

가압중수로형원전의 중대사고 대응능력 연구

최 영 · 박중호*

한국원자력연구원 · *충남대학교 기계공학과
(2014. 9. 5. 접수 / 2014. 10. 7. 수정 / 2014. 10. 7. 채택)

A Study on Severe Accident Management Capabilities and Strategies for CANDU Reactor

Young Choi · Jong-ho Park*

Korea Atomic Energy Research Institute · *Department of Mechanical Engineering, Chungnam National University
(Received September 5, 2014 / Revised October 7, 2014 / Accepted October 7, 2014)

Abstract : The realistic cases causing severe core damage should be analyzed and arranged systematically for preparing an accident management of the specific nuclear power plant. The objective of this paper is to establish basic technical information for reactor safety and reactor building integrity management strategies in CANDU reactor severe accident. For the development of severe accident management strategies, plant specific features and behaviors must be studied by detailed analysis works. This analysis scope will serve to cover overall methods and analyzing results to understand the reactor building integrity status in the most likely severe accident sequences that could occur at CANDU reactor. Also analysis results could help prevent or mitigate severe accidents for the identification of any plant specific vulnerabilities to severe accidents using the probabilistic safety assessment (PSA) quantified results.
Key Words : nuclear power plant, reactor safety, severe accident management, system design, CANDU

1. 서론

미국의 TMI원전사고(1979년), 러시아의 체르노빌원전사고(1986년), 일본의 후쿠시마원전사고(2011년)등 일련의 원전사고는 원전의 중대사고 관리의 중요성을 부각시켜왔다. 그동안 원전중대사고연구는 원자력발전소의 안전성을 확보하기 위하여 중대사고 거동을 이해하는데 초점을 맞추어왔다. 일단, 비상사고가 심각한 중대사고¹⁾로 진행된다면 신속하고 정확한 조치가 필요하므로 중대사고의 발생을 예방하거나 중대사고의 진행을 완화시키기 위해서는 조직적인 사고관리가 필요하다. 따라서 그동안 중대사고거동을 이해하는데 초점을 맞추어 왔던 중대사고연구는 원자력발전소의 안전성을 확보하기 위하여 조직적인 사고관리연구가 필요하다. 이에 따른 일련의 조치로 원자력안전위원회는 2001년 8월 원자력발전소 중대사고대책(안)을 발표한 후 국내원전에대한 중대사고지침서(Severe Accident Management Guideline, SAMG)를 지속적으로 개발하여왔다. 가압중수로형원전(CANDU)은 경수로형원전과는

달리 냉각재와 감속재가 분리되어 있어 냉각재가 상실되더라도 감속재에 의해 연료의 열을 제거할 수 있으므로 노심의 기하학적인 형상을 유지할 수 있기 때문에 중대사고(노심용융)로 이르는 사고경위에는 냉각재 상실사고와 비상노심냉각계통의 고장 및 감속재계통 고장이 동시에 발생해야 중대사고로 진입할 수 있다.

본 연구목적은 현재 국내에서 가동중인 가압중수로형원전의 중대사고 대처능력을 평가하고 나아가 중대사고 대응전략을 수립하고자하는 것이다. 중대사고 대처능력의 평가수행은 캐나다 규제기관의 중대사고관리 기술기준인 “Severe Accident Management Programs for Nuclear Reactors (G-306)”²⁾의 6.1항에 따라 수행하였다. 중대사고 대처능력 평가는 크게 중대사고 환경분석, 수소대응 능력 평가, 격납건물성능 및 배기능력평가로 구성되어 있다.

