

표준원전의 LOCA시 핵분열생성물 방출거동 분석

An Analysis of Fission Product Release Behavior Following a LOCA for Korea Standard Nuclear Power Plants

김한철, 박재홍, 서남덕, 이종인

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19

조성원

한국방사선기술연구소
대전광역시 유성구 구성동 19

요 약

한국표준형원전의 설계기준사고 해석시 현실적 방사선원항 적용의 타당성을 평가하기 위해 최초 안전주입펌프 작동 실패 후 노심 재관수에 의해 발전소가 복구되거나 또는 복구되지 않는 가상 LOCA에 의한 노심손상 시나리오 등의 초기단계를 분석하였다. 이를 위해 MELCOR 코드(Version 1.8.5)를 사용하여 핵분열생성물의 방출특성과 방출량 등을 분석하고, 파단면적과 사고 후 안전주입펌프의 복구시간의 영향 등에 대한 민감도 분석을 수행하여 현실적 방사선원항과 비교하였다. 저온관의 양단 파단사고에 대한 분석 결과, NUREG-1465 선원항은 사고 후 약 4500초경에 안전주입펌프를 복구할 경우 격납건물로 방출되는 핵분열생성물의 양에 해당하는 것으로 평가되었다. 또한 소형파단시 HPSI의 역할이 핵분열생성물 방출 관점에서 매우 중요함이 확인되었다.

Abstract

In order to evaluate the acceptability of the use of a realistic source term for the DBA analysis of KSNP initial stage of postulated LOCA-induced core degradation scenarios, accompanied with or without recovery through core reflooding after the first failure of safety injection (SI) pump actuation, have been analyzed. For this purpose, the MELCOR code (Version 1.8.5) was used to estimate the characteristics and the quantity of fission product release. Also, sensitivity analyses for the effects of the break size and the timing of SI pump recovery were done. On the basis of the analysis results from the double-ended break accident at the cold leg, the NUREG-1465 source term was found to be equivalent to the quantity of fission products released into the containment for the case of recovery of SI pumps approximately 90 minutes after the accident. It was confirmed that the role of HPSI is very important following a SBLOCA.

1. 서 론

국내 원자력 산업계는 신형원자로 1400 설계에 미국에서 개발된 현실적 방사선원항(NUREG-1465)을 적용하고자 하였다. 기존 원자로시설의 위치에 대한 기술기준을 제시하는 과학기술부 고시에서는 TID-14844 선원항에 근거한 Reg. Guide 1.4를 요건으로 하고 있으나, Reg. Guide 1.4 외에도 타당

한 물리적 근거가 입증된다면 현실적 방사선원항의 적용이 가능하도록 기술한 과학기술부 고시(안) 제정이 현재 추진 중에 있다. 신형원자로에 대해서는 핵분열생성물 측면에서 가장 심각한 설계기준 사고(DBA)로 고려할 수 있는 가상 냉각재상실사고(LOCA) 후 회복경위에 대해 대체교류전원에 의한 전원 확보가 가능하다면 그 타당성을 인정할 수 있을 것으로 평가된 바 있다.[1].

또한 저자들은 한국표준형 원전의 핵분열생성물 방출 측면에서 가장 심각할 것으로 예상되는 가상 냉각재상실사고(LOCA) 사고경위를 MELCOR 코드 Version 1.8.4를 사용하여 분석한 바 있다[2,3]. 원자로냉각재 상실사고 후 안전주입탱크로부터의 냉각수 주입 외에는 고압 및 저압 안전주입이 완전히 상실된 사고경위에서의 핵분열생성물 방출 거동에 대한 분석 결과는, 핵분열생성물 방출시간과 DBA 단계의 알칼리금속과 할로겐, Te 그룹 등의 방출분률 측면에서 NUREG-1465 선원항이 보수적이지 않음을 나타냈다. 그러나 기존 MELCOR 1.8.4 입력자료는 계산과정에 장시간이 소요되고 계산이 도중에 중지되는 등의 문제점이 있었다. 본 연구는 이를 해결하고 해석범위를 확장하기 위해 기본 입력자료를 개선한 MELCOR Version 1.8.5 분석모형[4]을 사용하여 한국표준형원전에서 저온관의 냉각재상실사고 후 비상노심냉각계통(ECCS)의 주입이 지연되었다가 복구됨으로써 사고가 종결되는 전개과정에서의 핵분열생성물 방출 특성을 분석하여 이 원전의 설계기준사고시 NUREG-1465 방사선원항의 특성을 평가해 보고자 수행하였다.

