

중대사고DB구축을 위한 중형냉각재상실사고의 사고경위분석

An Analysis of Medium LOCA Sequences for the Development of Severe Accident Analysis DB

최영, 박수용, 김동하
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 논문은 중대사고 해석 데이터베이스 시스템의 입력자료로 이용하기 위하여 원자력발전소 중형냉각재 상실사고로부터 기인된 중대사고 시나리오들을 분석하였다. 해석자료를 생산하기 위하여 한국 표준형원전을 대상발전소로 채택하고 이 발전소에 대한 PSA 결과를 토대로, 전체 중형냉각재상실사고 시나리오 20개 중 발생가능성이 상대적으로 큰 6개 시나리오를 우선 선정하였는데, 이들의 발생빈도의 합은 발전소 중형냉각재상실사고 전체가 가지는 발생빈도의 90% 이상을 차지한다. 선정된 시나리오에 대해서는 중대사고 현상해석 종합전산코드인 MAAP을 이용하여 열수력 및 방사선원 계산을 수행하였으며, 본 논문에서는 각 시나리오 별 특징을 나타내는 내용을 수록하였으며 이 정보들은 추후에 데이터 베이스시스템에 이용될 것이다.

Abstract

The purpose of this paper is to analyze severe accident scenarios which have been initiated from the medium LOCA for the development of the severe accident analysis database system. The Korean standard nuclear power plant(KSNP) has been selected as a reference plant. Six scenarios have been determined to be analyzed based on the probabilistic safety analysis of the KSNP. These scenarios take 90 percent of occurrence frequency of total 20 medium LOCA scenarios. Thermal hydraulic and source term analysis have been performed using MAAP which is one of integrated severe accident analysis computer programs. This paper contains only calculation results for typical variables which characterize the selected scenarios. The data set will be utilized as an input of data base system.

1. 서 론

원전에서의 중대사고 현상과 관련된 많은 정보를 데이터 베이스화하여 관련분야에 대한 지식이 많지 않은 발전소 요원이나 관련분야의 축적된 자료를 필요로 하는 전문가들에게 제공할 수 있는 중대사고 해석 데이터베이스 생산 방법론이 개발된 바 있다. 또한, 그동안 원자력연구소는 PC 윈도우 기반의 중대사고 위해도 데이터베이스 관리시스템

SARD (Severe Accident Risk Database management system) 1.0[1]을 개발하였다. 중대 사고 해석 데이터베이스는 원전에서 발생가능성이 있는 중대사고 시나리오에 대한 열수력 및 중대사고 현상과 방사선원에 대한 해석결과를 데이터베이스로 정리하고 데이터베이스 관리시스템을 통하여 사용자들에게 필요한 정보를 제공하게 된다. 데이터베이스에 이용될 해석자료를 생산하기 위하여 한국 표준형원전을 대상 발전소로 채택하고 이 발전소에 대한 PSA 결과를 토대로 95개의 기본 분석 사고 시나리오를 선정하였다. 또한 MAAP[2] 계산을 기반으로 사용자에게 제공될 수 있는 변수들을 도출하였으며 기본분석 외의 민감도 분석을 위하여 발전소 설비 또는 계통의 운전과 관련된 민감도 인자와 분석 코드에 내재하는 불확실 변수를 검토하였다.[3]

해석대상으로 고려하고 있는 기본 분석 사고 시나리오는 냉각재상실사고, 소외전원상실 사고, 증기발생기상실사고, 급수상실사고등의 과도현상을 포함하고 있으며 본 논문에서는 그 중 일부인 중형냉각재 상실사고에 관련된 내용만을 정리하였으며, 추후에는 다른 경위에 대한 사고해석을 통해 DB를 확장할 예정이다.

중대사고 현상해석 전산코드를 이용하여 앞에서 선정된 6개의 발전소 중형원자로 냉각재 상실사고 시나리오에 대하여 열수력 및 방사선원 계산을 수행하였다. 본 논문에서는 계산된 6개의 시나리오에 대하여 상세한 열수력 현상, 중대사고 현상, 또는 방사선원 분석내용을 기술하지는 않았으며 각 시나리오들이 갖는 특징적인 내용만 요약하였다.

2. 본 론

가. 사고시나리오 선정방법

중대사고 해석자료를 생산하기 위하여 분석하고자 하는 대상 발전소로 국내 가압경수로 원전의 표준형으로 일컬어지는 울진 3,4호기를 선정하였다. 이는 개발하고자 하는 중대사고 해석 데이터베이스의 시나리오 선정방법에서 확률론적 안전성평가(PSA)의 분석결과 [4]를 이용하게 되는데, 이러한 PSA가 이미 수행되어 있고 또한 현상해석을 수행하기 위한 MAAP 코드의 입력이 마련되어 있으며 설계상으로 유사한 발전소가 많아 활용도가 클 것으로 예상되기 때문이다.

