

## TRAC-M/F77 코드를 이용한 차세대원자로 대형냉각재 상실사고 최적평가

### The Best Estimate Large Break Loss of Coolant Accident Analysis using TRAC-M/F77 for KNGR

김한곤  
전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

차세대원자로는 발전소의 안전성과 경제성을 향상시키기 위해 독립적인 4계열의 안전주입계통을 채택하였으며, 안전주입수가 원자로용기에 직접 주입되는 DVI (Direct Vessel Injection) 방식을 채택하고 있다. DVI 방식의 채택에 의해 LBLOCA시 기존의 저온관 주입 방식에 비해 복잡한 현상이 강수관 내에서 발생할 수 있으므로, 이러한 현상 및 이에 의한 KNGR SIS의 성능에 대한 최적 평가의 필요성이 대두되었다. 따라서 본 논문에서는 TRAC 코드를 이용하여 ECC Bypass 및 증기응축 현상이 LBLOCA의 사고 전개과정 및 결과에 미치는 영향을 평가하였다. 평가 결과, 강수관내에서의 증기 응축 및 ECC 우회 현상 등이 Core Reflood를 방해하는 요인으로 작용하나, 전체적으로는 충분한 여유를 가지고 있는 것으로 평가되었다.

#### Abstract

KNGR adopted independent four train safety injection system which injects water into the downcomer directly through the DVI line in order to enhance safety, economics, and operability. By the adoption of DVI, more complicate phenomena, compared to current cold leg injection plant, can be occurred in the downcomer during LBLOCA. Therefore, in this paper, the effect of ECC bypass and steam condensation during LBLOCA is evaluated. As the results, KNGR DVI design has sufficient margin although ECC bypass and steam condensation make some negative effect to core reflood.

#### 1. 개 요

차세대원자로 (KNGR)은 기존원전과 달리 발전소의 안전성, 경제성 및 운전성을 향상시키기 위해 <그림 1>에서와 같이 독립적인 4계열의 안전주입계통 (SIS)을 채택하였으며, 안전

주입수가 원자로용기에 직접 주입되는 DVI (Direct Vessel Injection) 방식을 채택하고 있고, 소요 수원을 IRWST로 단일화하였다. [1] 이러한 안전주입계통을 채택함으로써 예상되는 장점은 다음과 같다. 첫째, 독립적인 4계열을 채택함으로써 LOCA를 비롯한 사고시 사고대응력이 크게 향상된다. 둘째, 원자로 용기로 직접 주입되므로 대형냉각재상실사고 (LBLOCA) 시 파단된 저온관을 통한 냉각수 유실이 없어 냉각수를 효율적으로 사용할 수 있어 저온관 주입방식을 채택하고 있는 기존원전의 저압안전주입펌프의 제거가 가능하다. 이러한 제거는 SIS와 안전정지계통 (SCS)의 기능분리를 가능하게 하여 SIS의 시험 및 보수를 단순화 할 수 있다. 셋째, 수원이 IRWST로 단일화됨으로써 기존원전의 재순환모드가 제거되어 사고시 운전을 단순화 할 수 있다. 넷째, 안전주입탱크 (SIT)내 Fluidic Device를 설치함으로써 SIT에서 주입되는 냉각수를 효율적으로 사용할 수 있다.

반면에 KNGR과 같이 주입되는 위치가 저온관 상부 또는 저온관 근처에 있을 경우, LBLOCA시 주입수의 일부가 건전한 저온관에서 파단된 저온관을 통해 흐르는 증기에 Entrain 또는 Off-take되어 냉각에 사용되지 못하고 우회 (Bypass) 방출될 수 있음이 International 2D/3D Program의 일환으로 수행된 UPTF (Upper Plenum Test Facility) 실험에서 관찰되었다. [2, 3] 실규모의 실험장치인 UPTF 실험의 결과로 얻어진 ECC Bypass에 대한 US NRC의 주요 결론은 다음과 같다 : 첫째, 기존의 10CFR50 Appendix K에 따른 Evaluation Model에 기초한 해석 방법이 충분히 보수적이다. 둘째, TRAC-PF1/Mod2 코드가 ECC Bypass 현상을 성공적으로 평가하였다. [4]

US NRC의 첫 번째 결론에 따르면, KNGR의 DVI가 LBLOCA에 미치는 영향은 크지 않을 것으로 예상되나, 안전주입수의 주입위치가 저온관 상부에 있는 경우 기존의 저온관 주입 방식에 비해 복잡한 현상이 강수관 내에서 발생할 수 있으므로, 이러한 현상 및 이에 의한 KNGR SIS의 성능에 대한 최적 평가의 필요성이 대두되었다. 따라서 본 논문에서는 International 2D/3D Program을 통해 ECC Bypass 현상에 대한 모사능력이 검증된 TRAC 코드를 이용하여 ECC Bypass가 LBLOCA의 사고 전개과정 및 결과에 미치는 영향을 평가하고자 한다.

