

<연구논문>

# 1,500MW 대형원전 정지/저출력 안전성향상을 위한 설계개선안 및 민감도 분석

문호림<sup>†</sup> · 한덕성<sup>\*</sup> · 김재갑<sup>\*</sup> · 이상원<sup>\*\*</sup> · 임학규<sup>\*\*\*</sup>

## Risk and Sensitivity Analysis during the Low Power and Shutdown Operation of the 1,500MW Advanced Power Reactor

Ho Rim Moon<sup>†</sup>, Deok Sung Han<sup>\*</sup>, Jae Kab Kim<sup>\*</sup>, Sang Won Lee<sup>\*\*</sup> and Hak Kyu Lim<sup>\*\*\*</sup>

(Received 8 April 2019, Revised 13 June 2019, Accepted 13 June 2019)

### ABSTRACT

An 1,500MW advanced power reactor required the standard design approval by a Korean regulatory body in 2014. The reactor has been designed to have a 4-train independent safety concept and a passive auxiliary feedwater system (PAFS). The full power risk or core damage frequency (CDF) of 1,500MW advanced power reactor has been reduced more than that of APR1400. However, the risk during the low power and shutdown (LPSD) operation should be reduced because CDF of LPSD is about 4.7 times higher than that of internal full power. The purpose of paper is to analysis design alternatives to reduce risk during the LPSD. This paper suggests design alternatives to reduce risk and presents sensitivity analysis results.

**Key Words :** 1,500MW Advanced Power Reactor(1,500MW 노형), Probabilistic Safety System(확률론적 안전성 평가), Passive Auxiliary Feedwater System(피동형 보조급수 계통), Low Power and Shutdown(정지/저출력), Mid-Loop Operation(부분중수 운전), Design Alternative(설계 대안)

## 1. 서 론

정지/저출력 운전 중 발생 가능한 사고 위험도(risk)는 출력 운전 중 발생하는 사고 위험도보다 작다는 것이 1980년대 초까지 일반적인 견해였다. 그 이유는 정지된 원자력발전소의 잔열이 미미하고 운전원 조치시간이 충분하다<sup>(1)</sup>고 판단하였기 때문이다. 그러나 원자로 정지 중 발생하는 사고라도 적절하게 대처되지 않으면 냉각재 고갈 등으로 인한 노심손상사고가

발생 될 가능성과 그 중요성이 인식되었다. 이로 인하여 정지/저출력 운전 중 위험도 저감에 대한 연구가 정지냉각기능 상실방지 및 완화에 초점을 맞추어 80년대 중반부터 수행<sup>(1)</sup>되었다.

1987년 4월 미국의 Diablo Canyon 원자력발전소에서 발생한 부분중수 운전 중 정지냉각기능 상실사고는 가압경수로의 원자로냉각재계통(reactor coolant system; RCS) 부분중수 운전이 안전성에 상당히 취약한 운전상태라는 것을 보여 준 사고<sup>(2)</sup>이었다. 이 사고를 검토하여 1988년 10월 GL 88-17이 발표되었다<sup>(3)</sup>. GL 88-17은 발전 사업자에게 부분중수 운전 중 위험도와 관련된 절차서, 설비, 지침의 불충분 사항을 분석하고 이를 보완, 개선할 것<sup>(3)</sup>을 요구하고 있다. 또한, 1990년 3월 미국 Vogtle 원자력발전소에서 부분중수 운전 중 발생한 정지냉각기능 상실사고는 심각한

<sup>†</sup> 회원, 한국수력원자력(주) 중앙연구원

E-mail : horim.c.moonn@khnp.co.kr

TEL : (042)870-5436

<sup>\*</sup> 한국전력기술(주)

<sup>\*\*</sup> 한국수력원자력(주) 중앙연구원

<sup>\*\*\*</sup> 한국전력국립원자력대학원대학교

노심손상을 초래할 수 있는 사고로 평가<sup>4)</sup>되었다. 이 사고 이후 원자로 정지 중 안전성 평가의 필요성이 더욱 증대되었다.

