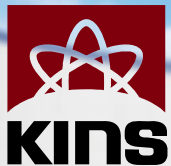


**Effect Assessment of Safety Culture-related
Contributors to the Events Occurred using
Social Network Analysis Method**

**Manwoong KIM, Byung Joo MIN , Wooseok JO
KINS, UNIST**



Outlines

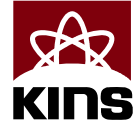


- 1. Introduction :** Current status and need to R&D
- 2. Data Analysis :**
 - Database
 - Identification of safety culture-related contributors (IAEA HSC model)
 - Data analysis
- 3. Social Network Analysis**
 - Method
 - Modelling
 - Analysis
 - Result and discussion
- 4. Conclusion**



Introduction :
Current status and need to R&D

Introduction : Current status (1)



후쿠시마 후 10년, 한국 원전 사고·고장 116차례

writes by 북중협 | 2021-03-10
2011년 3월 11일 후쿠시마 원전 폭발 후 10년 동안 한국 원전의 사고·고장이 116차례인 것으로 나타났다. 원전 안전에 대한 우려가 나오는 가운데, 후쿠시마 원전 폭발 10년을 맞아 국내에서도 발원 경각을 다시 추진하려는 요구가 나왔다.

한국원자력안전기술원 원전안전운영정보시스템에 따르면 후쿠시마 원전 폭발 후 10일 현재까지 국내 원전의 사고·고장은 116건이다. 116건 중에는 포항 지역 지진에 따른 경로도 포함됐지만, 신연로 취급 중 핵연료다발 낙하, 대동으로 인한 원자로 장치 등 인적 행태로 인한 사고도 있다.

원전 사고가 꾸준히 이어지는 데다, 2016년 경주 지진(규모 5.8), 2017년 포항 지진(규모 5.4), 2018년 포항 지진(규모 4.6) 등 원전이 밀집한 동해안에서 지진이 발생하면서 원전 안전에 대한 우려가 이어지고 있다. 최근에는 동해 원전에서 삼중수소 누출 논란도 제기되며 불안이 가중되는 상황이다.

10일 대구와 경북 경주에서 정부에 발원설 정적 추진을 요구하는 기자회견이 열렸다.



▲ 10일 오후 3시 11분, 대구학동 중앙광장에서 발원설 촉구하는 피켓행진이 열렸다

10일 오전 11시 경북경주시민운동장에서 경주시청 앞에서 기자회견을 열고 "현재인 정부의 노후발전소 폐쇄, 신규 발전소 중단 약속은 부진할 뿐이다"며 "사립 핵지위가 예견되면 신한울 3, 4호기도 공사 원가 기사가 연장돼 건설 재개가 가능한 상황"이라고 지적했다.

이어 "경주는 동성발전소 부지에서 방사능 오염수가 누출되고 있고 지난 2월 중수 93kg이 누출되는 사고도 있었다"며 "지진이 위험하고 방사능을 누출하는 동성발전소를 폐쇄해야 한다"고 주장했다.

같은 날 오후 3시 11분 백령도는세상을뛰어넘다구시민행동은 대구시 중구 대구학동 중앙광장에서 발원설 촉구하는 피켓행진을 벌였다.

이들은 "공력 지역 지진이 잇따르는데 그 위 위에 신고리 5, 6호기 건설 허가가 떨어졌다"며 "핵발전소 안전을 누구도 책임지지 못한다. 핵발전이 높은 누가 책임지나. 핵발전소의 공력한 최후를 보고도 여전히 변태로 댕이 우리는 3월 11일의 후쿠시마를 살아가고 있다"고 지적했다.

한편 한울원전, 신고리원전 측에 확인 결과 현재 신고리 5, 6호기가 건설 중이다. 신한울 1, 2호기는 건설 완료를 앞두고 있다. 신한울 3, 4호기는 현재 건설이 중단된 상황이다.

현재 한국에는 경주 경지원 고리 1호기, 동성 1호기를 제외한 원자로 24기가 운영 중이다.

42년간 원전 한달에 1번 '사고·고장'... 최다는 '계측결함'

기사 프리뷰 페이지

1978년부터 현재까지 총 760건 발생... 고리원전 313건으로 1위

20.09.11 19:02 | 최종 업데이트 20.09.11 20:20 | 필리피(kaas00)



▲ 부산 기장군에 있는 고리원전 1호기(오른쪽)와 2호기.
© 영민규

우리나라의 원자력발전(원전)은 한 달에 1번 이상 '사고·고장'이 발생하여, 역대 가장 많은 '사고·고장'을 일어난 원전은 부산 기장 고리원자력발전소인 것으로 조사됐다.

한국원자력안전기술원(KINS)의 원전안전운영정보시스템(OPIS)에 기록된 자료를 조사한 결과, 지난 1978년부터 2020년 9월 11일까지 42년(약 504개월)간 발생한 '사고·고장'은 총 760건이며, '사고·고장'의 빈도수는 1개월에 1.5회 꼴로 나타났다.

760건 중 고리원전에서 313건 발생

우리나라에는 총 5곳에 원자력발전소가 있다. 부산 기장 고리원자력발전소(고리원전), 울산 울주 새울원자력발전소(새울원전), 경북 울진 한울원자력발전소(한울원전), 경주

경향신문 원전 사고, 매년 15.7회 발생했다

187호 | 2011.03.10 14:00 | 2011.03.10 14:00

지난 20년 동안 원전에서 발생한 사고는 3142건이다. 2011년 15.7회, 2012년 15.7회 이상 발생했다. 발전소가 가동되는 한 사고가 끊이지 않는다는 지적이 나온다. 문제는 이를 대응 처리하는 과정에서 사립기업이 주도하는 규제기관(원자력안전위원회)의 신뢰를 잃어간다는 점이다.

발사한 누출한 원자로 0호기

지난 2017년 10월 5일 경북 경주시 앞남면에 있는 동성발전 3호기에서 냉각수가 누출됐다. 원자로의 연결된 배관 고장이 원인이었다. 냉각수는 핵반응로 뜨거운 원자로를 식히는 데 쓰인다. 이후 한수원은 원전 수색을 중단하기 시작했다. 14일 후 원자로를 수습 중지했다. 14일 동안 누출된 냉각수는 500kg이다.

한수원은 '누출량이 적어 사고 위험을 확인하는 데 시간이 걸렸고, 보고기준에도 미치지 못하는 누출이었지만 불안위에 보고하는 등 안전조치를 충분히 취했다'며 해당 사고가 국제원자력기구(IAEA) 등급 평가에 영향을 가장 적었던 0등급이라고 밝혔다. IAEA는 등급 0~5로 0~1은 '사고'로 분류한다. 한국에서 발생한 사고가 0등급이다.



▲ 원자력안전위원회 앞에서 열린 '원전 안전' 집회 모습. 참가자들이 '중재적 부실시공 한빛 3,4호기 당장 폐쇄하라!!' 등의 구호를 외치고 있다.

원자력안전위원회는 2019년 8월 22일 서울 용복구 계동 현대건설 앞에서 원전 운영 현황에 대한 '핵발전소 20년'을 주제로 열린 137명 규모의 주민 등 현대건설에 부실시공 책임을 요구하는 기자회견을 하고 있다. /우정훈 선임 기자

Introduction : Current status (2)



Inte
IAE
International

Figure 1.1: Annual reporting rate since 1981

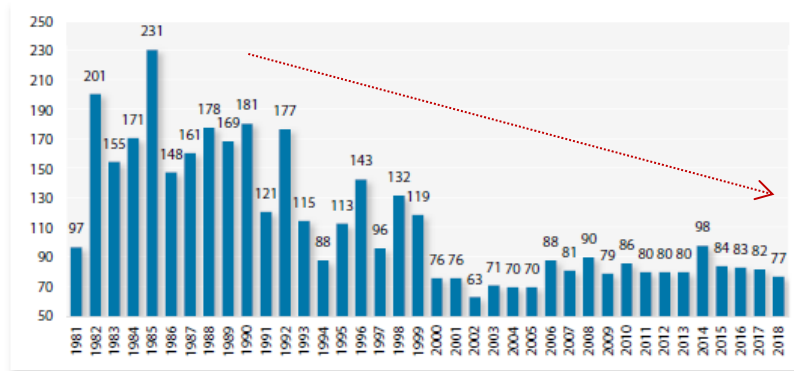
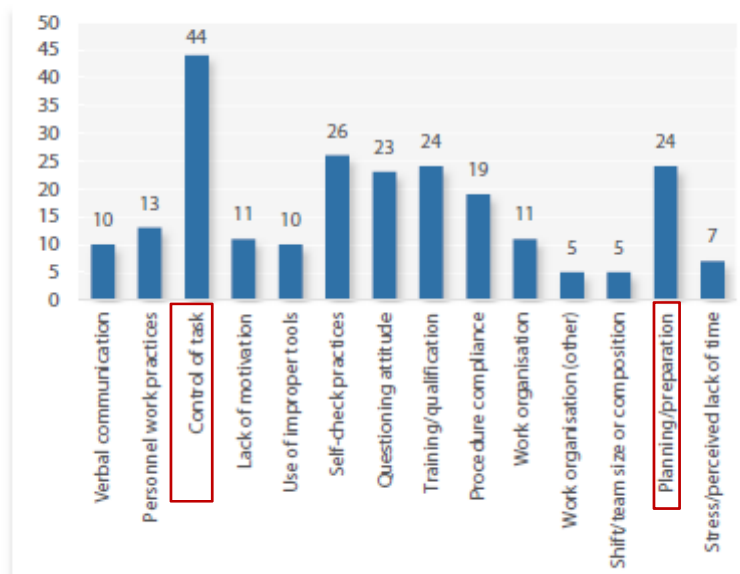


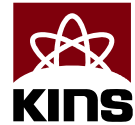
Figure 3.1: Number of IRS reports related to human performance issues (2008-2017)



Figure 3.2: Human performance guide words (IRS codes) (2015-2017)



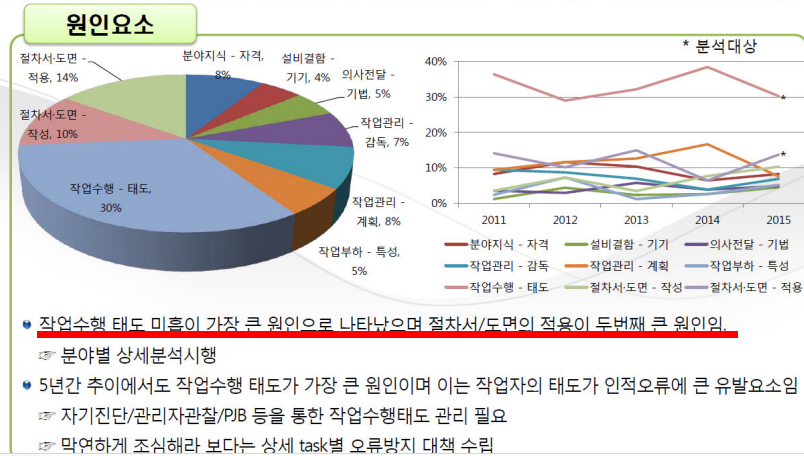
Introduction : Current status (3)



