

중대사고 DB 구축을 위한 소형냉각재상실사고군 열수력 분석

An Analysis of Small LOCA Sequences for the Development of Severe Accident Analysis DB

최영, 박수용, 김동하
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
ychoi@kaeri.re.kr

1. 서론

그 동안 원자력연구소는 PC 윈도우 기반의 중대사고 위해도 데이터베이스 관리시스템 SARD (Severe Accident Risk Database management system) 2.0[1]을 개발하였다. 중대사고 해석 데이터베이스는 원전에서 발생가능성이 있는 중대사고 시나리오에 대한 열수력 및 중대사고 현상과 방사선원에 대한 해석결과를 데이터베이스로 정리하고 데이터베이스 관리시스템을 통하여 사용자들에게 필요한 정보를 제공하게 된다. 데이터베이스에 이용될 해석자료를 생산하기 위하여 한국 표준형원전을 대상 발전소로 채택하고 이 발전소에 대한 소형 냉각재상실사고(LOCA)PSA 결과를 토대로 9 개의 기본 분석 사고 시나리오를 선정하였다. 또한 MAAP[2] 계산을 기반으로 사용자에게 제공될 수 있는 변수들을 도출하였으며 기본분석 외의 민감도 분석을 위하여 발전소 설비 또는 계통의 운전과 관련된 민감도 인자와 분석코드에 내재하는 불확실 변수를 검토하였다.[3]

2. 방법 및 결과

중대사고 해석자료를 생산하기 위하여 분석하고자 하는 대상 발전소로 국내 가압경수로 원전의 표준형으로 일컬어지는 울진 3,4 호기를 선정하였다. 이는 개발하고자 하는 중대사고 해석 데이터베이스의 시나리오 선정방법에서 확률론적 안전성평가(PSA)의 분석결과[4]를 이용하게 되는데, 이러한 PSA 가 이미 수행되어 있고 또한 현상해석을 수행하기 위한 MAAP 코드의 입력이 마련되어 있으며 설계상으로 유사한 발전소가 많아 활용도가 클 것으로 예상되기 때문이다.

2.1 사고시나리오 선정방법

본 논문에서는 원전에서 발생할 수 있는 여러 가지 초기사고 중에서 대표적인 사고인 소형 냉각재상실사고 경위를 분석하였다. 소형 LOCA 의 PDS 사건수목 (PDS ET)은 1 단계 PSA 사건수목을 확장한 것으로, 노심이 손상된 후 진행되는 중대사고를 분석하기 위해 필요한 안전계통 작동여부에 대한 정보를 포함하고 있다. 따라서 데이터베이스를 구축하기위한 사고-시나리오는 사고 발생시 초기사건(Initiating Event)의 특성과 노심손상에 관련된 각 계통의 정보 및 노심손상 이후 중대사고로 진행될 경우의 발전소 손상상태 정보를 포함하는 PDS ET 상의 사고경위를 검토하여 선정하였다. 이는 중대사고 발생 시에 가정할 수 있는 수없이 많은 사고의 종류를 가장 체계적으로 분류하고 또한 확률적인 정보를 포함하는 분석방법이 확률론적 안전성 평가이기 때문이다.

2.2 기본사고선정

일반적으로, 냉각재 상실사고 해석은 관파단 크기에 따른 사고전개의 차이 등이 포함될 수 있으며 주요 현상 분석시 불확실한 변수를 고려한 민감도분석이 추가될 것이다. 본 소형 LOCA 계산에서는 증전계통의 증전용량을 넘는 0.00186 m² 파단 크기에 대하여 가압기 밀림관 (Surge Line)이 연결되어 있는 Loop 의 펌프 토출관 (Cold Leg Pump Discharge)에서 파단이 일어난다고 가정하였으며, 파단된 펌프 토출관으로 부터 방출되는 냉각수는 모두 격납건물로 유출된다고 가정하였다. 소형 LOCA 는 원자로정지이후 일차계통 냉각수보존을위해 고압안전주입(HPSI)이 요구되며 안전주입탱크(SIT)는 일차계통압력이 높아 들어가지 못한다. 소형 LOCA 중에서 빈도가 높은 사고를 대표사고로 선정하여 표 1 에 정리하였고, 이들에 대하여 MAAP 코드를 이용하여 사고해석을 수행하였다.

