

## MELCOR전산코드를 이용한 증기분사기 모델평가

### Evaluation of Sparger Heat Transfer Module in MELCOR Code

최영, 김동하, 조석, 조성원\*, 김희동

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

\*한국방사선기술연구소

요 약

IRWST의 증기분사기(Sparger)에 대한 기존 열수력 모델의 적용 타당성을 평가하였다. 먼저 MELCOR에서 사용하는 수조내 수증기응축모델(Bubble Physics)를 검토하였으며, 모델의 타당성을 검증하기 위하여 원자로 배수탱크를 모의한 소형 실험 결과와 비교하였다. 그 결과, MELCOR에서 모의하는 증기분사기를 통한 열전달 기본모델이 증기분사에 따른 응축 효과를 잘 모의하고 있는 것으로 판단하였다. 또한 APR1400에서의 소내정전 사고시, IRWST거동해석을 통하여 증기분사기의 열전달효과와 수소농도를 검토하였다.

#### Abstract

The existing heat transfer model through the sparger was examined and compared against the experimental data for the reactor drain tank using MELCOR. The amount of steam condensed under water was well agreed each other. Furthermore, the sparger heat transfer module was applied to APR1400. The hydrogen concentration as well as heat transfer behavior in IRWST during the station blackout sequence was examined with this model.

#### 1. 서 론

차세대원전에서는 설계기준 초과사고 시 방출되는 증기를 격납건물 내 재장전수 탱크 (IRWST) 내부에서 효율적으로 응축시키기 위해 증기분사기 (Sparger)가 안전감압 계통 (safety depressurization system) 배관 끝에 설치되어 있다. 증기분사기를 통해 방출되는 증기 또는 이상류는 IRWST내에 존재하는 과냉각수와 직접접촉에 의해 효과적으로 응축되어 격납건물이 가압되는 것을 방지한다. 본 연구는 IRWST내에서의

증기분사기의 설치에 따른 증기응축현상의 거동을 MELCOR코드를 이용하여 평가하였다.

물/증기의 직접접촉에 의한 응축 현상은 BWR의 감압수조, PWR의 원자로 배수탱크(RDT) 또는 재장전수탱크(IRWST) 등에서 일어난다. 가동중인 BWR에는 대형의 응축수조가 설치되어 있어서 이에 대한 연구가 많이 진행되어 왔으나, PWR의 경우에는 RDT와 같은 소형의 응축탱크만이 설치되어 사용되어 왔다. 최근 ABB-CE사의 system 80+™에는 새로운 설계기준사고인 급수의 완전상실 사고에 대처하기 위하여 안전감압계통(SDS)과 함께 IRWST를 격납건물 안에 설치하도록 추진하고 있다. 또한 Westinghouse사의 AP600[1]에는 자동감압계통(ADS)과 함께 IRWST를 설치하도록 하고 있다.

ABB-ATOM에서는 70년대부터 증기분사기의 형태나 위치 또는 응축탱크의 형상에 대한 많은 연구가 진행되어 왔다. 그러나 연구의 초점은 주로 증기의 응축과 이로 인한 진동이 구조물에 주는 영향이었다. IRWST와 같은 대용량 수조로의 방출은 증기의 응축을 위한 수조 내 물의 양이나 증기분사기의 깊이가 충분히 보장될 수 있으므로 수조의 설계에는 응축현상이 큰 의미가 없을 수 있으나, RDT와 같은 제한된 크기의 응축탱크의 경우에는 운전 중 응축탱크를 가압시키지 않는 것이 중요하므로 증기분사기의 형상이나 증기의 응축과 이동현상에 대한 분석이 필요하게 된다.

그러나 열전달 또는 유체역학적인 변수에 대한 연구는 주로 소구경 배관으로 증기가 방출되는 소규모로 축소된 실험으로 얻은 결과를 바탕으로 응축현상을 분류하거나 해석하는데 한정되어 왔으며, 따라서 실제 설계에 사용될 수 있는 정도의 실험이나 분석자료는 아직 미미한 실정이다. 최근 미국, 독일, 스웨덴 등에서는 실제 규모의 실험을 통하여 증기가 방출되는 최후의 구조물인 증기분사기에 가해지는 하중과 증기의 불안정한 응축으로 인한 진동이 수조 벽면에 주는 영향을 분석하였다.

