2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

ISAAC 2.0 전산코드의 비휘발성 핵분열생성물 노심방출 모델 평가

Non-volatile Fission Product Core Release Model Evaluation in ISAAC 2.0 Code

송용만, 박수용, 김희동
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

중수로 중대사고 해석용 종합전산코드인 ISAAC 2.0 전산코드의 비휘발성 핵분열 생성물의 노심방출 거동에 대한 평가를 위하여 노심방출 모델 및 옵션별로 중대사고 조건에서 주요 비휘발성 핵종의 방출율을 분석하였다. 사용 코드는 기존의 ISAAC 1.0 (1995년)을 개선한 ISAAC 2.0 베타판 (2003년)의 개선모델을 사용했으며 모의 발전소는 월성 2/3/4호기 이다. 분석 사고경위로는 원자로 출구모관에서의 양단파손 대형냉각재상실사고후 완전급수상실이 발생하고, 대부분의 안전계통이 작동불능인 극한의 가상사고이다. 분석결과, 개선모델은 전체적으로 ORNL-B, CORSOR-M, 및 CORSOR-O 순으로 비휘발성 핵종의 방출분율이 높았으며, 기존모델은 CORSOR-O 모델과 방출정도가 유사했다. 결론적으로, 초기재고량이 아주 작은 Sb 핵종을 제외한 대부분의 비휘발성 핵종은 휘발성이 거의 없는 특성으로 말미암아 중대사고시 대부분 노심용융물에 포함되어 움직이며 아주 적은 양 (최대 ~수%)만이 여타지역에 분포하는 것으로 나타났다. 이러한 노심방출 모델의 평가는 특정 모델에 대한 사용자의 선택시 비선택 모델과의 결과차이 및 불확실 정도를 예측하게 해주어 여타코드와의 비교에 도움을 줄 것으로 기대된다.

Abstract

To evaluate fission product core release behavior in ISAAC 2.0 code, which is an integrated severe accident computer code for PHWR plants, release fractions according to core release models and/or options are analyzed for major non-volatile fission product species under severe accident conditions. The upgrade models in ISAAC 2.0 beta version (2003), which has revised from ISAAC 1.0 (1995), are used as simulation tools and the reference plant is Wolsong 2/3/4 units. For the analyzed sequence, a hypothetical conservative large LOCA is selected initiated by a guillotine break in the reactor outlet header with total loss of feed water assuming that most of safety systems are not available. As analysis results, the release fractions of upgrade models were higher in the order of ORNL-B, CORSOR-M and CORSOR-O models and the release fractions of existing models were

similar with the CORSOR-O case. In conclusion, most non-volatile fission products except Sb species whose initial inventory is very small are transported together with corium under severe accident conditions while only small amount (less than maximum several percents) are released and distributed into other regions due to their non-volatile characteristics. This model evaluation will help users to predict the difference and uncertainty among core release models, which results in easier comparison with other competitive codes.

1. 서론

1995년에 월성2/3/4호기의 2단계 PSA 수행시 CANDU 고유의 중대사고 현상을 모의하기 위하여 한국원자력연구소 (KAERI)와 FAI (Fauske & Associates, Inc.)가 약 1년동안 공동으로 ISAAC (Integrated Severe Accident Analysis Code for CANDU plants) 전산코드 [1]를 개발하였다. 그러나 짧은 개발기간 및 부족한 사용경험으로 인해 코드의 모델에 대한 평가 및 개선이 충분히 이루어지지 못하였다. 따라서 본 연구에서는 여러가지 모델중 최근 관심분야로 부각된 비휘발성 (non-volatile) 핵분열생성물 (이하 "FP"로 명명) 노심방출 모델에 대한 연구를 수행하였다. 이를 위하여 ISAAC 1.0 코드의 기존 모델 및 ISAAC 2.0 (베타판) 코드 [2]의 개선된 비휘발성 FP 방출 모델을 주로 방출량의 관점에서 분석.평가하였다. 평가방안으로 기존 및 개선 모델간의 비교 분석 및 사용자 옵션에 대한 민감도 계산을 더불어 수행하는 연구전략을 사용하였다. ISAAC 전산 코드에 추가된 노심방출 모델은 PWR의 MAAP4 코드를 참조하였으며 FAI 와의 공동작업에 의해 최근에 개선되었다. 이러한 노심방출 모델의 평가 및 개선 결과, 기존 및 새로운 모델/옵션에 대한 사용자의 선택시 비선택 모델과의 결과차이 및 불확실 정도를 예측하게 해주며 향상된 새 모델에 대한 사용자의 선택범위를 넓혀주어 여타코드와의 비교가 용이해질 것으로 기대된다.

