

신형경수로 1400의 LOCA 방사선원항 분석

An Analysis of LOCA Source Term for APR 1400

김한철, 박재홍, 서남덕, 류용호

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19

요약

신형경수로 1400의 설계기준사고 해석시 현실적 방사선원항 적용의 타당성을 평가하기 위해 최초 안전주입펌프 작동 실패 후 노심 재관수에 의해 발전소가 복구되는 가상 LOCA에 의한 노심 손상 시나리오의 초기단계를 분석하였다. 이를 위해 MELCOR 코드(Version 1.8.5)를 사용하여 핵분열 생성물의 방출특성과 방출량 등을 분석하고 일부 변수에 대한 민감도 분석을 수행하여 NUREG-1465 방사선원항과 비교하였다. 파단면적과 사고 후 안전주입펌프의 복구시간이 핵분열 생성물의 방출에 영향을 크게 미치는 것을 확인하였다. 저온관의 양단파단사고에 대한 분석 결과, NUREG-1465 선원항은 사고 후 약 15~20분경에 안전주입펌프를 복구할 경우 격납건물로 방출되는 핵분열생성물의 양에 해당하는 것으로 평가되었다.

Abstract

In order to evaluate the acceptability of the use of a realistic source term for the DBA analysis of APR 1400, the initial stage of a postulated LOCA-induced core degradation scenarios, accompanied with 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 some parameters were done. These results were compared with the NUREG-1465 source term. It was confirmed that the break size and the timing of SI pump recovery affect fission product release, significantly. 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 15 to 20 minutes after the accident.

1. 서론

국내 원자력 산업계는 신형원자로 1400 설계에 미국에서 개발된 현실적 방사선원항 (NUREG-1465)을 적용하고자 하였다. 기존 원자로시설의 위치에 대한 기술기준을 제시하는 과학 기술부 고시에서는 TID-14844 선원항에 근거한 Reg. Guide 1.4를 요건으로 하고 있으나, Reg. Guide 1.4 외에도 타당한 물리적 근거가 입증된다면 현실적 방사선원항의 적용이 가능하도록 기술한 과학기술부 고시(안) 제정이 현재 추진 중에 있다. 저자들은 한국표준형 원전의 핵분열생성

물 방출 측면에서 가장 심각할 것으로 예상되는 가상 냉각재상실사고(LOCA) 사고경위를 MELCOR 코드 Version 1.8.4를 사용하여 분석한 바 있다.[1,2] 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.

본 연구는, 신형원자로 1400에서 냉각재상실사고 후 비상노심냉각계통(ECCS)의 주입이 지연되었다가 복구됨으로써 사고가 종결되는 전개과정에서의 핵분열생성물 방출 특성을 분석하여 이 원전의 설계기준사고(DBA) 해석에 적용한 NUREG-1465 방사선원항 및 Reg. Guide 1.183의 타당성 검토에 반영하고자 수행하였다. 본 연구에서는 저자들이 한국표준형 원전의 핵분열생성물 거동평가 등에 적용한 바 있는 방법론[1,2]에 근거하여 신형원전 원자로냉각재계통 및 격납건물에 대한 MELCOR Version 1.8.5[5] 분석모형을 개발하고, 이를 저온관의 대형, 중형 및 소형 파단 사고경위에 대해 핵분열생성물의 방출특성과 방출량 등을 분석하여 현실적 방사선원항과 비교하였다.

2. 분석모형

본 연구에서 고려한 분석대상 사고경위는 표 1과 같다. 즉 저온관 양단파단으로부터 소형 파단에 이르기까지 다양한 파단 크기와 LOCA 후 미복구로부터 15분 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 가혹한 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.

그림 1과 그림 2는 원자로냉각재계통과 격납건물에 대한 노드 구성도를 나타내고 있다. 분석을 위한 초기 및 경계조건은 최적 평가가 되도록 설정하여 발전소가 정상상태를 유지하다가 (200초 동안 계산) 사고 발생시 저온관에서 파단이 발생하여 LOCA가 일어나는 것으로 가정하였다. 파단 면적의 범위는 대형, 중형, 소형 파단을 전반적으로 취급하기 위해 저온관 면적의 0.4 ~ 200%에 해당하는 파단직경 1.9 인치, 6 인치, 9.6 인치, 양단파단(2×30 인치) 경우를 분석하였다.

