

원자력발전소의 냉각재상실사고 특성DB를 활용한 중대사고 관리체계연구

최 영 · 박종호*

한국원자력연구원 원자력융합기술개발부 · *충남대학교 기계공학과
(2014. 9. 3. 접수 / 2014. 10. 22. 수정 / 2014. 12. 4. 채택)

A Study on Severe Accident Management Scheme using LOCA Sequence Database System

Young Choi · Jong-ho Park**

Korea Atomic Energy Research Institute

*Department of Mechanical Engineering, Chungnam National University

(Received September 3, 2014 / Revised October 22, 2014 / Accepted December 4, 2014)

Abstract : In terms of an accident management, the cases causing severe core damage need to be analyzed and arranged systematically for an easy access to the results since the Three Mile Island (TMI) accident. The objectives of this paper are to explain how to identify the plant response and cope with its vulnerabilities using the probabilistic safety assessment (PSA) quantified results and severe accident database SARDB(Severe Accident Risk Data Bank) based on sequences analysis results. Although PSA has been performed for the Korean Standard Power Plants (KSNPs), and that it considered the necessary sequences for an assessment of the containment integrity. The developed Database (DB) system includes a graphical display for a plant and equipment status, previous research results by a knowledge-based technique, and the expected plant behaviour. The plant model used in this paper is oriented to the cases of loss of coolant accident (LOCA) is be used as a training simulator for a severe accident management.

Key Words : nuclear power plant, safety, management, system design

1. 서론

원자력 발전소(원전)는 비상사고가 발생하여도 사고를 예방할 수 있도록 다중·심층방어개념으로 설계가 되어있다. 그러나 발생확률이 비록 아주 낮을 지라도 냉각재상실사고(LOCA)에 따른 비상노심냉각계통(ECCS)의 고장과 감압계통(Depressurization system) 고장이 동시에 발생할 수 수 있다. 이러한 다중 또는 복합안전계통 고장은 원자로 냉각기능을 완전히 상실시켜 궁극적으로 중대사고(노심용융)를 초래한다. 일단, 비상사고가 심각한 중대사고¹⁾로 진행된다면 신속하고 정확한 조치가 필요하다. 그러므로 중대사고의 발생을 예방하거나 중대사고의 진행을 완화시키기 위해서는 조직적인 사고관리가 필요하다.

미국의 TMI원전사고(1979년)와 일본의 후쿠시마원

전사고(2011년) 이후, 국제사회는 원자력 발전소에서 사고 관리의 중요성이 증가하고 있다. 그동안 많은 나라들은 원자력발전소의 안전성을 향상시킬 수 있는 방법을 확인하기 위하여 중대사고 거동을 이해하는데 초점을 맞추고 있다. 아울러 원전운영자들은 대상원전의 확률론적 안전성 평가 (probabilistic safety assessment, PSA)가 분석대상원전의 중대사고 취약점을 이해하는데 매우 도움이 될 수 있다는 것을 동의하고 있다²⁾.

본 논문의 목적은 원전의 냉각재상실사고를 분석하여 도출한 사고특성결과를 정량화하여 중대사고 DB관리시스템 (Severe Accident Risk Database management system, SARD)³⁾을 위한 사고특성DB를 구축하며 PSA 결과와 중대사고 시나리오 사고특성DB를 통해 원전의 취약성을 식별하여 적절하게 중대사고 대응방안을 제공하는 것이다. DB관리시스템의 주요 기능은 사용자

* Corresponding Author : Jong Ho Park Tel : +82-42-821-5645, E-mail : jhpark@cnu.ac.kr

Department of Mechanical Engineering, Chungnam National University, 99, Daehak-ro, Yuseong-gu, Deajeon 305-764, Korea

가 사고관련 정보를 입력하면 중대사고 시나리오를 진단하고, 데이터베이스에 저장된 중대사고 사고특성DB를 그래픽으로 제공한다. 사고DB관리시스템은 성능은 사고특성DB정보 가용성과 사고특성DB정보의 정확성에 의해 영향을 받는다.