본 논문에서는 여러가지 초기사고 중에서 중형 냉각재상실사고 경위를 분석하였으며 원전에서 발생할 수 있는 중요한 시나리오를 선정하기 위하여 한국 표준형 원전의 1단계 및 2단계 PSA 분석결과를 검토하였다. 이는 중대사고 발생 시에 가정할 수 있는 수없이 많은 사고의 종류를 가장 체계적으로 분류하고 또한 확률적인 정보를 포함하는 분석방법이 확률론적 안전성 평가이기 때문이다. 그 중에서도 PDS 사건수목 (PDS ET)은 1단계 PSA 사건수목을 확장하여 노심이 손상된 후 진행되는 중대사고를 분석하기 위해 필요한 안전계통 작동여부에 대한 정보를 포함하고 있다. 따라서 데이터베이스를 구축하기위한 사고 시나리오는 사고 발생시 초기사건(Initiating Event)의 특성과 노심손상에 관련된 각 계통의 정보 및 노심손상 이후 중대사고로 진행될 경우의 발전소 손상상태 정보를 포함하는 PDS ET상의 사고경위들을 검토하여 선정하였다.

중형냉각재상실사고의 PDS 사건수목은 8개의 정점사상(Top Event)을 가지며 정점사상에 따라 발생가능한 사고 시나리오의 분류는 2단계 PSA의 PDS 사건수목에 나타나 있다. PDS 사건수목에 의하면 고압안전 주입이 성공하는 8개와 고압안전 주입이 실패하는 12개로 구성되어 있다. 이들 20개의 시나리오 중에는 거의 발생가능성이 없는 것도 있으며 그 중 발생빈도가 10^{-10} 이상으로 예측된 사고 시나리오중에서 분석대상 시나리오로 선정하였고, MAAP코드를 이용하여 각종 중대사고 현상해석을 수행하였다. 선정된 시나리오중 발생빈도가 높은 6개 시나리오만 분석하였지만 여기에는 전체 중형 냉각재상실 사고의 대부분의 특성이 포함된다.

나. 분석결과

(1) 대표적인 중형냉각재 사고경위 해석

중형 냉각재 상실사고중에서 가장 빈도가 큰 사고경위인 Sequence 3을 대표사고로 선정하여 MAAP 코드를 이용하여 사고해석을 수행하였다. 중형 냉각재상실사고-Sequence 3는 성공적인 안전주입이후에 냉각수 공급원인 RWST가 고갈되어 격납건물배수조(Sump)로 안전주입 취수구가 자동으로 전환되면서 지속적으로 원자로냉각재 계통에 냉각수를 공급하다가, 보론의 석출로 인하여 재순환관이 막혀 냉각재공급이 실패한 경우이다. 표준원전에서의 이 사고경위에 대한 예상 발생빈도는 $2.022 \times 10^{-7}/\text{ry}$ 로 중형 냉각재상실사고 중 가장 높은 가능성을 갖는다. 이 경우는 비록 안전주입 재순환이 실패로 인하여 노심손상은 발생하지만 격납건물 살수계통의 작동으로 격납건물압력이 충분히 낮게 유지된다. (0.11 MPa)

일반적으로, 냉각재 상실사고 해석은 파단 크기에 따른 사고전개의 차이 등이 포함될 수 있으며 주요 현상 분석시 불확실한 변수를 고려한 민감도 분석이 추가될 수 있지만, 본 해석에서는 중형 냉각재 상실사고에 해당하는 파단 크기에 대하여 중대사고 해석을 수행하였다. 본 계산에서는 $0.0186 \text{ m}^2(0.2 \text{ ft}^2)$ 파단 크기에 대하여 가압기 밀립관(Surge Line)이 연결되어 있는 Loop의 펌프 토출관(Cold Leg Pump Discharge)에서 파단이 일어난다고 가정하였으며, 파단된 펌프 토출관으로부터 방출되는 냉각수는 모두 격납건물(S/G Broken Compartment A)로 유출된다고 가정하였다. 주요 사고진행은 표 1에 요약되어 있고 시간에 따른 원자로 냉각재 계통의 주요 변수값은 그림 1부터 그림 16에 나타나 있다. 원자로 냉각재 계통의 주요 변수값은 72시간(259,200초)까지의 계산결과를 보여주고 있다.

- 원자로 열수력 거동

LOCA로 인하여 MAAP코드내에 이미 내재된 정지변수에의하여 원자로가 정지하면 핵분열에 의한 열출력이 정지되므로 단지 붕괴열만 존재한다. 붕괴열은 원자로 정지 후 수백 초 동안은 단수명의 핵분열생성물에 의해 매우 급격하게 감소하지만 시간이 경과하면 비교적 장수명의 핵분열생성물의 붕괴에 의해 그 변화가 매우 느려진다. 오랜 시간이 경

과하여도 사고완화를 위한 운전자의 조치가 수행되지 못하여 원자로 하부헤드의 파손이 발생하면 최종적으로는 노심용융물이 원자로 공동으로 이송된다.

원자로가 정지되고 나서 증기발생기의 냉각수가 보조급수계통으로 계속 유지되더라도 약 37,600초에 원자로 냉각재가 LOCA로 인하여 계속적으로 감소하여 원자로심이 노출되기 시작한다. 그렇지만 원자로 동공에 물이 채워져서 온도와 압력이 안정하게 유지된다. (그림1, 그림2)

그림 3 - 그림 6에서 보듯이 일차계통 냉각수 감소에 의하여 사고 후 약 50,000초 경에 원자로냉각재계통의 물이 거의 고갈되어 각 노드에서 기포가 차지하는 기포분율(void fraction)이 90%를 나타내고 있다.