원자로는 정상운전중 노심 출력이 3,983 MWt로서 2년 동안 가동율 80%로 운전된 것으로 가정하였고 노심의 축방향 출력분포는 Chopped Cosine Profile에 따르며, 노심붕괴열에 대해서는 ANS 73 모형을 채택하였다. 모든 파단사고에서 안전주입탱크는 4개 모두 주입 가능하다고 가정하였다. 그러나 안전주입(SI) 펌프가 작동되지 않아 노심 성능저하가 진행되다가, 15분부터 1시간 후 1대, 2대, 4대의 안전주입(SI) 펌프에 의해 안전주입이 이루어지는 경우를 고려하였다. 신형경수로 1400의 안전주입탱크와 안전주입펌프로 부터 안전주입되는 냉각수는 원자로용기 강수관(downcommer)에 설치된 원자로용기 직접주입(Direct Vessel Injection: DVI) 노즐을 통해 주입된다. 안전주입계통은 안전주입펌프를 사용하여 격납건물내 핵연료 재정전수 저장조(IRWST)에서 급수를 하여 DVI 노즐로 냉각수를 주입한다. 핵분열생성물의 방출에 초점을 맞추어 격납건물내 핵분열생성물 축적을 보수적으로 취급하기 위해 격납건물 살수와 송풍냉각기 등 공학적 안전설비(ESF)와 주증기격리밸브는 작동하지 않는 것으로 가정하였다. 격납건물로부터 환경으로의 누설은 모의하지 않았고 절대압력 1.468 MPa (198.2 psig)에서 격납건물이 손상되는 것으로 가정하였다.

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. 그중 할로겐 핵종을 대표하는 요오드의 경우 핵연료로부터 방출되면서 Cs과 화학반응을 함으로써 모두 CsI로 변화되는 것으로 모의하였고 Cs 계열의 초기 질량은 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 파단사고에 대한 분석결과, 핵분열생성물이 격납건물로 방출되는 사고경위는 표 2에 나타난 바와 같이 양단파단 30분 이후 안전주입 (SI) 주입시의 경우와 직경 9.6 인치의 대형파단 후 1시간 이후 복구 경우이다. 그림 3 ~ 그림 7은 사고 비회복 및 핵분열생성물 방출이 일어나는 회복사고에 대한 CsI 방출 분석결과를 보이고 있다. 위에서 볼 수 있는 바와 같이 9.6 " 대형파단 후 비회복 시에는 약 2,500초 후부터 핵분열생성물이 방출되며 요오드의 방출분율은 약 3,000초에서 NUREG-1465 값(0.4)을 초과하기 시작하는 것으로 나타났다. 이 대형파단 후 1시간 이후 안전주입 복구조치를 취할 경우에는 핵분열생성물 방출을 거의 억제할 수 없으며 30분 후 복구시 핵분열생성물의 방출이 없는 것으로 나타났다. 중형 및 소형 파단의 경우에는 예상되는 바와 같이 30분 후 복구시 핵분열생성물의 방출이 없는 것으로 나타났다. 그러나 양단파단의 경우에는 30분 후 모든 안전주입 펌프를 가동하더라도 성공할 수 없는 것으로 분석되었다.

4. 논의

가. 민감도 분석

그림 8은 파단 크기에 따른 핵분열생성물의 방출분율 변화를 보이고 있다. 파단면적이 증가할수록 핵연료 손상에 따른 핵분열생성물의 방출이 클 것은 자명하다. 분석한 4개의 경우는 파단크기 외에는 안전주입펌프 작동대수 등이 동일한데 양단파단 경우에만 핵분열생성물 방출이 일어났다. 그림 9는 복구시간에 따른 핵분열생성물의 방출분율 변화를 나타낸다. 대형파단시 30분 후 복구시 성공하고 1시간 후에는 실패하나 핵분열생성물의 방출시점은 지연되는 것으로 나타나 SI 펌프의 고장 후 초기 복구가 사고완화에 중요함을 확인시켜 준다. 이에 따라 양단파단시 복구시간을 단축하는 분석을 추가하여 핵분열생성물의 방출이 억제될 수 있는 시점을 파악해 보았다. 그림 10은 양단파단시 복구시간의 영향을 나타내며 이를 통해 15분에서 20분 사이에 방사능 방출을 제한해야 함을 파악할 수 있다. 그림 11은 양단파단시 30분 후 복구되는 SI 펌프 수가 핵분열생성물의 방출분율에 미치는 영향을 보인다. 양단파단의 경우에는 복구되는 안전주입펌프의 수가 약간의 차이를 일으키기는 하지만 그 효과는 미미하다. 안전주입 유량의 최대, 최소값 가정의 차이는 대형파단 30분 후 펌프 4대가 복구되는 경위에 대한 분석결과로부터 비교할 수 있으나 두 경우 모두 핵분열생성물의 방출이 없어 명확히 나타나지 않았다.

