



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA – PROCESOS Y USO EFICIENTE DE ENERGÍA

DESARROLLO DE UNA METODOLOGÍA ESTANDARIZADA DE ANÁLISIS
PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD PARA GENERACIÓN DE ENERGÍA NO
NUCLEAR.

TESIS QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:
DASMANI CREAGH QUINTANA

TUTOR (ES) PRINCIPAL(ES)
Dra. PAMELA FRAN NELSON EDELSTEIN, FACULTAD DE INGENIERÍA

CIUDAD UNIVERSITARIA, CD. MX. NOVIEMBRE 2017

JURADO ASIGNADO:

Presidente: DR. FRANCOIS LACOUTURE JUAN LUIS
Secretario: DR. LEÓN DE LOS SANTOS GABRIEL
Vocal: DRA. NELSON EDELSTEIN PAMELA FRAN
1 er. Suplente: DRA. RUIZ SÁNCHEZ TERESA DE JESÚS
2 do. Suplente: M.C. VIAIS JUÁREZ JORGE

Lugar o lugares donde se realizó la tesis: UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO. FACULTAD DE INGENIERÍA.

TUTOR DE TESIS:

Dra. PAMELA FRAN NELSON EDELSTEIN

FIRMA

Agradecimientos

Ante todo, agradecer a todas las personas que han hecho posible la realización de esta tesis que presento en opción al grado de Maestro en Ciencias, en especial para:

La Dra. Pamela Fran Nelson Edelstein por su asesoría y dedicación.

Agradezco a mi primo Diosdado Soto por las horas dedicadas y soportar todas mis malcriadeces.

A Marco, Nidia y todos sus familiares por acogerme como un miembro más de su familia.

A todos mis amigos, que de una forma u otra me han ayudado, en especial para:

Ray y Yadi, de los cuales no tengo palabras para expresar mi gratitud...

A mi bro Hila, Eduar, Tamara y familia

A Iván, Álvaro, Dimitri, Rox y familia, Eder, Astrid, Pepe, Carlitos, Arian, a todos los que me han acompañado.

Erick y Emilio (los tres mosqueteros).

A toda mi familia. A mis padres a los cuales nunca les podré estar suficientemente agradecido, a mis hermanas por darme siempre aliento, a mi abuelita querida.

Para todos los que no nombré y lo merecen: “INMENSOS

AGRADECIMIENTOS”.

DEDICATORIA

Este gran logro de mi vida está dedicado especialmente para quienes han sido mi faro guía, mis queridos padres:

Ismael Creagh y Juana M Quintana.

Por haberme dado su amor incondicional y haber sido siempre un ejemplo digno de imitar

A mi Hermanita Dayne por el apoyo que siempre me ha brindado.

*A toda mi familia,
A todos mis amigos,*

Está dedicada...



Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Resumen

El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) proporciona una aproximación exhaustiva y estructurada para representar escenarios de accidente mediante estimaciones del riesgo. Por tanto, el desarrollo de una metodología que identifica y cuantifica la frecuencia o probabilidad de ocurrencia de los eventos que interfieren en el correcto funcionamiento de los sistemas generadores de energía, permite anteponerse a las posibles fallas de los componentes. Por ello es necesario plantearse: ¿Cómo desarrollar una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear? Así, el objetivo principal de este trabajo fue Desarrollar una herramienta para el Análisis Probabilístico de Seguridad en fuentes de generación de energía no nuclear.

Para ello, se tomó como referencia la norma ASME/ANS RA-S-2008 para aplicaciones de Centrales nucleares y se adaptaron los requisitos técnicos a las instalaciones de generación de energía no nuclear, obteniendo como principales resultados que, existe insuficiente información y trabajos académicos y profesionales que aborden los temas de APS, detectándose la carencia de una metodología que permita realizar APS para estos sistemas. Con base en esto, se desarrolló una metodología que permite realizar APS en fuentes de generación no nuclear y se aplicó el análisis APS al sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de una planta de Ciclo Combinado. En los modelos desarrollados fue necesario cambiar los estados finales y determinar los eventos Inicidores (IE) en función de variaciones de los parámetros de presión, temperatura y flujo. Posteriormente, se agruparon los IE por estado final y por parámetro para cada Secuencia de Accidente, empleando para la cuantificación el software SAPHIRE, el cual permitió determinar los componentes más importantes y la contribución de estos al riesgo del sistema mediante las medidas de importancia. Así se concluyó la viabilidad y contribución del APS en plantas de Ciclo Combinado e Hidroeléctricas.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Acrónimos

ANS: Sociedad Nuclear Americana, por sus siglas en inglés.

APS: Análisis Probabilístico de Seguridad.

AS: Secuencia de Accidentes, por sus siglas en inglés.

ASME: Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos, por sus siglas en inglés.

CDF: Frecuencia de daño al núcleo, por sus siglas en inglés.

CFE: Comisión Federal de Electricidad.

CMC: Conjuntos Mínimos de Corte.

DA: Análisis de Datos, por sus siglas en inglés.

GMT: Tiempo medio de Greenwich, por sus siglas en inglés.

GWh: Giga Watt hora.

HLR: Requisitos de alto nivel, por sus siglas en inglés.

HR: Confiabilidad Humana, por sus siglas en inglés.

IE: Eventos Iniciadores, por sus siglas en inglés.

INEGI: Instituto Nacional de Estadística y Geografía.

INES: Escala Internacional de Accidentes Nucleares, por sus siglas en inglés.

KV: kilo volts.

LWR: Reactores de Agua Ligera, por sus siglas en inglés.

MM: Miles de millones.

MW: Mega Watts.

NRC: Comisión Reguladora Nuclear, por sus siglas en inglés.

OREDA: Datos de confiabilidad costa afuera, por sus siglas en inglés.

P: Probabilidad.

PEMEX: Petróleos Mexicanos

PIE: Productores independientes.

PROFEPA: Procuraduría Federal de Protección al Ambiente.

QU: Cuantificación, por sus siglas en inglés.

RA-S: Norma nacional de consenso.

SAPHIRE: Programas de análisis de sistemas para evaluaciones prácticas de confiabilidad integradas, por sus siglas en inglés.

SC: Criterios de Éxitos, por sus siglas en inglés.

SEMARNAT: Secretaría del Medio Ambiente y Recursos Naturales.

SY: Análisis de Sistema, por sus siglas en inglés.

TIR: Técnicas de identificación de riesgos.

USD: Dólar americano.





ÍNDICE

CAPÍTULO I. INTRODUCCIÓN	1
1.1. Problema Científico:	4
1.2. Objetivo General:	4
1.3. Objetivos específicos:	4
1.4. Alcance.....	5
15. Estructura de la tesis	5
CAPÍTULO II. FUNDAMENTOS METODOLÓGICOS Y ANTECEDENTES	7
2.1. Resumen de generación de electricidad y sus accidentes.	13
2.1.1. Generación Nuclear.	13
2.1.2. Generación Hidroeléctrica.	16
2.1.2.1. Accidentes ocurridos en México (C. Hidroeléctricas)	26
2.1.3. Generación termoeléctrica.....	29
CAPÍTULO III. PROPUESTA METODOLÓGICA	35
3.1. Eventos Iniciadores	37
3.1.1. Eventos iniciadores (industria nuclear)	38
3.1.2. Eventos iniciadores (propuesta).....	39
3.2. Modelos de secuencia de accidentes	46
3.2.1. Análisis de secuencia de accidente (AS)	49
3.2.2. Criterios de éxito (SC).....	51
3.2.3. Análisis de sistemas (SY)	53
3.2.4. Confiabilidad humana (HR)	58
3.2.5. Análisis de datos (DA).....	62
3.2.6. Cuantificación (QU)	72
CAPÍTULO IV. APLICACIÓN DE METODOLOGÍA Y ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS	78
4.1. Sistema de vapor de alta presión de una planta de Ciclo Combinado (caso de estudio)	78
4.1.1. Funcionamiento del sistema.....	80
4.1.2. Seccionamiento por nodos	80
4.1.3. Identificación de eventos iniciadores.....	81





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

4.1.4. Secuencias de accidentes sistema de vapor de alta presión.	85
4.1.5. Criterios de éxitos.....	87
4.1.6. Análisis de sistemas, confiabilidad humana y análisis de datos.....	88
4.1.6.1. Obtención de la probabilidad de error humano	88
4.1.6.2. Obtención de las tasas de falla	88
4.1.7. Cuantificación.....	90
4.1.8. Análisis de importancia del sistema de vapor de alta presión	91
4.1.9. Resultado del análisis de importancia sistema de vapor de alta presión	97
4.2. Sistema de condensado	97
4.2.1. Secuencias de accidentes sistema de condensado	99
4.2.2. Análisis de importancia sistema de condensado.	101
4.2.3. Resultados del análisis de importancia sistema de condensado.	103
4.3. Sistemas de lubricación	103
4.3.1. Secuencia de accidente sistema de lubricación.....	105
4.3.2. Análisis de importancia sistema de lubricación	107
4.4. Extensión hacia otras industrias	108
4.4.1. Plantas Hidroeléctricas	109
CAPÍTULO V. CONCLUSIONES	114
5.1. Trabajos a futuro.....	117
REFERENCIAS	118
ANEXOS.....	122





Índice de figuras

Figura 2. 1. Distribución en por ciento de los accidentes e incidentes	10
Figura 2. 2. Frecuencia de accidente e incidentes por sistemas de generación	11
Figura 2. 3. Por ciento de víctimas en el total de accidentes por sistemas generadores de energía.....	12
Figura 2. 4. Por ciento de daños en las instalaciones por accidente e incidentes	13
Figura 2. 5. Esquema general de una Central Nuclear	14
Figura 2. 6. Frecuencia de accidentes por década (generación nuclear, 1946-2014).....	15
Figura 2. 7. Esquema general de una Central Hidroeléctrica	17
Figura 2. 8. Frecuencia de accidentes en hidroeléctricas (1874-2014)	18
Figura 2. 9. Principales Centrales Hidroeléctricas de México	20
Figura 2. 10. Proyectos hidroeléctricos en funcionamiento o en construcción	21
Figura 2. 11. Principales presas de México	26
Figura 2. 12. Generación de energía eléctrica mediante centrales de turbogás	30
Figura 2. 13. Producción de energía eléctrica mediante el Ciclo Combinado	31
Figura 3. 1. Diagrama de flujo de las distintas etapas	36
Figura 3. 2. Etapas básicas de la metodología propuesta.....	37
Figura 3. 3. Protocolo de análisis para aplicar HAZOP	42
Figura 3. 4. Ejemplo de matriz.....	43
Figura 3. 5. Matriz para aplicar en Ciclo Combinado	45
Figura 3. 6. Procedimiento para el Análisis de Arboles de Eventos.....	47
Figura 3. 7. Ejemplo esquemático de un Árbol de evento	49
Figura 3. 8. Procedimiento para realizar análisis de árbol de fallas	55
Figura 3. 9. Ejemplo esquemático de un Árbol de fallas	57
Figura 3. 10. Modelo de confiabilidad para un componente en operación continua con reparación.....	64
Figura 3. 11. Modelo de confiabilidad para un componente probado periódicamente	65
Figura 3. 12. Ley de distribución de variable aleatoria	75
Figura 3. 13. SAPHIRE	77
Figura 4. 1. Diagrama de Tuberías e Instrumentación (DTI) del Sistema de vapor de alta presión de una planta de ciclo combinado, caso estudio	78
Figura 4. 2. Diagrama general de una planta de ciclo combinado, caso estudio	79
Figura 4. 3. Árbol de eventos desarrollado para evaluar las variaciones fuera de rango en la presión del sistema	86
Figura 4. 4. Árbol de evento sistema de condensado	100
Figura 4. 5. Sistema de lubricación.....	104
Figura 4. 6. Árbol de eventos sistema de lubricación	106
Figura 4. 7. Compuertas aguas arriba y aguas abajo en Hidroeléctricas	110





Índice de tablas

Tabla 2. 1 Datos de accidentes e incidentes en los sistemas de energía (1874 – 2014)	9
Tabla 2. 2. Resumen del número total de accidentes e incidentes	9
Tabla 2. 3. Centrales hidroeléctricas en México antes de 1937	19
Tabla 2. 4. Centrales hidroeléctricas en México después de 1937	22
Tabla 2. 5. Centrales de Ciclo Combinado (CFE).....	32
Tabla 2. 6. Centrales de Ciclo Combinado (PIE)	33
Tabla 3. 1. Requisitos de alto nivel para análisis interno de IE.....	38
Tabla 3. 2. Ejemplo de la propuesta metodología para IE-A.....	39
Tabla 3. 3. Categoría de frecuencia para la metodología	44
Tabla 3. 4. Categoría de consecuencia para la metodología	44
Tabla 3. 5. Ejemplo de análisis de secuencia de accidentes en la metodología	50
Tabla 3. 6. Ejemplo de la metodología para criterios de éxitos	52
Tabla 3. 7. Requisitos para el análisis de confiabilidad humana	60
Tabla 4. 1. Protecciones y salvaguardas de la nodalización.....	81
Tabla 4. 2. Probabilidades de falla de las funciones de seguridad	90
Tabla 4. 3. Frecuencias de las secuencias de fallas por parámetro y total	91
Tabla 4. 4. Importancia por FV (sistema de vapor de alta presión).....	93
Tabla 4. 5. Importancia por RIR (sistema de vapor de alta presión)	94
Tabla 4. 6. Relación entre las medidas FV y RIR (Sistema de vapor de alta presión)	95
Tabla 4. 7. Relación entre RIR (RAW) y los parámetros a & b	96
Tabla 4. 8. Criterio de importancia FV (sistema de Condensado).....	101
Tabla 4. 9. Criterio de importancia RIR (sistema de condensado)	102
Tabla 4. 10. Relación entre las medidas FV y RIR (sistema de condensado).....	103
Tabla 4. 11. Criterio de importancia FV (lubricación)	107
Tabla 4. 12. Criterio de importancia RIR (lubricación)	107
Tabla 4. 13. Relación entre las medidas FV y RIR (lubricación)	108





CAPÍTULO I. INTRODUCCIÓN

Los sistemas de energía suelen ser grandes y complejos, incluyen subsistemas y componentes, tales como: generadores, subestaciones, líneas eléctricas, transformadores y otros equipos necesarios para lograr la generación. La evaluación de la seguridad de manera general de estos sistemas, es extremadamente compleja. Una falla de los componentes o subsistemas puede dar lugar a una pérdida en la entrega de potencia a las cargas específicas, un apagón completo del sistema de potencia o la afectación a la integridad de los trabajadores.

Por ello tener una política que implique la identificación y evaluación de los riesgos con el fin de poner en práctica medidas para la determinación de los elementos de riesgo durante las operaciones habituales y especiales, así como para la estimación de la probabilidad y severidad, es vital y necesario en un mundo donde los conceptos como riesgo, seguridad, confiabilidad, están cobrando mayor fuerza.

Puede apreciarse que, todas las facetas de la vida de una instalación incluyen algún tipo de riesgo, y la fuente de ese riesgo es la amplia gama de peligros que apenas se está empezando a comprender (Coppola, 2011).

Así, como sociedad global, se lidia con una serie de riesgos que, a la vista del desconocimiento existente respecto al tema, por lo que pueden parecer excesivos o sin límites. En la realidad, muchos de estos riesgos se reducen considerablemente cuando se consideran, ubicaciones geográficas, actividades, hábitos, etc.

De acuerdo con Koonce, existen tres componentes que conforman el riesgo en un sistema tecnológico: las secuencias de las fallas que pueden conducir a consecuencias no deseadas, su probabilidad de ocurrencia, y las consecuencias que acompañan a estas fallas (Koonce, Apostolakis, & Cook, 2008).





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

De igual manera, el análisis de componentes o sistemas de ingeniería, requiere la consideración de las incertidumbres asociadas con todas las variables que intervienen en los criterios de rendimiento o definición de los estados límites.

Debido a estas incertidumbres, siempre hay una probabilidad de que los componentes o sistemas puedan no funcionar como se pretende.

Con base en lo anterior, surge la necesidad de buscar herramientas para el incremento de la seguridad de estos sistemas, encontrándose que el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) es una metodología para identificar las secuencias de accidentes dominantes específicos de una planta industrial y estimar su frecuencia de ocurrencia. Existen diferentes normas para realizar APS en sistemas de generación nuclear (reactores existentes, avanzados y no LWR), así mismo se tiene que, desde su primera implementación a principios de la década de los 70's, la metodología ha ganado progresivamente aceptación tanto en organismos reguladores y en la industria. La aplicación del APS ayuda a identificar contribuyentes sobresalientes en el diseño y operación de las plantas, así como comparar el beneficio de opciones propuestas para el mejoramiento de la seguridad.

Su principal utilidad surge del contraste con los métodos tradicionales de evaluación del diseño, dado que se analizan condiciones que exceden la base de diseño, y se da crédito a sistemas no relacionados con seguridad y a acciones del operador (González Cuesta, 2010). Mientras que los métodos tradicionales cumplen con el propósito de garantizar la seguridad a través de un diseño conservador, a un costo elevado, los resultados de un APS complementan este esfuerzo concentrándose en los aspectos que dominan el riesgo.

En resumen, el APS proporciona una aproximación exhaustiva y estructurada para representar escenarios de accidente, constituyendo una herramienta conceptual y matemática para las estimaciones del riesgo.

La evaluación del riesgo, se concibe como un instrumento de alcance preventivo, que involucra una política analítica y ambiental, que permite responder a la





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

necesidad de regular las actividades peligrosas. Cabe mencionar que una actividad peligrosa conlleva a aquella en donde se involucran el uso, manejo, transporte y almacenamiento de sustancias con características de toxicidad o inflamabilidad, así como condiciones de proceso que al no controlarse puedan producir grandes afectaciones.

Bajo estas concepciones, estos procedimientos ofrecen un conjunto de ventajas para proteger a las instalaciones, la sociedad y al ambiente de eventos no deseados; invariablemente, esas ventajas sólo son apreciables después de largos periodos de tiempo y se concretan en las inversiones y los costos de las obras, en diseños más completos e integrados al ambiente, así como en una mayor aceptación social de las iniciativas de inversión.

Con respecto a estos temas, la industria nuclear ha sacado alguna ventaja, ya que, aunque sus accidentes tienen bajas frecuencias de ocurrencia, sus consecuencias son muy grandes y por ello siempre han estado en la vanguardia en el tema de la seguridad.

Cuando se realiza un análisis más profundo, se observa que, en las restantes instalaciones generadoras de energía, ocurren accidentes de menores consecuencias, pero con mayores frecuencias de ocurrencia y por no tener la repercusión, sobre todo social, que tiene la industria nuclear, se le resta importancia.

Por tal motivo, es necesario el desarrollo de una metodología para identificar y cuantificar los eventos que interfieren en el correcto funcionamiento de los sistemas de generación de energía no nuclear, así como determinar cuáles son sus componentes más importantes permitiendo anteponerse a las posibles fallas de los mismos. El incremento en la confiabilidad de la instalación disminuye las pérdidas económicas y de vidas humanas.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

1.1. Problema Científico:

¿Cómo desarrollar una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear?

La investigación se centra en desarrollar una metodología tomando como referencia la **Norma para la Evaluación de Riesgo Probabilístico de Nivel 1 que incluye la Frecuencia de Fundición de Núcleo y la Frecuencia de Liberación Grande y Temprana/ para Aplicaciones de Centrales Nucleares** (*Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications. ASME/ANS RA-S-2008*), adaptada a la infraestructura de las instalaciones de generación de energía no nuclear.

1.2. Objetivo General:

Desarrollar una herramienta para el Análisis Probabilístico de Seguridad en fuentes de generación de energía no nuclear.

1.3. Objetivos específicos:

- ❖ Estudiar y adaptar la norma ASME / ANS RA-S-2008 para el Análisis Probabilístico de Seguridad en fuentes de generación de energía no nuclear.
- ❖ Aplicar la propuesta metodológica en una instalación de generación de energía no nuclear, específicamente al sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de una planta de Ciclo Combinado.
- ❖ Determinar su factibilidad de uso en otros sistemas de generación de energía no nuclear, tales como una central Hidroeléctrica.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

1.4. Alcance

- ❖ En esta investigación se desarrollará una herramienta que permitirá realizar Análisis Probabilístico de Seguridad en fuentes de generación de energía no nuclear.
- ❖ Para el desarrollo de esta propuesta, se tomará como modelo de referencia la norma (ASME/ANS RA-S, 2009). Donde en una primera fase se establecerán los estados finales que interrumpen el correcto funcionamiento de los sistemas generadores de energía, quedando exento del alcance de la investigación el análisis de secuencias de accidentes que conducen a los estados finales de pérdidas de la integridad física (destrucción) en las plantas o pérdidas de vidas humanas.
- ❖ En la segunda fase, se pretende aplicar la propuesta metodológica al sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de una planta de Ciclo Combinado, y determinar si los criterios empleados para aplicar la metodología son factibles para usarse en otros sistemas de generación de energía no nuclear, tales como una central Hidroeléctrica.
- ❖ Para el desarrollo de esa segunda fase, se propondrá la utilización de las técnicas de identificación de riesgos: HAZOP y What if?, así como el empleo de la base de datos OREDA para establecer las tasas de fallas de los componentes que conforman los sistemas y subsistemas de generación de energía eléctrica que se evaluarán (sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de una planta de Ciclo Combinado y Planta Hidroeléctrica).