2. 중대사고 대처능력 평가

2.1 기본사고의 중대사고 환경 분석

중대사고 환경분석은 중대사고 진행과정에 따른 원

* 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

자로냉각재계통(PHTS) 및 원자로건물 사고환경의 한계치(bounding value)를 설정하는 것이다. 중대사고 환경분석을 수행할 때 우선 사항은 발전소특성을 고려한 환경분석 대상사고 경위를 정확히 선정하는 것이다. 일반적으로 환경분석 대상사고 경위를 선정하기 위해서 확률론적안전성분석(PSA)결과로 예상되는 노심손상빈도(CDF)가 높은 초기사건 5개를 분석대상 초기사건으로 정하고, 각 초기사건에 대하여는 격납건물 환경 측면에서 가장 보수적인 결과를 줄 것이라 예상되는 사고 경위를 개발한다. 본 연구에서 선정된 원자로 건물 환경 분석을 위한 사고경위는 월성 2,3,4호기 확률론적 안전성분석(PSA)결과³⁾에서 나타난 발전소손상 사고경위를 대상으로 발생빈도가 큰 순서로, 내부사건의 경우 5가지 사고경위(IE-CL4_S71, IE-IA_S32, IE-ESC_S47, IE-FBS_S15, IE-CL4_S36)를 선정하였고, 외부사건의 경우 지진사건, 화재사건, 침수사건에 대하여 각각 1개의 대표적인 사고경위(지진 : SE-ST16_S3, 화재 : FIE-GR1_S17, 침수 : FLE-SW_C2)를 선정하였다. 선정된 이들 사고경위들은 빈도가 가장 큰 발전소 손상군(PDS)들을 대표한다.

환경분석 사고경위모의에 필요한 원자로냉각재계통(PHTS)와 원자로건물의 내부 온도 및 압력 침투치를 계산하기 위하여 ISAAC코드⁴⁾를 사용하였다. ISAAC 코드의 기본 모델은 각 사고경위별로 각 표제의 성공 기준에 따라 발전소 주요 계통의 동작 여부를 모델링⁵⁾하였다. 초기사건에 따라 급수는 사고초기부터 공급되지 않기도 하고, 상당기간 공급되다가 급수가 중단되기도 하지만 계산을 보다 보수적으로 하기 위하여 급수는 사고 초기에 모두 공급이 되지 않는 것으로 가정하였다. 비상노심냉각계통의 경우 사고에 따라 고압 및 중압안전주입이 성공하고 저압안전주입이 실패하는 경우도 있다. 고압 및 중압안전주입이 성공하면 사고 진행이 느려지지만 본 분석에서는 보수적 계산을 위하여 이 경우에도 모든 안전주입이 실패하였다고 가정하였다.

중대사고 진행과정은 다음과 같은 4개의 시간대로 나누었다. 즉, 사고시작부터 노심노출까지 (시간대 1), 노심노출부터 압력관 파손까지 (시간대 2), 압력관 파손부터 노심붕괴까지 (시간대 3), 노심붕괴부터 원자로 건물 파손까지 (시간대 4)의 4개 시간대이다. 발전소내 주요 위치에서 각 시간대별로 침투 압력과 온도계산결과는 Table 1과 같다.

원자로냉각재계통(PHTS)와 증기발생기의 환경은 사고초기에 환경이 가장 나쁘나 이는 설계기준사고에서 이미 고려된 환경이다. 원자로건물 압력은 사고가 진

Table 1. Overview of environmental Condition for reference CANDU

Parameter	Location	Time Band			
		1	2	3	4
PHTS Pr. (MPa)	PHTS	111	10.7	6.3	0.6
PHTS Temp. (K)	PHTS	593	591	573	520
SG Pr. (MPa)	Steam Generator	5.2	5.1	5.1	3.2
SG Temp. (K)	Steam Generator	571	568	566	512
Reactor building Pr. (kPa)	Fuel handling Machine Room R107	221	240	349	543
Reactor building Temp. (K)	Fuel handling Machine Room R107	417	427	417	638
Calandria Pr. (kPa)	Calandria	137	587	345	569
Calandria Temp.(K)	Calandria	440	609	678	1354
Reactor vault Pr. (kPa)	Reactor vault	112	112	138	1571
Reactor vault Temp. (K)	Reactor vault	351	350	362	1296

행됨에 따라 점점 높아지다가 결국 원자로건물을 파손에 이르게 한다. 원자로건물 온도는 수소연소가 일어날 때 침투온도를 보인다. 칼란드리아의 환경은 시간대 2에서 이미 설계기준을 초과하고, 원자로격실의 환경은 시간대 4에서 설계기준을 초과한다.