2. 냉각재 상실사고 분석 및 모델링 방법

2.1 기본사고분석 모델링

원전 사고DB관리시스템을 설계하기 위해서는 첫째, 발전소의 확률론적 안전성분석(PSA)결과⁴⁾를 활용하여 주요 사건을 선정해야한다. 그리고 특정 발전소사고경위의 사고대처능력을 분석해야한다. 중대사고 대처능력 평가는 세부 항목으로 중대사고 환경분석, 수소대응 능력평가, 격납건물 성능 및 배기 능력평가, 기기 및 계기 가용성평가로 구별하여 수행한다. 중대사고 환경분석은 중대사고 진행에 따라 원자로건물의 압력 및 온도 등 환경조건을 계산하여 기기 및 계기 가용성평가를 위한 기초자료를 생산하며, 수소대응 능력평가는 사고경위별 발생하는 수소량과 수소농도를 분석하는 것이다.

원전에서 발생한 모든 사고는 계속 진행되면 대부분 원자로 냉각능력상실로 귀결된다. 냉각능력상실의 대표기본사고인 냉각재상실사고(Loss of coolant accident, LOCA)는 Fig. 1.와 Table 1에서 보듯이 파손크기에 따라 대형(Large, LLOCA), 중형(Medium, MLOCA), 소형 냉각재상실사고(Small, SLOCA)로 분류된다. 대형LOCA가 발생하면, 원자로는 원자로냉각재계통(RCS)의 압력저하로 정지한다. 사고발생 후 0.3 초경에 원자로가 정지됨과 동시에 주증기 격리밸브(MSIV)가 닫히며 마지막으로 공동현상으로 원자로냉각재펌프(RCP)가 정지한다. 사고 발생 후 11 초경에 급격한 압력강하로 인하여 고압안전주입계통(HPSI)이 작동하고 안전주입탱크(SIT)의 주입이 시작되지만 272 초경에는 SIT가 고갈되어 SIT에 의한 냉각수의 주입이 정지된다. 저압안전주입계통(LPSI)은 사고발생 후 66 초경에 작동하기 시작한다. 파손부위를 통해 처음에는 냉각수가 방출되지만 유량의 변화가 매우 크다. HPSI와 LPSI의 주입이 간헐적으로 이루어지는 이유는 유입된 냉각수의 증발에 의해 RCS의 압력이 순간적으로 증가하기 때문이다.

중형냉각재상실사고(MLOCA)는 원자로 1차 계통(RCS)의 압력경계에서 4 - 6 인치 사이의 파단이 발생한 사고로서 운전원의 조치가 없는 경우에도 1차 계통의 압력강하에 의해 안전주입탱크(SIT)의 냉각수가 주입되지만 저압안전주입(LPSI)이 이루어지지 못하거나

재순환의 실패로 중대사고로 진행되는 경우이다. 본 해석에서는 6 인치의 파단사고가 저온관(Cold Leg)에서 발생하여 냉각재가 격납건물로 방출되며, SIT와 LPSI를 제외한 모든 안전계통들은 그 기능을 수행하지 못하는 것으로 가정하였다, 사고가 발생하면 냉각수가 방출되어 RCS의 압력은 낮아지고 격납건물의 압력과 온도는 상승하게 되어 원자로 정지신호를 발생시킨다. 소형냉각재상실사고(SLOCA)는 원자로 냉각재계통(RCS)의 압력경계에 소형의 파단이 발생한 사고로서 사고초기에 안전주입탱크(SIT)의 냉각수가 주입되지만 고압 및 고압안전주입이 안되어 냉각수가 주입되지 못하는 경우이다. 본 해석에서는 2 인치의 파단사고가 저온관(Cold Leg)에서 발생하여 냉각재가 격납건물로 방출되며, 안전주입탱크를 제외한 모든 안전계통은 그 기능을 수행하지 못하는 것으로 가정하였다. 사고가

