

MELCOR 전산 코드를 이용한 시간의존적 방사선원항 평가 Time Dependent Source Term Assessments Using the MELCOR

주형민, 전규동, 제무성

한양대학교
서울광역시 성동구 행당동 17

요 약

원자력 발전소의 설계기준 사고 범위를 넘는 노심손상 사고시 미치는 영향에 대한 체계적이고 종합적인 평가가 필요하다. 방사선 안전성 평가의 기반 구축을 위하여, 19 가지의 STC의 사고경위에 대한 핵분열 생성물의 방출특성과 방출량 등에 대하여 MELCOR (Version 1.8.4) 코드를 사용하여 분석하였다. 이 연구의 결과는 2+단계 PSA 수행을 위한 기반 구축에 기여할 것이다.

Abstract

Integrated and systematic analysis for the consequences of severe accidents beyond design basis accidents is required. The thermo-hydraulics and source term analysis using the MELCOR code has been performed for release characteristics and amount of fission products for 19 source term categories developed in IPEs of a reference plant. The results of this study may contribute to establishing the technical basis for performing Level 2+ PSA.

1. 서 론

TMI-2 사고 이전의 방사선원항 평가는 중대사고시 핵분열 생성물의 거동에 관한 연구 및 자료의 부족으로 인해 매우 보수적인 범위로 제한되었다. 이것은 1979년 TMI-2 사고의 평가결과 유출된 방사선원의 양이 종래의 방법에 의해 계산된 평가치보다 훨씬 적었다는 사실 및 이후의 수많은 실험 및 코드계산을 통해 입증되었다. 결국 기존의 BMI-2104 코드체계를 수정 및 보완하여 STCP(Source Term Code Package) 체계를 구축하고 미국내 5개 발전소의 위험도 평가에 적용한 바 있다. 또한 미국의 원자력 산업체들이 설립한 IDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking) 프로그램을 통해 MAAP(Modular Accident Analysis Program) 코드 등이 개발되었다. 이러한 코드들을 통하여 1980대에는 원자로심, 1차냉각계통, 및 격납건물에서의 핵분열 생성물 거동을 다루는 해석모델이 개발되어 TMI-2

이전의 평가방법을 대체하게 되었다.

한편 국내에서의 방사선원항에 대한 연구는 “발전용 원자로의 중대사고에 대한 연구”에서 고리 1호기 및 영광 3, 4 호기에 대하여 STCP 코드를 사용하여 부분적으로 수행한 바 있으나 기술기반이 매우 취약하다.[3] 따라서 NUREG-1150 방법론 등 국내외 연구결과를 기초로 방사선원항 평가 및 리스크 평가체계를 개발하여 국내원전의 리스크를 정량적으로 평가하고, 다시 PWR 및 CANDU 원전에 대하여 각각 원전 유형별 사고영향 평가를 수행하여 원전의 종합적인 방사선 리스크를 평가할 필요성이 크게 부각된다. 본 연구에서는 리스크 평가체계를 구축하고 위험도 DB생산하기 위한 방사선원항 수행하였다. 이를 위해 구축한 체계는 ORIGEN 코드를 사용하여 Core Inventory를 계산하고 MELCOR 코드를 이용하여 각 핵종별 방출분율을 계산하여 방사선원항의 DB를 구축해 나가고 있다.

2. 사고의 모사

본 연구에서는 참조원전에 대하여 수행되었으며, Core Inventory에 대해서는 ORIGEN-S 코드를 사용하고, 참조원전의 운전이력을 입력자료로 3, 4주기 말의 노심 재고량을 계산하였다. 참조원전의 PSA보고서의 노심 재고량 계산 결과를 사용하여 19가지 STC 사고경위에 대한 열수력학적 현상 및 계통간의 상호작용을 MELCOR 1.8.4 코드를 이용하여 모사하였다.