## 2. TRAC 모델

KNGR의 TRAC 모델은 90개의 Hydrodynamic Component와 74개의 Component간 Junction 및 29개의 Heat Structure Component로 구성되어 있다. [5, 6]

원자로 용기는 <그림 2>에서와 같이 2개의 Radial Ring, 6개의 Azimuthal Sector, 및 15개의 Axial level을 갖는 3차원 Cylindrical 공간 내에 모델링되어 있다. 반경 방향으로는 Barrel이 위치한 부분까지가 Ring 1으로 모델 되었으며, Barrel부터 원자로 용기 외벽까지가 Ring 2로 모델 되었다. Azimuthal 방향으로는 <그림 2>에서 보듯이 2개의 고온관과 4개의 저온관이 별개의 Cell로 구분되도록 나누었다. 그림에서 안전주입수가 주입되는 DVI 노즐은 저온관과 Azimuthal 방향으로는 같은 Cell내에 위치하도록 모델 하였다. Axial 방향으로는 다음과 같이 모델 되었다.

- Level 1 : Lower Head 및 Flow Skirt가 위치한 Lower Plenum
- Level 2 : Lower Plenum 및 Inactive Core
- Level 3 ~ 7 : Active Core
- Level 9 : Fuel Alignment Plate

- Level 10 : Upper Plenum, 고온관 및 저온관
- Level 12 : DVI 주입 노즐
- Level 3 ~ 13 : 강수관
- Level 11 ~ 15 : Upper Head

이상과 같은 3차원 모델과 함께, 노심 내에서의 우회유로를 모사하기 위해 추가적인 1D Component들이 모델 되었다. 모델된 우회유로들은 노심 내에 Core Shroud를 통한 우회, 제어봉의 안내배관을 통한 우회 등이다.

원자로 용기 외의 계통들은 모두 일차원으로 모델 되었다. 원자로 용기에 하나의 SIT와 SIP로 이루어진 안전주입계통이 4곳에 연결되어 있으며, 기존 결과와의 비교를 용이하게 하기 위해 SIT내의 Fluidic Device는 모델하지 않았다. <그림 3>은 원자로냉각재계통 루프중 하나와 4 계 열의 안전주입계통 중 하나에 대한 모델을 나타낸 것이다. 현재는 저온관 'D'의 냉각재펌프 방출부가 파단된 것으로 모델 되었다. 한편, LBLOCA는 구조물의 온도가 사고 전개과정에 미치는 영향이 크므로 원자로용기 및 증기발생기에 대해서는 별도의 Heat Structure를 모델 하였다.

TRAC 코드는 RELAP과는 달리 열수력학적 현상에 영향을 주는 Average Rod와 PCT에 만 영향을 주는 Hot Rod를 별도로 모델하지 않는다. 동일한 출력을 내는 핵연료들이 6개의 Sector내에 동일하게 위치하도록 모델 되고, PCT를 모사하는 Hot Rod들은 열수력적 계산에는 영향을 주지 않도록 각 Sector내에 모델 된다.

### 3. 해석결과

본 해석은 TRAC-M/F77 version 5.5.2를 이용하여 수행되었으며, HP9000/J210 Workstation 상에서 수행되었다. 해석에 사용된 주요 가정 및 초기조건들은 대부분 KNGR 표준안전성분석보고서에서 사용한 값과 가정들을 사용하였다. 원자로 출력은 102%를 사용하였으며, 최대 선출력율은 14.0 KW/ft를 사용하였고, SIT와 SIP의 용량은 정격용량을 기준으로 해석을 수행하였다. 주요 조건 및 가정은 <표 1>에 주어져 있다. [6]

본 해석은 KNGR SSAR에서 가장 높은 PCT를 나타낸 저온관의 RCP 방출부에서의 양단 파단을 기준으로 해석을 수행하였다. 파단 시작후 시간에 따른 주요 사건들이 <표 2>에 정리되어 있다. 사고의 진행을 LBLOCA의 주요 기간별로 나누어 기술하면 다음과 같다.

#### 가. 파단시작 : 0 초

0초에 저온관의 RCP 방출부에 양단파단이 발생한다. 양단파단과 동시에 증기발생기 이차측의 급수관과 증기관이 동시에 폐쇄된다. 원자로 역시 0초에 정지되나, 제어봉 낙하시간의 시간지연 때문에 원자로출력은 102%가 유지된다. 양쪽 파단면을 통해 대기압인 격납용기로의 냉각재 방출 역시 0초에 시작되어 임계유속을 형성한다.

#### 나. Blowdown : 0 ~ 28초

펌프쪽의 파단면을 통해서는 파단 초기부터 이상 (Two Phase)의 임계유속이 형성된다. 펌프쪽의 파단면을 통해 과냉각의 임계유속이 형성되지 않는 것은 후단의 RCP에 의해 유량이 제한되기 때문이다. 반면에 원자로용기쪽의 파단면을 통해서는 초기 3~4초간은 과냉각수의 임계유속이 형성된다. 이와 함께 원자로 및 RCS 계통은 빠른 속도로 감압이 일어난다.