나. NUREG-1465와의 비교계산

그림 12 ~ 그림 19는 양단파단시 복구되는 SI 펌프 수가 2대일 때 복구시간별(15분, 20분, 30분)로 8개 핵종방출분율을 NUREG-1465와 비교한 것이다. 20분 이후 복구시 불활성 기체와 세륨을 제외한 대부분의 핵종은 NUREG-1465보다 방출량이 많으나, 15분 후 복구할 경우는 현저히 작음을 볼 수 있다. 참고문헌 3에 따르면 SI 펌프 모두가 작동할 수 없는 경우는 전원상실시이며, 이 경우 설계요건에 따라 대체교류전원(AAC)이 사고 후 10분 이내에 작동 가능하므로 15분 후 SI 펌프 2대의 복구 가정은 설계요건과 일치하는 것으로 간주할 수 있다. 이러한 원자로용기내 방

출단계는 설계기준 LOCA의 열역학적 조건에서는 도달하기가 어려우나 안전여유도의 확보 측면에서 고려된다.

다. 추가분석의 필요성

위 분석시 일부 사고경위에 대해서는 MELCOR 코드의 분석이 중지되는 문제점이 있어 유로 저항값 등에 관한 분석모형의 개선이 좀더 필요한 것으로 보인다. 본 분석에서는 안전주입탱크로부터 Fluidic device에 의한 주입을 고려하지 않았다. 또한 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

신형경수로 1400에서 노심 재관수로 종결되는 가상 LOCA 시 핵분열생성물의 거동에 대한 분석결과 파단면적과 사고 후 안전주입펌프의 복구시간이 핵분열생성물의 방출에 영향을 크게 미치는 것을 확인하였다. 대표적인 대형파단시 30분 후 복구할 경우 핵분열생성물의 방출을 억제할 수 있으나 양단파단의 경우에는 약 15분 정도에 복구해야 가능하였다. 대형파단의 경우 안전주입펌프의 수로 대표되는 주입유량은 복구시간에 비해 분명한 효과를 보이지 않았다. 저온관의 양단파단 사고에 대한 분석 결과, NUREG-1465 선원항은 사고 후 약 15~20분경에 안전주입펌프를 복구할 경우 격납건물로 방출되는 핵분열생성물의 양에 해당하는 것으로 평가되었다. 차후 분석모형의 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, 표준원전 냉각재상실사고시 핵분열생성물 거동 예비분석, 한국 원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2000. 5. 19 - 5. 20
2. 김한철, 현실적 방사선원항의 규제적용에 대한 예비평가, 원자력안전기술정보회의, 한국원자력 안전기술원, 1999. 12. 17.
3. 한국전력공사, 신형 원전 1400 표준설계안전성분석보고서
4. L. Soffers et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants," NUREG-1465, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, February 1995.
5. 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	L3	L4	L5	L6	L7	L8	M1	M2	S1	S2
Break size	0.0465m ² (9.6")	0.0465m ² (9.6")	0.0465m ² (9.6")	0.0465m ² (9.6")	0.0465m ² (9.6")	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.912 m ² (2×30")	0.0186m ² (6")	0.0186m ² (6")	1.86×10 ⁻³ m ² (1.9")	1.86×10 ⁻³ m ² (1.9")
Recovery time	N/A	1 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h	0.5 h
No. of pumps available	0	1	4	4	1	1	2	4	4	2	4	2
SI pump flow rate	None	Min	Max	Min	Min	Min	Min	Max	Max	Min	Max	Min