원자로는 정상운전중 노심 출력이 2,815 MWt로 가정하였고 노심의 축방향 출력분포는 Chopped Cosine Profile을 따르며, 노심붕괴열에 대해서는 ANS 73 모형을 채택하였다. 19가지 사고에 대해서는 PSA보고서에 따라, 각각의 대표적인 사고들을 정리하여 표 1에 나타내었다. 각 사고에 대한 원자로 정지 시간, MFW/AFW의 정지 시간, 가압기의 정지시간, RCP 정지시간, HPSI/LPSI 작동여부, 격납건물 실패시 압력조건 및 파단면적, LOCA시 작동시간 및 파단면적, ADV 작동시간, MSIV 정지 시간, Steam Generator 정지 시간, SIT 및 격납건물 스프레이 On/Off에 대한 입력자료를 표 2에 정리하였다.

그림 1은 참조원전에 대한 방사선원의 계산 수행 체계를 나타내고 있으며, 그림 2는 본 연구 수행의 목적에 맞게 비교적 상세하게 모델링된 원자로 계통에 대한 노드 구성도를 나타내고 있다. 분석을 위한 초기 및 경계조건은 최적 평가가 되도록 설정하여 발전소가 정상상태를 유지하다가 각각의 사고 발생시 일어나는 시간으로 제어하였다.

본 연구에서는 대표적인 사고경위인 STC 15사고 시나리오에 대하여, 기존의 MAAP 코드의 입력자료를 참조하여 작성하였다. 이는 원자로 정지시간을 100.0초로 가정했으며, 격납건물 실패시 격납건물 내부 압력을 $1.1095e5$ Pa로 정하였고, 격납건물의 살수 등의 배압이 낮은 경우까지 분석 대상에 포함하였다. 그러므로 안전 주입계통 작동을 제외한 열제거원이 최대로 동작하는 조건에 대한 분석도 가능할 것으로 보인다.

3. 분석결과

가. 핵종 방출 분율

본 연구에서는 STC 19가지 중 대표적인 사고경위인 STC 15사고에 대해서 예제계산을 수행하였다. 그 결과 NUREG-1465에 따라 그림 3은 8가지 그룹에 대한 시간의존적 환경으로의 방출 분율을 분석한 결과이다. 이 결과는 핵분열 생성물의 환경으로의 방출로 인한 소외 지역의 인체 및 환경에 미치는 영향에 대한 체계적이고 종합적인 평가의 기반을 마련하

는데 중요한 자료를 제공할 수 있을 것이다.

그림 3의 결과에서 그림 3.(a)~그림 3.(h)에 나타난 바와 같이 그림 3.(f).를 제외한 나머지 결과값들은 시간에 따른 추이가 전체적으로 고르게 분포하여 일정 시간이 지나 격납건물 내부에 남아 있는 양이 적어지면 방출되는 양이 줄어드는 경향을 볼 수 있다. 반면 그림 3.(f)의 경우 외부로 방출되는 양이 극히 미미하여 격납건물 내부의 기체 거동 등에 영향을 많이 받아 나오는 양이 다른 결과들과 다르게 민감하게 반응한다.

4. 결론

본 연구에서 제시하고자 하는 것은 원자력 발전소의 설계기준 사고 범위를 넘는 노심손상 사고시 소외 지역의 인체 및 환경에 미치는 영향에 대한 체계적이고 종합적이 평가는 3단계 PSA에서 이루어 지는데 이를 분석하는 MACCS 코드의 중요 입력자료로 이들을 사용할 수 있다. 위 분석시 STC15 사고경위에 대해서만 수행하였다. 그에 따라 전체적인 MELCOR 코드의 입력시 중요시 되는 변수에 대한 분석이 결여되어 있다. 그러므로 차후 STC 전체에 대한 분석모형의 개선과 핵분열 생성물의 제어 능력에 대한 평가가 필요하다. 이러한 종합적인 사고수행을 통하여 각 사고별 종합 안전성 평가가 이루어지고, 2+단계 PSA 수행을 위한 기반구축에 기여할 것으로 사료된다.

