2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

SCDAP/RELAP5를 이용한 한국 표준형 원전의 냉각재 상실사고시 노내 중대사고 전개과정 상세해석

Detailed Analysis of In-Vessel Melt Progression in the LOCA of the KSNP using the SCDAP/RELAP5

박래준, 김상백, 김희동

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

SCDAP/RELAP5/MOD3.3 전산코드를 사용하여 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 소형파단 냉각재 상실사고시 노내 중대사고 관리방안 평가를 위한 기본 자료를 생산하기 위하여 노내 중대사고 전개과정을 상세히 해석하였다. 본 연구 대상 사고는 등가직경 1.35 inch와 2 inch의 소형파단, 3 inch와 4.28 inch의 중형파단, 9.6 inch의 대형파단 냉각재 상실사고시 안전주입 펌프가 작동하지 않는 경우이다. 본 해석은 사고초기부터 원자로용기가 파손될 때까지 수행하여 원자로용기 파손시 노심용융물 상태를 결정하였다. 계산결과, 약 40-60 %의 노심 물질이 용융되어 원자로용기 하반기로 재배치된 이후 원자로용기가 크립으로 파손되는 것으로 나타났다. 소형파단 냉각재 상실사고와 대형파단 냉각재 상실사고는 원자로용기가 사고후 70-110 분에 빨리 파손되었으나 중형 파단 냉각재 상실사고에서는 안전주입 탱크가 유효하게 작동하여 원자로용기가 사고후 200-400 분에 늦게 파손되었다. 한국표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 소형과 중형파단 냉각재 상실사고시에는 약 45-55 %의 핵연료 피복재가 산화되어 수소를 발생시키는 것으로 나타났으나 대형파단 냉각재 상실사고 시에는 많은 냉각재 상실로 약 20 % 핵연료 피복재가 산화되는 것으로 나타났다.

Abstract

The in-vessel severe accident progression has been analyzed to generate the basic data for evaluation of in-vessel severe accident management strategy using the SCDAP/RELAP5/MOD3.3 computer code in the Loss Of Coolant Accident (LOCA) without safety injection system of the KSNP (Korean Standard Nuclear Power Plant). The small break LOCAs of 1.35 inch, 2 inch break size, the medium break LOCAs of 3 inch and 4.28 inch break size, and a large break LOCA of 9.8 inch without actuation of the safety injection pumps have been simulated from transient initiation to reactor vessel failure. The plant damage state at reactor vessel failure has been estimated in all calculations. The SCDAP/RELAP5/MOD3.3 results have shown that in all transients, approximately 40-60 % of the core materials were melted and relocated to the lower plenum of the reactor vessel, which resulted in reactor vessel failure by creep. In the small and large break LOCAs, the reactor vessel failed at early time of approximately 70-110 minutes after transients initiated. Since the SITs were actuated effectively in the medium break LOCAs, the reactor vessel failed at late time of approximately 200-400 minutes after transients initiated. At the time of reactor vessel failure, approximately 45-55 % of the fuel rod cladding was oxidized in the small and medium break LOCAs. However, approximately 20 % of the fuel rod cladding was oxidized because of coolant loss through the break in the large break LOCA of the KSNP.

1. 개요

원전에서 노심 물질이 용융하는 중대사고 발생시 노내 사고 전개과정은 사고초기부터 핵연료 용융까지의 전기과정과 노심물질의 용융 이후부터 원자로용기 파손까지의 후기과정(late phase melt progression)으로 구분할 수 있다. 노심손상 전기과정에서는 노심노출 후의 핵연료 피복재의 부풀음(ballooning) 및 파손, 핵연료 피복재의 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 전산코드 들도 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 SCDAP/RELAP5와 같은 최적 평가용 전산코드를 이용하여 노심손상 전기 및 후기과정을 종합적으로 분석하는 것이 필요하다.

본 연구에서는 한국 표준형 원전의 고압 사고 해석[9]에 이어 저압사고에 대한 노내 중대사고 전개과정을 최적 평가용 전산코드인 SCDAP/RELAP5/MOD3.3[10]를 사용하여 해석하였다. 본 중대사고 해석에서는 안전주입이 되지 않는 등가직경 1.35 inch와 2 inch의 소형파단, 등가직경 3inch와 4.28 inch의 중형파단, 등가직경 9.6 inch의 대형파단 냉각재 상실사고시 사고초기부터 원자로용기가 파손될 때까지를 계산하여 파단 크기에 따른 노내 중대사고 전개과정 차이를 분석하였다. 또한 노내 중대사고 관리 방안인 원자로용기 외벽냉각을 해석하고 원자로용기 파손 이후의 격납건물 중대사고 전개과정 해석에 필요한 원자로용기 파손될 때의 노심용융물 상태를 중점적으로 분석하였다.