- 증기발생기 열수력 거동

그림 7과 그림 8 은 일차계통 및 증기발생기 이차측의 냉각수의 변화를 나타내고 있다, 사고발생 초기에 Broken 증기발생기 이차측 수위와 물량이 크게 요동하지만 곧 주급수 펌프가 작동을 멈추고 보조급수계통이 작동하여 수위가 일정하게 유지시킨다. 일차계통에서 발생한 붕괴열은 냉각수의 상실에 따른 안전주입과 이차측의 냉각수로 인하여 충분히 제거된다. 그러나 고온관 재순환의 불능으로 인하여 원자로 냉각재 계통과 원자로의 냉각수는 발생한 붕괴열은 따라 약 40,000초경에 고갈된다. 그 이후에는 미소한 증기발생기 물의 유동변화가 있기는 하지만 일정한 값을 유지하고 있는 것으로 볼 수 있다.

- 일차계통 열수력 거동

일차계통 내의 압력은 원자로 가동정지 후 급격히 감소한 후 원자로 및 원자로냉각재계통의 냉각수 높이가 낮아져 열전달량이 줄어들면서 서서히 증가한다. 안전주입이되는 시점까지는 일차계통 내의 온도는 붕괴열에 의한 상승과 증기발생기 이차측으로의 열전달에 의한 감소가 평형상태를 이루고 있으므로 일정한 값을 유지한다. 즉 증기발생기 이차측에 보조급수와 원자로 냉각재냉각수가 존재하여 열전달이 이루어진다. 원자로 정지와 붕괴열 발생에 따른 일차계통 내의 압력은 급격하게 떨어져 안전주입으로 원자로냉각재계통의 낮은 압력을 유지시킬 수 있다.

사고발생후 187초경에 원자로 냉각재펌프가 정지하는데, 이때 펌프유량변화는 펌프 coastdown curve에 따르는 것으로 모의하였다. 원자로 냉각재펌프 정지후에도 증기발생기 이차측에 냉각수가 존재하므로 증기발생기 일차측이 냉각되어 응축하게 되므로 일차측의 냉각수가 고갈되지 않으면 자연순환이 이루어 질 수 있다. 일차계통내의 가압기에 저장된 물은 사고시작 초기에 이미 원자로 냉각재계통에 유입되어 냉각수가 방출된다. 원자로계통내의 기포분율이 증가하면서 이상유체가 방출되다가 수위가 낮아지면 증기만이 방출된다.

원자로심이 노출되는 37,600초 이후 일차계통의 온도가 상승하지만 증기발생기로 인한 열 제거가 되지않아 고온의 증기가 격납건물로 계속 방출하는 것으로 열제거가 이루어 질 뿐이다. 원자로심 노출후에 급격한 산화반응으로 핵연료온도가 상승하여 핵연료가 용융되며 40,000 초 이후에 핵연료의 재배치가 발생하며 압력용기 하부헤드가 파손될 때까지 계속된다. 또한 핵연료재배치가 일어날 때 원자로 하부에 냉각수가 존재하여 급격한 증기 발생이 일어나 원자로 및 격납건물의 압력상승을 초래한다.

- 핵연료 거동

MAAP의 원자로 control volume node는 크게 노심, reactor dome, Upper plenum, downcomer 및 하부 헤드 영역으로 모델 하였다. LOCA 관통부를 통한 일차계통 냉각수 방출에 의하여 핵연료가 노출되면 노출된 핵연료의 온도가 상승하기 시작하며, 40,000초경에는 수위가 핵연료 하부까지 감소하므로 노심 내의 모든 핵연료의 온도가 상승하게 된다. 40,300초경에 특히 피복관의 온도가 Zr의 산화가 급격히 증가하는 2,200 F이상이 되면 산화열에 의해 핵연료의 온도도 증가율이 급격해 진다. 40,700초 경에는 핵연료 최고온도가 2,500 K에 도달하여 핵연료 용융이 시작하며, 그후 피복관의 파손에 의해 핵연료가 파편(debris)화하거나 용융이 발생하여 아래쪽 셀로 이동하기 시작한다. 46,000초경부터 용융물이 하부헤드로 재배치(Relocation)되기 시작한다. 하부헤드에 도달하는 총 debris 및 metal layer량은 48,000초경에 135 ton 까지 도달하여 saturation 된다. 또한 46,500초경에는 downcomer에 물이 고갈된다. 관통부 파손온도에 도달하면 관통부 파손이 일어나고 용융물은 원자로 공동으로 방출되지만 본 사고경우는 원자로공동으로 유입된 총량이 충분히 원자로 외벽을 냉각시켜 원자로 파손이 일어나지 않는다. (그림 9 - 그림 11)

그림 12는 수소 발생을 보여주고 있는데 38,000초경부터 Zr 산화에 의해 수소가 발생하기 시작하여 총 308 kg 의 수소가 원자로용기 내에서 발생한다. 발생된 수소는 LOCA 발생한 관통부를 통하여 격납건물로 방출된다. 176,300초경에는 격납건물에 누적된 수소가 연소한계치를 초과하여 수소연소 현상을 유발시킨다.

핵연료의 온도 상승율, 용융 및 재배치 등의 핵연료 거동은 중대사고관련 현상변수에 따라서도 상당한 차이를 보여주는 등 불확실성이 큰 경향이 있다.