ISAAC 1.0 코드의 기존 노심방출 모델은 NUREG-0772 모델 [3]과 IDCOR 모델 [4]이 사용되는데 비휘발성 핵종에 대해서는 모두 Kelly 모델을 사용한다. 하지만 두가지 모델은 노심거동 및 휘발성 핵종 방출특성의 차이로 서로 다른 사고진행을 보이므로 [5], 같은 Kelly 모델을 사용하더라도 비휘발성 핵종의 방출율 및 방출시점에 차이가 발생한다. 그리고 비휘발성 FP 방출시의 제한점을 검토하였다. 이는 비휘발성 FP의 방출율이 계산된 이후 방출된 FP를 노심밖으로 가지고 나갈 노심기체의 유동성 부족에 의해 방출율이 제한될 수 있다. 따라서 두가지 기존 노심 방출모델에 대해 각각 포화증기밀도에 대한 제한옵션이 없는 경우와 있는 경우를 구분하여 아래의 4가지 경우에 대한 계산이 수행되었다.

경우 1. NUREG-0772 모델, 포화증기압 제한하지 않음 (**LO-07**)

경우 2. NUREG-0772 모델, 포화증기압 제한 (**LO-07M**)

경우 3. IDCOR 모델, 포화증기압 제한하지 않음 (**LO-ID**)

경우 4. IDCOR 모델, 포화증기압 제한 (**LO-IDM**)

다음으로, ISAAC 2.0 코드의 개선 노심방출 모델로서, 확산상수 데이타가 향상된 1990 년대 최신 모델인 CORSOR-M [SNL, 1990], CORSOR-O [ORLN, 1992], ORNL-BOOTH [ORNL, 1995] 모델의 방출율을 계산하여 기존모델과 결과를 비교하였다. 즉, ISAAC 2.0 코드의 노심방출 모델 및 옵션을 이용하여 분석된 8가지 경우는 다음과 같다.

경우 5. CORSOR-M, 포화증기압 제한 안함 (**LO-CM+**)

경우 6. CORSOR-M, 포화증기압 제한 (**LO-CM-**)

경우 7. CORSOR-O, 포화증기압 제한 안함 (**LO-CO+**)

경우 8. CORSOR-O, 포화증기압 제한 (**LO-CO-**)

경우 9. ORNL-Booth, 포화증기압 제한 안함 (**LO-OB+**)

경우 10. ORNL-Booth, 포화증기압 제한 (**LO-OB-**)

경우 11. CORSOR-M/O, 포화증기압 제한 안함 (**LO-CM/O+**)

경우 12. CORSOR-M/O, 포화증기압 제한 (**LO-CM/O-**)