15. Estructura de la tesis

En el capítulo primero del presente trabajo se establece el problema científico y los objetivos generales y específicos que permiten determinar el alcance de la presente investigación.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

En el capítulo II se plantean los fundamentos metodológicos y los antecedentes de la investigación. Así mismo, se abordan los principales accidentes ocurridos en los distintos sistemas de generación de energía eléctrica, las principales fuentes de generación eléctrica en México.

La propuesta metodológica es abordada en el tercero de los capítulos, consta de siete etapas: Eventos Iniciaadores, Secuencia de Accidentes, Criterios de Éxitos, Análisis de Sistema, Análisis de Confiabilidad Humana, Análisis de Datos y Cuantificación. En cada una de ellas se representan las diferencias existentes entre la norma para nuclear y la propuesta metodológica. En este capítulo, se establecen los estados finales para la instalación del caso estudio, se describe la base de datos empleada y el software utilizado.

En el cuarto capítulo, Interpretación y análisis de los resultados, se presentan los resultados obtenidos en el caso de estudio donde se aplicó la metodología (sistema de alta presión de una planta de Ciclo Combinado). Adicionalmente, se brinda una descripción del funcionamiento del sistema a tratar, se identifican los eventos iniciadores, se establecen las secuencias de accidentes a través de los modelos lógicos, se determinan la frecuencia de las secuencias, se seleccionan las medidas de importancia, se establecen los criterios de selección de las mismas y se realizan los análisis de importancia. Por último, se presentan las conclusiones del trabajo en capítulo V, donde se resume los principales resultados obtenidos; y en el Capítulo VI se mencionan los trabajos a futuro.





CAPÍTULO II. FUNDAMENTOS METODOLÓGICOS Y ANTECEDENTES

En el siglo XIX, en pleno desarrollo tecnológico, la electricidad da el gran salto y en su devenir histórico, han ocurrido diversos accidentes. La energía eléctrica se puede obtener de muchas formas, las cuales se clasifican como sistemas energéticos. Actualmente, se cuenta aproximadamente con once fuentes de energía: biocombustibles, biomasa, carbón, geotérmica, hidroeléctrica, hidrógeno, gas natural, energía nuclear, petróleo, energía solar y energía eólica.

Estas fuentes representan casi la totalidad de conversión de energía comercial, distribución y uso en todo el mundo. El conjunto de datos históricos originales tomado de la literatura especializada, comprendido entre el período de 1874 y 2014, permite observar los principales accidentes ocurridos durante el proceso de generación en los principales sistemas.

Para ello, se parte de la consideración de "accidente de energía" como un incidente no intencional o evento en una instalación, que condujo a la muerte, ya sea uno (o más) o por lo menos \$ 50,000 en daños a la propiedad (Sovacool, Kryman, & Laine, 2015). Dicho de otra manera, un accidente de energía debe incluir un sistema de energía en la búsqueda de combustible, la construcción, la generación, la transmisión y la fase de producción/distribución. Esto significa que debe haber ocurrido en una instalación de energía (centrales eléctricas, refinerías, etc.), la infraestructura asociada, o dentro de su ciclo de combustible (el transporte en camión o en tuberías, instalación de enriquecimiento, planta de fabricación, etc.).

Así se realizó una revisión histórica de accidentes que se presentan en las tablas 2.1 y 2.2. Cabe mencionar que, la tabla 2.1 incluye tanto los accidentes severos, como los incidentes menos graves, pero más frecuentes; así mismo en la tabla 2.2 se muestra un total de 1085 accidentes e incidentes en el período señalado, en los





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

cuales se produjeron 210,529 muertes humanas y \$344,4 MM de pérdidas en daños a la instalación.





Tabla 2. 1 Datos de accidentes e incidentes en los sistemas de energía (1874 – 2014)

Descripción	Carbón	Petróleo	Gas natural	Hidroeléctrica	Nuclear	Eólica	Solar	Hidrógeno	Biocombustibles	Biomasa	Geotérmica	
Frecuencia (# total de accidentes e incidentes)	66	171	156	31	173	335	7	34	52	56	4	
Severidad (muertes)	Suma	9,611	14,432	2,610	178,746	4,804	126	13	58	32	97	0
	Media	145.6	84.4	16.7	5766	27.8	0.4	1.9	1.7	0.6	1.7	0
	Desviación estándar	154.1	398	41.2	30,671.2	311.2	1.1	1.6	3.2	1.1	4.6	0
Alcance (daños a la propiedad en millones de USD)	Suma	1,528.2	69,506.3	7,922.5	21,386.2	240,854.3	793.7	20.8	1,065.3	451	877.7	0.8
	Media	23.2	406.5	50.8	689.9	1,408.5	2.4	3	33.3	8.7	15.7	0.2
	Desviación estándar	43.6	3,382.8	146.2	1,720.9	12,429.6	23.1	4.9	68.8	30.8	107	0.1

Fuente: (Sovacool et al., 2015)

Tabla 2. 2. Resumen del número total de accidentes e incidentes

Variables	Cifras
Número total de accidentes e incidentes	1,085
Número total de Muertes	210,529
Número total de Daños en USD	344,406,800,000



Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

De igual forma, en la revisión bibliográfica realizada se encontró que el sistema de generación de energía con el mayor número de accidentes e incidentes es la energía eólica (30.9%), representando casi un tercio del total reportados en el período, posteriormente le sigue la energía nuclear (15.9%), la derivada del petróleo (15.8), el gas (14.4%), el carbón (6.1%), la biomasa (5.2%), los biocombustibles (4.8%), el hidrógeno (3.1%), las hidroeléctricas (2.9%), solar (0.6%) y por ultimo las geotérmicas (0.4%), ver figura 2.1.

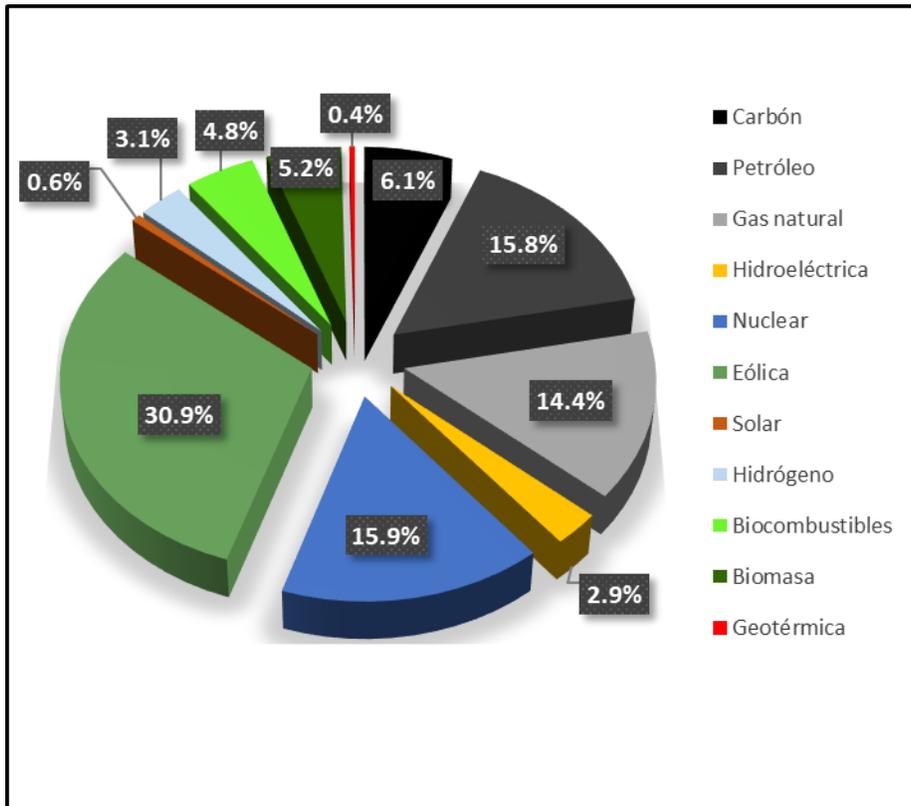


Figura 2. 1. Distribución en por ciento de los accidentes e incidentes

Fuente: (el autor)

Así mismo, se realizó un análisis en etapas de nueve años en el período señalado, lo que permitió identificar los años más críticos para cada uno de los sistemas energéticos, (ver figura 2.2).



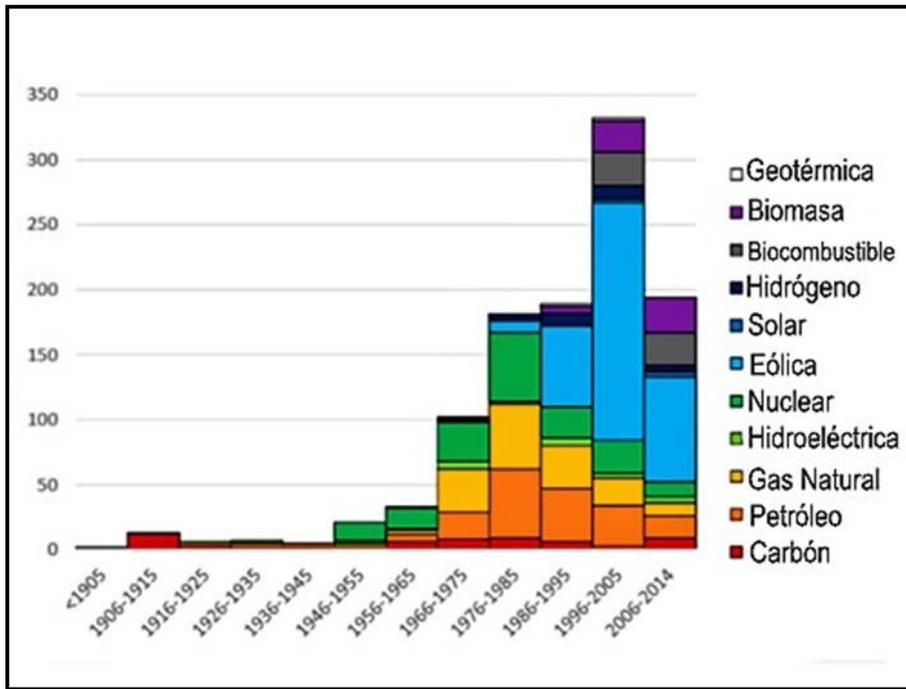


Figura 2. 2. Frecuencia de accidente e incidentes por sistemas de generación Fuente:(Sovacool et al., 2015)

De la figura 2.1 se obtuvo que, la energía eólica, es el sistema de generación con el mayor por ciento de accidentes e incidentes, sin embargo, este sistema no clasifica como el sistema energético de mayor índice de muertes humanas por accidentes reportados, ni es el sistema con mayores pérdidas materiales por accidentes e incidentes en sus instalaciones. Los sistemas generadores que con respecto a estos dos índices presentan los por cientos más elevados son, la generación mediante hidroelectricidad y la nuclear respectivamente.

En el caso específico de la generación por hidroeléctricas, están implícitos los accidentes por falla de presa en plantas hidroeléctricas, ya que las mismas forman parte de la infraestructura de estas instalaciones, por ello se decide incluirlos como parte de este sistema.

Por otro lado, en el ámbito nuclear se refieren a accidente nuclear a aquellos sucesos que emiten un determinado nivel de radiaciones susceptibles de perjudicar a la salud pública.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

En realidad, los incidentes nucleares son un tipo de sucesos que se clasifican entre accidentes nucleares e incidentes nucleares según su gravedad establecida por la Escala Internacional de Accidentes Nucleares (INES). En la clasificación para la generación nuclear se incluyen tanto los accidentes nucleares como los incidentes radiactivos.

De acuerdo con Sovacool, los accidentes reportados durante el período establecidos. En la figura 2.3 se muestra que los mayores índices de muertes son los pertenecientes a las hidroeléctricas con un 85% (incluye los accidentes en presa), luego le siguen los de petróleo con un 7%, la generación a partir del carbón con un 5%, la nuclear con un 2%, los sistemas de generación con gas ocupan el quinto lugar con un 1% y los restantes sistemas energéticos tienen un por ciento muy bajo por eso aparecen con un índice de 0%.

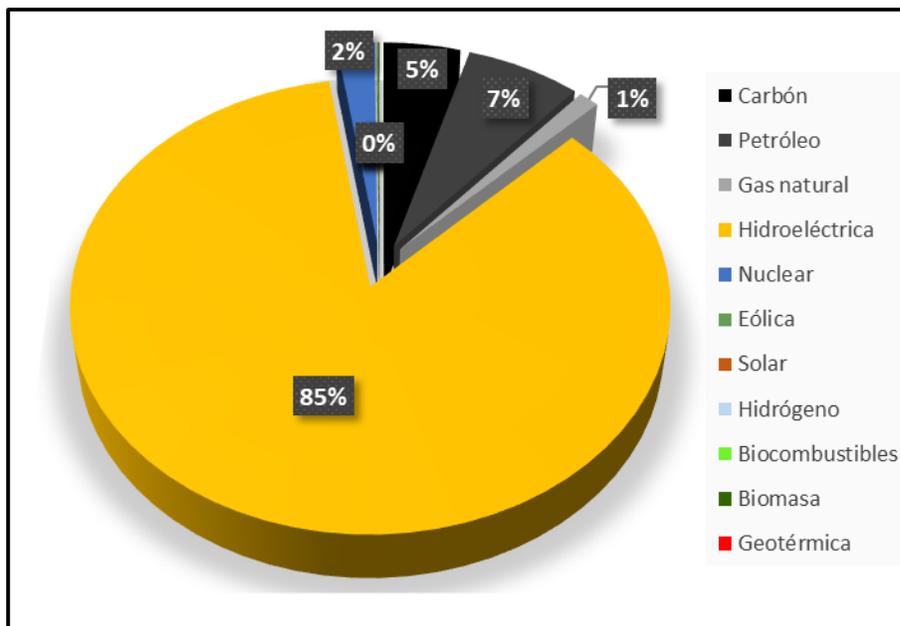


Figura 2. 3. Por ciento de víctimas en el total de accidentes por sistemas generadores de energía

Fuente: (el autor)

De igual forma, en la figura 2.4 se representan las mayores pérdidas reportadas en los accidentes e incidentes entre el período de 1874-2014, correspondiendo las mismas a los sistemas nucleares con el 70% del total, seguidas por las de los sistemas petroleros con el 20%, en el tercer lugar aparecen las hidroeléctricas con





un 6%, le sigue los sistemas de generación por gas con un 2% y los restantes sistemas por tener un por ciento muy bajo aparecen con un porcentaje de cero.

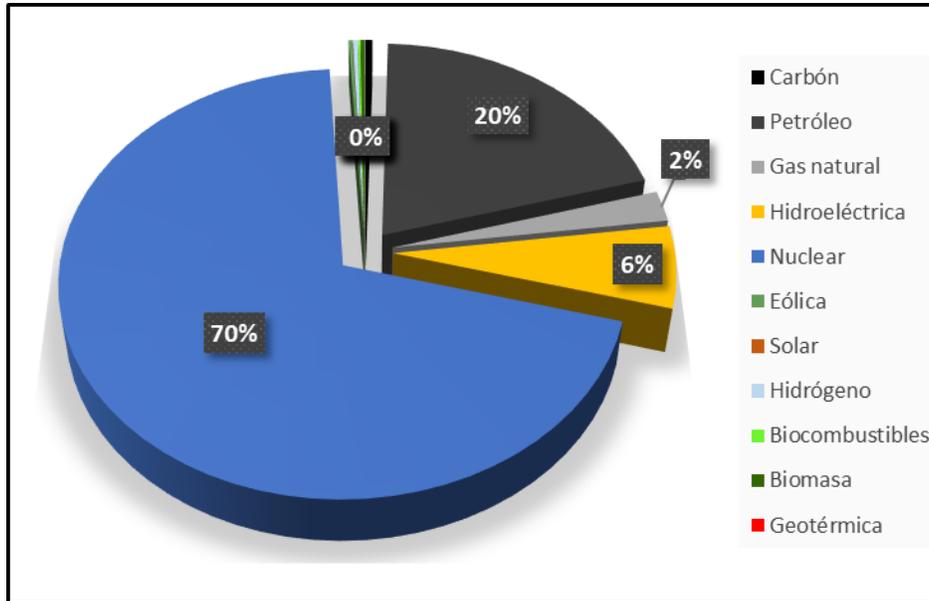


Figura 2. 4. Por ciento de daños en las instalaciones por accidente e incidentes Fuente: (el autor)

2.1. Resumen de generación de electricidad y sus accidentes.

En 1953, General Electric presentó uno de los primeros estudios con enfoque probabilístico de riesgo, realizado para el complejo *Hanford Site*, Washington (Reynold, 2016). El memorando, titulado "La evaluación de la probabilidad de desastres", propuso un plan probabilístico para la garantía de la seguridad del complejo. El documento hablaba de una "cadena de eventos" que culminaba en pequeñas averías y errores que provocarían un desastre. En este se mencionaba que, todos los eventos de la cadena que conducen a un desastre podrían ser examinados individualmente, y que después de que se evalúan estos resultados de las combinaciones se puede obtener la probabilidad de un evento.

2.1.1. Generación Nuclear.

Desde el nacimiento de la utilización de la energía nuclear con fines energéticos, se ha tenido como premisa fundamental el que ésta sea lo más segura posible.



Sin embargo, la forma en la que se ha cuantificado el grado de seguridad ha evolucionado notablemente con el devenir de los años. En la figura 2.5 se muestra un esquema general de este tipo de instalaciones.

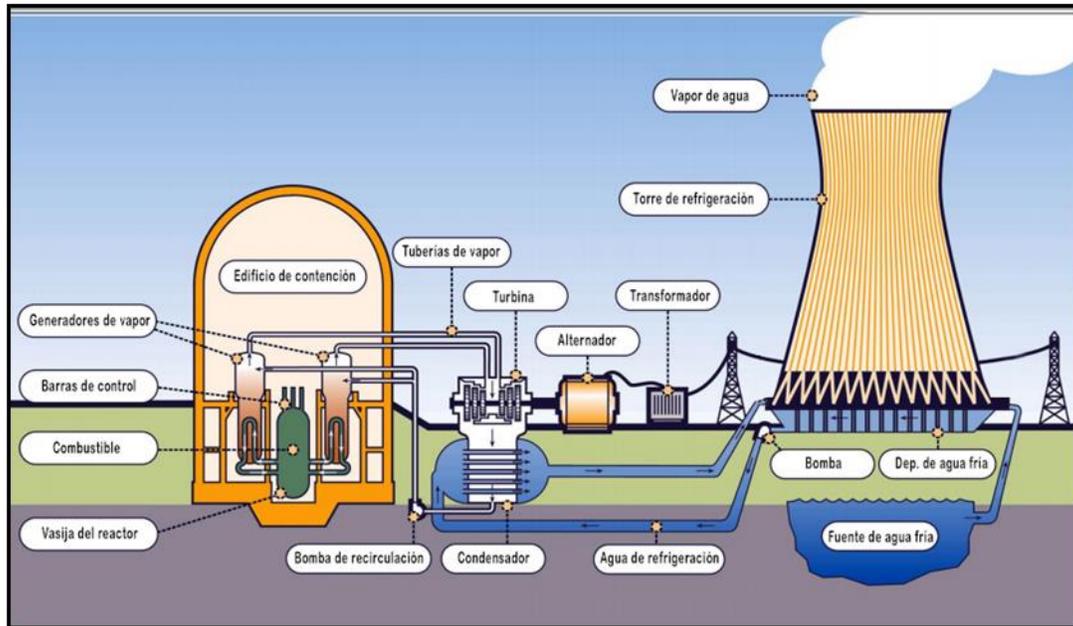


Figura 2. 5. Esquema general de una Central Nuclear

Fuente: (Foro de la Industria Nuclear Española, 2016)

La primera aplicación a gran escala de los métodos probabilísticos en la industria fue el estudio de seguridad de dos reactores, conocido como WASH-1400, publicado como borrador en 1974 y como informe final en 1975 (U.S.NRC, 2016). Este estudio obedeció a una exigencia del Congreso de Estados Unidos para determinar cuál sería la probabilidad de un accidente con consecuencias al exterior durante la vida útil esperada de reactores en ese país. Este estudio no sólo representó la primera aplicación de estos métodos, sino que también permitió el desarrollo de conocimientos y tecnología sobre accidentes más allá de la base de diseño, necesarios para su implementación.