Table 1. Overview of LOCAs for domestic reference NPP

IE	Basic Event	Frequencies	Characteristics
LLOCA	LLOCA-2	17.01	/SIT*/LPI*/HPR*/HPH*/CSS
	LLOCA-3	19.25	/SIT*/LPI*/HPR*/HPH*/CSS
	LLOCA-5	11.50	/SIT*/LPI*/HPR*/LPR*/HPH*/CSS
	LLOCA-8	5.9	/SIT*/LPI*/HPR*/LPR*/HPH*/CSS
	LLOCA-9	45.36	/SIT*/LPI*/HPI*/HPR*/CSS
	LLOCA-15	0.46	/SIT*/LPI*/HPI*/HPR*/LPR*/HPH*/CSS
	LLOCA-17	0.15	SIT*/LPI*/HPR*/CSS
	total	99.63 %	
MLOCA	ML2	28.15	/HPI*/HPR*/HPH*/CSR
	ML3	31.87	/HPI*/HPR*/HPH*/CSR
	ML5	10.07	/HPI*/HPR*/LPR*/CSR
	ML8	9.0	/HPI*/HPR*/LPR*/CSR
	ML9	19.1	HPI*/LPI*/LPR*/CSI*/CSR
	ML19	0.76	HPI*/LPI*/CSI
	total	98.95 %	
SLOCA	SL11	0.05	/HPI*/AFW*/ADV*/HPR*/LPR*/CSS
	SL12	57.79	/HPI*/AFW*/ADV*/HPR*/LPR*/CSS
	SL13	0.27	/HPI*/AFW*/ADV*/HPR*/LPR*/CSS
	SL21	0.08	/HPI*/AFW*/ADV*/MSSV*/HPR*/BDL*/CSS
	SL26	0.14	/HPI*/AFW*/ADV*/MSSV*/HPR*/LPR*/CSS
	SL45	0.19	/HPI*/AFW*/LPR*/BDE*/CSS
	SL55	1.19	HPI*/AFW*/ADV*/MSSV*/HPR*/BDL*/CSS
	SL57	5.12	HPI*/DPI*/LPI*/CSI
	SL59	32.6	HPI*/DPI*/LPI*/CSI
	total	97.43 %	

SIT: safety injection tank, HPI: ECCS high pressure injection, HPR: ECCS high pressure recirculation, LPI: ECCS low pressure injection, LPR: ECCS low pressure recirculation, HPH: HPSIS hot & cold leg recirculation AFW: deliver auxiliary feedwater, CSI: containment spray injection, CSR: containment spray recirculation, ADV: atmospheric dump valve, MSSV: main steam safety valve, BDL: bleed RCS long term, BDE: bleed RCS short term, DPI: depress RCS for LPSIS injection

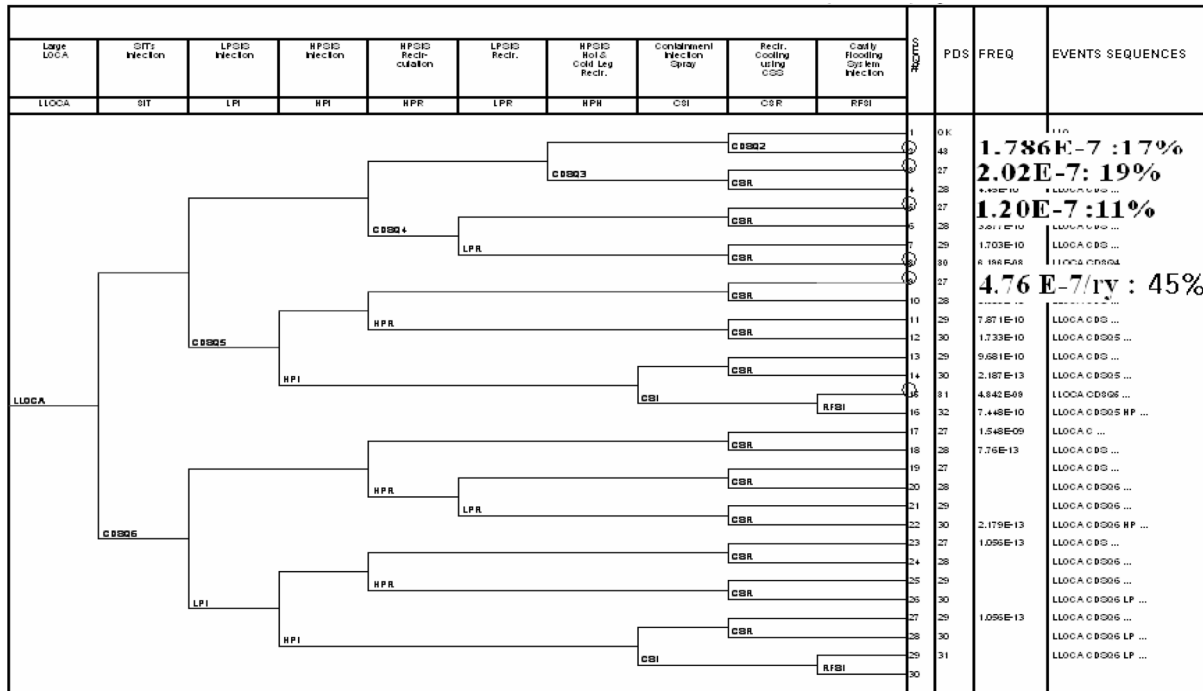


Fig. 1. Logic for Modelling the Event Tree Scenarios in Large LOCA.