2. 해석내용 및 입력모델

본 연구에서 해석한 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고는 저온관에 파단이 발생하여 냉각재가 누출되는 사고가 발생하였으나 안전주입 펌프가 작동되지 않아 중대사고로 전개되는 과정을 모의하였으며, 안전주입 탱크는 작동하는 것으로 모의하였다. 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 상세히 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 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고를 모의하기 위하여 입력모델을 설정하였다. 본 입력모델에서는 그림 1에서 보는 바와 같이 한국 표준형 원전의 원자로용기, 원자로 냉각재 계통, 증기발생기, 가압기, 원자로 냉각재 펌프, 주 증기 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.

본 사고해석에서는 원자로용기 하부 vessel, 고온관, 가압기 surge관, 증기발생기 튜브는 고온 creep으로 파손될 수 있도록 모의하였으며, 원자로냉각재 계통의 압력이 안전주입 탱크 작동압력까지 감소되면 4개의 탱크가 작동되고 노심에서의 증기 생성으로 압력이 상승하면 이 탱크가 작동되지 않아 작동과 미작동이 반복되도록 모의하였다.

3. 해석결과 및 고찰

표 1은 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 주요 중대사고 경위 발생시간에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 등기직경 1.35 inch 파단 극소형파단 냉각재 상실사고 시에는 안전주입 탱크가 작동되기 전에 원자로용기가 파손되는 것으로 나타났고 등기직경 2.0 inch 파단 소형파단 냉각재 상실사고 시에는 안전주입 탱크가 작동하였으나 노내 중대사고가 많이 진행된 상태에서 작동되었기 때문에 원자로용기가 빨리 파손되었다. 등가직경 3 inch와 4.28 inch의 중형파단 냉각재 상실사고시에는 안전주입 탱크가 효과적으로 작동하여 원자로용기가 늦게 파손되는 것으로 나타났다. 안전주입이 되지 않는 대형파단 냉각재 상실사고시에는 안전주입 탱크가 작동하였으나 파단부를 통한 냉각재 상실양이 매우 많기 때문에 원자로용기가 빨리 파손되는 것으로 나타났다. 안전주입이 되지 않는 소형파단과 중형파단 냉각재 상실사고에서는 핵연료 피복재의 약 45-55 %가 산화되어 수소를 발생시켰으나 대형파단 냉각재 상실사고에서는 파단부를 통하여 냉각재가

많이 상실되었기 때문에 핵연료 피복재의 약 20%가 산회되어 수소를 발생시켰다.

그림 2는 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 가압기 압력변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 저온관 파단이 발생하면 파단부를 통한 냉각재 상실 때문에 압력이 급격히 감소하고 노심에서 비등이 발생하는 시점에는 압력이 일정하다가 냉각수 고갈로 증기 발생량이 감소하는 시점부터 압력이 다시 감소하게 된다. 이후 압력이 안전주입 탱크가 작동하는 4.3 MPa까지 감소하면 4개의 탱크가 작동하게 된다. 이 탱크가 작동하면 냉각재가 노심으로 주입되어 비등으로 압력이 다시 상승하게 되고 압력이 상승하면 안전주입탱크가 작동을 하지 않게 되며, 이에 따라 압력이 다시 감소하여 안전주입 탱크가 재 작동하는 것을 반복하게 된다. 그러나 파단부 등가직경이 1.35 inch인 경우는 파단부를 통한 냉각재 상실량이 매우 작기 때문에 노심에서 비등이 발생하면 압력이 증가하여 안전주입탱크가 작동하는 압력까지 감소되기 전에 원자로용기가 파손되었다.

그림 3은 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 안전주입 탱크 작동으로 원자로 냉각재 계통 내에 주입된 냉각재 총량변화를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 파단부 등가직경이 1.35 inch인 경우는 안전주입 탱크의 냉각재가 전혀 주입되지 않았고 2 inch인 경우는 조금만 작동되었다. 그러나 중형과 대형 파단 냉각재 상실사고에서는 안전주입 탱크의 냉각재가 거의 모두 원자로냉각재 계통 내로 주입되었다.