Así, el propósito original del WASH-1400 fue obtener la probabilidad de los efectos a la población por accidentes severos en plantas nucleares. Sin embargo, desde el momento de su desarrollo se reconoció la utilidad de la metodología para identificar vulnerabilidades específicas del diseño de una central.



Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Posteriormente, el accidente de la central *Three Mile Island* en marzo de 1979 significó un punto decisivo respecto al uso de métodos probabilísticos; por un lado, vino a apoyar a aquellos que consideraron los resultados del WASH-1400 demasiado optimistas, pero por el otro demostró la validez de los principales resultados cualitativos del estudio, es decir, que el riesgo de plantas nucleares está dominado por accidentes que exceden las bases del diseño (accidentes severos).

Hoy en día, el APS juega un papel importante en el proceso de regulación de la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos (NRC) y en muchas iniciativas que mejoren la eficacia de la agencia. Para ello la NRC establece criterios de ingeniería en la regulación de las actividades con enfoques cuantitativos y cualitativos, a lo que se llama “regulación Informada en riesgo, basada en el desempeño” (Reynold, 2016).

A continuación, se observa en la figura 2.6 la frecuencia de ocurrencia de accidentes comprendidos entre 1946 y 2014 en el sector de generación en la industria nuclear.

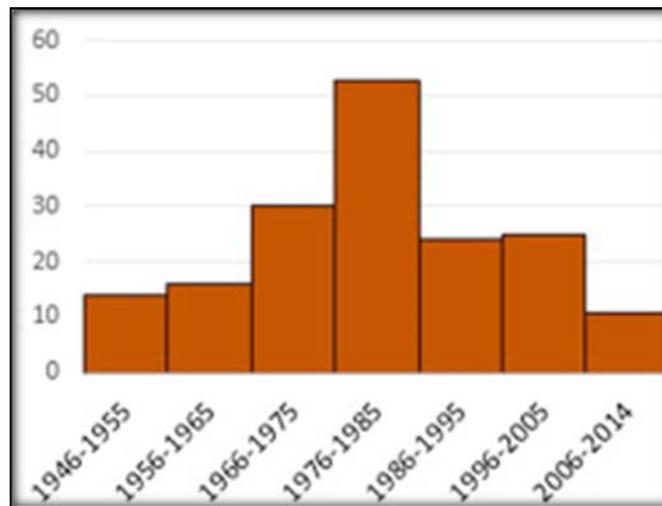


Figura 2. 6. Frecuencia de accidentes por década (generación nuclear, 1946-2014)
Fuente:(Sovacool et al., 2015)

En esta figura puede observarse que, el período más crítico fue el de 1976-1995 con un total de 52 accidentes, el segundo con mayor número fue en los años del





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

1966-1975 con un total de 30, seguido por los 25 de los años de 1996-2005, los 24 de la década anterior 1986-1995 continuando con los 18 de 1956-1965 los 15 de 1946 a 1955 y los 9 reportados de 2006 a 2014, siendo este período el de menor accidentes, pero con el mayor número de pérdidas en las instalaciones producto del accidente de Fukushima.

En México se cuenta desde 1988 con un APS de Nivel 1 para los reactores de potencia existentes. Este modelo se ha ido enriqueciendo a lo largo de los años, incorporando las mejoras en la metodología y las técnicas para reflejar la experiencia operacional específica de la planta, aprovechándose para una diversidad de aplicaciones en el ámbito regulador y los procesos internos de la central. Donde hasta la actualidad no se ha reportado ningún accidente que haya causado la muerte de alguno de sus operadores o grandes pérdidas en la instalación.

2.1.2. Generación Hidroeléctrica.

Las centrales hidroeléctricas tienen por fin aprovechar, mediante un desnivel, la energía potencial contenida en la masa de agua que transportan los ríos para convertirla en energía eléctrica, utilizando turbinas acopladas a alternadores (figura 2.7).



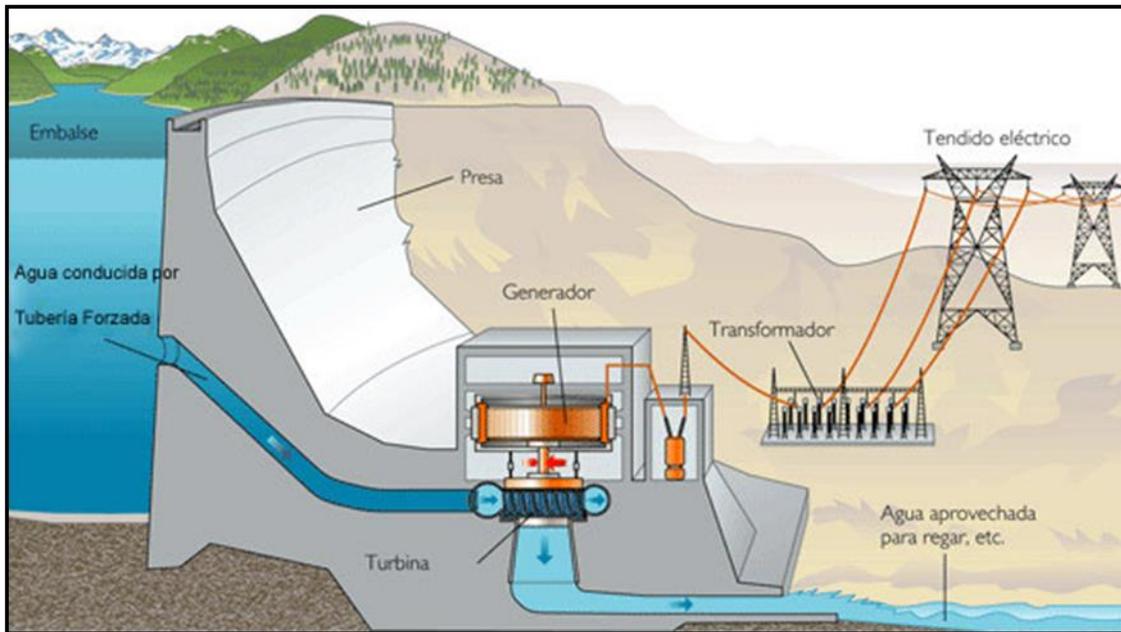


Figura 2. 7. Esquema general de una Central Hidroeléctrica

(Perz, Moreira, & Peralta, 2015)

Los primeros aprovechamientos del recurso hidráulico para generar energía eléctrica alimentados mediante tuberías a presión ocurrieron en el siglo XIX, con la creación de la “turbina”. Esta innovación fue desarrollada por Eourneyron, Jonval y Girard en Francia; por Thomson en Inglaterra, y en los Estados Unidos por James Francis y Lester Allen Pelton. Se conoce que el primer sistema público hidroeléctrico comenzó a operar en 1881, en la pequeña población de Goldaming, en Surrey, Inglaterra, pero debido a problemas de tipo eléctrico no tuvo éxito.

La primera hidroeléctrica en Norteamérica fue construida sobre el río Fox, en Appleton Wisconsin, en el año de 1882. Pero no fue sino hasta el final del siglo XIX, cuando la energía de los ríos se aprovecha como energía eléctrica, dando lugar al nacimiento de la hidroelectricidad(Jesús, 2012).

En la generación de energía eléctrica empleando recursos hídricos, han ocurrido diversos accidentes de grandes magnitudes, como el sucedido en la planta Sayano–Shúshenskaya en Rusia el 17 de agosto de 2009, con un saldo de 12 muertos y 64 desaparecidos (International Information Group, 2009). En el período de 1874 a 2014 acontecieron un total de 178,746 pérdidas humanas, ocupando el



Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

primer lugar entre los sistemas de generación, con una frecuencia de accidentes por década que tuvo sus mayores incidencias en las décadas de 1970 a 1979 y de 1990 a 2009 (ver figura 2.8).

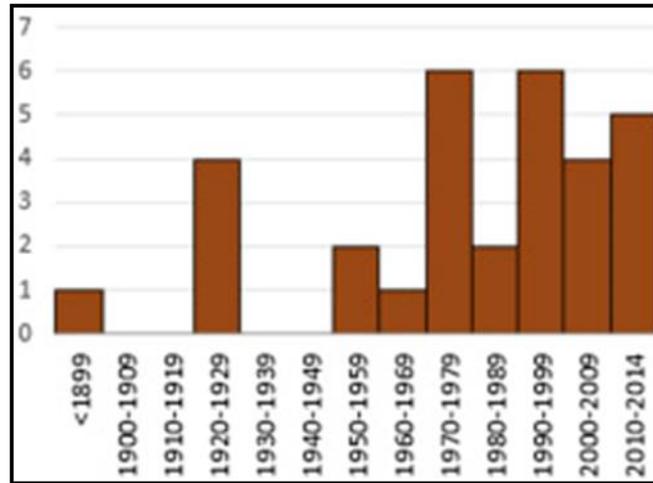


Figura 2. 8. Frecuencia de accidentes en hidroeléctricas (1874-2014)

Fuente:(Sovacool et al., 2015)

En esta figura, se aprecia que, las primeras décadas la frecuencia de accidentes se mantuvo relativamente baja, a excepción de los años de 1920 a 1929. A partir de 1950 se mantuvo en un promedio de accidente de 3.7 por etapas.

Por otro lado, en el año 1937 existían aproximadamente 17 plantas hidroeléctricas, ver tabla 2.3. Por ello, el 14 de agosto de 1937, el Gobierno Federal crea la Comisión Federal de Electricidad (CFE), con el objeto de organizar y dirigir un sistema nacional de generación, transmisión y distribución de energía eléctrica. La CFE comienza a construir plantas generadoras y ampliar las redes de transmisión y distribución.





Tabla 2. 3. Centrales hidroeléctricas en México antes de 1937

Nombre de la central	# de unidades	Fecha de entrada en operación	Capacidad efectiva instalada (MW)	Ubicación
Portezuelos I	4	01-ene-1901	2	Atlixco, Puebla
Tirio	3	01-ene-1905	1	Morelia, Michoacán
Ixtaczoquitlán	1	10-sep-1905	2	Ixtaczoquitlán, Veracruz
Platanal	2	01-ene-1906	9	Jacona, Michoacán
Portezuelos II	2	01-ene-1908	1	Atlixco, Puebla
Botello	2	01-ene-1910	13	Panindícuaro, Michoacán
Colotlipa	4	01-ene-1910	8	Quechultenango, Guerrero
Puente Grande	2	01-ene-1912	12	Tonalá, Jalisco
Tuxpango	4	01-ene-1914	36	Ixtaczoquitlán, Veracruz
Boquilla	4	01-ene-1915	25	San Francisco Conchos, Chihuahua
Tepexic	2	01-ene-1923	5	Puebla
Las Juntas	3	01-feb-1923	15	Guadalajara, Jalisco
Alameda	4	01-feb-1923	8.88	Malinalco, Estado de México
Itzícuaró	2	01-ene-1929	1	Peribán los Reyes, Michoacán
Rosetilla	2	01-ene-1930	10.25	Chihuahua
Lerma I (Tepuxtepec)	4	01-ene-1931	80	Tepuxtepec, Michoacán

Fuente: (C F E. Estadísticas/Centrales hidroeléctricas, 2012)

Así, el primer gran proyecto hidroeléctrico se inició en 1938 con la construcción de los canales, caminos y carreteras de lo que después se convirtió en el Sistema Hidroeléctrico Ixtapantongo, en el Estado de México, que posteriormente, fue nombrado Sistema Hidroeléctrico Miguel Alemán, concluyendo su construcción en 1944; también en los primeros años de su creación, la CFE construyó las centrales hidroeléctricas de Xía, en Oaxaca; Bartolinas en Michoacán, y Río Ingenio en Nayarit. No obstante, en México, las empresas eléctricas privadas eran las encargadas de suministrar la energía eléctrica a las principales ciudades, siendo los iniciadores de ello los empresarios mineros de Batopilas, Chihuahua, los cuales, en el año de 1889, comenzaron las obras pendientes para aprovechar las





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

aguas del río de igual nombre (Batopilas), con objeto de generar energía para las instalaciones de la explotación minera. En la figura 2.9 se muestran las principales centrales hidroeléctricas en México.



Figura 2. 9. Principales Centrales Hidroeléctricas de México

Fuente:(INEGI/Marco Geoestadístico Nacional, 2005)

Como puede apreciarse, México posee una importante parte de su infraestructura de generación basada en la industria hidroeléctrica, de un total de 188 centrales generadoras existentes en el territorio, con 1020 unidades (CFE, 2015), más del 21% de la generación proviene de plantas hidroeléctricas. En la figura 2.10 se observa los proyectos hidroeléctricos de potencia en funcionamiento o en construcción.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.



- | | |
|---------------------|---------------------|
| 1. Baja California. | 11. Michoacán |
| 2. Chiapas | 12. Morelos |
| 3. Chihuahua | 13. Nayarit |
| 4. Coahuila | 14. Oaxaca |
| 5. Durango | 15. Puebla |
| 6. Guanajuato | 16. San Luis Potosí |
| 7. Guerrero | 17. Sinaloa |
| 8. Hidalgo | 18. Sonora |
| 9. Jalisco | 19. Tamaulipas |
| 10. México | 20. Veracruz |

Figura 2. 10. Proyectos hidroeléctricos en funcionamiento o en construcción

Fuente: (Alpizar-Castro & Rodríguez-Monroy, 2016)

Como puede apreciarse, de los 32 estados en los que se encuentra dividido México, sólo en 20 de ellos existe, se está construyendo o está propuesto algún proyecto de generación de energía eléctrica mediante el empleo de hidroeléctricas.

En la tabla 2.4 se listan el número de centrales hidroeléctricas construidas después de la creación de la CFE en 1937.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Tabla 2. 4. Centrales hidroeléctricas en México después de 1937

Nombre de la central	# de unidades	Fecha de entrada en operación	Capacidad efectiva instalada (MW)	Ubicación
Bartolinas	2	20-nov-1940	1	Tacámbaro, Michoacán
Jumatán	4	17-jul-1941	2	Tepic, Nayarit
Ixtapantongo (Sistema Hidroeléctrico Miguel Alemán)	3	29-ago-1944	01	Valle de Bravo, Estado de México
Zumpimito	4	01-oct-1944	6	Uruapan, Michoacán
Micos	2	01-may-1945	1	Cd. Valles, San Luis Potosí
Las Rosas	1	01-ene-1949	0	Cadereyta, Querétaro
Colimilla	4	01-ene-1950	51	Tonalá, Jalisco
Santa Bárbara (Sistema Hidroeléctrico Miguel Alemán)	3	19-oct-1950	22.5	Santo Tomás de los Plátanos, Estado de México
Minas	3	10-mar-1951	15	Las Minas, Veracruz
Encanto	2	19-oct-1951	10	Tlapacoyan, Veracruz
Texolo	2	01-nov-1951	2	Teocelo, Veracruz
Electroquímica	1	01-oct-1952	1	Cd. Valles, San Luis Potosí
Schpoiná	3	07-may-1953	2	Venustiano Carranza, Chiapas
Tepazolco	2	16-abr-1953	0	Xochitlán, Puebla
Falcón	3	15-nov-1954	32	Nueva Cd. Guerrero, Tamaulipas
Cóbano	2	25-abr-1955	52	Gabriel Zamora, Michoacán
El Durazno (Sistema Hidroeléctrico Miguel Alemán)	2	01-oct-1955	0	Valle de Bravo, Estado de México
Oviáchic	2	28-ago-1957	19	Cajeme, Sonora
Tingambato (Sistema Hidroeléctrico Miguel Alemán)	3	24-sep-1957	42	Otzoloapan, Estado de México
San Pedro Porúas	2	01-oct-1958	3	Villa Madero, Michoacán
Mocúzari	1	03-mar-1959	10	Álamos, Sonora
Temascal	6	18-jun-1959	354	San Miguel Soyaltepec, Oaxaca
Chilapan	4	01-sep-1960	26	Catemaco, Veracruz
27 de Septiembre (El Fuerte)	3	27-ago-1960	59	El Fuerte, Sinaloa

¹ Centrales fuera de servicio.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Tabla 2.4. Continuación

Nombre de la central	# de unidades	Fecha de entrada en operación	Capacidad efectiva instalada (MW)	Ubicación
Bombaná	4	20-mar-1961	5	Soyaló, Chiapas
Mazatepec	4	06-jul-1962	220	Tlatlauquitepec, Puebla
Cupatitzio	2	14-ago-1962	72	Uruapan, Michoacán
Tamazulapan	2	12-dic-1962	2	Tamazulapan, Oaxaca
Luis M. Rojas (Intermedia)	1	01-ene-1963	5	Tonalá, Jalisco
Salvador Alvarado (Sanalona)	2	08-may-1963	14	Culiacán, Sinaloa
Manuel M. Diéguez (Santa Rosa)	2	02-sep-1964	61	Amatitán, Jalisco
Plutarco Elías Calles (El Novillo)	3	12-nov-1964	135	Soyopa, Sonora
Infiernillo	6	28-ene-1965	1,120	La Unión, Guerrero
Ambrosio Figueroa (La Venta)	5	31-may-1965	30	La Venta, Guerrero
Camilo Arriaga (El Salto)	2	26-jul-1966	18	El Naranjo, San Luis Potosí
José Cecilio del Valle	3	26-abr-1967	21	Tapachula, Chiapas
Huazuntlán	1	01-ago-1968	0	Zoteapan, Veracruz
Malpaso	6	29-ene-1969	1,080	Tecpatán, Chiapas
Villita	4	01-sep-1973	300	Lázaro Cárdenas, Michoacán
Belisario Domínguez (Angostura)	5	14-jul-1976	900	Venustiano Carranza, Chiapas
Humaya	2	27-nov-1976	90	Badiraguato, Sinaloa
Manuel Moreno Torres (Chicoasén)	8	29-may-1981	2,400	Chicoasén, Chiapas
Carlos Ramírez Ulloa (El Caracol)	3	16-dic-1986	600	Apaxtla, Guerrero
La Amistad	2	01-may-1987	66	Acuña, Coahuila
Bacurato	2	16-jul-1987	92	Sinaloa de Leyva, Sinaloa
Ángel Albino Corzo (Peñitas)	4	15-sep-1987	420	Ostuacán, Chiapas
Raúl J. Marsal (Comedero)	2	13-ago-1991	100	Cosalá, Sinaloa
Valentín Gómez Farías (Agua Prieta)	2	15-sep-1993	240	Zapopan, Jalisco
Aguamilpa Solidaridad	3	15-sep-1994	960	Tepic, Nayarit
Colina	1	01-sep-1996	3	San Francisco Conchos, Chihuahua
Luis Donald Colosio (Huites)	2	15-sep-1996	422	Choix, Sinaloa
Fernando Hiriart Balderrama (Zimapán)	2	27-sep-1996	292	Zimapán, Hidalgo
Leonardo Rodríguez Alcaine (El Cajón)	2	01-mar-2007	750	Santa María del Oro, Nayarit

Fuente: (CFE. Dirección de Operaciones, 2016)





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Con frecuencia, los accidentes han sido consecuencia de malas operaciones y mantenimientos de los sistemas de control y protección. Uno de los objetivos del análisis de riesgo es determinar los equipos y funciones más críticas para la seguridad del proceso analizado, así como mejorar el diseño de los sistemas, y valorar el costo/beneficio para cambios propuestos al diseño (Nelson, 2016a).

Al conocer las funciones más críticas para la seguridad, se puede dar mejor entrenamiento a los operadores, para así reducir la frecuencia de accidentes o, en su caso, disminuir las consecuencias por errores humanos. La complejidad de las instalaciones hidroeléctricas, exige la utilización de técnicas de evaluación que permitan realizar un análisis más riguroso de las mismas, aportando algo más que la simple identificación de deficiencias o la detección de desviaciones sobre estándares reglamentarios establecidos.

Las plantas de generación hidroeléctricas presentaron los mayores índices de muerte por accidentes reportado, por ello la relevancia de incluirla en este trabajo. Así, en el análisis se incluyó los accidentes por falla de la infraestructura de la presa. Cabe mencionar que, en algunos casos estas industrias cuentan con estudios con enfoques sólo dirigidos a la seguridad y salud ocupacional o con un carácter ambiental, con la finalidad de dar cumplimiento a la certificación de los procesos de calidad o a los planes de prevención de riesgos y accidentes.

Por otro lado, en el campo de presas y embalses, el entendimiento y el reconocimiento de los distintos factores de riesgos presentes en las actividades relacionadas con su seguridad, constituyen la base conceptual para la confección de sistemas lógicos o modelos orientados a informar la toma de decisiones en seguridad. Así mismo, debe considerarse que las presas son estructuras complejas que comprenden un conjunto de subsistemas susceptibles a fallar de forma aislada o no. Desde la rotura de la presa de Teton (USA) en 1976, el mundo ha evolucionado muy significativamente en la forma de entender las presas, las inundaciones y el conjunto de infraestructura críticas de las que depende el funcionamiento de las sociedades modernas y el bienestar de los ciudadanos (SPANCOLD, 2012).





