2003 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

한국 표준형 원전의 고압 노내 노심용융 후기과정 해석

Analysis of High Pressure In-Vessel Late Phase Melt Progression in the Korean Standard Nuclear Power Plant

박래준, 김상백, 김희동

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

SCDAP/RELAP5/MOD3.3 전산코드를 사용하여 한국 표준형 원전의 고압 노내 노심용융 후기과정을 해석하였다. 본 연구 대상 고압사고는 증기발생기 급수 완전 상실사고와 전원 상실사고이고 급수 완전상실 사고 해석에서는 안전감압계통을 사용하여 원자로 냉각재 계통을 감압하는 경우에 대한 해석도 병행하여 수행하였다. 본 해석은 사고초기부터 원자로용기가 파손될 때까지 수행하였다. 계산결과, 원자로용기가 파손되기 전에 원자로 냉각재 계통 배관이 파손되지 않는 것으로 나타났으며, 약 30 %의 노심 물질이 용융되어 원자로용기 하반기로 재배치된 이후 원자로용기가 파손되는 것으로 나타났다. 증기발생기 급수 완전상실 사고시 안전감압 계통을 사용한 원자로용기의 인위적 감압은 안전주입 탱크를 작동하게 하여 원자로용기 파손시간을 약 4시간 이상 연기시키는 것으로 나타났다. 원자로용기가 파손될 때까지 사고경위에 따라 약 50-60 %의 핵연료 피복재가 산화되어 수소를 발생시키는 것으로 나타났다.

Abstract

High-pressure in-vessel melt progressions of the KSNP (Korean Standard Nuclear Power Plant) have been analyzed using the SCDAP/RELAP5/MOD3.3 computer code. The total loss of feed waters (LOFW) to steam generators with/without intentional RCS depressurization using the safety depressurization system and the station blackout (SBO) have been simulated from transient initiation to reactor vessel failure. The SCDAP/RELAP5/MOD3.3 results have shown that the pressure boundary of the reactor coolant system did not fail before reactor vessel failure in the high-pressure sequences of the LOFW and the SBO transients. In all high-pressure transients, approximately 30 % of the core material was melted and relocated to the lower plenum of the reactor vessel at the time of reactor vessel failure. The LOFW with intentional RCS depressurization using the safety depressurization system delays reactor vessel failure time for approximately 4 hours and more by actuation of the safety injection tanks. At the time of reactor vessel failure, approximately 50-60 % of the fuel rod cladding was oxidized in the LOFW and the SBO transients of the KSNP.

1. 개요

원전에서 중대사고 발생시 노심물질의 용융과정은 사고초기부터 핵연료 용융까지의 전기과정과 노심용융 이후부터 원자로용기 파손까지의 후기과정(late phase melt progression)으로 구분할 수 있다. 노심손상 전기과정에서는 노심노출 후의 핵연료 피복재의 부풀음(ballooning) 및 파손, 핵연료 피복재 산화 및 수소 생성, 노심 상부의 증기 부족현상(steam starvation), 노심 물질 들간의 eutectic 형성, 제어봉 용융, 핵연료봉 용융 등의 물리적 현상들이 진행된다.

노심손상 후기과정은 노심용융 후의 용융물의 노심하부로의 재배치, 재배치 용융물의 물과 반응, 용융 pool의 형성 및 성장, 용융물 피막층 및 노심파편층 형성, 노심용융물의 원자로용기 하반구로의 재배치, 노심용융물과 원자로용기 하반구와의 기계적.재료적.화학적 반응, 원자로용기 파손 기구 등의 물리적 현상이 있다. 노심손상 전기과정은 지금까지 PBF[1], FLHT[2], Phebus[3], CORA[4], OECD-LOFT[5] 등의 수행으로 물리적 현상들이 규명되었고 중대사고 해석 전산코드들도 물리적 현상들을 잘 모의하고 있다. 그러나 노심손상 후기과정은 물리적 현상들과 사고 전개과정이 복잡하기 때문에 아직도 많은 불확실성을 가지고 있으며, 한국원자력연구소의 SONATA 프로그램[6]과 OECD/NEA 주관의 MASCA 프로그램[7] 등 많은 연구들[8]이 현재 수행되었거나 수행되고 있다. 노심손상 후기과정에 대한 불확실성을 규명하기 위해서는 각 현상에 대한 개별 효과 실험을 수행하여 규명할 수 있다. 이와 같은 각 개별현상 들에 대한 실험수행 만으로는 중대사고가 전개되는 종합적인 내용을 판단할 수 없기 때문에 최적 평가용 전산코드를 이용하여 노심손상 후기과정을 종합적으로 분석하는 것이 필요하다.