참조사고는 대형냉각재상실사고후 완전급수상실을 포함한 극한의 조건 (bounding conditions)을 부여하였다. 초기조건으로 원자로 출구모관 (Reactor Outlet Header)에서 대형파단 (=0.2594 m^2)이 발생하였고, 비상안전주입계통과 감속재 및 종단차폐체 냉각계통, 격납건물 살수계통, 그리고 국부공기 냉각기등 대부분의 안전계통은 작동불능으로 가정하였다. 증기발생기의 주급수 계통은 원자로의 정지시점 (=0.87초)까지 가동되나, 정지후에는 보조급수계통의 고장을 가정하여 완전급수상실을 가정하였다. 원자로의 정지시점은 FSAR에서 계산된 결과를 이용하여 0.87초에 수동정지하도록 했다. 그리고 1차 계통에서 발생되는 파단 사고의 경우 비상노심냉각 계통을 일찍 작동시키기 위해 증기발생기의 안전밸브 (MSSV)를 열어 2차 계통을 급속하게 냉각 (crash cooldown)시키도록 하고 있다. 이를 모의하기 위하여 LOCA 신호가 접수되고 30초 후에 MSSV가 열리고, 계속 열린 상태를 유지하도록 하였다. 또한 LOCA 신호가 발생하면 가압기로 연결되어 있는 두 개의 폐회로는 가압기 격리 밸브를 잠금으로 서로 격리되도록 하였다. 이 사고의 경우, LOCA 신호는 1차 계통의 압력이 5.56 MPa 이하로 감소하는 3.3초에 발생하며, 가압기 격리밸브는 약 23초에 닫히고, 약 33초에 MSSV는 개방된다. 참조사고시 상세 사고진행 및 열수력 해석결과는 참고문헌 [6]을 참조하면 된다. 참조발전소는 월성 2/3/4호기 이다.

2. ISAAC 모델

ISAAC 1.0 기존모델의 비휘발성 FP 방출율 계산과 관련하여 아래의 Kelly의 상관식이 사용된다.

$$k(T) = K_0 \, e^{(-Q/RT)}$$

여기서, k(T)는 방출분율로서 온도만의 함수이며, T는 온도[℃] 이고, R은 우주기체상수 (=8.314 J/g mol K)이며, K_0,Q는 핵종에 따라 아래의 표처럼 주어지는 상수이다.

핵종	K_0	Q
Sr	1.2	2.0×10^5
Mo	6.1	1.5×10^5
Ba	94.	2.43×10^5
Ce	5.2×10^{11}	8.52×10^5
Sb	260.	2.07×10^5

현재, UO_2의 방출율은 무시되었으며, La의 방출계산에는 Ce의 K_0 및 Q 값이 사용되었다.

다음으로 비휘발성 FP의 방출율은 각 FP의 포화 증기밀도로 제한된다. 해석 방법을 살펴보면 FP의 방출시 확산 유속은 포화증기압에 따라 계산되는데 이는 아래의 식으로 표현된다:

$$n'' = -D\frac{dC}{dy}$$

여기서, n = 확산기체의 몰 유속 (molar flux),

D = 확산계수 (diffusivity),

C = 몰 농도 (molar concentration), 및

y = 전유동의 수직좌표 (coordinate perpendicular to bulk flow)이다.

그런데 손상된 노심구조 및 핵종에 대한 D 및 dC/dy 값은 많은 불확실성을 내포하며, ISAAC 에서는 다음처럼 근사된다:

$$D = 3.12E\text{-}4 \, T^{1.5} / P$$

$$\frac{dC}{dy} = \frac{C_{sat} - C_{in}}{r_f}$$

여기서 r_f는 핵연료 펠렛의 반경이고, 아래첨자 “sat” 및 “in”은 포화 (saturation) 및 입구 (inlet)를 의미한다. 그리고 입구농도 (C_{in})는 집적방출유량 (accumulated release flowrate, $\dot{m}_{in}$) 및 체적유동 (taotal molar volumetric flow, $\dot{n}_T$)에 의해 다음처럼 계산된다:

$$C_{in} = \frac{\dot{m}_{in}}{\dot{n}_v}$$

여기서 $\dot{n}_v = \dot{n}_T RT/P$ 이다. 한편, 포화농도 (C_{sat})는 포화유량 (saturation mass flow) 으로부터 다음처럼 계산된다:

$$C_{sat} = \frac{\dot{m}_{sat}}{\dot{n}_v}$$

여기서 $\dot{m}_{sat} = M \dot{n}_T P_{sat} / P$ 이며 M은 분자량 (molecular weight) 인데, 화학적 평형이 포화압력 (P_{sat})에 의해 정의됨을 볼 수 있다.