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Dado que la sociedad ha venido demandando un incremento en los niveles de seguridad y confiabilidad de las infraestructuras consideradas esenciales, el diseño, la construcción y operación debe permitir de forma efectiva mitigar las amenazas tanto naturales como antrópicas. Así estrategias integradas de gestión de riesgo han ganado mucha importancia en los últimos años. En este contexto, el análisis de riesgo ha supuesto un auténtico cambio de paradigma que ha permitido avanzar en la evaluación y gestión de los riesgos.

Muchas de las presas y centrales hidroeléctricas en el mundo, se diseñaron y construyeron siguiendo los lineamientos que establecían las normas existentes en las primeras épocas de empleo de dicha tecnología, y que de acuerdo con los nuevos criterios ya no son las adecuadas. Se puede señalar que muchos de los aliviaderos² de las presas que actualmente están en explotación, no serían capaces de controlar las avenidas que hoy en día se juzgarían como de diseño. Por ello, el incremento de la seguridad de presas no debe plantearse sólo como un beneficio social, sino que indudablemente debe verse como un mejoramiento en su capacidad de regulación y de la generación de energía.

En el mundo existen más de 100,000 presas, incluyendo 35,000 grandes presas que según el Comité Internacional de Grandes Presas, son las que tienen más de 15 m de altura, aunque también entran en esta categoría las que están entre 10 y 15 m, pero que cumplen con alguna de las siguientes condiciones: longitud de cresta de 500 m por lo menos o descarga máxima de 2,000 m³/s, condiciones complejas en la cimentación o diseño inusual de la presa (Torres, 2013).

De igual forma, México cuenta con más de 5,163 presas y bordos de almacenamiento (Comisión Nacional del Agua, 2016), de las cuales 667 están clasificadas como grandes presas, de acuerdo con la definición de la Comisión Internacional de Grandes Presas, (Comisión Nacional del Agua, 2012).

La construcción de presas en México data de fines del siglo 20 con la construcción de la central hidroeléctrica de Batopilas en Chihuahua (1889); Portezuelo I (1898),

² Los aliviaderos son elementos de las presas que tienen la misión de liberar parte del agua retenida o embalsada evitando su paso por la sala de máquinas





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Ixtaczoquitlán (1899); en la década de 1900 a 1910, se construye San Simonito y La Luz (1903), Zepayautla, Temascaltepec, Tiro, y Necaxa I (1905), y a finales de la década Platanal, Portezuelo II, La Trinidad, San Sebastián y Las Fuentes I.

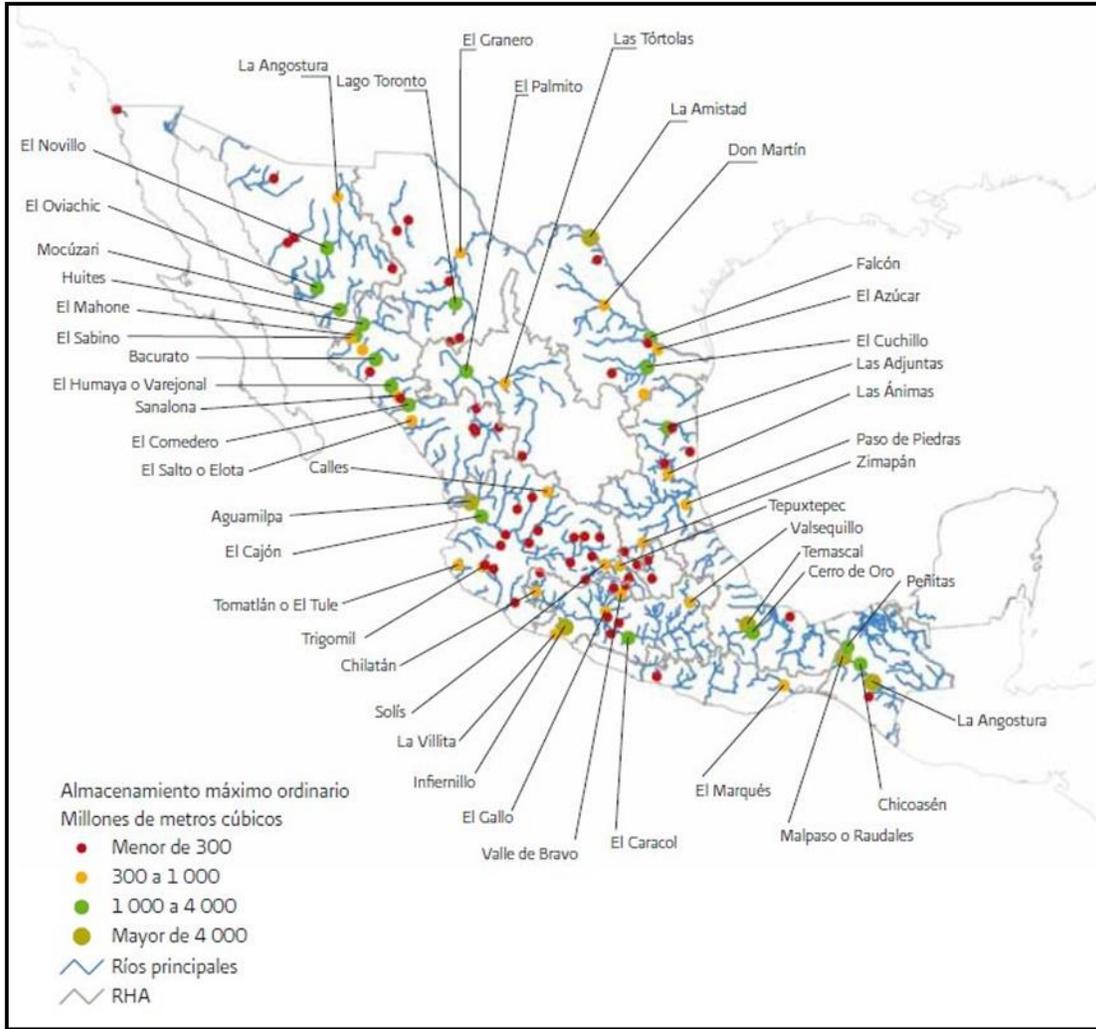


Figura 2. 11. Principales presas de México

Fuente:(SINA, 2009)

2.1.2.1. Accidentes ocurridos en México (C. Hidroeléctricas)

En México se han presentado accidentes en instalaciones hidroeléctricas por las siguientes causas (Torres, 2013):

1. Desbordamiento. En 1975 en el área de Irapuato, Guanajuato, se destruyó la presa del Conejo provocada por el desbordamiento de la presa La Llave,





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

estructura similar ubicada aguas arriba en la misma cuenca; tal evento no se había previsto al dimensionar el vertedor de la primera estructura.

2. Flujo de Agua. Se entiende por fallas debido al flujo de agua, las originadas por tubificación o erosión, sea en la estructura térrea o en la cimentación. Esto ocurrió en el dique Laguna (sistema Necaxa, Puebla) en 1969 en la que se presentó en el empotramiento derecho de la cimentación un flujo concentrado que abrió una brecha de 30m de ancho en la presa y provocó el vaciado rápido de unos 20 Mm³.

Cabe mencionar que, en nuestro país, solo se han presentado falla en presas por desbordamiento (El Conejo y La Llave Guanajuato en 1975), pero producto de su ubicación geográfica, en diversas ocasiones ha estado expuesto a fenómenos naturales que han ocasionado que se presenten eventos que han rebasado las previsiones iniciales en grandes proyectos; ejemplo de algunos casos:

1. La presa de gravedad vertedora La Venta Gro, en el río Papagayo (Torres, 2013), con su planta hidroeléctrica, se había diseñado para descargar un caudal máximo de 12 000 m³/s. 1967 durante la construcción, en dos ocasiones se presentaron avenidas del orden de 6,000 m³/s, provocadas por perturbaciones ciclónicas, trayendo consigo la inundación de la casa de máquinas.

2. La presa del Infiernillo en el estado de Michoacán. La obra de excedencias se diseñó inicialmente para un gasto pico de entrada de 28,000 m³/s; posteriormente un grupo de consultores determinaron incrementar la avenida de ingreso a un orden de 38,000 m³/s al considerar envolventes mundiales, ya que el período de registros en el momento del proyecto era de solamente nueve años. Finalmente, se utilizó una avenida de 38,800 m³/s amplificando la máxima de 11,500 m³/s ocurrida el 18 de octubre de 1955. En octubre de 1967 se presentó la mayor avenida histórica registrada hasta ahora en el sitio, apenas a dos años de haber terminado la presa. El gasto máximo estimado fue de 25,200 m³/s, tuvo 13 días de duración y un volumen de 6,880 Mm³.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

3. Aguamilpa y Zimapán (Marengo, Arreguín, & Romero, 2010), ocurrieron los siguientes sucesos:

➤ El 22 de agosto de 1990 se presentó en el sitio del Proyecto Hidroeléctrico Aguamilpa, un gasto de 5,300 m³/s que fue regulado a 3,800 m³/s; debido a la mala calidad de la roca del túnel de desvío 2, se tuvo un caído de 20,000 m³ que bloqueó momentáneamente el flujo produciéndose un fenómeno transitorio cuya columna de agua alcanzó los 250 m de altura en la lumbrera de compuertas de cierre final. Afortunadamente la misma sobrepresión y el flujo erosionaron el derrumbe dejando libre la entrada en pocos minutos.

➤ Intensas precipitaciones en la parte central ocasionaron que las presas Taxhimay, Danxhó, Requena y Endhó sobre el río Tula tuvieran fuertes escurrimientos y derrames. El 10 de julio de 1991 se presentó en el sitio del Proyecto Hidroeléctrico Zimapán un gasto pico de 576 m³/s, que corresponde prácticamente al del diseño de la obra de desvío de 600 m³/s; la sobreelevación inmediata de 4.50 m de la ataguía aguas arriba permitió incrementar la capacidad de regulación de dicha obra y no perder la fuerte inversión inicial hecha hasta ese momento.

4. El 20 de enero de 1992 se produjeron lluvias inusuales en la cuenca del río Santiago que ocasionaron una avenida extraordinaria de 9,000 m³/s en la presa de Aguamilpa. Aunque tres días después el caudal había disminuido a 1,000 m³/s, el 28 de enero se generó en el sistema un gasto de 7,770 m³/s. La decisión de haber construido un canal fusible permitió manejar la avenida, reduciendo el gasto pico a la mitad y evitando graves daños tanto a la cortina como en la planicie costera aguas abajo.





2.1.3. Generación termoeléctrica.

En el proceso termoeléctrico existe una clasificación de tipos de generación según la fuente utilizada para hacer girar los generadores eléctricos. Las fuentes pueden ser:

- ❖ **Vapor.**
- ❖ **Turbogás.** (gases de combustión)
- ❖ **Combustión Interna.**
- ❖ **Ciclo Combinado.** (Combinación de las tecnologías de turbogás y vapor).

Constan de una o más unidades turbogás y una o dos de vapor, cada turbina acoplada a su respectivo generador eléctrico.

La creación de energía eléctrica, en las unidades de turbogás (turbina de gas), se realiza directamente con la energía cinética resultante de la expansión de aire comprimido y los gases de combustión. La turbina está unida al rotor del generador, dando lugar a la producción de electricidad; los gases de la combustión se descargan directamente a la atmósfera, ver figura 2.12.

En México existen un total de 41 centrales de turbogás, con 94 unidades lo que representa el 21.8 % del total de centrales generadoras existentes en el país, con una capacidad efectiva de 2736.5MW (CFE, 2015).

El Ciclo Combinado es un método para utilizar la energía sobrante del escape de la turbina de gas. Recibe este nombre porque opera bajo los principios de dos ciclos termodinámicos: el ciclo Brayton de la turbina de gas y el ciclo Rankine para la de vapor. Se combina al hacer circular los gases calientes del escape por un recuperador de calor que genera vapor, el cual pasa por la turbina de vapor, donde cambia la energía de presión y temperatura por energía mecánica, para hacer girar un alternador y producir electricidad, ver figura 2.13.



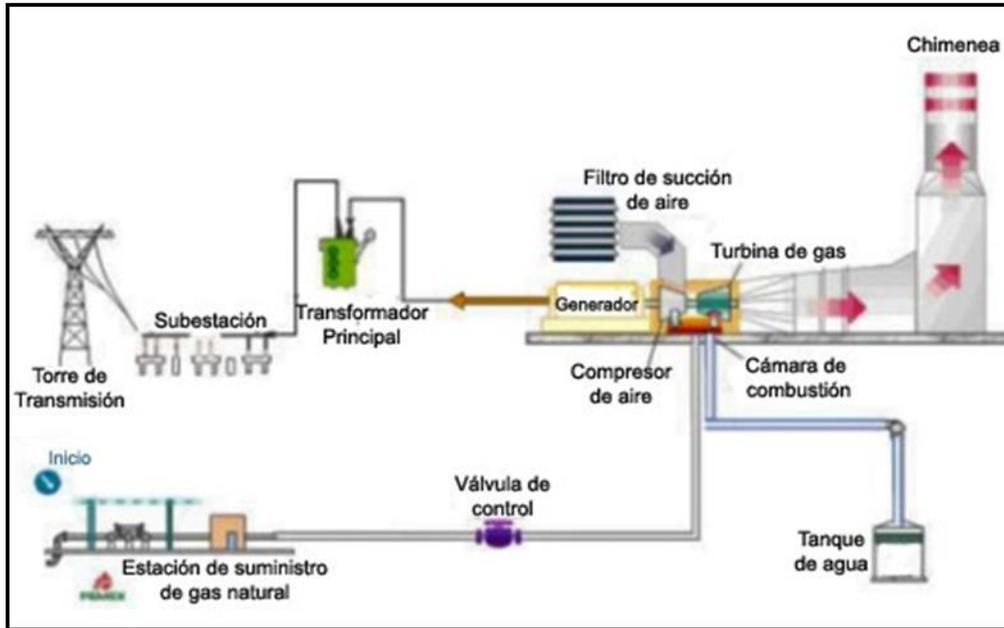


Figura 2. 12. Generación de energía eléctrica mediante centrales de turbogás

Fuente: (Barraza, Bernal, & Medina, 2012)

El empleo de este tipo de tecnología en el mundo tiene un volumen importante de utilización, siendo Rusia, Canadá, Alemania, España, Estados Unidos y Suecia, los países con el mayor porcentaje de producción de energía utilizando el Ciclo Combinado.

En México, el uso de Ciclos Combinados, los cuales queman gas natural para la generación de energía eléctrica, creció en forma significativa a partir de 1995. En 2007, proporcionó 12,231 GWh, representando el 46.4% del total de la energía producida en el país (Romero, 2011).

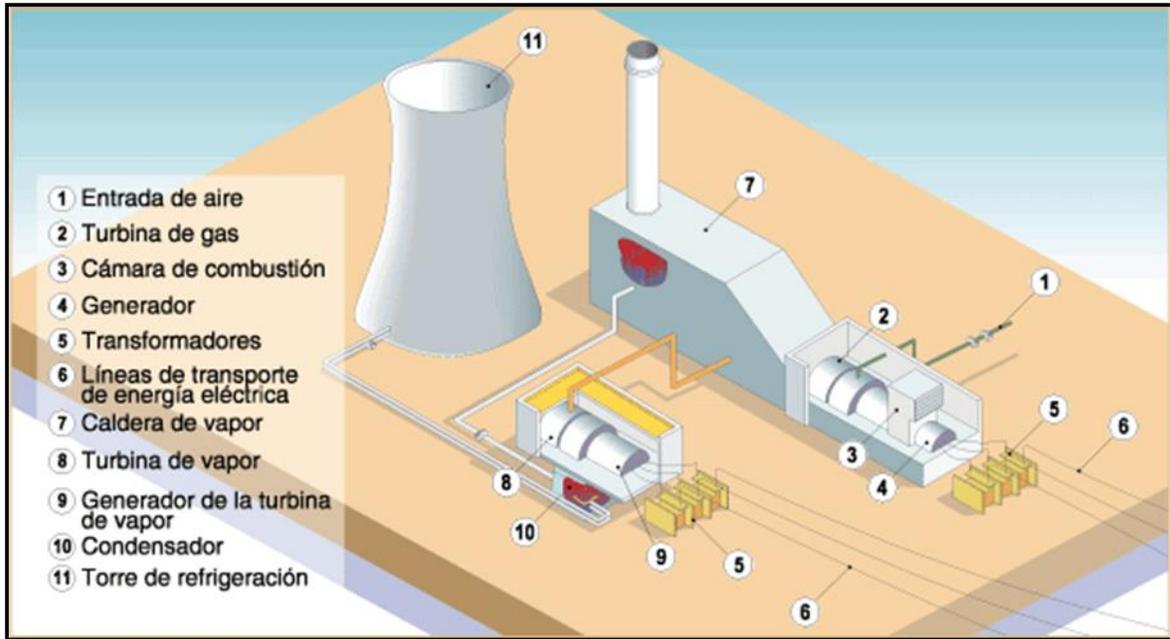


Figura 2. 13. Producción de energía eléctrica mediante el Ciclo Combinado

Fuente: (Castillo & Ramírez, 2015)

A diciembre de 2015, México contaba con un total de 15 centrales de Ciclo Combinado dirigidas por la CFE, las que representan el 13,8% del total de centrales generadoras que pertenecen a esta Comisión, ver tabla 2.5 (CFE, 2015).



Tabla 2. 5. Centrales de Ciclo Combinado (CFE)

Central Generadora de Ciclo Combinado	Entidad Federativa	Capacidad Instalada[MW]
Hermosillo	Sonora	227,022
Presidente Juárez (Rosarito)	Baja California	743,000
Samalayuca II	Chihuahua	521,760
Gómez Palacio	Durango	239,800
Chihuahua II (El Encino)	Chihuahua	619,400
Pdte. Emilio Portes Gil (Río Bravo)	Tamaulipas	211,123
Huinalá	Nuevo León	377,660
Huinalá II (Monterrey II)	Nuevo León	471,180
Gral. Manuel Álvarez Moreno (Manzanillo)	Colima	1,453,908
Valle de México	Estado de México	549,300
Tula	Hidalgo	489,000
El Sauz	Querétaro	591,000
San Lorenzo Potencia	Puebla	382,120
Dos Bocas	Veracruz	452,000
Felipe Carrillo Puerto (Valladolid)	Yucatán	220,000

Fuente:(CFE. Dirección de Operaciones, 2016)

Al 31 de diciembre de 2016, la capacidad efectiva instalada de Generación sin los PIE era de 42,611.3 MW, de los cuales, 22,208.6 MW pertenecían a las termoeléctricas y de ello 8,190.5 a las centrales de Ciclo Combinado (CFE, 2016a). Esto evidencia un incremento en la capacidad generada de manera general y particularmente, en las centrales de Ciclo Combinado, debido a la incorporación en septiembre de dos centrales, Agua Prieta II y Poza Rica, de Sonora y Veracruz respectivamente. Sumando 17 centrales con un total de 72 unidades, lo que representa un incremento en el porcentaje de participación de esta tecnología de un 13.8 % a un 14.74%, continuando con la progresión de la misma en el país.

Los productores independientes (PIE) cuentan con un total de 23 centrales de Ciclo Combinado (tabla 2.6).