2.2 수소대응 능력 평가

수소대응 능력 평가에 선정된 사고경위는 중대사고 환경분석에서 선정된 사고경위와 동일하다. PSA를 기준으로 한 발생가능성이 높은 사고경위들을 대상으로 ISAAC 분석을 수행하였다. 총 6가지 사고경위에 대한 분석을 수행하였으며, 5가지의 내부사건과 1가지의 외부사건(화재사건)으로 구성되어 있다.

수소대응 능력평가는 ISAAC코드와 GOTHIC코드⁶⁾를 사용하여 분석하였다. 즉, ISAAC코드를 사용하여 사고경위별로 발생하는 수소량을 계산하고, GOTHIC 코드에서는 ISAAC 코드의 결과를 입력으로 사용하여 원자로건물내 수소농도를 분석하고 수소제어 계통의 효과를 평가하였다.

GOTHIC 코드의 상세 다격실 모델링에서는 원자로 건물의 물리적으로 구분된 모든 격실을 각각의 노드로 구분하고 각 격실간의 유체의 유동을 모사하여 국부 영향을 가능한 정확히 분석하도록 하였다. 분석모델은 총 38개의 제어체적으로 구성되며 제어체적 사이의 유로 경로는 총 91개로 구성되었다. 격실 사이의 유동을 모의하기 위한 유로는 격실의 개방부, 문 등은 물리적 구조에 따라 입력을 생산하였다. 수소대응능력 평가결과(Fig. 1)에서 보듯이 수소점화기는 원자로건물내의 수소농도가 낮을 때 (6% 이내) 수소를 연소시켜 수소

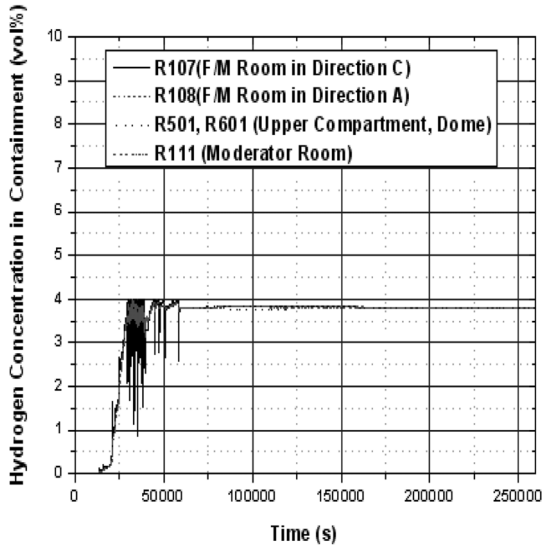


Fig. 1. Hydrogen density in Containment with PAR for reference CANDU.

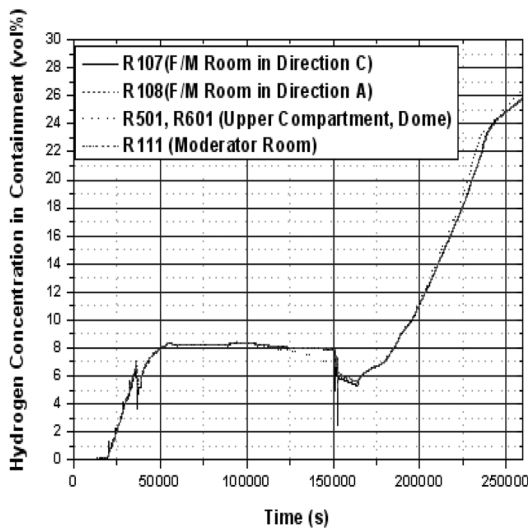


Fig. 2. Hydrogen density in Containment without PAR for reference CANDU.

가 과도하게 집적되어 발생되면 급작스런 수소연소로 인하여 원자로건물이 파손되는 것을 예방한다. 수소점화기의 작동이 성공한 사고경위에서는 수소점화기에 의해 수소농도가 제어되어 원자로건물 각 격실의 수소농도는 4% 전후에서 유지된다.