## 2. 본 론

### 가. MELCOR의 Bubble Physics 모델[2]

#### (1) Bubble Physics 모델

제어 체적 사이에 기체의 흐름이 있고, 기체의 유로가 제어 체적의 수면 아래에 위치해

있는 경우, 기체는 제어체적의 수조를 통하여 냉각수와 반응하고, 응축되거나 대기로 방출된다. MELCOR 전산 코드는 이와 같이 수조 안에서의 발생하는 기포와 수조 안에서의 열수력 거동을 모사하기 위해 bubble physics를 사용하며, 사용자는 열 및 응축/증발 현상을 고려한 매개변수 모델을 입력으로 선택하여 이러한 현상을 다룰 수 있다. 만일 이 모델을 선택하지 않으면 코드는 유로의 위치가 수면보다 낮게 입력되어 있어도, 마치 수면 위로 연결된 것처럼 판단하여 제어체적의 상부 기체와 바로 연결하도록 모델 되어 있다. 이 열수력 모델과는 별도로 수조 안에서의 핵분열생성물의 정화 현상 (scrubbing)은 RN 팩키지의 SPARC90 모델을 이용하여 고려된다.

Bubble physics 모델은 수조로 주입되는 기체가 다수의 기포를 형성하며, 수조의 물과 열 균형을 이루고, 국부조건에서 포화 상태에 도달하는 과정을 모의한다. 이 기포들은 수조 안에 머물지 않으며, 기포로 인한 수위의 상승도 고려하지 않도록 모델되어 있다. 이 과정 중의 가장 중요한 변수인 질량 및 에너지 교환 효율 ( $\epsilon$ )은 서로 독립적인 두 변수인, 수조 내 기포의 수직 상승 거리와 수조의 아냉각 (subcooling of the pool) 온도에 의해 결정된다.

유로의 위치와 연관된 효율,  $\epsilon_z$ ,는

$$e_z = \frac{\Delta_z - C4405(1)}{C4405(2) * D_{bubble}}$$

로 정의되며,  $\Delta_z$ 는 기포의 수조 안에서의 상승 거리를, C4405(1)은 기포가 깨지지 않고 상승하는 가상 거리 (minimum rise distance)를 나타내며 기본 값은 0.01m로, 기포가 수조의 수면 밑으로 주입되어 처음 1cm 상승할 때까지는 기포는 수조 안의 물과 반응하지 않도록 가정되어 있다. 분모 항목의 C4405(2)는 rise scale로, 1.0을 기본 값으로 사용하고,  $D_{bubble}$ 은 기포의 직경을 의미하며, 보통 유로 관의 직경을 사용한다. 따라서,  $\epsilon_z$ 의 값의 범위는 기포의 상승 거리가 1 cm 보다 작은 경우의 0.0부터  $D_{bubble} + 1$  cm보다 큰 경우의 1.0으로 제한된다. C4405값들은 민감도 상수 값으로 사용자가 입력으로 변경할 수 있는 값이다.

수조의 온도와 관련된 효율,  $\epsilon_T$ ,는

$$e_T = \frac{\Delta_T - C4405(3)}{C4405(4)}$$

로 정의되며,  $\Delta_T$ 는 유로 출구의 압력에서의 포화 온도 ( $T_{sat}$ )와 수조의 그 위치에서의 물 온도와의 차이 (K)를 나타내며, C4405(3)은 minimum subcooling을 나타내는 민감도 변수로 기본 값은 0.1 K이다. 즉, 아냉각 정도가 0.1 K보다 큰 경우에만 온도에 의한 응

축 현상을 고려한다. C4405(4)는 Subcooling scale을 나타내는 변수로 기본 값은 5 K를 사용한다. 따라서, 기본 값을 사용하는 경우 아냉각 정도가 5.1 K (C4405(3) + C4405(4)) 이상이면 최대한 온도 효과가 반영됨을 의미한다.  $\epsilon_z$ 와 마찬가지로  $\epsilon_T$ 는 0과 1 사이의 값을 가지며, C4405는 민감도 상수이다.