감사의 글

본 연구는 과학재단지정 우수공학연구센터인 방사선안전신기술연구센터의 “원전유형별 사고 영향평가” 연구과제의 일환으로 수행된 것이다.

참 고 문 헌

1. L. Soffers et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants," NUREG-1465, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, February 1995.
2. "Final Probabilistic Safety Assessment Report," 한국전력공사, Vol. 1~4, 1989.
3. 정종태, 하재주, "방사선원 방출변수가 인체 건강에 미치는 영향평가," KAERI/TR-1110/98, 한국 원자력 연구소, 1998. 8.
4. R. O. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals-Primer and User's Guides Version 1.8.4," SNL, SAND 97-2398, NUREG/CR-6199, Vol.1, Rev.1. July 1997. 5.
5. R. O. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals-Reference Manuals Version 1.8.4," SNL, SAND 97-2398, NUREG/CR-6199, Vol.1, Rev.1. July 1997. 5.
6. 김한철, 현실적 방사선원항의 규제적용에 대한 예비평가, 원자력안전기술정보회의, 한국 원자력안전기술원, 1999. 12. 17.
7. 조성원, "MELCOR 코드의 입력작성 지침서", KAERI/TR-810/97, 한국원자력연구소, 1997. 2.
8. 김무환 외 3인, "MELCOR 열수력 거동모델평가를 위한 실험해석 연구," KINS/HR-153, 한국원자력안전기술원, 1996.

표 1. 각 STC에 대한 사고 특성

STC	Containment Failure Mode and Time	Late Recirculation Sprays	Ex-vessel Debris Cooling	Initiator
1	Core melt stopped before reactor vessel failure	-	-	Large LOCA
2	Reactor vessel failed, Containment do not failed	-	-	Loss of Feed Water
3	Early Containment Failure, Leak	-	-	Loss of Feed Water
4	Early Containment Failure, Rupture	-	-	Loss of Feed Water
6	Late Containment Failure, Leak	Fail	Cooled	Small LOCA
7	Late Containment Failure, Leak	Succeed	Not-cooled	N/A
8	Late Containment Failure, Leak	Fail	Not-cooled	Station Blackout
10	Late Containment Failure, Rupture	Fail	Cooled	Small LOCA
11	Late Containment Failure, Rupture	Succeed	Not-cooled	N/A
12	Late Containment Failure, Rupture	Fail	Not-cooled	Station Blackout
13	Basemat Melt-through	Fail	Not-cooled	Loss of Feed Water
14	Alpha Mode Failure	-	-	Loss of Feed Water
15	Containment Failure before Reactor Vessel Failure	-	-	Large LOCA
16	Isolation Failure	Succeed	-	Large LOCA
17	Isolation Failure	Fail	-	Large LOCA
18	V-sequence(Bypass)	-	-	V Sequence
19	Steam Generator Tube Rupture (Bypass)	-	-	SGTR

표 2. 각 STC에 대한 사고발생추이

STC	reactor trip time	MPW/AFW supply stop time	PRZ heater power stop time	RCP stop time	HPSI and LPSI on/off	Containment failure rupture pressure and break area	LOCA onset time	LOCA break size	ADV Open Time	MSIV Closing Time	SG U-Tube Rupture time	SIT on/off	Containment Spray on/off
3	130.25	100.0	130.25	730.25	No SI	1.27e+6 → 3.04e+5 0.00929 1.33e+6	n/a	0.1	n/a	130.25	n/a	n/a	off
4	130.25	100.0	130.25			→ 3.04e+5 0.00929	n/a	0.1	n/a	130.25	n/a	n/a	off
15	100.55	100.55	100.55	100.55	LPSI only	1.10955e5 0.0001	0.0	0.0182	n/a	100.55	n/a	n/a	on
16	100.55	100.55	100.55	100.55	No SI	1.10955e5 0.051	0.0	0.1639	n/a	100.55	n/a	n/a	on
17	100.55	100.55	100.55	100.55	No SI	1.10955e5 0.051	0.0	0.1639	n/a	100.55	n/a	n/a	off