그러나 수소점화기의 작동이 실패한 그 밖의 사고경위에서는 원자로건물 각 격실에서의 수소농도가 약 26%까지 상승함을 볼 수 있다. Fig. 2와 같이 수소점화기의 작동이 실패한 사고경위에서는 사고관리 측면에서 수소제어를 위한 사고 관리전략의 필요성을 나타내는 결과이며 수소제어를 위한 사고관리 전략으로 인위

적인 수소연소와 같은 전략을 고려해야 하는 것을 의미한다.

2.3 배기능력평가

확률론적 안전성평가 결과에 의하면 원자로건물 과압은 많은 양의 핵분열생성물 (fission product)이 대기로 방출될 가능성이 있는 원자로건물의 주요 파손모드이다. 만약, 원자로건물압력이 원자로건물 파손 압력에 이른다면, 사고완화를 위해 필요한 조치는 원자로건물의 냉각이나 배기를 통해 원자로건물을 감압 시키는 것이다. 원자로건물 냉각수단인 원자로건물 살수나 팬 냉각기가 작동을 못할 시 배기는 유일한 격납건물 감압 전략이다.

원자로건물 배기는 중대사고 진행 중에 원자로건물 압력이 파손 압력에 도달할 것으로 예측되나 원자로건물 압력과 온도를 감소시키는 수단(살수, 지역공기냉각기 등)이 더 이상 가용하지 않을 때 인위적으로 원자로건물을 관통하는 배관의 밸브를 열어 원자로건물 압력을 낮추는 것이다. 따라서 배기 능력 평가에 선정된 사고경위는 중대사고 환경분석에서 선정된 사고경위 중에서 원자로건물 압력이 원자로건물 파손압력을 초과하는 사고경위이다. (전원상실사고IE-CL4_S71, 지진 사고SE-ST16_S3)

배기 능력 평가를 위해 고려중인 원자로건물 벽을 관통하고 있는 배관을 가진 계통들은 월성2,3,4호기의 경우 중수회수계통, 원자로건물 환기계통, 오염수 배수계통, 핵연료 교환기 배출 수조 정화계통, 중수공급계통, 사용 후 핵연료 저장수조 배기 계통, 공기 중 삼중수소 계측배관, 수지이송계통 등 총 20개 계통으로 75개 밸브가 있다. 이 관통 배관을 이용하여 원자로건물 배기를 할 수 있는지 설계 자료를 검토한 결과, 수동으로 열 수 있는 밸브는 월성 2호기의 경우 중수증기 회수계통(직경 30"), 중수 공급계통 밸브(직경 2.5")이며, 월성 3,4호기의 경우는 중수 증기 회수계통의 밸브(직경 30")가 수동으로 열 수 있다.

분석결과에 의하면 월성 2,3,4호기에서의 원자로건물 배기가 요구되는 시점은 사고발생 이후 10 hr에서 44 hr까지의 시간이 경과해야 하는 것으로 파악되었으며, 배기구가 개방된 이후에는 원자로건물 압력이 급격히 감소하여 원자로건물 대기 제어가 가능한 것으로 나타났다. 그리고 배기전략을 수행하지 않아 원자로건물이 파손되는 시점은 사고발생 이후 24 hr에서 44 hr까지의 시간이 경과해야 한다. 배기 능력은 ISAAC 코드를 사용하여 평가하였다. 원자로건물의 건전성을 위협하는 압력(300 kPa)에서 배기를 했을 경우에 대해 평

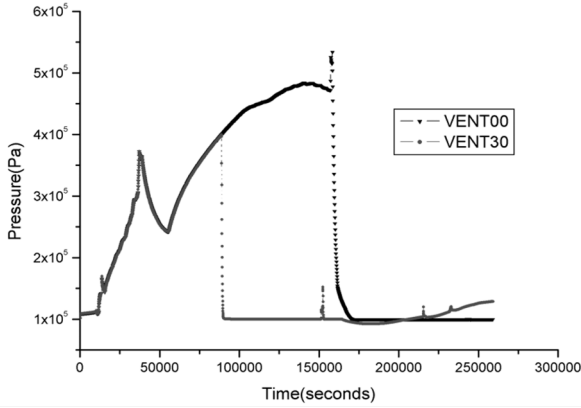


Fig. 3. Containment pressure with (vent30)/ without (vent00) venting for reference CANDU.

