'03 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

부분충수 운전중 정지냉각 상실사고시 중력 급수 효과 분석

The Effect of Gravity Feed into RCS for the Loss of Shutdown Cooling Accident During Midloop Operation

진영호*, 손영석**, 장승철*

한국원자력연구소* 동의대학교**

요약

부분충수 운전중에는 낮아진 수위로 인하여 정지냉각 기능이 상실된 사고의 발생 가능성이 상대적으로 높다. 정지냉각기능 상실 사고시 안전주입계통이 작동하지 않을 경우에는 노심 손상을 피할 수 없다. 안전주입계통이 작동하지 않을 경우 노심손상을 막기 위한 운전원이 취할 수 있는 조치 중 하나는 RWT 냉각수를 수동으로 저온관으로 주입하는 것이다. RWT 냉각수의 수동 주입시 발전소 거동을 MARS 코드와 RELAP5 코드로 모의하였다. 모의 결과 RWT 냉각수는 RCS 로 주입이 가능하였고, RWT 가 고갈될 때까지 노심손상은 일어나지 않았다.

Abstract

During mid-loop operation, low RCS water level may cause loss of shutdown function. Its possibility is relatively high. Core damage is inevitable without safety injection if shutdown cooling capability is lost. One of operator action to prevent core damage is manual injection of water from RWT to cold leg if safety injection is not operated. This accident is simulated using MARS and RELAP5. The results showed that RWT water is successfully injected into RCS and core damage did not occur until RWT water depleted.

1. 서론

원자력발전소 계획예방정비를 수행하는 도중 저수위운전을 하는 중에는 정지냉각기능이 상실될 가능성이 다른 운전 모드에 비하여 상대적으로 높다. 이 운전중에는 저온관 수위를 중간으로 일정하게 유지하여야 하나 수위의 출렁거림으로 인하여 수위를 중간으로 맞추지 못하고 중간 이하로 내려갈 수도 있다. 이렇게 되면 정지냉각펌프의 흡입구가 대기중으로 노출되어 정지냉각펌프가 손상을 일으킨다. 저수위운전 중에는 증기발생기를 사용하여 잔열제거를 할 수 없기 때문에 정지냉각기능이 상실되면 노심에서 발생되는 잔열을 제거하기 위하여 안전주입계통을 사용하여 냉각재를 RCS 로 주입하여야 한다. 안전주입계통이 작동되지 않으면 노심의 잔열을 제거할 수 없기 때문에 결국에는 노심손상에 이르게 된다. 사고발생후 운전원이 사고완화를 위하여 어떤 조치를 취한다면 노심이 손상되는 시각이 상당히 지연될 수 있을 것이다. 사고발생후 운전원이 취할 수 있는 조치중의 하나로 운전원이 수동으로 재장전수탱크(refueling water tank, RWT)의 냉각수를 RCS 에 주입하는 것이 있다. 즉. 운전원이 RWT 와 저온관을 연결하는 밸브를 열어서 중력을 이용하여 냉각수를 RWT 로부터 RCS 로

보충하는 것이다. 본 논문에서는 중력만으로 충분히 RWT 냉각수를 RCS 로 주입할 수 있는지, 그 때 발전소 거동은 어떠한지를 알아보기 위하여 MARS 코드와 RELAP5 코드를 사용하여 열수력학적 해석을 수행하였다.

2. 발전소 모델링

2.1 기하학적 모델링

영광 원자력발전소 5, 6 호기는 2 개의 1 차냉각재루프로 구성된, 정상운전시 열출력 2815 MWt 의 미국 Combustion Engineering 사 형태의 가압경수로이다. 영광 원자력발전소 5, 6 호기를 RELAP5/MOD3.2 로 모의계산하기 위하여 Fig. 1 과 같이 모델링하였다. 그림에서 보여주듯이 원자로용기가 모델되었고, 원자로 노심은 축방향으로 12 개의 체적으로 모델하였다. 각각의 1 차냉각재루프는 고온관, 12 개의 체적으로 모델한 U 자형 세관을 갖는 증기발생기, 2 개의 흡입관, 2 개의 원자로 냉각재 펌프, 그리고 2 개의 저온관으로 구성되어 있다. 한 쪽 루프의 고온관에는 밀림관(surge line) 및 5 개의 체적으로 모델한 가압기가 부착되어 있다. 정지운전중 정지냉각계통을 모의하기 위하여 각 루프의 고온관에는 정지냉각계통 흡입측을, 저온관에는 정지냉각계통 방출측을 경계체적(time dependent volume)으로 부착하였다.