Tabla 2. 6. Centrales de Ciclo Combinado (PIE)

Central Generadora de Ciclo Combinado	Entidad Federativa	Capacidad Instalada[MW]
Mérida III AES Mérida III, S. de R.L. de C.V. A. en P.	Yucatán	484,000
Hermosillo Fuerza y Energía de Hermosillo, S.A. de C.V.	Sonora	250,000
Saltillo Central Saltillo, S.A. de C.V.	Coahuila	247,500
Tuxpan II Electricidad Águila de Tuxpan, S. de R.L. de C.V.	Veracruz	495,000
Río Bravo II (Anáhuac) Central Anáhuac, S.A. de C.V.	Tamaulipas	495,000
Bajío Energía Azteca VIII, S. de R.L. de C.V.	Guanajuato	495,000
Monterrey III Iberdrola Energía Monterrey, S.A. de C.V.	Nuevo León	449,000
Altamira II Electricidad Águila de Altamira, S. de R.L. de C.V.	Tamaulipas	495,000
Tuxpan III y IV Fuerza y Energía de Tuxpan, S.A. de C.V.	Veracruz	983,000
Campeche Energía Campeche, S.A. de C.V.	Campeche	252,400
Mexicali Energía Azteca X, S. de R.L. de C.V.	Baja California	489,000
Chihuahua III Energía Chihuahua, S.A. de C.V.	Chihuahua	259,000
Naco-Nogales Fuerza y Energía de Naco-Nogales, S.A. de C.V.	Sonora	258,000
Altamira III y IV Iberdrola Energía Altamira, S.A. de C.V.	Tamaulipas	1,036,000
Río Bravo III Central Lomas de Real, S.A. de C.V.	Tamaulipas	495,000
C.C.C. La Laguna II Iberdrola Energía La Laguna, S.A. de C.V.	Durango	498,000
Río Bravo IV Central Valle Hermoso, S.A. de C.V.	Tamaulipas	500,000
Valladolid III Compañía de Generación Valladolid, S. de R.L. de C.V.	Yucatán	525,000
Tuxpan V Electricidad Sol de Tuxpan, S. de R.L. de C.V.	Veracruz	495,000
Altamira V Iberdrola Energía del Golfo, S.A. de C.V.	Tamaulipas	1,121,000
Tamazunchale Iberdrola Energía Tamazunchale, S.A. de C.V.	San Luis Potosí	1,135,000
Norte Durango Fuerza y Energía de Norte Durango, S.A. de C.V.	Durango	450,000
Norte IIKST Electric Power Company, S.A. P.I. de C.V.	Chihuahua	433,000

Fuente: (CFE. Dirección de Operaciones, 2016)

Cabe recalcar que, el 22.1% del total de la energía eléctrica producida en el país, es generada por los PIE (CFE, 2016a), aunque se espera un aumento de las mismas con la reforma energética y la construcción de nuevas instalaciones. Así mismo, los PIE no tuvieron variación en los años 2015 al 2016, aunque están en construcción cuatro centrales nuevas: Baja California III Ensenada, Baja California (ene-2017), Noreste El Carmen, Nuevo León (jul-2018), Noroeste Ahome, Sinaloa (ene-2019) y Norte III Cd. Juárez, Chihuahua (jun-2019) (CFE, 2016b).

Al igual que en la hidroeléctricas, solo ha realizado estudios de riesgos aplicando la normativa ambiental mexicana con un enfoque más ambientalista. Para el desarrollo de estos estudios, la SEMARNAT ha establecido la Guía para la elaboración del estudio de riesgo ambiental para empresas que realizan





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

actividades altamente riesgosas, para establecimientos en operación (tramite SEMARNAT-07-008; Revisión 2).

En esta guía se establece cuatro niveles diferentes de información para la presentación de los estudios del riesgo ambiental (*SEMARNAT-07-008, 2016*):

- ❖ Estudio de riesgo para ducto.
- ❖ Estudio de riesgo Nivel 1.
- ❖ Estudio de riesgo Nivel 2.
- ❖ Estudio de riesgo Nivel 3.

Este procedimiento de SEMARNAT que tiene como finalidad, establecer los criterios que definen el estudio de riesgo ambiental a requerir por las instalaciones que realizan actividades altamente riesgosas según los dos listados publicados en el Diario Oficial de la Federación; el primero el 28 de marzo de 1990 materiales (Secretaría de Gobernación, 1990) y el segundo el 4 de mayo de 1992 (Secretaría de Gobernación, 1992). En estos listados se enumeran las sustancias con propiedades inflamables, explosivas, tóxicas, reactivas, radioactivas, corrosivas o biológicas y las cantidades que podrían provocar una afectación significativa al ambiente, población o instalaciones.





CAPÍTULO III. PROPUESTA METODOLÓGICA

El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) es un método sistemático que permite determinar y analizar los posibles escenarios de secuencias de accidente, obteniendo modelos de respuestas ante la ocurrencia de un conjunto de eventos que podrían amenazar la operación segura de una determinada instalación. La correcta aplicación y desarrollo de esta metodología permite anteponerse a las posibles fallas de componentes y sistema en las instalaciones.

En la actualidad, la industria nuclear es la principal impulsora y defensora de esta metodología, la cual si cuentan con metodologías establecidas y aplicadas en las diversas instalaciones existentes en el mundo. No obstante, su aplicación no es muy difundida en las restantes formas de generación eléctrica tales como las centrales de ciclo combinados e hidroeléctricas.

Así en este trabajo se presenta una metodología para proporcionar una herramienta o prescribir un método que permita establecer requisitos necesarios para realizar APS y la documentación de los mismos, en instalaciones de generación de energía no nuclear. La base de esta metodología es la norma para la evaluación de riesgo probabilístico de nivel 1 que incluye la frecuencia de fundición de núcleo y la frecuencia de liberación grande y temprana/ para aplicaciones de centrales nucleares (*Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications. ASME/ANS RA-S-2008*).

Dicha norma está desarrollada bajo procedimientos acreditados que cumplen con los criterios establecidos en las Normas Nacionales Estadounidense (*American National Standards*).

Debido a su ya frecuente utilización y a la veracidad de los resultados obtenidos de su aplicación en la industria nuclear, es que se decide realizar una metodología





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

para otros tipos de industrias de generación eléctrica tomando como base dicha norma.

Para desarrollar Análisis Probabilístico de Seguridad en fuentes de generación no nucleares, de las 8 etapas empleadas en la norma para nuclear, solo se contemplaron siete, eliminando la LERF (frecuencia de liberación grande y temprana), dado que este fenómeno físico no puede presentarse en las otras centrales. Las siete etapas a analizar se listan a continuación:

1. Eventos Iniciares (IE)
2. Secuencias de Accidentes (AS)
3. Criterios de Éxitos (SC)
4. Análisis de Sistema (SY)
5. Análisis de Confiabilidad Humana (HR)
6. Análisis de Datos (DA)
7. Cuantificación (QU)

En la figura 3.1 se observa el diagrama de flujo para la distribución de las etapas para la metodología propuesta.

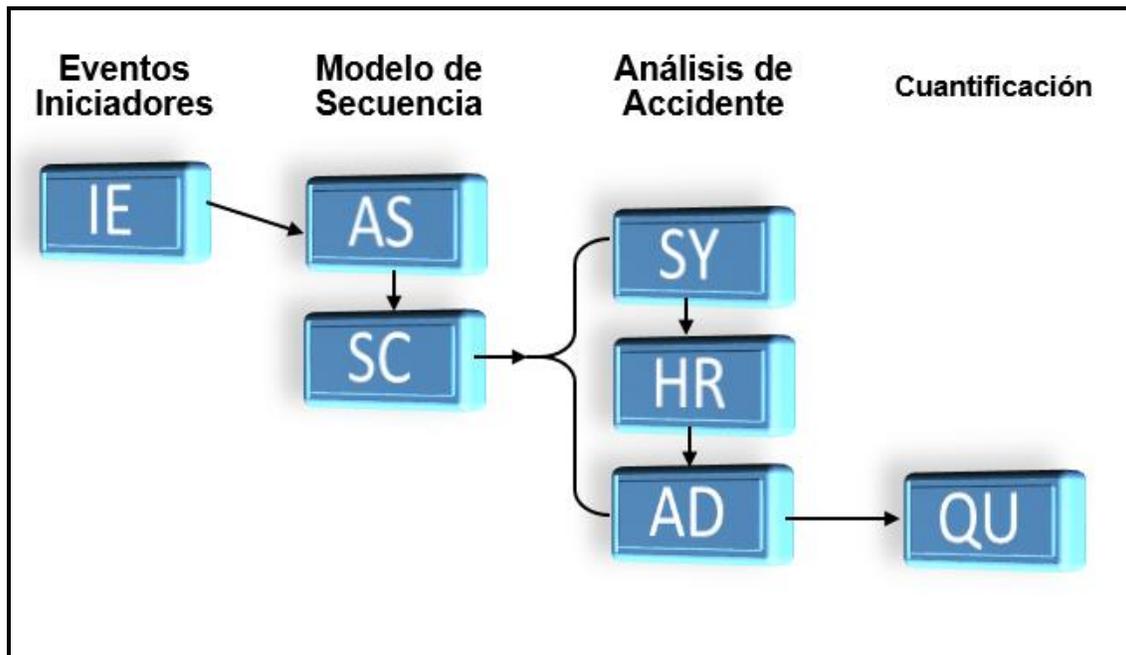


Figura 3. 1. Diagrama de flujo de las distintas etapas

Fuente: (el autor)





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

De igual forma, con base en el nivel de alcance de este APS, en la figura 3.2 se representan las etapas básicas para el desarrollo de esta aplicación en plantas de generación de energía no nuclear.

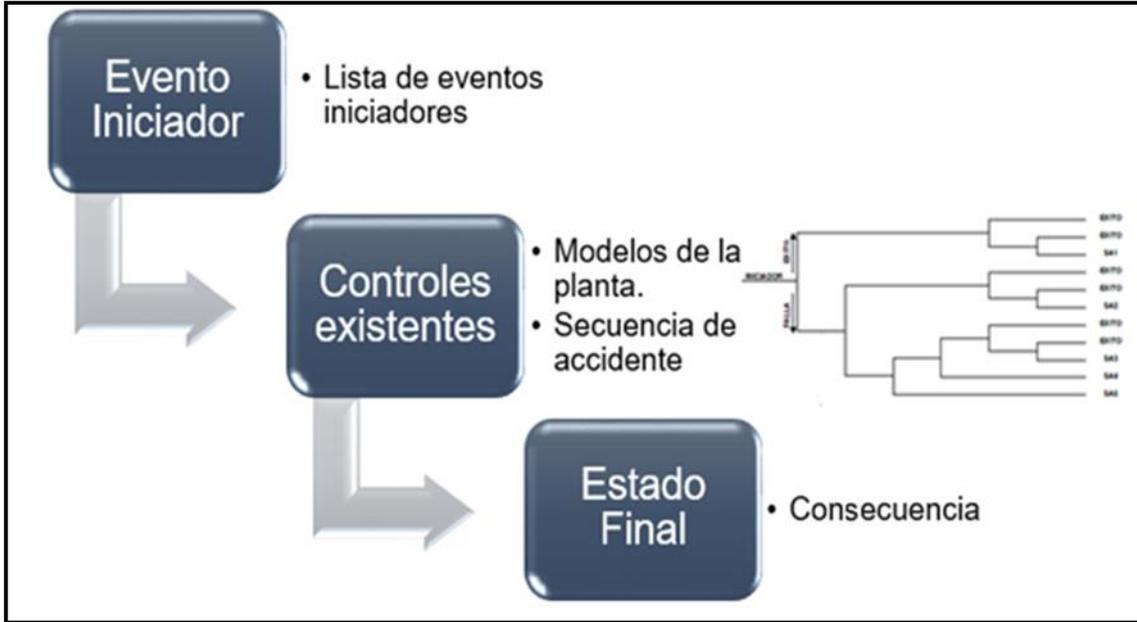


Figura 3. 2. Etapas básicas de la metodología propuesta

Fuente: (el autor)

En las secciones subsecuentes se describen cada una de estas etapas.

3.1. Eventos Iniciales

La definición de eventos iniciadores, es el primer paso y uno de los de mayor importancia. En él se incluyen todos aquellos eventos que de una forma u otra desafían el funcionamiento normal de una planta, para ello se requiere la identificación de los peligros relevantes de la instalación de acuerdo con en el historial de incidentes y accidentes tanto propios como de instalaciones y/o procesos similares, el juicio de expertos o aplicación de alguna técnica de identificación de peligros.





3.1.1. Eventos iniciadores (industria nuclear)

El análisis de eventos iniciadores en la industria nuclear, tiene como objetivos principales identificar y cuantificar los eventos que podrían conducir al daño del núcleo de tal manera que:

- A. Se incluyan eventos que desafíen el funcionamiento normal de la planta y que requieran de mitigación exitosa para prevenir daños al núcleo.
- B. Los eventos iniciadores se agrupen de acuerdo con los requisitos de mitigación que faciliten el modelado eficiente de la respuesta de la planta.
- C. Se cuantifiquen las frecuencias de los grupos de eventos iniciadores.

Debiendo cumplir con los siguientes requisitos:

Tabla 3. 1. Requisitos de alto nivel para análisis interno de IE

Designación	Requerimientos
HLR-IE-A	El análisis de evento iniciador deberá proporcionar una identificación razonablemente completa de los eventos iniciadores.
HLR -IE-B	El análisis de eventos iniciadores debe agrupar los eventos iniciadores para que los eventos en el mismo grupo tengan requisitos de mitigación similares (es decir, los requisitos para la mayoría de los eventos en el grupo son menos restrictivos que los requisitos de mitigación limitantes para el grupo) para facilitar una estimación eficiente pero realista de CDF.
HLR -IE-C	El análisis del evento iniciador deberá estimar la frecuencia anual de cada evento iniciador o grupo de eventos iniciadores.

Fuente:(ASME/ANS RA-S, 2009)

Como se mencionó anteriormente, los objetivos están enfocados a evitar daños del núcleo, siendo el estado final al cual no se desea llegar. Así mismo, para las plantas nucleares existen listas de eventos previamente elaborados que contribuyen con el desarrollo del APS, además que existen reportes de plantas similares que de igual manera aportan en gran medida.





3.1.2. Eventos iniciadores (propuesta)

Los eventos iniciadores en la propuesta metodológica para generación de energía no nuclear, tienen como principales objetivos, identificar y cuantificar los eventos que conducen a:

- ❖ Pérdida de los parámetros de desempeño³.
- ❖ Paros no programados del sistema.
- ❖ Daños al personal⁴.

Se consideran los tres estados antes mencionados como los estados finales para las plantas de generación de energía no nuclear. No obstante, para este trabajo solo se analizan los dos primeros.

En las plantas de generación de energía no nuclear, no existe tal contribución, ni publicación de reportes de experiencias en plantas similares, por lo cual las técnicas de identificación de peligros (TIP), caracterizan el desarrollo de esta etapa. En la tabla 3.2 se ejemplifica como aparece en la metodología la descripción para identificar eventos iniciadores.

Tabla 3. 2. Ejemplo de la propuesta metodología para IE-A

Index No. IE-A	Descripción
IE-A1	Identificar los eventos iniciadores que interrumpen la operación normal de la planta y que requieren de actuación para evitar pérdidas de los parámetros de desempeño, paros no programados o pérdidas de vidas humanas (Emplear TIP que permitan realizar análisis lógicos y realistas).
IE-A2	Identificar eventos iniciadores específicos basados en la experiencia de otras instalaciones similares.
IE-A3	Emplear enfoques estructurados utilizando métodos de identificación cualitativos que permitan evaluar y documentar la probabilidad de la secuencia de un suceso en un sistema como resultante de un evento iniciador en los componentes individuales.
IE-A4	Evaluar eventos iniciadores que resulten de múltiples fallas, incluyendo fallas en equipos de causas aleatorias, comunes y acciones rutinarias.

³ Eficiencia en el proceso de generación, Capacidad de generación, Factor de planta y Auxiliares.

⁴ Para el análisis de este estado final es necesario datos de confiabilidad humana de la planta para las acciones ante los eventos que conducen a este estado (datos in situ), lo cual está fuera del alcance del presente trabajo.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Fuente: (el autor)

Las principales TIP a emplear para determinar eventos que pueden desafiar el funcionamiento normal de la planta son:

- 1. Checklist** (Listas de Verificación).
- 2. PHA** (Análisis Preliminar de Peligros).
- 3. What-if?** (Análisis ¿Qué pasa si...?).
- 4. FMEA** (Análisis de Modo de Fallas y Efectos).
- 5. HAZOP** (Estudio de Peligro y Operabilidad).
- 6. LOPA** (Análisis de Capas de Protección).

A continuación, se describe brevemente las primeras cinco de las TIP mencionadas. Cabe mencionar que el HAZOP fue la TIP empleada en el presente trabajo, por lo cual ésta presenta un mayor detalle en su descripción.

1. Lista de Verificación (Checklist):

Esta técnica es frecuentemente utilizada para verificar el cumplimiento de sistemas con normas y códigos, así como homologación de prácticas referente a sistemas de seguridad. La utilización de un Checklist permite comparar el estado de una instalación respecto a una referencia externa.

2. Análisis Preliminar de Peligros (PHA):

El PHA es un método para explicar los peligros potenciales, para el personal de la planta u otras personas, debidos al sistema. Sus objetivos son identificar las condiciones de peligro inherentes al sistema y determinar la importancia o criticidad de los accidentes que podrían presentarse.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

3. ¿Qué pasa si...? (What if?):

Este método se basa en emitir preguntas que involucran causas específicas de posibles eventos no deseados. El éxito del análisis depende de la experiencia del equipo multidisciplinario para identificar los eventos indeseados.

4. Análisis de Modos de Falla y Efectos (FMEA):

El propósito del FMEA es identificar los modos de falla de componentes individuales de un equipo para determinar sus efectos en el sistema. El análisis requiere de un mínimo de dos analistas que conozcan el proceso y el equipo. Puede ser útil en la etapa de diseño, por ejemplo, para identificar la necesidad de tener alguna redundancia de componentes o protección para el equipo. El FMEA es un método inductivo cualitativo que es directo y fácil de aplicar. Se documenta en forma tabular, donde los encabezados de las columnas muestran la evolución progresiva del efecto de las fallas.

5. Estudio de Peligro y Operabilidad (HAZOP):

Un estudio de peligro y operabilidad (HAZOP, por sus siglas en inglés) involucra un examen sistemático de los documentos de diseño que describen las instalaciones. El estudio es realizado por un equipo multidisciplinario que identifica los peligros y problemas operacionales que pueden dar lugar a un accidente.

La esencia del HAZOP es revisar diagramas y/o procedimientos usando protocolos preestablecidos para evaluar metódicamente el impacto de variar las condiciones normales de operación (diseño) de ciertos equipos, sistemas, etc. En la figura 3.3 se muestra un protocolo típico para aplicar un HAZOP.



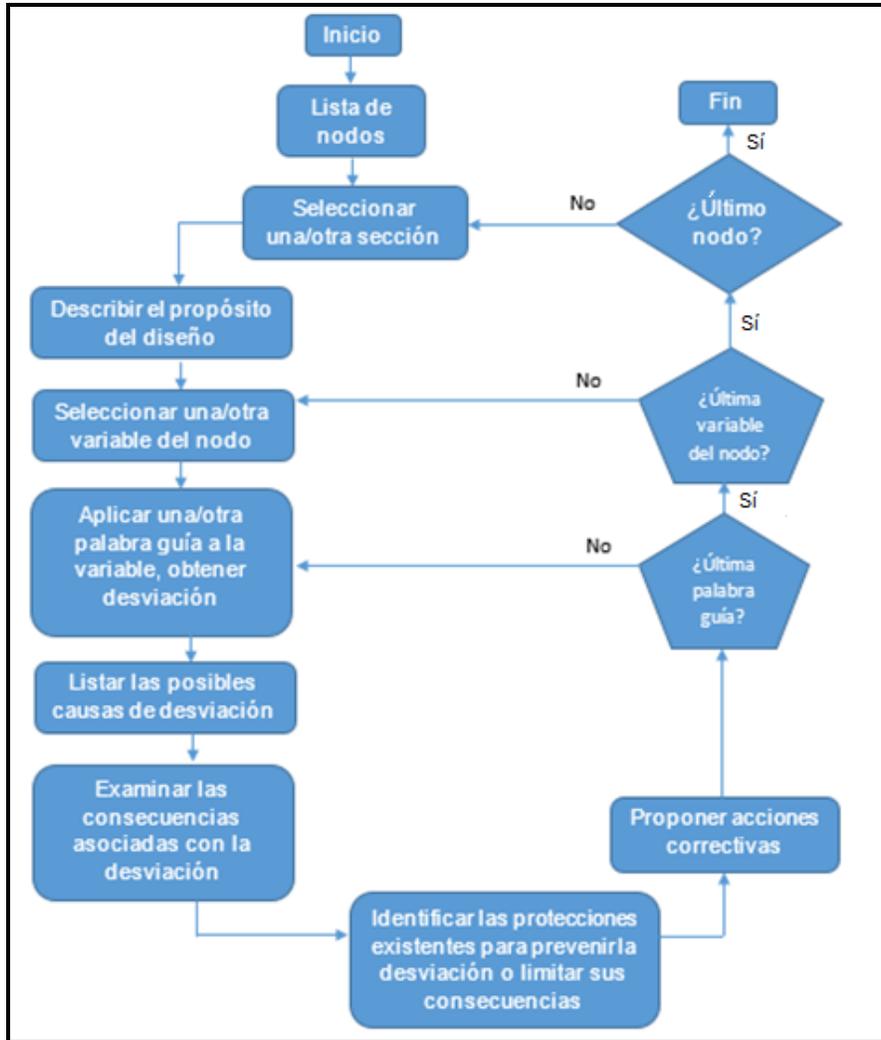


Figura 3. 3. Protocolo de análisis para aplicar HAZOP

Fuente: (el autor)

Con el fin de estructurar o jerarquizar los eventos iniciadores que surgen como resultado de aplicar alguna(s) de las técnicas de identificación antes mencionada, se emplean las matrices.