- 격납건물 열수력 거동

LOCA사고 발생 직후 증기상태 냉각재의 격납건물 유입으로 격납건물 압력이 급격한 증가한다. 그후 안전계통의 작동으로 냉각재가 주입되면 서서히 압력이 감소된다. 그러나 안전계통의 냉각재유입이 종료된 후에 발생하는 꾸준한 격납건물 압력증가는 다시 원자로냉각재 격납건물에서의 증기화에 의한 것이며 35,000초 근처에서는 0.25 MPa에 이르며, 176,300초에서의 첨두압력은 격납건물 수소연소 때문이다. 그 이전의 40,000초 전

후 작은 침투치들은 원자로내의 냉각수와 debris 등의 열수력변화로 인한 것으로 판단된다.

사고후 LOCA로 인해 방출된 냉각재와 안전계통 주입수는 격납건물 바닥에 있는 원자로공동에 유입된다. 그리고 사고경위에 따라 공동에 주입된 냉각수량은 다르다. 그림15에서 보듯이 본 사고경위는 약 5,000초경에 원자로공동으로 유입된 총량이 원자로 외벽까지 충수되어 원자로 외벽을 충분히 냉각시킬 수 있으므로 원자로 파손이 일어나지 않는다. 그러나 원자로 공동의 냉각수가 충분하지 않으면 원자로 용기가 파손된 후 원자로 공동으로 유입된 노심 용융물은 콘크리트의 상호반응(Molten Corium Concrete Interaction: MCCI)에 의해 원자로 공동의 기초 콘크리트를 침식시킨다. 원자로심 용융물과 콘크리트 상호반응에는 현상자체가 가지는 여러 가지 불확실한 변수들이 있는데 용융물의 조성ة 따른 층 분리, 상부 냉각수나 측 방향 또는 하부 콘크리트 층에 대한 열전달 현상 등이며 MAAP 코드 내에서는 이러한 불확실한 현상을 모델에 반영하기 위하여 불확실 변수를 내포하고 있다. (그림 13-16)

(2) 선정된 다른 사고경위 사고해석

중대사고 현상해석 전산코드를 이용하여 앞에서 선정된 중형 냉각재상실사고 시나리오에 대하여 열수력 및 방사선원 계산을 수행하였다. 각 사고경위의 특성은 다음과 같으며 표 2에서는 이를 요약하였다. 표 3에서는 계산결과 중 각 시나리오에 대한 노심 노출시간, 원자로용기 파손시간, 사고시작 72시간 후의 격납건물 압력을 비교하였다.

- 중형 냉각재상실사고-Sequence 2 :

이 중형LOCA는 파단부위를 통해 냉각재가 상실되며 4개의 고압안전주입탱크중 2개로부터 냉각수가 주입되는 경우이다. 고압안전주입계통과 저압안전주입계통 각각 1개 트레인씩 작동하여 RWST로부터 냉각수가 주입되고 고압안전주입계통은 재순환에 성공하지만 격납건물 살수계통의 재순환이 실패하여 장기적인 사고완화에 활용되지 못하는 경우이다. 표준원전에서 이 사고경위에 대한 예상 발생빈도는 $1.786 \times 10^{-7}/ry$ 가 된다. 이 경우는 비상안전주입계통의 성공으로 원자로심의 건전성은 유지되지만 격납건물 살수계통의 실패로 오히려 안전주입시 발생한 수증기를 충분히 제거하지 못하여 오히려 격납건물의 압력을 최고로 상승하여 격납건물파손(1.23 MPa)을 초래한다.

- 중형 냉각재상실사고-Sequence 5 :

이 시나리오 역시 Sequence 2와 비슷하게 저압안전주입과 고압안전주입계통의 1개 트레인씩 작동하여 재장전수저장탱크(RWST)로부터 냉각수가 주입되지만, 고압안전주입계통을 통한 재순환이 실패하고 저압안전주입계통을 통한 재순환이 성공한 경우이다. 표준원전에서 이 사고경위에 대한 예상 발생빈도는 $6.391 \times 10^{-8}/ry$ 가 된다. 저압안전주입계통을 통한 재순환은 성공하지만 보론의 석출로 인하여 재순환관이 딱혀 냉각재공급이 실패하여 로심손상이 발생하는 경우이다. 저압안전주입계통을 통한 재순환은 상대적으로

고압안전주입계통을 통한 재순환의 경우보다 상대적으로 높은 핵연료 온도를 초래하지
만 격납건물 살수계통작동으로 인해 원자로 동공에 냉각수가 채워져 원자로가 파손되지
않은 경우이다. 그러므로 최종 격납건물압력은 Sequence-3와 유사하게 0.11 MPa 까지
상승한다.

- 중형 냉각재상실사고-Sequence 9 :

이 시나리오는 LOCA 발생후 고압안전주입이 실패하지만 저압안전주입이 성공한 경우이
다. 안전주입시, RWST가 고갈되면 격납건물배수조(Sump)로 안전주입 취수구가 자동으
로 전환되어 지속적으로 원자로냉각재 계통에 냉각수를 공급한다. 또한 격납건물 살수
계통이 재순환이 성공한 경우이다. 표준원전에서 이 사고경위에 대한 예상 발생빈도는
각 $1.212 \times 10^{-7}/\text{ry}$ 가 된다.이경우도 재순환관이 막혀 냉각재공급이 실패하여 핵연료손상
이 발생하지만 격납건물 살수계통의 작동으로 격납건물의 압력은 크게 상승하지 않는
다.