실제 영광 5, 6 호기 정지운전 상황과 동일하게 모의하기 위하여 각 POS 상황에 맞게 대기로 개방되었거나 폐쇄된 개구부인 i) 3/4" 원자로용기 상부 배기관, ii) 3/4" 가압기 상부 배기관, iii) 수위를 측정하기 위해 각 루프의 고온관에 설치한 1" tygon tube (설치되었을 경우 가압기 최상부 위치에서 대기로 노출), iv) 16" 가압기 manway, v) 16" 증기발생기 입구 및 출구측 manway, vi) 6" LTOP 밸브, vii) 가압기 안전밸브를 모델하였다. 증기발생기 2 차측은 그림에서와 같이 원통형 쉘(shell)과 주급수가 유입되는 하향관(downcomer), 습분분리기(separator), 그리고 증기돔(steam dome)으로 모델되었고, 주급수 및 보조급수는 경계체적으로 모의하였다. 증기관에는 주증기차단밸브 및 대기방출밸브를 부착하였으며, 사고시 상황과 동일하게 모의하기 위해 모두 닫혀있도록 모델하였다. 원자로 노심 핵연료봉은 열구조물(heat structure)로 모델하여 이 열구조물이 열원(heat source)을 가지게 함으로써 원하는 수준의 잔열이 생성되도록 모의하였으며, 그 외 증기발생기 세관 등 열전달이 일어나는 기기들의 체적에도 열구조물을 부착하여 열전달이 가능하도록 모의하였다.

2.2 초기조건 및 경계조건

정지냉각 상실사고시 중력급수 효과를 분석하기 위해 선택한 발전소 운전상태는 POS5 이다. POS5 는 원자로 정지후 원자로냉각재 수위를 고온관 혹은 저온관 중간수위로 유지하는 1 차 부분충수(midloop) 운전상태이다. 노심잔열에 의해 발생하는 노심 열출력은 원자로 운전정지 후 72 시간이 경과했을 때의 열출력이며, 이는 정상출력의 0.432 %에 해당하는 12.161 MWt 이다. 원자로냉각재계통의 압력 및 온도는 각각 1 기압 (101325 Pa), 50 ℃

(323.15 K)이며, 원자로냉각재계통의 수위는 고온관 혹은 저온관 중간수위로 유지되는 부분충수 운전상태이다.

POS5 의 부분충수 운전상태시 원자로냉각재계통에 개방된 배기관은 3/4“ 가압기 상부 배기관, 3/4" 원자로용기 상부 배기관, 수위를 측정하기 위해 각 루프의 고온관에 설치하여 가압기 최상부 위치에서 대기로 노출된 1" tygon tube, 16" 가압기 manway, 2 개의 16” 증기발생기 입구측 manway 이다. A 와 B 루프에 있는 6” LTOP 밸브와 가압기 안전밸브는 자동 모드에 있다.

2 대의 증기발생기는 2 차측의 냉각수가 완전히 배수되어 이용 불가능하므로, 정지운전중 냉각계통 상실사고시 노심에서 발생하는 잔열의 대체 열제거원으로서의 역할이 불가능하다. 증기발생기 2 차측의 초기 압력 및 온도는 각각 1 차측의 압력 및 온도와 동일하며, 2 차측 냉각수는 모두 배수되어 수위는 0 이며 따라서 증기발생기 2 차측은 공기로 충진되어 있는 것으로 모의하였다. 주급수 및 보조급수는 증기발생기 2 차측으로 공급되지 않으며, 증기발생기 대기방출밸브와 주증기차단밸브는 사고후에도 계속 닫혀 있는 것으로 모의하였다.

정지냉각 상실사고시 중력급수 효과를 분석하기 위해, 사고발생후 운전원이 사고완화를 위하여 RWT 와 가압기가 연결되어 있는 1 차냉각재루프(A 루프)의 두 개의 저온관을 연결하는 밸브를 사고발생후 1800 초(30 분)에 100 % 열어서, 중력에 의해 냉각수가 RWT 로부터 원자로냉각재계통으로 보충되도록 중력급수를 시도하는 것으로 사고 시나리오를 가정하였다. 중력급수 시도 당시 RWT 의 압력과 온도는 각각 대기압, 50 ℃ 이며, 수위는 90.8 %이다.