원자로용기가 고압인 상태에서 노심물질이 용융하는 중대사고가 계속 진행되면 원자로용기가 파손될 때 격납건물 직접가열(Direct Containment Heating)이 발생되어 격납건물 조기파손(early containment failure)을 초래할 수 있다. 이와 같은 중대사고 현상 발생으로 격납건물이 조기에 파손되는 것을 방지하기 위해서는 원자로용기가 파손되기 전에 원자로냉각재 계통을 감압해야 된다. 고압 중대사고시 원자로 냉각재 계통을 감압할 수 있는 방안은 운전원이 인위적으로 감압하는 방법과 자연적으로 감압되는 것이 있다[8]. 원자로 냉각재 계통을 인위적으로 감압하는 방안은 건전한 증기발생기 2차측을 감압하고 급수를 주입하여 원자로냉각재 계통을 간접적으로 감압하는 방법과 가압기 상부에 설치된 안전감압계통(Safety Depressurization System: SDS)을 사용하여 원자로냉각재 계통을 직접 감압하는 방법이 있다. 원자로용기가 파손되기 전에 원자로냉각재 계통이 자연적으로 감압되는 것은 원자로냉각재 펌프 seal이 손상되는 경우와 노심에서 생성된 고온의 증기 때문에 원자로 냉각재 계통의 배관들이 파손되는 경우이다. 이와 같은 고압 중대사고시 원자로용기가 파손되기 전에 원자로 냉각재 계통의 감압은 각 원전별로 계통 및 감압 특징이 다르기 때문에 최적 평가용 중대사고 전산코드를 사용하여 각 원전별로 상세히 분석되어야 한다. 특히 고압사고시 원자로용기가 파손되기 전에 원자로 냉각재 계통의 배관이 파손되는 가를 정밀 분석하여야 한다.

본 연구에서는 한국 표준형 원전의 고압 중대사고 발생시 노심용융 후기과정과 노심에서 생성된 고온 증기에 의하여 원자로냉각재계통이 자연적으로 감압될 수 있는 가능성을 최적 평가용 전산코드인 SCDAP/RELAP5/MOD3.3[10]를 사용하여 해석하였다. 본 연구 대상 고압사고는 증기발생기 2차측에 급수 공급이 완전히 중단되는 증기발생기 급수 완전상실사고(Total Loss of Feed Water: TLFW)와 발전소에 공급되는 모든 교류전원이 상실되는 전원상실사고이고(Station Blackout: SBO) 급수 완전상실 사고 해석에서는 운전원이 안전감압계통을 사용하여 원자로 냉각재 계통을 인위적으로 감압하는 경우에 대한 해석도 병행하여 수행하였다.

2. 해석내용 및 입력모델

본 연구에서 해석한 급수 완전상실사고는 증기발생기 2차측에 공급되는 급수가 완전히 상실되어 노심물질이 용융되는 중대사고로 진행되는 경위를 모의하였으며, 운전원이 가압기 상부에 설치된 안전감압 계통을 사용하여 원자로냉각재계통을 감압하는 경우와 감압하지 않는 경우에 대한 해석을 병행하여 수행하였다. 전원상실사고는 발전소에 공급되는 모든 교류 전원이 상실되어 중대사고로 진행되는 과정을 모의하였으며, 증기발생기 2차측에 터빈구동 보조급수 계통이 작동할 수 있으나 본 해석에서는 이 계통이 작동되지 않는 것으로 가정하였다.

본 연구에 사용한 전산코드는 미국의 INEEL이 USNRC의 후원으로 개발하여 2001년에 국제 공동연구 회원국에게 배포한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 전산코드이다. SCDAP/RELAP5는 계통의 열수력을 상세하게 모의하는 RELAP5/MOD3 전산코드[11], 노심손상 과정을 상세하게 모의하는 SCDAP/MOD1 전산코드[12], 원자로용기 하반구에서의 열전달 과정에 대하여 유한요소법(Finite Element Method)을 이용하여 모의하는 COUPLE 모델[13] 등을 결합하여 만든 종합 최적평가용 전산코드로서 원전의 사고 초기부터 원자로용기가 파손될 때 까지를 계산할 수 있다. SCDAP/RELAP5 전산코드는 1988년도에 최초 version인 MOD0가 개발된 이후 계속 주요 물리 현상들을 모의할 수 있는 모듈들을 추가하였다. 2001년에 배포된 SCDAP/RELAP5/MOD3는 노심용융물이 재배치될 때 물과 반응하는 FCI(Fuel Coolant Interaction) 모델 첨가, 원자로용기 외벽냉각시 열전달 모델, 원자로용기 하반구의 노심용융 pool 내에서 층분리 현상 및 자연대류 열전달 모델 등이 개선되었다.

SCDAP/RELAP5/MOD3.3 전산코드를 이용하여 한국 표준형 원전의 고압 중대사고를 모의하기 위하여 입력모델을 설정하였다. 본 입력모델에서는 그림 1에서 보는 바와 같이 한국 표준형 원전의 원자로용기, 원자로 냉각재 계통, 증기발생기, 가압기, 원자로 냉각재 펌프, 주증기 배관 등을 모의하였다. 노심손상 과정과 관련하여 중요한 노심 입력에서는 노심을 3개의 channel로 분리하였고 각 channel은 cross flow junction을 사용하여 서로 유로가 있게 모의하였다. 노심 물질들은 3개의 핵연료 component와 3개의 제어봉 component 등 6개로 분리하였고 축방향으로는 10개의 node를 설정하였다. 노심 각 component는 핵연료봉인 경우에는 6개, 제어봉인 경우에는 2개의 반경방향 node를 각각 설정하였다. 노심용융물이 원자로용기 하반구로 재배치되었을 때 열전달을 모의하기 위하여 COUPLE 입력도 설정하였다.