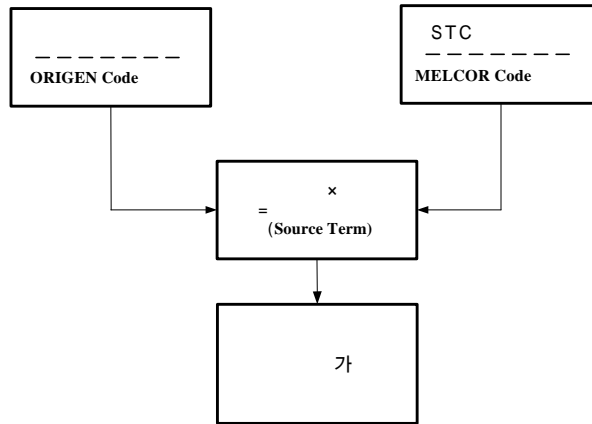


그림 1. 참조원전에 대한 ST의 계산 수행 체계

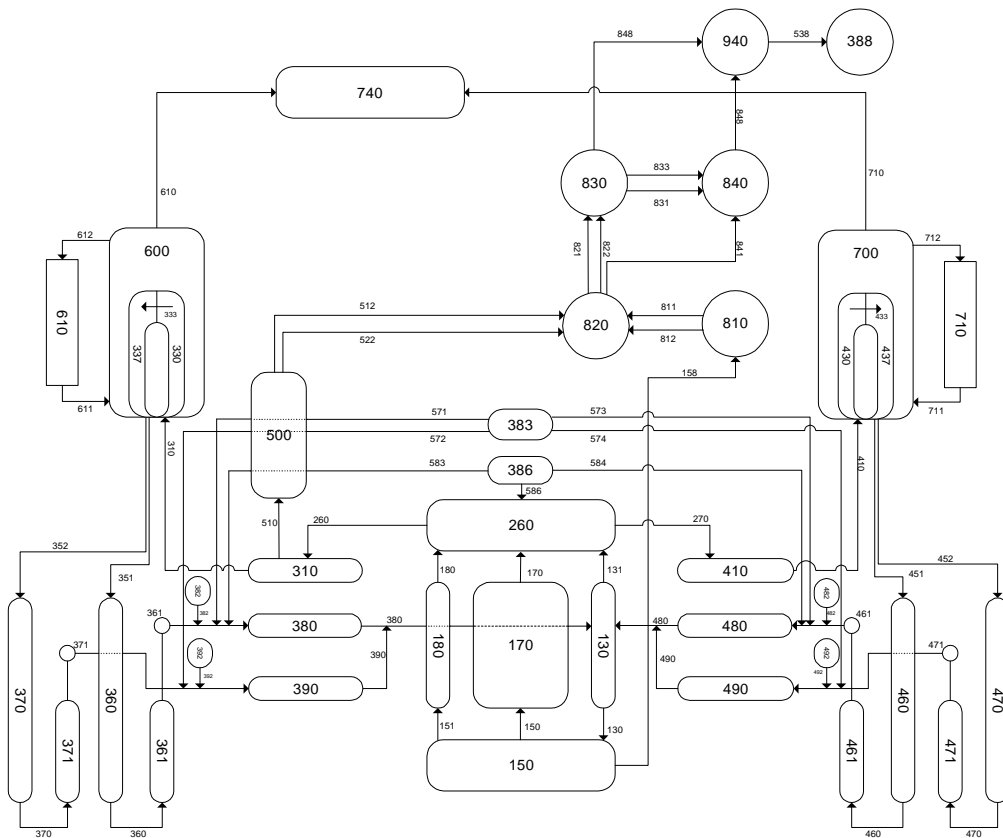