저자 (Authors) 박정진, 이상훈, 홍재광
출처 (Source) [대한인간공학회 학술대회논문집](#), 2016.06, 378-394(17 pages)



III. 인적오류 유발 원인별 분석



IV. 해외사례와의 비교

I. 개요

분석 근거

- 표준운영-2035B (원전인적행위 개선관리 (K-HPES)) - 7.8 종합보고 및 경향분석

대상 보고서

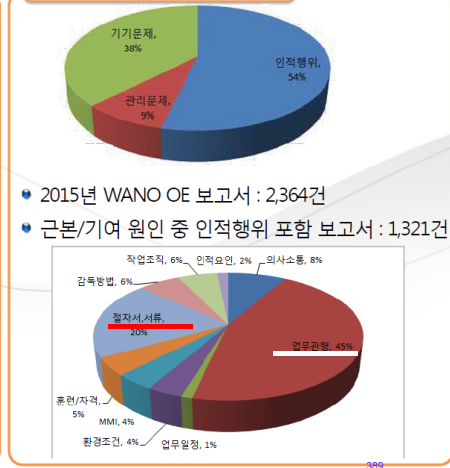
- 2015년 인적실수보고서 103건, 사고근접보고서 44건

연도	인적실수 보고서	사고근접 보고서	합계	비고
2011	28건	4건	32건	보고서 승인일 기준
2012	27건	2건	29건	
2013	37건	1건	38건	
2014	36건	2건	38건	
2015	103건	44건	147건	

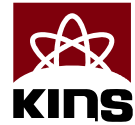
WANO 근본/기여 원인

대분류	중분류	대분류	중분류
인적행위	의사소통	관리문제	관리자감시, 평가
	업무관행		의사결정프로세스
	업무일정		자원배분
	환경조건	기기문제	변경관리
	인간/기계연계		조직/안전문화
	훈련, 자력		비상상황관리
	절차서, 서류		설계 및 분석
관리문제	감독방법	기기문제	설비스펙, 제작이송, 설치, 건설
	작업조직		정비, 시험, 성능시험
	인적요인		설비성능
	관리정책		
	조직간 의사소통		

2015년 보고서 현황



Introduction : Current status (4)



한국수력기공학회 논문집
제10권 제1호, 2014년 7월 pp. 25-30

한수원 안전문화 원칙 및 평가 유효성 검증
허남용*, 김영갑*, 송태영*

Effectiveness Verification of KHNP Safety Culture Principles and Assessment
Nam Young Hur*, Young Gab Kim* and Tae-Young Song*

(Received 5 May 2014, Revised 23 June 2014, Accepted 3 July 2014)

ABSTRACT
Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.(KHNP) was strongly interested in promotion of employee's Safety Culture because it is needed to change the recognition of Safety Culture after the Fukushima accident and Kori-1 blackout event. So, KHNP developed the KHNP Safety Culture Definition, Principles and Attributes and shared them with all employees. By using them, Safety Culture Assessment for a site plant employees was carried out. Through the pilot Safety Culture Assessment in 2012, In 2013, it was expanded to 6 plants and various improvements had been obtained from that. KHNP has been developing a variety of training materials, Safety Culture posters, videos which was designed to give lessons about safety culture with a variety of event cases. And keep trying to form Safety Culture Circumstances. In this study, statistic methods are used to verify the effectiveness of KHNP Safety Culture Principles and Safety Culture Assessment.

Key Word : Safety Culture Principles(안전문화 원칙), Safety Culture Assessment(안전문화 평가)

1. 서론
한수원은 2011년 후쿠시마 원전 사고 및 고리1호 기 정전사건 이후에 원전종사자들의 안전에 대한 인식 전환의 필요를 인지하여 직원들의 안전문화 향상 에 강한 관심을 갖게 되었다. 이에 따라 한수원은 안전 문화에 대한 정의, 원칙 및 실천지침을 개발하여 전 직원에게 공유하게 하였으며 또한 이를 바탕으로 안전문화를 평가하기에 이르렀다. 2012년도의 일부 발전소의 시범평가를 거쳐 2013년에는 6개 발전소 에 확대하여 평가를 수행하였고 다양한 개선사항 을 도출하여 활용하고 있다. 또한 안전문화를 증진 할 수 있는 다양한 교육교재 개발, 안전문화 포스터 개발, 다양한 사건을 통해 안전문화 관련 사항의 의

용 및 교육할 수 있는 안전문화 동영상 등을 개발하고 있으며, 반론자 세도를 도입하여 대부분이 생각 하는 반대의 주장을 할 수 있도록 하였고 종사자간의 제도(Employee Concerns Program)을 통해 익명으 로 안전관련 사항을 두려움 없이 제시할 수 있도록 하는 등 다양한 노력을 하고 있다.

본 논문에서는 개발된 안전문화 원칙 및 속성의 상호 연관성을 분석하고 안전문화 평가 체계의 독립 성 등을 평가하여 향후 평가시 반영하고자 한다.

2. 한수원 안전문화 원칙 및 평가
2.1 한수원 안전문화 정의, 원칙 및 실천지침
세르노빌 원전사고 이후 IAEA 등 각종 국제기구, 규제기관 및 원전사업자에 의해 원자력안전문화 중 건의 중요성이 알려지기 시작했고, 미국의 Davis Besse 원전 사고 이후 NRC에서 규제감사자 안전문 화를 포함하도록 하였다. INPO, IAEA, NRC에서 안

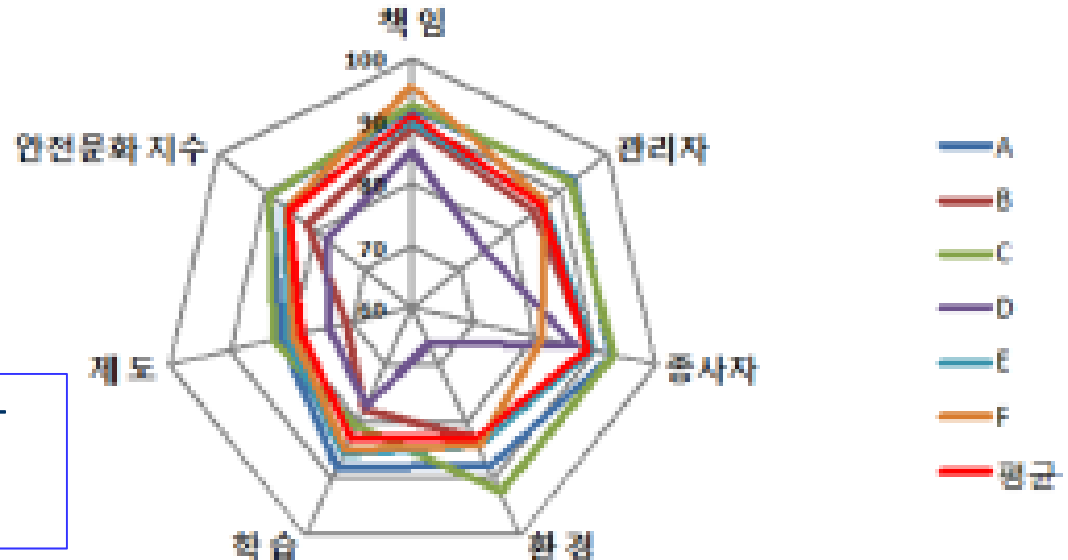
† 책임저자, 회원, 한국수력원자력(주)
E-mail: hurny@khnp.co.kr
TEL: (042)870-5989 FAX: (042)870-5688
* 한국수력원자력(주)

Table 4 Safety Culture Assessment Surveys and Interviewers

구분	설문	면담	총 인원	
A 발전소	한수원	135	127	319
	협력회사	119	21	251
B 발전소	한수원	183	119	329
	협력회사	179	32	321
C 발전소	한수원	139	132	312
	협력회사	118	21	303
D 발전소	한수원	182	131	374
	협력회사	159	20	357
E 발전소	한수원	177	128	351
	협력회사	197	22	243
F 발전소	한수원	152	100	324
	협력회사	203	21	345
합계	1,943	874	3,829	

Table 2 KHNP's Safety Culture Principles & Action Statements

K1 (책임)	원자력안전에 대한 책임은 모두에게 있다.
K1A	모든 업무 수행시 원자력안전을 최우선으로 고려해야 한다.
K1B	원자력안전을 위한 책임을 명확히 이해하고 있어야 한다.
K1C	원자력안전 관련 규정을 철저히 준수해야 한다.
K1D	항상 주인의식을 가지고 업무에 임해야 한다.
K2 (리더십)	관리자는 원자력안전 확보에 솔선수범 한다.
K2A	안전의식이 투철하고 리더십을 발휘해야 한다.
K2B	수직적·수평적 자유로운 의사소통을 장려해야 한다.
K2C	원자력안전 관련 활동에 적극적으로 참여해야 한다.
K2D	안전현안에 권리 및 중재 능력을 발휘해야 한다.
K3 (의문)	항상 의문을 갖는 태도로 업무에 임한다.
K3A	원자력기술의 특별함을 인식하고 신중히 업무를 수행해야 한다.
K3B	갈수와 최악의 가능성을 항상 대비해야 한다.
K3C	의사결정시 다양한 의견들을 충분히 검토해야 한다.
K3D	의문이 풀린 질문하고, 이상상태는 즉시 보고해야 한다.
K4 (충성)	원자력안전을 중시하는 업무태도를 조성한다.
K4A	조직내 높은 수준의 상호신뢰가 형성되어야 한다.
K4B	문제의 두려움 없이 질문을 보고할 수 있어야 한다.
K4C	안전문제를 자유롭게 제기할 수 있어야 한다.
K4D	안전관련 활동을 인정하고 보상해야 한다.
K5 (학습)	학습과 개선활동을 지속적으로 이행한다.
K5A	분야별 직무교육을 주기적으로 실시해야 한다.
K5B	종사자 수준에 맞는 인건교육을 수행해야 한다.
K5C	국내외 운전경험을 체계로 분석하고 활용해야 한다.
K5D	업무 개선활동을 지속적으로 전개해야 한다.
K6 (관리제도)	원자력안전을 위한 제도를 수립·이행한다.
K6A	원자력안전정책이 마련되고 그 가치가 공유되어야 한다.
K6B	사업계획 수립 및 인력 배분 시 안전에 우선 투자가야 한다.
K6C	안전문화 평가 및 자제진단을 주기적으로 시행해야 한다.
K6D	다양한 안전성평가 결과를 발전소 업무 프로세스에 반영해야 한다.