2. 분석모형

원자로냉각재계통 입력모형에 대하여는, 기존 MELCOR 1.8.4 입력모형[2]의 체적을 올린 3,4호기 FSAR[5]과 비교하여 통합, 분할하여 37개로 나누고 유로단면적과 형상손실계수를 많이 조정하였다. 한편 증기발생기 2차측 계통에 대해서는 입력을 간소화하여 급수계통은 냉각수의 주입만 고려하였으며 터빈계통은 증기의 방출만 고려하였다. 특히 형상손실계수에 관하여는 RELAP 입력을 참조하여 순방향 상수를 결정하였으나 역방향 상수들의 결정은 많은 민감도분석을 통해 결정하였다. 노심 모형은 반경방향으로 4개의 링으로 구분하고 축방향은 핵연료 10개 노드, 하부공간 3개 노드, 상부 1개 노드 등 14개 노드로 구분하였다. 새로운 격납건물 모형은 20개 격실과 39개 유로로 구성하였다. 그림 1은 원자로냉각재계통에 대한 노드 구성도를 나타내고 있다. 입력자료의 타당성은 FSAR과 비교하여 정상상태의 모의가 적절함을 확인하였으며 소형과단 LOCA 등과 비교하여 냉각재 방출율, 원자로정지, 안전주입탱크 및 고압 및 저압 안전주입펌프에 의한 비상노심냉각수의 주입율을 적절하게 모의하도록 작성하였다.

고려한 분석대상 사고경위는 표 1과 같다. 즉 저온관 양단과단으로부터 소형 과단에 이르기까지 다양한 과단 크기와 LOCA 후 미복구로부터 30분 후 내지 1시간 동안의 노심 재관수에 의한 복구시간, 복구에 사용되는 안전주입 펌프의 수 등을 고려하여 12개 경위를 분석하였다. 이러한 사고경위는 열수력학적으로 DBA를 초과한 것이나 초기 원자로용기내 핵분열생성물 방출단계를 포함함으로써 방사선원항 측면에서 현실적으로 가장 심각한 DBA 경위로 볼 수 있다. 따라서 본 분석은 Reg. Guide 1.183에서 DBA LOCA 분석에 적용하는 간극방출 및 원자로용기내 방출단계를 포괄하고 사고가 복구되는 시점까지의 핵분열생성물 방출 분석을 대상으로 하였다. 분석을 위한 초기 및 경계조건은 최적 평가가 되도록 설정하여 발전소가 정상상태를 유지하다가 (100초동안 계산) 사고 발생시 저온관에서 과단이 발생하여 LOCA가 일어나는 것으로 가정하였다. 과단면적의 범위는 대형, 중형, 소형 과단을 전반적으로 취급하기 위해 저온관 면적의 0.4 ~ 200%에 해당하는 과단직경 2 인치, 6 인치, 양단과단(2×30 인치) 경우를 분석하였다. 분석시간은 20,000 초 이내로 제한하였다.

노심내 초기 방사성 핵종의 양은 MELCOR 코드의 PWR Default 값에 대한 출력비를 적용하여 결정하였다. 총 핵종은 13개로서 NUREG-1465의 8개 그룹과 비교 가능하게 설정하였고 모든 핵종은 방사성 핵종으로 가정하였다. 할로겐 핵종을 대표하는 요오드의 경우 핵연료로부터 방출되면서 Cs과

화학반응을 함으로써 모두 CsI로 변화되는 것으로 모의하였고 Cs 계열의 초기질량은 Cs과 Rb의 질량 합계로부터 CsI를 형성하는데 소비된 양을 제외한 값으로 결정하였다.