그림 4는 한국표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 노심내 냉각재 수위변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 사고시작과 동시에 파단부를 통한 냉각재 상실로 원자로용기 수위는 급격히 감소한다. 소형파단 냉각재 상실사고에서는 안전주입 탱크가 작동하면 원자로용기내 수위가 감소하지 않게 되나 대형파단 냉각재 상실사고의 경우에는 안전주입 탱크 작동 영향이 별로 나타나지 않는다. 중형파단 냉각재 상실사고에서는 안전주입탱크 작동으로 냉각재가 노심에 유효하게 주입되기 때문에 노심의 수위가 다른 사고에 비하여 오랫동안 일정 수준을 유지하는 것으로 나타났다. 이와 같은 원자로용기내 수위변화에 따라 그림 5의 노심 핵연료 피복재 최고온도가 변화한다. 그림에서 보는 바와 같이 소형파단 냉각재 상실사고와 대형파단 냉각재 상실사고에서는 핵연료 피복재의 최대온도가 급격히 상승하여 핵연료가 용융하는 온도가지 상승하는 것으로 나타났다. 3 inch 파단 중형 냉각재 상실사고 시에는 노심에서 핵연료가 용융되었으나 안전주입 탱크 작동으로 냉각재가 노심에 유효하게 주입되었기 때문에 핵연료 피복재 온도가 감소하였다가 안전주입 탱크내 냉각재가 고갈된 20,000 초이후 다시 온도가 상승하였다. 4.28 inch 파단 중형 냉각재 상실사고시에는 안전주입 탱크가 유효하게 작용하였기 때문에 핵연료 피복재의 온도가 다소 늦게 상승되었다.

그림 6과 7은 한국표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 핵연료봉 내에 있던 용해성과 비응축성 핵분열 생성물이 원자로 냉각재 계통 내로 방출된 양에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 각각 보여주고 있다. 사고시 핵연료의 온도가 상승하면서 핵연료 내에 있던 핵분열 생성물은 핵연료와 피복재 사이의 gap 내로 방출되고 핵연료 피복재의

부풀음 현상에 의한 파손으로 처음으로 원자로 냉각재 계통 내로 방출된다. 냉각재 상실사고 시에는 핵연료와 피복재 사이의 간극과 원자로 냉각재 계통의 압력 차이가 크기 때문에 핵연료 피복재가 1000 K 이하에서 파손된다. 따라서 핵연료 피복재가 파손될 때는 핵분열 생성물이 많이 방출되지 않고 핵연료가 용융되면서 많은 양의 핵분열 생성물이 방출된다. 그림에서 보는 바와 같이 비응축성 핵분열생성물이 수용성(soluable) 핵분열생성물보다 더 많이 방출되는 것으로 나타났으며, 사고에 따라 전체 핵분열 생성물 전체 발생량은 대부분 비슷하게 나타났다.

그림 8은 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 원자로용기 하반구에 재배치된 노심용융물의 높이변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 원자로용기 하반구에 초기에 재배치된 노심용융물은 거의 제어봉 물질이고 대부분의 핵연료 용융물은 노심 하부에서 용융 pool을 형성하였던 많은 노심용융물이 원자로용기 하반구로 재배치될 때 재배치되었다. 그림 9와 10은 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 원자로용기 하반구에 재배치된 노심용융물의 온도 변화와 원자로용기 내벽온도 변화에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 각각 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 노심용융물이 원자로용기 하반구로 재배치되는 시점부터 온도가 상승하여 원자로용기 하반구로 많은 노심용융물이 재배치되는 시점에 용융물의 온도가 급격하게 상승하였다. 이와 같은 노심용융물 내의 온도변화는 원자로용기에도 그대로 전달되어 원자로용기를 creep으로 파손되게 하였다.

표 2에서 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 냉각재 상실사고시 원자로용기가 파손될 때 노심용융물 상태에 대한 SCDAP/RELAP5/MOD3.3 계산결과를 보여주고 있다. 표에서 보는 바와 같이 대부분의 경우에 노심 물질의 약 40-60 %가 용융하여 원자로용기 하반구로 재배치되었다. 원자로용기 하반구에 재배치된 노심용융물의 온도는 대부분 약 2,850 K를 유지하였고 안전주입이 되지 않는 소형 및 대형 파단 냉각재 상실사고시에는 열생성량이 약 3 MW/m^3였으며 중형파단 냉각재 상실사고시에는 약 2 MW/m^3으로 나타났다.