2013년도 6개의 발전소 안전문화 평가

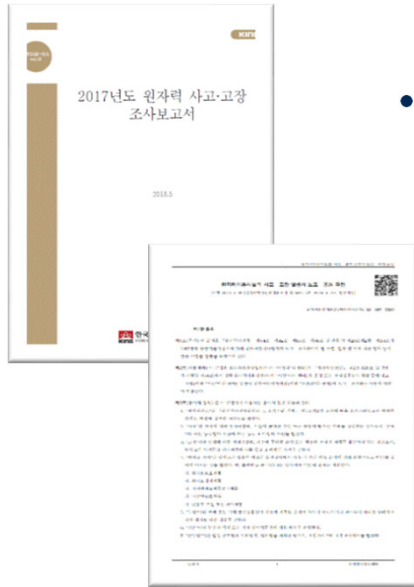
- 협력업체 직원 포함
- 직급별, 직무별 적정 배분

 *Need to an assessment of safety culture-related contributors as an error precursor to the incident/failure*

Data Analysis :

1. Database for safety culture related incidents
2. Identification of safety culture-related contributors (IAEA HSC model)
3. Data analysis

Database for safety culture related incidents



- **Using a grading evaluation results report in OPIS of KINS**
(OPIS – Operational Performance Information System for nuclear power plant)

- During 28 years from 1993 (INES system was firstly introduced in Korea) to 2020
- Among the events with INES grade ≥ 1

A total of 24 incidents are derived as safety culture events

원자력이용시설의 사고 고장 발생시 보고 공개 규정

2. 시설의 사건 등급 분류방법은 아래와 같다.

다. 등급의 조정

- 1) "2"의 "가" 및 "나"에 따라 등급을 분류한 후, 추가 조정요인이 있으면 1 등급 상향 또는 하향 조정할 수 있다.
- 2) 등급을 1 등급 상향 조정할 수 있는 추가 요인은 다음과 같다.
 - 가) 공통 원인에 의한 고장
 - 나) 부적절한 절차
 - 다) 안전 문화의 결여, 안전문화 결여의 예는 다음과 같다.
 - (1) 대안에 대한 평가 없이 운전제한조건의 조치사항이나 절차의 위반
 - (2) 품질보증 수행상의 부적합
 - (3) 공사자 실수의 누락
 - (4) 방사성물질 외부 방출의 적정관리 실패 또는 피폭선량 관리체계의 부적합
 - (5) 고장을 경험한 주 시정조치를 취하지 아니함으로써 동일한 고장이 재발한 경우
- 3) "2" "가" "2)" "나)"의 "(2)"와 "(3)"에 따라 등급을 분류한 후, 다음의 어느 하나에 해당 하는 조정요인이 있으면 1등급 하향 조정할 수 있다.
 - 가) 신뢰성 있는 운전의 재개를 위한 요구시간과 비교하여 보다 짧은 시간에 시정조치가 취하여진 경우
 - 나) 안전 계통의 시험주기보다 그 계통의 운전 불가능의 지속시간이 짧은 경우

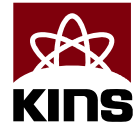
number	Unit	Date	Failure type	Reactor type	Site	INES grade
1	WS U-1	1994-10-20	HE	CA6	WS	2
2	HW U-2	1997-01-17	HE	FR9	HW	1
3	HB U-5	2003-12-22	ME	KS10	HB	1
4	WS U-1	2005-11-06	IC	CA6	WS	1
5	HW U-1	2006-05-7	HE	FR9	HW	1
6	WS U-2	2009-09-03	EL	CA6	WS	1
7	SKR U-1	2010-09-17	HE	OPR10	SKR	2
8	KR U-2	2011-06-21	EL	WH6	KR	1
9	KR U-1	2012-02-09	HE	WH6	KR	2
10	HW U-6	2012-11-26	HE	KS10	HW	1
11	KR U-4	2013-04-14	HE	WH9	KR	1
12	KR U-4	2013-04-14	ME	WH9	KR	1

IAEA Harmonized Safety Culture Model

- Developed with *IAEA, INPO, WANO, RBs*
 - 10 Traits & 43 attributes
- Currently being updated and expected to publish in the IAEA Safety Reports Series

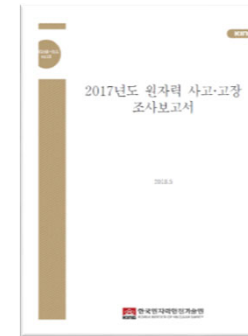
Traits	Attributes		Traits	Attributes	
IR Individual Responsibility	IR.1	Adherence	WE Work Environment	WE.1	Respect is evident
	IR.2	Ownership		WE.2	Opinions are valued
	IR.3	Collaboration		WE.3	Trust is cultivated
QA Questioning Attitude	QA.1	Recognize unique risks		WE.4	Conflicts are resolved
	QA.2	Avoid complacency		WE.5	Facilities reflect respect
	QA.3	Question uncertainty	CL Continuous Learning	CL.1	Constant examination
	QA.4	Recognize and question assumptions		CL.2	Learning from experience
CO Communication	CO.1	Free flow of information		CL.3	Training
	CO.2	Transparency		CL.4	Leadership development
	CO.3	Reasons for decisions		CL.5	Benchmarking
	CO.4	Expectations	PI Problem Identification and Resolution	PI.1	Identification
	CO.5	Workplace communication		PI.2	Evaluation
LR Leader Responsibility	LR.1	Strategic alignment		PI.3	Resolution
	LR.2	Leader behaviour		PI.4	Trending
	LR.3	Employee engagement	RC Raising Concerns	RC.1	Supportive policies are implemented
	LR.4	Resources		RC.2	Confidentiality is possible
	LR.5	Field presence	WP Work Planning	WP.1	Work management
	LR.6	Rewards and sanctions		WP.2	Safety margins
	LR.7	Change management		WP.3	Documentation and procedures
	LR.8	Authorities, roles, and responsibilities			
DM Decision-Making	DM.1	Systematic approach			
	DM.2	Conservative approach			
	DM.3	Clear responsibility			
	DM.4	Resilience			

Identification of safety culture-related contributors to events precursors



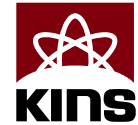
❖ Mapping using HSC model

- Identify the causes related to safety culture in each events
 - Using the accident/failure investigation reports in OPIS
- Compare HSC model with the causes derived

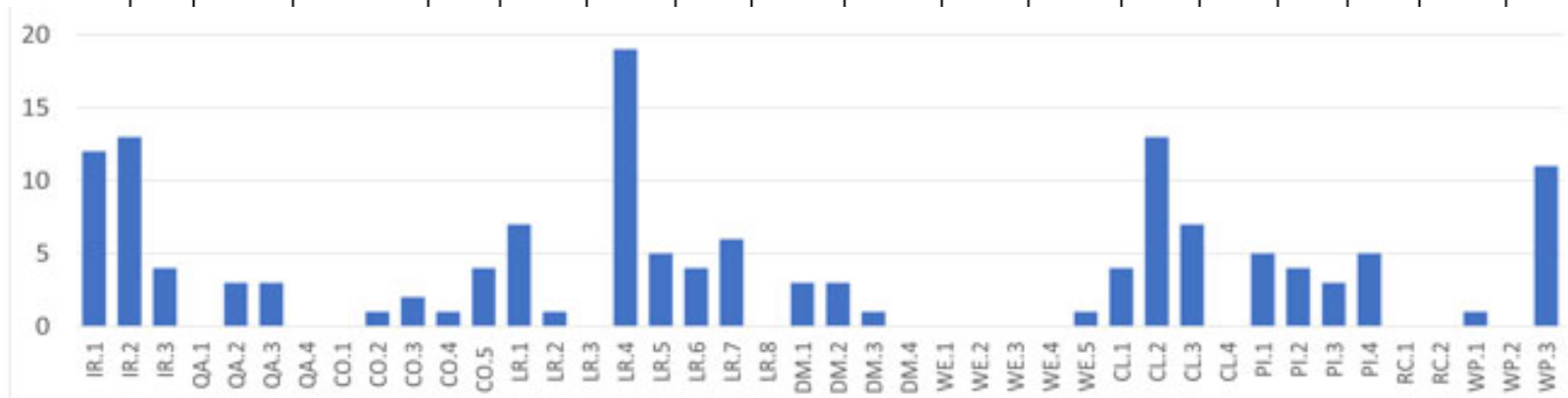


Date	Site	Type	Cause-related safety culture issues	Harmonized Safety Culture Model		
				Attributes	Examples	
2019-05-10	C HQ	D	No conservative decision-making is made during the test to respond to abnormal situations	IR1	Adherence	Individuals understand and accept the importance of standards, processes, procedures, expectations and work instructions
			Poor operation of meetings before critical operations	IR2	Ownership	Individuals demonstrate personal commitment to safety in their behaviours and work practices
			Control rod manipulation by non-licence holders	IR3	Collaboration	Individuals and work groups help each other achieve goals by communicating and coordinating their activities within and across organizational boundaries
			Insufficient activities to reflect experience in improvement requirements	QA1	Recognize unique risks	Individuals understand the unique risks associated with nuclear and radiation technology
			Insufficient follow-up activities for improvement requirements	QA2	Avoid complacency	Individuals recognize and plan for the possibility of mistakes, unforeseen problems and unlikely events, even when past outcomes
			Do not identify the cause of problems at the plant and reflect lessons learned	QA3	Question uncertainty	Individuals stop when uncertain and seek advice
			No measures are taken to prevent recurrence, such as not issuing notice of improvement in operation	QA4	Recognize and question assumptions	Individuals question assumptions and are prepared to offer different perspectives when they believe something is not correct.
			Unsecured shift supervisor among operators and training center faculty members	PI1	Identification	A method for collecting issues is implemented. The issues collected are not only major issues but also minor issues as they may become major issues.
			Poor operation of safety culture-related conference organizations	PI2	Evaluation	Issues are thoroughly evaluated to determine underlying causes and whether the issue exists in other areas.
			Plant evaluation indicators include loss of generations due to unplanned OH extension, which acts as a pressure to comply with OH processes	PI3	Resolution	Identified issues are corrected as appropriate. The effectiveness of the actions is assessed to ensure issues are adequately addressed.
			Insufficient preparation for workers' work management for changes in external factors, such as revision of the labor standards law	PI4	Trending	Issues are analysed to identify possible patterns and trends. A broad range of information is evaluated to obtain a holistic view of causes and results.
				RC1	Supportive policies are implemented	The organization clearly states and effectively implements a policy that supports an individual's rights and responsibilities to raise safety concerns.
				RC2	Confidentiality is possible	The organization implements at least one method for raising and resolving concerns that is confidential and independent of line management influence.
	WP1	Work management	There is a systematic approach of selecting, scheduling, coordinating, and completing work activities such that safety is emphasized.			
	WP2	Safety margins	Work is planned, conducted such that safety margins are preserved.			
	WP3	Documentation and procedures	Documentation, including procedures, is complete, accurate, accessible, user-friendly, understandable, and up-to-date.			