에어로졸 크기의 Section 수는 5개로 한정하였고, 단일 종류로 가정하였으며, 에어로졸의 직경은 최소 1.0E-7 m, 최대 5.0E-4 m, 밀도는 MELCOR 코드의 Default 값(1000 Kg/m³)을 사용하였다. 동적형상인자 등 각종 에어로졸 관련 계수들은 Default 값을 사용하였다. 노심내 핵분열생성물 방출 모델은 CORSOR 모델을 사용했다. 핵연료-피복재 간극에서 핵분열생성물이 방출되는 피복재의 손상온도는 Default 값인 1173 K로 설정하였다. 초기 간극에 분포된 핵분열생성물의 분율은 NUREG-1465와 동일하게 불활성기체 5%, Cs 5%, I(CsI) 5%로 가정하였다.

3. 분석결과

12개 대형, 중형, 소형 파단사고경위에 대한 분석결과, 재장전수탱크가 고갈되어 재순환운전에 들어가기 전 핵분열생성물이 격납건물로 방출되는 사고경위는 표 2에 나타난 바와 같이 모든 크기의 파단사고후 HPSI, LPSI 펌프에 의한 주입이 불가능하고 경우와 소형파단시 HPSI 펌프들만이라도 작동 불가능하고 회복할 수 없는 경우로 나타났다. 소형파단시 HPSI 펌프 주입이 불가능할 경우 격납건물로의 핵분열생성물 방출 측면에서는 HPSI, LPSI 펌프 모두가 고장난 경우와 동일한 결과를 초래하였고 대형파단시 LPSI나 HPSI 중 하나가 주입되지 않을 경우보다 핵분열생성물의 방출시점과 방출량의 측면에서 더 심각할 수 있는 것으로 나타났다. 대형파단시 LPSI 주입이 불가능할 경우에도 비슷한 영향을 예상할 수 있으나 분석결과는 HPSI 주입 불가능시보다 격납건물로의 핵분열생성물 방출시점 측면에서는 오히려 덜 심각한 것으로 나타났다.

그림 2 ~ 그림 7은 주요 사고경위에 대한 핵분열생성물 방출 분석결과를 보이고 있다. 위에서 볼 수 있는 바와 같이 저온관 양단파단 후 비회복 시에는 2,126초 후부터 핵분열생성물이 방출되며 요오드의 방출분율은 약 4,790초에서 NUREG-1465 값(0.4)을 초과하기 시작하는 것으로 나타났다. 표 2에 나타난 바와 같이 대형파단시 모든 HPSI, LPSI 펌프가 작동 불가능하더라도 30분 이내에 복구하여 재순환단계에도 계속 운전할 수 있는 경우에는 핵분열생성물 방출이 일어나지 않았다. 이는 그림 2와 그림 3으로부터 예측되는 바와 일치한다. 그러므로 CsI를 기준으로 한다면 NUREG-1465 수준의 핵분열생성물 방출은 사고후 약 4,500초 정도에 복구할 경우에 해당할 것으로 예상된다. 마찬가지로 소형 파단시 HPSI 주입이 불가능한 경우에는 예상되는 바와 같이 1.5시간 이내 복구시 핵분열생성물의 방출이 없는 것으로 나타났다(표 2 참조). 그림 4와 그림 5로부터 소형파단의 경우 약 8,000초 경에 SI 펌프들을 복구할 경우 NUREG-1465 수준의 핵분열생성물 방출이 있을 것으로 예상된다.

또한 그림 2와 그림 4를 비교해 보면 양단파단과 소형파단은 핵분열생성물 방출시점뿐만 아니라 방출량에서도 핵종별 차이를 보이고 있다. 즉 대형파단의 경우 Cs, I 등이 불활성기체와 유사한 방출분율을 보이는 반면에 소형파단의 경우 Cs, I 등이 불활성기체보다 상당히 작게 방출되는 것을 볼 수 있으며 이는 그림 3과 그림 5에 나타난 바와 같이 대형파단시에는 노심의 모든 구역의 핵연료 온도값이 높아 용융이 일어나나 소형파단의 경우 중심부 이외의 지역에서는 용융이 지연되는 차이점때문인 것으로 판단된다.

4. 논의

가. 민감도 분석

1) 파단 크기

그림 8은 파단 크기에 따른 핵분열생성물의 방출분율 변화를 보이고 있다. 파단면적이 증가할수록 핵연료 손상에 따른 핵분열생성물의 방출이 빠를 것은 열수력학적으로 예상되는 바와 동일하다.