3. 계산 결과

Fig. 2 는 원자로냉각재계통내 원자로 노심 상부에서의 사고후 시간에 따른 압력변화를 보여준다. 부분충수 운전중 정지냉각계통 상실사고가 발생하면, 원자로냉각재계통의 압력은 노심에서 발생하는 잔열에 의하여 460 초경 노심에서 비등이 일어나며 대기압(약 0.1013 MPa)에서 서서히 증가한다. 사고발생후 1800 초에는 가압기가 연결된 1 차냉각재루프의 두 개의 저온관으로 중력에 의해 냉각수가 RWT 로부터 원자로냉각재계통으로 보충된다. 원자로냉각재계통의 압력은 약 2140 초에서 약 0.132 MPa 로 최대치를 보인 후, 개방된 가압기 및 증기발생기 입구측 manway 로 증기가 충분히 방출되며 RWT 로부터 중력급수에 의해 냉각수가 유입되므로 서서히 감소한다. 가압기 manway 및 증기발생기 입구측 manway 개방으로 충분한 배기구가 확보되어 있고 RWT 로부터 중력급수에 의해 냉각수가 지속적으로 유입되므로, 전체적인 원자로냉각재계통 압력상승은 그다지 크지 않음을 알 수 있다. 그러므로 부분충수 운전중 임시로 설치된 thimble tube seal(설계압력 약 0.25 MPa)이나 수위지시용 tygon tube(설계압력 약 0.34 MPa) 등과 같은 원자로냉각재계통 임시경계 설정압력을 초과하지 않아서 이들이 파손되어 냉각재 상실사고로 진전될 가능성은 없음을 알 수 있다.

Fig. 3 은 원자로 노심에서 핵연료봉 최상부 위치에 해당하는 열수력체적의 사고발생후 온도변화를 나타낸다. 약 323 K 의 아냉상태에 있던 원자로 냉각재 온도는 사고발생후

노심잔열에 의해 상승하기 시작하여 약 460 초에 포화온도에 도달하여 비등하기 시작하며, 약 2140 초에서 약 381 K 로 최대치를 보인 후 원자로냉각재계통의 압력이 서서히 감소하므로 그에 해당하는 포화온도인 냉각재 온도도 서서히 감소한다. 아냉상태의 냉각재의 온도가 사고후 급격히 상승하다가 일단 포화온도에 도달하면 액체상태의 냉각재가 기체상태로 변환되는 상변화가 계속 일어나며, 사고후 포화온도를 유지하고 과열상태로까지 온도가 상승하지는 않았다. Fig. 4 및 Fig. 5 는 각각 사고후 고온관 및 저온관의 냉각재 온도변화를 보여준다. 그림에서 보듯이 사고 전 약 328 K 의 온도를 유지하던 고온관의 냉각재는 사고후 온도가 상승하다가, 포화온도에 도달하면 온도가 거의 일정하게 유지된다. 저온관의 냉각재는 사고 전 정지냉각계통 출구 냉각수에 의한 냉각으로 약 318 K 의 온도를 유지하다가 사고후 약간 상승하지만, RWT 로부터 323 K 의 냉각수가 계속 유입되므로 거의 일정 온도를 유지하며 포화온도로 상승하지 않았다.

사고 후 고온관 및 저온관의 기포율 변화를 각각 Fig. 6 과 Fig. 7 에 나타내었다. 사고발생전 부분충수 운전으로 인하여 고온관 및 저온관은 중간 수위를 유지하고 있다가, 정지냉각계통 상실사고가 발생하면 노심잔열에 의해 냉각재가 비등하여 기포율이 급격히 증가한다. 그러나 사고후 1800 초부터 RWT 로부터 냉각수가 유입되어 기포율은 일시적으로 감소하다가 노심잔열에 의해 계속되는 가열로 다시 증가하는 양상을 보인다. 사고발생후 고온관은 노심에서 발생한 증기가 계속 유입되어 비등에 의해 약 94000 초에 전부 기체로 채워진다. 저온관은 RWT 로부터 323 K 의 냉각수가 계속 유입되므로 거의 일정 온도를 유지하며 포화온도로 상승하지 않으나, 저온관으로는 노심에서 발생한 증기가 유입되지 않으므로 저온관에 있던 냉각수의 상당량이 노심으로 유입되어 저온관은 약 45000 초에 기체로 채워지게 된다.

Fig. 8 은 원자로 노심 핵연료봉 최상부 위치에서의 기포율 변화를 보여준다. 그림에서 보듯이 사고후 460 초경 원자로 노심 핵연료봉 최상단부에서부터 비등이 일어나기 시작하고, 100440 초경에는 핵연료봉 최상단부는 완전히 증기에 노출됨을 알 수 있다.