Classification of events with safety culture-related contributors (1)



Reactor	Date	Failure type	Safety culture attributes												
			Decision	Work management	Work management	Resources	Learning from experience	Problem identification	Constant examination	Employee engagement	Communication	Transparency	Leader behaviour	Resilience	Change Management
A	1994-10-20	Mechanical failure		1		1								1	
E	1997-01-17	Human error				1	1		1						
F	2003-12-22	Mechanical failure					1	1							
A	2005-11-06	I&C failure			1	1		1							
E	2006-05-07	Human error			1	1		1							
A	2009-09-03	Electrical failure		1	1	1	1		1					1	
G	2010-09-17	Human error				1	1					1		1	
C	2011-06-21	Electrical failure		1				1						1	
C	2012-02-09	Human error			1			1	1			1		1	
F	2012-11-26	Human error			1	1									
D	2013-04-14	Mechanical failure			1	1						1	1		
D	2013-04-14	Human error			1							1	1		
D	2014-02-28	I&C failure	1		1					1		1			
A	2014-06-17	Mechanical failure				1	1		1						
B	2014-10-01	Human error				1	1					1			
B	2014-10-17	Mechanical failure				1									
D	2015-09-03	Electrical failure			1	1						1			
D	2016-02-27	Mechanical failure	1		1	1	1	1	1						
F	2016-12-20	Mechanical failure				1						1			
D	2017-03-28	Mechanical failure					1	1							
A	2018-06-11	Human error	1	1	1	1	1	1				1			
A	2019-01-21	Electrical failure					1					1			
D	2019-05-10	Human error	1	1	1		1	1				1	1	1	
F	2020-07-19	Human error		1	1	1						1		1	



Classification of events with safety culture-related contributors (2)

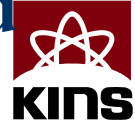


Table 5 Failure types and safety culture-related contributors for each reactor type

Reactor type	Failure Case		HSC-related factors and number										
	Type	Numbers	IR	QA	CO	LR	DM	WE	CL	PI	RC	WP	sum
A	ME	2		1		3			2	1		1	8
	EL	2	2			5			3	1		1	12
	IC	1	1			1				1		1	4
	HE	1	3	1	1	2	2		2	2			13
B	ME	1				1						1	2
	EL												0
	IC												0
	HE												0
C	ME												0
	EL	1	1		2	1			1				6
	IC												0
	HE	1	2			2		1	1				7
D	ME	3	2			4	2		4				13
	EL	1	2			2							5
	IC	1	2		1	1	1						6
	HE	3	6	1		8	2		3				23
E	ME												0
	EL												0
	IC												0
	HE	2	2	1		2			3				8
F	ME	1				3			1				5
	EL												0
	IC												0
	HE	2	5	2	4	4			2				20
G	ME												0
	EL												0
	IC												0
	HE	2	1			3			2				8
Sum		24	29	6	8	39	7	1	24	17	0	12	146

Reactor type-based

Table 6 Failure types and safety culture-related contributors for business site headquarters

HQ type	Failure Case		HSC-related factors and number										
	Type	Numbers	IR	QA	CO	LR	DM	WE	CL	PI	RC	WP	sum
A	ME	2				3			1	1			5
	EL	2	3		2	3			1				9
	IC												0
	HE	3	5	1		7		1	3	2		2	21
B	ME	2		1		3			2	1		1	8
	EL	2	2			5			3	1		1	12
	IC	1	1			1				1		1	4
	HE	1	3	1	1	2	2		2	2			13
C	ME	3	2			2	2		4	3		2	15
	EL												0
	IC	1	2		1	1	1			1			6
	HE	2	4		3	6	2		3	3		2	23
D	ME	1				3							3
	EL												0
	IC	1											0
	HE	3	7	3	1	6			5	2		4	28
E	ME												0
	EL												0
	IC												0
	HE												0
Sum		24	29	6	8	39	7	1	24	17	0	12	146

Site HQ-based

Frequency of occurrences for safety culture induced events per reactor type

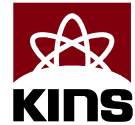


Table 4 Frequency of occurrences for safety culture induced events per reactor type

$$Frequency\ of\ occurrence_i = \sum_{i,j} \frac{Cf_i\ due\ to\ SC_j}{Reactor \cdot years}$$

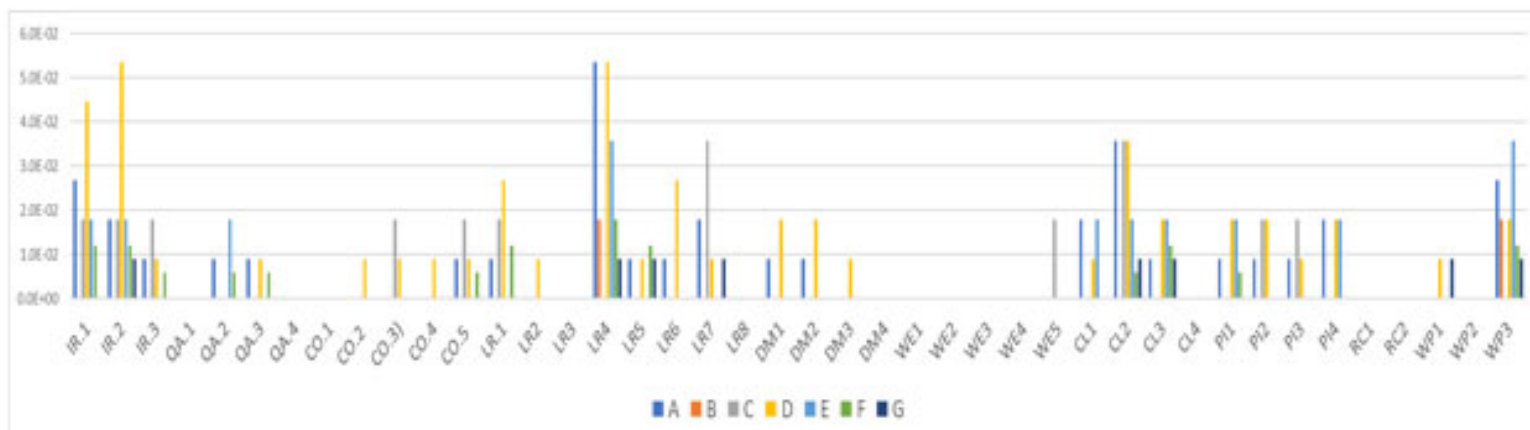
Cf_i : i component failure or human error

SC_j : safety culture-related contributor

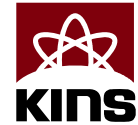
i : mechanical, electrical and instrumental components

j : safety culture-related contributors

Reactor Type	IR.1	IR.2	IR.3	QA.1	QA.2	QA.3	QA.4	CO.1	CO.2	CO.3	CO.4	CO.5	LR.1	LR2
A	2.7E-02	1.8E-02	8.9E-03	0.0E+00	8.9E-03	8.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.9E-03	8.9E-03	0.0E+00
B	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
C	1.8E-02	1.8E-02	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	1.8E-02	1.8E-02	0.0E+00
D	4.5E-02	5.4E-02	8.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	8.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	8.9E-03	8.9E-03	8.9E-03	8.9E-03	2.7E-02	8.9E-03
E	1.8E-02	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
F	1.2E-02	1.2E-02	6.0E-03	0.0E+00	6.0E-03	6.0E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.0E-03	1.2E-02	0.0E+00
G	0.0E+00	8.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
Reactor Type	LR3	LR4	LR5	LR6	LR7	LR8	DM1	DM2	DM3	DM4	WE1	WE2	WE3	WE4
A	0.0E+00	5.4E-02	8.9E-03	8.9E-03	1.8E-02	0.0E+00	8.9E-03	8.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
B	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
C	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
D	0.0E+00	5.4E-02	8.9E-03	2.7E-02	8.9E-03	0.0E+00	1.8E-02	1.8E-02	8.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
E	0.0E+00	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
F	0.0E+00	1.8E-02	1.2E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
G	0.0E+00	8.9E-03	8.9E-03	0.0E+00	8.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
Reactor Type	WE5	CL1	CL2	CL3	CL4	PI1	PI2	PI3	PI4	RC1	RC2	WP1	WP2	WP3
A	0.0E+00	1.8E-02	3.6E-02	8.9E-03	0.0E+00	8.9E-03	8.9E-03	8.9E-03	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.7E-02
B	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02
C	1.8E-02	0.0E+00	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
D	0.0E+00	8.9E-03	3.6E-02	1.8E-02	0.0E+00	1.8E-02	1.8E-02	8.9E-03	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	8.9E-03	0.0E+00	1.8E-02
E	0.0E+00	1.8E-02	1.8E-02	1.8E-02	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-02
F	0.0E+00	0.0E+00	6.0E-03	1.2E-02	0.0E+00	6.0E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E-02



Frequency of occurrences for safety culture induced events per site HQ



$$\text{Frequency of occurrence}_i = \sum_{i,j} \frac{Cf_i \text{ due to } SC_j}{\text{Reactor} \cdot \text{years}}$$