- 중형 냉각재상실사고-Sequence 11 :

이 시나리오는 중형 냉각재상실사고-Sequence 9와 유사하게 LOCA 발생후 고압안전주입
이 실패하지만 저압안전주입이 성공하지만 격납건물 살수계통의 재순환이 실패한 경우이
다. 표준원전에서 이 사고경위에 대한 예상 발생빈도는 $1.416 \times 10^{-8}/\text{ry}$ 이다.
저압안전주입이 성공하여 원자로심을 냉각함으로 노심냉각작용을 하여 저압안전주입이
실패한 경우보다 원자로파손시간을 8시간(30,000초)이상 지연시키고 있다. 그러나 격납건
물 살수계통의 실패로 발생한 수증기를 충분히 제거하지 못하여 오히려 격납건물 파손압
력에 거의 도달한다. (1.2MPa)

- 중형 냉각재상실사고-Sequence 20 :

이 시나리오는 고압안전주입과 저압안전주입 그리고, 격납건물 살수계통이 모두 작동하지
않는 가장 심각한 경우이다. 표준원전에서 이 사고경위에 대한 예상 발생빈도는
 $6.215 \times 10^{-10}/\text{ry}$ 이다. 이경우는 일차계통으로 냉각수가 공급되지않아 노심손상이 매우 빨리
진행되지만 일차계통 냉각수 고가로 수증기 발생이 상대적으로 적게 발생한다. 그러므로
비록 격납건물 완화계통이 고장이지만 사고후 3일까지도 격납건물압력이 격납건물 파손
압력까지는 도달하지 않는다.

상위 계산을 통하여 각 시나리오에 대한 계산결과에서는 원자로 냉각재계통의 열수력 정
보를 포함하여 노심용융, 수소발생 및 연소, 원자로용기 파손, 격납건물 열수력현상등의
변수에 대한 해석자료를 생산하였다. 중대사고 해석 데이터베이스는 원전에서 발생가능성
이 상대적으로 높은 각종 시나리오에 대하여 방대한 해석결과를 보유하고 있기 때문에
사고의 종류, 또는 특정 계통의 작동여부, 운전원 조치사항 등에 따른 사고 진행결과를
즉시 비교할 수 있는데 그림 17 부터 그림 20은그 예를 보여주고 있다. 그림 17은 격납건
물 살수계통의 재순환이 실패한 경우인 Sequence-2와 격납건물 살수계통이 성공한 경우
인 Sequence-3에서의 격납건물 압력차이를 보여준다. 그림에서 보듯이 격납건물 살수계
통이 재순환이 실패한 경우 $12.6 \times 10^5 \text{Pa}$ 까지 증가하나, 성공한 경우는 격납건물압력이

1.1x10⁵Pa가 되어 격납건물 압력이 현저히 감소됨을 보여주고 있다. 한편 그림 18은 노심에서 재배치되는 노심 용융물량을 보여주고 있는데, 고압안전주입이 실패하더라도 저압안전주입이 작동하면 원자로내의 핵연료 손상을 완화 및 지연시킴을 보여주고 있다. 그림 19는 LPSI가능하지만 살수계통이 고장난 Sequence-11의 경우로, 격납건물 압력이 꾸준히 상승하지만 72시간에 도달하는 압력이 약 1.2MPa로 그림17의 Sequence-2와 비교해 보면 파손압력에 약간 모자람을 알 수 있다. 그림 20은 MLOCA중 최악의 시나리오인 모든 안전관련계통이 실패했을 때 격납건물의 압력거동을 보여 주고 있다. 모든 안전계통의 고장으로 노심손상이 빠르고, 원자로 공동에 냉각수가 없어 원자로는 약 20,000초에 파손되지만, 격납건물압력은 상대적으로 부족한 냉각수로 수증기 생성이 제한되어 사고발생 후 72시간에 약 0.97MPa로 파손압력에 모자람을 보여준다.

3. 결 론

본 논문에서 MAAP을 이용하여 분석한 중형냉각재 상실사고경위 해석하였다. 본 분석결과는 중대사고에서 발생할 수 있는 사고진행을 이해하고 사고완화를 위한 후속조치로서 사고관리에 데이터 베이스의 일부를 제공할 것으로 사료된다. 해석결과에서 알 수 있듯이 중형 냉각재상실사고에서 격납건물 살수계통이 실패하면 노심에 안전주입이 가용한 경우 격납건물의 압력은 거의 파손압력까지 도달하지만, 오히려 안전주입이 안되는 경우는 격납건물의 압력은 수증기발생이 적어 상대적으로 격납건물의 압력은 낮게 예측된다. 또한 고압안전주입이 실패하더라도 저압안전주입이 작동하면 원자로내의 핵연료 손상을 완화 및 지연시킴을 보여주고 있다. 그리고 발전소 중형냉각재상실사고 외에 모든 초기사건에 대한 해석자료들을 추후에 보완하여 중대사고 해석 데이터베이스의 입력자료를 완성할 예정이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 중장기사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. 안광일, "중대사고 위해도정보 데이터베이스 관리시스템 SARD 개발," KAERI/TR-2378/2003, Jan. 2003
2. FAI, "Modular Accident Analysis Program," May, 1994
3. 박수용, 외, "중대사고해석 데이터베이스를 위한 발전소 정전사고 분석" KAERI/TR-2348/20021, 2002.
4. KEPCO, "Ulchin 3&4 Final Probabilistic Safety Assessment Report"