MELCOR 코드에서 적용하고 있는 전체 효율,  $\epsilon$ ,는

$$\epsilon = \epsilon_z * \epsilon_T$$

로 두 효율의 곱으로 정의하여 사용한다.

## (2) 응축성 기체와 비응축성 기체에서의 적용

기포 안에 수증기 (water vapor)와 물 입자 (suspended water droplet, fog)가 포함되어 있는 경우 수증기의  $\epsilon$ 에 해당하는 분율만큼 수조 안에서 반응하여 응축된다고 가정하며, 같은 비율만큼 물 입자의 응축을 고려한다. 즉, 응축된 부분은 수조 안의 냉각수에 더해지며, 남은 부분은 수조 위의 대기로 이송되며, 이 경우 이송 물질의 온도 변화는 없다고 가정한다. 따라서, 기포의 상승 길이와 아냉각 정도가 적당하면 수조로 주입된 모든 응축성 기체는 수조에서 모두 응축된다.

비응축성 기체가 있으면, 기포 상승 길이와 아냉각 정도가 충분하다 할지라도 기포 안의 비응축성 기체는 전부 수조의 상부 대기로 이송되며, 이 때 상부로 이송되는 기체의 온도는 수조 냉각수의 온도를 갖는다.

## 나. MELCOR를 이용한 증기분사기 열전달모델 평가

현재의 MELCOR모델은 증기분사기형상에 따른 특성에 관한 모델은 고려되어있지 않으나 단순히 junction이 수면 아래로 연결되었을 경우에 대하여 junction으로부터 수면까지의 거리와 냉각수 온도에 따라 응축 효율을 정하는 모델을 사용하고 있다. 따라서, 증기분사기를 통해 수증기가 방출되는 경우 보다 열전달이 잘 될 것으로 추측하며, 이에 대한 실험 결과를 입수하여 MELCOR 결과와 비교하여 실험 결과를 잘 모의할 수 있는지를 판단하고자한다.

### (1) RDT 증기분사기의 실험모의/ 해석

### (가) 원자로배수탱크 (RDT) 실험

MELCOR를 이용한 증기분사기의 성능평가대상으로 채택한 (RDT) 실험은 KAERI에서 수행하여 온 주요 AP1400의 실증실험 중의 하나이다[3]. 채택한 실험은 ‘증기분사기 형상에 따른 응축효과 실험’으로서, 증기분사기의 형상에 따라 달라지는 증기분출에 따른 수조 내부의 온도 및 압력변화를 측정하고, 분사기의 형상에 따른 결과를 서로 비교함으로써, 증기분사기 형태가 응축현상에 미치는 영향을 고찰하고 이로부터 증기분사기 및 RDT의 설계자료를 도출하고자 목적으로 수행한 실험이다. 증기분사기의 형상 (3종류)에 따라 달라지는 증기분출 양식에 따른 수조 내부의 온도변화와 수조벽면에서의 압력을 측정하며, 증기분사기의 형상에 따른 결과를 서로 비교함으로써 증기분사기 형태가 응축현상에 미치는 영향을 고찰하였다.

원자로 배수탱크의 실험장치는 그림1에 나타나있고 모의조건은 다음과 같다.