4. 결론

SCDAP/RELAP5/MOD3.3 전산코드를 사용하여 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 소형파단 냉각재 상실사고시 노내 중대사고 관리방안 평가를 위한 기본 자료를 생산하기 위하여 중대사고 전개과정을 상세히 해석하였다. 본 연구 대상 사고는 등가직경 1.35 inch와 2 inch의 소형파단, 3 inch와 4.28 inch의 중형파단, 9.6 inch의 대형파단 사고시 안전주입 펌프가 작동하지 않고 안전주입 탱크는 작동하는 경우이다. 등기직경 1.35 inch 파단 극소형 파단 냉각재 상실사고 시에는 안전주입 탱크가 작동되기 전에 원자로용기가 파손되는 것으로 나타났고 등기직경 2.0 inch 파단 소형파단 냉각재 상실사고 시에는 안전주입 탱크가 작동하였으나 노내 중대사고가 많이 진행된 상태에서 작동되었기 때문에 원자로용기가 빨리 파손되었다. 등가직경 3 inch와 4.28 inch의 중형파단 냉각재 상실 사고시에는 안전주입 탱크가 효과적으로 작동하여 원자로용기가 늦게 파손되는 것으로 나타났다. 안전주입이 되지 않는 대형파단 냉각재

상실사고시에는 안전주입 탱크가 작동하였으나 파단부를 통한 냉각재 상실양이 매우 많기 때문에 원자로용기가 빨리 파손되는 것으로 나타났다. 안전주입이 되지 않는 소형파단과 중형파단 냉각재 상실사고에서는 핵연료 피복재의 약 45-55 %가 산화되어 수소를 발생시켰으나 대형파단 냉각재 상실사고에서는 파단부를 통하여 냉각재가 많이 상실되었기 때문에 핵연료 피복재의 약 20%가 산회되어 수소를 발생시켰다.

한국표준형 원전의 안전주입이 되지 않는 대부분의 냉각재 상실사고시에는 노심 물질의 약 40-60 %가 용융하여 원자로용기 하반구로 재배치되었다. 원자로용기 하반구에 재배치된 노심용융물의 온도는 대부분 약 2,850 K를 유지하였고 안전주입이 되지 않는 소형 및 대형 파단 냉각재 상실사고시에는 열생성량이 약 3 MW/m^3였으며 중형파단 냉각재 상실사고시에는 약 2 MW/m^3으로 나타났다. 본 해석 결과는 한국표준형 원전의 노내 중대사고 관리방안 평가와 격납건물 관련 중대사고 해석에 융용하게 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, “한국 표준형 원전의 고압 노내 노심용융 후기과정 해석,” 한국원자력학회, ''03 추계학술발표회 논문집, 용평리조트, 2003년 10월 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 안전주입이 되지않는 냉각재 상실사고시 노내 중대사고 경위에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

Events	1.35 inch	2.00 inch	3.00 inch	4.28 inch	9.60 inch
Transient Initiated	0	0	0	0	0
Core Uncovery	4,208	2,165	937	466	1,928
Actuation of SITs	-	3,546	1,546	750	150
End of SIT Actuation	-	-	23,644	-	3,238
Core Melting	5,525	3,225	1,768	10,538	3,102
First Relocation of Corium to the Lower Plenum	6,425	3,623	23,650	12,088	3,657
Reactor Vessel Failure	6,700	4,336	24,075	12,580	4,700
Total Oxidation Fraction (%)	53.2	45.7	53.9	45.2	20.1

표 2. 한국 표준형 원전의 안전주입이 되지않는 냉각재 상실사고시 원자로용기 파손시 노심용융물 상태에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

	1.35 inch	2.00 inch	3.00 inch	4.28 inch	9.60 inch
Reactor Vessel Failure Time (sec)	6,760	4,336	24,075	12,580	4,700
Total Decay Heat (MW)	37.0	42.8	27.2	32.2	41.5
Corium Depth (m)	0.91	1.04	1.15	1.25	1.35
Corium Mass(ton) (Total=109.5)	42.0	46.3	55.4	62.4	62.4
Fuel Mass(ton) (Total=85.6)	32.0	35.9	43.5	50.3	50.3
ZrO_2 Mass (ton)	5.0	3.4	8.7	7.0	7.0
Zr Mass(ton) (Total=23.9)	3.1	6.8	3.2	5.1	5.1
Corium Temperature (K)	2,858	2,810	2,872	2,847	2,850
Heat Generation Rate (MW/m^3)	2.9	3.0	1.6	2.3	3.1