발생하면 냉각수가 방출되어 RCS의 압력은 낮아지고 격납건물의 압력과 온도는 상승하게 되어 원자로 정지 신호가 발생한다. 원자로정지는 RCS의 압력저하로 발생한다. 사고 발생 후 120 초경에 원자로가 정지됨과 동시에 주증기격리밸브(MSIV)가 닫히지만 원자로냉각재펌프(RCP)와 보조급수계통(AFWS)은 계속 작동하게 된다. 사고초기에 파손부위를 통해 처음에는 냉각수가 방출되지만 수위가 파손부위보다 낮아지면 증기로 방출되기 시작한다. RCP는 RCS의 압력에 의해 유량이 점차적으로 감소하다가 공동현상(cavitation)에 의해 사고 발생 후 약 500 초경에 정지하게 된다. RCS 압력은 원자로 하부헤드가 파손되기 전까지 약 8.0x10⁶ pa 정도를 유지하고 있으므로 안전주입탱크로부터 냉각수의 주입이 이루어지지 못한다.

2.2 민감도분석 모델링 방법

사고관리DB를 구축하기위해 냉각재상실사고의 민감도 분석을 수행하였다. 우선 대형 LOCA에서는 Fig. 1에서 보듯이 PSA 정량화 결과에 따라 확률이 높은 사고를 선정하여 분석하였다. 이 중 대부분은 원자로 용기와 격납건물이 건전하게 평가되었고, 다만 발생 빈도가 여섯 번째인 (4.8x10⁻⁹ /년) LLOCA-15의 경우만 사고발생후 약 7.5시간 부근에 원자로 용기가 손상되고 사고발생후 약 54.5시간에 격납건물이 손상되었다. 이러한 경향은 안전주입이 성공하더라도 격납건물 살

수계통이 실패하면, 격납건물의 압력이 거의 파손압력까지 도달한다. 오히려 안전주입과 격납건물 살수계통이 실패하면, 수증기 발생량이 적어 격납건물의 압력은 매우 낮다. 또한 고압안전주입이 실패하더라도 저압안전주입작동은 원자로내의 핵연료 손상을 완화 및 지연시킨다. 본 분석에서 고려한 민감도인자는 파단부위/파단크기, 외벽냉각유무, MCCI 열전달계수, 충전펌프유량/살수펌프수등 아래와 같은 3경우이다.

파단 민감도

- 파단부위 (① 저온관 ② 고온관)
- 파단크기 (③ 0.373, 0.746, ① 912 m²)

현상 민감도 (Phenomena Sensitivity)

- 원자로외벽냉각 (① off, ④ on)
- 용융물-콘크리트반응(MCCI) 열전달계수 (수직 = ⑤ 1750, ① 3500, ⑥ 10500 w/m²K) (벽면 = ⑤ 1500, ① 3000, ⑥ 9000 w/m²K)

계통민감도 (Availability)

- 충전유량 (① 0, ⑦ 333, ⑧ 512 lpm)

Fig. 2는 파단부위(① 저온관 ② 고온관)와 크기에 따른 RCS냉각수량 변화를 보여주는데 파단크기가 0.373 m² 경우(③), RCS냉각수 방출량이 적어서 노심 냉각수 고갈시점이 약 2배정도 늦어짐을 알 수 있다. 2

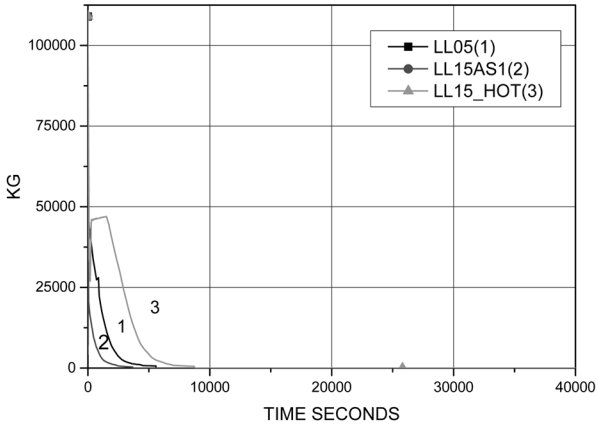


Fig. 2. Break size & location sensitivity analysis results for domestic reference NPP (water mass in vessel).