급수완전 상실사고에서는 주급수와 보조급수의 모든 급수가 상실되어 증기발생기 2차측 수위의 급격한 감소로 원자로가 정지되고 원자로 냉각재 펌프는 고온관의 온도신호로 정지된다고 모의하였다. 전원상실 사고에서는 발전소에 공급되는 모든 교류전원이 상실되었기 때문에 사고진행과 동시에 원자로, 원자로 냉각재 펌프, 급수 펌프 등의 작동이 중지된다고 모의하였다. 두 고압사고 모두 원자로 냉각재 계통의 압력은 가압기의 안전방출밸브로 조절되고 증기발생기 2차측 압력은 증기발생기 안전밸브의 작동으로서 조절된다고 모의하였다. 급수완전상실사고기 운전원에 의한 원자로냉각재 계통의 인위적 감압은 안전감압 계통을 사용하여 감압할 수 있게 모의하였으며 원자로용기 하부 vessel, 고온관, 가압기 surge관, 증기발생기

튜브는 고온 creep으로 파손될 수 있는 것을 모의하였다. 원자로냉각재 계통의 감압으로 압력이 안전주입 탱크 작동압력까지 감소되면 이 탱크가 작동되고 노심에서의 증기 생성으로 압력이 상승하면 이 탱크가 작동되지 않아 작동과 미작동이 반복되도록 모의하였다.

3. 해석결과 및 고찰

표 1은 한국 표준형 원전의 증기발생기 급수 완전 상실사고와 전원상실 사고시 주요 중대사고 경위 발생시간에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 모든 사고의 경우에서 원자로용기가 파손될 때까지 원자로 냉각재 계통의 배관이 파손되지 않는 것으로 나타났다. 즉, 한국 표준형 원전에서는 원자로용기가 파손될 때 격납건물 직접가열에 발생에 의한 격납건물 조기파손을 방지하기 위해서는 운전원이 원자로냉각재 계통을 감압하는 조치가 필요하다는 것을 알 수 있다. 급수완전상실 사고는 전원상실사고보다 원자로가 늦게 정지되기 때문에 사고가 빠르게 전개되어 원자로용기가 약 40분 빨리 파손되는 것으로 나타났다. 증기발생기 급수완전 상실사고시 운전원이 가압기 안전발출 밸브가 처음 개방되고 10 분 후에 안전 감압계통을 작동하여 원자로 냉각재 계통을 감압한 경우에는 안전주입 탱크가 작동하여 원자로용기 파손시간을 약 4시간 연기시키는 것으로 나타났다.

그림 2는 한국 표준형 원전의 고압사고시 가압기 압력변화에 대한 SCDAP/ RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 증기발생기가 열제거원 역할을 완전히 상실하면 압력이 상승하여 가압기 안전방출밸브 개폐에 의해 압력이 조절된다. 그러나 급수완전 상실사고시 운전원이 가압기 안전 방출밸브가 처음 개방한 10분 후에 안전감압 계통을 작동시키면 가압기 압력이 급격히 감소하여 안전주입 탱크가 작동하는 압력까지 감소하는 것을 알 수 있다. 안전주입 탱크가 작동하면 노심에서의 증기생성으로 가압기 압력이 상승하여 안전주입 탱크 작동이 중단되고 파단부를 통한 냉각재 상실로 압력이 감소되면 다시 작동하여 작동과 미작동을 반복하여 그 영향이 가압기 압력변화에 나타난 것을 알 수 있다.

그림 3은 한국 표준형 원전의 고압사고시 가압기 수위변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 가압기 압력이 상승하면 압력조절을 가압기 안전방출밸브로 하기 때문에 냉각재가 이 밸브를 통하여 누출되게 된다. 따라서 가압기 수위가 상승하여 가압기가 완전히 냉각재로 차게 되는 경우가 발생한다. 급수완전상실사고는 전원상실 사고보다 원자로 정지가 늦게 되기 때문에 가압기 안전발출 밸브가 빨리 개방된다. 따라서 가압기 수위도 급수완전상실사고가 전원상실 사고보다 빨리 상승하게 된다. 그러나 급수완전 상실사고시 운전원이 안전감압 계통을 작동하여 인위적으로 원자로 냉각재 계통을 감압한 경우는 냉각재가 많이 누출되기 때문에 가압기 수위가 빨리 감소한다.

그림 4는 한국 표준형 원전의 고압사고시 노심 수위변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 가압기 안전 방출밸브 개방으로 냉각재가 이 밸브를 통하여 방출되면 노심의 수위는 감소하기 시작한다. 급수완전상실사고는 전원상실

사고보다 가압기 안전발출 밸브가 빨리 개방되기 때문에 노심 수위가 빨리 감소한다. 운전원이 안전감압 계통을 작동하여 인위적으로 원자로 냉각재 계통을 감압한 경우는 노심의 수위가 빨리 감소하였으나 곧 안전주입 탱크가 작동하여 상승하게 된다. 이후 안전주입 탱크의 작동과 미작동 반복으로 노심의 수위도 상승하였다가 감소하는 것을 반복하게 된다. 안전주입 탱크 내부 냉각재가 고갈되면 노심의 수위가 다시 감소하게 된다.

그림 5는 한국 표준형 원전의 고압사고시 핵연료 피복재 최대 온도변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 운전원 조치가 없는 급수완전상실사고와 전원상실사고 시에는 핵연료 피복재 온도가 급격하게 상승하여 용융되게 된다. 그러나 급수완전 상실사고시 운전원이 원자로 냉각재 계통을 감압한 겨우에는 안전주입탱크의 작동으로 온도가 감소하였다가 이후 서서히 증가하는 것으로 나타났다.