Fig. 9 및 Fig. 10 은 각각 개방된 가압기 manway 및 증기발생기 입구측 manway 를 통한 냉각재 방출량을 나타낸다. 가압기 manway 를 통해서는 사고 후 총 40031 kg 의 냉각재가 방출되었으며, 이는 사고발생전 원자로냉각재계통과 RWT 에 있던 총냉각재량의 1.4 %에 해당하는 양이다. 2 대의 증기발생기 입구측 manway 를 통해서는 총 2.531086×10^{6} kg 의 냉각재가 방출되었으며, 이는 사고발생전 원자로냉각재계통과 RWT 에 있던 총냉각재량의 91 %에 해당하는 양이다. Fig. 11 은 RWT 로부터 가압기가 연결되어 있는 1 차냉각재루프(A 루프)의 한 개의 저온관으로 유입되는 냉각수 유량을 나타낸다. 사고발생후 1800 초에 연결 밸브를 열어서 중력에 의해 냉각수가 RWT 로부터 원자로냉각재계통으로 보충되도록 중력급수를 시도하였다. 그러므로 1800 초부터 유량이 유입되기 시작하며, 지속적인 RWT 의 수위감소로 인해 유입유량은 지속적으로 감소한다. 모의계산 시간동안 RWT 로부터 가압기가 연결되어 있는 1 차냉각재루프(A 루프)의 한 개의 저온관으로 유입되는 총냉각수량은 Fig. 12 에 나타내었다.

Fig. 13 은 원자로 노심에서의 collapsed 수위변화를 나타낸다. 그림에서 0 m 및 3.81 m 는 각각 핵연료봉 최하부 및 최상부에 해당하는 위치를 나타낸다. 사고후 460 초경 원자로 노심 핵연료봉 최상단부에서 비등이 일어나기 시작한다. 사고발생후 계속되는 노심비등 및 개방된

가압기 manway 및 증기발생기 입구측 manway 를 통해 냉각재가 계속 유출되나, RWT 로부터 냉각재가 계속 보충되므로 원자로 노심에서의 수위는 조금씩 감소한다. 약 100000 초경 RWT 로부터의 냉각재 유입량이 감소하기 시작하며 노심수위는 급격히 감소한다.

RWT 에서의 정규화된 수위변화를 Fig. 14 에 나타내었다. 그림에서 0 및 1 은 각각 RWT 최하부 및 최상부를 나타낸다. 초기 90.8 %의 수위를 유지하던 RWT 는 사고발생후 1800 초에 중력에 의해 냉각수가 RWT 로부터 원자로냉각재계통으로 보충되는 중력급수를 시도하기 시작하며 수위가 지속적으로 감소한다.

Fig. 15 는 원자로 노심 핵연료봉 최상부 위치에서의 핵연료봉 피복재 온도변화를 나타낸다. 사고발생후 핵연료봉 온도는 상승하기 시작하며, 1800 초부터는 RWT 로부터 저온관으로 냉각수가 중력급수에 의해 유입되므로 온도증가율이 둔화되었다. 사고가 진행되며 RWT 의 수위가 감소하여 중력급수에 의해 원자로냉각재계통으로 유입되는 냉각수의 양이 감소하며, 노심비등 및 개방된 방출유로를 통한 계속된 냉각재 손실로 인하여 노심수위가 감소하므로, 핵연료봉은 점차 증기에 노출되어 주위로의 열전달 감소로 인하여 어느 시점에서는 급격히 상승하게 된다. 사고발생후 102473 초에 핵연료봉 최상부의 온도는 피복재의 산화현상이 시작되는 온도인 1000 K 까지 상승하므로, 이 시간 이후로는 핵연료봉의 건전성에 문제가 발생할 것으로 판단된다. 그러므로 노심손상을 핵연료봉의 온도가 핵연료봉의 건전성을 해치는 피복재의 산화현상이 시작되는 온도인 1000 K 까지 상승했을 때로 정의하였으므로, 사고 후 102473 초에 노심손상이 일어남을 알 수 있다.

POS5 에서 2 대의 증기발생기는 2 차측의 냉각수가 완전히 배수되어 있으므로, 세관을 통한 열전달이 거의 일어나지 않아 증기발생기는 정지운전중 냉각계통 상실사고시 노심에서 발생하는 잔열의 대체 열제거원으로서의 역할이 불가능하다. 사고발생후 가압기 상부 배기관, 원자로용기 상부 배기관, 그리고 tygon tube 를 통해 유출된 냉각재량은 거의 무시할 수 있었다. 사고발생후 120000 초 동안 가압기 manway 를 통해서는 총 40031 kg 의 냉각재가 방출되었으며, 이는 사고발생전 원자로냉각재계통과 RWT 에 있던 총냉각재량의 1.4 %에 해당하는 양이다. 2 대의 증기발생기 입구측 manway 를 통해서는 총 2.531086×10^{6} kg 의 냉각재가 방출되었으며, 이는 사고발생전 원자로냉각재계통과 RWT 에 있던 총냉각재량의 91 %에 해당하는 양이다. RWT 로부터 원자로냉각재계통으로 중력급수에 의해 모의계산 시간동안 총 유입된 냉각수량은 2.51216×10^{6} kg 으로 이는 초기 원자로냉각재계통 냉각수량의 2308 %에 해당하는 양이며, 모의계산 종료시 RWT 의 정규화된 수위는 2.1 %이다.