표2 핵분열생성물 방출 사고경위

Cases	L1	L2	L3	L4	L5	L6	L7	L8	M1	M2	S1	S2
FP release	Y	Y	N	N	N	Y	Y	Y	N	N	N	N

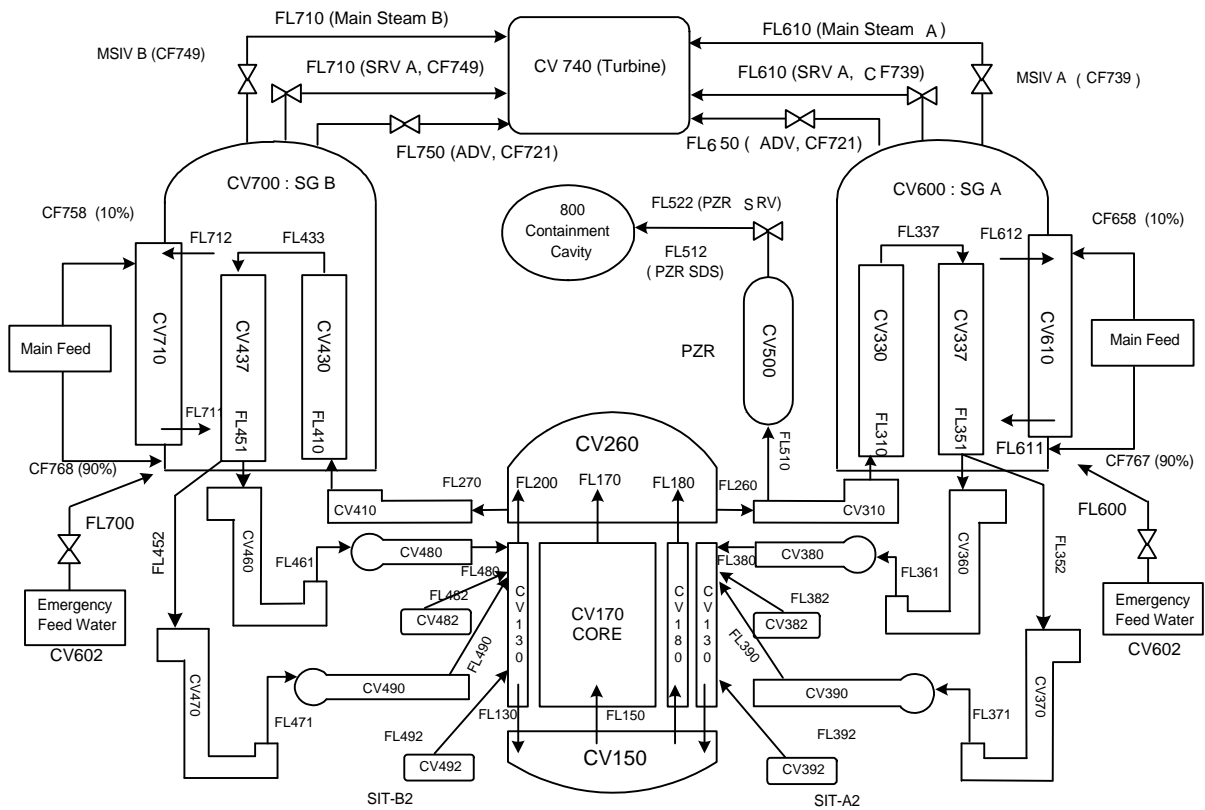


그림 1 APR 1400 원자로냉각재계통 모델

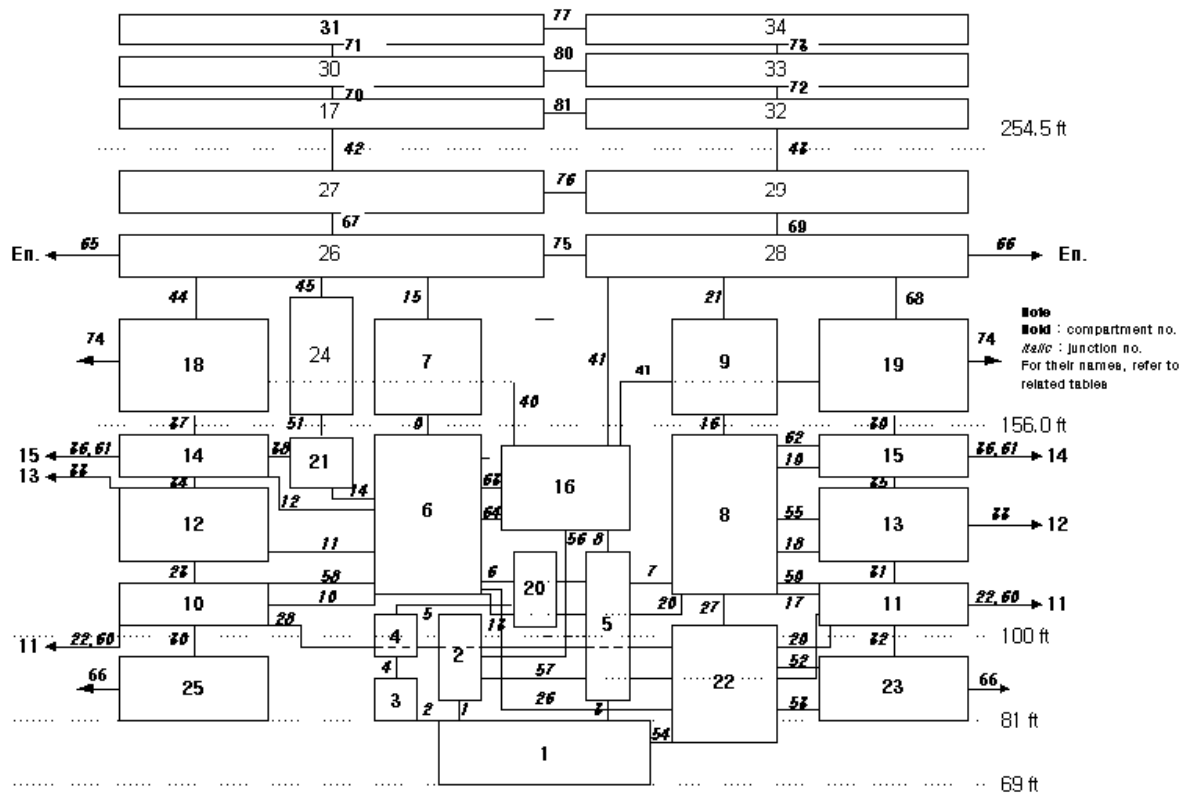


그림 2 APR 1400 격납계통 모델

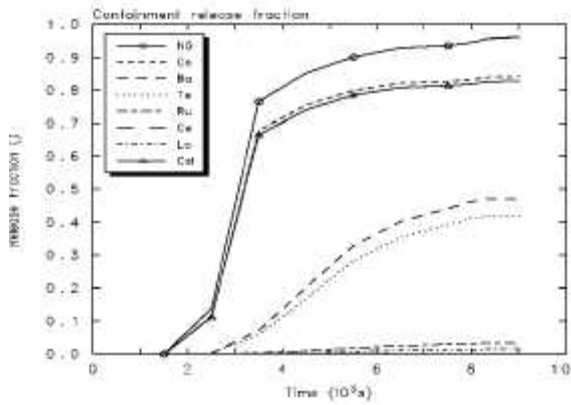