Las matrices se diseñan con el objetivo de contar con una medida comparativa entre los diversos eventos iniciadores, son herramientas relativamente simples en los cuales las escalas que se emplean para establecer la jerarquización deben representar valores con un significado lógico.

Las matrices son gráficas en dos dimensiones (figura 3.4), en cuyos ejes se presentan las categorías con las cuales se desea realizar una comparación.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

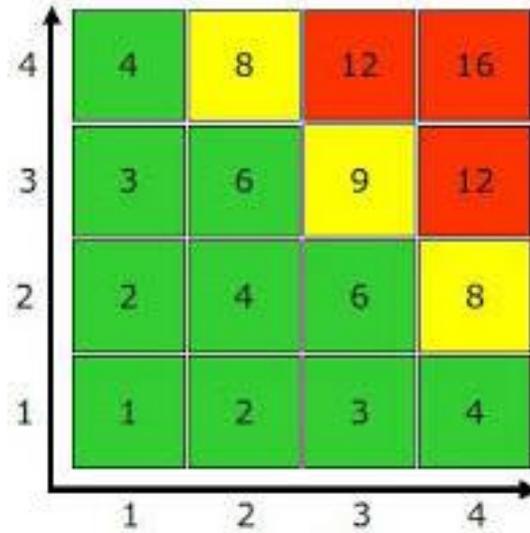


Figura 3. 4. Ejemplo de matriz

Fuente: (el autor)

Estas categorías usualmente aparecen en forma numérica en escala de valores, aunque en ocasiones pueden aparecer en forma de variables lingüísticas mediante las cuales se establece el grado de importancia.

La escala de valores se diseña para contar con una medida comparativa que sirva como apoyo para la toma de decisiones. Como principales características se tiene que son:

- Sistema de fácil implementación y comprensión.
- Incluye escenarios potenciales con sus respectivas frecuencias.
- Describe en cada categoría las consecuencias de la misma.

La matriz se emplea para calificar inicialmente el nivel de riesgo de cada evento iniciador, considerando esto como la primera etapa dentro del análisis cuantitativo. Sus ventajas principales radican en la fácil aplicabilidad y comprensión de sus resultados. Para el desarrollo de las mismas, se establecen las categorías de frecuencia y consecuencias según el número de clasificaciones seleccionadas por los/(as) analistas.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Para las evaluaciones de las matrices en el presente trabajo se optó por tomar como referencias cuatro niveles de clasificación para cada uno de los componentes.

Para el caso específico de la frecuencia en tabla 3.3 se muestran estos niveles.

Tabla 3. 3. Categoría de frecuencia para la metodología

Clasificaciones	Tipo de categoría	Frecuencia de ocurrencia
F4	Muy Frecuente	Ocurre una vez por año
F3	Frecuente	Ocurre una vez en un período entre 1 y 2 años
F2	Poco Frecuente	Ocurre una vez en un período entre 2 y 5 años
F1	Raro	Ocurre una vez en un período entre 5 y 10 años

Fuente: (el autor)

Para las categorías de consecuencias se establecen las siguientes clasificaciones, ver tabla 3.4.

Tabla 3. 4. Categoría de consecuencia para la metodología

Categoría de consecuencia	Pérdida de la eficiencia	Paro no programado del sistema	Daños al personal
C4	Pérdidas superiores al 25%	Paro por un período superior a 72 horas	Heridas o daños físicos que pueden resultar en fatalidad
C3	Pérdidas entre el 15% y 25%	Paro por un período de 48 a 72 horas	Heridas o daños físicos que generan incapacidad mecánica
C2	Pérdidas entre el 5% y 15%	Paro por un período de 24 a 48 horas	Heridas o daños físicos que requieran primeros auxilios
C1	Pérdidas menores al 5%	Paro por un período de hasta 24 horas	No se esperan heridos ni daños físicos

Fuente: (el autor)





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

A partir de la previa selección de los estados finales a emplear en la evaluación por matrices, se conforman las mismas, dependiendo de las categorías de frecuencias y consecuencias seleccionadas. La referencia a emplear en el presente trabajo se representa en la figura 3.5.

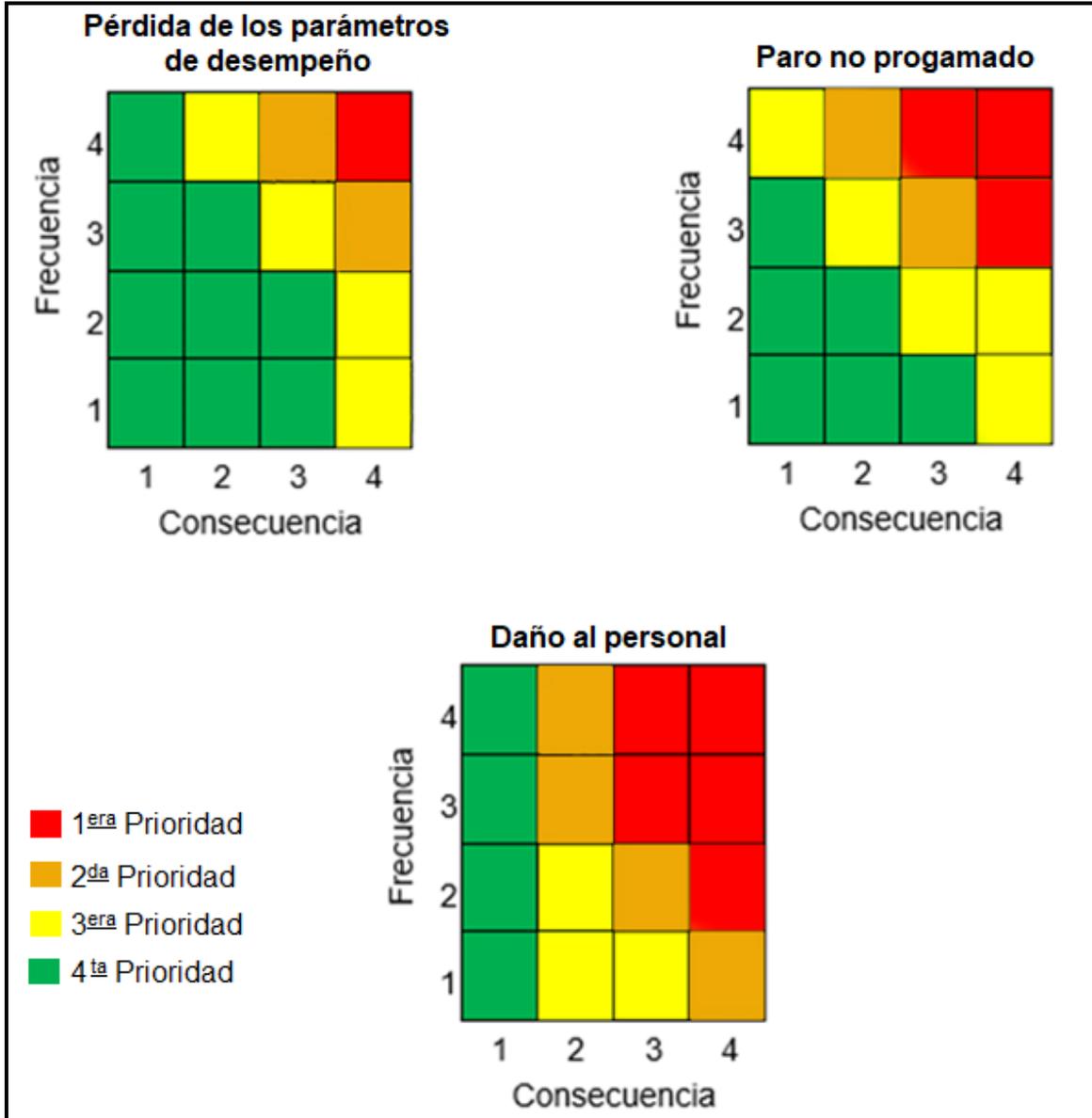


Figura 3. 5. Matriz para aplicar en Ciclo Combinado

Fuente: (el autor)

La desventaja de este método radica en que la evaluación de la frecuencia de ocurrencia es subjetiva (de Muy Frecuente a Raro), además las categorías de





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

frecuencia y consecuencia pueden generar un alto grado de incertidumbre si no se realiza una correcta selección de los estados finales a evaluar.

3.2. Modelos de secuencia de accidentes

Para el desarrollo de los modelos de secuencia de accidentes se aplicó la metodología de análisis de árboles de eventos. Esta metodología se considera como inductiva. En esta se evalúan las consecuencias que podrían presentarse a partir de la suposición de la materialización de un evento iniciador y se desarrollan las posibles secuencias de eventos que lleven a consecuencias potenciales. Esto permite analizar los escenarios posibles, las situaciones de emergencia y las respuestas a las mismas. El procedimiento metodológico para el desarrollo de un árbol de eventos se muestra en la figura 3.6. Así mismo, a continuación, se detallan brevemente las etapas principales.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

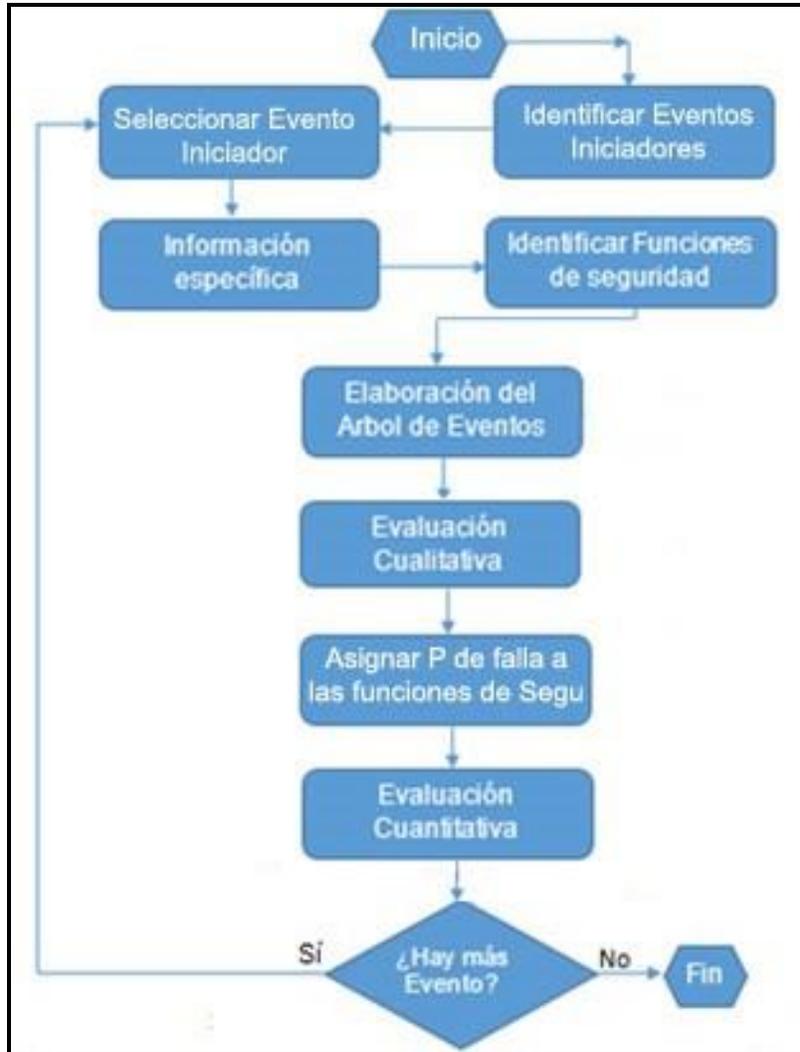


Figura 3. 6. Procedimiento para el Análisis de Arboles de Eventos

Fuente: (el autor)

Eventos iniciadores: Se seleccionan como se establece en la sección de eventos iniciadores, y para cada uno se realizan las actividades planteadas en la figura 3.6.

Información específica: Está referida a la obtención de información, lo más actualizados posibles sobre el proceso en cuestión, la misma se puede obtener mediante inspecciones, visitas o intercambio de información con especialistas de área, permitiendo conocer las respuestas ante situaciones de emergencia, ello implica que se debe contar con la documentación actualizada de los diagramas de tubería e instrumentación, diagramas de flujo del proceso, manuales de operación, etc.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Funciones de seguridad: El éxito o falla de las funciones de seguridad, así como los fenómenos que afectan la progresión física del evento, determinan los posibles estados finales del árbol. Las funciones de seguridad y los fenómenos físicos deben de ordenarse en forma cronológica en la que se espera que actúen o se presenten. Los fenómenos físicos son los sucesos que podrían modificar la progresión del evento iniciador y que pueden conducir a estados finales distintos y las funciones de seguridad (sistemas de seguridad, acciones del operador, etc.) que responden al evento iniciador son las defensas o las protecciones de las plantas contra las consecuencias del evento.

Evaluación cualitativa: En esta etapa se describen los estados finales, los cuales representan la variedad de resultados que puede seguir el evento iniciador, se determinan sus consecuencias y su importancia cualitativa.

Evaluación cuantitativa: Etapa en la cual se determinan las probabilidades o frecuencias de cada uno de los estados finales. Para lo cual es necesario obtener las probabilidades de éxito y falla de los encabezados correspondientes a las funciones de seguridad o fenómenos físicos.

En la figura 3.7 se muestra un modelo genérico de árbol de eventos. En esta figura puede observarse que los encabezados del árbol representan las funciones de seguridad capaces de contrarrestar los efectos del evento iniciador y en el extremo de cada rama el estado final.



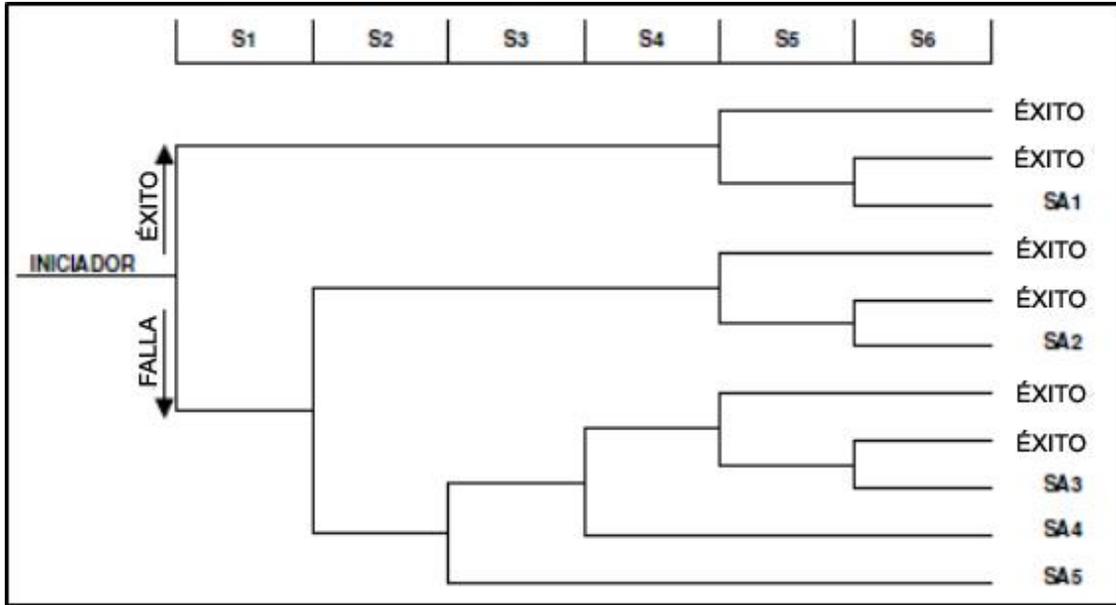


Figura 3. 7. Ejemplo esquemático de un Árbol de evento

Fuente: (Nelson, 2016b)

Una vez desarrollado los modelos de árboles de eventos se procede con los siguientes pasos:

3.2.1. Análisis de secuencia de accidente (AS)

El análisis de secuencia de accidentes tiene como principal objetivo asegurar que las respuestas de los sistemas y de los operadores de una planta, a un determinado suceso iniciador, se reflejen en la evaluación del daño a estas y al medio, de tal manera que:

1. Las acciones a realizar por parte del operador, los sistemas de mitigación, y los fenómenos que puedan alterar las secuencias, se incluyan adecuadamente en la estructura de los árboles de eventos.
2. Las dependencias específicas de cada planta, se vean reflejadas en la estructura de la secuencia de accidente.
3. Los criterios de éxito que sirven de apoyo para lograr el éxito en otras funciones, estén disponibles, al igual que el tiempo estimado en el cual los operadores realizan las acciones para cada función de seguridad.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

En el análisis de secuencias de accidentes se describen los escenarios específicos que conducen a los estados finales no deseados como consecuencia del evento iniciador.

Un ejemplo de cómo aparece descrito en la metodología propuesta se observa en la tabla 3.5

Tabla 3. 5. Ejemplo de análisis de secuencia de accidentes en la metodología

Index No. AS-A	Descripción
AS-A1	Usar un método para el análisis de secuencia del accidente que: <ul style="list-style-type: none"> a) Permitan establecer claramente las combinaciones adecuadas de las respuestas del sistema y las acciones del operador que afectan a las funciones de seguridad para cada suceso iniciador. b) Incluya una representación gráfica de las secuencias de accidentes en una "estructura de árbol de evento" o equivalente, que muestre la progresión de la secuencia del accidente c) Proporcione un marco para apoyar la cuantificación de secuencia
AS-A2	Para cada evento iniciador, identificar las funciones clave de seguridad que son necesarias para llegar a un estado seguro, estable y evitar daños mayores.
AS-A3	Para cada modelo de evento iniciador, utilizar los criterios de éxito definidos para cada función de seguridad.
AS-A4	Para cada modelo de evento iniciador, utilizar los criterios de éxito definidos para cada función clave de seguridad, en caso de dependencia de alguna acción por parte del operador necesaria para alcanzar los criterios de éxito definidos identificarlas.
AS-A5	Definir el modelo de secuencia del accidente de manera que sea consistente con las características de la planta: el diseño del sistema, procedimientos de operaciones de emergencia y procedimientos anormales de la planta.

Fuente: (el autor)

Dado que las ramas de los modelos representan la falla/éxito en la actuación de algunos de los sistemas de seguridad, fue necesario determinar las probabilidades de falla de éstos. Así, se utilizó la metodología de análisis de árboles de falla en donde se desarrolla la interrelación de sus componentes y la progresión de la falla de los mismos.

Las probabilidades de cada rama en los árboles de eventos son complementarias entre sí, lo que significa que, si se asigna la probabilidad de falla de una rama, la probabilidad de éxito será el complemento de la unidad, ver ecuación 1.





$$P_{(\text{éxito})} = 1 - P_{(\text{falla})} \quad \text{ec. (1)}$$

Donde:

$P_{(\text{falla})}$ y $P_{(\text{éxito})}$, son las probabilidades de falla y éxito respectivamente.

Debido a que el análisis de secuencias de accidentes está relacionado con las trayectorias que llevan a estados finales no deseados, a continuación, se aborda el concepto de estado final.

Estados finales: Es el conjunto de condiciones al final de una secuencia de accidentes que caracteriza el impacto de la secuencia sobre la planta o el medio ambiente. En la mayoría de los APS, los estados finales típicamente incluyen estados de éxito, sin embargo, no se cuantifican.

La probabilidad o frecuencia de cada estado final es el producto de las probabilidades de las ramas, que aparecen en la trayectoria de cada una de las secuencias, por la probabilidad o frecuencia del evento iniciador, ver ecuación 2.

$$SA_4 = EI * \text{Falla S1} * \text{Falla S2} * \text{Éxito de S3} * \text{Falla S4} \quad \text{ec. (2)}$$

La ecuación anterior está basada en la lógica a seguir en el estado final SA4 de la figura 3.7. Así, la probabilidad condicional de los estados finales se obtiene cuando se asigna un valor de probabilidad igual a la unidad al evento iniciador ($IE=1$). De igual forma, para definir los estados finales no deseados es necesario determinar los criterios de éxito.

3.2.2. Criterios de éxito (SC)

El criterio de éxito se encarga de definir las medidas específicas de la planta en cuanto al éxito y el fracaso de sus sistemas y componentes, de tal manera que:

1. Queden definidos los criterios de éxitos para los eventos top de los árboles de falla, los componentes auxiliares y de apoyo y las acciones necesarias que deben hacer los operadores como apoyo a la secuencia de accidente.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

2. Los métodos y sus enfoques deben tener una base técnica firme, donde los criterios de éxito resultantes puedan ser medidos a partir de cálculos deterministas específicos

En la tabla 3.6, se ejemplifica algunas de las cuestiones que se abordan en esta sección en la metodología propuesta.