ISAAC 2.0 코드의 개선 모델인 CORSOR-M, CORSOR-O, ORNL-BOOTH 모델은 여기에 소개하지 않으며 참고문헌 [7]을 참조하기 바란다.

3. 분석 결과

NUREG-0772/IDCOR 노심방출 기존모델에 대한 ISAAC 2.0 출력그림 (그림 1/3/5/7/9/11, Sb/Ce/La/Ba/Mo/Sr 핵종별 격납건물내 (대기+침적+냉각수조) 누적 방출분율)의 분석에 의하면, 두 모델 간에는 사고진행의 차이에 의한 후기방출의 시작시점이 약간 다를 뿐 비휘발성 핵종의 방출분율은 거의 유사했으며 이는 두 모델 모두 Kelly 관계식을 사용하기 때문이다. 포화증기밀도 제한옵션이 있는 경우, 전체적으로 방출분율이 작아지며 (제한이 없는 경우의 일부 조기방출이 거의 나타나지 않음) 특히 Mo 핵종의 방출이 아주 작아지는 특성을 보였다.

NUREG-0772/IDCOR 노심방출 기존모델에 대한 ISAAC 2.0 출력그림 (그림 1/2/3/4/5/6/7/8/9/10/11/12, Sb/Ce/La/Ba/Mo/Sr 핵종별 기존 및 개선 모델의 격납건물내 누적 방출분율)의 분석에 의하면, 두

개선모델의 결과 (그림 2/4/6/8/10/12)에서는 8가지 경우 (CORSOR-M, CORSOR-Mm, CORSOR-O, CORSOR-Om. ORNL-B, ORNL-Bm, CORSOR-M/O, CORSOR-M/Om)에 대해 6가지 비휘발성 핵종 (Sb/Ce/La/Ba/Mo/Sr)의 격납건물내 FP 누적 방출분율을 보여준다. 포화증기밀도 제한옵션이 없는 경우 (CM+, CO+, OB+, CMO+), 비휘발성 핵종 Sb는 핵연료의 피복재 파손이후 방출되기 시작하여 핵연료관 파손이후 감속재에 떨어져 냉각되기 이전까지 조기 방출 (early release)을 계속한다. 이후 방출이 정지되었다가 칼랜드리아 탱크 파손이후 칼랜드리아 볼트에서 노심용융물-콘크리트 반응 (MCCI)이 시작되면 후기 방출 (late release)을 시작한다. 이에 반해 Mo 핵종은 사고종료시 누적방출량의 대부분이 전기에 방출되며, Ce 핵종은 대부분이 후기에 방출된다. 나머지 Ba, La 및 Sr

핵종은 모델에 따라 전/후기 방출이 일정하지 않다. 이는 각 핵종의 특성 (증기압, 용융점등), 방출환경 (수증기량, 산화정도등) 및 모델특성에 따른 것이다.
계산종료시점 (=72시간)에서 모델에 따른 핵종별 방출분율을 비교하면 다음과 같다:

- CORSOR-M : Sb (16%) > Sr > Ba > Ce > La > Mo
- CORSOR-O : Sb (3.5%) > Sr > Ba > Mo > Ce > La
- ORNL-B : Sb (25%) > Ba > Mo > Sr > Ce > La
- CORSOR-M/O : CORSOR-O와 동일

위에서 알수 있듯이, 핵종별로는 계산종료시점 (=72시간)에서 방출분율이 모든 모델에서 Sb 핵종이 월등히 (3.5%--25%) 높았다. 다음으로 CORSOR 모델에서는 Sr, Ba, Mo 핵종순으로 높았고 ORNL-Booth 모델에서는 Ba, Mo, Sr 핵종순으로 순서가 달랐으나 ~수% (ORNL-Booth 모델) 또는 1% 미만 (나머지 모델)으로 나타났다. 이외의 Ce 및 La 핵종의 방출분율은 여타 핵종에 비해 매우 미미하였다. 모델별로는 전체적으로 ORNL-B > CORSOR-M > CORSOR-O (또는 CORSOR-M/O, 또는 기존모델) 순으로 방출분율이 높았다.