Sequence	HPSI	AEW	ADM	MSSV	DPI	LPSI	HP Recir	LP Recir	Bleed RCS	CSS	발생빈도
SLOCA-11	S	S	S	N/A	N/A	N/A	F	F	N/A	S	0.1%
SLOCA-12	S	S	S	N/A	N/A	N/A	F	F	N/A	F	58%
SLOCA-13	S	S	S	N/A	N/A	N/A	F	S	N/A	S	0.2%
SLOCA-21	S	S	F	S	N/A	N/A	S	N/A	F	S	1%
SLOCA-26	S	S	F	S	N/A	N/A	F	F	N/A	F	0.1%
SLOCA-45	S	F	N/A	N/A	N/A	N/A	S	F	S	S	0.2%
SLOCA-55	F	N/A	N/A	N/A	S	F	N/A	N/A	N/A	S	1%
SLOCA-57	F	N/A	N/A	N/A	S	F	N/A	N/A	N/A	F	5%
SLOCA-59	F	N/A	N/A	N/A	F	S	N/A	N/A	N/A	S	32%

표 1. 소형 냉각재상실사고 주요 시나리오의 안전계통가용특성

2.3 계산결과

각 시나리오에 대한 계산결과에서는 원자로 냉각재계통의 열수력 정보를 포함하여 노심용융, 수소발생 및 연소, 원자로용기 파손, 격납건물 열수력현상등의 변수에 대한 해석자료를 생산하였다. 중대사고 해석 데이터베이스는 원전에서 발생가능성이 상대적으로 높은 각종 시나리오에 대하여 방대한 해석결과를 보유하고 있기 때문에 사고의 종류, 또는 특정 계통의 작동여부, 운전원 조치사항 등에 따른 사고 진행결과를 즉시 비교할 수 있다.

시간에 따른 원자로 냉각재 계통의 주요 사고진행결과가 표 2 에 나타나 있다. 소형 LOCA 에서 특이사항은 고압안전주입이 성공하고 2 차측을 통하여 1 차계통을 충분히 냉각되면 원자로의 수위가 유지되어 건전성은 유지된다. 즉, Sequence-11,12 과 13 는 노내 냉각수주입이 실패하더라도 2 차측 열제거가 충분히 되는 경우이다. 그림 1 은 격납건물 살수계통의 재순환이 실패한 경우인 Sequence-26 과

격납건물 살수계통이 성공한 경우인 Sequence-45 에서의 격납건물 압력차이를 보여준다. 그림에서 보듯이 격납건물 살수계통이 재순환이 실패한 경우 1.23 MPa 까지 증가하나, 성공한 경우는 격납건물압력이 격납건물 압력이 현저히 감소됨을 보여주고 있다. 한편 표 2 의 Sequence-26 과 45 의 노심에서 재배치되는 시점을 보면, RWST 가 고갈되더라도 재순환이 작동하면 원자로내의 핵연료 손상을 완화 및 지연시킴을 보여주고 있다. Sequence-59 는 소형 LOCA 중 최악의 시나리오로서 저압안전주입을 제외한 안전계통이 실패했을 경우이다. 일차계통 고압으로 인한 안전주입의 실패로 노심손상이 빠르고, 원자로 외벽냉각이 실패하여 원자로는 약 21,389 초에 파손되지만, 격납건물압력은 부족한 냉각수로 수증기 생성이 제한되어 사고발생후 72 시간에 약 0.11 Mpa 에 도달하여 파손압력에 훨씬 모자람을 보여준다.

