

차세대원전 인간공학 설계지원을 위한 주요 운전원 오류 선정기준에 대한 연구  
The Study of the Selection Criteria for Critical Operator Actions to Support Human Factor Engineering Design  
in Korean Next Generation Reactor

김성현, 김명로

한국전력기술

경기도 용인시 구성면 마북리 360-9

요약

현재 원전 선진국들을 중심으로 적극적으로 개량형 원전 개발이 추진되고 있으며, 이러한 추세에 맞추어 미국원자력위원회는 NUREG-0711/ Human Factor Engineering Program Review Model 을 발표하여 확률론적 안전성평가의 한 요소로 개발되어온 인간신뢰도분석을 주제어실 설계에 적용하여 통합 분석할 것을 요구하고있다. 현재 진행중인 차세대원전의 주제어실 설계도 NUREG-0711 을 준수하고있다. 그러나 현재 이러한 규제기관의 검토기준에 의한 인간신뢰도분야의 구체적인 수행내용은 마련되어 있지 않다. 따라서 본 논문에서는 NUREG-0711 의 규제요건에 맞는 인간신뢰도분석 수행방법론을 제시하고 구체적인 수행 결과물을 도출하였다. 특히, 차세대 원전의 직무분석 업무 등의 인간공학 설계지원을 위해 인간신뢰도분석을 통해서 발전소의 안전과 신뢰도에 중대한 영향을 끼치는 주요 운전원 행위를 선정하기위한 기준을 제시하였다.

Abstract

NUREG-0711, Human Factor Engineering Program Review Model, was developed as a basis for performing design certification reviews that include design process evaluations as well as review of final design. Element 6 "Human Reliability Analysis " of NUREG-0711 requires of integrating Human Reliability Analysis in part of Probabilistic Safety Assessment into Advanced Control Room Design Activities. Korean Next Generation Reactor with Advanced Control Room is being developed in Korea. Korean Next Generation Reactor Control Room Design should observe NUREG-0711. So this study suggests the selection criteria for operator action to support Human Factor Engineering Design in Korean Next Generation Reactor.

I. 서론

1979 년에 발생한 미국 TMI-2 원자력발전소 사고 이후 이에 대한 원인 분석 및 전체 원전의 안전성에 대한 대대적인 설계 검토가 수행되었으며(Detailed Control Room Design Review : DCRDR), 이에대한 상세검토 결과가 표 I-1 에 있다. 이 결과 계통 설계의 문제점뿐 아니라 운전원의 오류행위 및 주제어실 설계의 부적절성이 발전소 위험도에 상당한 영향을 미쳤다는 것이 확인되었으며,

이에 따라 미국 원자력위원회 (Nuclear Regulatory Commission : NRC) 에서는 운전원 오류를 감소시키기 위한 노력의 일환으로 주 제어실 설계에 대한 지침 및 추가적인 설계 보완등에 대한 NUREG-0700[1], NUREG-0737[2], NUREG-0835[3], NUREG-0899[4] 등을 마련하였다. 그리고 미국, 일본, 프랑스등 원전산업의 선진국들을 중심으로 개량형 원전 설계가 추진되었다. 그러나 이들 개량형 원전 설계에 있어서 주 제어실의 설계는 기존 원전의 주 제어실과 상당한 차이점을 가지게 되어 기존의 설계 지침 및 검토 사항이 더 이상 맞지 않게 되었다. 따라서 1994 년 미국 NRC 는 개량형 주 제어실 설계에 적용될 설계 지침 NUREG-0711[5], NUREG/CR-5908[6]을 발표하였고, 이듬해인 1995 년 NUREG-0700, Rev.1[7] 을 발표하였다.