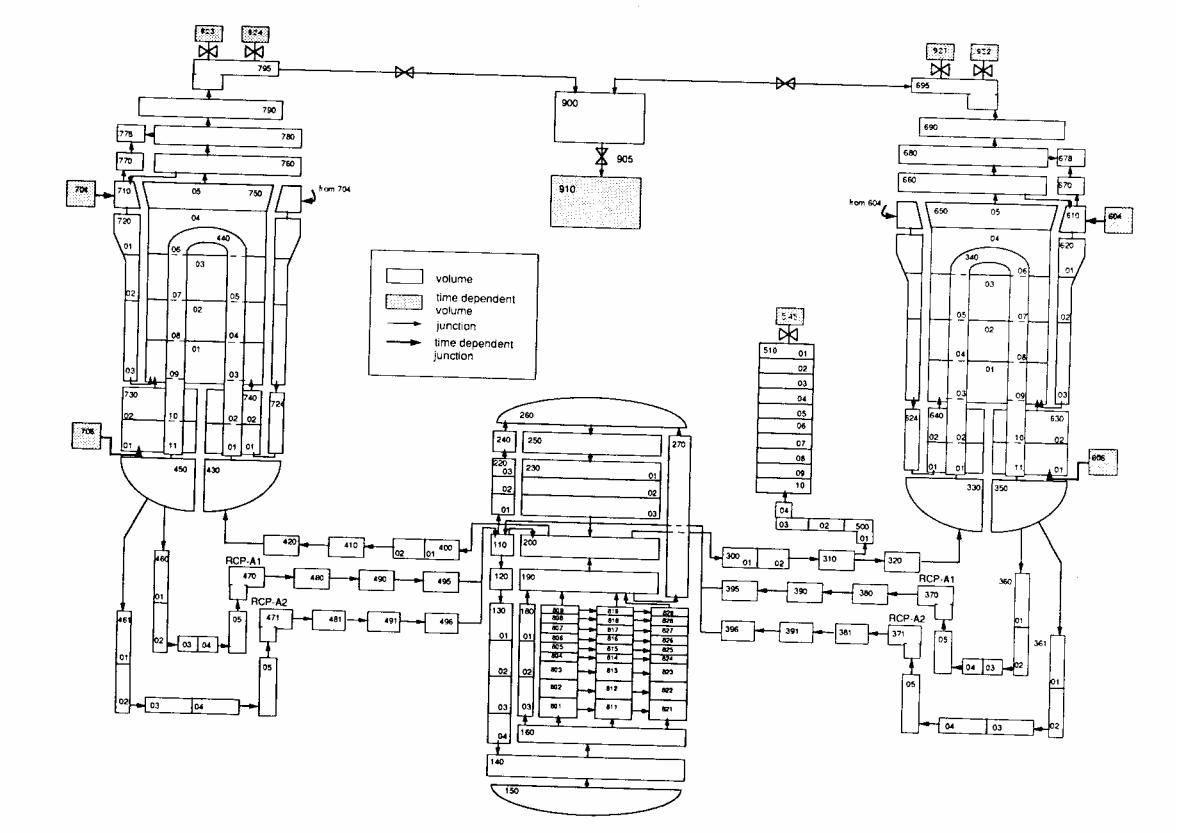

그림 1. 한국 표준형 원전의 SCDAP/RELAP5 Nodalization

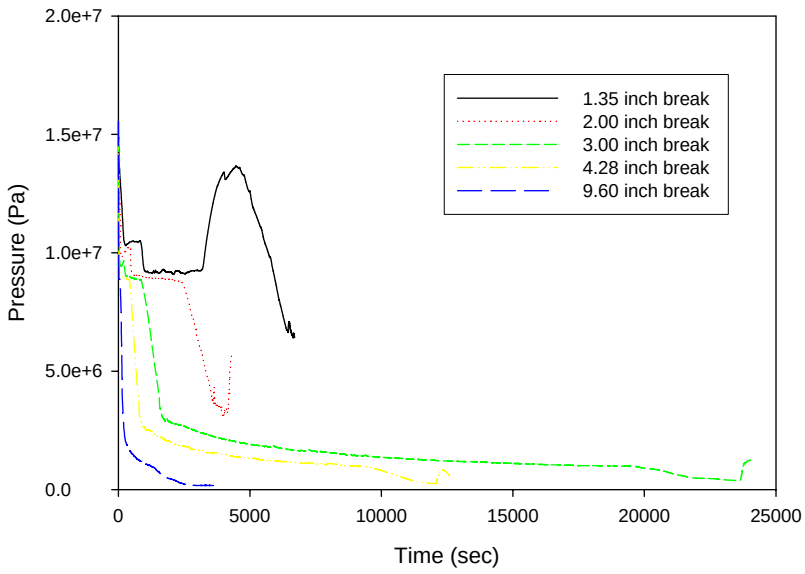

그림 2. 가압기 압력변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

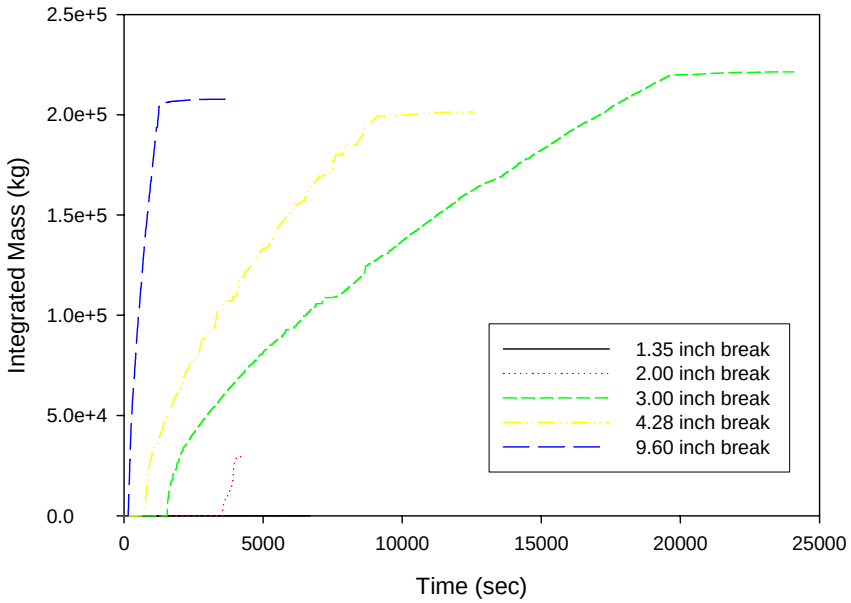

그림 3. 안전주입 탱크 작동 냉각수 총량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