4. MARS 와 RELAP5 계산 결과 비교

원자로냉각재계통내 원자로 노심 상부에서의 사고후 시간에 따른 압력변화(Fig. 2)를 비교하여 보면, 세 코드가 비교적 일치하나 RELAP5/MOD3.2 의 경우 70000 초 근처에서 압력이 빨리 감소하는 것으로 예측한다. 이는 RELAP5/MOD3.2 가 중력급수에 의해 RWT 로부터 원자로냉각재계통으로 유입되는 냉각수량을 MARS2.1 및 RELAP5/MOD3.3 보다 과대하게 예측하여

RWT 의 수위가 빨리 하강하여 70000 초 근처에서 RWT 로부터의 냉각수 보충이 없어지기 때문이다(Fig. 14 참조). 원자로 노심 최상부 냉각재 온도(Fig. 3), 고온관 및 저온관의 냉각재 온도(Fig. 4,5)는 세 코드 모두 유사하게 예측한다. 고온관(Fig. 6) 및 저온관(Fig. 7), 그리고 노심 상부에서의 기포율(Fig. 8)은 전반적으로 RELAP5/MOD3.2 가 MARS2.1 및 RELAP5/MOD3.3 보다 빨리 상승하는 것으로 예측한다. 이는 앞서 설명한 RWT 로부터의 중력급수에 의한 냉각수 유입량의 차이와 개방된 배기구를 통한 냉각재 유출량의 차이에서 오는 것으로 판단된다. 원자로 노심에서의 collapsed 수위변화(Fig. 14)도 같은 이유로 RELAP5/MOD3.2 가 MARS2.1 및 RELAP5/MOD3.3 보다 빨리 하강하는 것으로 예측한다.

이와 같이 POS5 에서 중력급수를 이용하는 경우 RELAP5/MOD3.3 과 MARS2.1 은 비교적 잘 일치하나 RELAP5/MOD3.2 는 차이가 많이 나는 이유는 다음의 2 가지 이유라고 여겨진다. 첫째, RELAP5/MOD3.3 과 MARS2.1 은 Henry-Fauske critical flow model 을 사용하고 있으며, 이 모델이 RELAP5/MOD3.2 에서 사용하던 mechanistic critical flow model 보다 더 잘 맞는 것으로 알려져 있기 때문이다. 둘째, 중력급수시 RWT 의 수위 조절 문제 때문이다. RELAP5/MOD3.2 는 RWT 의 입력 option 에서 thermal stratification/level tracking option 을 사용하였는데, 이는 이론적으로는 타당하나 현실적으로는 경험상 물리적으로 타당한 결과를 주지 못하는 것으로 알려져 있다. 이와 같은 이유로 RELAP5/MOD3.3 과 MARS2.1 에서는 RWT 의 입력 option 에서 thermal stratification/level tracking option 을 사용하지 않았기 때문에 차이가 나는 것으로 판단된다. 이는 사고시간 동안 RWT 로부터의 중력급수량 및 RWT 의 수위를 비교해보면 RELAP5/MOD3.2 의 결과와 RELAP5/MOD3.3 및 MARS2.1 의 결과가 유량 및 수위에 차이가 있다는 것으로도 확인될 수 있다.

그러므로 POS5 와 같이 가압기 manway 및 증기발생기 입구측 manway 와 같은 큰 배기구가 개방되어 있는 대기압 상태의 부분충수 운전중 냉각계통 상실사고 발생시 RWT 로부터의 중력급수를 시도하는 경우에 대한 열수력해석을 수행하는데 있어, RELAP5/MOD3.2 는 비현실적인 임계유량모델과 RWT 의 수위를 조절하는데 사용된 thermal stratification/level tracking option 의 물리적으로 타당하지 못한 계산 때문에 신뢰성이 떨어지며, RELAP5/MOD3.3 과 MARS2.1 은 보다 타당하고 정확한 예측을 하고 그 결과도 거의 일치하므로 두 코드 모두 신뢰성 있는 열수력해석을 수행할 수 있음을 알 수 있다.