2) 복구시간의 영향과 NUREG-1465와의 비교

양단파단 및 소형파단시 복구시간이 핵분열생성물의 방출특성에 미치는 영향을 평가하였다. 대형 파단의 경우 30분 후 복구시 성공하고 1시간 후에는 간극방출이 일어나는 정도로 회복되며, 소형 파단 1.5시간 이내에 복구할 경우 핵분열생성물의 격납건물내 방출이 없는 것으로 나타나 SI 펌프의 고장시 조기 복구가 사고완화에 중요함을 확인시켜 준다. 그림 9 ~ 그림 10은 양단파단 및 2" 파단시 모든 SI 펌프가 복구될 때 복구시간별(30분, 1시간, 미복구)로 불활성기체와 CsI 방출분율을 NUREG-1465와 비교한 것이다. 미복구시 핵분열생성물의 방출량은 NUREG-1465보다 많으나, 1시간 후 신속히 복구할 경우는 현저히 작음을 볼 수 있다. 참고문헌 5에 따르면 SI 펌프 모두가 작동할 수 없는 경우는 전원상실시이며, 이 경우 설계요건에 따라 대체교류전원(AAC)이 사고 후 적어도 30분 이내에 작동 가능하다고 가정한다면 본 계산의 결과는 모든 SI 펌프의 복구시 핵분열생성물의 격납건물 방출이 제한될 수 있음을 보인다.

나. 추가분석의 필요성

위 분석시 일부 사고경위에 대해서는 MELCOR 코드의 분석이 중지되는 문제점이 있어 유로저항 값 등에 관한 분석모형의 개선이 좀더 필요한 것으로 보인다. 또한 본 분석은 그림 20에 보인 바와 같이 참고문헌 2의 분석결과와 큰 차이를 보이고 있다. 즉 본 분석시 불활성기체, CsI, Te 등의 핵종에 대한 분석결과가 MELCOR 1.8.4를 사용한 과거 분석결과에 비해 2,000~6,000 초 느리며 따라서 이 차이점을 초래한 입력모형의 차이점을 파악하고 그 타당성을 검토할 필요가 있다. 그리고 격납건물의 살수 등에 의해 배압이 낮은 경우는 분석대상에 포함되지 않았으므로 격납건물 열제거원이 최대로 동작하는 조건에 대해 분석할 필요가 있다. 그러나 이 경우에는 격납건물내 살수에 의한 핵분열생성물의 제거량이 커서 환경으로의 방출량은 적어질 것으로 예상된다. 그러므로 차후 분석모형의 개선과 격납건물 살수 및 자연제거에 의한 핵분열생성물의 제어 능력에 대한 평가가 필요하다.

5. 결론

한국표준형 원전에서 노심 재관수로 종결되거나 회복되지 않는 가상 LOCA 시 핵분열생성물의 거동에 대한 분석결과 파단면적과 사고 후 안전주입펌프의 복구시간이 핵분열생성물의 방출에 영향을 크게 미치는 것을 확인하였다. 저온관의 양단파단사고에 대한 분석 결과, 양단파단 30분 후 복구할 경우 핵분열생성물의 방출을 억제할 수 있는 것으로 나타났으며, NUREG-1465 선원항은 사고 후 약 4,500초경에 안전주입펌프를 복구할 경우 격납건물로 방출되는 핵분열생성물의 양에 해당하는 것으로 평가되었다. 또한 소형파단시 HPSI의 역할이 핵분열생성물 방출 관점에서 매우 중요함이 확인되었다. 차후 분석모형에 대한 개선과 격납건물 살수 및 자연제거에 의한 핵분열생성물의 제어 능력에 대한 평가가 필요하다.

감사의 글

이 연구는 과학기술부에서 시행한 원자력안전개발사업의 일부로 수행되었습니다.