**<표 1> KNGR LBLOCA 초기조건 및 주요 가정**

변수 명	사용 값	비 고
원자로 출력 (MWth)	4,062.67	정격 출력(3,983)의 102%
Decay Power Curve	ANSI/ANS 1979	
가압기 압력 (Psia)	2,250	
RCS 온도 (K)	Hot: 647.6, Cold: 539.6	
첨두 선출력을 (KW/foot)	14.0	
RCS 유량 (Kg/sec)	5,247.9 / RCP	
S/G Plugging Rate (%)	0 ~ 10	
Single Failure	고려하지 않음	4대의 안전주입펌프 가동

**<표 2> KNGR LBLOCA 사고전기과정**

시 간 (초)	사 건
0	저온관 파단 (RCP 방출부 양단 파단, Dischare Coefficient = 1.0)
0	원자로 정지, RCP 정지, S/G 이차측 격리
4	Blowdown중 최대 PCT 도달 : 1,015.1 K (1,367.8°F)
13.5	SIT 주입 시작
16	Blowdown중 최소 PCT 도달 : 711.1 K (820.6°F)
23	가압기 고갈
28	최대 SIT 유량 도달 : 882.8 kg/(sec · SIT)
28	Lower Plenum 재충수 시작
34	Lower Plenum 완전충수 후 Core Reflood 시작
60	SIP 주입 시작
80	SIT내의 비응축성 기체가 SI 배관내로 방출됨으로써 SIT 고갈시작
135	SIT내의 냉각수 고갈 (유량 < 10kg/(sec · SIT))
220	원자로용기내 전체 냉각수량이 최소값에 도달.
236	Reflood 기간중 Hot Rod의 최대 PCT 도달 : 1,121.9 K (1,560.0°F)
400	PCT 발생 지점의 Hot Rod가 포화상태의 온도로 Quench됨.
482	Hot Rod의 모든 지점이 포화상태의 온도로 Quench됨.
500	계산 종료

파단후 2초후에는 원자로심은 거의 완전히 증기화되어, 핵연료 피복재 온도는 급격히 상승한다. 반면에 원자로출력은 냉각수의 증기화로 음의 반응도가 삽입되어 약 8초 후에는 0출력 상태에 도달한다. 원자로내의 증기화는 계속 진행되어 약 10초 경에는 원자로용기내부 전체가 증기화된다. 파단 초기에 발생한 증기는 Upper Plenum과 고온관을 통해 방출된다. 이 기간동안에는 증기의 유속이 형성 되므로 피복재 온도는 다소 감소하기 시작한다. 파단 7.5초 후에는 Lower Plenum이 증기화되기 시작하면서 노심내의 증기가 Upper Plenum - 고온관 보다는 Lower Plenum - 강수관을 통하여 방출되기 시작한다. 증기의 흐름이 Upper Plenum쪽에서 Lower Plenum 쪽으로 전환되면서 증기의 유속이 줄어들어 피복재 온도는 다시 상승한다. 이러한 상승은 Lower Plenum을 통한 증기방출이 본격화되면서 Upper Head내에 있던 물이 Upper Head - Upper Plenum - Core - Lower Plenum - Downcomer 를 통해 방출되면서 급격히 냉각되기 시작한다. 이러한 피복재 온도의 냉각은 증기에 의한 냉각과 Fuel - Clad간 Gap에 의한 열전달이 평형을 이루는 시점까지 진행되며, 그 이후부터는 다시 상승하기 시작한다.

파단후 13.5초 후에는 안전주입계통 배관내 압력이 SIT 압력보다 낮아져서 SIT의 물이 DVI 배관을 통해 원자로용기내로 주입된다. 주입초기에는 Lower Plenum으로부터 방출되는 빠른 증기유속에 의해 강수관으로 주입되지 못하고 저온관 상부에서 진동하며 대부분의 물은 파단된 저온관을 통해 방출된다.

#### 다. Refill : 28 ~ 34초

실질적으로 Blowdown과 Refill을 명확히 구분하기는 어렵다. Blowdown이 끝나가는 25초 부터는 Downcomer의 일부 Sector를 통해서는 ECC 주입이 일어나기 시작한다. 하지만 본격적인 Lower Plenum의 Refill이 시작되는 것은 약 28초 후이다. Refill이 진행되는 기간 중에는 파단면을 통한 냉각수의 유출은 없으며, 소량의 증기만이 방출된다. 물론 Refill 기간 중에도 PCT는 계속 상승한다.

#### 라. Reflood (SIT 주입기간) : 34 ~ 135초

이 기간 동안에 노심내에서는 다음과 같은 현상이 반복되어 발생한다.

- 과냉각수의 노심유입
- 노심내에 있던 증기와 과냉각수와 증기유속에 의한 압력 강하
- 압력강하에 따른 냉각수 유입 촉진
- 핵연료와의 열전달에 의한 증기생성 및 이에 의한 압력 상승
- 압력상승에 따른 냉각수 유입 방해

한편 강수관내에서는 저온관으로 유입된 과열증기와 DVI관으로 주입된 다량의 냉각수간의 증기유속 현상이 반복적으로 발생하여 강수관내의 압력 강하를 유발하여, 냉각수의 노심내 유입을 방해한다.