그림 6은 한국 표준형 원전의 고압사고시 수소 생성량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 핵연료 피복재 온도가 약 1,000 K에 도달한 이후부터 수소가 발생하기 시작하였으며, 온도가 1,700 K에 도달할 때 많은 수소가 발생하였다. 표 1에서 보는 바와 같이 운전원이 인위적 감압을 수행한 경우가 감압하지 않는 경우보다 사고가 느리게 진행되었음에도 불구하고 많은 냉각재가 안전감압계통을 통하여 누출되기 때문에 수소가 작게 생성되었다.

그림 7과 8은 한국 표준형 원전의 고압사고시 비응축성과 용해성 핵분열 생성물 방출량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 각각 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 원자로냉각재 계통을 감압하지 않은 경우가 핵분열 생성물이 빨리 방출되었으나 양은 작게 나타났다. 운전원이 원자로냉각재계통을 감압한 경우는 초기에는 소량의 방출을 보였으나 노심용융과정이 길었기 때문에 감압을 하지 않은 경우보다 핵분열 생성물 방출량이 많게 나타났다.

그림 9는 한국 표준형 원전의 고압사고시 원자로용기 하반구에 재배치된 노심용융물의 높이변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 원자로용기 하반구에 재배치된 노심용융물이 원자로용기 하반로 거의 동시에 재배치된다. 표 2에서 보는 바와 같이 재배치된 양은 전체 노심물질 양의 약 30 % 정도 였으며 이들이 약 0.8 m의 높이로 용융풀을 형성하였다. 그림 10과 11은 한국 표준형 원전의 고압사고시 원자로용기 하반구에 재배치된 노심용융물의 온도 변화와 원자로용기 내벽온도 변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 노심 하부에 재배된 용융 물질이 원자로용기 하반구로 재배치되면서 원자로용기 최대 온도는 급격히 상상하여 용융온도를 초과하였다. 표 2에서 보는 바와 같이 원자로용기 하반구에 재배치된 용융물의 최대온도는 약 2,850 K로 나타났다.

4. 결론

SCDAP/RELAP5/MOD3.3 전산코드를 사용하여 한국 표준형 원전의 증기발생기 급수 완전 상실사고와 전원 상실사고에 대한 노내 노심용융 후기과정을 해석하였다. 급수완전 상실사고

해석에서는 원자로 냉각재 계통의 인위적 감압 영향을 평가하기 위하여 운전원이 안전감압 계통을 사용하여 원자로냉각재 계통을 감압하는 경우와 감압하지 않는 경우에 대한 해석을 각각 수행하였다. 계산결과, 한국 표준형 원전의 고압사고시 운전원이 인위적으로 원자로 냉각재 계통을 감압하지 않는 경우에는 원자로용기가 파손되기 전에 원자로냉각재 계통의 배관이 파손되지 않아 원자로 냉각재 계통이 자연적으로 감압되지 않는 것으로 나타났고, 약 30 %의 노심 물질이 용융되어 원자로용기 하반기로 재배치된 이후 원자로용기가 파손되는 것으로 나타났다. 급수완전상실 사고는 전원상실사고보다 원자로가 늦게 정지되기 때문에 사고가 빠르게 전개되어 원자로용기가 약 40분 빨리 파손되는 것으로 나타났다. 증기발생기 급수 완전상실 사고시 운전원이 안전감압계통을 사용하여 원자로용기를 인위적으로 감압하는 것은 안전주입 탱크를 작동하게 하여 원자로용기 파손을 약 4시간 이상 연기시키는 것으로 나타났으며, 냉각재 방출로 수소가 적게 발생하였다. 급수 완전상실사고나 전원상실사고와 같은 고압사고에서는 냉각재가 노심에 많이 있기 때문에 원자로용기가 파손될 때까지 핵연료 피복재의 약 50-60 %가 산화되어 수소를 많이 발생시키는 것으로 나타났다. 본 연구결과는 한국 표준형 원전의 고압사고시 중대사고 완화 방법론 정립 및 격납건물 성능분석에 유용하게 사용될 수 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 사업 일환으로 수행하였습니다.

참고문헌

1. D. A. Petti et al., “PBF Severe Fuel Damage Test 1-4 Test Results Report,” NUREG/CR-5163, EGG-2542, December 1986
2. D O. Lanning and N. J. Lombardo, “Data Report for Full Length High Temperature Experiments,” PNL-6540, April 1988
3. G. Repetto et al., "The First PHEBUS Fission Product Experiment FPT0 General Aspects of the Experimental Sequence Concerning the Fuel Bundle Degradation and FP Release," ANS Int. Topical Meeting on the Safety of Operating Reactors, Seattle, Sep. 17-20, 1995
4. S. Hargen et al. “Results of SFD Experiment CORA-13 (OECD International Standard Problem 31),” KfK 5054, Kernforschungszentrum Karlsruhe, February 1993
5. D. Osetek, “Overview of the OECD LOFT FL-2 Test,” Presented at the SFD/ST Research Program Review Meeting, Idaho Falls, Idaho, April 10-14, 1989
6. S. B. Kim, K. Y., Suh, “Progress in SONATA-IV,” OECD/NEA CSNI Special Meeting on In-Vessel Debris Coolability and Lower Head Integrity, Paris, France, 1996
7. OECD/NEA, “Agreement on the OECD MASCA Project,” 2000
8. Kim Y. H., Suh K. Y., “Sensitivity Analyses for Maximun Heat Removal from Debris in the Lower Head,” J. of the Korean Nuclear Society 32 (4), 395-409, 2000
9. 박래준 외, “고리 1호기 전원상실사고시 1차측 감압에 대한 연구,” 한국원자력학회, '90 춘계학술발표회 논문집, 포항공과대학, 1990년 5월 25일
10. L. J. Siefken et al., “SCDAP/RELAP5/MOD3.3 Code manual,” NUREG/CR-6150, INEL-96/0422, January 2001
11. The RELAP5 Development Team, “RELAP5/MOD3 Code Manual,” NUREG/CR-5535, INEL95/0174, August 1995
12. C. M. Allison et al. “SCDAP/MOD1/V0: A Computer Code for the Analysis of LWR Vessel Behavior During Severe Accident Transients,” IS-SAAM-83-002, July 1984
13. E. C. Lemmon, “COUPLE/FLUID: A Two Dimensional Finite Element Thermal Conduction and Advection Code,” EGG-ISD-SCD-80-1, February 1980

