

2003 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

APR1400의 소내전원상실사고분석 및 보조급수의 완화효과분석

Accident Analysis of SBO and Mitigating Capability using AFW for APR1400

최영, 박수용

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 논문은 MELCOR코드를 이용하여 APR-1400에 대한 소내전원상실사고를 분석하여 보조급수 운전의 기술적 기반을 제공하고자 한다. 원자력 발전소의 중대사고는 많은 불확실성을 갖고 있다. 원자로용기 및 격납건물의 건전성유지 및 안전성을 향상을 위해서는 중대사고진행을 이해하는 것이 필수적이다. 또한 사고완화 및 예방을 위해서 개량된 원자로설계에 대한 평가능력이 필요하다. 사고분석을 통해 소내전원상실 사고시 보조급수계통이 얼마나 사고진행을 완화시키는가를 해석하였다. 보조급수가 사용할 수 없는 경우는 보조급수상실에서 원자로파손까지 도달하는데 12,740초가 소요되며, 보조급수가 2, 4, 8시간 운전가용한 경우는 보조급수상실에서 원자로파손까지 도달하는데 20,415초, 22,633초, 26,508초 소요되어 사고진행을 충분히 완화시키는 것을 알 수 있다.

Abstract

The objective of this paper is to establish auxiliary feedwater (AFW) operational technical bases to the Korean Next Generation Reactor (APR1400) by modeling the plant, and analyzing station blackout (SBO) using the MELCOR code. The severe accident phenomena at nuclear power plants have large uncertainties. For the integrity of the reactor vessel and containment safety against severe accidents, it is essential to understand severe accident sequences and to assess the accident progression accurately using computer codes. Furthermore, it is important to attain the capability to analyze the advanced nuclear reactor design for the severe accident prevention and mitigation. Accident analyses are also investigated how much AFW is effective to mitigate severe accident progresses. Nominal base case of SBO without AFW, time interval between feedwater stop and reactor vessel failure is 12,740 seconds. When 2,

4 and 8 hours of AFW operation considered to mitigate the accident progression, the reactor vessel failure is delayed for 20,415 seconds, 22,633 seconds and 26,508 seconds.

1. 서론

원전에서 일어날 수 있는 중대사고 현상들은 불확실성이 매우 크기 때문에 현재 개발되어 있는 어떠한 평가도구들도 결과에 대한 타당성을 입증하기가 쉽지 않다. 따라서 보다 효과적으로 중대사고 현상을 평가하기 위해서는 다양한 해석코드를 이용하여 분석을 수행하고 각각의 모델링 특성을 파악하여 불확실성을 감소시킬 필요가 있다. 현재 개발되어 있는 대표적인 중대사고 종합 해석코드로는 EPRI가 개발한 MAAP코드와 U.S. NRC가 개발한 MELCOR코드[1]를 들 수 있으며 두 코드는 중대사고 현상자체에 내재하는 불확실성 때문에 모델링에 있어서 많은 차이를 보이고 각기 장점과 단점을 가지고 있기 때문에 이들을 병용할 경우 상호 보완적으로 작용함으로써 효과적으로 현상을 해석할 수 있게 된다.

2. 본론

가. 정상상태모의

MELCOR코드의 입력에서 가장 기본이 되고 있는 것은 제어 체적과 유로이며, 이들의 입력에대한 검토가 최우선적으로 이루어져야한다[2]. 정상상태의 모의에 있어서는 원자로의 열발생을 고려한 상태에서 원자로 냉각재계통의 열수력거동과 증기발생기를 통한 열전달을 모의할 수 있으며, 이에 필요한 입력으로는 제어체적, 유로, 구조물, 물성치 등과 원자로 냉각재계통(RCS), 주급수계통 등을 조절하기위한 제어계통, 그리고 계산 결과를 파악하기위한 출력작성이 필요하다. 정상상태에서는 격납건물내에서의 열수력 경계조건의 변화가 없으므로 격납건물 내의 현상을 모의하기 위한 입력이 필요없지만 추후의 사고모의에 필요하므로 초기에 작성하는 것이 바람직하다. 정상상태를 모의하기위한 입력이 완성되면, 이를 이용한 해석결과들 중에서 원자로 냉각재 계통내의 각제어체적 사이에서 냉각수의 유속, 증기발생기 2차측으로의 열방출, 가압기의 압력등 주요사항에 대해 원전의 안전성분석 보고서 및 설계운전자료와 비교하여 입력의 타당성을 파악할 수 있다.