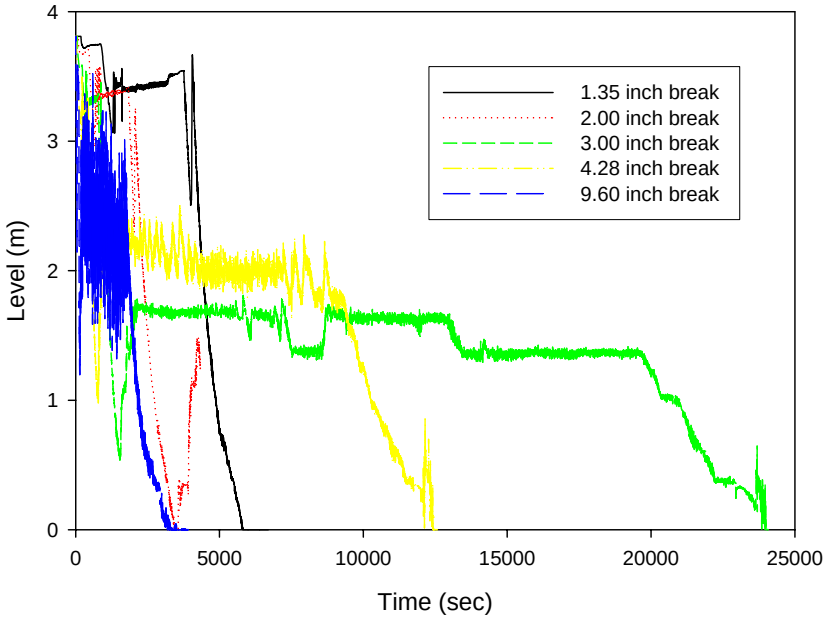

그림 4. 노심 수위변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

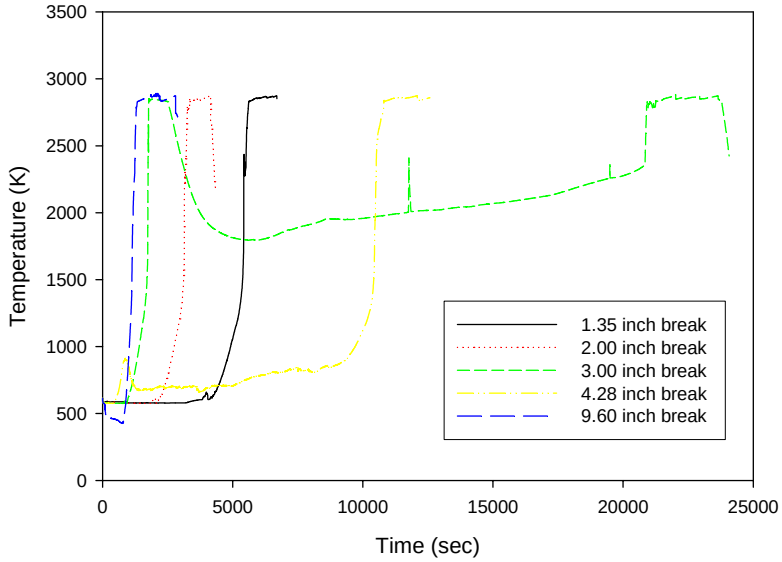

그림 5. 핵연료 피복재 최대온도 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

