selby et al., 1985, "Pressurized Thermal Shock Evaluation of the H. B. Robinson Unit 2 Nuclear Power Plant", Oak Ridge National Laboratory, NRC Report NUREG/CR-4183(ORNL/TM-9567).
2. D. L. Selby et al., 1985, "Pressurized Thermal Shock Evaluation of the Calvert Cliffs Unit 1 Nuclear Power Plant", Oak Ridge National Laboratory, USNRC Report NUREG/CR-4022 (ORNL/TM-9408).
3. D. Lunsford et al., 1984. "Analysis of Fluid Mixing in the Cold Leg and Downcomer of a C-E Plant During a Steam Line Break Transient", NSAC-66.
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", Division of Systems Research Office of Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5677.