방출제한이 있는 경우 (CM-, CO-, OB-, CMO-), 전체적으로 방출분율이 작아지며 특히, CORSOR-M 및 ORNL-B의 경우, 1개 차수 정도가 작아진 것을 알 수 있다. 주목되는 점은 방출제한 옵션이 있는 경우, 조기방출이 모든 모델에서 눈에 띄지 않으며, Mo 핵종의 방출은 2개 차수 (order) 이상 떨어져 그림에는 표시되지 않는 점이다.

비휘발성 핵종의 핵연료관 외부의 노심용융물내 누적분율을 증기압 제한옵션 유/무의 경우에 대해 분석한 결과에 의하면, 핵연료관의 파손에 의해 노심용융물이 핵연료관의 외부로 누출됨에 따라 누적분율이 점차로 증가해 칼랜드리아 볼트에서 노심용융물-콘크리트 반응 (CCI)이 발생하기 전에 거의 100%에 도달한다. 따라서 Sb 핵종 (최대 ~25%)을 제외한 대부분의 비휘발성 핵종은 휘발성이 거의 없는 특성으로 말미암아 대부분 노심용융물에 포함되어 이송되며 아주 적은 양 (최대 ~수%)만이 여타지역에 분포함을 알 수 있다. 한편, Ba (33.2 kg) > La (31.6 kg) > Ce (31.3 kg) > Sr (8.3 kg) > Mo (0.34 kg) > Sb (1.344E-4 kg)와 같이 초기 재고량은 방출분율과 관계없이 크기가 다르므로 방출질량을 분석할 때에는 유의해야 한다.

4. 결론

기존의 ISAAC 1.0 코드를 개선한 ISAAC 2.0 (베타판) 코드의 전반적인 핵분열생성물 거동해석 모델의 특성을 평가하기 위한 한가지 접근 방법으로, 월성 발전소를 대상으로 핵분열생성물

노심방출 거동을 기존모델 (NUREG-0772/IDCOR 모델)과 신모델 (CORSOR-M/CORSOR-O/ORNL-Booth 모델)을 사용해 분석하였다.

분석결과, 개선모델별로는 전체적으로 ORNL-B > CORSOR-M > CORSOR-O (또는 CORSOR-M/O) 순으로 방출분율이 높았으며, 기존모델은 CORSOR-O (또는 CORSOR-M/O) 모델과 비휘발성 핵종의 방출정도가 유사했다. 이는 비휘발성 핵종의 방출에 있어 CORSOR-O 모델이 가장 보수적이라는 기존의 권고 [2]와 배치되며, 본 계산결과에 의하면 오히려 ORNL-Booth 모델이 가장 보수적인 것으로 나타났다. 그러나 중대사고시 핵분열생성물의 방출정도는 각 핵종의 특성 (증기압, 용융점등), 방출환경 (수증기량, 산화정도등) 및 모델특성과 같은 종합적인 차이에 기인하므로 본 연구결과만 가지고는 속단하기는 어렵다. 또한 초기 재고량이 아주 작은 ($1.344x10^{-4}$ kg) Sb 핵종의 결과를 제외하면 CORSOR 모델간의 차이는 별로 없었다. 그럼에도 불구하고 비교코드인 MELCOR 코드의 계산결과, 휘발성 핵종 및 일부 비휘발성 핵종 (Mo, Ru)의 경우 ORNL-Booth 모델이 국제공동연구를 통해 추천되고 있는 최근 관점 및 본 연구결과로부터 판단할 때, 기본 선택모델로서 CORSOR-M 모델이 아닌 ORNL-Booth 모델을 사용하기를 추천한다.