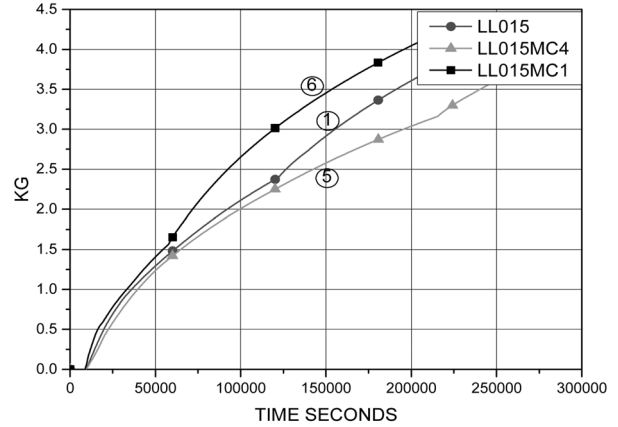


Fig. 4. Erosion thickness of downward facing crust in corium for reference NPP.

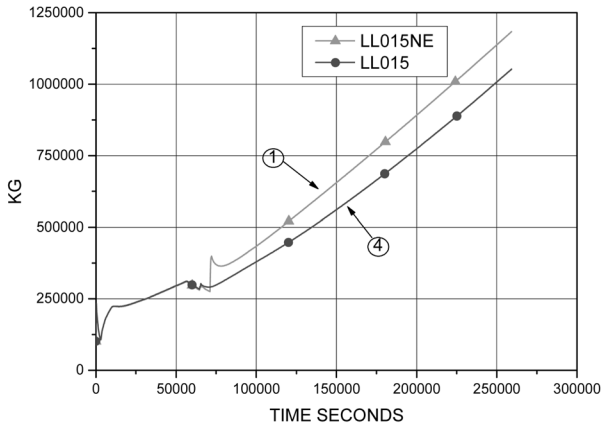


Fig. 3. Containment pressure related to ex-vessel cooling for reference NPP.

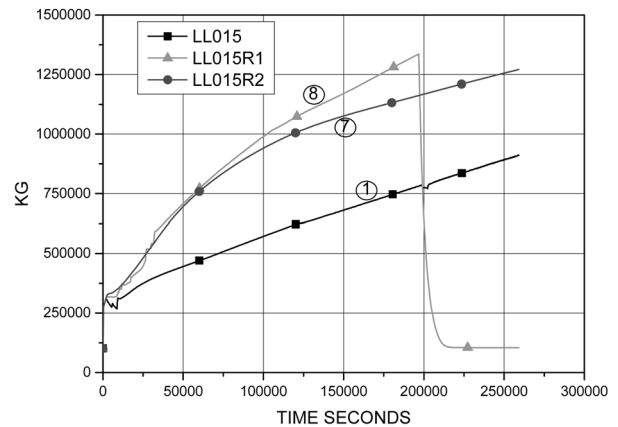


Fig. 5. Containment pressure of charging pump sensitivity analysis results for reference NPP.

시간의 고온관-저온관 재순환은 노심파손시점을 0.5~1.2 시간을 지연시키며 고온관 파손인 경우는 저온관 파손에 비해 훨씬 사고가 심각하다.

Fig. 3은 원자로 외벽냉각유무에 따른 효과를 보여 준다. 핵연료재장전수(RWST) 등으로 원자로 동공이 침수되면 자연스럽게 외벽냉각(4)이 성공하여 원자로 용기는 손상되지 않는다.

반면에 외벽냉각이 실패한 경우(1), 사고발생 후 약 72,500초에 원자로가용기가 손상되어 침두압력이 발생한다. 그리고 원자로 외벽냉각이 성공한 경우(4), 격납건물 압력은 외벽냉각이 실패한 경우(1)보다 상대적으로 낮게 유지된다.

Fig. 4는 원자로에서 방출된 노심용융물이 원자로 공동구조물과 반응할 때 침식두께를 나타낸다. 용융물-콘크리트반응 열전달계수 기본입력인 3500/3000w/m²K(1)는 약 4m가 침식되며 1750/1500w/m²K(5)와 10500/9000w/m²K(6)경우는 3.6m에서 4.2m정도이다.