표 I-1 25 건의 상세 제어실 설계검토 (DCRDR)를 통해 발견된 운전원 오류 결함 요약[8]

NUREG-0700 항목	전체 운전원오류결함 건수	발전소별 평균 건수
6.1 Workspace	641	26
6.2 Communications	160	6
6.3 Annunciators	488	20
6.4 Controls	558	22
6.5 Displays	1085	43
6.6 Labels	638	26
6.7 Computer	335	13
6.8 Panel Layout	328	13
6.9 C/D Integration	112	4

NUREG-0711 에는 확률론적 안전성평가(Probabilistic Safety Assessment: PSA)의 한 부분으로 수행되어 온 인간신뢰도분석(Human Reliability Analysis: HRA)을 인간공학 설계의 한 요소로 설정하여 다른 인간공학(Human Factor Engineering :HFE) 설계 행위들에 대한 지원 (주요 운전원 행위 선정등) 과 그 수행 사항에 대한 문서화를 수행하도록 요구하고있다.

우리나라에서는 1992 년부터 개량형 원전을 차세대 원전으로 개발하기로 확정하고 연구 개발을 수행하였으며, 이러한 개량형 주 제어실의 설계는 인간공학 설계가 인간신뢰도분석과 유기적인 관계를 유지하며 수행되어야 한다고 규정하고 있는 미국 NRC 의 NUREG-0711 을 기본으로 수행하고 있다. 그러나 현재 이러한 규제기관의 검토기준에 의한 HRA 분야의 구체적인 수행내용은 마련되어있지 않다. 따라서 본 논문에서는 NUREG-0711 의 규제요건에 맞는 HRA 수행방법론을 제시하고 구체적인 수행 결과물을 도출하였다. 특히, 차세대 원전의 인간공학 설계 지원을 위해 인간신뢰도 분석을 통해서 발전소의 안전과 신뢰도에 중대한 영향을 끼치는 주요 운전원 행위를 도출하는 과정에서 주요 운전원 행위를 선정하기위한 기준을 제시하였다.

## II. NUREG-0711/HFEPRM

NUREG-0711/HFEPRM(Human Factor Engineering Program Review Model)은 개량된 인간공학 설계를 검토하기 위해 NRC 의 검토 지침서로 개발된 것이다. 이 지침은 미국 연방법 10CFR Part 52, Early Site Permits; Combined Operating Licence (COL; Construction Licence + Operation Licence)에 기초를 두고있다.

HFE PRM 의 주요 목적은 다음과 같다..

- 설계 공정을 검토하기 위한 기술 기준 개발
- 검토 기준의 상세화
- 검증된 심사/검토 공정 개발
- 개별 설계의 성공적 수행을 위한 구성 요소들의 필요 충분 조건 확인

HFE PRM 은 그림 II-1 과 같이 4 단계 (Planning, Analysis, Interface Design, V&V) 로 나뉘어진 10 개의 요소로 구성되어 있고, 각 요소는 배경, 목적, 신청자 제출 서류, 검토 기준의 4 개의 항목으 로 나누어져 있으며, 각 요소마다 수행 계획, 분석결과 보고서, 인간공학 설계팀 평가 보고서를 제 출하도록 요구하고 있다.