결론적으로 초기재고량이 아주 작은 Sb 핵종을 제외한 대부분의 비휘발성 핵종은 휘발성이 거의 없는 특성으로 말미암아 대부분 노심용융물에 포함되어 움직이며 아주 적은 양 (최대 ~수%)만이 여타지역에 분포하며, 초기 재고량은 방출분율과 관계없이 크기가 다르므로 방출질량을 분석할 때에는 주의가 필요하다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. KAERI(1995), 가압중수로형 원자력발전소의 2단계 PSA를 위한 ISAAC 전산코드 개발.
2. FAI(2003), ISAAC Upgrade and New Features, FAI/03-60.
3. USNRC(1981), Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents, NUREG-0772.
4. Industry Degraded Core Rulemaking Program(1983), Analysis of In-Vessel Core Melt Progression, IDCOR Report 15.1B.
5. 송용만(2003), ISAAC 전산코드의 휘발성 핵분열생성물 방출 모델 평가, 2003 한국원자력학회 춘계학술 발표회.

6. 김시달(2002), 월성발전소의 대형 냉각재 상실사고에서의 국부공기 냉각기와 격납건물 살수의 영향, KAERI/TR-2350/2002.
7. 송용만(2004), ISAAC 2.0 전산코드 개선 전.후의 비휘발성 핵분열생성물 노심방출 모델 평가, KAERI/TR-2748/2004.