가한 결과 중수공급계통을 이용한 배기는 원자로건물의 감압이 충분하지 않았으며, 중수증기회수계통을 이용한 배기는 원자로건물의 감압이 충분하였다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 가압중수로 발전소의 전원상실사고(IE-CL4_S71)시 중수증기 회수계통을 이용한 배기가 이루어지면(VENT30) 원자로건물의 압력은 파손압력까지 상승하지 않는다.

그리고 원자로건물 외부로 방출된 CsI의 질량 분율은 배기를 안 했을 경우(VENT00) 총질량의 0.55%이며, 배기를 했을 경우(VENT30) 0.58%로 약간 증가한다.(Fig. 4)

3. 중대사고 대응전략

3.1 중대사고 주요사고현상

중수로 중대사고는 경수로에서의 중대사고와는 다르게 제한노심손상사고(Limited Core Damage Accident)와 중대노심손상사고(Severe Core Damage Accident)로

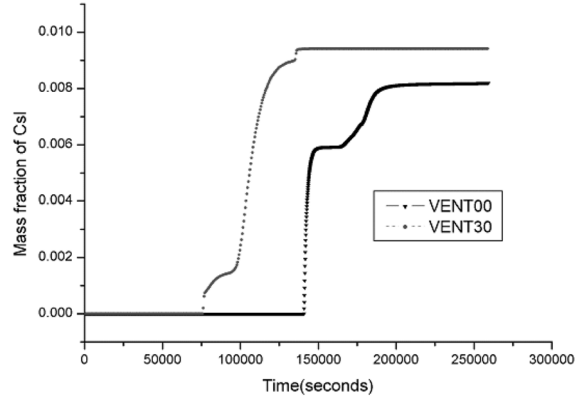


Fig. 4. CsI mass fraction released from reference CANDU with (vent30)/ without (vent00) venting.

구별한다. 제한노심손상사고는 노심의 기하학적인 형상은 유지하며 냉각재상실사고와 더불어 비상노심냉각계통이 고장난 경우이며 중대노심손상사고는 제한노심손상사고에서 감속재계통 고장을 포함한 사고로 이때에는 노심이 용융되어 노심의 기하학적인 형상을 유지할 수 없게 된다. 주요현상은 Table. 2에 요약되어 있다.

3.2 중대사고 주요대응전략 및 활용

서론에서 언급되었듯이 가압중수로 냉각재와 감속재가 분리되어 있어 냉각재가 상실되더라도 감속재에 의해 핵연료의 열을 제거할 수 있어 중대사고대처능력이 경수로에 비해 매우 탁월함을 알 수 있다.⁵⁾ 중대사고 대처능력평가결과를 활용하면 특정 가압중수로형발전소(월성 2,3,4호기)에 대한 구체적이고 유용한 중대사고 대처방안을 도출할 수 있다. 즉, 원자로건물의 격리가 실패하였을 때 원자로건물 외부로의 방사성 물질 방출을 줄이는 대처방법으로는 다우징 탱크의 냉

Table 2. Overview of major severe accident phenomena for reference CANDU

Major Phenomena	Possibility and Effects
Steam explosion	·inside Calandria tank : few possibility of high pressure steam explosion in Calandria tank ·Outside Calandria : Reactor building failure due to steam explosion/ No failure
Molten core concrete interaction (MCCI)	·Reactor building Over-pressurization/No over-pressurization ·Combustible gas (CO) production ·Continuous occurrence of MCCI after molten material being re-flooded /No continuous occurrence of MCCI
Cooling of Debris in Calandria tank	·Retain Debris submerged in water in Calandria tank/No retain
Ex-Calandria tank cooling	·Retain Debris in Calandria tank/No retain
Cooling of debris outside Calandria tank	·Retain Debris in Calandria vault/No retain
Hydrogen production	·Hydrogen deflagration occurrence/No occurrence ·Damage occurrence of Reactor building due to Hydrogen deflagration / No damage
Diagnosis of accident progress	·Monitoring of fuel damage behaviors in control room/No monitoring ·Monitoring in control room of Molten Core material relocation inside reactor vault /No monitoring

각수를 살수하는 것과 지역공기냉각기를 작동하는 것이 있다.