- RDT tank : 길이 1.5 m, 직경 1 m
- 수조수위 : Tank 바닥에서 86 cm위에 위치
- 증기분사기 위치 : TANK 중앙 (바닥에서 50 cm 위에 위치)
- 증기발생기압력 : 최대 10기압
- 증기분사기 배출 면적 (opening area) :  $4.2411 \times 10^{-4} \text{m}^2$
- 증기분사기 1개의 hole의 직경 : 3mm
- 증기분사기 hole의 개수 : 60
- 증기배관면적 (Pipe Area) :  $4.9087 \times 10^{-4} \text{m}^2$
- 증기의 평균 유량 : 280 ~ 300kg/hr

RDT 안에서의 온도 및 압력거동실험결과는 그림2에 정리되어있다. 게이지 압력은 진동이 많긴 하지만 0부터 시작하여 약 275kPa(g)까지 포물선 모양으로 증가하며, 온도는 Thermocouple 2개의 측정장치가 0. 부터 100. C까지 거의 선형으로 증가함을 보여준다. RDT로 주입되는 수증기량은 약간의 유동이 있지만 310-335kg/hr로 거의 일정하게 나타나 있다.

### (나) 실험결과해석

MELCOR 전산코드를 이용하여 수증기 응축으로 인한 응축효과 및 원자로 배수탱크 (RDT) 내 온도 및 압력을 모의하였고, 실험자료와의 비교결과를 기술하였다. 실험모의를 위해서 증기발생기와 RDT를 각각 CV500과 CV812의 제어체적으로 모의하였고, 증기

제어를 위한 증기유로와 밸브를 모사하였다. 우선적으로 맞추어야 할 중요한 압력변수는 RDT로 유입되는 증기 유량이다. 그림2에서처럼 일정 증기량을 주입하기 위하여 증기발생기와 RDT사이에 제어밸브 (FL522V)를 정의하고, 개도 비율 (opening fraction)을 유량에 따라 조정함으로 증기량을 일정하도록 하였다.

증기발생기에서는 증기생산을 위해 전열기를 모사하였으며 또한 이때 방출된 증기발생으로 감소되는 수량은 보충하지 않는 것으로 실험 조건을 조정하였다. 코드로 모사한 증기 주입량은 약 0.095kg/sec (340 kg/hr)으로 일정함을 알 수 있다.

원자로배수탱크의 압력과 수조온도 거동변화가 그림3과 4에 각각 나타나있다. 증기발생기에서 생성된 증기가 원자로 배수탱크로 유입되는 1800초 동안에 응축효과가 뛰어나 압력은 약 225kPa(g), 온도는 97. C까지 증가하였고, 실험 자료인 그림2와 압력 및 온도 모두 유사하여, RDT 수조 안에서의 열전달효과는 기존의 MELCOR코드가 잘 예측함을 알 수 있다.

## (2) 차세대원자로 증기분사기 해석

APR-1400에서 채택하고 있는 IRWST는 안전주입계통의 작동에 충분한 냉각수를 포함하고 있을 뿐만 아니라 격납건물 내에서 응축된 물도 IRWST로 연결되어 있어 재순환 계통이 필요하지 않으며, 압력용기의 외벽냉각에 필요한 냉각수의 공급원으로 사용된다. 또한 고압사고시에 가압기를 통해 방출되는 증기를 응축시킴으로써 격납건물의 압력상승을 줄일 수 있다.

### (가) 기본입력 및 사고경위

IRWST에서의 수소거동을 해석하기 위하여 전원상실사고 후 전원회복이 이루어지지 않고, POSRV를 통한 감압도 없으며, 다만 터빈구동 보조급수 펌프에 의한 AFW가 8시간 동안 작동하는 사고경위를 선정하였다. IRWST 안에서의 수증기응축 및 비응축성기체인 수소의 격납건물의 이송을 모의하기 위하여 IRWST를 그림5에서처럼 환형 별로 8개, 높이별로 3개씩 모두 24개의 노드로 구분하였다. IRWST를 단순히 하나의 큰 노드로 구분하는 대신 이렇게 자세하게 구분한 것은 증기분사기 부근에서의 갑작스러운 증기공급원으로 인한 가열로 수증기의 일부가 응축되지 않고 IRWST상부의 대기로 전달되어 상부에서의 수소농도에 영향을 줄 수 있는지를 분석하기 위함이다.