Cf_i : i component failure or human error

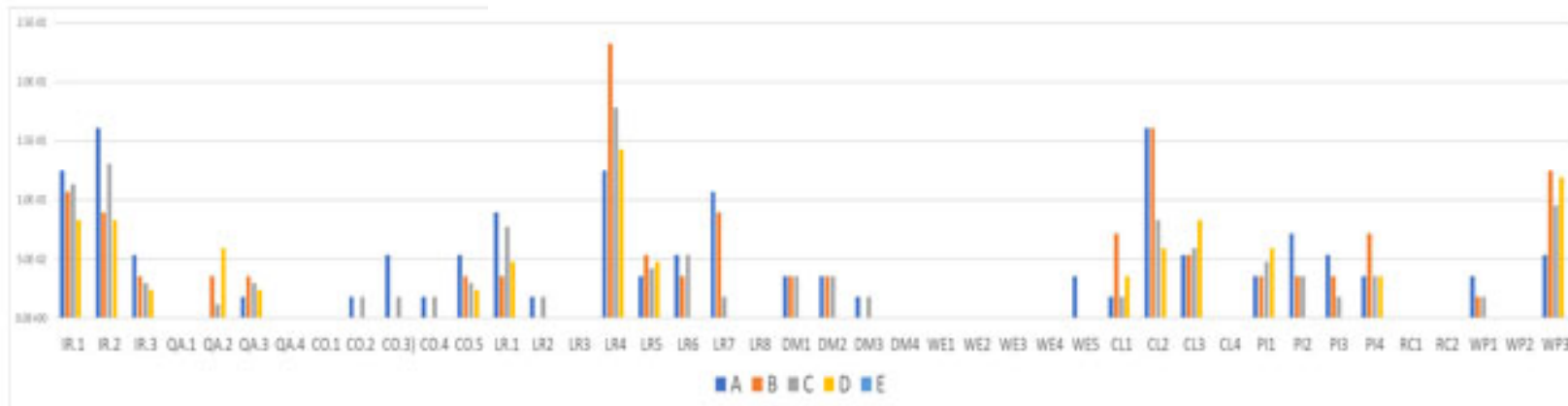
SC_j : safety culture-related contributor

i : mechanical, electrical and instrumental components

j : safety culture-related contributors

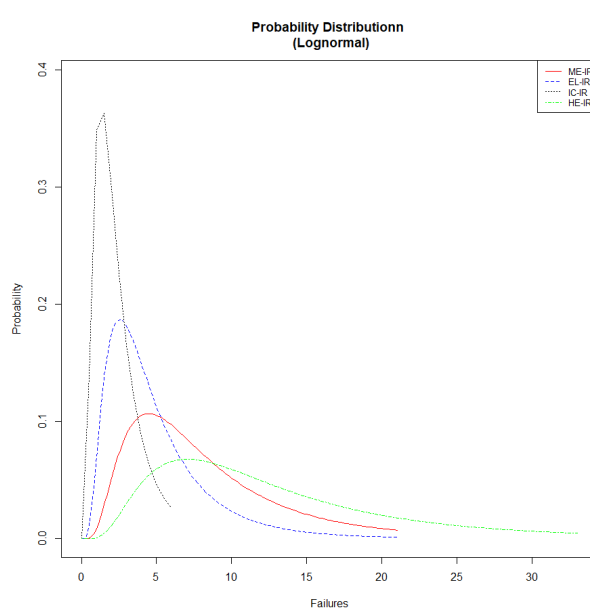
Table 5 Frequency of occurrences for safety culture induced events per site business-headquarter

Site HG	IR.1	IR.2	IR.3	QA.1	QA.2	QA.3	QA.4	CO.1	CO.2	CO.3)	CO.4	CO.5	LR.1	LR.2
A	1.3E-01	1.6E-01	5.4E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	5.4E-02	1.8E-02	5.4E-02	8.9E-02	1.8E-02
B	1.1E-01	8.9E-02	3.6E-02	0.0E+00	3.6E-02	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-02	3.6E-02	0.0E+00
C	1.1E-01	1.3E-01	3.0E-02	0.0E+00	1.2E-02	3.0E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	1.8E-02	1.8E-02	3.0E-02	7.7E-02	1.8E-02
D	8.3E-02	8.3E-02	2.4E-02	0.0E+00	6.0E-02	2.4E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.4E-02	4.8E-02	0.0E+00
E	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
Site HG	LR.3	LR.4	LR.5	LR.6	LR.7	LR.8	DM1	DM2	DM3	DM4	WE1	WE2	WE3	WE4
A	0.0E+00	1.3E-01	3.6E-02	5.4E-02	1.1E-01	0.0E+00	3.6E-02	3.6E-02	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
B	0.0E+00	2.3E-01	5.4E-02	3.6E-02	8.9E-02	0.0E+00	3.6E-02	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
C	0.0E+00	1.8E-01	4.2E-02	5.4E-02	1.8E-02	0.0E+00	3.6E-02	3.6E-02	1.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
D	0.0E+00	1.4E-01	4.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
E	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
Site HG	WE.5	CL.1	CL.2	CL.3	CL.4	PI1	PI2	PI3	PI4	RC1	RC2	WP1	WP2	WP3
A	3.6E-02	1.8E-02	1.6E-01	5.4E-02	0.0E+00	3.6E-02	7.1E-02	5.4E-02	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-02	0.0E+00	5.4E-02
B	0.0E+00	7.1E-02	1.6E-01	5.4E-02	0.0E+00	3.6E-02	3.6E-02	3.6E-02	7.1E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	1.3E-01
C	0.0E+00	1.8E-02	8.3E-02	6.0E-02	0.0E+00	4.8E-02	3.6E-02	1.8E-02	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-02	0.0E+00	9.5E-02
D	0.0E+00	3.6E-02	6.0E-02	8.3E-02	0.0E+00	6.0E-02	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E-01
E	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00



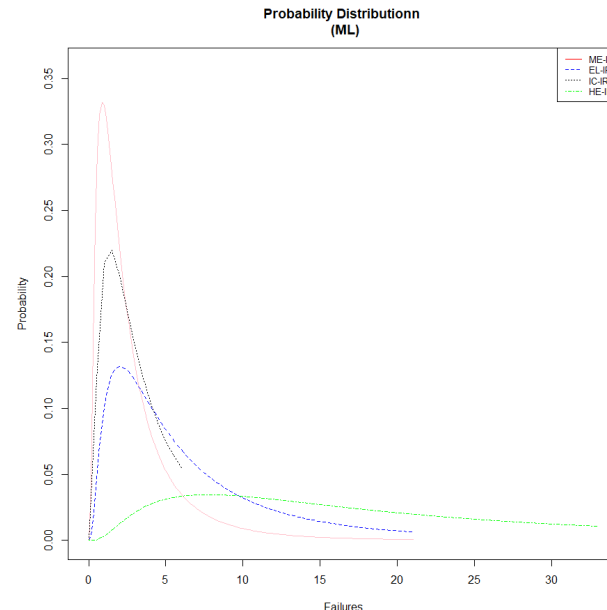
Example:

Bayesian Analysis for IR



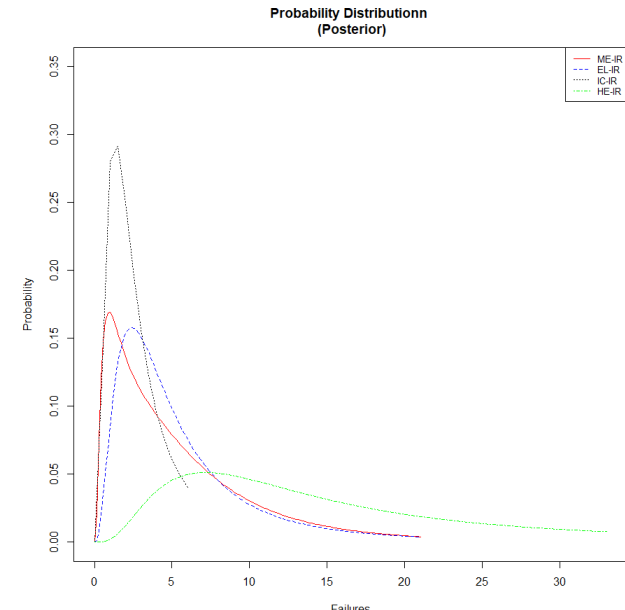
	sigma	mu
ME	0.66784942	1.9459101
EL	0.66784942	1.3862944
IC	0.66784942	0.6931472
HE	0.66784942	2.3978953

Prior distribution



	sigma	mu
ME	0.6678494	0.693147
EL	0.6678494	1.609438
IC	0.6678494	1.098612
HE	0.6678494	2.944439

Maximum likelihood distribution

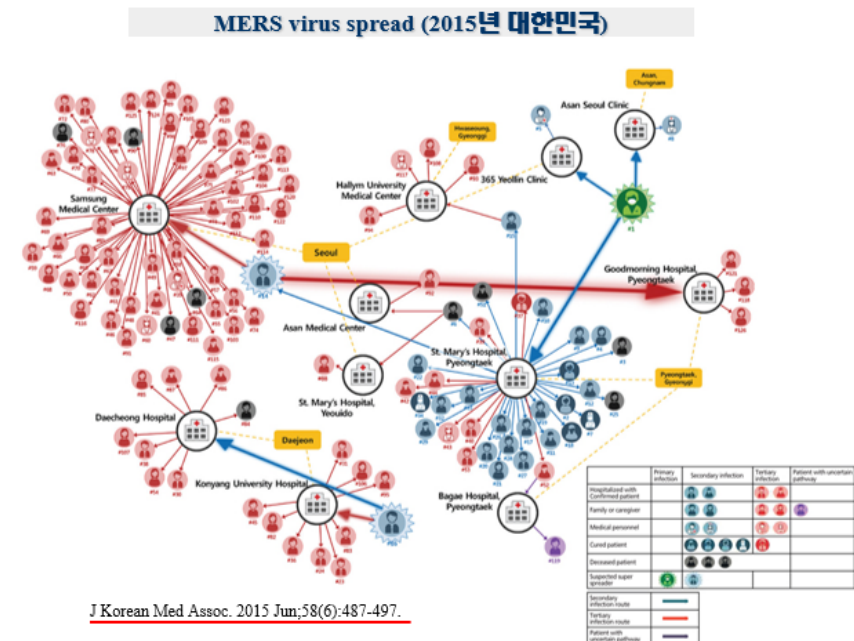


	median	sigma
ME	0.660520125	2.172849666
EL	1.781041034	1.272082008
IC	1.406307341	1.445909402
HE	3.592055452	0.463831377

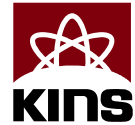
Posterior distribution

Social network analysis (SNA) :

1. Method
2. Modelling
3. Analysis
4. Result and discussion

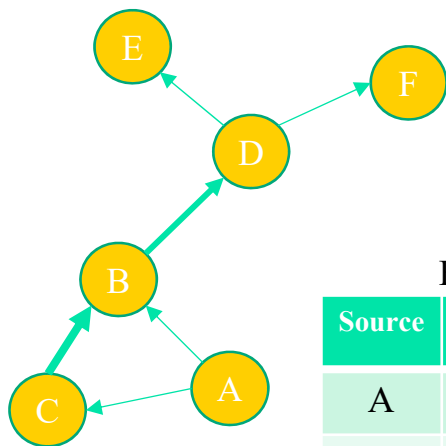


Social network analysis (SNA)



- A systematic framework to retrieve meaningful information from a given network, which consists of actors (cf., nodes or vertexes) and their relations (cf., links or edges).