Tabla 3. 6. Ejemplo de la metodología para criterios de éxitos

Index No. SC-A	Descripción
SC-A1	Especificar los parámetros de la planta (ejemplo, la temperatura más alta, nivel de líquido) y los criterios de aceptación asociados (ejemplo, límite de temperatura).
SC-A2	Especificar los criterios de éxito para cada una de las funciones clave de seguridad identificadas.
SC-A3	Confirmar que la base de los criterios de éxito es consistente con las características, procedimientos y filosofía de funcionamiento de la planta.

Fuente: (el autor)

Los criterios de éxito se aplican a los eventos topes de los árboles de falla. Por tal motivo cada sistema tecnológico presenta sus propios criterios de éxitos, dependiendo de los componentes que forman parte de las barreras de seguridad en cada sistema generador. En las plantas de Ciclo Combinado específicamente para el sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor, se concibe como éxitos la intervención de las válvulas de ventilación, las válvulas motorizadas, las válvulas principales de corte y la intervención de operador para realizar cierres manuales de determinadas válvulas. Los criterios de éxito también comprenden las fallas parciales de componentes o sistemas actuadores, para determinados casos donde se demanda total cumplimiento de la función de seguridad. Como ejemplo se puede mencionar las válvulas de retención de vapor en estos sistemas o la compuerta principal de entrada en las plantas hidroeléctricas.

Como puede observarse, los criterios de éxitos están relacionados con el análisis de sistemas, es decir, la aplicación del análisis de árboles de fallas.





3.2.3. Análisis de sistemas (SY)

El análisis de sistemas consiste en la aplicación de la metodología para identificar y cuantificar las causas de los fracasos para cada sistema que se representó en el análisis de eventos iniciadores y secuencia de accidente, mediante la utilización de los árboles de fallas.

En esta etapa se identifican los errores humanos y las acciones del operador que podrían influir en la falta de disponibilidad del sistema o la contribución del sistema a las secuencias de accidentes (su desarrollo se detalla en el análisis de confiabilidad humana). Así mismo, se identifican y representan las dependencias entre sistemas y las dependencias intra-sistema, incluyendo fallas de causa común que podrían influir en la falta de disponibilidad del sistema o la contribución del sistema al accidente.

El análisis de árboles de falla es una metodología deductiva y sistemática que permite analizar la seguridad de sistemas complejos durante las distintas etapas (diseño, construcción y operación).

Un árbol de fallas es un diagrama lógico-gráfico en el cual se describen todas las combinaciones creíbles de fallas o eventos que causan un evento no deseado el cual suele denominarse como evento tope.

Las fallas que se incluyen en los árboles de fallas pueden ser originadas por errores humanos o fallas en los equipos. Las fallas de equipos a su vez se clasifican en tres categorías:

Falla primaria: Involucra la falla de un componente operando bajo las condiciones normales de diseño u operación.

Falla secundaria: Involucra la falla de un componente operando fuera de las condiciones normales de diseño u operación.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Falla de comando: Involucra la operación inadecuada del componente, esto es, fuera de lugar o de tiempo de operación normal. Se interpreta como la falla del componente que controla la operación del componente.

Al construir un árbol de fallas es importante hacer una clara determinación de las interrelaciones entre eventos. Para este, es de particular utilidad tener presente los siguientes conceptos:

Efecto de falla: Son las consecuencias que originan la falla de un componente.

Modo de falla: Manifestación funcional específica de una falla (es decir, el medio por el cual un observador puede determinar que se ha producido una falla) impidiendo el funcionamiento exitoso de un equipo, componente o sistema. Son los que especifican el “cómo” un equipo deja de cumplir su función.

Mecanismo de falla: Cualquiera de los procesos que da lugar a modos de falla, incluyendo el efecto químico, eléctrico, mecánico, físico, térmico y humano. Considera la forma en que un modo de falla puede ocurrir, es decir especifica el “por qué” de la falla.

El procedimiento para realizar análisis de árboles de fallas se muestra en la figura 3.8.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

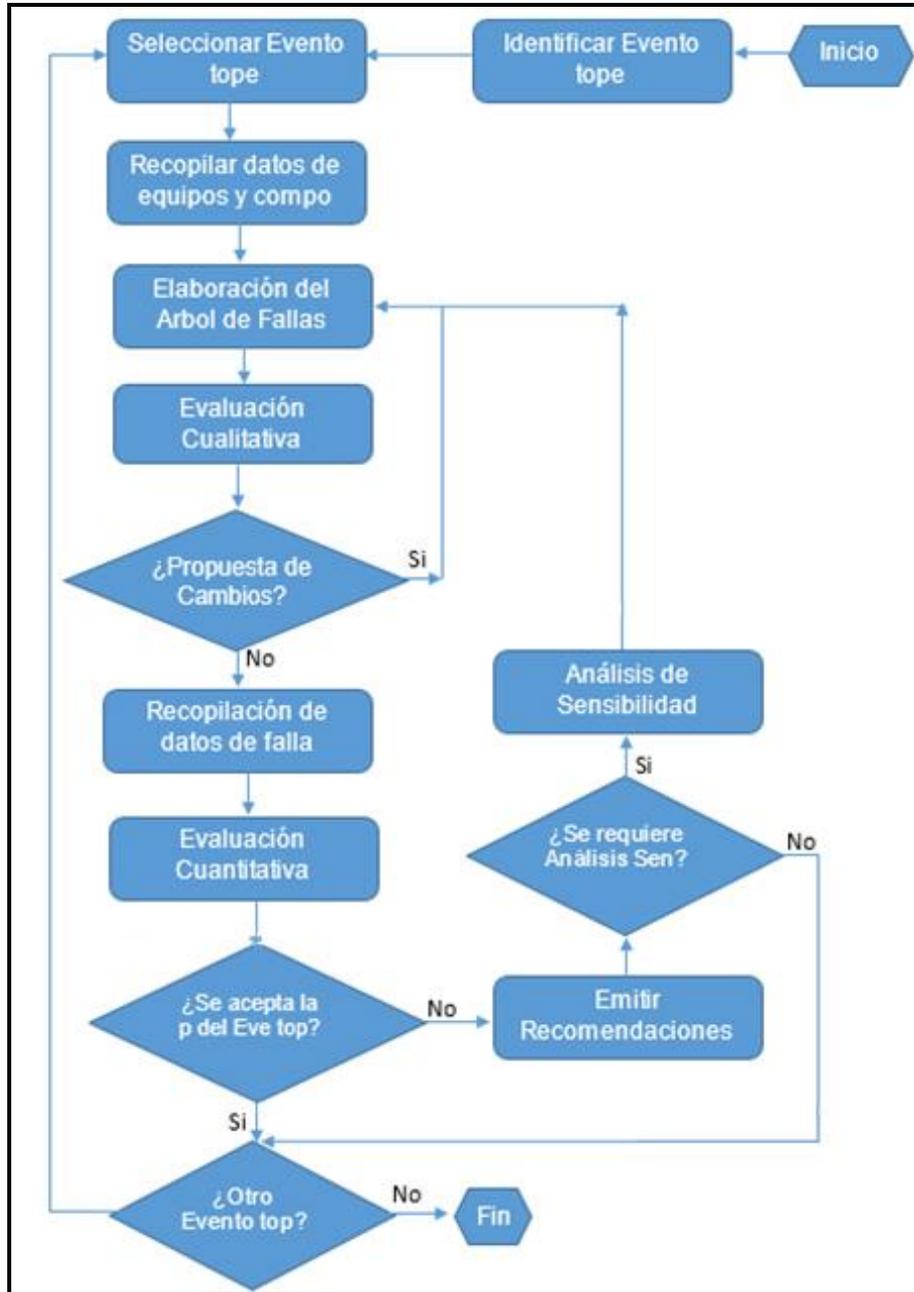


Figura 3. 8. Procedimiento para realizar análisis de árbol de fallas

Fuente: (el autor)

Las etapas principales para realizar el análisis de árbol de falla son las siguientes:

1. Identificación del evento tope.
2. Selección del evento tope.
3. Recolección de datos sobre equipos y componentes.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

4. Construcción/modificación del árbol de fallas basado en la configuración del sistema.
5. Evaluación cualitativa del árbol de fallas.
6. Evaluación cuantitativa del árbol de fallas.
7. Documentación.

A continuación, se hace una breve descripción de cada etapa.

Identificación de evento tope: El evento tope está relacionado generalmente con una falla del sistema a analizar. La información proporcionada por el árbol depende de la selección de evento tope e influye sobre la estructura del árbol.

Selección de evento tope: Se selecciona un evento de los identificados. Esto depende del objetivo y alcance del estudio.

Recolección de datos sobre equipos y componentes del sistema: En esta etapa se definen las fronteras del sistema de estudio. Es importante que la información específica referente al proceso sea lo más actualizada posible, alguna de la información podría obtenerse a partir de visitas e inspecciones a las instalaciones sujetas al análisis, así como de entrevistas con el personal de operaciones. Adicionalmente se requiere la verificación de programas de mantenimientos, diagramas de tubería e instrumentación, diagrama de flujos del proceso, manual de operaciones, equipo de personal multidisciplinario, etc.

Construcción del árbol de fallas: El objetivo de esta etapa es desarrollar el árbol de fallas que represente las secuencias de fallas que lleven a la materialización del evento tope.

Existen cuatro reglas fundamentales para la construcción de árboles de falla:

1) Regla declaración de evento.

Escribir dentro del símbolo del evento el enunciado que describe de manera precisa y concisa las causas que provocan la falla. Este enunciado debe de





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

responder a las cuestiones en “dónde” y en “qué” parte del sistema se encuentra la desviación o falla.

2) Regla “No milagros”.

Si la operación normal del sistema propaga la secuencia de falla, se supone que el equipo funciona normalmente. No se debe suponer que un evento inesperado (milagro), fuera de la función normal del equipo, evite la secuencia de la falla.

3) Regla compuerta completa.

Todos los eventos de una compuerta se deben definir antes de continuar con el desarrollo de otra compuerta.

4) Regla no compuerta a compuerta.

Las compuertas no deben ser directamente unidas a otras compuertas sin que exista entre ellas un evento intermedio. El evento intermedio debe contener la descripción de las entradas de la compuerta.

Un ejemplo de la conformación de un árbol de falla, se muestra en la figura 3.9.

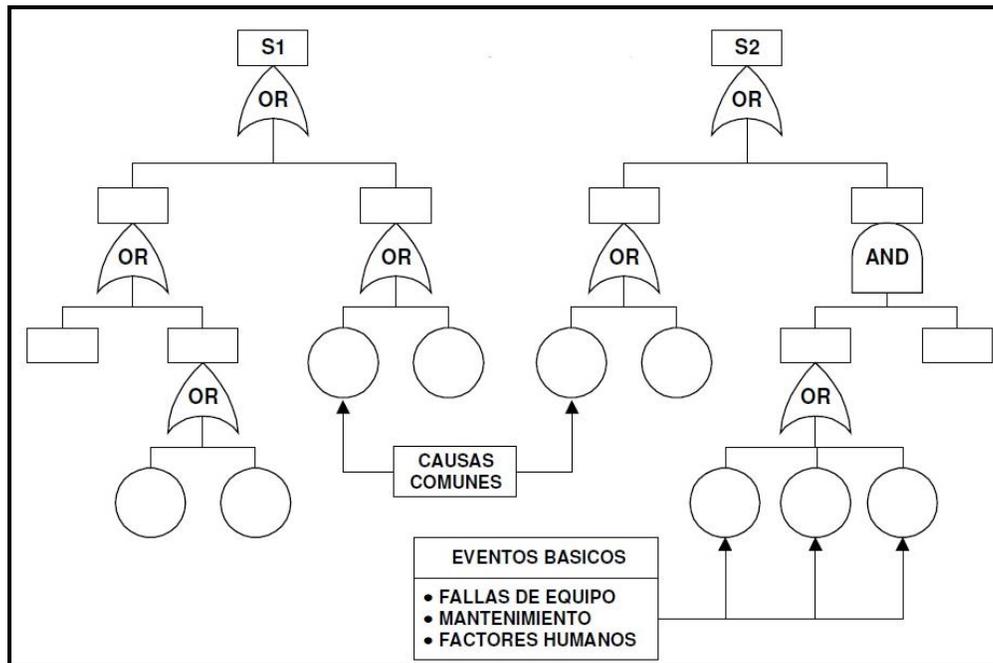


Figura 3. 9. Ejemplo esquemático de un Árbol de fallas

Fuente: (Nelson, 2016a)





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Evaluación cualitativa: El objetivo de esta etapa es obtener los Conjuntos Mínimos de Corte (CMC) y el orden de los mismos. Los CMC son combinaciones mínimas de eventos básicos, donde el orden de los conjuntos lo da la cantidad de eventos básicos que contenga.

La evaluación cualitativa permite verificar de manera sistémica la consistencia del modelo, ya que es un excelente mecanismo de revisión entre los analistas y personal con experiencia en la operación de la planta.

Evaluación cuantitativa: Tiene como objetivo obtener las probabilidades de ocurrencia del evento tope, así como la de cada uno de los CMC, además de identificar los eventos de mayor contribución en la ocurrencia del evento tope.

Para llevar a cabo esta cuantificación es necesario obtener las tasas de fallas para la asignación de probabilidades de los eventos básicos. La información requerida se obtiene de diversas fuentes como:

- Bibliografía especializada (bases de datos genéricas y específicas).
- Tablas de programas de mantenimiento.
- Registros de operaciones del sistema.
- Datos proporcionados por el fabricante.
- Análisis de confiabilidad humana.

3.2.4. Confiabilidad humana (HR)

El Análisis de confiabilidad humana es una técnica usada para identificar, analizar, cuantificar y documentar sistemáticamente los posibles errores humanos dentro de un sistema, y los efectos de estos sobre la confiabilidad.

Los errores humanos pueden ocurrir en distintas etapas de un accidente:

- Acciones antes del evento iniciador: errores en actividades durante la operación normal de la planta que llevan a la indisponibilidad del equipo.
- Eventos inducidos por el humano: errores en actividades durante la operación normal de la planta que causan condiciones anormales.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- Acciones después del evento iniciador: corresponden a maniobras requeridas del operador para mitigar el evento.

Los elementos de confiabilidad humana se encargan de asegurar que en el APS los impactos de las medidas relativas al personal de la planta, se reflejen en la evaluación del riesgo.

Estos impactos, se abordan, tanto en pre-suceso iniciadores como después de la iniciación de las actividades de un evento. Los mismos están representados por elementos del modelo lógico en los efectos de las acciones del personal en la disponibilidad /indisponibilidad del sistema y en el desarrollo de la secuencia de accidentes.

Los errores humanos pueden clasificarse en dos tipos:

- Errores de omisión: son aquellos en los que alguna de las acciones críticas a realizar no es llevada a cabo quedando la tarea incompleta.
- Errores de comisión: son aquellos en que la acción crítica es realizada, pero de forma incorrecta, o bien, cuando una acción inesperada que no es requerida para el sistema es efectuada y puede causar su falla.

Los tipos de comportamiento de acuerdo a la tarea son:

- Basado en técnica o habilidades: depende del entrenamiento y la práctica.
- Basado en reglas: soportado principalmente en documentos escritos. Si no se practican las reglas, el operador tiene que verificar cada regla.
- Basado en conocimiento: se aplica principalmente, cuando los síntomas son ambiguos o complejos; el estado de la planta se complica por fallas múltiples o eventos no usuales.

Los factores específicos que intervienen en el desempeño humano para cada escenario de riesgo, se contabilizan, incluyendo los factores que influyen en las actividades o en el rendimiento humano.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Los Factores de Desempeño Humano (FDH) se clasifican en:

- FDH externos:
 1. Ambiente de trabajo (horas de trabajo, ruido, visibilidad, etc.)
 2. Características de la tarea (complejidad, interfaces con el equipo, etc.)
 3. Instrucciones de la tarea (procedimientos, comunicación escrita u oral, etc.)
- FDH internos (características del individuo):
 1. Psicológicos (experiencia, capacitación, nivel de estrés, velocidad de la tarea, distracciones, estados de ánimo, etc.)
 2. Fisiológicas (temperatura extrema, nivel de estrés, características físicas especiales para ejecutar la tarea, etc.)

De manera general los problemas de rendimiento humano, se abordan integralmente para que los temas de la dependencia sean capturados.

En la tabla 3.7, se ejemplifica como aparecen en la metodología los requisitos para el análisis de confiabilidad humana.

Tabla 3. 7. Requisitos para el análisis de confiabilidad humana

Index No.	Descripción
HR-A	
HR-A1	Para el equipo de modelado del APS, identificar, a través de una revisión de los procedimientos y prácticas, las actividades de ensayo, inspección y mantenimiento que requieren la realineación de los equipos fuera de su estado de funcionamiento o de espera normal.
HR-A2	Identificar, a través de una revisión de los procedimientos y prácticas, las actividades de calibración que si se realiza de forma incorrecta puede tener un impacto adverso en el inicio automático de los equipos de seguridad.
HR-A3	Identificar las prácticas de trabajo identificados anteriormente (HR-A1, HR-A2) que implican un mecanismo que afecta simultáneamente a los equipos, ya sea en diferentes trenes de un sistema redundante o diversos sistemas [por ejemplo, el uso de equipos de calibración común por el mismo equipo en el mismo turno, una actividad de mantenimiento o de prueba que requiere reajuste de todo un sistema].

Fuente: (el autor)

Para asignar valores de probabilidades a eventos ocasionados por errores humanos se emplean métodos que permitan evaluar la confiabilidad humana, tales como:





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- ❖ Programa de Evaluación de la Secuencia de Accidentes, siglas en inglés (ASEP), (Swain, 1987).
- ❖ Técnica para la predicción de la tasa de error humano, siglas en inglés (THERP).
- ❖ Confiabilidad Cognitiva Humana/ Método de Experimentos de Confiabilidad del Operador, siglas en inglés (HCR/ORE).
- ❖ Método del árbol de decisión basado en la causa, siglas en inglés (CBDTM).
- ❖ Metodología del Índice de Probabilidad de Éxito, siglas en inglés (SLIM).
- ❖ Descomposición de utilidad de múltiples atributos, siglas en inglés (MAUD).

Específicamente para el desarrollo del presente trabajo se abordará la metodología para la evaluación de la confiabilidad humana desarrollada para el programa ASEP (*Accident Sequence Evaluation Program*) de la NRC, la cual se encuentra documentada en el informe NUREG-4772.

La metodología de confiabilidad humana de ASEP está ideada para reducir el costo y tiempo de este tipo de análisis, sin requerir especialistas altamente calificados en la tecnología del comportamiento humano.

El procedimiento ASEP, permite calcular valores conservadores de probabilidad de error humano para acciones antes y después de un evento anormal.

Errores antes del evento anormal

Las acciones humanas antes del evento iniciador, corresponden a componentes afectados por personal de la planta (operación, mantenimiento, instrumentistas) durante acciones rutinarias, quedando indisponible ante una demanda. Estos factores se denominan errores de prueba y mantenimiento o errores de indisponibilidad y se determinan según la ecuación 3:

$$F_T = B H E P * \Pi_i R F_i \quad \text{ec. (3)}$$

Donde:

F_T : error de indisponibilidad.





BHEP: probabilidad básica de error humano

RF: factores de recuperación

Errores después del evento iniciador

Las acciones humanas después del evento iniciador corresponden a maniobras requeridas del operador para mitigar el evento.

3.2.5. Análisis de datos (DA)

En el análisis de datos se proporcionan las estimaciones de los parámetros utilizados para determinar las probabilidades de los eventos básicos que representan las fallas de equipos e indisponibilidades.

Para que los parámetros estimados reflejen de manera apropiada la configuración y operación de la planta, los mismos deben realizarse sobre la base de datos específicos o genéricos de dicha planta. Siendo necesario contabilizar los componentes o sistemas con falta de disponibilidad producto a que se encuentran en mantenimiento o reparación.

Para el cálculo de las probabilidades de fallas de un componente es necesario conocer su modo de operación (continua o por demanda), si el componente es reparable si su funcionamiento es monitoreado, si cuenta con un programa de mantenimiento y la frecuencia del mismo.

Estos datos determinan el modelo matemático a emplear para calcular la probabilidad de falla.

Falla de componentes en operación continua: Este modelo se aplica para componentes que en el momento de ocurrencia de la falla se encuentran en operación permanente, en el cual la tasa de ocurrencia por unidad de tiempo de dichos eventos es una constante (λ_0) y el tiempo entre fallas está dado por una distribución exponencial ecuación 4:





$$P=1- e^{-\lambda_0 t} \quad \text{ec. (4)}$$

Del mismo se derivan dos casos:

1) Operación continua no reparable:

El componente produce directamente la falla del sistema, o bien, es el último tren redundante que falla. La medida de confiabilidad es la probabilidad de que el componente falle antes de cumplir con su misión, por lo tanto, la desconfiabilidad está dada por:

$$P=1- e^{-\lambda_0 t_m} \quad \text{ec. (5)}$$

Donde:

T_m = Tiempo de misión.