참 고 문 헌

1. 김한철, 박재홍, 조성원, 류용호, 신형경수로 1400의 LOCA 방사선원항 분석, 한국원자력학회 춘계 학술발표회 논문집, 2002. 5. 23 - 5. 24
2. 김한철, 박재홍, 조성원, 류용호, 표준원전 냉각재상실사고시 핵분열생성물 거동 예비분석, 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2000. 5. 19 - 5. 20
3. 김한철, 현실적 방사선원항의 규제적용에 대한 예비평가, 원자력안전기술정보회의, 한국원자력안전기술원, 1999. 12. 17.
4. 과학기술부, 원자력 안전규제 기술개발: 중대사고평가 규제기술개발 최종보고서, KINS/GR-241, 2002.
5. 한국전력공사, 울진 3,4호기 최종안전성분석보고서, 1997.
6. L. Soffers et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants," NUREG-1465, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, February 1995.
7. R. O. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals," (Sandia National Laboratories), SAND 97-2398, NUREG/CR-6119, Rev.1. July 1997.5

표1 분석대상 사고

Cases	L1	L2/L2a	L3	L4/L4a	L5	L6	L7	M1	S1	S2	S3	S4
Break size	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.0182m ² (6")	2.03×10 ⁻³ m ² (2")	2.03×10 ⁻³ m ² (2")	2.03×10 ⁻³ m ² (2")	2.03×10 ⁻³ m ² (2")
Available pumps @ 0 sec	0	HPSI:2	LPSI:2	0	0	0	HP:2, LP:2	0	0	LPSI:2	HPSI:2	0
Recirculation	N	Y/N	N	Y/N	Y	Y	N	N	-	-	-	-
Recovery action	-	-	-	HP:2, LP:2 @ 0.5h	HP:2, LP:2 @ 1h	HP:2, LP:2@ 4800s	N/A	- ¹⁾	- ¹⁾	- ¹⁾	- ¹⁾	HP:2, LP:2

표2 사고경위별 핵분열생성물 방출여부

Cases	L1	L2/L2a	L3	L4/L4a	L5	L6	L7	M1	S1	S2	S3	S4
RWT exhaust time(s)	> 20,000	12,320	3,730	5,713	7.732	7.732	3,086	> 20,000	> 20,000	> 20,000	> 20,000	> 20,000
Release before RWT exhaust	Y	N	N	N	Y ⁴⁾	Y	N	Y	Y	Y	N	N
Release after RWT exhaust	- ²⁾	N ³⁾ /Y	Y	N ³⁾ /Y	- ²⁾	- ²⁾	Y	- ²⁾	- ²⁾	- ²⁾	N ³⁾	N ³⁾

- 주 1. 계산종료시점(20,000초)까지 RWT가 고갈되지 않으므로 재순환 모델이 사용되지 않음
- 2. RWT 고갈전 이미 핵분열생성물이 방출되어 논의 불필요
- 3. 사고후 계산종료시점까지의 계산결과에 근거함
- 4. 불활성기체, I, Cs의 간극방출만 있음