1,500MW급 대형원전의 정지/저출력 내부사건 노심손상빈도(core damage frequency; CDF)는 전출력 내부사건 CDF보다 약 4.7배 높게 평가되었다. 따라서, 본 논문의 목적은 1,500MW급 대형원전의 정지/저출력 위험도 저감 방안을 분석하는 데 있다. 이를 위하여 정지/저출력 저감 방안을 도출하고 민감도 분석을 수행하였다.

## 2. 1,500MW대형원전의 설계 및 정지/저출력 운전특성

### 2.1 일반 설계특성

1,500MW급 대형원전은 가압경수로 노형으로 2014년 8월 국내 규제기관으로부터 표준설계인가를 획득하였다.

1,500MW 대형원전의 주요 설계특성은 1) 안전계통의 N+2 설계(2.2 절 참조), 2) 기계적, 전기적으로 독립된 4-train 설계(안전주입펌프/탱크 및 비상디젤발전기 4대), 3) 피동형 보조급수계통(passive auxiliary feed water system; PAFS)<sup>5)</sup> 설계이다. Table 1에 1,500MW 대형원전과 참조원전(APR1400)의 설계특성을 정리하였다.

### 2.2 안전주입계통 설계특성

1,500MW 대형원전은 N+2 개념으로 설계되었다. N+2설계는 발전소 안전 정지에 필요한 계열 수를 N

이라고 가정하고, 여기에 단일 고장을 대비하여 1 계열(train)을 추가하고, 발전소 운전 중 정비를 위해 1 계열을 더 추가하는 개념이다. 따라서, 1,500MW 대형원전의 안전계통은 전기적, 기계적으로 독립된 4 계열<sup>5)</sup>로 설계되었다.

1,500MW 대형원전의 안전주입계통은 4대의 안전주입펌프(safety injection pump; SIP), 4대의 안전주입탱크(safety injection tank; SIT) 및 4대의 비상디젤발전기로 구성 되어 있다. Fig. 1에 안전주입계통의 개략도를 도시하였다.

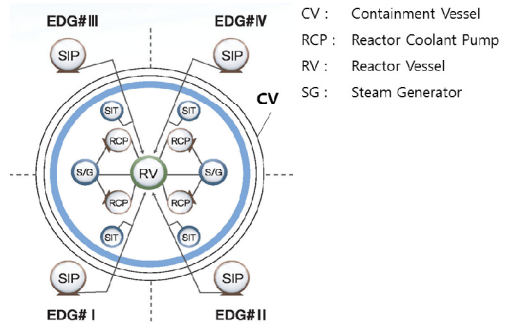


Fig. 1 Schematic diagram for the safety injection system

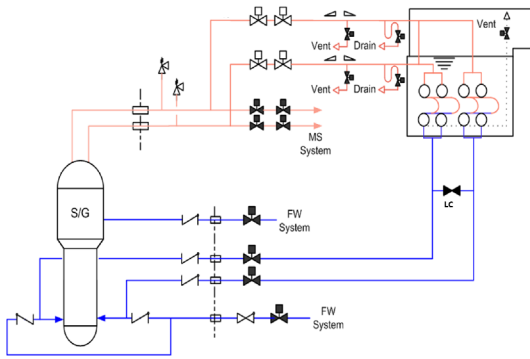
### 2.3 피동보조급수계통 설계특성

PAFS는 2대의 응축탱크(passive condensate cooling tank; PCCT), 4대의 열교환기, 배관 및 밸브<sup>5)</sup>로 구성되었다. Fig. 2에 PAFS의 개략도를 도시하였다. PAFS는 독립된 50% 용량을 가진 4계열로 구성되며, 증기발생기(steam generator; SG) 당 2 계열의 PAFS로 설계되었다.

Table 1 Comparison of design features between 1,500MW reactor and reference plant

System	1,500MW reactor	Reference plant
Safety injection	4×(100% /train)	4×(100% /train) (2 Divisions)
Shutdown cooling / containment spray	4×(100%/train) Common use of SC & CS <sup>주)</sup>	SC : 2×(100%/train) CS : 2×(100%/train)
Auxiliary feedwater	Passive 4×(50%/train)	Active 4×(100%/train) (motor/turbine driven)
Number of EDG	4 EDGs <sup>주)</sup>	2 EDGs
Type of alternate alternating current	Gas turbine generator	Diesel generator

주) SC: shutdown cooling  
CS: containment spray  
EDG: emergency diesel generator