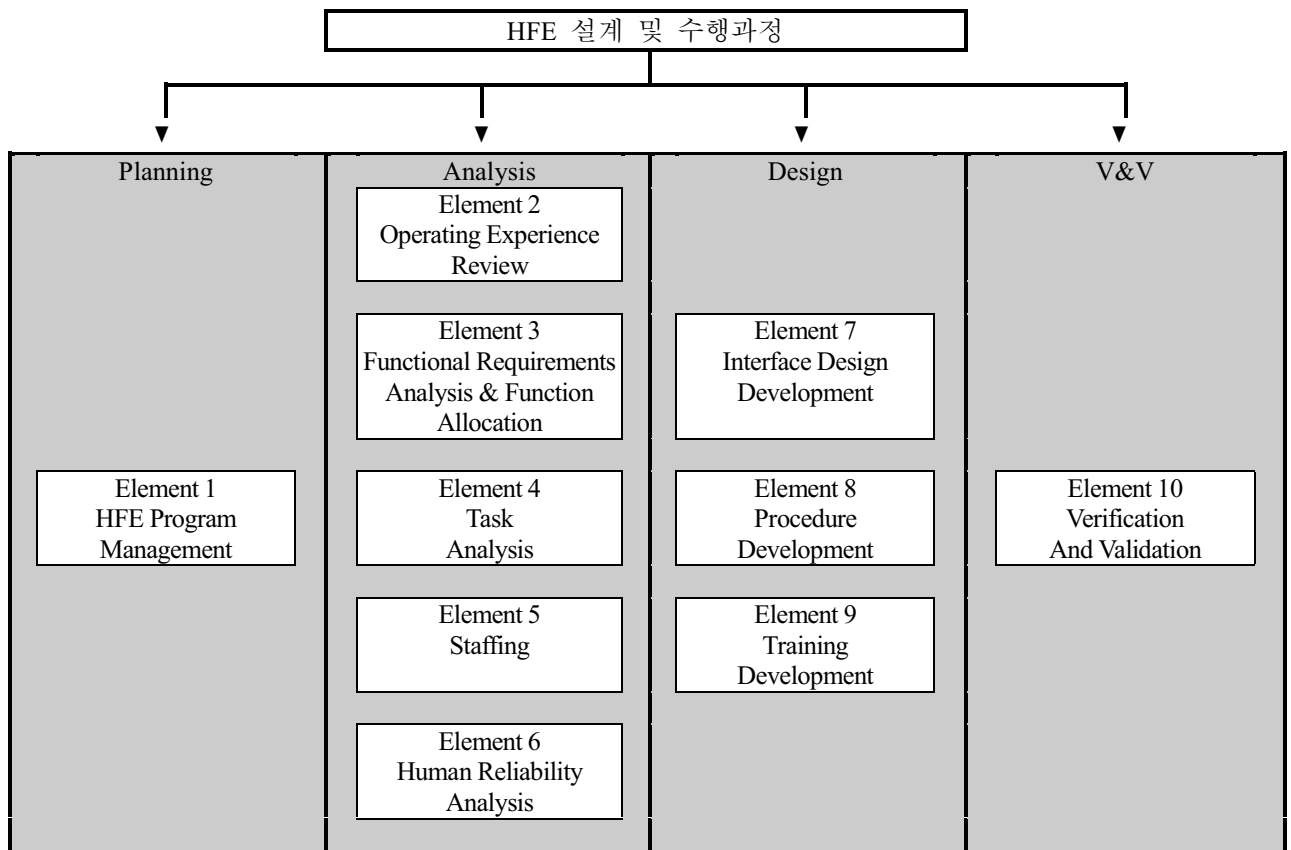


그림 II-1. 인간공학설계 프로그램 검토 모델

위의 요소중 Element 6 HRA 는 발전소 안전성에 영향을 미치는 운전원 오류의 내부 구조 및 그 잠재성을 평가하는 것으로서, 운전원 오류를 최소화하고 오류 감지 및 복구 능력을 갖춘 운전원 상호작용을 제공하고자 하는 HFE 설계 목표 달성을 위한 필수 요소이다. PSA/HRA 는 계통 설계 및 HFE 목적을 위한 설계 개관 및 지침을 제공하기 위하여 설계 초기 단계에서 수행되어야 하며, HRA 수준은 운전원 직무분석에 대한 정보, 직무 구조에 대한 이해 정도 및 직무에 대한 운전원

행동 양태등에 대한 분석가의 수준에 따라 좌우된다. HRA는 결국 설계 공정의 한 부분으로서 계속적으로 반복 수행되며, 발전소 설계 및 HFE 수행이 완료되는 시점에서 초기 PSA/HRA 또한 종료되어야 한다.