그림 3 대형과단 후 비회복 사고 분석결과

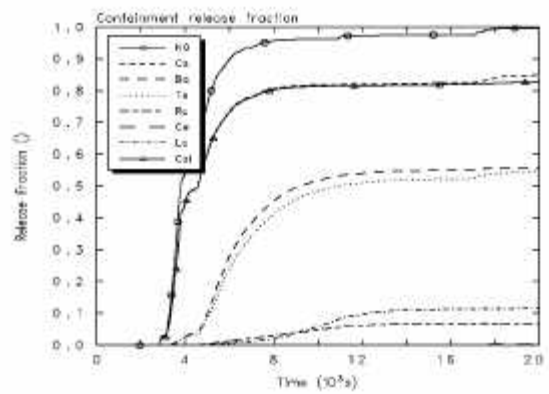


그림 4 대형과단 1시간 후 1개 안전주입펌프 복구 경위 분석결과

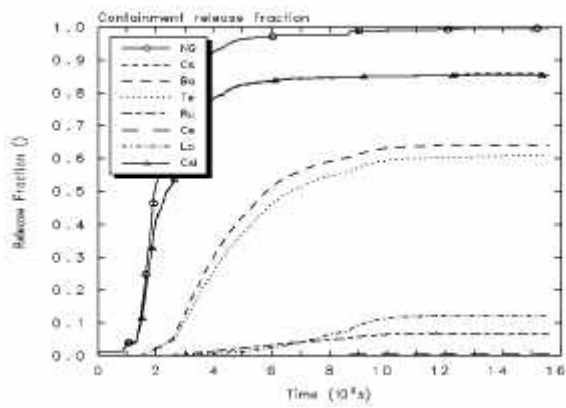


그림 5 양단과단 30분 후 1개 안전주입펌프 복구 경위 분석결과

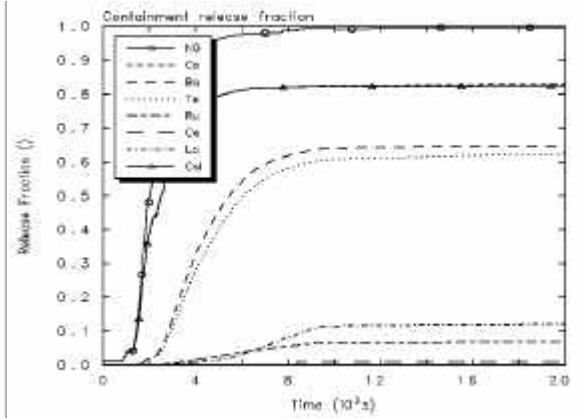


그림 6 양단과단 30분 후 2개 안전주입펌프 복구 경위 분석결과

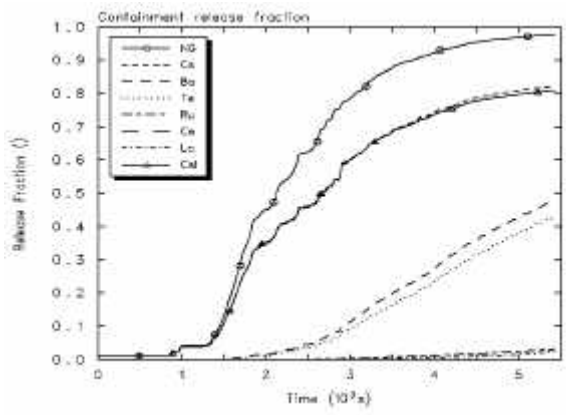