Fig. 5는 고압안전주입이 실패하더라도 저압안전주입이 작동하면 원자로내 핵연료 손상을 완화 및 지연시키는 경우로, 충전펌프 용량에 따라 격납건물 압력이 영향을 받음을 보인다. 즉 충전용량이 없는 기본경우(1)는 압력이 서서히 증가하지만 충전용량이 33 lpm인 경우(7)는 압력이 급격히 상승하지만 격납건물 파손이 일어나지 않으며 충전용량이 512 lpm인 경우(8)는 격납건물이 격납건물 파손이 일어난다. 그러나 충전펌프가 작동하여 용량이 주입되면 원자로파손은 약 10~13시간 지연된다. 이때 충전펌프의 용량에 따라 격납건물의 압력은 크게 변한다. 즉 충전용량이 333 lpm경우는 격납건물파손이 일어나지 않지만 512 lpm인 경우는 격납건물 파손이 일어난다.

Table 2는 대형냉각재상실사고(LLOCA15)의 충전펌프용량과 격납건물 살수계통유무에 따른 민감도 결과를 보여준다. 격납건물 살수계통의 작동은 격납건물내의 압력을 충분히 감소시키지만 원자로 파손시간에는

Table 2. Results of charging pump and spray pump sensitivity analysis

Sequence	Sensitivity		Results		
	Charging pump Flow (gpm)	spray pump (#)	Core Uncovery Time (Second)	Reactor Vessel failure Time (Second)	Containment Pressure at 72 hours (MPa)
LL15CS	0	1	9.1	9,12	0.12
LL15	5	0	9.1	9,63	0.9
LL15CP1	88	0	9.1	N/A	1.23
LL15CP3	132	0	9.1	N/A	1.22

큰 영향이 없다.

3. 사고시나리오 특성 DB구축

3.1 대상발전소 사고시나리오 구성

중대사고 사고특성DB자료를 생산하기 위한 첫 단계는 분석하고자 하는 대상 발전소를 선정하는 일이다. 이때 우선 고려해야 할 사항은 대상 발전소에 대한 확률론적 안전성 평가(PSA)의 수행여부이다. 이는 제2장에서 기술된 바와 같이 개발하고자 하는 중대사고 해석 DB의 시나리오 선정방법에서 PSA 분석결과를 이용하기 때문인데, 대상발전소에 대한 PSA가 수행된 경우는 그 결과를 활용하는 것이 바람직하며 그렇지 않는 경우에는 PSA 방법론에 의하여 주요 중대사고 시나리오를 체계적으로 개발할 필요가 있다. 따라서 PSA 결과를 활용할 수 있고 보다 최근의 코드 입력자료 활용이 가능하며 국내 원전의 표준형으로 일컬어지는 한울3,4호기를 대상 발전소로 결정하였다⁵⁾. 원전에서의 중대사고 현상과 관련된 많은 정보를 DB화하여 관련 분야에 대한 지식이 많지 않은 발전소 요원이나 관련 분야의 축적된 자료를 필요로 하는 전문가들에게 제공할 수 있는 중대사고 특성DB를 구축하였다. 중대사고 특성DB는 원전에서 발생가능성이 있는 중대사고 시나리오에 대한 열수력 및 중대사고 현상과 방사선원에 대한 체계적인 데이터로, DB 관리시스템을 통하여 사용자들에게 필요한 정보를 제공하게 된다⁶⁾.

3.2 대상발전소 사고시나리오 구축

각 시나리오에 대한 계산결과는 원자로 냉각재계통의 열수력 정보를 포함하여 노심용융, 수소발생 및 연소, 원자로용기 파손, 격납건물 열수력 현상, 방사선원 관련정보 등 약 840개의 변수에 대한 해석자료를 포함한다. 중대사고 특성DB는 원전에서 발생가능성이 상