노심에서의 열출력과 원자로용기, 원자로 냉각재 계통 및 증기발생기 각 부위에서의 온도와 압력, 그리고 증기발생기에서의 열속 등이 그림으로 나타나 있다. 초기 약 20초 동안에는 약간 불안정한 면이 있지만 20초 이후 전반적으로 안정된 상태에서 정상상태에 도달한 것을 알 수 있다.

나. 발전소 소내전원상실사고 분석

(1) 초기조건 및 기본가정

본 논문에서 분석하고자 하는 사고경위는 WASH-1400 [4]에서 정의된 TMLB' 이며 이는 대표적인 중대사고 시나리오 중의 하나이다. 즉 발전소 내부 및 외부 교류전원이 상실되고 (Loss of Onsite & Offsite AC Power), 보조급수 계통(Auxiliary Feedwater System)이 작동되지 않아 증기발생기 이차측의 모든 급수가 중단되며, 터빈 우회계통(Turbine Bypass System) 및 대기 방출밸브(Atmospheric Dump valve)가 작동되지 않아 이들을 통한 이차측 열제거가 불가능한 사고이다.

모든 교류전원이 상실되었으므로 안전주입펌프(Safety Injection Pump), 격납건물 살수펌프(Containment Spray Pump) 및 격납건물 대기냉각용 팬(Containment Fan Cooler)이 작동하지 않으며 따라서 노심냉각을 위해 활용 가능한 냉각수단은 기존의 일차계통 냉각수와 안전주입 탱크(Safety Injection Tank)의 냉각수 재고량이며 이차계통을 통한 열제거는 증기발생기 내의 냉각수량과 주증기 안전밸브(Main Steam Safety Valve) 만으로 이루어진다.

본 분석에서는 정상상태를 모의를 위하여 초기 100초 동안은 발전소 정상운전을 모의하였으며 100초가 되는 시점에서 이차측 주급수펌프와 일차측의 원자로 냉각재 펌프가 작동을 멈추고 원자로가 정지된다. 이 후 디젤구동 보조급수 펌프, 터빈구동 보조급수 펌프, 안전주입 펌프들은 전혀 작동되지 않고 사고완화를 위한 어떠한 운전원의 조치도 없으며 다만 계통의 압력이 감소된다면 4개의 안전주입 탱크로부터 냉각수가 유입될 수 있다.

MELCOR의 발전소 입력모델에서 기본가정 사항으로 피복재 손상온도를 1,173 K로 사용하였는데 이는 핵연료 구조건전성과는 상관이 없고 핵분열 생성물 방출과 관련된다. 노심 손상 온도는 ZrO_2 생성 분율에 따라 2,400 K-2,800 K를 사용하였으며, 노심지지판 및 원자로 하부관통부 파손온도는 1,273 K, 콘크리트 용융온도는 1,450 K를 사용하였다. 콘크리트의 조성비는 영광 3,4호기, 울진 3,4호기 및 월성 2,3,4호기 콘크리트 조성비의 평균값을 사용하였으며 원자로 파손이후 원자로공동으로 방출된 노심용융물은 산화층과 금속층이 완전히 혼합될 수 있는 것으로 가정하였다.

해석의 수행범위는 일차 및 이차계통의 열수력 현상을 포함하여 노심노출, 노심용융, 용융물 재배치, 원자로 용기파손, 수소생성 및 원자로 공동(Reactor Cavity)에서의 노심용융물과 콘크리트 반응 등으로 하였다.

(2) 계산결과 분석

TMLB' 사고시 주요 사고진행은 표 1에 요약되어 있고 시간에 따른 원자로 냉각재 계통의 주요 거동은 다음과 같다.