### III. 주요 운전원 오류 행위 선정 방법

차세대 원전에 대한 HRA는 NUREG-0711에 따라 인간공학적 주제어실 설계 업무와 연계를 가지고, HRA 결과로 도출된 주요 운전원 오류행위를 주제어실 설계 입력으로 사용하여 직무분석 등의 업무에 대해 재 평가가 이루어져야 하며, 반대로 HRA에서는 이들 설계 업무에서 재 평가되고 재 설계된 내용을 바탕으로 HRA를 재 수행하고 이를 PSA의 입력으로 사용할 것을 요구하고 있다. 이와같은 차세대 원전에 대한 인간공학과 HRA 업무의 연계를 고려한 주요 운전원 행위 선정은 전체적으로 그림 III-1과 같은 절차로 수행한다[9].

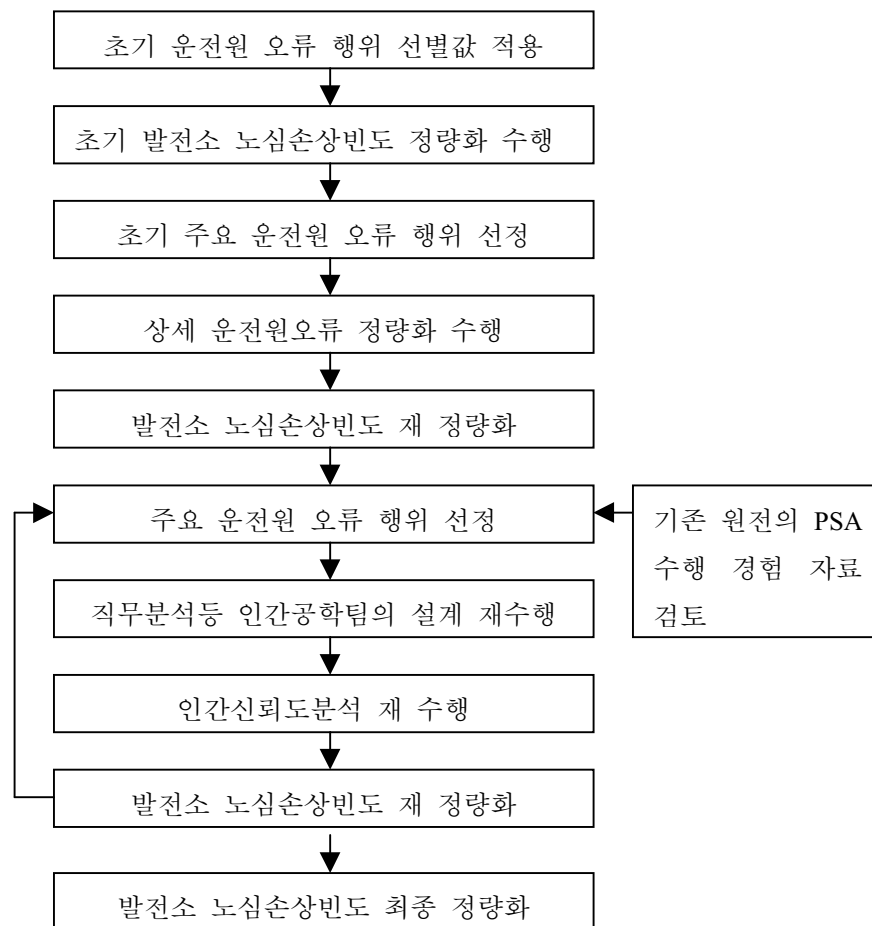


그림 III-1 주제어실 설계지원을 위한 주요 운전원오류행위 선정 절차

위와같은 단계를 통하여 최종적인 주요 운전원행위를 선정하게 되는데, 단계 6의 주요 운전원 행위 선정방법에 대하여 구체적으로 논의하면 다음과 같다.