이상과 같은 현상들 때문에 노심 및 강수관에서의 냉각수 수위 및 기타 열수력적 거동은 매우 역동적이며, 핵연료의 냉각은 밑에서부터 순차적으로 이루어진다고 보다는 노심 전역에 걸쳐 냉각과 가열이 반복되게 일어난다. SIT가 고갈되기 시작하는 시점에서는 DVI를 통해 주입되는 냉각수의 양이 줄어들기 때문에 저온관에서 유입된 증기의 통로가 생기게 되고, 증기유속에 의한 영향도 현저히 줄어들어 강수관내의 압력이 급격히 상승하고, 이것이 냉각수의 노심 유입을 위한 구동력이 되어 노심 전체에 걸쳐 효과적인 냉각이 이루어진다.

또한 이 단계에서는 SIT에서 방출되는 비응축성기체가 강수관 상단에 모이게 된다. 이 비응축성 기체는 증기화 물간의 응축을 방해하고 강수관의 압력 상승을 유발하여 노심 냉각에 도움을 준다.

마. Reflood (SIP 주입기간) : 135 ~ 500초

SIT의 주입이 끝나면 SIP만의 주입으로 핵연료의 냉각이 진행된다. 이때의 냉각은 노심과 강수관내의 냉각수 수위 차에 의한 수두로 냉각수가 노심내에 유입되어 밑에서부터 Quenching이 진행된다. 본 해석의 중요한 논점중 하나가 이 기간중 주입되는 냉각수가 어느 정도 강수관으로 주입되어 핵연료의 냉각에 사용되느냐이다. 이것을 설명해주는 것이 <그림 4>의 원자로용기내 냉각수재고량에 대한 추이이다. 그림에서 보듯이 원자로용기내의 냉각수량은 220초에 최소값에 다다른다. 이 시간동안 냉각수량이 감소하는 이유는 SIT 고갈시 압력상승으로 강수관 및 노심내로 유입되었던 냉각수가 SIT 고갈 이후 압력이 감소하면서 새로운 평형상태에 도달하는 것이다. 그림에서 보듯이 평형상태에 이르고 난 이후에는 원자로용기내 냉각수량이 완만하게 상승하는 것을 알 수 있다. 이것은 SIP에 의해 주입되는 냉각수의 일부가 우회 방출되더라도, 주입되는 물의 양이 노심을 냉각하기 위해 사용되는 물의 양보다 많다는 것을 의미한다.

이 기간중 Hot Rod의 피복재 온도가 최대값에 도달한 후 감소하기 시작한다. 파단후 482초후에는 Hot Rod 전체가 포화온도 수준으로 Quenching되고 사고는 종료된다. 이 이후에는 SIP에 의한 장기냉각이 지속된다. KNGR의 경우 격납용기 셉트를 통한 재순환 모드가 없이 격납용기 셉트 - Hold Volume Tank - IRWST에 의한 냉각수 공급이 가능하다.

<그림 5>는 Hot Rod의 높이에 따른 피복재 온도를 나타낸다. 전술한 바와 같이 파단후 240초 후에 원자로용기 바닥으로부터 5.339m (Active Core 바닥으로부터는 2.8m) 높이의 위치에서 최대온도 1,121.8 K (1,560°F)를 나타내며, 이것은 허용기준인 2200°F에 비해 640°F의 여유를 가지고 있다. 계통내의 압력은 알려진 바와 같이 빠르게 감압된다. 관심이 있는 Upper Plenum 및 같은 높이의 강수관에서의 압력을 보면 <그림 6>과 같다. <그림 6.가>는 전체 사고기간중의 압력을 나타낸 것이며, <그림 6.나>는 Blowdown 이후인 25초 이후의 압력 거동을 나타낸 것이다. 그림에서 Upper Plenum (1, 3, 10)은 Ring 1, Sector 3, Level 10을 의미한다. 그림에서 보듯이 SIT 주입기간 동안 Upper Plenum 및 강수관 내에서의 상당한 압력 진동이 있음을 알 수 있다. 강수관에서의 압력진동 폭이 Upper Plenum보다 큰 이유는 강수관 내에서의 증기응축 때문인 것으로 판단된다. 100초 부근에서 압력이 급격히 상승하는 원인은 전술한 바와 같이 증기 방출 유로가 형성되고 증기 응축율이 낮아져서 증기압이 형성되는 것과 SIT내의 질소 기체가 방출되기 때문이다. 장기적으로 Upper Plenum과 강수관 사이에는 약 20KPa의 압력차가 존재한다. <그림 7>은 한 DVI 배관을 통해 주입되는 안전주입수의 총 유량을 나타낸다.

#### 4. 결론 및 향후 연구방향

본 논문에서는 TRAC-M/F77 코드를 이용한 KNGR 안전주입계통의 LBLOCA에 대한 성능 평가를 수행하였다. DVI 배관을 통해 안전주입수가 원자로 용기 강수관 상부에 직접 주입됨으로 해서 관찰되는 현상들 및 이에 대한 결과는 다음과 같다.

첫째, Blowdown 초기에 주입되는 안전주입수는 빠른 증기 유속으로 인해 강수관으로 주입되지 못하나, Blowdown이 끝나가는 시점에서는 불규칙적인 주입이 이루어진다. 이러한 현상은 Blowdown의 종료시간에 영향을 줄 수 있으나, 전체적인 해석 결과에는 큰 영향을 주지는 않는 것으로 판단된다.