## (나) 사고해석결과

SBO 사고에서의 주요사건 진행을 보면, APR-1400에서의 정상상태를 100 초간 확인한 후 전원이 상실되어, 원자로의 Trip, RCP의 정지 등 초기의 사고진행 후 증기발생기 2차 측의 냉각수는 41,960 초에 고갈되고, 노심의 핵연료 노출이 42,390 초에 시작된다[4]. IRWST의 열수력과 수소거동의 분석을 위해 계산은 압력용기의 하부헤드가 파손되기 직 전인 70,000 초까지 수행하였다. 약 58,000초 부근에서 Loop seal water가 노심으로 유입, 증발되면서 압력과 방출률이 크게 증가하며, 73,200 초 부근에 압력용기 하부의 파손이 일어난다.

격납건물의 압력 및 IRWST의 위치에 따른 압력이 그림6에 나타나있다. IRWST 내 (CV923, CV953, CV993)의 압력 분포는 노드 위치에 관계없이 동일하며, 격납건물 (Upper plenum, Annulus)의 압력은 5kPa (damper의 작동 설정압력) 정도 낮지만 동일한 양상을 보이고 있다. POSRV를 통해 1차 계통으로부터 뜨거운 기체가 IRWST로 유입되면 수소 및 수증기 일부가 격납건물로 방출되고, 특히 수증기의 유입이 급격한 순간에는 많은 양의 수증기가 격납건물로 방출된다. 그러나 상부로 이동한 수증기량은 매우 적어 상대적으로 적어 IRWST 및 격납건물의 열수력거동에 크게 영향을 미치지 못한 것으로 판단된다.

그림7에서는 IRWST 중간부분의 냉각수의 온도를 보여주고 있다. 가압기를 통해 기체가 증기분사기로 유입되는 초반 (43,200 - 50,000 초)에는 증기분사기가 있는 제어체적 (922, 982)의 냉각수 온도가 증기분사기가 없는 다른 곳 (952, 962)보다 높게 나타나지만, 시간이 경과하면서 전반적으로 모두 동일한 온도를 보이고 있다. IRWST 내 냉각수 온도는 증기분사기의 유무와 거리에 따라 큰 차이를 보일 것으로 예상하였으나 전체적으로 혼합이 잘 이루어져 전반적으로 위치에 따른 온도 차이가 거의 없었다.

증기분사기를 통해 주입되는 수증기는 대부분이 IRWST의 냉각수에 응축되는데, 46,000 초에서 51,000초 사이와 58,000 초에서 일부가 IRWST 상부로 이송됨을 알 수 있다. 이는 IRWST의 노드를 24개로 작게 나눔으로 인해 증기분사기가 위치한 노드에서의 국부 냉각수가 포화온도에 도달하기 때문으로 분석된다 (그림7 참조). 비응축성 기체인 수소는 1차 계통에서의 주입 조건에 따라 IRWST 상부로 전부 이송되며, 상부에서의 수소 농도는 70%에서 30% 까지 분포됨을 알 수 있다. 시간에 따라 감소되는 이유는 IRWST의 압력 상승으로 damper가 손상되어 격납건물 대기로 수소가 이송되기 때문이다. 수증기

가 IRWST 상부로 이송되는 58,000 초 부근에는 수소 농도가 감소하긴 하지만 여전히 수소 폭발 가능 조건을 만족함을 알 수 있다.

### 3. 결 론

MELCOR에서 수증기 응축 모델로 사용하고 있는 bubble physics 모델을 검토하고, APR1400의 IRWST에 설치되어 있는 증기분사기에 적용하였다. 먼저 적용성 여부를 판단하기 위하여, 소형의 원자로배수탱크 (RDT)에서의 증기분사에 따른 응축효과를 MELCOR 코드를 이용하여 분석하였다. 해석결과에서 알 수 있듯이 RDT 수조온도와 압력이 실험결과와 유사하여, MELCOR의 응축 모델이 효과적으로 수증기의 거동을 잘 모의하고 있는 것으로 판단된다. 그러나, 대형 수조에서의 국부적인 응축 조건에서도 코드가 예측하고 있듯이 온도 분포가 차이가 없는지는 sparger를 이용한 대형 실험 결과나 상세 해석 코드를 통한 세밀한 검토가 필요하다.