주) FW : feedwater  
 MS : main steam  
 LC : lock close

Fig. 2 2-Dimension diagram for PAFS

2.4 정지/저출력 운전특성

1,500MW 대형원전의 정지/저출력 운전은 Table 2 와 같이 발전소 운전상태(plant operational state; POS) 를 18구간으로 구분하였다. 부분충수 운전은 원자로 냉각재 수위를 고온관 상부보다 낮은 상태로 유지하면서 냉각을 수행하는 것이다. 계획예방정비 기간 중에 부분충수 운전을 하는 목적은 부분충수 운전 기간 중에 노즐담 설치, 핵연료 교체, 주기기 정비 및 증기 발생기 와전류검사(eddy current testing; ECT)를 동시

에 수행하기 위해서이다.

부분충수 운전 중 원자로냉각재 수위는 수동으로 조절되기 때문에 배수 밸브 열림이나 유량 조절 등의 오동작으로 원자로냉각재 수위가 낮아지고 냉각 기능이 상실 될 수 있다. 반대로 수위가 높아지면 냉각재가 증기발생기로 넘치게 되어 RCS 외부로 원자로 냉각재가 유출될 수 있다.

3. 정지/저출력 분석

3.1 노심손상빈도 평가 결과

1,500MW 대형원전의 정지/저출력 확률론적 안전성평가(probabilistic safety assessment; PSA)에서 기기 신뢰도의 일반 데이터는 EPRI URD<sup>(6)</sup> 를 기본적으로 적용하였고 부분적으로 최신 데이터<sup>(7,8)</sup>를 적용하여 분석하였다. 정지/저출력 PSA모델은 정지/저출력 운전 전반에 걸친 POS와 각 계통의 정비 및 시험 사항이 분석, 반영되어 작성된다. 정지/저출력 PSA모델 및 결과는 POS 변화에 따른 위험도 변화를 파악하고 발전소 정지운전을 최적화하는데 활용될 수 있다.

본 논문은 미국 원자력 규제위원회(NRC)에서 발간한 NUREG/CR-6144 보고서<sup>(9)</sup>와 참조원전의 정지/저출력 PSA<sup>(10,11)</sup> 방법론을 준용하였다. 정지/저출력

Table 2 Definition of POSs

POS No.	Description	Duration (hours)
1	Reactor trip and subcritical operation	2.2
2	Cooldown with steam generators	33.8
3A	Cooldown with shutdown cooling system to 100°C	2.3
3B	Cooldown with shutdown cooling system from 100°C to 60°C	36.0
4A	Reactor coolant system drain-down (pressurizer manway closed)	4.0
4B	Reactor coolant system drain-down (pressurizer manway open)	14.6
5	Reduced inventory operation and nozzle dam Installation	16.2
6	Fill for refueling	43.6
7, 8, 9	Offload / Defueled / Onload	295.6
10	Reactor coolant system drain-down after refueling	56.7
11	Reduced inventory operation	19.3
12A	Refill reactor coolant system (pressurizer manway open)	6.5
12B	Refill reactor coolant system (pressurizer manway closed)	37.7
13	Reactor coolant system heat-up with shutdown cooling system isolation	23.4
14	Reactor coolant system heat-up with steam Generators	45.1
15	Reactor startup	42.5
Sum	-	28.3 days

PSA에서 중요한 것은 실제 대상 발전소의 운영 현황을 PSA 모델에 명확히 반영하는 것이다. 그러나 1,500MW 대형원전은 운전경험이 없기 때문에 POS는 신고리1,2호기를 포함한 OPR1000 노형의 계획예방정비 이력 분석 결과와 1,500MW 대형원전의 고유 특성을 분석하여 선정하였다. Table 2에 정의된 POS 중에서 노심에 핵연료가 없거나 재장전 수조(refueling cavity)에 냉각재가 충분한 POS 7, POS 8, POS 9와 POS 12B를 제외하고 총14 구간의 POS에 대한 정량화를 수행하였다.