## 1. 정량적 선별기준

주요 운전원 오류 행위를 선정하기 위한 정량적 선별 기준으로 위험도 달성가치 (Risk Achievement Worth : RAW) 와 위험도 감소가치 (Risk Reduction Worth : RRW)를 적용하여 도출 한다.

RAW는 중요도를 측정하고자 하는 사건이나 계통이 "이용불능" 이라 가정할 때의 위험도 증가 효과를 나타내는 중요도로서 현재의 위험도에 대한 증가된 위험도와의 비율 혹은 차이로서 다음과 같이 나타낸다.

$$RAW_i = F_{i+} / F_o \quad \text{또는}$$

$$RAW_i = F_{i+} - F_o$$

여기서

RAW<sub>i</sub> : i 사건 혹은 계통에 대한 위험도 달성가치

F<sub>i+</sub> : i 사건 혹은 계통이 이용불능시 증가된 위험도

F<sub>o</sub> : 현재의 위험도

어떤 사건이나 계통에 대하여 위험도 달성가치가 크게 나타나면 그 사건이나 계통이 이용불능시 발전소 위험도가 크게 증가하는 것을 뜻한다. 따라서 위험도 달성가치로 나타낸 중요도 순위는 신뢰도 보증프로그램, 시험 및 보수 등의 우선순위 결정에 사용된다.

RRW는 중요도를 측정하고자 하는 사건이나 계통이 완전히 "이용가능"이라 가정할 때의 위험도 감소효과를 나타내는 중요도로서 감소된 위험도에 대한 현재의 위험도와의 비율 혹은 차이로서 다음과 같이 나타낸다.

$$RRW_i = F_o / F_{i-}$$

$$RRW_i = F_o - F_{i-}$$

여기서

RRW<sub>i</sub> : i 사건 혹은 계통에 대한 위험도 감소가치

F<sub>i-</sub> : i 사건 혹은 계통이 이용불능시 감소된 위험도

F<sub>o</sub> : 현재의 위험도

어떤 사건이나 계통에 대하여 위험도 감소가치가 크게 나타나면 그 사건이나 계통이 완전히 이용가능시 발전소 위험도가 크게 감소하는 것을 뜻하고 있으므로 위험도 감소가치로 나타낸 중요도 순위는 설계개선 부분의 우선 순위 결정에 사용한다.

차세대원전의 MMI(Man-Machine Interface)설계입력 자료로 사용될 수 있는 주요 운전원 행위를 도출하기 위해 RAW 와 RRW 기준을 근거로 하여 주요 운전원 오류 행위를 도출하였으며 이에 대한 결과가 표 III- 1에 제시되었다.

표 III-1. 주요 운전원행위 도출 기준 선별

RRW	도출된 운전원 행위	RAW	도출된 운전원 행위
≥ 5.00	1개	≥1.200	1개
≥ 3.00	2개	≥1.100	2개
≥ 2.00	3개	≥1.050	2개
≥ 1.50	3개	≥1.010	3개
≥ 1.01	13개	≥1.001	8개

위의 표에 근거하여 차세대원전의 MMI 설계입력 자료로 사용될 주요 운전원 오류 행위를 도출하는 기준으로  $RAW \geq 1.01$  또는  $RRW \geq 1.001$ 을 사용한 결과 14개의 주요 운전원 오류 행위가 도출될 수 있었다. 이 이외의 값 들은 너무 적은 수의 운전원 오류 행위를 선정하게 되어 직무 분석등의 입력자료로 사용하기에는 그 한계가 있다. 그리고 RAW와 RRW가 1.00이 되면 모든 운전원 행위가 고려되어 주요 운전원 오류 행위 선별이 어렵게 된다. 그러므로 차세대원전의 주제어실 설계를 위한 MMI팀의 설계입력자료로 사용될 수 있는 주요 운전원 행위 선정기준으로는  $RAW \geq 1.01$  또는  $RRW \geq 1.001$ 이 현실적으로 타당하다고 본다. 이에 대한 구체적인 운전원 행위 오류는 부록 1에 표로 제시하였다.