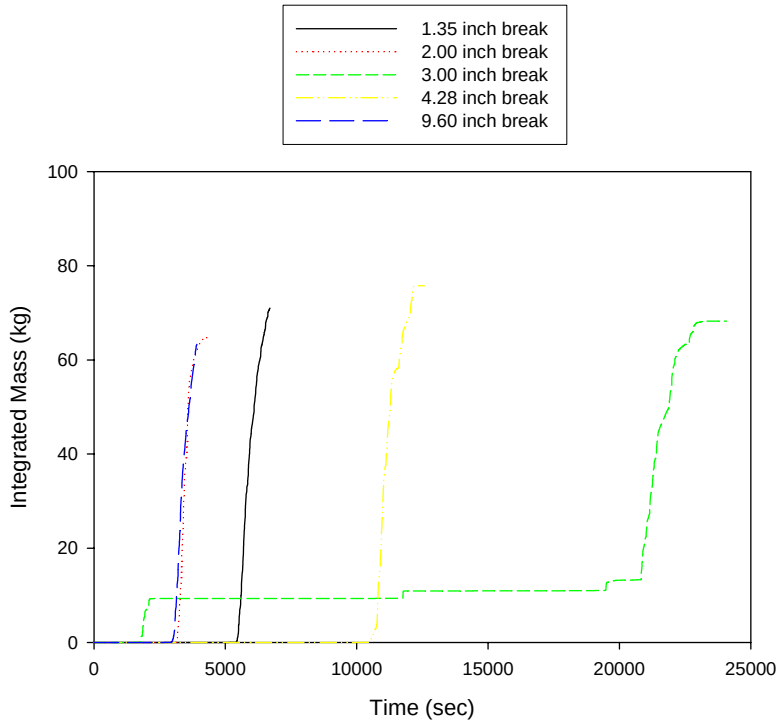

그림 6. 용해성 핵분열 생성물 방출량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

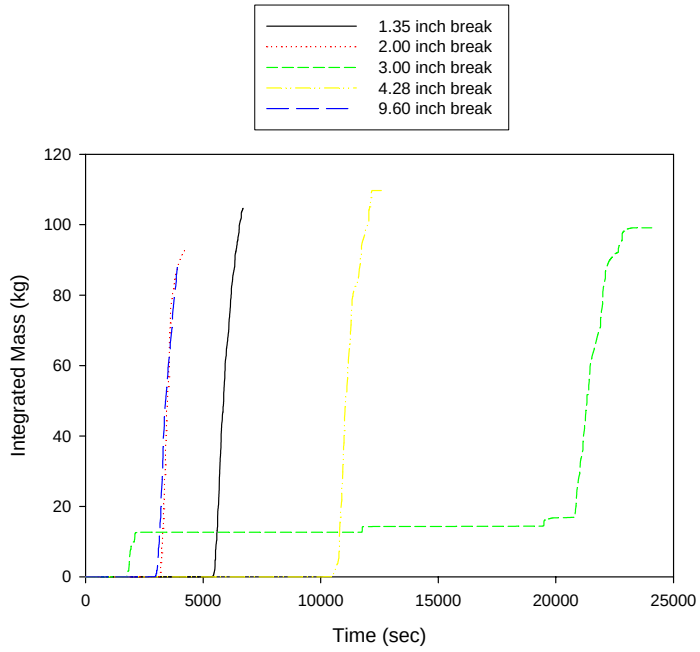

그림 7. 비응축성 핵분열 생성물 방출량 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

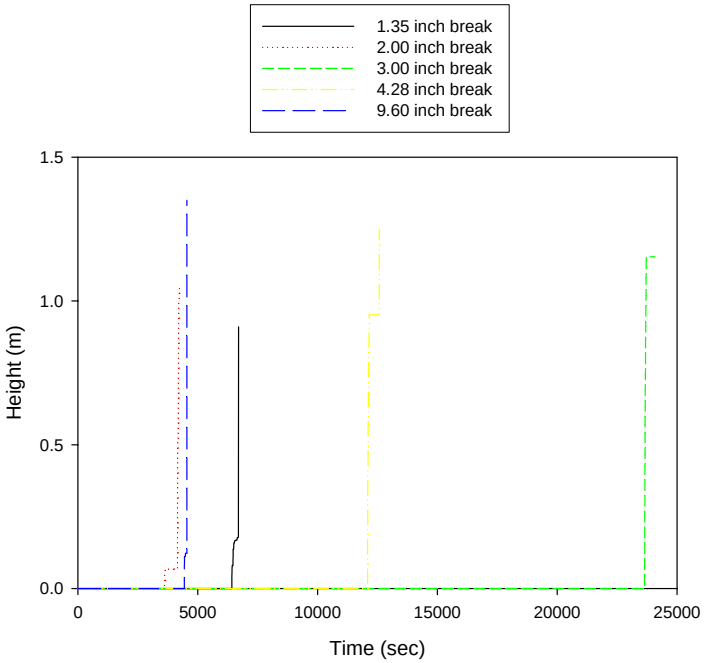