PSA 수행 결과, 정지/저출력 운전기간 동안의 CDF는 참조원전 대비 약 35% 낮게 분석되었다. 그러나, 전출력 내부사건 대비 정지/저출력 내부사건 CDF가 4.8배로, 정지/저출력의 위험도가 상대적으로 높은 것으로 분석되었다. 이 분석 값은 참조원전의 2.8배보다 높은 값<sup>(10,12)</sup>이다. 1,500MW 급 대형원전의 정지/저출력 CDF가 전출력 CDF보다 상대적으로 높은 주요 요인은 2.1절에 기술된 4-train등의 설계특성이 정지/저출력 운전 중의 위험도 저감보다 전출력 운전 중의 위험도 저감에 보다 밀접한 관계가 있기 때문이다.

1,500MW 급 대형원전의 정지/저출력 PSA 결과, POS별 CDF 기여도<sup>(12)</sup>를 Table 3에 제시하였다. POS별 CDF 분포를 살펴보면, POS 5 (1차 부분충수 운전)에서 CDF가 27.4%로 가장 높게 분석되었다. 다음으로 POS 4B (1차 부분충수 운전을 위한 배수운전)에서 25.1%, POS 11에서 17.1%, POS 12A에서 16.8% 순으로 분석되었다. 부분충수 운전과 관련된 POS의 CDF 기여도는 86.4%로 매우 지배적이며 그 이유는 다음과 같다.

**Table 3** LPSD CDF contribution by POSs

POS No.	CDF Contribution (%)
4B	25.1
5	27.4
11	17.1
12A	16.8
Others	13.6
Sum	100

- 1) RCS 수위가 낮고 냉각재의 재고량이 적어서 잔열 제거 기능 상실시 단시간 내에 냉각재 비등 가능
- 2) 노심손상이 발생하고 큰 배기 경로인 가압기 정

비용 출입구가 개방되어 있으면 2차측 증기발생기를 이용한 열제거 불가능

### 3.2 안전성 향상 방안 도출

1,500MW 급 대형원전의 정지/저출력 CDF에 영향을 주는 요인은 다음과 같이 분석되었다.

- 1) 부분충수 운전기간 동안 RCS에 가압기 정비용 출입구 등 큰 배기 경로가 있는 경우, 증기발생기에 의한 2차측 냉각기능을 사용할 수 없음
- 2) 정지/저출력 운전기간 동안 붕괴열은 작은 반면에 부분충수 운전기간 동안 전출력 대비 냉각재 재고량 감소로 운전원 조치 시간이 부족함

이러한 사고를 방지, 완화하기 위한 저감 방안의 주요 관점은 다음과 같다.

- 1) 2차측 냉각기능 상실 대비 충수
- 2) 운전원 조치시간 증대 또는 기기 작동의 자동화

따라서, 위험도가 높게 평가된 배/충수 운전과 저수위 운전 중 CDF를 저감하기 위한 다음과 같은 방안에 대하여 민감도를 분석하였다.

- 1) 화학 및 체적제어계통 자동격리 기능 추가
  - 부분충수 운전 시 정지냉각기능 상실을 방지하기 위한 과배수 차단 기능 추가
- 2) 안전주입 자동 충수 기능 추가
  - 부분충수 운전 시 정지냉각기능상실 방지를 위한 RCS 냉각재의 자동충수 기능 추가
- 3) 부분충수 운전 제외
  - 노즐댐 설치를 위한 부분충수 운전 미 수행
- 4) 외부 냉각재 주입 고려
  - 소방차 등 이동형 펌프차를 이용한 외부냉각재 주입 기능 추가

### 3.3 민감도 분석

#### 3.3.1 화학 및 체적제어계통 자동격리 기능 추가

부분충수 운전과 관련된 계통은 Fig. 3과 같다. 부분충수 운전 시 RCS 수위는 Fig. 3과 같이 정지냉각계통과 화학 및 체적제어계통(chemical and volume control system; CVCS)의 운전이 균형을 이루어 조절된다. 부분충수 운전 시 유출관(letdown line)은 차단되며 정지냉각 열교환기(shutdown cooling heat exchanger; SDCHX) 후단으로부터 정지 정화관을 통해 CVCS로 유로가 유지된다. SDCHX를 통과하는 유량은 노심의 잔열 제거에 적절한 유량으로 수동 조절되므로 RCS