국내에서 가동중인 가압중수로형 원전(CANDU)은 가압경수로형원전과는 달리 원자로건물 파손시기에 따라 다르게 중대사고현상이 진행되므로 다른 대처방안이 필요하다. 원자로건물은 파손시기에 따라 조기파손(early failure), 후기파손(late failure), 최후기 파손(very late failure)로 분류된다. 원자로건물이 칼란드리아가 파손되기 전에 파손되는 것을 원자로건물 후기(여기서 “후기”는 사고발생후 상당히 늦은 시점에 발생하므로 본 명칭을 사용) 파손으로 정의하였다. 여기서 “후기”는 통상적으로 사고 발생 약 1일정도 후에서 약 40시간 정도까지의 시점이다. 원자로건물 후기 파손은 감속재가 고갈된 후 원자로격실내의 물이 증기가 되어 원자로건물을 서서히 가압하여 일어난다. 또한 발생확률은 매우 낮으나 칼란드리아가 파손되기 전에 발생한 수소에 의한 수소폭발 또는 칼란드리아 내에서의 증기폭발(alpha

mode failure)의 가능성을 고려한다. 후기 원자로건물 파손을 방지하기 위해서는 원자로건물 살수나 지역공기냉각기 등을 이용하여 원자로건물 내부의 온도와 압력을 낮게 유지하는 것이 중요하다. 그리고 중대사고 진행과정에서 금속의 산화반응으로 수소발생량이 증가할 때, 수소점화기 등을 사용하여 원자로건물 내부의 수소를 제거함으로써 원자로건물을 위협할 수 있는 수소집적을 예방하는 것이 필요하다.

원자로건물이 칼란드리아가 파손된 이후 (파손시점 포함) 파손되는 것을 원자로건물 최후기 파손(very late failure)으로 정의하였다. 원자로건물 최후기 파손현상은 원자로건물 후기 파손모드와 비슷하다. 그러므로 대처방안은 원자로건물의 후기파손의 경우와 유사하다. 그러나 원자로건물 최후기파손은 후기 파손에 비해 시간적으로 뒤에 일어나므로 원자로건물 외부로 방출되는 방사선원항 특성이 후기 파손과 다르게 된다.

파손시기와 모드에 따라 필요한 중대사고 대응전략은 PHTS 냉각수 주입, 칼란드리아 내 냉각수 주입, 원자로격실 내 냉각수 주입, 살수작동, 지역공기냉각기 작동, 수소점화기작동, 원자로건물격리 등이다. Fig. 5는 다양한 논리적 회복절차를 반영한 전형적인 중대사고 대응전략흐름도⁷⁾의 예이다. 이 그림은 지금까지 수행한 중대사고 대처능력평가와 주요전략을 반영한 중대사고 회복논리절차이다. 이러한 회복논리절차는 대상발전소의 비상절차서등과 적절히 결합되어야한다.⁸⁾

4. 결론

본 연구는 월성 2, 3, 4호기 PSA 결과를 근거로 중대사고 대처능력을 평가할 사고경위를 선정하여 중대사고 환경분석, 수소대응 능력 평가, 그리고 배기 능력을 평가 하였다.중대사고 환경분석 결과는 계측기 생존성 평가에 사용되며, 수소 대응 능력과 배기 능력은 중대관리 전략을 선정하는 데 사용된다. 이러한 분석결과로부터 추출한 효과적인 중대사고시 대응전략은 원자로건물 냉각수 살수나 지역공기냉각기 등을 이용하여 원자로건물 내부의 온도와 압력을 낮게 유지하는 것과 수소점화기 등을 사용하여 수소를 제거하는 것이다. 그리고 원자로건물 냉각기능이 실패하여 원자로건물 압력이 파손 압력에 도달할 것으로 예측된 경우, 적용 가능한 대응전략은 기존의 사고완화를 위하여 배기를 통해 원자로건물을 감압시키는 것이다. 본 분석에서 도출된 중대사고 대처능력평가와 대응전략은 대상발전소의 정확한 데이터와 설계정보⁹⁾가 반영되어 매우 실용적인 중대사고 회복논리가 될 것이다.