그림 2. 참조원전의 원자로 냉각재 계통 모델

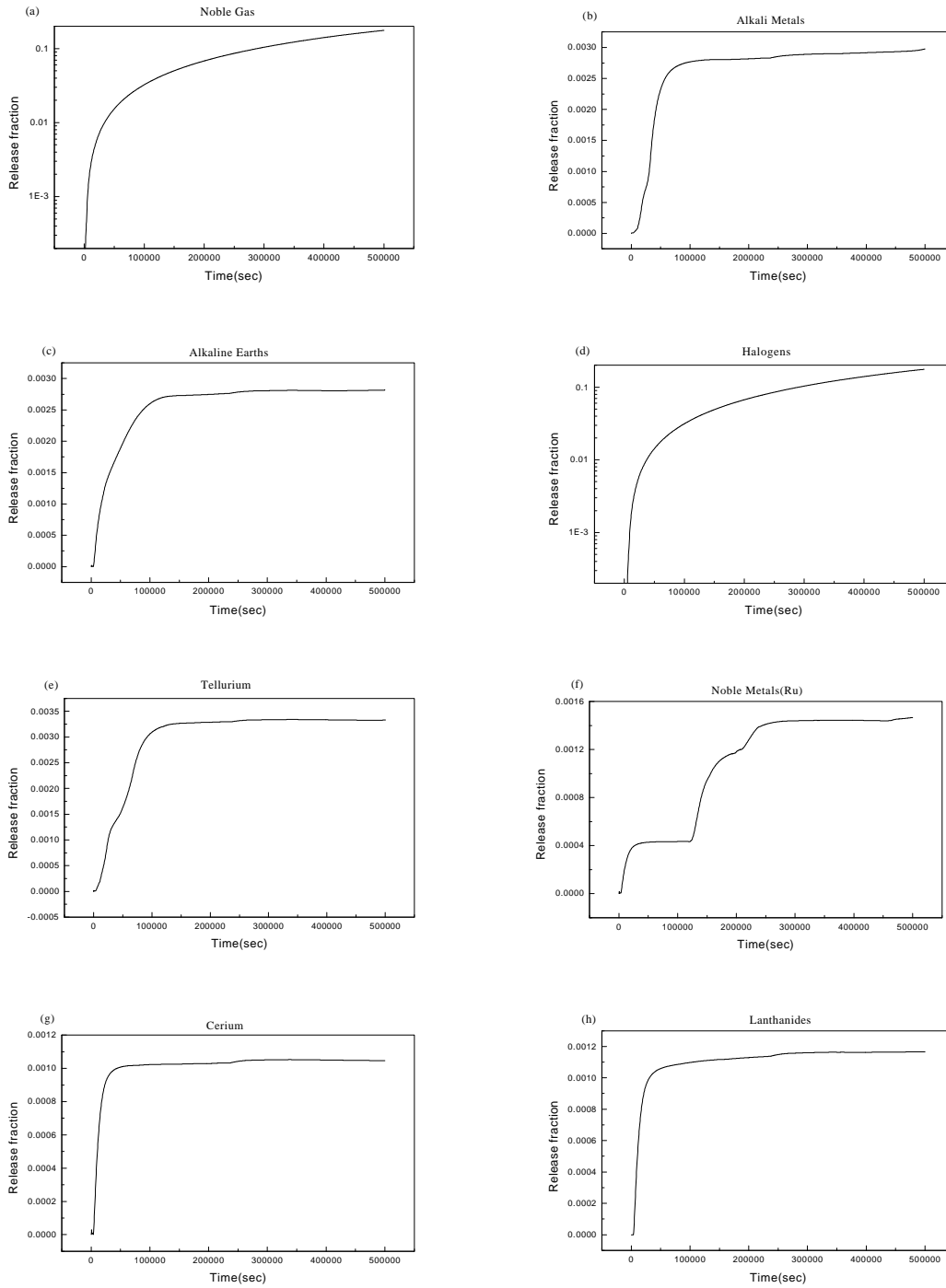


그림 3. 격납건물 외부로 방출되는 중요 핵종의 시간별 방출분율