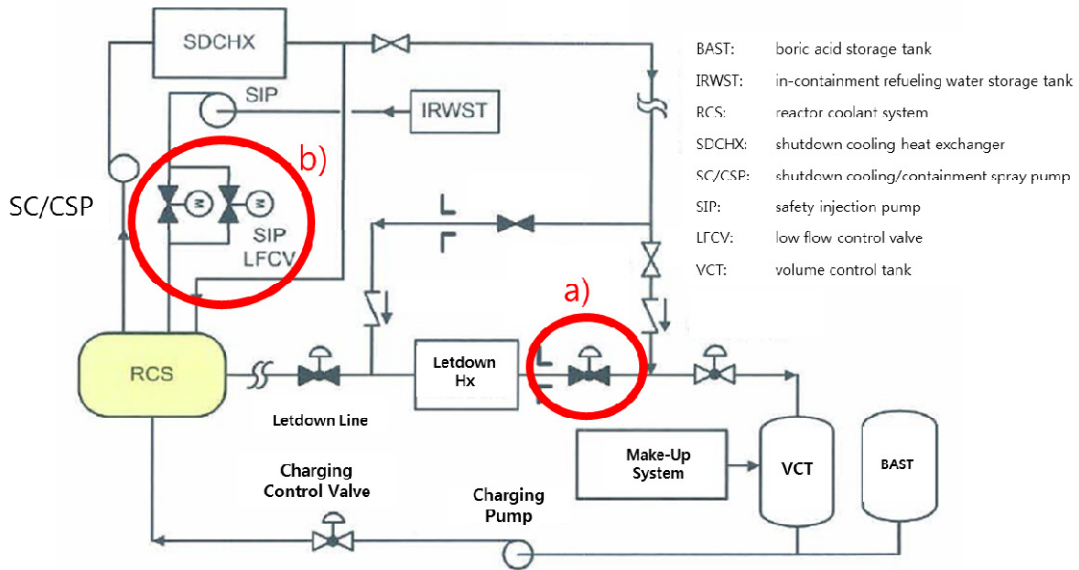


Fig. 3 Diagram for shutdown cooling system during mid-loop operation

수위는 정지정화유량과 충전유량을 조절하여 유지하게 된다.

1,500MW 대형원전의 정지/저출력 PSA기본모델은 RCS 수위를 운전원이 감시하고 수위 변동 시 필요한 조치를 수동으로 조치하는 것으로 작성되었다. 그러나 부분충수 운전 중 예상치 못한 운전원 오류 또는 과도상태가 발생하여 RCS 수위가 감소하면 정지냉각 펌프로 공기가 유입되어 펌프 기능이 상실되고 정지냉각기능이 상실될 수 있다. RCS 수위감소 시 정지냉각기능을 유지하기 위해 운전원은 정지냉각펌프 정지, 수위 복구, 유량 조절 등 필요한 후속 조치를 수동으로 수행하고 있다. 이러한 부분충수 운전 중 RCS의 수위조절을 위해 수행되는 운전원의 수동 조치는 CDF에 큰 영향을 준다. 따라서 부분충수 운전 시 최소 운전수위 이하에 도달하였을 때 CVCS 유출관의 격리/차단 밸브를 자동화하여 민감도 분석을 수행하였다. 자동 격리/차단 밸브 위치는 Fig.3의 a)에 도시하였다.

Table 4 Sensitivity analysis for automated isolation of CVCS

CDF effect \ POS	POS 5	POS 11
CDF	Base	
CDF effect(주) (%)	-88.4	-89.4

주) CDF effect: {(CDF for sensitivity analysis-base CDF) / base CDF}×100[%]

민감도 분석은 POS중 부분충수 운전에 해당하는 POS 5, 11에 적용하였으며 POS별 CDF 감소 효과는 Table 4에 정리하였다. 정지/저출력 내부사건 전체 CDF는 기본모델보다 39.4% 감소하였다.

### 3.3.2 안전주입 자동 충수 기능 추가

부분충수 운전 중 정지냉각계통의 회복에 실패하여 RCS 수위가 감소할 때 저수위에 따른 안전주입계통 기동신호를 자동으로 발생시켜 자동충수를 수행하는 기능을 고려하여 민감도를 분석하였다. 자동충수를 위한 밸브 위치는 Fig.3의 b)에 도시하였다. OL4 TR-NI 6장<sup>(13)</sup>에 부분충수 운전 동안 요구되는 다중성/다양성 사항이 기술되어 있다. 본 방안은 그 중 하나인 다음 항목과 일치한다.