### 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발중장기사업의 일환으로 수행되었습니다.

### 참고문헌

- [1] Westinghouse Electric Corporation, "AP-600 Standard Safety Analysis Report ," June, 1982.
- [2] "MELCOR 1.8.4 Computer Code Reference Manuals ," NUREG/CR-6119, SAND97-2398, Vol. 2, Rev. 1, CVH/FL Package Reference Manual, July, 1997.
- [3] "원자로 배수탱크내의 열수력 현상실험," KAERI/TR-961/98, Jan. , 1997.
- [4] "MELCOR 코드를 이용한 차세대 원자로의 TMLB' 및 LOCA사고해석", KAERI/TR-1677/2000, 2000.



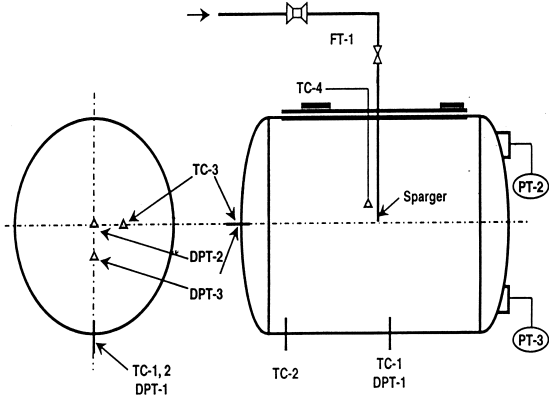