대적으로 높은 각종 시나리오에 대하여 방대한 해석결과를 보유하고 있기 때문에 사고의 종류, 또는 특정 계통의 작동여부, 운전원 조치사항 등에 따른 사고 진행에 대한 정보를 제공한다. 또한 발전소 기기/계통과 관련된 영향 평가와 중대사고 현상을 모의하는 과정에서 나타나는 불확실성의 영향을 판단하기 위한 민감도분석 결과를 사고특성DB에 포함하였다. Table 1에는 민감도 분석에 사용된 변수와 기본 입력 값, 사고경위 구분을 위한 명칭, 그리고 민감도 변수 값을 정리하였다. 일반적으로 일단 각 초기사건에서 기본사고 경위에 대한 데이터뱅크(MDB)가 정의되면, MDB에 저장되는 각 기본사고에 대한 민감도 해석 결과는 MDB 데이터 테이블에 부여되는 지수를 사용하여 해당 민감도 데이터를 구분하게 된다. 즉, 기본사고 경위에 대응되는 사고 특성(MDB) 데이터 테이블 이름의 마지막에는 지수 00이 부여되며, 민감도 결과의 경우에는 마지막 번호가 01부터 시작해서 해당 수만큼 증가한다. 현재 MAAP⁶⁾에서 생성되는 나머지 데이터 파일 D02 - D14이 MDB에 입력되는 경우도 위와 같은 방식으로 MDB 데이터 테이블 이름이 할당된다. MDB에 입력되는 정보는 다음과 같다.

- 사고 완화 매개 변수 또는 운전원 안전기능 회복 조치(예 : 안전 감압 계통, 원자로외벽냉각 등)의 영향
- 중대사고관리(SAM)를 위한 가능한 안전기능 회복조치 리스트
- 분석대상발전소의 안전변수 거동 확인
- 회복조치를 수행하는 운전원 조치
- 회복조치를 고려한 중대사고 분석

4. 사고 시나리오를 활용한 사고관리

사고특성DB구축을 위한 원전의 안전성 평가는 결정론적(deterministic)평가와 확률론적(probabilistic)평가를 포함한다. 결정론적 안전성평가는 사고발생시 발전소가 안전정지를 제대로 할 수 있느냐 여부 평가에 초점이 맞추어져 있다. 국내 원전은 보수적인 가정하여 결정론적 안전성평가를 수행하고 또한 보완하여 가능한/실제적(realistic)인 발전소 상황을 반영하여 PSA를 수행한다. 대상 발전소의 사고특성DB가 구축되면 신속하게 사고 해석결과를 활용할 수 있다. DB를 활용한 사고관리 시스템은 시나리오기반 사고관리과 증상기반 사고관리 등 2가지 사고관리방법으로 구성되어 있으며 각 사고관리방법은 필요에 따라 적절하게 선택되

어 활용된다.

4.1 시나리오기반 사고관리

DB를 활용한 사고관리 시스템은 발전소의 설계자료와 신뢰도결과를 근거로 평가하고 배기능력을 포함한 사고관리 전략을 선정하고 최종적으로 체계적인 제어 시스템과 연결시켜야한다. 이때는 사고 시나리오를 먼저 확인한후 사고관리를 하면 매우 신속하고 적절히 사고관리를 할 수 있다.

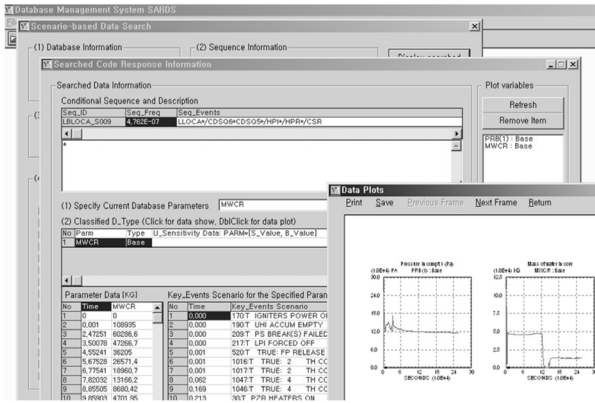


Fig. 6. Scenario based accident management for reference NPP.

4.2 증상기반 사고관리

앞선 경우와 같이 사고시나리오가 정확히 진단되면 적절한 회복조치를 취할 수 있으나 사고정보가 부정확하면 발전소의 증상을 근거로 사고관리가 필요하다. 실제로 후쿠시마사고나 TMI사고시 운전원이 사고원인을 정확하게 파악할 수 없어 적절한 조치를 취할 수 없어 심각한 사고를 초래하였다.

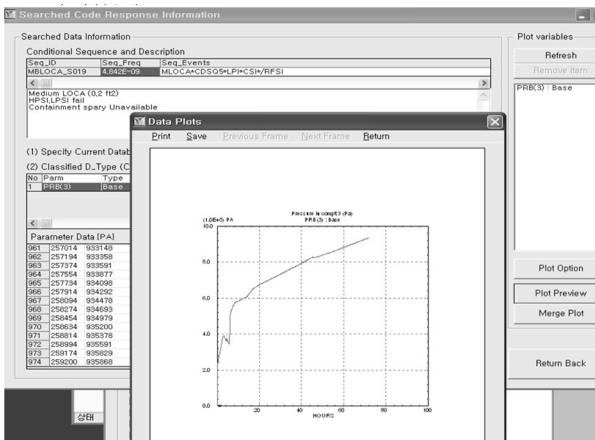


Fig. 7. Symptom based accident management for reference NPP.