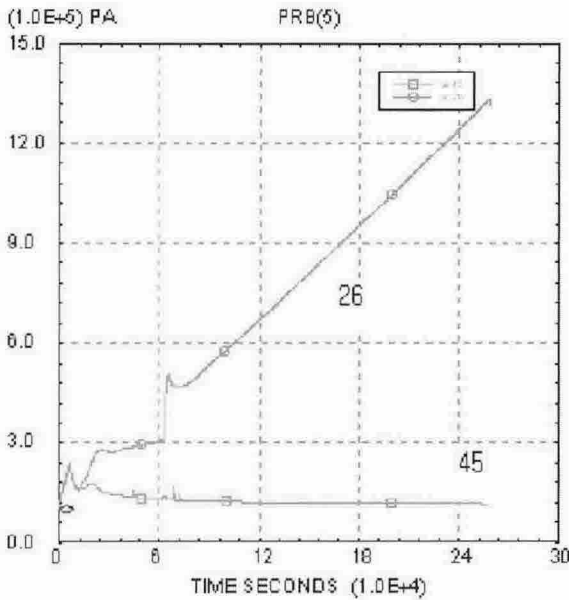


그림 1. 소형 LOCA 사고경위별 (Sequence-26 & 45) 격납건물압력

Sequence	Core Uncovery Time (Second)	Reactor Vessel failure Time (Second)	Containment Pressure at 72 hours (MPa)	Comments
SLOCA-11	n	no fail	0.15(0.24)	No Fuel Damage
SLOCA-12	n	no fail	0.15(0.24)	No Fuel Damage
SLOCA-13	n	no fail	0.11(0.24)	No Fuel Damage / Intact Containment
SLOCA-21	n	no fail	0.17(0.24)	No Fuel Damage / Intact Containment
SLOCA-26	20,610	63,621	1.23	Fuel Damage / 50909/RELOCATION to LP / Containment Fail
SLOCA-45	19,098	68,894	0.12(0.25)	Fuel Damage / 62411 /RELOCATION to LP
SLOCA-55	n	no fail	0.12(0.13)	No Fuel Damage / Intact Containment
SLOCA-57	n	no fail	0.12(0.13)	No Fuel Damage / Intact Containment
SLOCA-59	3,758	21,389	0.11(0.24)	Fuel Damage / 10550 /RELOCATION to LP

표 2. 소형 LOCA 사고경위별 사고진행 결과

3. 결론

본 논문에서는 MAAP 을 이용하여 소형냉각재 상실사고경위 해석하였다. 해석결과에서 알 수 있듯이 노심에 안전주입이 가용한 경우라도 격납건물 살수계통이 실패하면 격납건물의 압력은 거의 파손압력까지 도달하지만, 오히려 안전주입이 실패하는 경우는 노심손상은 급속히 진행되지만 수증기발생양이 적어 격납건물의 압력은 낮게 예측된다. 또한 고압안전주입이 실패하더라도 2 차계통을 통해 1 차계통의 압력을 충분히 낮힌 후에 저압안전주입이 작동하면 원자로내의 핵연료 손상을 완화 및 지연시킴을 보여주고 있다. 본 분석결과는 중대사고에서 발생할 수 있는 사고진행을 이해하고 사고완화를 위한 후속조치로서 사고관리에 데이터 베이스의 일부를 제공할 것으로 사료된다. 그리고 발전소 소형냉각재상실사고 외에 모든 초기사건에 대한 해석자료들을 추후에 보완하여 중대사고 해석 데이터베이스의 입력자료를 완성할 예정이다.

참고문헌

- [1] 안광일, "중대사고 위해도정보 데이터베이스 관리시스템 SARD 개발," KAERI/TR-2378/2003, Jan. 2003
- [2] FAI, "Modular Accident Analysis Program," May, 1994
- [3] 박수용, 외, "중대사고해석 데이터베이스를 위한 발전소 정전사고 분석" KAERI/TR-2348/20021, 2002
- [4] KEPCO, "Ulchin 3&4 Final Probabilistic Safety Assessment Report"