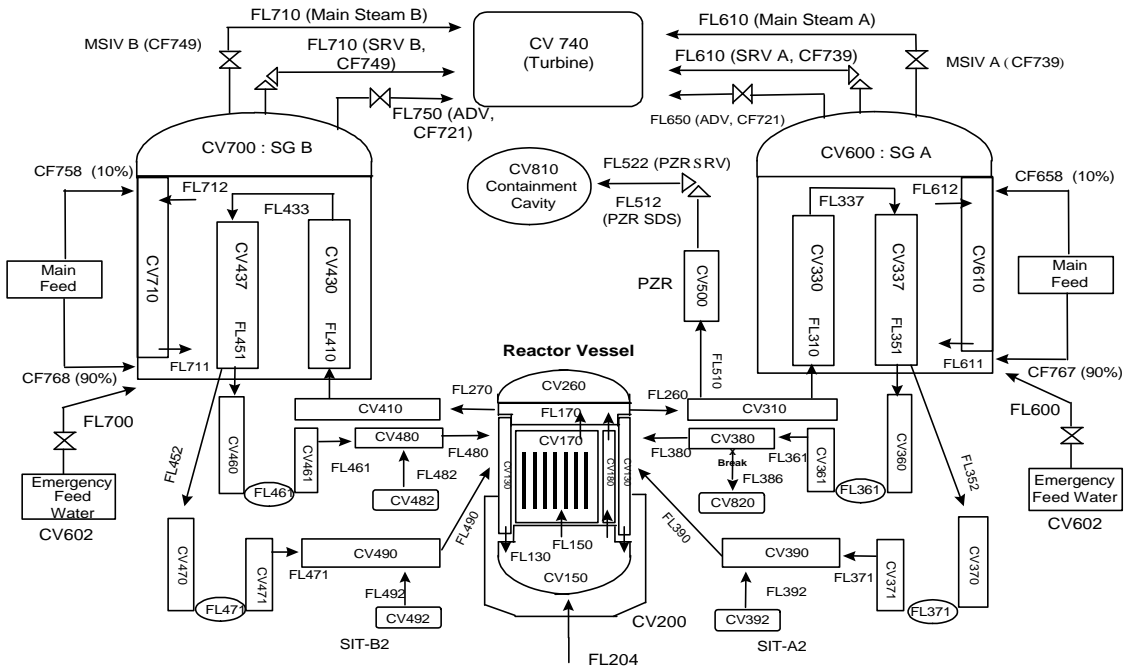


그림 1 KSNP 원자로냉각재계통 모델

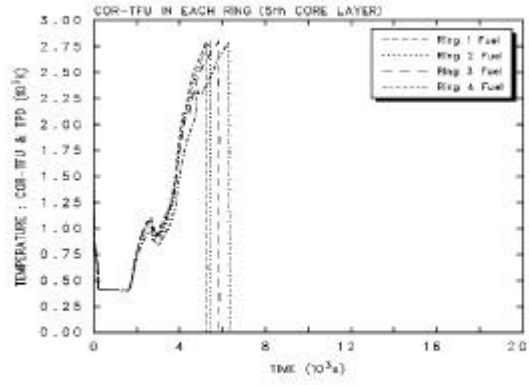
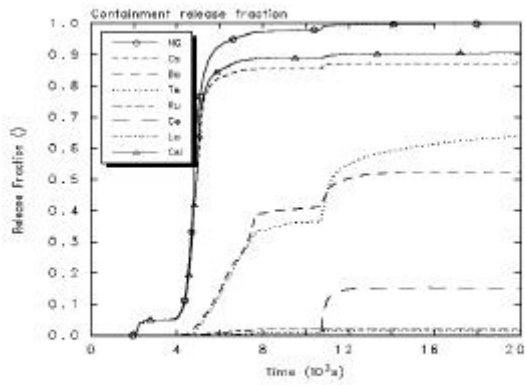


그림 2 대형파단 후 비회복 사고 분석결과

그림 3 대형파단 후 비회복사고시 노심 중앙부 온도

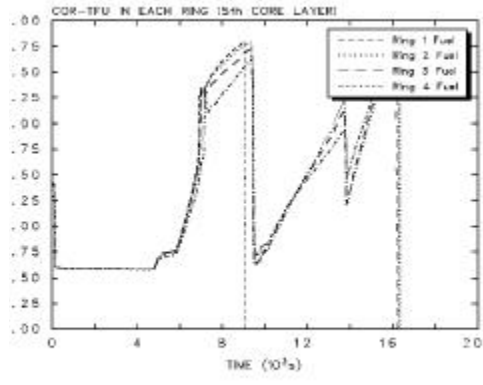
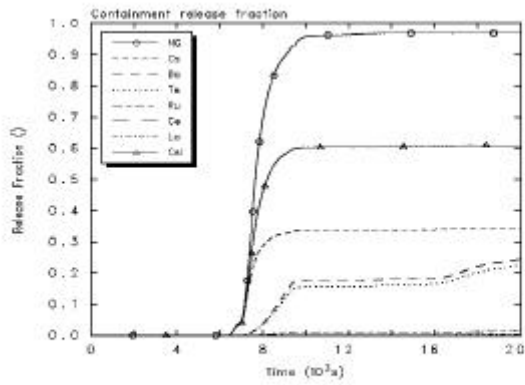