그림 7 양단과단 30분 후 4개 안전주입펌프 복구 경위 분석결과

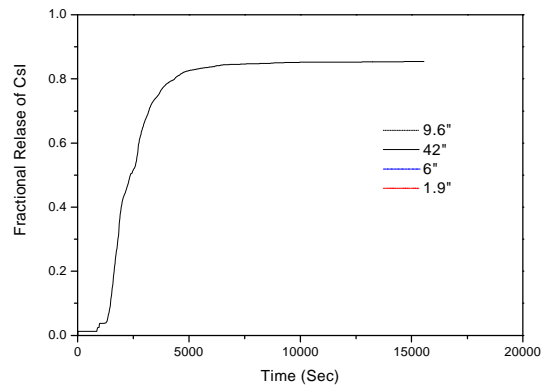


그림 8 파단 크기에 따른 핵분열생성물의 방출분율 변화

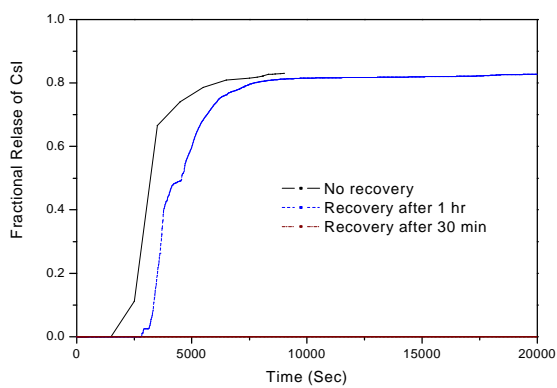


그림 9 복구시간에 따른 핵분열생성물의 방출분율 변화

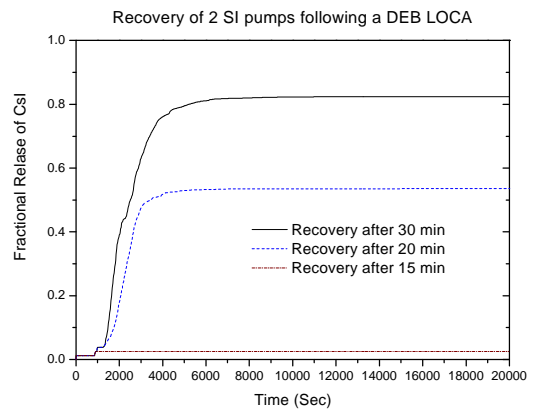


그림 10 양단과단시 복구시간의 영향