표 1. 한국 표준형 원전의 고압사고시 노내 중대사고 경위에 대한 SCDAP/RELAP5 /MOD3.3 계산결과 (단위: 초)

주요 사고경위	증기발생기 급수 완전상실사고		전원상실사고
	안전감압계통 작동 안함	안전감압계통 작동	
과도상태 시작	0	0	0
안전감압계통 작동	-	1,905	-
노심 노출	2,985	2,769	5,637
안전주입탱크 작동	-	3,590	-
노심 물질 용융 시작	4,749	4,050	7,178
용융물 원자로용기 하반구에 재배치 시작	5,829	22,796	8,483
원자로용기 파손	5,910	23,235	8,570
전체 핵연료피복재 산화비율(%)	56.9	47.3	57.5

표 2. 한국 표준형 원전의 고압사고에 의한 원자로용기 파손시 원자로용기 하반구에서의 노심용융물 최종 상태에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과

주요 사고경위	증기발생기 급수 완전상실사고		전원상실사고
	안전감압계통 작동 안함	안전감압계통 작동	
원자로용기 파손시간 (초)	5,910	23,235	8,570
총 붕괴열	38.6	27.5	35.1
용융물 깊이(m)	0.82	0.88	0.72
용융물 체적(m^3)	3.88	4.42	3.05
원자로용기 하반구 용융물 양(ton) (전체양=109.5)	29.8	34.4	23.5
핵연료 용융량 (ton) (전체양=85.6)	23.6	27.4	18.6
ZrO_2 용융량(ton)	4.3	4.0	3.2
Zr 용융량 (ton) (전체양=23.9)	1.9	3.0	1.7
용융물 온도(K)	2,843	2,856	2,840
열생성량 (MW/m^3)	2.74	1.99	2.50