5. 결론

부분충수 운전중 정지냉각기능 상실 사고시 안전주입계통이 작동하지 않을 노심손상을 막기 위한 운전원의 조치 중 하나는 RWT 냉각수를 수동으로 저온관으로 주입하는 것이다. RWT 냉각수의 수동 주입의 가능 여부와 수동주입이 가능할 때 노심손상 여부 등 발전소 거동을 평가하기 위하여 MARS 코드와 RELAP5 코드를 사용하여 사고를 모의하였다. 계산 결과 RWT 냉각수는 RCS 로 주입이 가능하였고, RWT 가 고갈될 때까지 노심손상은 일어나지 않았다. 가압기 manway 및 증기발생기 입구측 manway 와 같은 큰 배기구가 개방되어 있는 대기압 상태의 부분충수 운전중 냉각계통 상실사고 발생시 RWT 로부터의 중력급수를 시도하는 경우에 대한

열수력해석을 수행하는데 있어, MARS2.1 과 RELAP5/MOD3.3 은 타당한 예측을 하고 그 결과도 거의 일치하므로 두 코드 모두 신뢰성 있는 열수력해석을 수행할 수 있음을 알 수 있다. 반면 RELAP5/MOD3.2 는 비현실적인 임계유량모델과 RWT 의 수위를 조절하는데 사용된 thermal stratification/level tracking option 의 물리적으로 타당하지 못한 계산 때문에 신뢰성이 떨어짐을 알 수 있다.