표 1. 대표적인 중형 냉각재상실사고(SEQUENCE-3) 주요 사고경위 진행

Time (sec)	Events
0	LOCA Initiated
11	Reactor Trip
11	Turbine Trip
11	RCP Trip
11	HPSI /LPSI On
11	Main Feed Water Off / Aux Feed Water On
187	Main Coolant Pump Off
30229	HPSI Forced Off
32338	SIT Deplete
37604	Complete Core Uncovery
40339	Max Core Temp 2200 F
40716	UO2 Melting Start (Max Core Temp 2499 K)
46130	Relocation of Core Materials to Low Head
259,200	End of Calculation

표 2. 분석된 발전소 중형냉각재상실사고 시나리오 특성

Sequence	HPSI Injection	LPSI Injection	HP Recirculation	LP Recirculation	Hot & Cold Leg Recir.	CSS operation (Inj & Rec)	비고
LOCA-2	Success	N/A	Success	N/A	Success	Fail	LP Recir.Fail
LOCA-3	Success	N/A	Success	N/A	Fail	Success	Boron석출 HP&LP Recir.
LOCA-5	Success	N/A	Fail	Success	Fail	Success	2Hr LP Recir.
LOCA-9	Fail	Success	Fail	Success	Fail	Success	2Hr LP Recir.
MLOCA-11	Fail	Success	Fail	Success	Fail	Fail	HP&LP Recir.
MLOCA-20	Fail	Fail	Fail	N/A	Fail	Fail	HP&LP Recir.

표 3. 발전소 중형냉각재상실 사고경위별 사고진행 결과

Sequence	Core Uncovery Time (Second)	Reactor Vessel failure Time (Second)	Containment Pressure at 72 hours (MPa)	Comments
MLOCA-2	n/a	no fail	1.23	249,916 Sec / Containment Fail
MLOCA-3	37,604	no fail	0.11	43,675 Sec / Fuel Damage / Intact Containment
MLOCA-5	37,066	no fail	0.11	39,791 Sec / Fuel Damage / Intact Containment
MLOCA-9	24,930	no fail	0.11	27,418 Sec / Fuel Damage / Intact Containment
MLOCA-11	42,661	no fail	1.2	45,455 Sec / Fuel Damage / Close to Containment Fail
MLOCA-20	9,604	20,767	0.096	11,504 Sec / Fuel Damage / Intact Containment