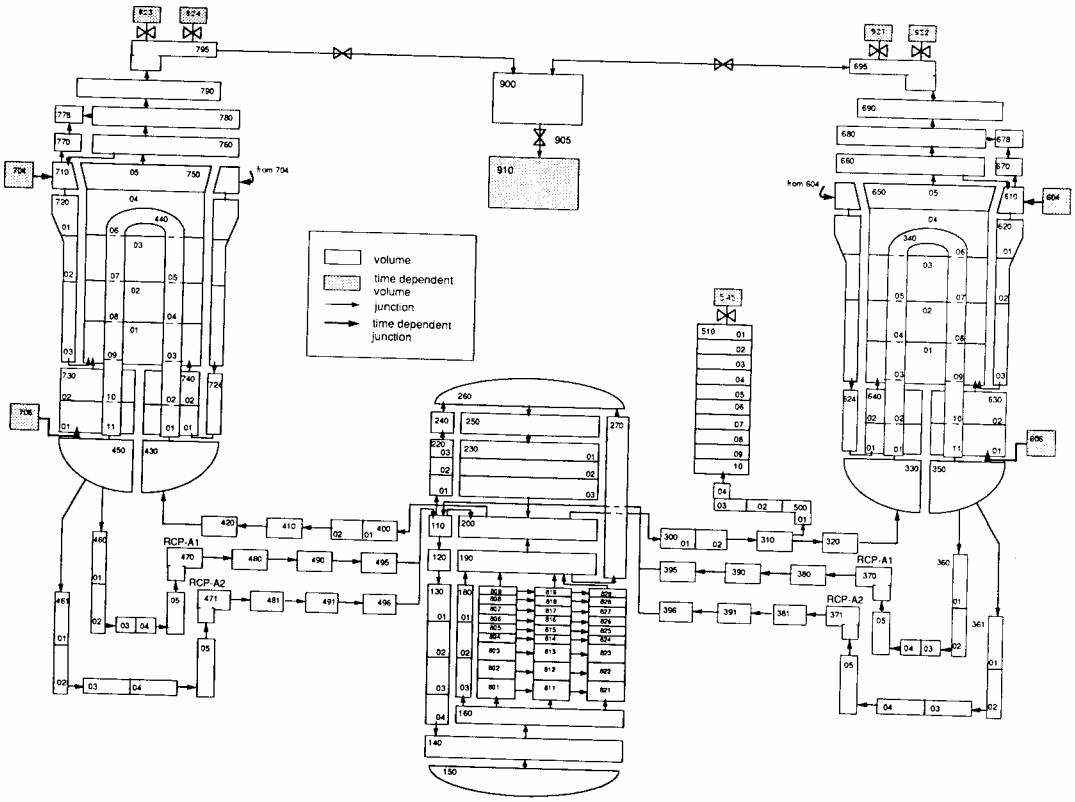

그림 1. 한국 표준형 원전의 SCDAP/RELAP5 Nodalization

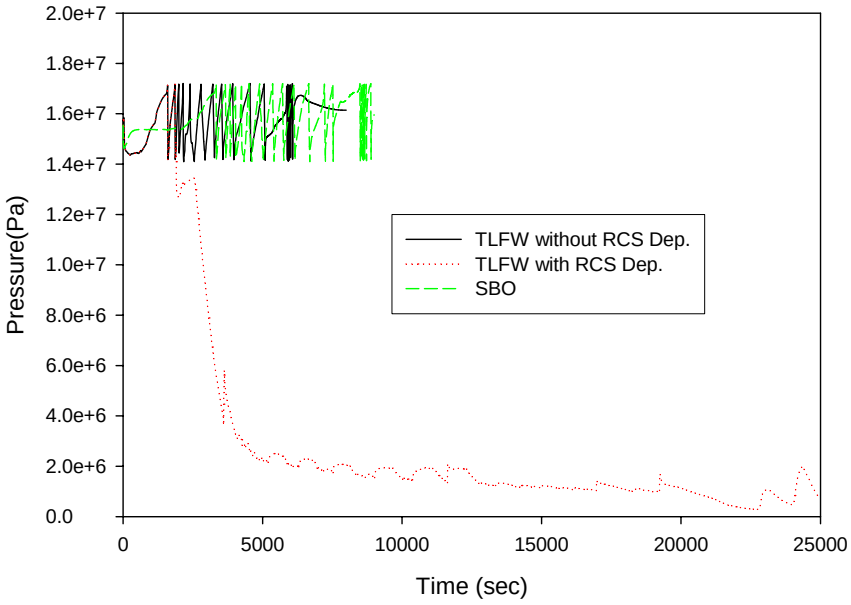

그림 2. 한국 표준형 원전의 가압기 압력변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

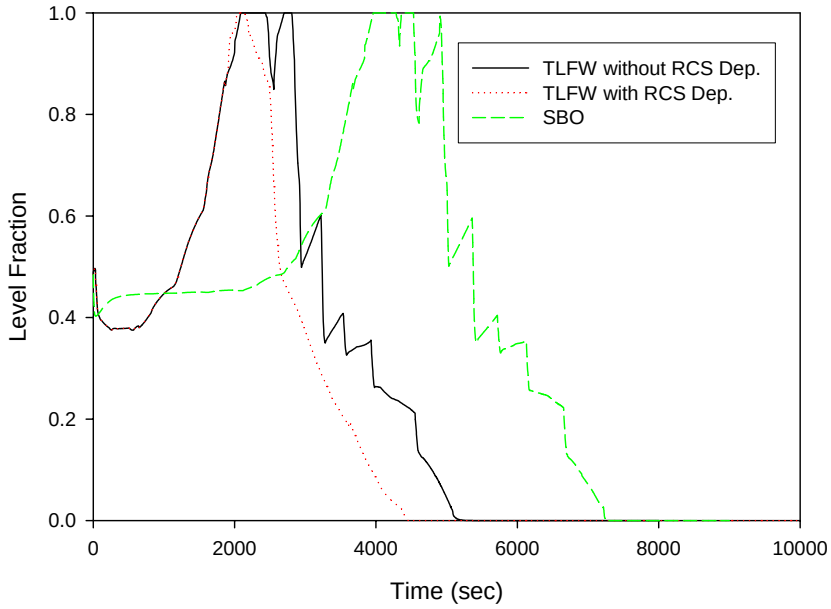

그림 3. 한국 표준형 원전의 가압기 수위변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

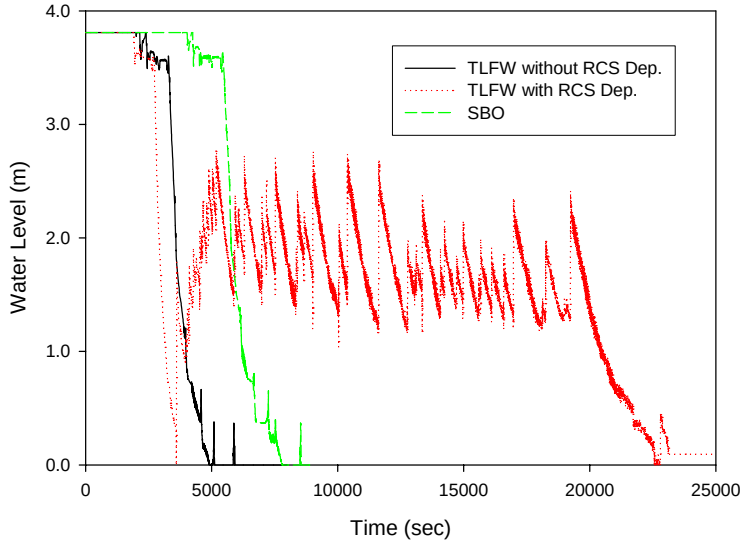

그림 4. 한국 표준형 원전의 노심 수위변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

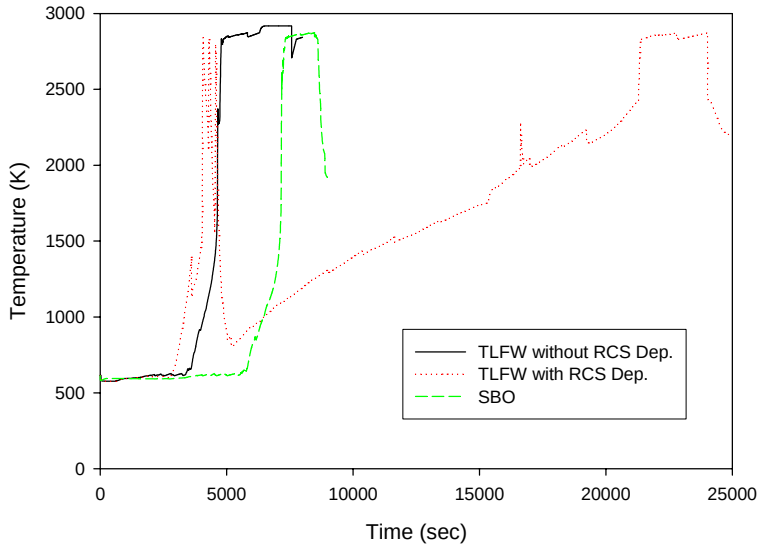