- $G = (V, E)$
 - Max edges = $\binom{N}{2}$
 - All possible E edge graphs = $\left(\binom{N}{E}\right)$

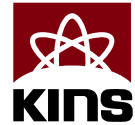


Edge List		
Source	Target	Weight
A	B	1
A	C	1
B	D	2
C	B	3
D	E	1
D	F	1

Linked List		
Source	Target 1	Target 2
A	B	C
B	D	
C	B	
D	E	F

Matrix						
	A	B	C	D	E	F
A	0	1	1	0	0	0
B	0	0	0	2	0	0
C	0	3	0	0	0	0
D	0	0	0	0	1	2
E	0	0	0	0	0	0
F	0	0	0	0	0	0

SNA Models



- the value of density

$$D = \frac{L}{C_{Dt}} = \frac{L}{\frac{\sum_{j=i}^g x_{ij}}{(g-1)x_{im}}}$$

Where,

D : network density/

L : number of lines

g : number of network

i_m : maximum number of observations in one vertices (node)

- degree centrality

$$C_{pi}(N) = \frac{\sum_{j=i}^g x_{ij}}{(g-1)x_{im}}$$

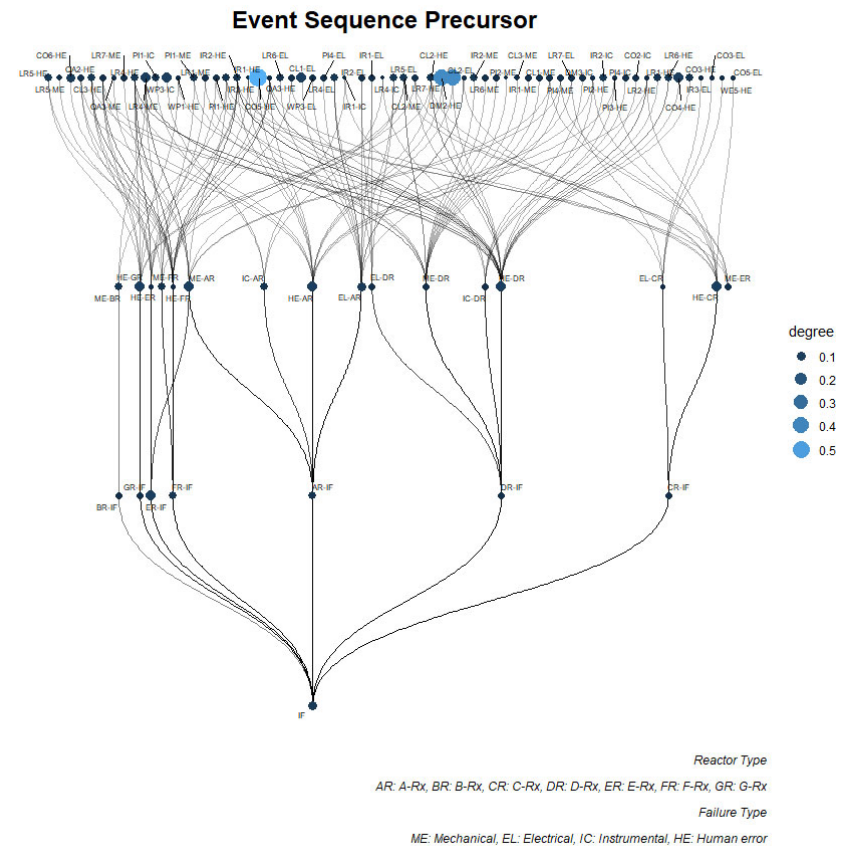
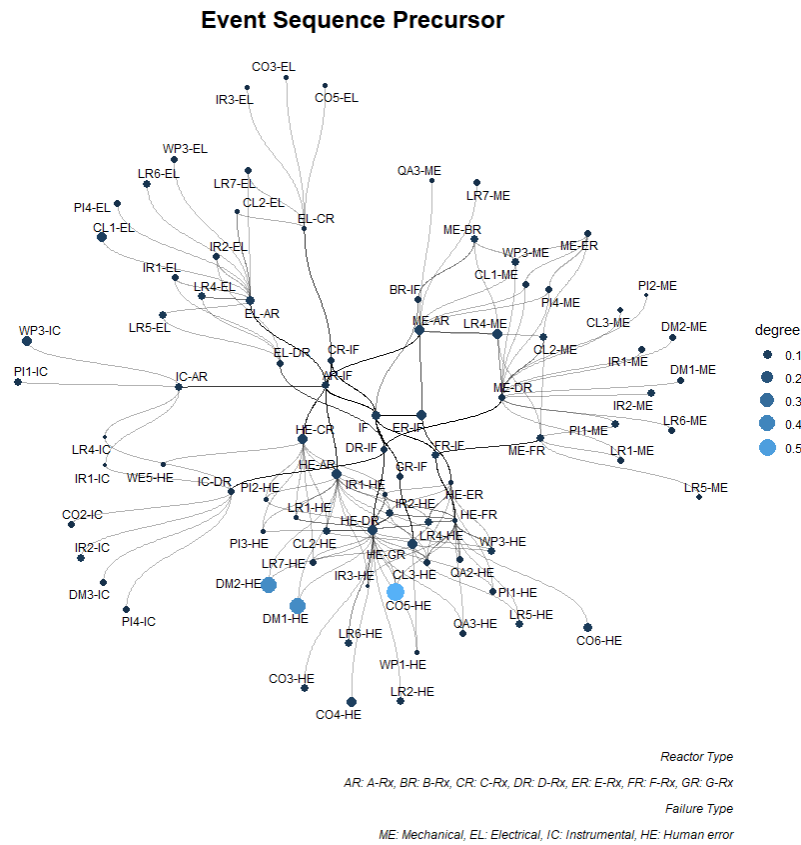
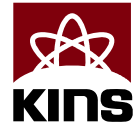
C_{pi} : degree centrality of each vertices (node)

g : number of competencies

$\sum_{j=i}^g x_{ij}$: number of lines with other vertices (nodes)

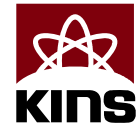
Centrality	Equation
Degree centrality	$C_D(N_i) = \sum_{i=1}^g x_{ii}, i = 1, 2, \dots, n, i \neq j$ $\sum x_{ij}$: sum of relationships that vertex (node) i has with other vertices (nodes) i g : number of vertices (nodes)
Closeness centrality	$C_c(N_i) = \frac{1}{\left[\sum_{i=1}^g d(N_i, N_j) \right]}, i = 1, 2, \dots, n, i \neq j$ $\sum d(N_i, N_j)$: sum of shortest path distances between vertex (node) i and j g : number of vertices (nodes)
Betweenness centrality	$C_B(N_i) = \sum_{i=1}^g \frac{g_{jk}(N_i)}{g_{jk}}$, $i = 1, 2, \dots, n, i \neq j$ g_{jk} : number of shortest paths between vertices (nodes) j and k $g_{jk}(N_i)$: number of paths including i among the shortest paths between vertex (node) j and k
Eigenvector centrality	$C_E(i) = \frac{1}{\lambda} \sum_{i \in M(i)} C_E(j), i = 1, 2, \dots, n$ $M(i)$: the set of all vertices (nodes) related to vertex (node) i $\sum C_E(j)$: sum of centrality of relation vertices (nodes) N : set of vertices (nodes)
Strength	$W = D^{-1}M, D = \text{diag} \left(\sum_i M_{1i}, \dots, \sum_i M_{ni} \right)$ M : n x n adjacency matrix
Page rank	$r_i = \sum_{j=1}^g \frac{r_j}{d_{ji}}, i = 1, 2, \dots, n$ d_{ji} : number of out-degrees of vertex (node) i

SNA Modelling (1)

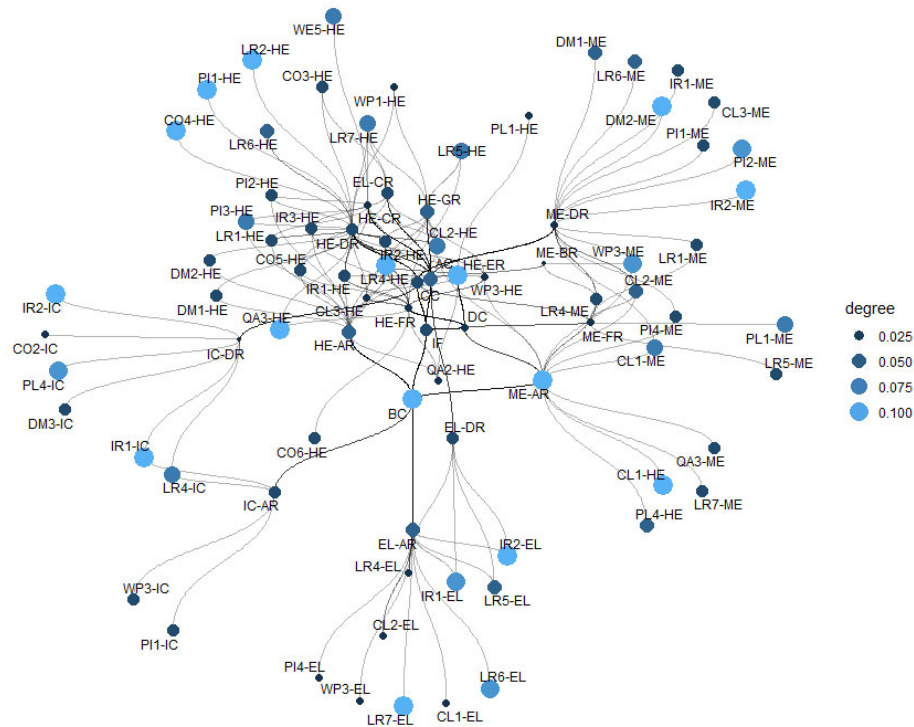


Safety culture induced event network for reactor-types

SNA Modelling (3)