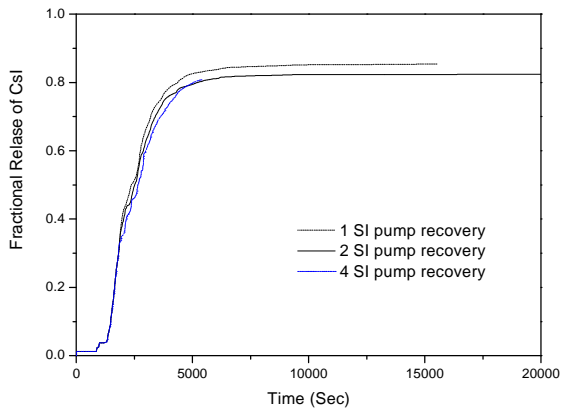


그림 11 복구되는 SI 펌프 수의 영향

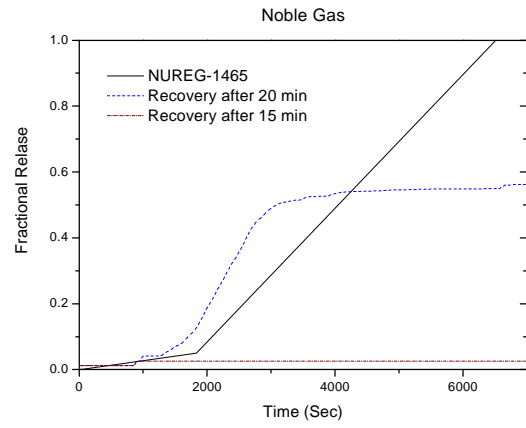


그림 12 NUREG-1465와의 비교 (불활성 기체)

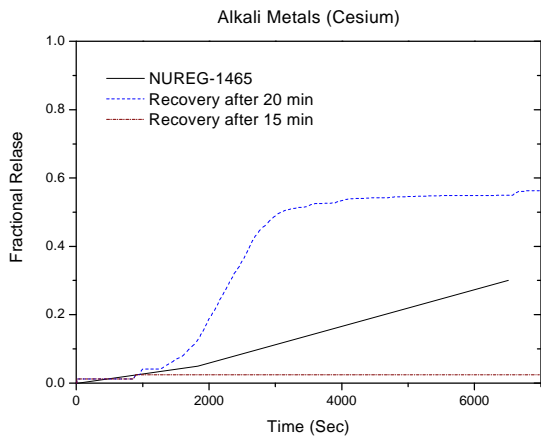


그림 13 NUREG-1465와의 비교 (할로젠: CsI)

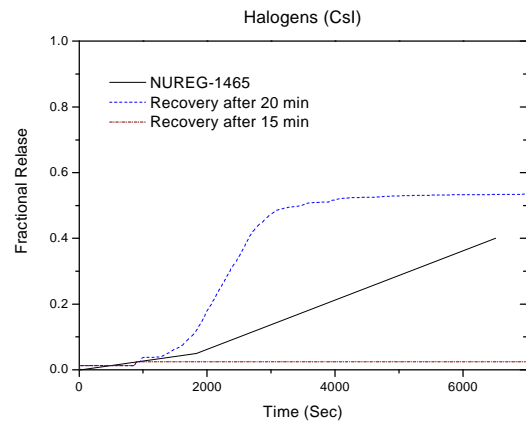


그림 14 NUREG-1465와의 비교 (알칼리 금속)