특히 사고정보가 부정확하여 사고진행 속도가 빠르면 신속하게 사고증상을 먼저 완화하여 안전기능을 회복시켜야 한다. 그러므로 원전사고사 발생하면 가장 중요한 냉각능력을 회복한 후 사고관리 전략⁷⁾을 선정하고 최종적으로 체계적인 제어시스템과 연결시켜야 한다. 그러므로 비상사고가 발생하면 사고완화를 위하여 시나리오기반 사고관리와 증상기반 사고관리는 서로 보완관계를 유지하여야 한다.

5. 결론

본 논문은 국내 표준원전의 냉각재 상실사고 분석결과 및 사고특성DB를 활용한 사고관리 진행과정을 보여준다. 다양한 사고조건(파단부위 및 크기) 및 안전변수는 사고 진행에 상당한 영향을 미치는 것을 보여 주었다. 또한 사고 분석결과로 생성된 사고특성DB를 내장한 관리시스템은 국내 표준원전을 대상으로 원전사고에 성공적으로 적용되었다. 궁극적으로 특정사고를 완화시키기 위해서 사고특성 DB관리시스템은 온라인 발전소 정비상태와 최적완화경로(부품과 시스템조합)를 화면으로 보여준다⁸⁾. 데이터베이스를 이용한 사고관리시스템은 종합적인 신뢰도 값을 활용한 사고완화 최적경로(Fig. 8)를 제시한다.

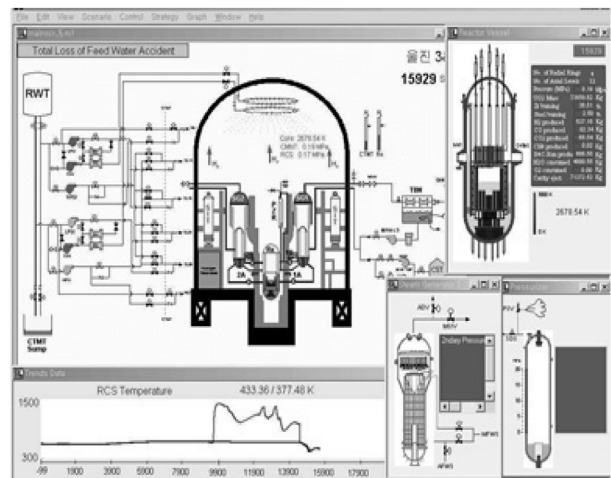


Fig. 8. Success path display of Integrated accident management using DB for reference NPP.

Acknowledgements: This work was supported by Nuclear Research & Development Program of the National Research Foundation of Korea (NRF) grant, funded by the Korean government, Ministry of Science, ICT & future Planning.

References

- 1) USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five US. Nuclear Power Plants", NUREG-1150, 1989.
- 2) KOREA HYDRO & NUCLEAR POWER CO., LTD, "Probabilistic Safety Assessment for Hanul Units 3&4 [Level 1 PSA for External Events : Main Report]", 2004.
- 3) K. I. Ahn and D. H. Kim, "Development of the Severe Accident Risk Information Database Management System, SARD", Korea Atomic Energy Research Institute, Vol. 35, pp. KAERI/TR-2378/2003, 2003.
- 4) J. C. Lee and N. J. Mc Cormick, "Risk and Safety Analysis of Nuclear Systems", Wiley, 2011.
- 5) KOREA HYDRO & NUCLEAR POWER CO., LTD, "Final Safety Analysis Report for Hanul Units 3&4", 2004.
- 6) MAAP4: Modular Accident Analysis Program for LWR Plants, Code Manual Vols.1-4, Fauske & Associates, Inc., Burr Ridge, IL, Palo Alto, CA, USA, 1994.
- 7) KEPRI, "Preliminary Study for Development of Accident Management Plans in Nuclear Power Plants", TR.96NJ11.97.77, 1997.
- 8) K. R. Kim, "Development of a Severe Accident Training Simulator: SATS," 2002 ANS Annual Meeting, Hollywood, 2002.