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

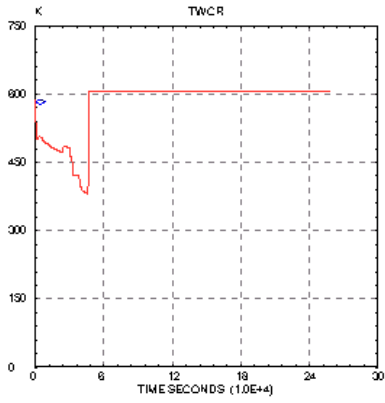


그림 1. 노심내 온도

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

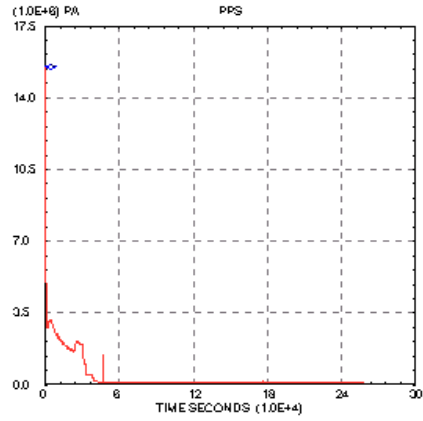


그림 2. 일차계통 압력

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

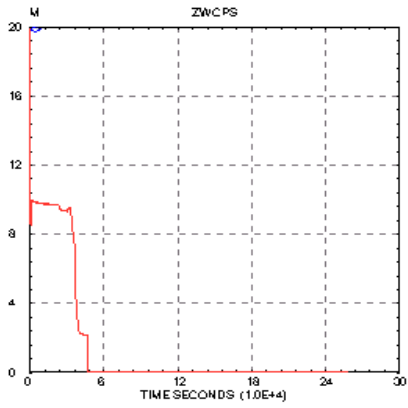


그림 3. 일차계통 수위

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

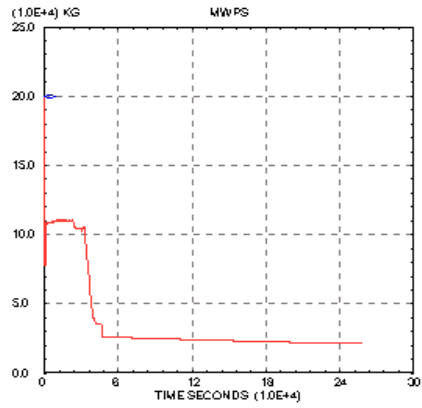


그림 4. 일차계통 냉각수량

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

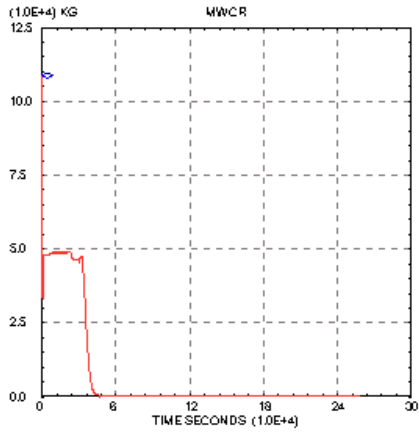


그림5. 노심로내의 냉각수량

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

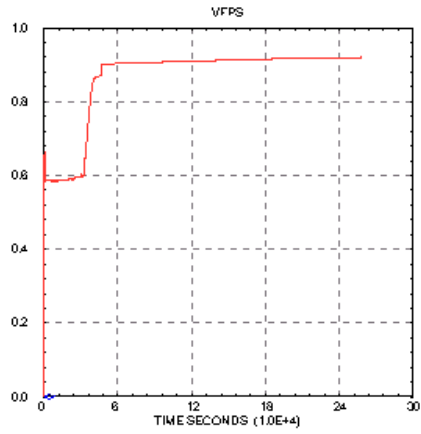


그림6. 일차계통 기포분율

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

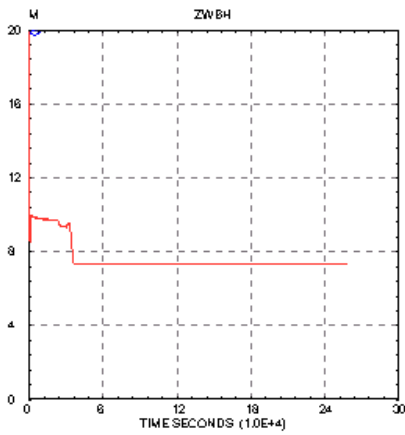


그림 7. 일차계통 고온관 수위

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

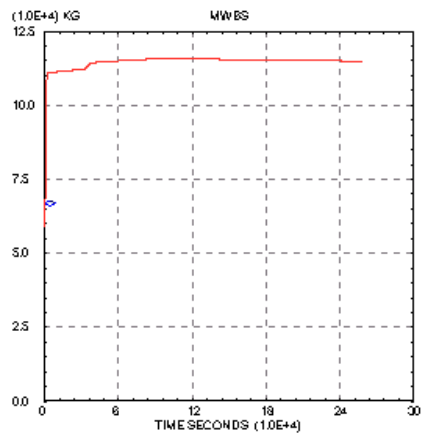


그림 8. 증기발생기 냉각수량

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

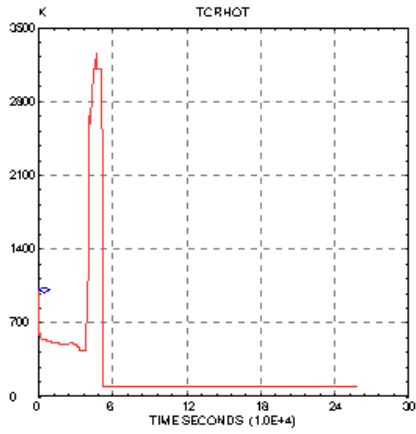


그림 9. 노심내 최고온도

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

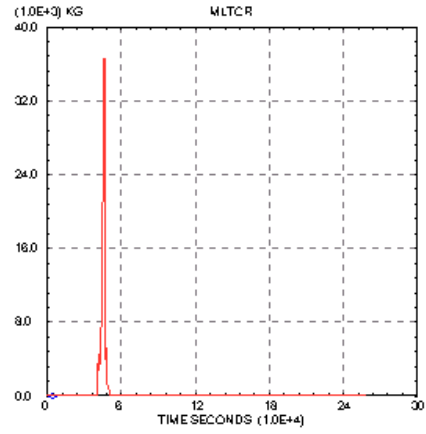


그림 10. 노심내 총 용융물량