(가) 원자로 열수력 거동

소내전원상실로 인하여 100초에 원자로가 정지하면 핵분열에 의한 열출력이 급격히 감소하고 단지 붕괴열만 존재한다. 이 후 원자로 파손이 발생하면, 용융물이 원자로 공동으로 이송되어 원자로공동의 용융물로 인한 붕괴열이 발생하며 원자로 내에서는 잔류 용융물에 의한 수 메가와트 단위의 붕괴열이 발생한다. 원자로의 압력은 원자로가 정지되고 나서 약 3,700초에 증기발생기의 냉각수가 고갈될 때까지 감소하여 약 13.77 MPa를 유지하며 증기발생기 냉각수가 고갈되고 나면 안전 감압밸브의 개방 설정치인 17.24 MW 까지 증가한다. 안전 감압밸브를 통한 일차계통 냉각수 감소에 의하여 사고 후 약 5,800초경에 원자로심 노출이 시작되고 7,800초경에는 수위가 핵연료 하부 지지판까지 감소한다.

(나) 증기발생기 열수력 거동

정상상태 모의 기간인 100초까지는 증기발생기 이차측 수위가 일정하게 유지되지만 급수가 정지된 100초부터 수위가 감소하여 사고모의 후 약 3,700 초에 냉각수가 고갈된다. 증기발생기 이차측 압력은 정상상태로 부터 급수정지 후 주증기관 안전밸브의 개방 설정치인 8.27 MPa까지 증가됨을 알 수 있다.

(다) 일차계통 열수력 거동

일차계통 내의 압력은 원자로 가동정지 후 13.77 MPa까지 급격히 감소한 후 증기발생기 이차측의 냉각수 높이가 낮아져 열전달량이 줄어들면서 서서히 증가한다. 이 때 원자로 냉각재 펌프는 사고발생과 동시에 정지시키는 것으로 모의하였으나 펌프 정지 이후에도 일차계통에 충분한 냉각수가 존재하는 3,800 초까지는 자연순환에 의해 미량의 냉각수가 흐르고 있다. 증기발생기 이차측이 고갈되는 3,700초 이후 가압기내의 압력이 급격히 증가하여 4,750초에 가압기의 안전 감압밸브의 설정 값인 17.2 MPa에 도달하며 이때부터 밸브의 반복적인 개폐에 의하여 증기 또는 냉각수가 격납건물로 방출되기 시작한다.

원자로용기가 파손되기 전까지는 원자로 냉각재 계통이 고압을 유지하고 있기 때문에 안전주입 탱크의 냉각수가 계통으로 유입되지 못하지만 원자로용기가 파손되고 난 후 계통의 압력이 가압기 초기압력인 4.3 MPa 이하로 감소하면 안전주입 탱크의 냉각수가 계통으로 주입되기 시작한다.

(라) 핵연료 거동

안전 감압밸브를 통한 일차계통 냉각수 방출에 의하여 노심이 노출되고 나면 핵연료의 온도가 상승하기 시작하며 7,840초경에는 수위가 핵연료 하부 지지판까지 감소한다. MELCOR의 발전소 입력자료에서 차세대 원자로의 노심 및 하부헤드는 반경방향으로 3개 영역, 축방향으로 13개의 영역으로 모델 하였으며 노심 상부의 셀(Cell)에서는 약 8,540초 경 핵연료 온도가 피복관 파손온도인 1,173 K에 도달한다. 이후에 용융물이 하부헤드로 재배치(Relocation)되기 시작하며 이러한 용융현상은 영역 1에서부터 영역 2, 영역 3의 순으로 나타난다. 12,830초경에 많은 양의 핵연료들이 하부헤드로 재배치되어 원자로 용기 및 관통부가 급격히 가열되며 12,840초경에는 관통부 파손온도인 1273 K에 도달하여 관통부 파손이 일어나고 용융물은 원자로 공동으로 방출된다.

8,000초경부터 Zr 산화에 의해 수소가 발생하기 시작하여 원자로 파손 시점까지 총 600 kg의 수소가 원자로용기 내에서 발생한다. 발생된 수소는 POSRV를 통하여 IRWST로 방출되며 IRWST에 누적된 수소가 8,600초경에 연소한계치를 초과하여 수소연소 현상을 유발시킨다.

한편 핵연료의 온도 상승율, 용융 및 재배치 등의 핵연료 거동은 입력작성 시 영역구분(Nodalization)이나 계산시간 간격(Time Step)에 따라서도 상당한 차이를 보여주는 등 불확실성이 큰 경향이 있다.