그림 4 소형파단 후 비회복 사고 분석결과

그림 5 소형파단 후 비회복사고시 노심 중앙부 온도

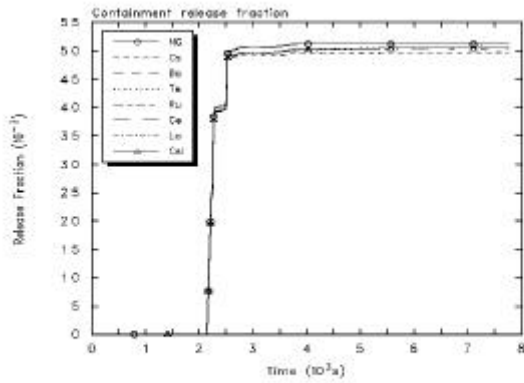


그림 6 대형과단 1시간 후 모든 안전주입펌프 복구 경위 분석결과

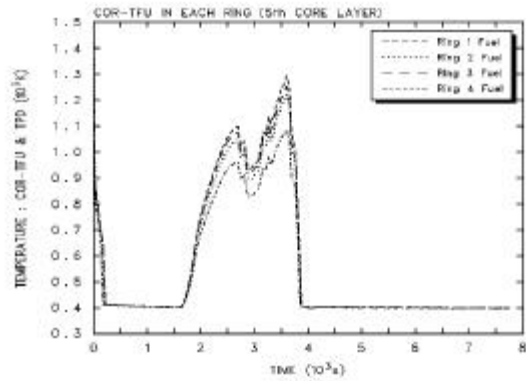


그림 7 대형과단 1시간 후 회복사고시 노심 중앙부 온도

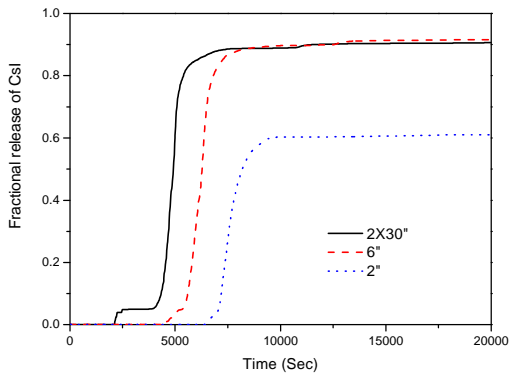


그림 8 과단 크기에 따른 핵분열생성물의 방출분율 변화

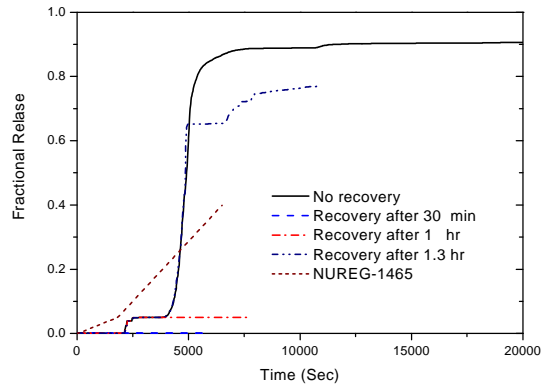


그림 9 양단과단시 복구시간에 따른 CsI의 방출분율 변화

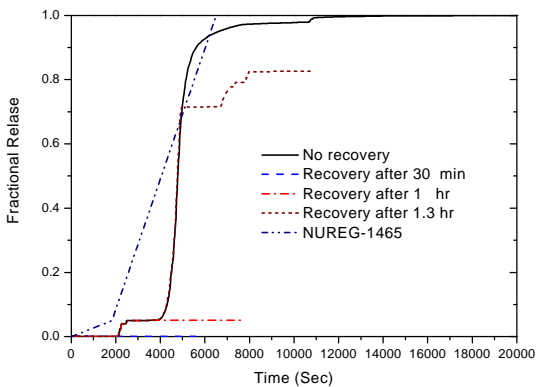


그림 10 양단과단시 복구시간에 따른 불활성기체의 방출분율 변화

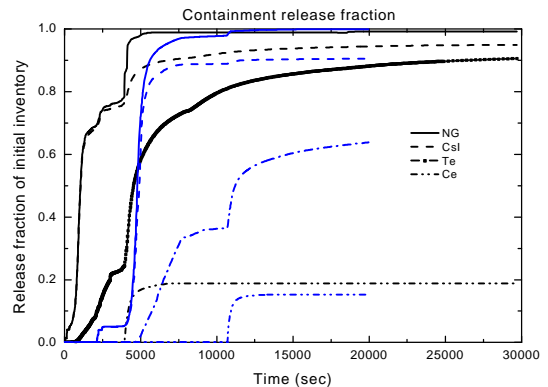


그림 11 MELCOR 1.8.4 계산결과와의 비교 (양단과단 비회복사고경위)