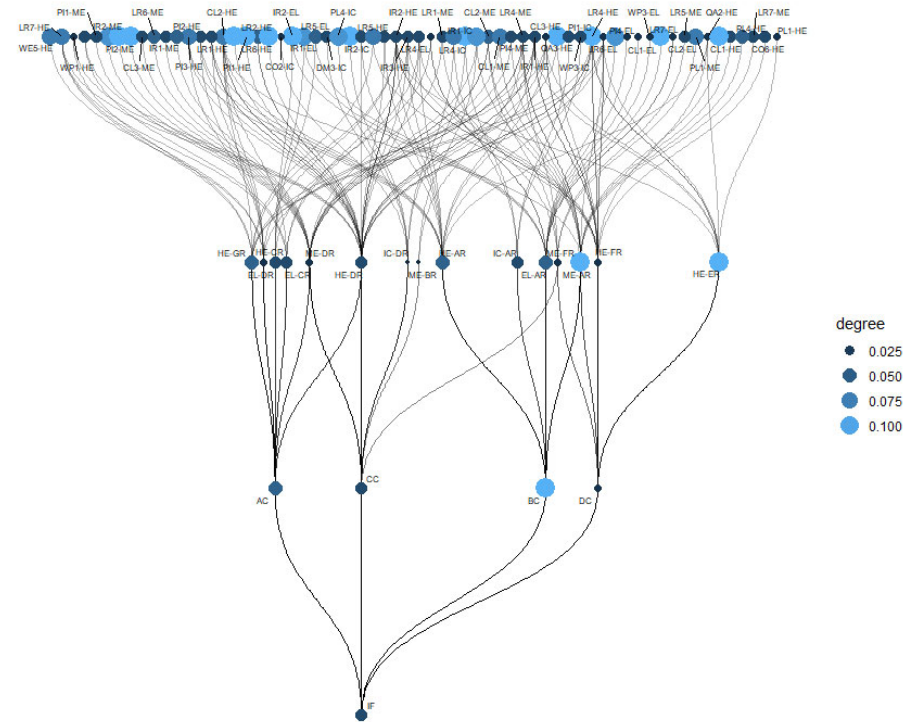
Event Sequence Precursor



degree
 ● 0.025
 ● 0.050
 ● 0.075
 ● 0.100

Reactor Type
 AR: A-Rx, BR: B-Rx, CR: C-Rx, DR: D-Rx, ER: E-Rx, FR: F-Rx, GR: G-Rx
 Failure Type
 ME: Mechanical, EL: Electrical, IC: Instrumental, HE: Human error

Event Sequence Precursor

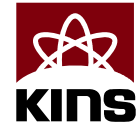


degree
 ● 0.025
 ● 0.050
 ● 0.075
 ● 0.100

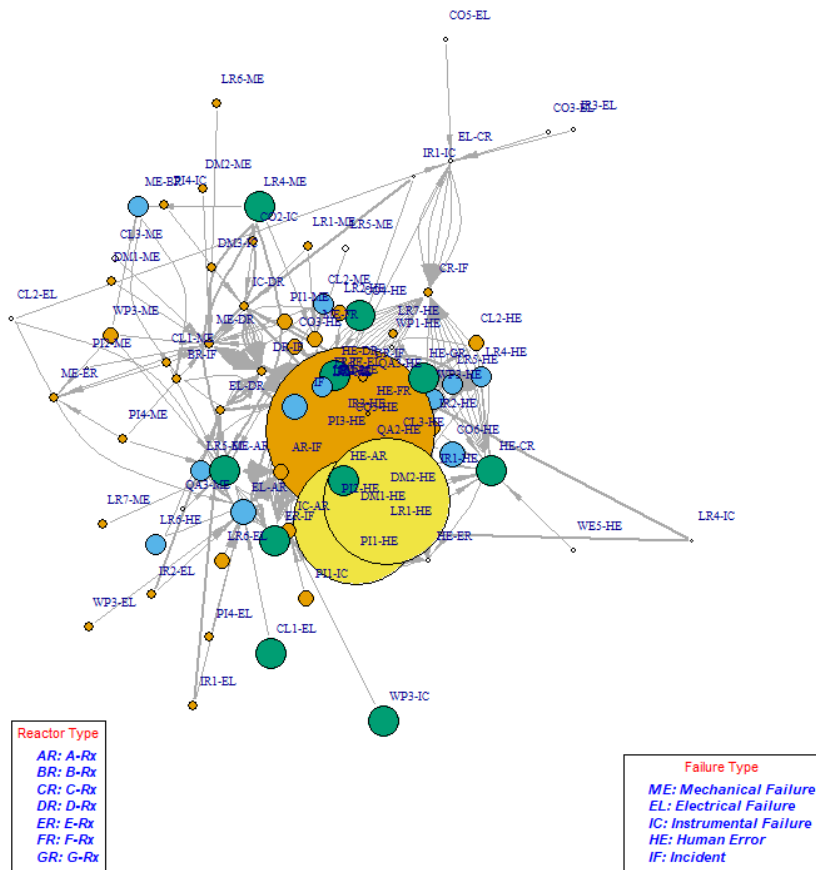
Reactor Type
 AR: A-Rx, BR: B-Rx, CR: C-Rx, DR: D-Rx, ER: E-Rx, FR: F-Rx, GR: G-Rx
 Failure Type
 ME: Mechanical, EL: Electrical, IC: Instrumental, HE: Human error

Safety culture induced event network for HQs

SNA Modelling (4)

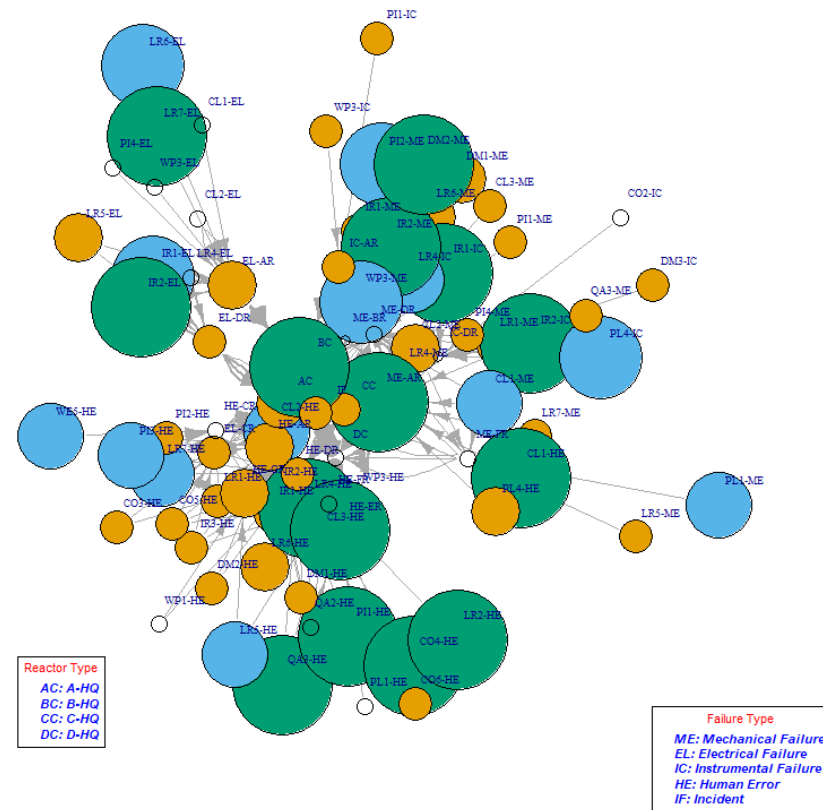


Incident/failure Network
(Directed and weighted)



Safety culture induced event network for reactor-types

Incident/Failure Network



Safety culture induced event network for HQs

SNA Analysis (1)



Table 10 Priority ranking for event sequence precursors of network analysis

Rank	Vertex name (precursor)	Sum of vertex Degrees	Eigenvector	Closeness	Betweenness	Relationship strength	Page rank
1	LR4-HE	8	0.04319	0.000160	0.0000	0.544619	0.0070
2	WP3-HE	6	0.02394	0.000160	0.0000	0.315489	0.0070
3	CL3-HE	6	0.02336	0.000160	0.0000	0.279778	0.0070
4	IR2-HE	9	0.02346	0.000165	0.0000	0.247019	0.0070
5	IR1-HE	67	0.01443	0.000160	0.0000	0.247019	0.0070
6	CL2-HE	67	0.01108	0.000162	0.0000	0.223189	0.0070
7	LR4-ME	66	0.01138	0.000158	0.0000	0.17559	0.0070
8	LR4-EL	3	0.00455	0.000148	0.0000	0.16071	0.0070
9	CL2-ME	4	0.00670	0.000154	0.0000	0.113082	0.0070
10	LR1-HE	4	0.00717	0.000152	0.0000	0.080369	0.0070
11	LR6-HE	2	0.00690	0.000145	0.0000	0.05358	0.0070
12	IR2-ME	1	0.00437	0.00014			
13	PI2-HE	3	0.00257	0.00014			
14	IR1-ME	1	0.00364	0.00014			

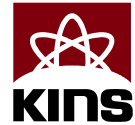
Centrality	Equation
Degree centrality	$C_d(N_i) = \sum_{j=1}^n x_{ij}, i = 1, 2, \dots, n, (i \neq j)$ $\sum x_{ij}$: sum of relationships that vertex (node) i has with other vertices (nodes) j g : number of vertices (nodes)
Closeness centrality	$C_c(N_i) = \frac{1}{\sum_{j=1}^n d_{ij}}, i = 1, 2, \dots, n, (i \neq j)$ $\sum d_{ij}$: sum of shortest path distances between vertex (node) i and j g : number of vertices (nodes)
Betweenness centrality	$C_b(N_i) = \sum_{j=1}^n \sum_{k=1}^n \frac{g_{jk}(N_i)}{g_{jk}}, i = 1, 2, \dots, n, (i \neq j)$ g_{jk} : number of shortest paths between vertices (nodes) j and k $g_{jk}(N_i)$: number of paths including i among the shortest paths between vertex (node) j and k
Eigenvector centrality	$C_e(i) = \frac{1}{\lambda} \sum_{j \in M(i)} C_e(j), i = 1, 2, \dots, n$ $M(i)$: the set of all vertices (nodes) related to vertex (node) i $\sum C_e(j)$: sum of centrality of relation vertices (nodes) λ : set of vertices (nodes)
Strength	$W = D^{-1}M, D = \text{diag}(\sum_{j=1}^n M_{1j}, \dots, \sum_{j=1}^n M_{nj})$ M : n x n adjacency matrix
Page rank	$r_i = \sum_{j=1}^n \frac{r_j}{d_{ji}}, i = 1, 2, \dots, n$ d_{ji} : number of out-degrees of vertex (node) i