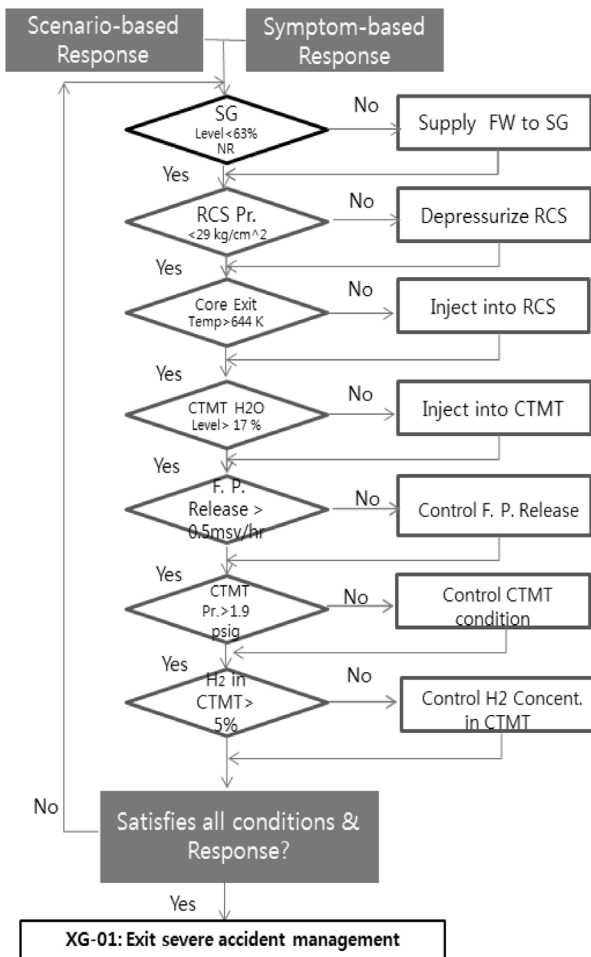


Fig. 5. Typical actual template flow for accident management of reference nuclear power plant.

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 U. S. Nuclear Power Plants", NUREG-1150, 1989.
- 2) "Severe Accident Management Programs for Nuclear Reactors", Regulatory Guide, G-306, Canadian Nuclear Safety Commission, 2006.
- 3) KOREA HYDRO & NUCLEAR POWER CO., LTD, "Probabilistic Safety Assessment for Wolsung Units 2,3&4", pp. 1.3, 3.16~3.18, 2007.
- 4) Y. H. Jin et al., "ISAAC Code User's Manual", KAERI/TR-3645/2008, Korea Atomic Energy Research Institute, 2008.
- 5) Y. Jin, et al., "Application of SAMG in the Management of SGTR Accident", Nuclear Engineering and Technology, Vol. 41, No.1, pp. 63-70, 2009.
- 6) F. Rahn, "GOTHIC Containment Analysis Package, Technical Manual, Version 7.2a(QA)", NAI 8907-06 Rev. 16, 2006.
- 7) K. R. Kim, "Development of a Severe Accident Training Simulator: SATS," 2002 ANS Annual Meeting, Hollywood, FL, 2002.
- 8) Y. Choi et al., "Severe Accident Management using PSA Event Tree Technology", International Journal of Safety, Vol. 2. No.1, pp. 50-56, 2003.
- 9) D. Il. Kang et al., " Fire Simulation for the Abandonment Risk Assessment of Main Control Room Fire in Domestic Nuclear Power Plant", Journal of The Korean Society of Safety, Vol. 29, No. 4, pp. 199-207, 2014.