그림 5. 한국 표준형 원전의 핵연료 피복재 최대온도 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

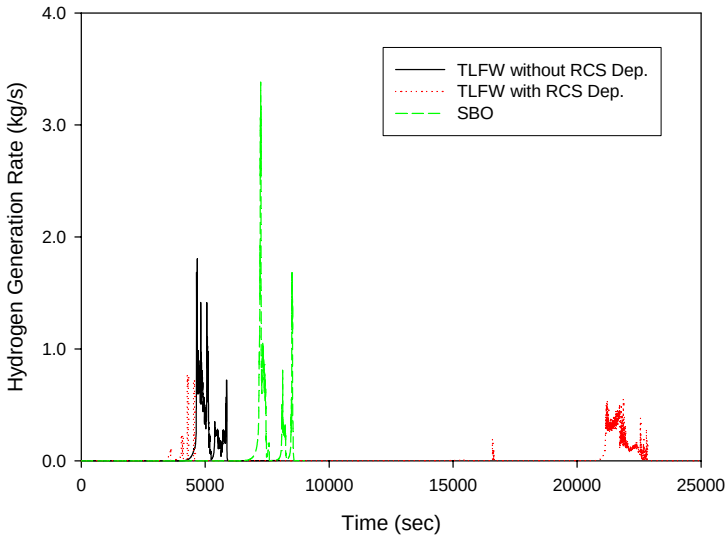

그림 6. 한국 표준형 원전의 수소생성량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

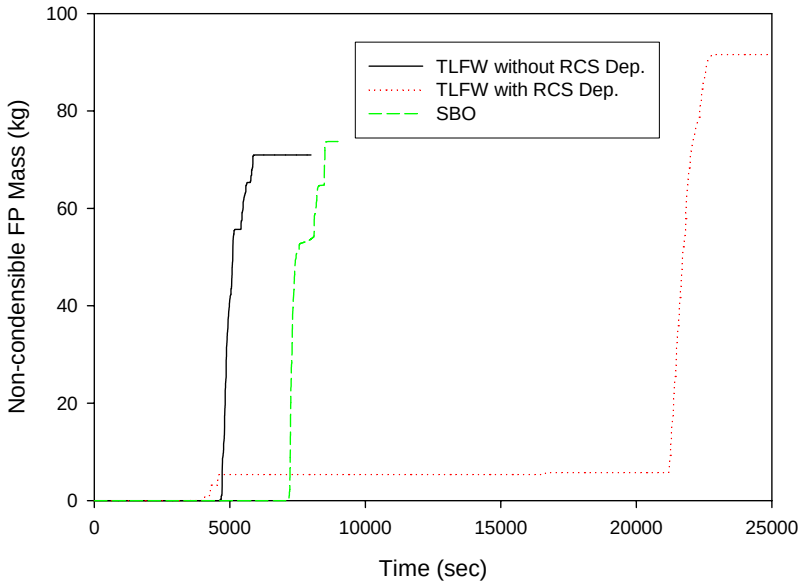

그림 7. 한국 표준형 원전의 비응축성 핵분열 생성물 방출량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

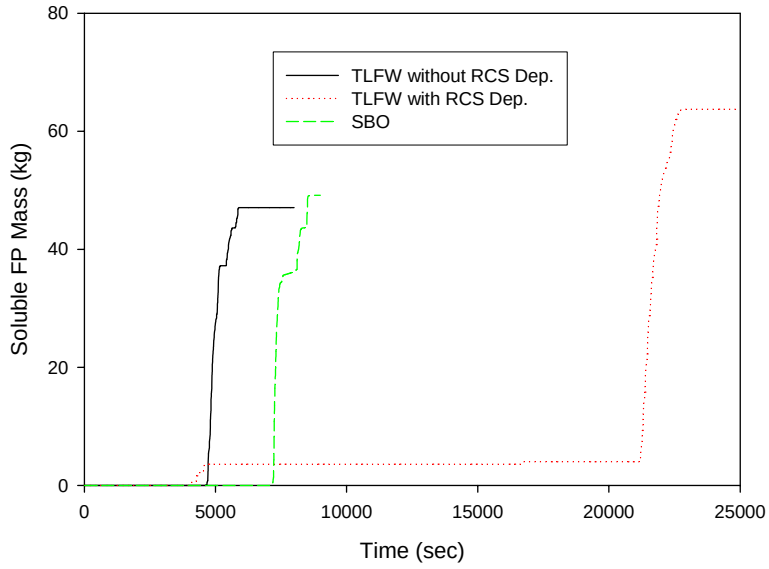

그림 8. 한국 표준형 원전의 용해성 핵분열 생성물 방출량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