Table 11 Priority ranking for failure types of network analysis

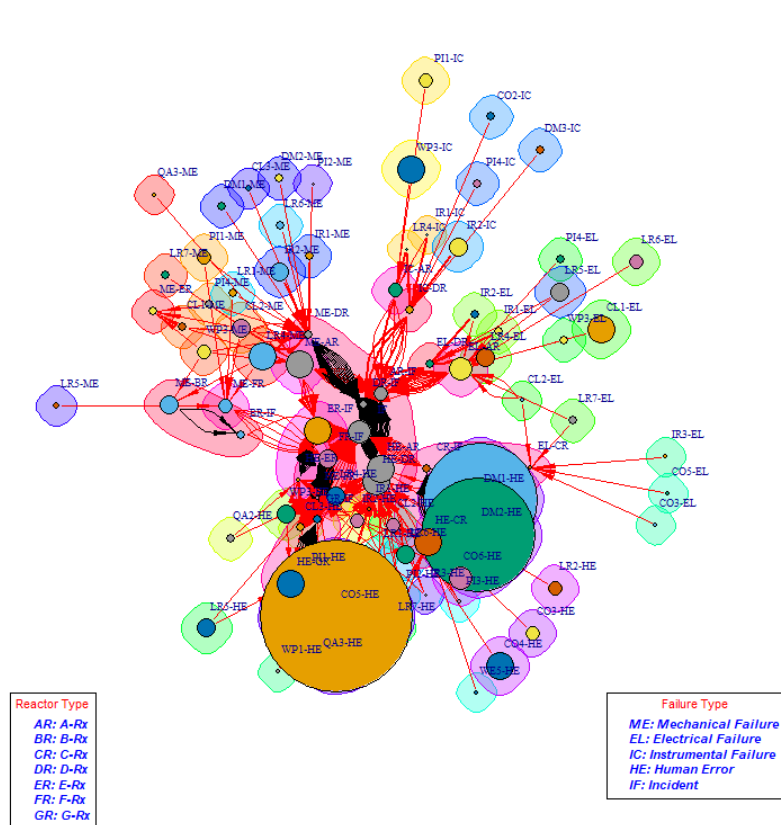
Rank	Vertex name (precursor)	Sum of vertex Degrees	Eigenvector	Closeness	Betweenness	Relationship strength	Page rank
1	HE-FR	32	0.20148	0.000143	32.2987	1.702336	0.0340
2	HE-DR	56	0.28278	0.000143	23.9412	1.446462	0.0555
3	ME-DR	32	0.17903	0.000143	13.7013	0.928598	0.0672
4	ME-AR	24	0.05206	0.000145	19.0000	0.660738	0.0450
5	EL-AR	24	0.06224	0.000143	11.0000	0.642876	0.0485
6	HE-AR	26	0.04304	0.000143	28.0000	0.428582	0.0216
7	HE-ER	16	0.01465	0.000143	18.3333	0.39286	0.0157
8	IC-DR	12	0.07199	0.000143	5.0000	0.374996	0.0376
9	HE-CR	16	0.01197	0.000143	7.0000	0.35716	0.0240
10	EL-DR	8	0.06179	0.000143	8.0000	0.321418	0.0202
11	EL-CR	10	0.00820	0.000143	8.6667	0.25	0.0194
12	IC-AR	8	0.02243	0.000143	7.0000	0.232158	0.0241

Traits	Attributes	Traits	Attributes	
IR Individual Responsibility	IR.1 Adherence	WE Work Environment	WE.1 Respect is evident	
	IR.2 Ownership		WE.2 Opinions are valued	
	IR.3 Collaboration		WE.3 Trust is cultivated	
QA Questioning Attitude	QA.1 Recognize unique risks		WE.4 Conflicts are resolved	
	QA.2 Avoid complacency		WE.5 Facilities reflect respect	
CO Communication	QA.3 Question uncertainty	CL Continuous Learning	CL.1 Constant examination	
	QA.4 Recognize and question assumptions		CL.2 Learning from experience	
	CO.1 Free flow of information		CL.3 Training	
	CO.2 Transparency		CL.4 Leadership development	
LR Leader Responsibility	CO.3 Reasons for decisions		CL.5 Benchmarking	
	CO.4 Expectations	PI Problem Identification and Resolution	PI.1 Identification	
	CO.5 Workplace communication		PI.2 Evaluation	
	LR.1 Strategic alignment		PI.3 Resolution	
			LR.2 Leader behaviour	PI.4 Trending
	DM Decision-Making	LR.3 Employee engagement	RC Raising Concerns	RC.1 Supportive policies are implemented
		LR.4 Resources		RC.2 Confidentiality is possible
		LR.5 Field presence		WP Work Planning
LR.6 Rewards and sanctions		WP.2 Safety margins		
DM.1 Systematic approach		WP.3 Documentation and procedures		
DM.2 Conservative approach				
DM.3 Clear responsibility				
DM.4 Resilience				

SNA Analysis (2)

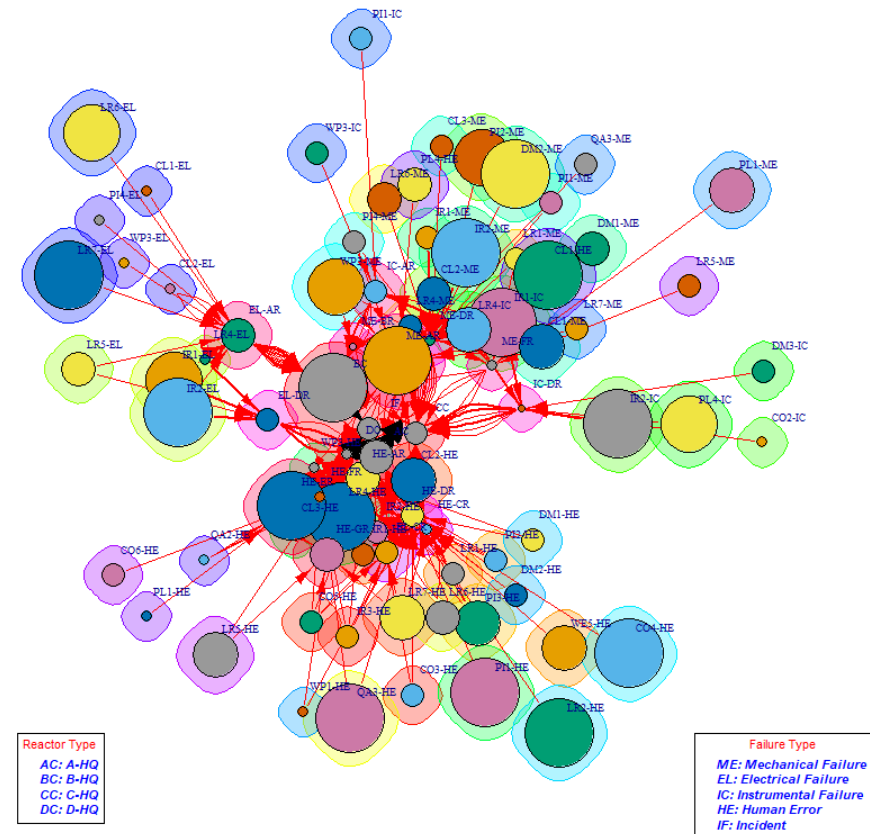


Incident/failure Network
(Clusted)



Safety culture induced event network for reactor-types

Incident/failure Network
(Clusted)



Safety culture induced event network for HQs

SNA Analysis (3)



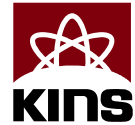
Table 7 Priority ranking of centrality by reactor-type bases

rank	Reactor Type	Total nodes	Eigenvector	Closeness	Betweenness	Relationship Strength	page rank
1	D	108	0.84125	0.00014172	31.2399	3.071474	0.0256298
2	F	42	0.49053	0.00014172	23.7013	1.809464	0.0090426
3	A	74	0.42266	0.00014172	12.3333	1.767914	0.0185471
4	C	26	0.13973	0.00014172	6.6667	0.60716	0.0114379
5	E	24	0.13786	0.00014172	2.0000	0.5893	0.0115318
6	G	16	0.03259	0.00014172	1.0000	0.142864	0.0085220
7	B	4	0.01628	0.00014172	2.0588	0.07144	0.0109183

Table 8 Priority ranking of centrality by site-headquarter bases

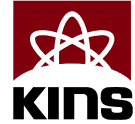
rank	Site HQ	Total nodes	Eigenvector	Closeness	Betweenness	Relationship Strength	page rank
1	D	62	0.6850	0.000145	22.9990	2.375	0.0162
2	C	88	0.5339	0.000145	23.6958	2.203	0.0294
3	B	74	0.4453	0.000145	10.1389	1.768	0.0182
4	A	60	0.3922	0.000145	21.1663	1.715	0.0238

Conclusion



- This study is aimed for analysis an effect of the safety culture-related contributors on the component failures and events of the NPPs.
 - To identify 24 event sequence precursors among the incidents/failures occurred during 28 years (1993-2020).
 - To classify safety culture-related contributors using the IAEA harmonized safety culture model (HSCM)
- The social network analysis (SNA) method was applied to analyze the effect of the safety culture-related contributors on the component failures and events for each reactor types and each site headquarter respectively.
 - IR.2, LR.4, IR.1, CL.2, LR.1, LR.6, CL3, WP3, IR3, CO5, PI2, PI3, LR4 and CL2 attributes were derived as major safety culture-related contributors event sequence precursors to component failures and events
 - The safety culture induced events were highly related with D type reactor, F type reactor, and A type reactor in the order.
- It is expected that the SNA method can be usefully used in deriving the safety culture-related contributors as the event sequence precursors to avoid recurrence of the event or to prevent a new event consequently.

REFERENCES



1. IAEA TECDOC-1417 Precursor analyses - The use of deterministic and PSA based methods in the event investigation process at nuclear power plants, International Atomic Energy Agency, 2004
2. IAEA Working Document, A Harmonized Safety Culture Model, International Atomic Energy Agency, 2020
3. KINS, Incident and Failure Investigation Report for Nuclear Power plant of Operational Performance Information System, <https://opis.kins.re.kr/opis>.
4. NSSC NSTR 2021-NG-0004-0047, Vulnerability evaluation of safety culture precursor elements to the events and failures using social network analysis method, Nuclear Safety and Security Commission, 2021
5. Wooseok JO, Jeeyea AHN, Seung Jun Lee, Manwoong KIM, and Byung Joo MIN, Development of Database for Events related to Safety Culture using Harmonized Safety Culture Model, Transactions of the Korean Nuclear Society Virtual Autumn Meeting October 21-22, 2021

감사합니다!