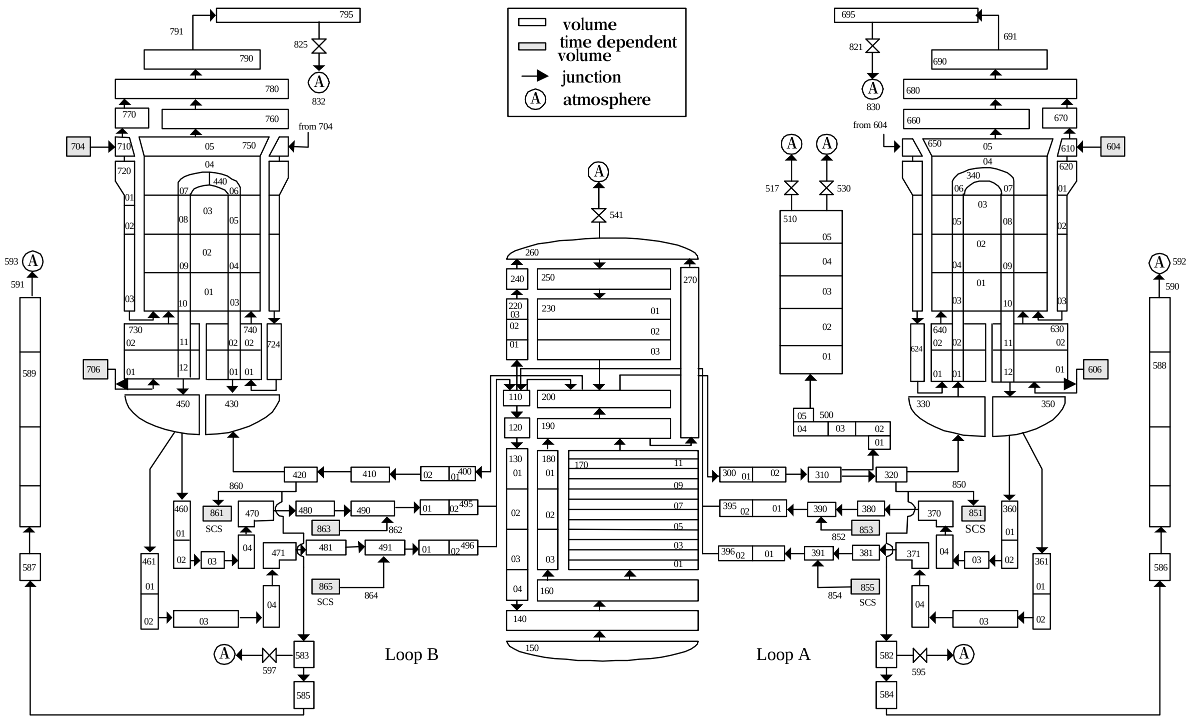

Fig. 1 MARS nodalization for modeling of YGN 5,6

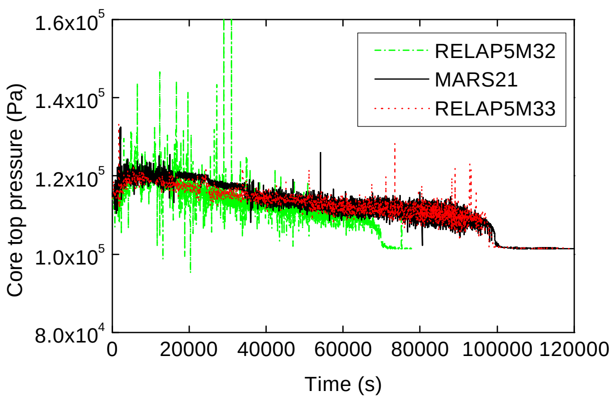

Fig.2 Core top pressure

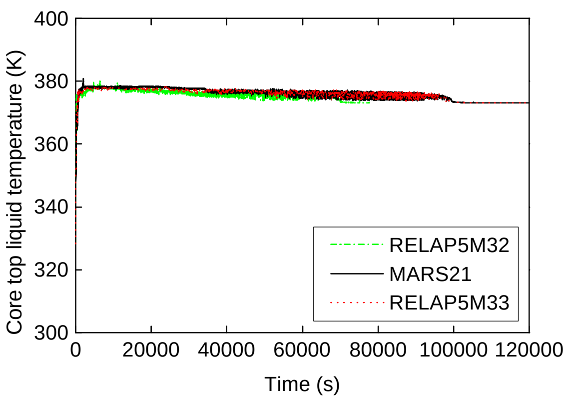

Fig. 3 Core top liquid temperature

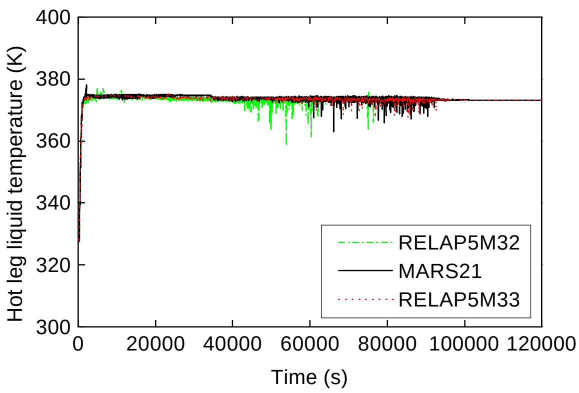

Fig. 4 Hot leg liquid temperature

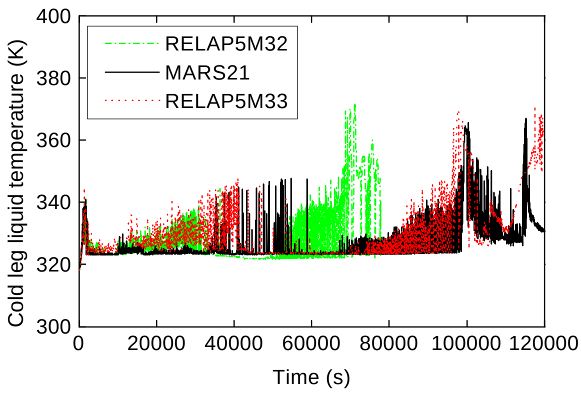

Fig.5 Cold leg liquid temperature

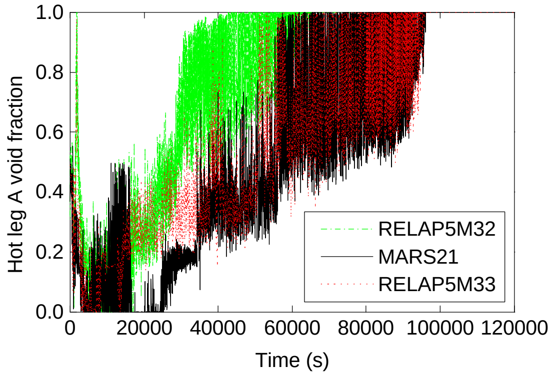

Fig. 6 Hot leg void fraction

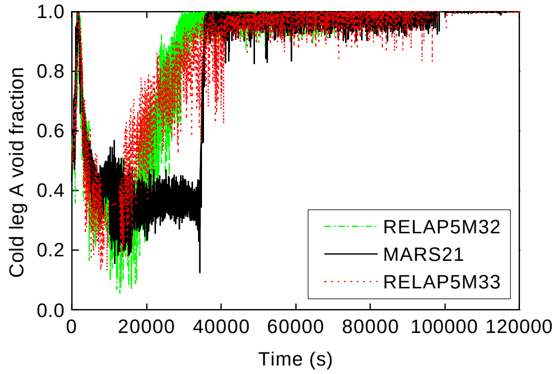

Fig. 7 Cold leg void fraction

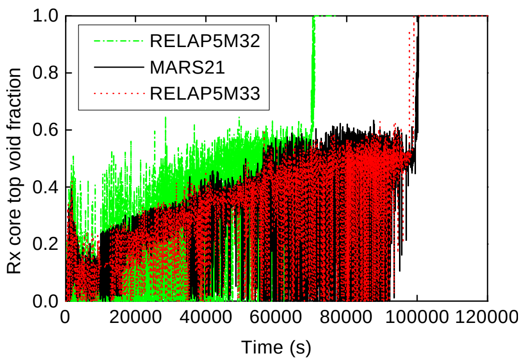

Fig. 8 Void fraction at the reactor core