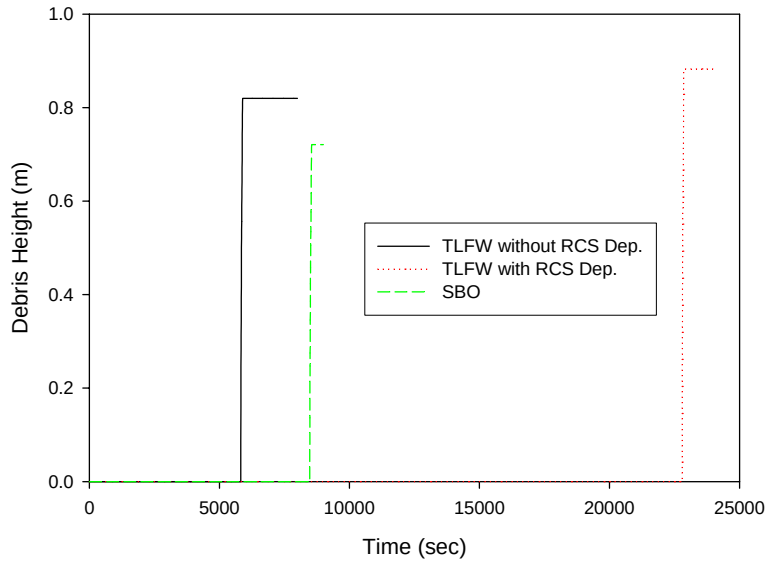

그림 9. 한국 표준형 원전의 원자로용기 하반구에서 용융풀 높이변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

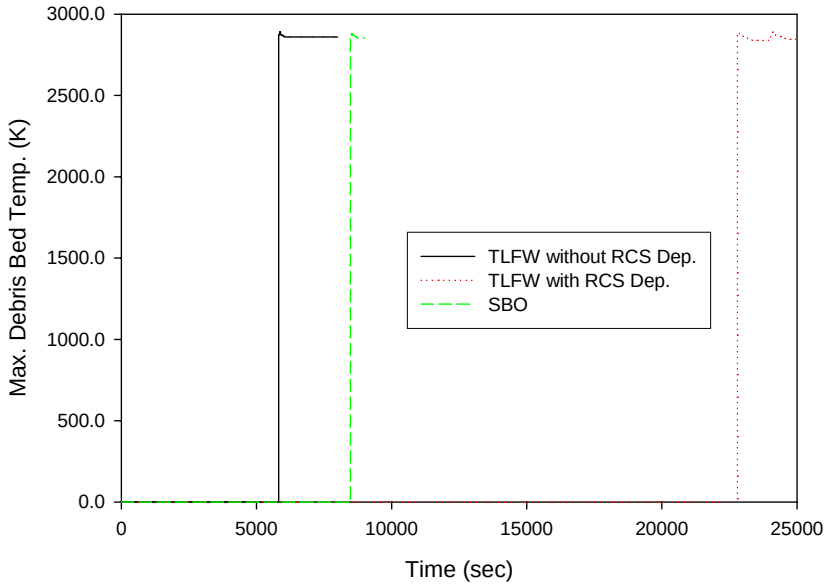

그림 10. 한국 표준형 원전의 원자로용기 하반구에서 용융물 온도변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

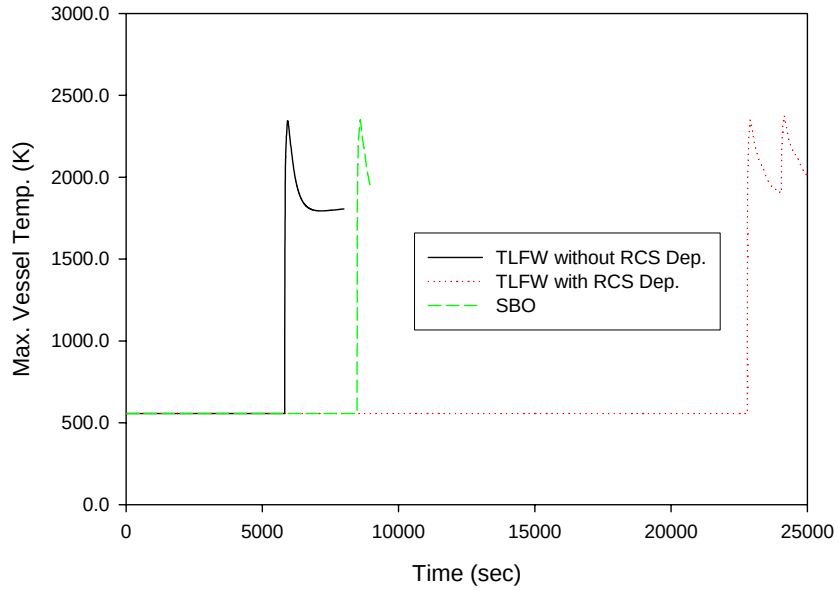

그림 11. 한국 표준형 원전의 원자로용기 최대온도 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과