둘째, SIT가 주입되는 기간동안에는 기존의 저온관 주입 방식과는 달리 강수관내에서의 증기 응축 현상이 관찰되었다. 저온관을 통해 유입되는 증기가 상부에서 주입되는 냉각수에 의해 강수관 하부에 모이고, 모인 증기는 주기적인 응축을 일으킨다. 이러한 증기 응축으로 인해 압력 강하가 발생하고 이것이 Reflooding을 방해하는 효과를 나타낸다.

셋째, SIT가 주입되는 기간동안에는 주입되는 냉각수의 일부가 증기로 인해 우회 방출된다. 그러나 장기적으로 강수관의 수위 및 노심의 수위는 회복되는 경향을 갖는다.

TRAC 코드를 이용한 KNGR LBLOCA의 성능평가 결과는 이상과 같은 DVI에 의한 다차원적 현상이 발생하고, 이러한 현상들이 Reflood의 진행을 방해하는 요인으로 작용하지만, Hot Rod의 PCT가 1,121.8 K (1,560.0°F)로 허용기준인 2,200°F에 비해 640°F의 여유를 가지고 있어, KNGR EM 계산의 보수성과 KNGR 안전주입계통의 성능을 확인할 수 있다.

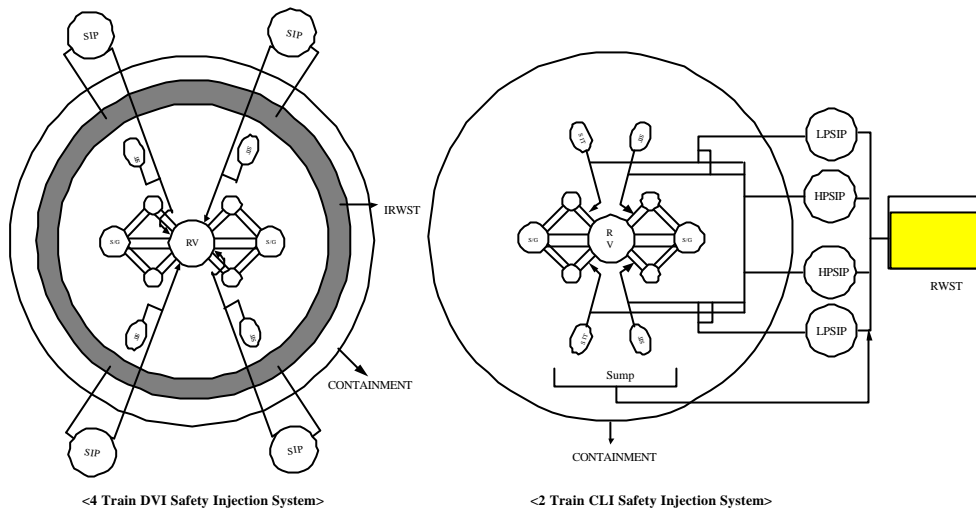
현재의 TRAC 모델은 아직 완전한 검증이 완료된 상태가 아니므로 추후 입력에 대한 충분한 검증작업이 이루어져야 하며, 최적해석모델 측면에서 다음과 같은 점이 개선되어야 한다 : 첫째, 노심내의 3차원적 거동을 보다 실질적으로 평가하기 위해서는 노심을 반경방향으로 2개 이상으로 나누는 것이 바람직하다. 현재는 3차원 모델에 따른 계산시간 때문에 노심을 반경방향으로 나누지 않았다. 둘째, 현재의 모델은 증기발생기 이차측 모델이 단순화되었거나 생략되었으나, 현상을 정확히 모사하기 위해서는 이들 모델들이 추가되어야 한다.

## Acknowledgement

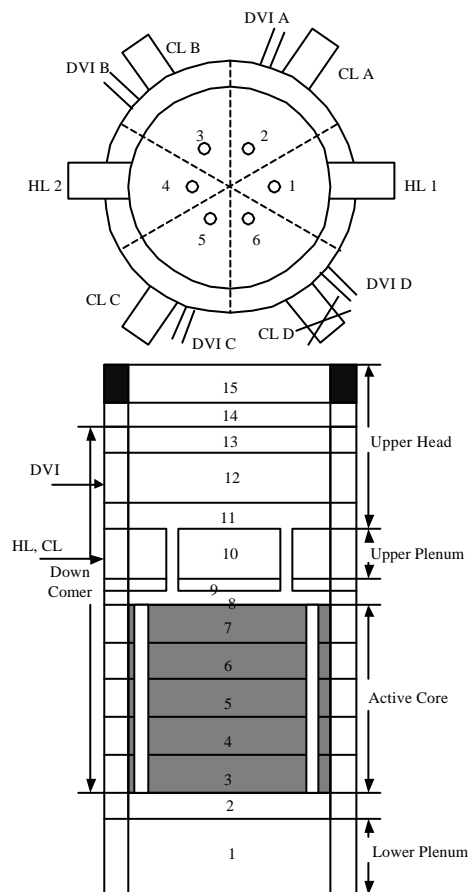
본 논문을 위한 KNGR 모델 개발에 협조해준 한국원전연료(주)의 이재훈씨와 KNGR 모델의 검토 및 개선, 해석 결과의 논의 등을 자문한 미국의 로스알라모스 국립연구소의 James F. Lime에게 감사드린다.