## 2. 정성적 선별기준

HRA 업무에서 인간공학 설계에 주요한 운전원 행위를 입력으로 주기 위한 선정 과정에서 사용될 정성적 선별기준으로는 다음과 같은 것들이 있다.

- 운전원이 행위를 완전히 수행하기까지 걸리는 시간이 운전원에게 허용된 운전 이용가능시간과 유사한 경우의 운전원 행위
- 요구되는 운전원 행위가 복잡하거나, 독특하거나, 혹은 잠재적인 압박이 많은 경우의 운전원 행위
- 요구되는 운전원 행위가 궁극적인 안전 목표와 배치되는 경우의 운전원 행위
- 분석에 참여하는 전문가들의 운전 경험 및 분석 경험에 의해 발전소 위험도에 중요하게 작용할 것이라 판단되는 운전원 행위

이러한 정성적 선별기준은 정량적 선별기준에 의해 선별 제거되는 주요 운전원 행위를 보완 분석하기 위한 목적으로 활용된다.

## IV. 결론

본 연구를 통해 NUREG-0711의 규제요건에 맞는 HRA 수행방법론을 제시하고 구체적인 수행 결과물을 도출하였다. 특히, 차세대 원전의 인간공학 설계지원을 위해 발전소의 안전과 신뢰도에 중대한 영향을 끼치는 주요 운전원 오류 행위를 선정하기 위한 기준으로, 인간신뢰도 분석을 통해서 먼저 정량적인 선별기준인  $RAW \geq 1.01$  또는  $RRW \geq 1.001$ 를 사용하고, 정량적 선별기준에서 제거된 주요 운전원 오류 행위들을 보완 하기위해서 정성적인 선별기준을 사용하여 MMI 팀의 직무

분석 등의 입력 자료로 활용될 수 있는 인간 오류 행위 선정을 위한 기준 값을 설정했다. 이 설정 기준은 차세대원전 뿐만 아니라, 향후 건설될 국내 개량형 원전의 주제어실에 대한 인간공학 설계 지원을 위한 주요 운전원 오류 행위를 도출하는 과정에 적용할 수 있다.

## V. 참고문헌

- [1] USNRC, Guidelines for Control Room Design Review , NUREG-0700, Washington DC, US, NRC, 1981
- [2] USNRC, Requirements for Emergency Response Capability, Supp, NUREG-0737, Washington DC, US, NRC ,1982
- [3] USNRC, Human Factors Acceptance Criteria for the Safety Parameter Display System , NUREG-0835, Washington DC, US, NRC,1981
- [4] USNRC, Guideline for the Preparation of Emergency Operating Procedures Resolution of Comments on NUREG-0799 , NUREG-0899, Washington DC, US, NRC, 1982
- [5] USNRC, Human Factors Engineering Program Review Model, NUREG-0711, Washington DC, US, NRC, 1994
- [6] USNRC. Advanced Human-system Interface Design Review Guideline Vol. I,II, NUREG/CR-5908, Washington DC, US, NRC, 1993
- [7] USNRC. Human-System Interface Design Review Guideline, NUREG-0700 REV. 1, Washington DC, US, NRC, 1995
- [8] Seminara, J., Control Room Deficiencies, Remedial Options, and Human Factors Research Needs, EPRI-NP-5795, Palo Alto, CA, EPRI, 1988
- [9] 김명로 외, 차세대 MCR 설계 지원을 위한 인간신뢰도 분석기법개발, KOPEC/97-T-713, 한국, 용인, 한국전력기술주식회사, 1997