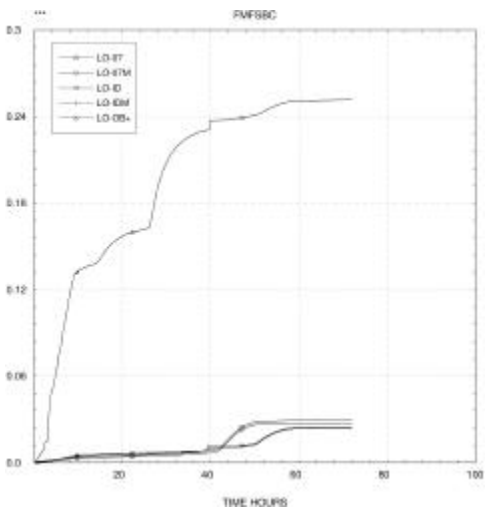

그림 1 **기존모델별 격납건물내** Sb **누적율**

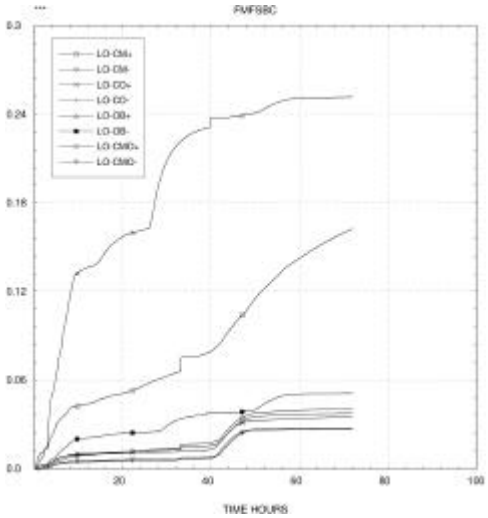

그림 2 **개선모델별 격납건물내** Sb **누적율**

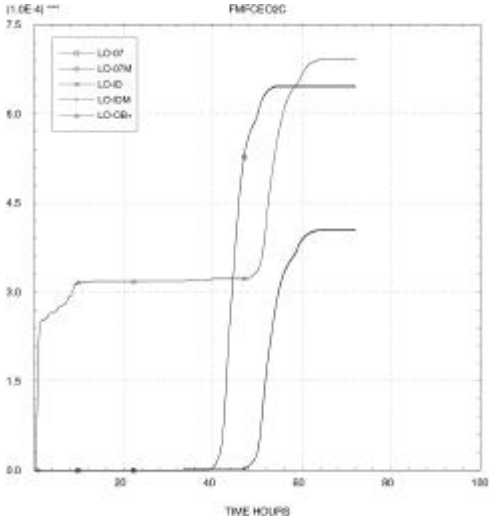

그림 3 **기존모델별 격납건물내** Ce **누적율**

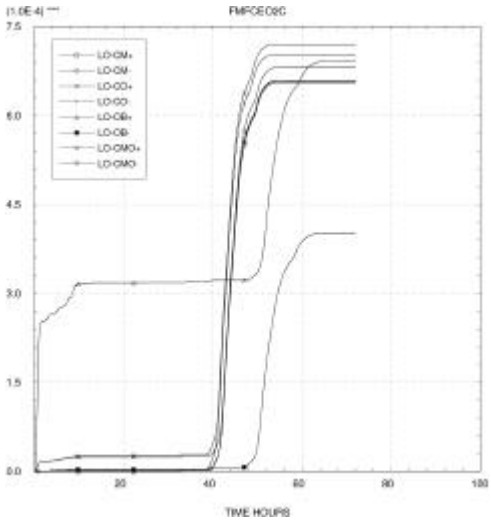

그림 4 **개선모델별 격납건물내** Ce **누적율**

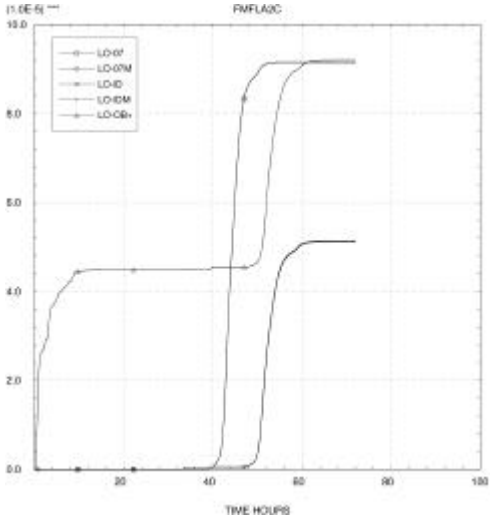

그림 5 **기존모델별 격납건물내** La **누적율**

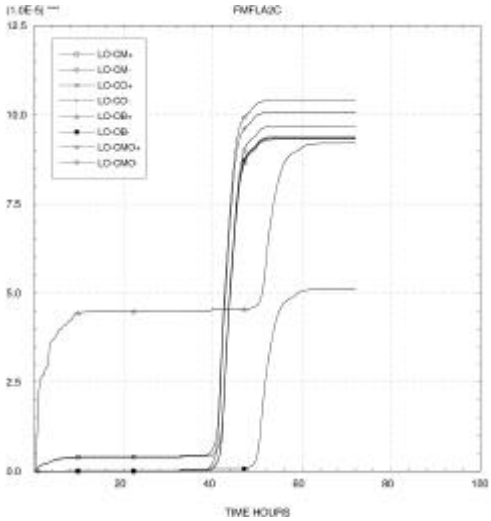

그림 6 **개선모델별 격납건물내** La **누적율**