(마) 원자로공동 및 격납건물 열수력 거동

원자로 용기가 파손된 후 원자로 공동으로 유입된 노심 용융물은 콘크리트의 상호반응(Molten Corium Concrete Interaction: MCCI)에 의해 원자로 공동의 기초 콘크리트를 침식시킨다. 노심 용융물과 콘크리트 상호반응에는 현상자체가 가지는 여러 가지 불확실한 변수들이 있는데 용융물의 조성에 따른 층 분리, 상부 냉각수나 축 방향 또는 하부 콘크리트 층에 대한 열전달 현상 등이며 MELCOR 코드 내에서는 이러한 불확실한 현상을 모델에 반영하기 위하여 불확실 변수를 내포하고 있다. 본 논문에서는 MELCOR 코드가 기본 값으로 채택하고 있는 변수 값을 사용하였으며 분석목적에 따라서 이 값은 변화되어야 할 것이기 때문에 현재 계산된 침식깊이 자체가 큰 의미를 갖지는 않는 것으로 판

단된다.

원자로 용기 파손 직후 100,300 kg의 용융물이 공동으로 방출되어 콘크리트와 반응함으로써 용융 콘크리트가 용융물로 유입되어 계속 용융물 질량이 증가한다. 원자로 파손 후 원자로 공동으로 방출된 용융물의 분포는 초기에는 약 51,000 kg의 UO_2 , 11,000 kg의 ZrO_2 , 8 kg의 Zr, 8 kg의 Steel 이 방출되지만 Zr은 방출 즉시 ZrO_2 로, Steel은 일정시간이 흐른 뒤 34,000초 이후에 모두 산화됨을 보여 준다. 초기에는 금속보다 무거운 Heavy Mixture Layer로 형성되었다가 가벼운 콘크리트 용융물의 유입에 의하여 38,200초경에 Light Oxide로 전환되어 지속적으로 증가한다. 이때 원자로 공동 용융물의 온도는 초기 원자로 파손시 2,200 K에서 30,000초경에는 2,000 K까지 감소한다

원자로용기 파손 이후 꾸준한 압력증가는 주로 원자로용기 파손 후 원자로공동에서의 증기화에 의한 것이며 12,800초 근처에서의 3.0 MPa에 이르는 첨두압력은 원자로용기 파손 때문이다. 그 이전의 작은 첨두치들은 IRWST에서의 수소연소로 인한 것이고 21,000초 근처의 첨두압력은 격납건물 내의 수소연소로부터 기인한다.

다. 발전소 소내전원상실사고시 보조급수효과 분석

표 1, 표2 와 그림 1 - 그림 6은 소내전원상실 사고시에 보조급수가 얼마나 사고진행을 완화시키는지 보여준다. 표 1에서 보듯이 보조급수의 작동여부에 따라 사고 진행속도는 매우 크게 영향을 받는다. 소외전원상실 사고시에 보조급수가 사용할 수 없는 경우는 보조급수상실에서 원자로파손까지 도달하는데 12,740초가 소요되지만, 보조급수가 2, 4, 8시간 운전된 경우는 보조급수상실에서 원자로파손까지 도달하는데 20,415, 22,633, 26,508초 소요되어 보조급수계통운전은 운전원이 사고완화시킬 수 있는 시간여유를 충분히 제공한다. 이러한 보조급수계통 운전인한 원자로 파손지연효과는 이후 원자로동공으로 용융물방출을 현상을 그림 1에서 보듯이 원자로 파손시점에서 원자로심내에서 발생하는 수소량은 크게 차이가 없다. 그리고, 그림 2와 그림 4에서 보듯이 격납건물압력 및 용융물 파편온도는 4시간 보조급수가 가능한 경우가 다른 경우보다 다소 높다. 이것은 용융물 파편온도, 수소량, 원자로 하부의 용융물량 및 원자로 공동으로 방출되는 용융물량의 차이에 기인한다. 그림3은 원자로내 압력은 보조급수운전 여부와 관계없이 비슷하다. 그림5와 그림 6은 보조급수계통 운전여부에 따라 원자로 하부의 용융물량 및 원자로 공동으로 이송하는 용융물량이 약간의 차이가 있음을 보여준다.