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

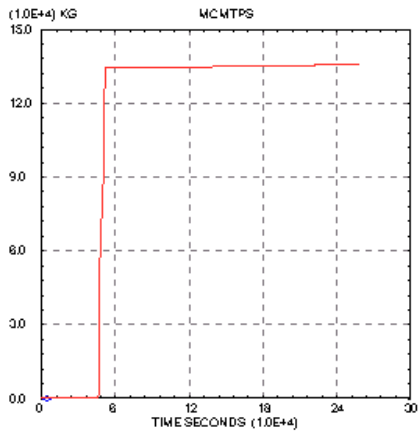


그림 11. 원자로하부의 용융물 파편과 금속층 질량

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

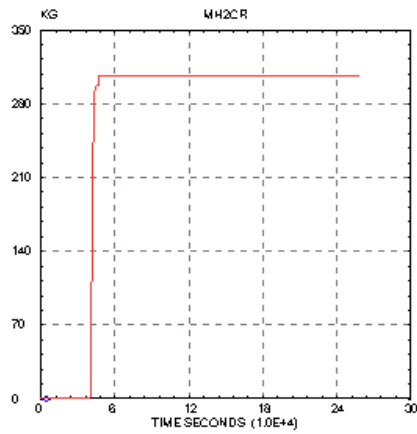


그림 12. 노심내 수소총량

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

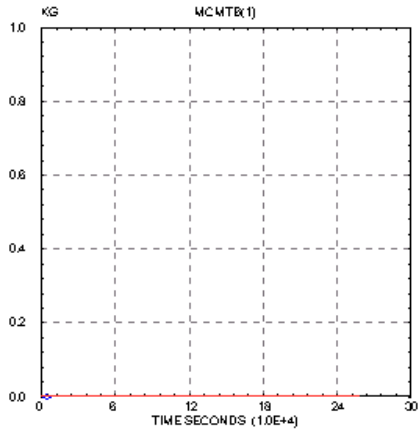


그림 13. 원자로공동의 용융물량

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

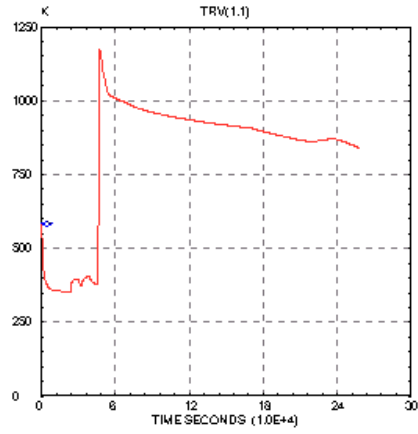


그림 14. 원자로 외벽온도

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

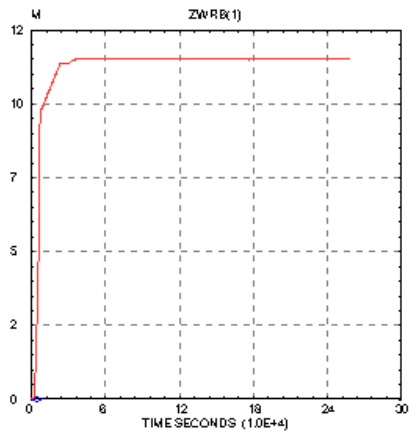


그림 15. 원자로 공동수위

ML03: M-LOCA, 4SIT,HPI, NO HPH, CSS

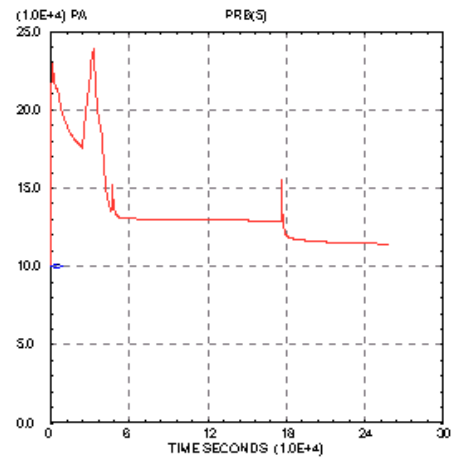


그림 16. 격납건물 돔 압력

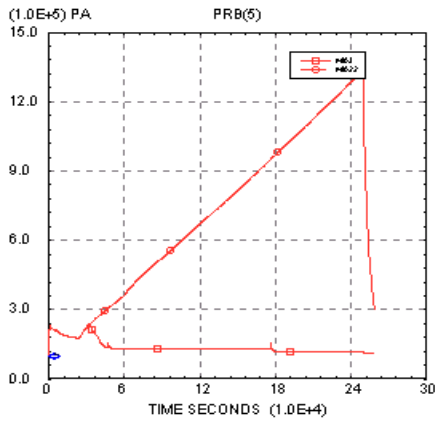


그림 17. sequence-2/sequence-3에서의 격납건물 압력변화

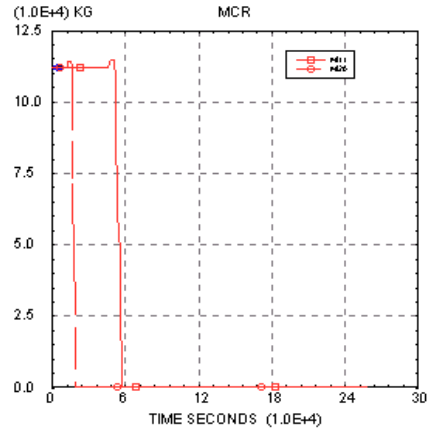


그림 18. sequence-11와 sequence-20시 노심물질량(Core Material Mass)변화

ML11: M-LOCA, 4SIT,NOHPI, LPI, HPH, NOLPR, NO CSI

ML20: M-LOCA, 4SIT, NO LP, NO HP, NO CSS

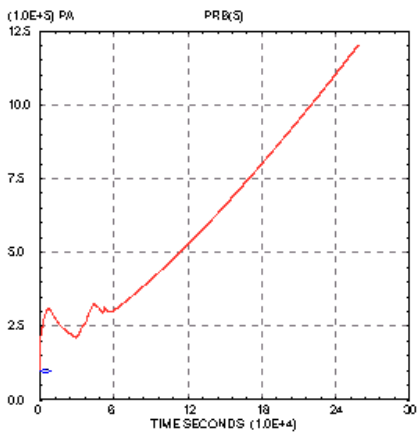


그림 19. LPSI가능하고 살수계통불능시 격납건물 압력변화 (MLOCA11)

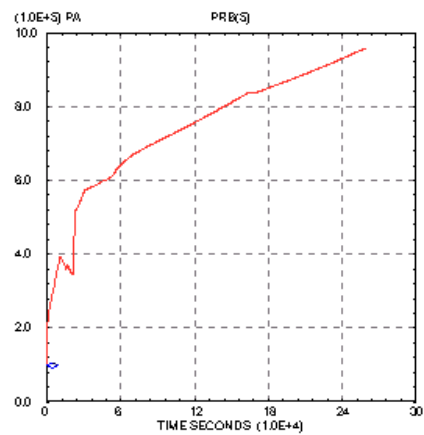


그림 20. 모든 안전계통이 작동불능시 격납건물 압력변화 (MLOCA20)