그림1. RDT실험장치의 측면도

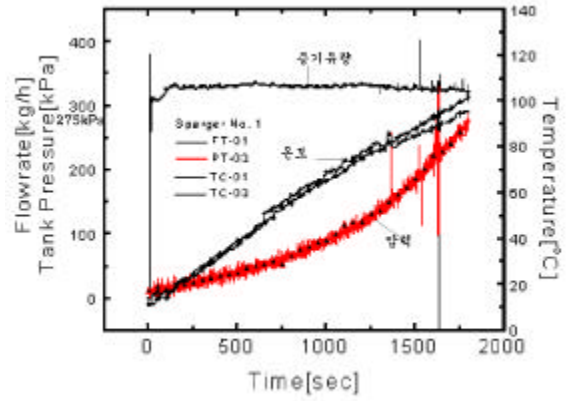


그림2. RDT탱크에서의 압력 및 온도거동 실험자료

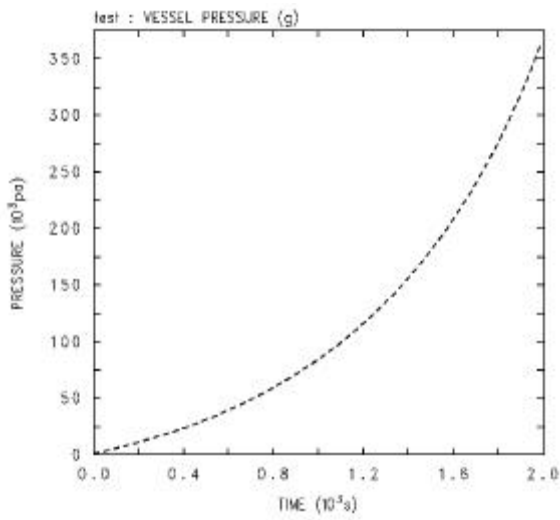


그림3. RDT탱크의 압력거동 해석결과

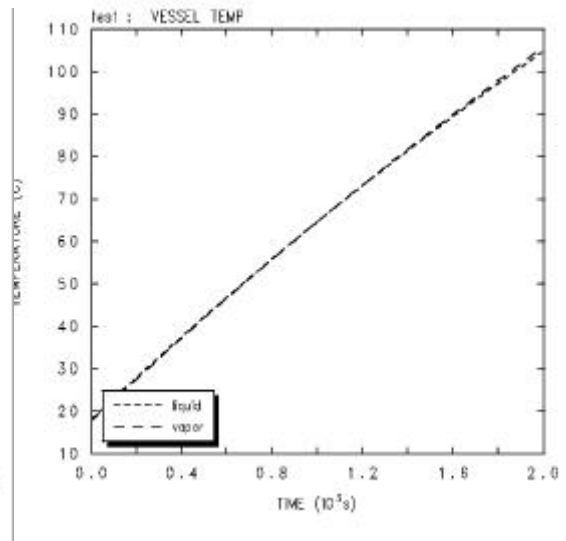
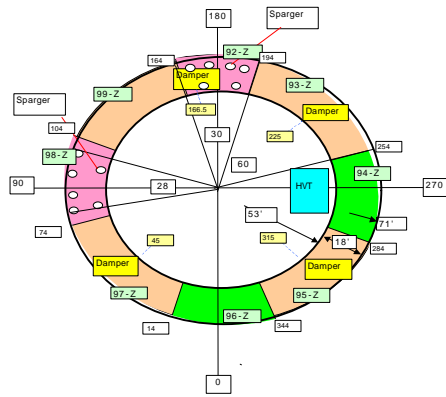
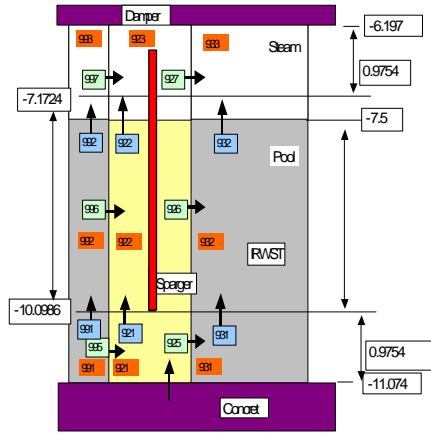


그림4. RDT탱크의 온도거동



a) 환형에 따른 구분



b) IRWST의 높이에 따른 구분

그림5. IRWST Nodalization Scheme

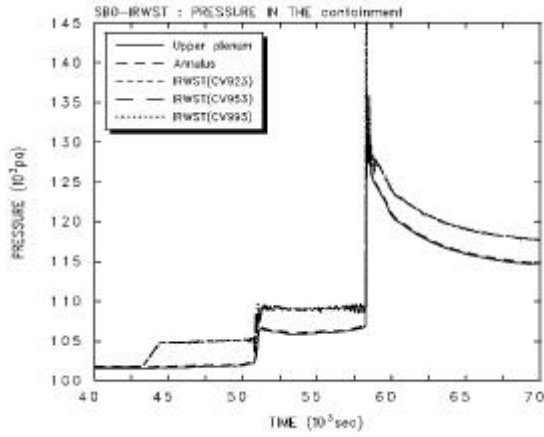


그림 6. 격납건물/IRWST 내의 압력 변화

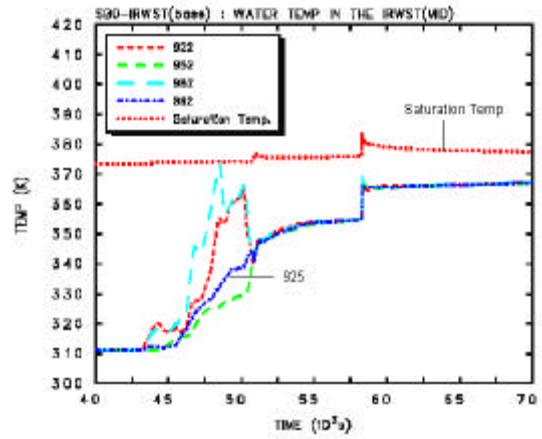


그림7. IRWST 내 중간부분의 온도 변화