3. 결 론

본 논문은 소내전원상실 사고시에 보조급수계통이 얼마나 사고진행을 완화시키는지 보여

준다. 보조급수가 사용할 수 없는 경우는 보조급수상실에서 원자로파손까지 도달하는데 12,740초가 소요되지만, 보조급수가 2, 4, 8시간 운전가능한 경우는 보조급수상실에서 원자로파손까지 도달하는데 20,415, 22,633, 26,508초 소요되어 사고를 충분히 완화시키는 것을 알 수 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발중장기사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. U.S.NRC,"MELCOR Computer Code Manual:Primer and Users' Guides Version 1.8.4," NUREG/CR-6119, Vol.1, Rev.1, July 1997.
2. 최영, 외,"MELCOR코드를 이용한 차세대 원자로 모델링," KAERI/TR-1847/2001, June 2001.
3. U.S.NRC,"Reactor Safety Study-An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial NPP," WASH-1400(NUREG-75/-014), October 1975.

표 1. 보조급수 가동에 따른 주요사고진행 (SBO with AFW)

Events	Time (Sec)			
	No-AFW	2hr-AFW	4hr-AFW	8hr-AFW
TMLB' Transient Initiated				
Steam Generator Dryout	3,682	15,726	24,129	40,207
Pressurizer POSRV Open	4,750	17,347	26,047	42,516
Core Uncovery Start	5,797	18,816	27,633	44,327
Complete Core Uncovery	7,837	21,472	30,616	47,792
UO2 Melting Start	8,543	22,324	31,549	48,785
Core Support Plate Fail	12,832	27,615	37,025	55,300
Lower Head Penetration Failure	12,840	27,622	37,033	55,308

표 2. 분석된 발전소 주요특성비교 (SBO with / without AFW)

Comparison Elements	AFW Availability			
	No-AFW	2hr-AFW	4hr-AFW	8hr-AFW
Time available between AFW Stop and RV rupture (sec)	12,740	20,415	22,633	26,508
Containment Pressure at RV Rupture (Pa)	2.9277E05	3.0378E5	3.4295E5	2.2798E5
Corium mass in low plenum at RV rupture(kg)	100,348	100,694	101,571	100391
H2 mass generated in core before RV Rupture (kg)	596	605	619	607