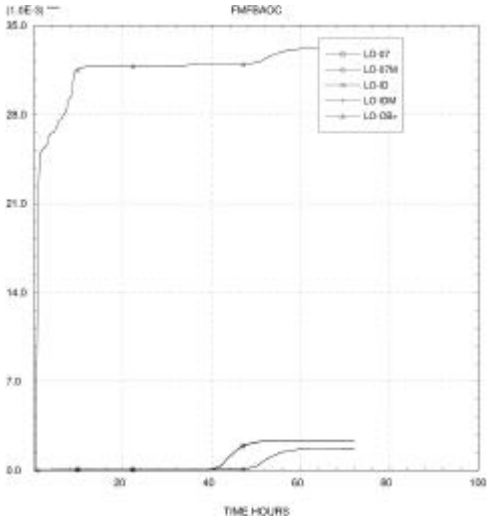

그림 7 **기존모델별 격납건물내** Ba **누적율**

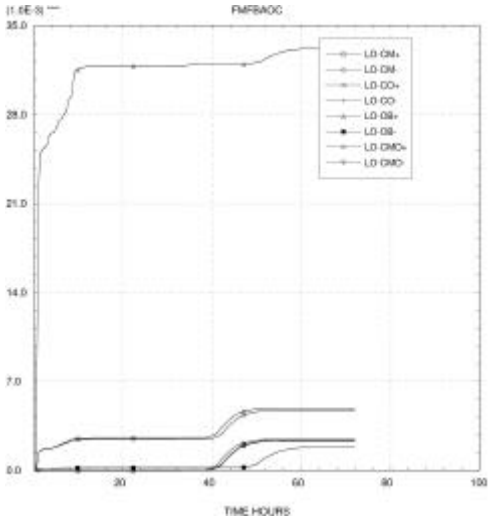

그림 8 **개선모델별 격납건물내** Ba **누적율**

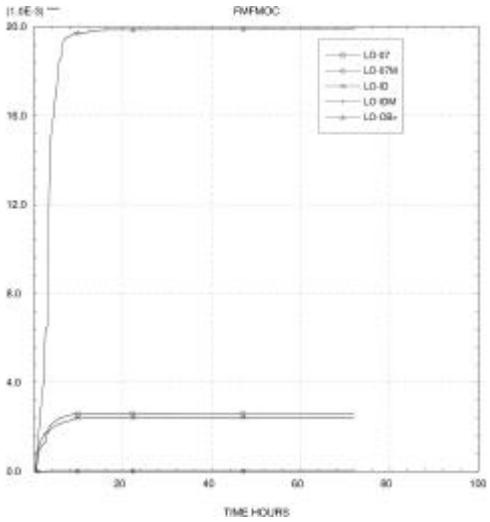

그림 9 **기존모델별 격납건물내** Mo **누적율**

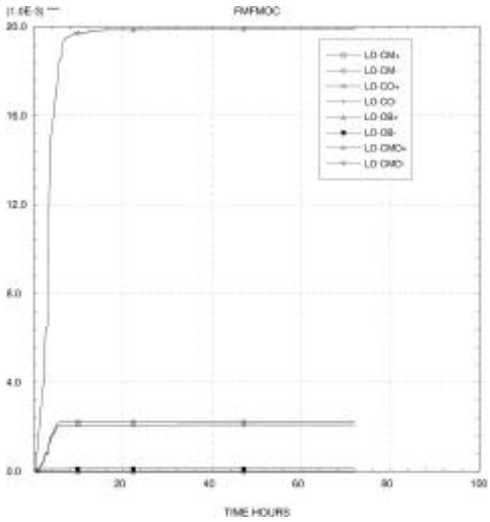

그림 10 **개선모델별 격납건물내** Mo **누적율**

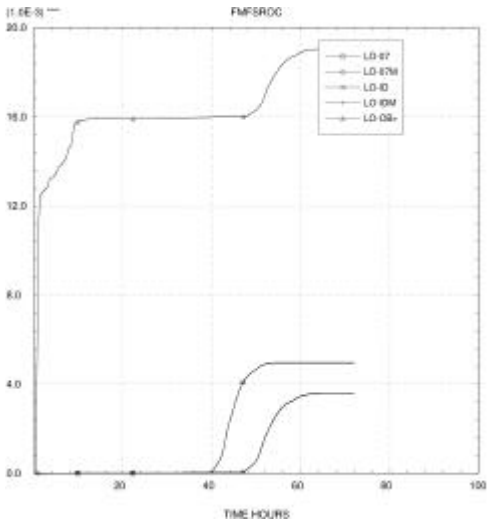

그림 11 **기존모델별 격납건물내** Sr **누적율**

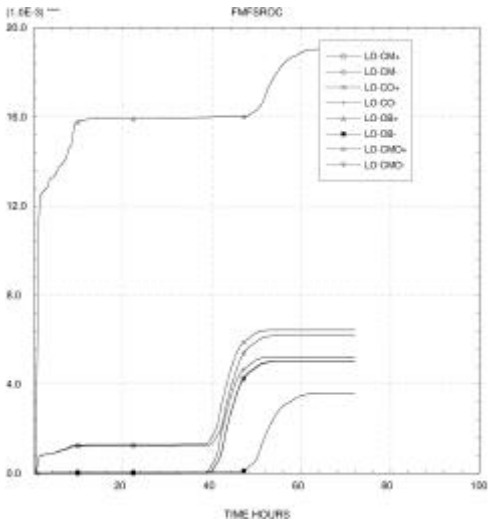

그림 12 **개선모델별 격납건물내** Sr **누적율**