- To automatically start borated water injection in case of low loop water (reactor coolant) level

발전소 정지 후 발전소가 기술지침서(Technical Specification) 운전모드 5에 도달하면 모든 공학적 안전설비(engineering safety feature; ESF) 신호(signal)는 우회(bypass) 되어 안전주입펌프를 포함한 ESF 기기는 계획예방정비 기간 동안 수동 운전만 가능하다. 민감도 분석을 위해서 부분충수 운전 중 저수위에 따른 RCS 저수위 신호가 발생되면 격리밸브가 자동 개방되고 안전주입펌프가 자동 기동되어 냉각제가 주입되는 것으로 가정하여 분석하였다. 분석을 위해 부분

충수 운전 시 발전소 정전사고와 기기냉각수 완전 상실사고를 제외한 모든 초기사건에 적용하여 영향 분석을 수행하였다. POS별 CDF 감소 효과는 Table 5에 정리하였다. 정지/저출력 내부사건 전체 CDF는 기본 모델대비 37.8% 감소하였다

**Table 5** Sensitivity analysis for automated safety injection

CDF effect \ POS	POS 5	POS 11
CDF	Base	
CDF effect (%)	-85.3	-84.5

**3.3.3 부분충수 운전 제외**

부분충수 운전은 저수위 운전을 수반하기 때문에 사고가 발생하면 노심손상으로 도달하는 시간이 짧다. 따라서 인간오류분석 결과에 악영향을 미치게 된다. 최신 유럽사업주요건 (EUR, Vol. 2, Chapter 8) 에서도 부분충수운전을 배제하도록 요구하고 있다<sup>(14)</sup>.

본 민감도 분석에서 부분충수 운전기간 중 수행되는 증기발생기 ECT 검사는 핵연료를 사용 후 핵연료 저장조로 이송한 상태인 POS 8(평가 제외구간)에서 수행하는 것으로 가정하였다. 부분충수 운전기간 (POS 5, POS 11)에 대한 모든 초기사건의 사건수목을 제거하여 민감도를 분석하였다. POS별 CDF 감소 효과는 Table 6에 정리하였다. 부분충수 운전의 제거로 인하여 계획예방정비 기간은 5~7일정도 증가할 가능성이 있으나 정지/저출력 운전기간 중의 전체 CDF는 기본모델대비 44.5% 감소하여 안전성이 향상되었다.

**Table 6** Sensitivity analysis for automated safety injection

CDF effect \ POS	POS 5	POS 11
CDF	Base	
CDF effect (%)	-99.9	-99.9

**3.3.4 냉각제의 외부 직접주입 사고완화 기능 추가**

후쿠시마 원전 사고 후 국내원전 안전점검결과 후속 조치 중 하나인 소방차/펌프의 이용에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 노심손상까지 도달 시간(이하, 여

유시간)에 대한 열수력분석 결과, 핵연료 재장전 이전(노심 잔열이 높은 상태) 구간에서 여유시간은 약 2~3시간으로 평가되었고, 핵연료 재장전 이후(노심 잔열이 낮은 상태) 구간에서 여유 시간은 약 4~8시간으로 평가<sup>(15)</sup>되었다. 따라서, 외부 소방차/펌프 등을 통한 냉각수의 직접 주입이 여유시간 이내에 가능하다고 가정하였다. 냉각수원은 PSA 모델에 반영하지 않았으나, 외부 주입(external injection) 실패 확률은 NUREG/CR-1278<sup>(16)</sup>를 참조하여 매우 보수적인 2.50E-01을 적용하였다

소방차/펌프를 활용한 냉각제의 외부 직접주입은 POS 4B~12B 의 모든 POS에 반영하였다. 민감도 분석결과, 모든 POS의 CDF가 감소한 것으로 평가되었다. 즉, 노심손상 이전에 소방차를 이용한 외부냉각제 주입이 노심손상 억제에 큰 영향을 미치는 것으로 분석되었다. 전체 CDF는 기본모델대비 66.8% 감소하였다. POS별 노심손상빈도는 Table 7과 같이 기본모델 대비 위험도가 저감되었다.