## 참고문헌

1. Korean Next Generation Reactor Standard Safety Analysis Report, Vol. 5, KEPSCO, Feb. 1999.
2. P. S. Damerall and J. W. Simons, "2D/3D Program Work Summary Report," NUREG/IA-0126, US NRC, June 1993.
3. P. S. Damerall and J. W. Simons, "Reactor Safety Issues Resolved by the 2D/3D Program," NUREG/IA-0127, US NRC, July 1993.
4. E. S. Beckjord, "Emergency Core Coolant Bypass in a PWR," Research Information Letter No. 166, US NRC, July 1990.
5. R. G. Steinke et al., "TRAC-PF1/Mod2 Volume II User's Guide," NUREG/CR-5673, Los Alamos National Lab., July 1993.
6. Design Parameter Lists for Plant Safety, Performance and Containment Analyses for KNGR (Rev. 00), KEPSCO/KOPEC, Feb. 1999.

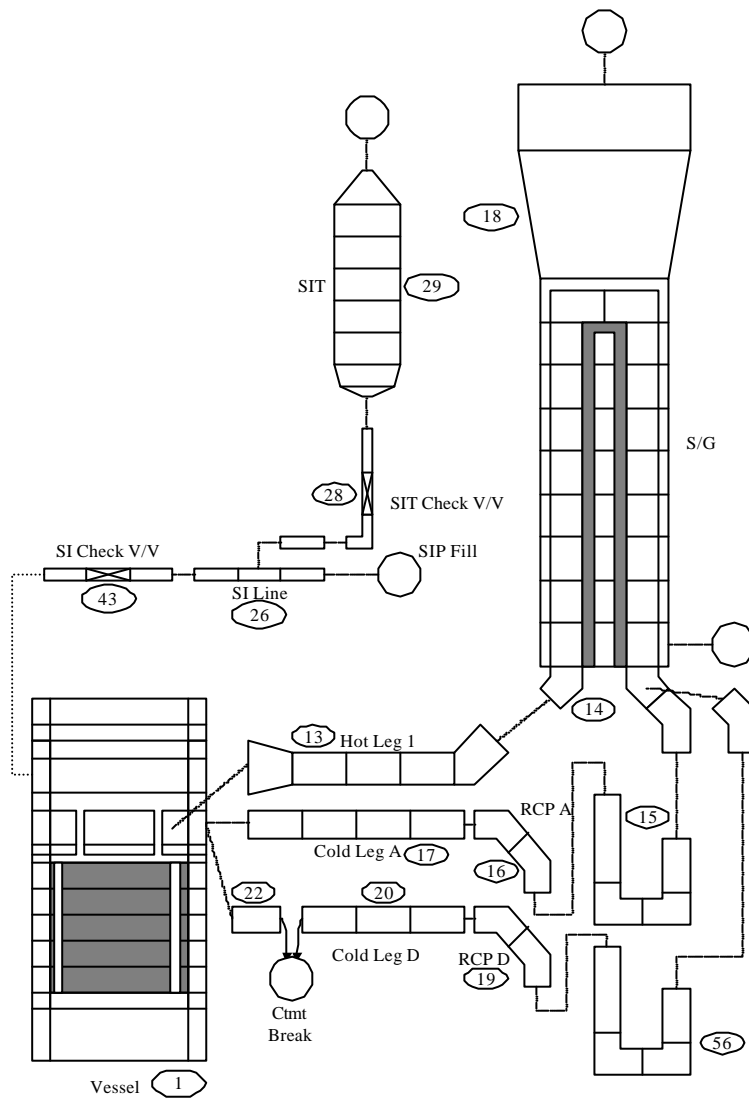


<그림 1> KNGR 과 기존원전의 SIS 비교

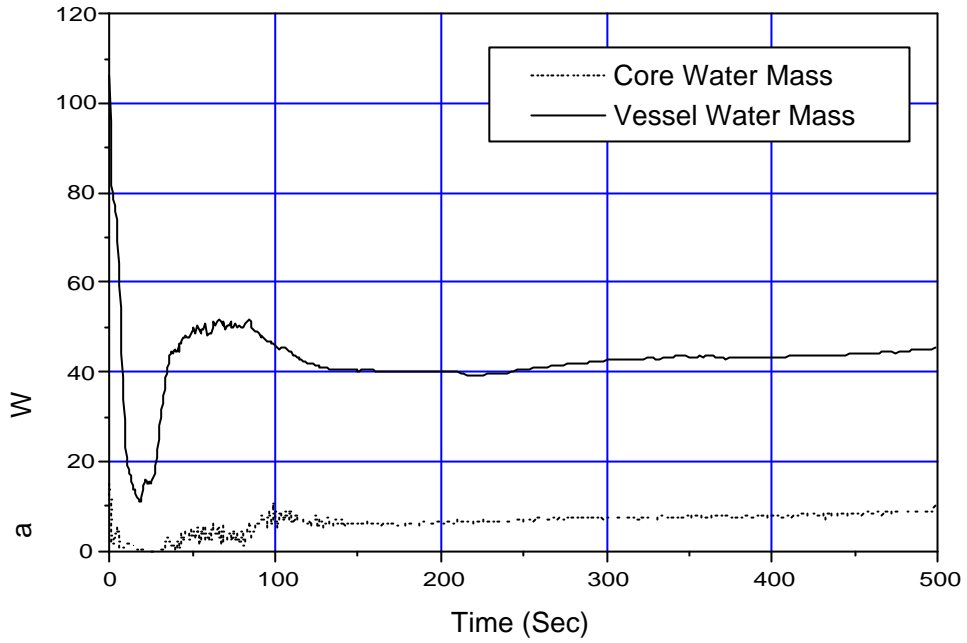