그림 8. 원자로용기 하반구에서 용융풀 높이 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

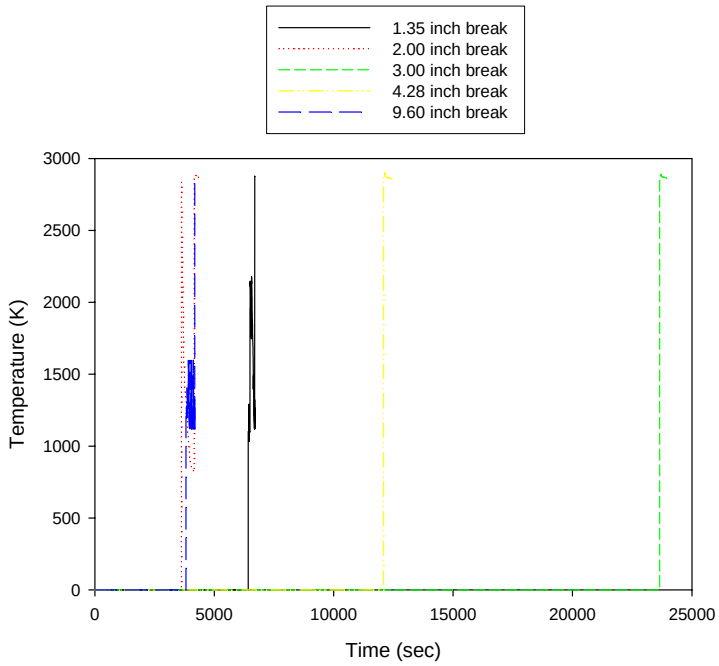

그림 9. 원자로용기 하반구에서 용융물 최대 온도변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과

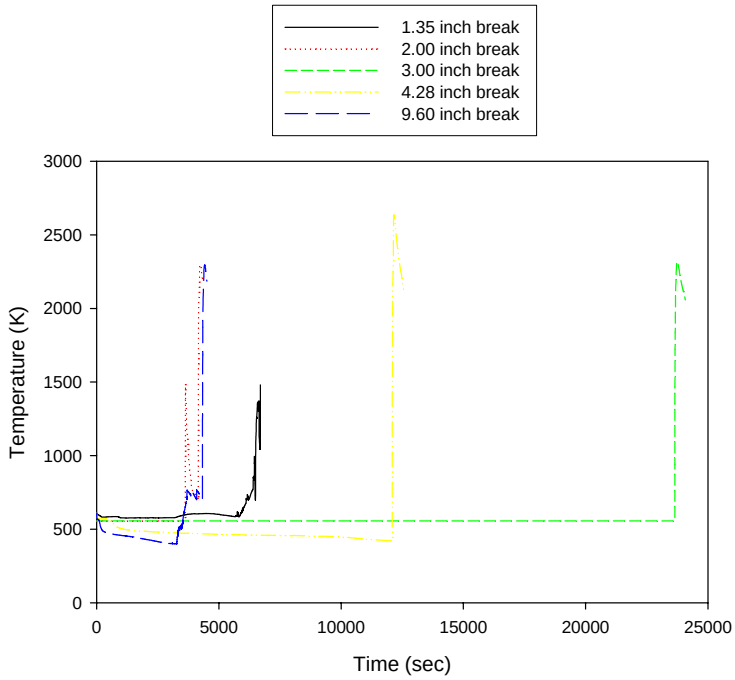

그림 10. 원자로용기 vessel 최대온도 변화에 대한 SCDAP/RELAP5 계산결과