**4. 결 론**

1,500MW 대형원전의 정지/저출력 위험도 저감 방안을 분석하였다. 이를 위하여 정지/저출력 저감 방안을 도출하고 민감도 분석을 수행하였다. 위험도 저감 방안 도출시 초기사건별 및 POS별 노심손상빈도 및 해외 원전 적용사례 등을 활용하였다.

저감 방안에 대한 민감도 분석결과 각 항목별 40~67% 위험도 저감 효과가 있는 것으로 평가되었다. 도출된 저감 방안은 다음과 같다.

- 화학 및 체적제어계통 자동격리 기능 추가
- 안전주입 자동 충수 기능
- 부분충수 운전 제외
- 외부 냉각제 주입 추가

사고대응을 위한 구체적인 운전 절차가 없거나 개선안 항목별 상세 열수력 분석이 수행되지 않아 다소 보수적인 가정을 적용하였다. 따라서 향후 상세 평가에서 이러한 가정 사항이 보완되면 위험도 저감 효과는 보다 증가할 것으로 예상된다.

**Table 7** Sensitivity analysis for external injection of coolant

CDF effect \ POS	POS 4	POS 5	POS 6	POS 10	POS 11	POS 12A
CDF	Base					
CDF effect (%)	-75.0	-75.0	-76.5	-75.3	-75.0	-75.0

## 참고문헌

- (1) KAERI, 2005, "Development of Nuclear Risk Management Technology/Development of Risk Assessment Technology for Low Power, Shutdown and Digital I&C Systems," Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, *KAERI/RR-2537/2004*.
- (2) USNRC, 1987, "Loss of Residual Heat Removal System: Diablo Canyon, Unit 2," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *NUREG-1269*.
- (3) USNRC, 1988, "Loss of Residual Heat Removal (RHR) While the Reactor Coolant System (RCS) is Partially Fielded," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *GL88-17*.
- (4) USNRC, 1990, "Loss of Vital AC Power and the Residual Heat Removal System during Mid-Loop Operations at Vogtle Unit 1 on March 20," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *NUREG-1410*.
- (5) Moon, H. R. and Kim, H. G., 2016, "A Study on the Probabilistic Safety Assessment and Sensitivity Analysis of Success Criteria of Large LOCA for APR+," *Journal of the Korean Society of Safety*, Seoul, Vol. 29, No. 3, pp. 129-134.
- (6) EPRI, 1999, "Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document," Electric Power Research Institute, California, *TR-016780*.
- (7) USNRC, 2007, "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *NUREG/CR-6928*.
- (8) USNRC, 2012, "Component Reliability Data Sheets," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *2010 update to NUREG/CR-6928*.
- (9) USNRC, 1994, "Evaluation of Potential Severe Accidents during Low Power and Shutdown Operations at Surry Unit 1," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *NUREG/CR-6144*, Vol.2, Part 1A.
- (10) KHNP, 2015, "Probabilistic Safety Assessment for Shin-Kori unit 3 and 4," Korea Hydro and Nuclear Power Corporation LTD., Gyeongju.
- (11) KHNP, 2018, "APR1400, Design Control Document Tier2, Chapter 19," Korea Hydro and Nuclear Power Corporation LTD., Daejeon, *APR1400-K-FS-14002-NP*, Rev.2.
- (12) KHNP, 2018, "Safety Assessment for Low Power /Shutdown and Features for Design Improvements for Large Power Plants," Korea Hydro and Nuclear Power Corporation LTD., Daejeon, *2018-50003339-0558TR*.
- (13) TVO, 2012, "BID Inquiry Specification for Olkiluoto 4, Nuclear Island Technical Requirements," Teollisuuden Voima Oyi, Olkiluoto, *TR-NI*, (restricted).
- (14) EURO, 2012, "European Utility Requirement for LWR Nuclear Power Plants," European Utility Requirement Organisation, Vol.2.
- (15) KEPCO, 2018, "Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Low Power and Shutdown Internal Event for Large Power Plant," KEPCO Engineer & Construction Company, Gimchon, *9-035-N463-002*.
- (16) USNRC, 1983, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications," Sandia National Laboratories, US Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., *NUREG/CR-1278*.