### 부록 1. 변경된 기준에 의해 선정된 차세대원전의 주요 운전원 행위

#### 1) 위험도 감소가치(Risk Reduction Worth $\geq$ 1.001)

Basic Event Name	Description	HEP	F-V Imp.	RRW
HR-ASC	Operator Fails to Perform Aggressive Secondary Cooldown	1.750E-1	4.189E-1	1.721
HR-HLI	Operator Fails to Initiate Hot Leg safety Injection	7.290E-4	1.362E-1	1.158
FSCCKHS-SIAS	Operator Fails to Generate SIAS	4.600E-3	1.937E-2	1.020
SCOPH-INJ	Operator Fails to Align SCS for Injection	2.340E-3	5.376E-3	1.005
HR-IRWST-CVCS	Operator Fails to Refill IRWST via CVCS System	4.840E-3	1.770E-3	1.002
HR-SDSE	Operator Fails to Perform SD Operation (Early Phase)	5.630E-3	1.321E-3	1.001
CVHRH-BORATION	Operator Fails to Initiate Emergency Boraion	3.790E-2	9.947E-4	1.001
HR-RSI	Operator Fails to Perform Restart SI and Makeup IRWST	3.120E-2	7.435E-4	1.001

2) 위험도 달성가치(Risk Achievement Worth≥ 1.01)

Basic Event Name	Description	HEP	F-V Imp.	RAW
HR-HLI	Operator Fails to Initiate Hot Leg safety Injection	7.290E-4	1.362E-1	187.73
SCOPH-INJ	Operator Fails to Align SCS for Injection	2.340E-3	5.376E-3	3.29
HR-ASC	Operator Fails to Perform Aggressive Secondary Cooldown	1.750E-1	4.189E-1	2.97
HR-ADV-LATE	Operator Fails to Isolate ADV Block Valves(Late)	3.100E-4	1.232E-4	1.40
HR-IRWST-CVCS	Operator Fails to Refill IRWST via CVCS System	4.840E-3	1.770E-3	1.36
HR-MSHR	Operator Fails to Perform MSHR	1.340E-3	4.850E-4	1.36
HR-SDSE	Operator Fails to Perform SD Operation (Early Phase)	5.630E-3	1.321E-3	1.23
HR-SDSL	Operator Fails to Perform SD Operation(Late phase)	3.230E-3	3.088E-4	1.10
SCOPH-LTC	Operator Fails to Align SCS for Long Term Cooling	4.480E-3	2.657E-4	1.06
CVHRH-BORATION	Operator Fails to Initiate Emergency Boraion	3.790E-2	9.947E-4	1.03
HR-RSI	Operator Fails to Perform Restart SI and Makeup IRWST	3.120E-2	7.435E-4	1.02
HR-ADV-EARLY	Operator Fails to Isolate ADV Block Valves(Early)	3.100E-4	3.061E-6	1.01
CSOPHB-MISPOSITI	MOV's in CSS/IRWST Return Line B Misposition After Test	1.870E-4	1.135E-6	1.01

3) 선정된 주요운전원오류행위

Basic Event Name	Description
HR-ASC	Operator Fails to Perform Aggressive Secondary Cooldown
HR-HLI	Operator Fails to Initiate Hot Leg safety Injection
FSCKHS-SIAS	Operator Fails to Generate SIAS
SCOPH-INJ	Operator Fails to Align SCS for Injection
HR-IRWST-CVCS	Operator Fails to Refill IRWST via CVCS System
HR-SDSE	Operator Fails to Perform SD Operation (Early Phase)
CVHRH-BORATION	Operator Fails to Initiate Emergency Boraion
HR-RSI	Operator Fails to Perform Restart SI and Makeup IRWST
HR-ADV-LATE	Operator Fails to Isolate ADV Block Valves(Late)
HR-MSHR	Operator Fails to Perform MSHR
HR-SDSL	Operator Fails to Perform SD Operation(Late phase)
SCOPH-LTC	Operator Fails to Align SCS for Long Term Cooling
HR-ADV-EARLY	Operator Fails to Isolate ADV Block Valves(Early)
CSOPHB-MISPOSITI	MOV's in CSS/IRWST Return Line B Misposition After Test