<그림 2> KNGR Vessel의 3D Modelling

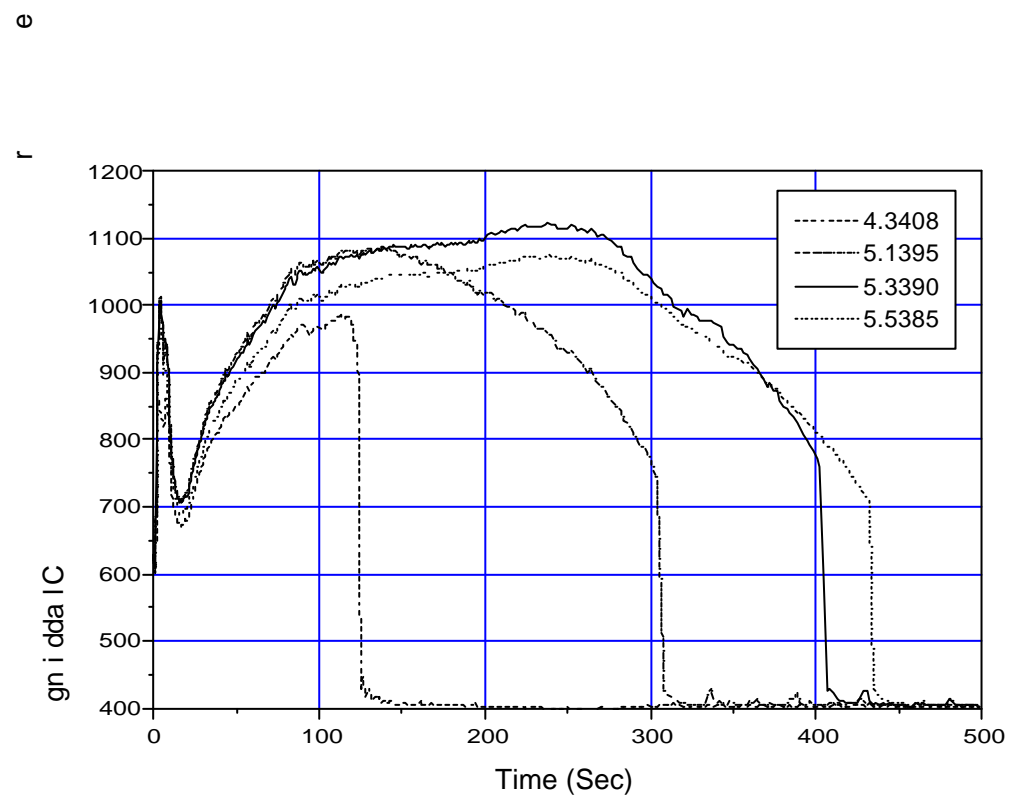




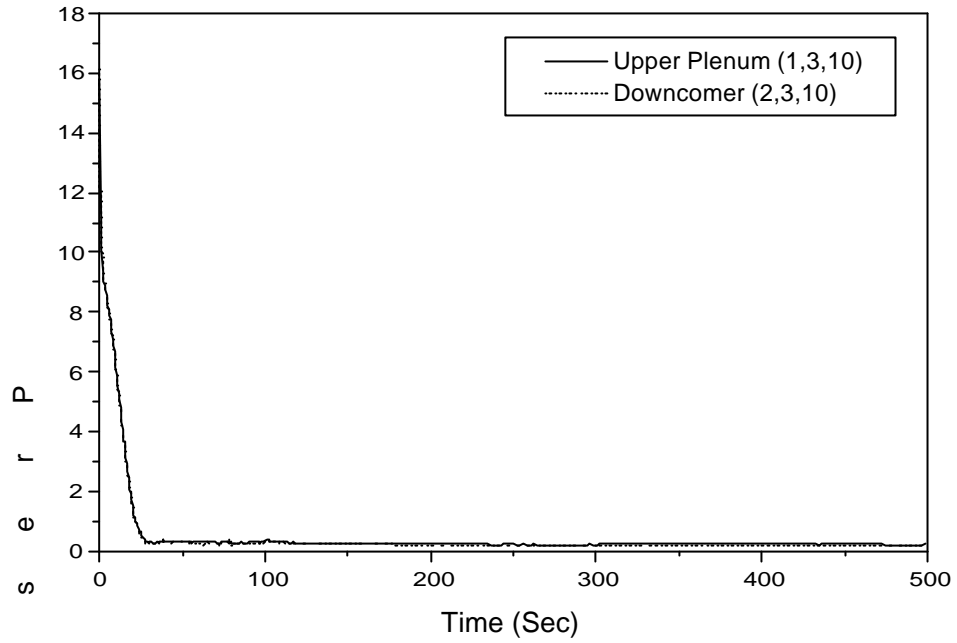
<그림 3> KNGR RCS 및 SIS 모델 다이어그램



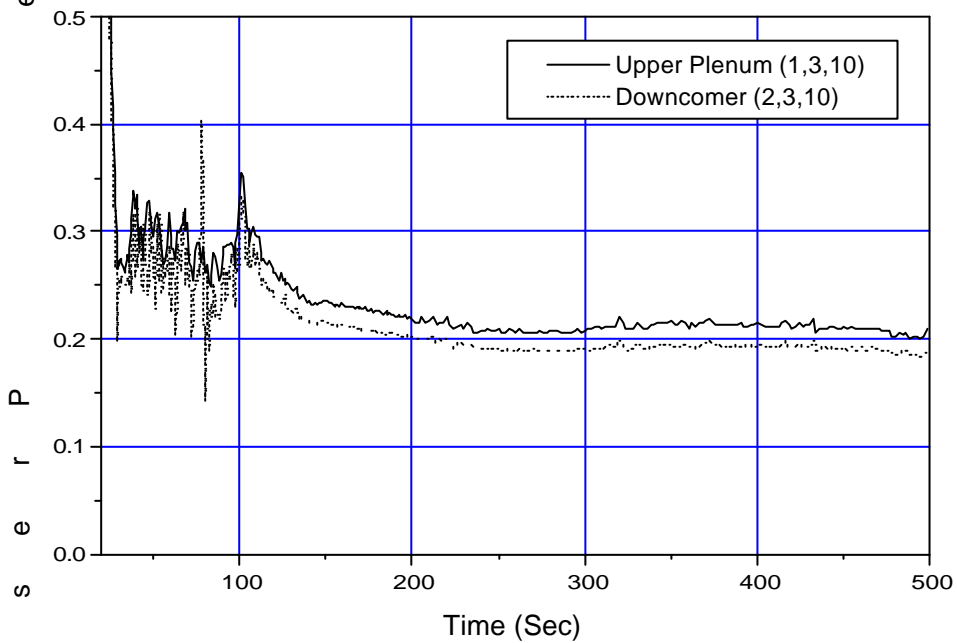
<그림 4> Vessel 및 Core의 냉각제 계고량 추이



<그림 5> Hot Rod의 높이에 따른 피복재 온도 추이



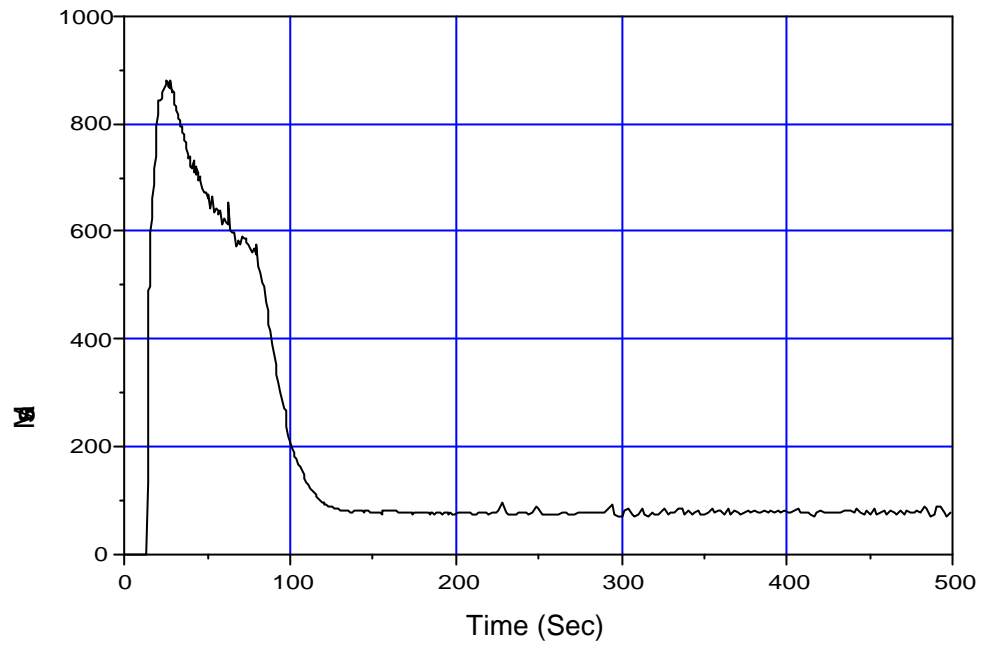
(가) 전체적인 압력 거동



(나) Blowdown 이후의 압력 거동

<그림 6> Upper Plenum 및 Downcomer의 압력 거동

e



<그림 7> 한 DVI 배관에서의 총 SI Flowrate