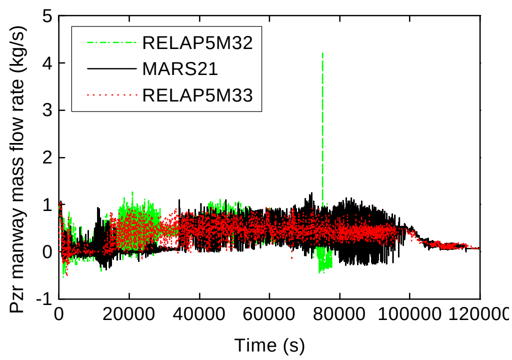

Fig. 9 Mass flow rate through pressurizer

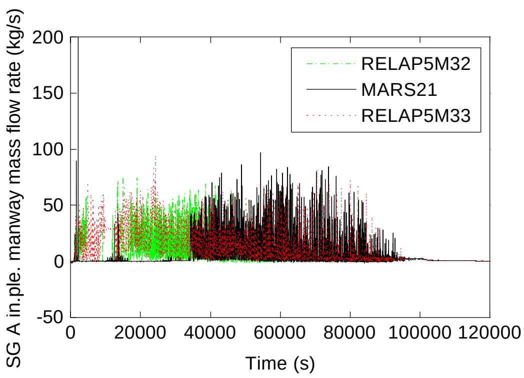

Fig. 10 Mass flow rate through SG A inlet plenum manway

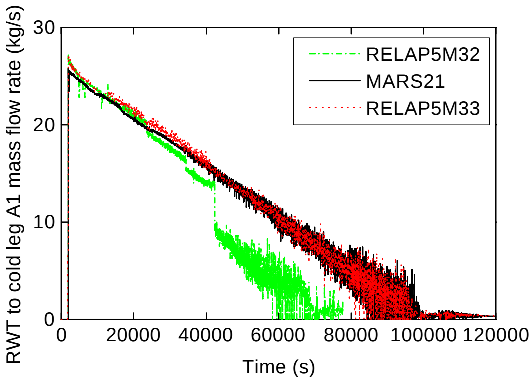

Fig. 11 Mass flow rate from RWT to cold leg

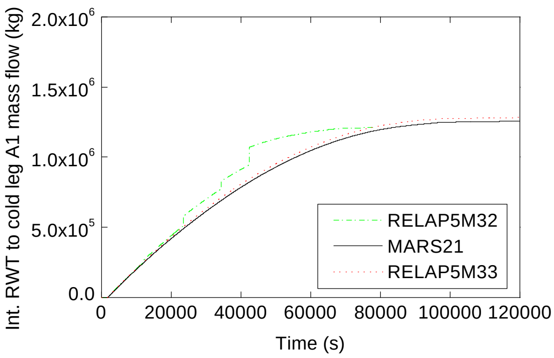

Fig. 12 Integrated mass flow rate from RWT to cold leg A1

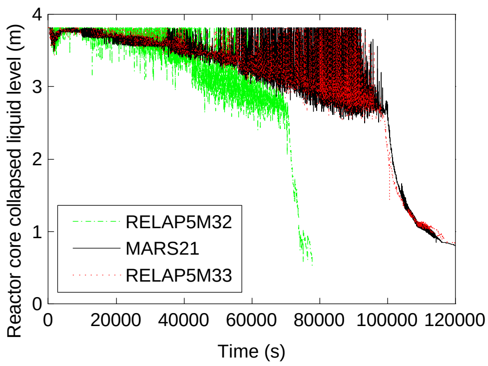

Fig. 13 Reactor core collapsed liquid level

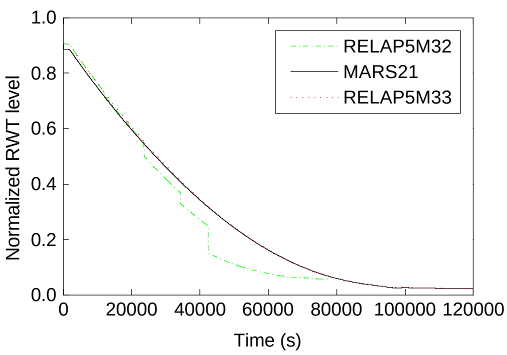

Fig. 14 Normalized RWT water level

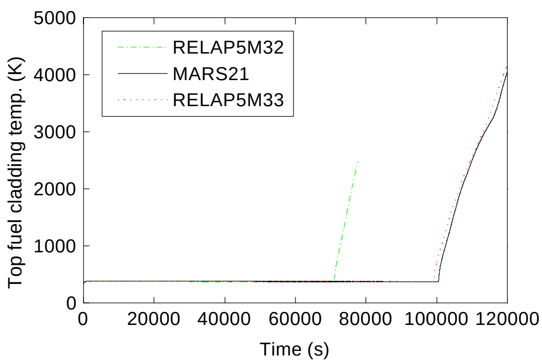

Fig. 15 Fuel cladding temperature at the reactor core top