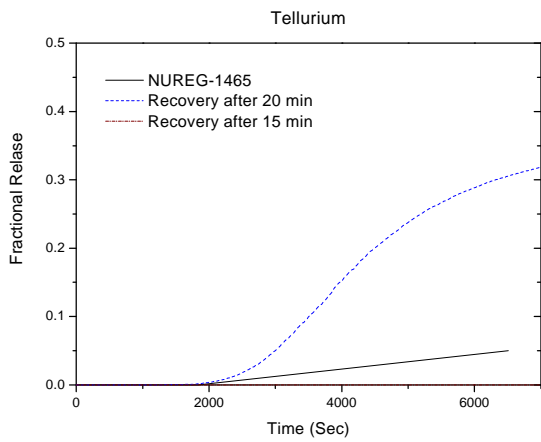


그림 15 NUREG-1465와의 비교 (텔루륨)

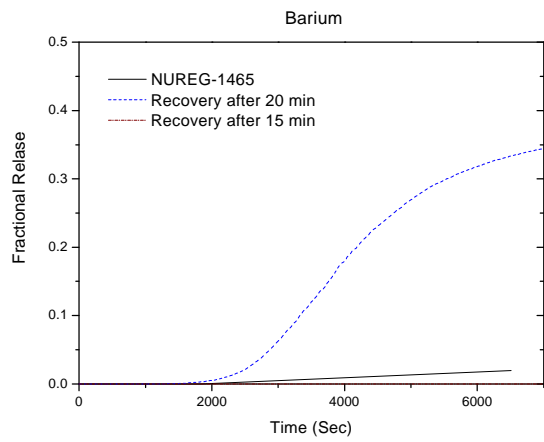


그림 16 NUREG-1465와의 비교 (바륨)

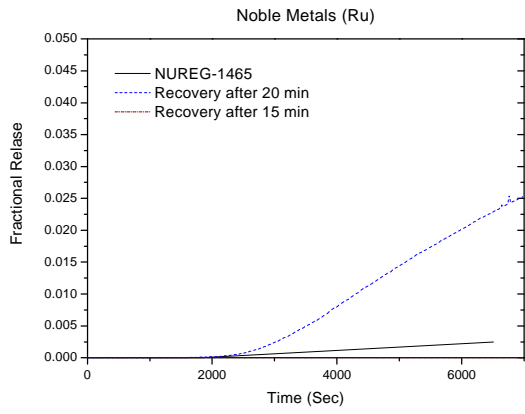


그림 17 NUREG-1465와의 비교 (귀금속: Ru)

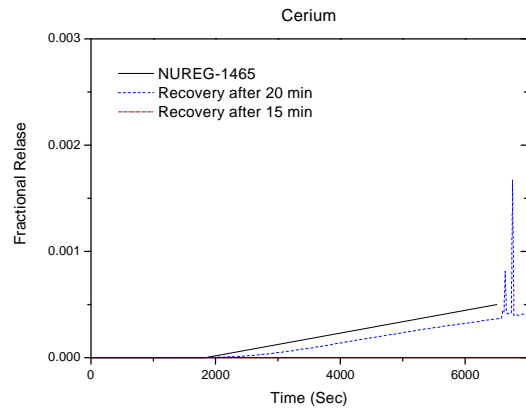


그림 18 NUREG-1465와의 비교 (세륨)

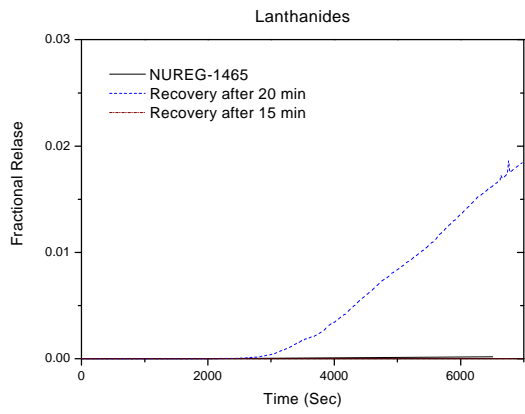


그림 19 NUREG-1465와의 비교 (란타넘계열)