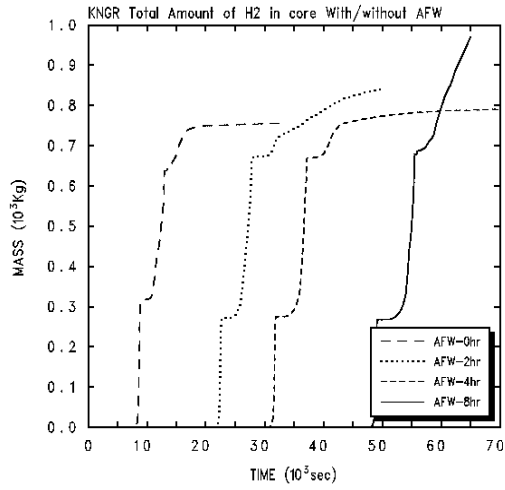


그림1. Total amount of H2 in Core

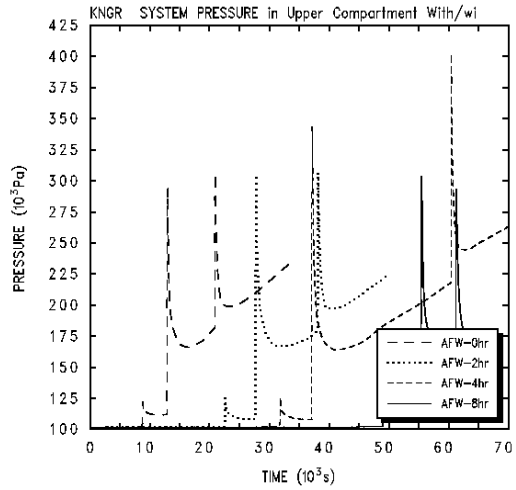


그림2. Conatiment Pressure

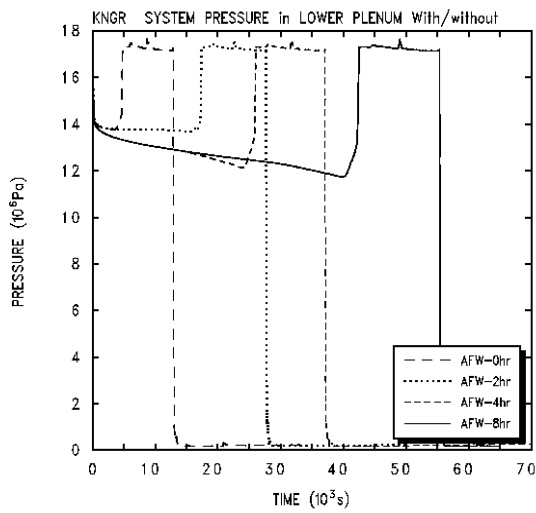


그림3. Pressure in Core / lower Plenum

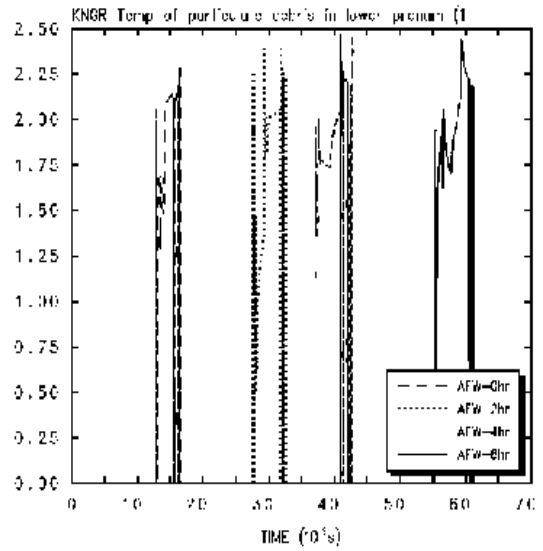


그림4. Particulated Debris Temp

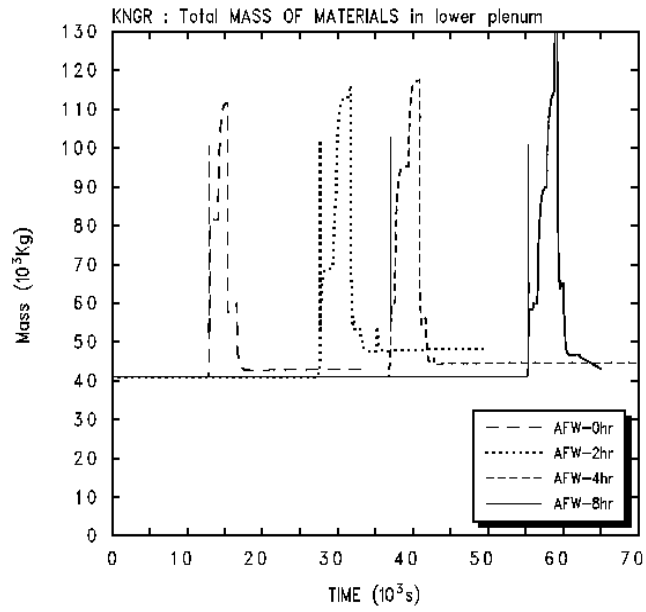


그림5. Total mass of Particulated Debris in Lower plenum

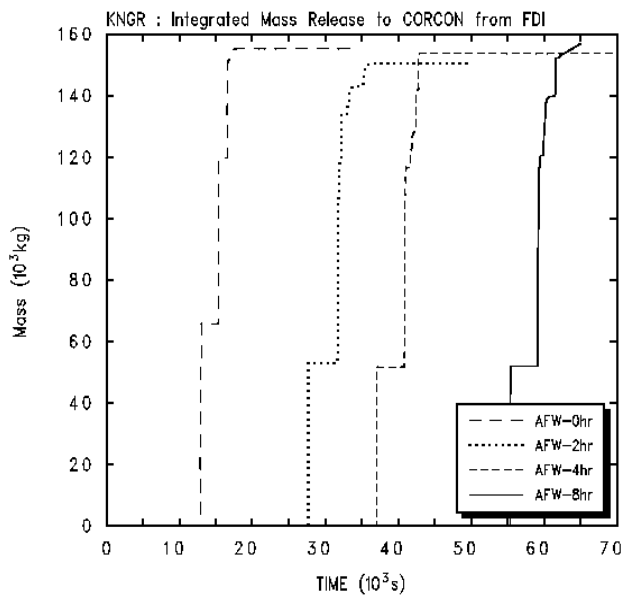


그림6. Integrated mass Release to Cavity