2) Operación continua reparable:

El componente en operación no causa la falla del sistema, sino que está respaldado por otros componentes mientras que se repara, existe un ciclo de vida del componente en el que este cambia entre los estados bueno y fallado (figura 3.10). La medida de confiabilidad es la probabilidad de que el componente esté fuera de servicio cuando se le requiere (ejemplo, cuando falla el último tren redundante), ecuación 6:

$$Q= \frac{\lambda_0 T_r}{1+ \lambda_0 T_r} \quad \text{ec. (6)}$$

Donde:

Q = Indisponibilidad

T_r = Tiempo promedio de reparación.



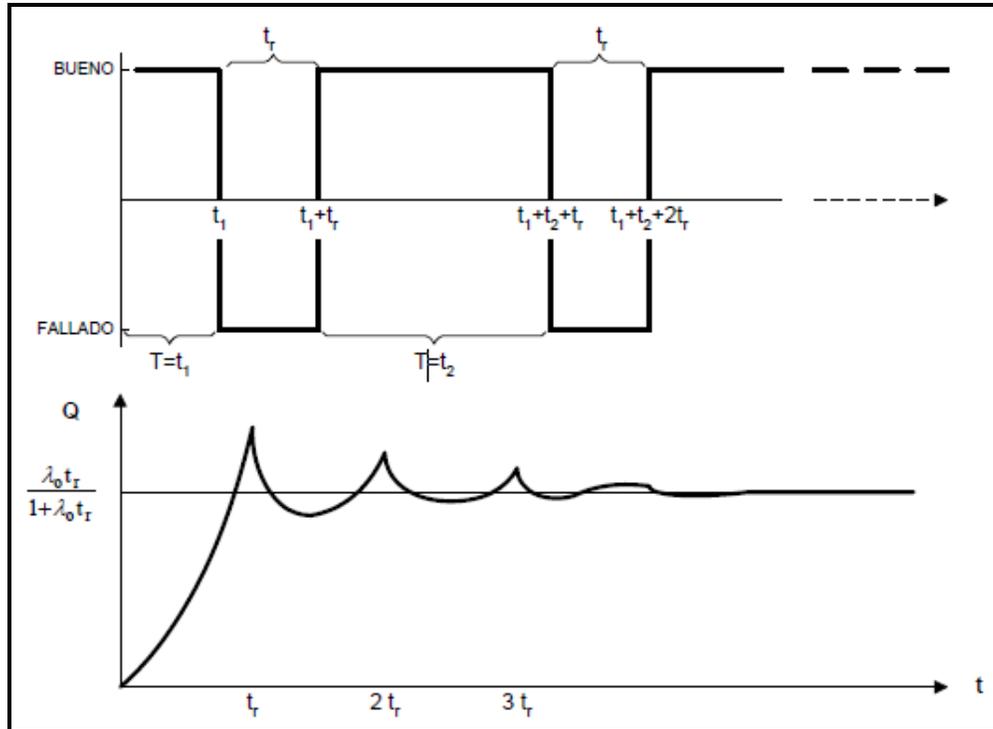


Figura 3. 10. Modelo de confiabilidad para un componente en operación continúa con reparación

Fuente:(Nelson, 2016c)

Falla de componentes en reserva: Los componentes en reserva, pueden mostrar degradación en dos formas diferentes:

1) Degradación gradual:

Es la que se desarrolla mientras el componente está en espera y se manifiesta cuando se pone en operación.

2) Mecanismos que ocurren con la demanda:

No dependen del tiempo que el componente estuvo en espera, sino del número de veces que ha sido demandado.

Partiendo de las dos variantes de degradación que pueden sufrir los equipos que se encuentran en reserva. Se emplean tres modelos matemáticos, que escriben como determinar la falla de estos componentes según la periodicidad de su demanda o la frecuencia de sus inspecciones o pruebas.



Modelo 1:

Reserva continuamente monitoreada.

$$Q = \frac{\lambda_s T_r}{1 + \lambda_s T_r} \quad \text{ec. (7)}$$

Modelo 2:

Reserva probada periódicamente.

$$Q = \frac{1 - e^{-\lambda_s T_s}}{\lambda_s T_s} + \lambda_s T_r \quad \text{ec. (8)}$$

Donde:

T_s = Tiempo entre pruebas.

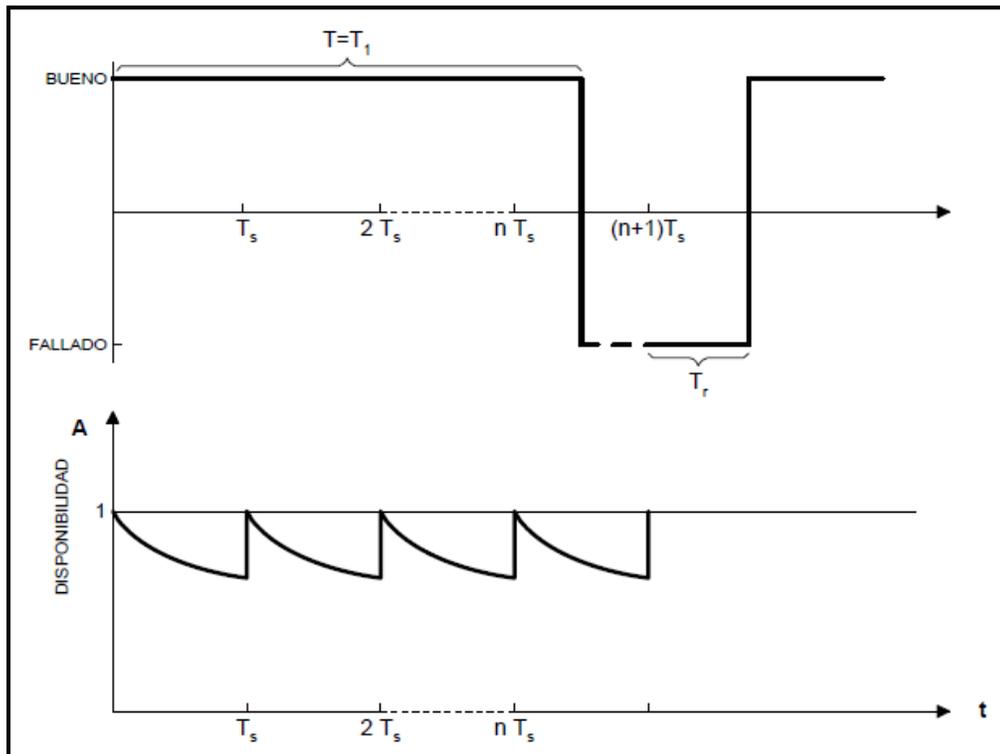


Figura 3. 11. Modelo de confiabilidad para un componente probado periódicamente

Fuente:(Nelson, 2016c)





Modelo 3:

Reserva no probada

$$Q = \frac{1 - e^{-\lambda_s T_p}}{\lambda_s T_p} \quad \text{ec. (9)}$$

Donde:

T_p = Tiempo de Exposición de la falla.

Las salidas de los equipos pueden ser programadas o no programadas, así los componentes pueden estar fuera de servicio por pruebas, mantenimientos o reparaciones. Los casos más importantes de indisponibilidad por equipo fuera de servicio corresponden a los mantenimientos no programados o correctivos.

En cualquiera de los casos, la medida de confiabilidad es la fracción del tiempo que el componente está fuera de servicio durante la operación de la planta, multiplicando por la frecuencia de mantenimiento (o prueba), en el caso específico de Indisponible por estar en mantenimiento, esta relación queda expresada según la siguiente ecuación:

$$Q = f_{mc} * T_{mc} \quad \text{ec. (10)}$$

Donde:

f_{mc} = Frecuencia de Mantenimiento Correctivo.

T_{mc} = Tiempo promedio del Mantenimiento Correctivo.

Debido a que en estas salidas existen acciones humanas, es necesario considerar los efectos por intervención inadecuada, el modelo de Indisponibilidad por error humano después de un mantenimiento permite realizar este análisis:

$$Q = HEP * (f_{mc} + V f_{mc}^V + B f_{mc}^B + I f_{mc}^I) T_s \quad \text{ec. (11)}$$

Donde:

HEP = Probabilidad de error humano

f_{mc}^V = Frecuencia de Mantenimiento Correctivo de otras Válvulas.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

f_{mc}^B = Frecuencia de Mantenimiento Correctivo de otras Bombas.

f_{mc}^I = Frecuencia de Mantenimiento Correctivo de otros Intercambiadores.

Como resultado de las acciones humanas rutinarias, algunos componentes en reserva pueden quedar en posición incorrecta o en estado incorrecto. Este tipo de acciones pueden resultar en una indisponibilidad directa del componente, o que requiera de acciones automáticas o manuales adicionales. El modelo de Indisponibilidad directa por acción humana inadvertida (DAE); se utiliza para evaluar la fracción de tiempo que el componente se encuentra en estado incorrecto, descrita según la siguiente ecuación:

$$Q = HEP * f_t * T_s \quad \text{ec. (12)}$$

La omisión o la mala ejecución de acciones después de la materialización de eventos anormales pueden conducir a indisponibilidades directas de componente o sistema. El modelo de Indisponibilidad directa por acción humana requerida (DIR), evalúa la indisponibilidad directa después del evento anormal. En este caso la indisponibilidad del componente es igual a la probabilidad de realizar las acciones requeridas en forma incorrecta (HEP).

Indisponibilidad directa por acción humana requerida (después del evento)

$$Q = HEP \quad \text{ec. (13)}$$

Al realizar las calibraciones de los instrumentos o pruebas funcionales, los mismos pueden quedar mal calibrados o en estado incorrecto, sin ser detectados en su restablecimiento. En este caso la medida de confiabilidad para el componente es la probabilidad de que el componente esté mal calibrado o deshabilitado cuando se requiera. El modelo de Indisponibilidad por error humano después de una calibración permite evaluar la indisponibilidad en este tipo de situaciones, ecuación 14.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

$$Q = HEP * f_{cal} * T_s \quad \text{ec. (14)}$$

Donde:

f_{cal} = Frecuencia de Calibración.

De manera general la ecuación que describiría correctamente la indisponibilidad de un componente en reserva, debe contar con contribuciones dependientes del tiempo y de la demanda, de esta manera el modelo quedaría:

$$Q = Q_t + Q_d \quad \text{ec. (15)}$$

Esta relación requiere de la evaluación de cada mecanismo de falla de los eventos registrados, para de esta forma, poder decidir por parte del analista a cuál tipo pertenece. Dado que en la realidad los datos para estimar por separado ambas contribuciones no existen, se realizan estimaciones suponiendo uno de los dos modelos

Generalmente cuando se aplica este modelo, se opta por tomar la probabilidad de falla por demanda (λ_d), como la falla del equipo en reserva. De esta manera la ecuación 15, quedaría solamente en función de λ_d .

$$Q = Q_d = \lambda_d \quad \text{ec. (16)}$$

Uno de los aspectos más importante en el análisis de datos, es la incertidumbre existente en los mismos, por lo que su comprensión y adecuada representación es uno de los pasos fundamentales para obtener un resultado final lógico.

Para ello se emplean bibliografía especializada (bases de datos genéricas), donde aparecen las tasas de fallas de los componentes que intervienen en el proceso de generación de energía. En el presente trabajo empleamos específicamente dos bases de datos, las mismas se mencionan a continuación.

- ✓ CCPS/AICHE "Guidelines for process equipment data"
- ✓ OREDA "Offshore Reliability Data"





3.2.5.1. CCPS/AICHE (Center for Chemical Process/American Institute of Chemical Engineers)

Tiene como propósito principal proporcionar a ingenieros y a analistas de riesgos, datos de tasas de fallas necesarios para realizar análisis de riesgos cuantitativo en procesos químicos (CPQRA). Contiene una base de datos genéricos con tasas de fracaso de diversos componentes, además de información y procedimientos para obtener tasa de fracaso utilizando información específica de una planta o proceso que se desee estudiar.

Otra finalidad es presentar un enfoque que coordine la recolección de datos de planta, su conversión en datos de falla específicos y su almacenamiento, usando una taxonomía orinada a la Industria de Procesos Químicos (CPI). Este enfoque permite que los datos futuros de tasa de fallas generados por las instalaciones, sean agregados a la base de datos genérica.

También proporciona especificaciones para la transferencia de datos. Con el objetivo que, la estandarización, estimule a la industria a generar y transferir datos de tasa de fracaso para futuras actualizaciones, ayudando a ingenieros y analistas a formar mejores juicios sobre el uso de los mismos.

❖ Alcance

Los datos presentados para tasas de fallas relacionadas con el tiempo se caracterizan como fallas de equipo por horas de funcionamiento, y las tasas de fallas relacionadas con la demanda por fallas por demandas.

No cubre los equipos utilizados únicamente para transportar productos químicos. No se abordan las fuentes de datos de modo de fallas de causa común. Ni otros tipos de datos de tasas de fallas, tales como valores predichos o valores estimados usando la opinión de expertos o la técnica de Delphi.

En general la base de datos brinda valores de confiabilidad e índices de fallas de equipos genéricos, basados en estudios de confiabilidad, trabajos de





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

investigaciones publicados, banco de datos de confiabilidad, informes gubernamentales, etc.

Para el caso específico del petróleo en alta mar y las industrias de combustibles fósiles, obtuvieron los datos a través de encuestas en las cuales se solicitaron los datos no publicados por ninguna de las vías antes mencionadas.

3.2.5.2. OREDA (Offshore and Onshore reliability data)

OREDA es un proyecto de organización patrocinado por ocho compañías de petróleo y gas con operaciones en todo el mundo. El propósito principal de OREDA es recoger e intercambiar datos de confiabilidad entre las empresas participantes y actuar como foro para la coordinación y la gestión de la recogida de datos de confiabilidad dentro de la industria del petróleo y el gas. OREDA ha establecido una base de datos con datos de confiabilidad y de mantenimiento para los equipos de exploración y producción de una amplia variedad de áreas geográficas y sus distintas condiciones de operación en las disímiles instalaciones, (OREDA, 2002).

La confiabilidad de los equipos de exploración y explotación tienen un gran impacto en los costos de seguridad, y la disponibilidad para la producción y mantenimiento. Asegurar una alta integridad técnica es de suma importancia para las operaciones seguras y confiables en cualquier producción. OREDA recoge datos para determinar las consecuencias, las causas y la probabilidad de tales fracasos. La consulta a dicha base muestra la alta necesidad de tales datos, OREDA ayuda a optimizar el coste del ciclo de vida y a reducir los costes de mantenimiento a través de la aplicación y conocimientos de los datos de confiabilidad.

❖ Base de datos

La base de datos contiene los datos de 278 instalaciones, 17000 unidades de equipo con 39000 fallas y 73000 registros de mantenimiento y el fracaso. La base





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

de datos también incluye los campos submarinos con más de 2000 años de experiencia operativa.

❖ **Estructura**

Los datos se registran por titular y la instalación. Cada elemento individual (por ejemplo, una turbina de gas) ocupa un único registro de inventario en la base de datos. Este registro contiene una descripción técnica (por ejemplo, información del fabricante), además de las condiciones operativas y ambientales. Para cada inventario, se almacenan todos los eventos de falla. Cada evento de falla se identifica por su nombre de artículo, fecha de falla, el impacto fracaso, modo de falla, causa insuficiencia etc. Los registros de mantenimiento contienen datos sobre el mantenimiento correctivo vinculados con el registro correspondiente al fracaso, y datos sobre el mantenimiento preventivo vinculado al registro de inventario correspondiente.

❖ **Limitaciones**

Los datos del manual son estrictamente limitados a los componentes y sistemas mecánicos, esto implica que errores humanos no están incluidos. Pueden ocurrir ocasiones en las que las fallas puedan haber sido causadas por el factor humano, por lo que implícitamente algunos errores humanos estén incluidos.

Los problemas de instalación o de calidad son los causantes de la alta probabilidad en la etapa infantil. Esta etapa no es incluida en la base de datos OREDA. La mayoría de los componentes de los equipos del manual son reemplazados o reparados antes de que lleguen a la etapa de vejez, por lo que esta etapa tampoco se tiene en cuenta.

Una importante implicación de una tasa constante de falla es que los componentes son considerados “como nuevos”, siempre y cuando estén funcionando y sus fallas son independientes de la edad.





3.2.6. Cuantificación (QU)

Los elementos de cuantificación proporcionan una estimación en base a los escenarios de daños específicos donde los resultados reflejan el diseño, operación y mantenimiento de la planta.

Además, permiten contabilizar las dependencias contribuyendo significativamente a determinar las frecuencias de daños en equipos de importancia y permitiendo identificar eventos iniciadores, secuencias de accidentes y eventos básicos, brindando un punto de apoyo para lograr una mayor comprensión de las incertidumbres.

La cuantificación probabilística consiste en calcular la probabilidad del evento tope, es decir, la frecuencia total de todas las secuencias de accidente. El cálculo de la probabilidad del evento tope se puede realizar por:

1. Cálculo por compuertas.

$$P_{or} = 1 - \prod_{i=1}^m (1 - P_i) \qquad P_{AND} = \prod_{i=1}^k P_i \qquad \text{ec. (17)}$$

2. Cálculo con aproximación de compuertas OR.

$$P_{or} = \sum_{i=1}^m P_i \qquad \text{ec. (18)}$$

3. Cálculo por Conjuntos Mínimos de Cortes

$$P_{CMCi} = \prod_{j=1}^w P_{ij} \qquad P_{Tope} \leq 1 - \prod (1 - P_{CMCi}) \qquad \text{ec. (19)}$$

Obtener una medida de la contribución al riesgo de cada evento, así como determinar la incertidumbre en el resultado obtenido, es muy importante. De manera general la probabilidad del evento tope se obtiene multiplicando las probabilidades de los eventos básicos que forman cada conjunto (lógica AND), y





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

sumando las probabilidades de todos los conjuntos mínimos de corte CMC (lógica OR).

$$P_{TOPE} \cong \sum_{CMC} \left(\prod_{EB \in CMC} P_{EB} \right) \quad \text{ec. (20)}$$

Cada secuencia de accidente contiene un evento iniciador, por lo que cada conjunto de corte de la secuencia debe también contener ese evento iniciador. Como los eventos iniciadores están expresados como frecuencia por año, entonces los conjuntos de corte y la suma de éstos también estarían expresada como frecuencia por año:

$$f_{CMC} = f_{IE, CMC} \prod_{EB \in CMC} P_{EB} \quad \text{ec. (21)}$$

$$f_{TOTAL} \cong \sum_{CMC} f_{CMC} = \sum_{CMC} \left(f_{IE, CMC} \prod_{EB \in CMC} P_{EB} \right) \quad \text{ec. (22)}$$

Una cuestión fundamental de la cuantificación es que permite mediante los análisis de importancia, determinar los componentes más importantes y cuánto contribuye cada componente o sistema al riesgo total de la planta.

Existen diversas formas de representar la importancia y la contribución al riesgo, pero las principales son:

- Fussell-Vesely (FV):
Mide la contribución porcentual global de los CMC que contienen un evento básico de interés para el riesgo total.
- Reducción de riesgo (RRR):
En cuánto disminuiría el riesgo si el componente fuera perfecto
- Incremento de riesgo (RIR):
En cuánto se incrementaría el riesgo si el componente fallara

La ecuación 23 se calcula sumando las frecuencias de los CMC que incluyen el evento y se dividido entre el total, la ecuación 24 se calcula haciendo la





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

probabilidad de los eventos del componente igual a cero (0), y la ecuación 25 haciendo uno (1) su probabilidad:

$$FV = \frac{F(CMC/P_{EB})}{F(\text{total})} \quad \text{ec. (23)}$$

$$RRR = \frac{F(\text{total})}{F(P_{EB}=0)} \quad \text{ec. (24)}$$

$$RIR = \frac{F(P_{EB}=1)}{F(\text{total})} \quad \text{ec. (25)}$$

El Fussell-Vesely y la reducción de riesgo reflejan la importancia de mantener o mejorar el nivel actual de confiabilidad de un componente. Se usa para clasificar los equipos por niveles de importancia en los programas de confiabilidad.

El incremento de riesgo refleja la importancia de mantener o mejorar el nivel actual de disponibilidad del componente, y por lo tanto se usa para identificar componentes que requieren un estricto control.

3.2.6.1. Propagación de incertidumbre

La mayoría de los parámetros utilizados para la cuantificación de secuencias tiene cierta incertidumbre asociada; resultante de factores tales como: diferencias entre el entorno de la planta y las fuentes de datos genéricas empleadas, variabilidad entre el tipo de componentes, variabilidad entre fabricantes de equipo, la variabilidad entre organizaciones y personas (operadores y personal de mantenimiento) para el caso de acciones humanas, suposiciones en el modelado de las secuencias y otro tipo de factores aleatorios.

La incertidumbre en los parámetros utilizados en la cuantificación se propaga a los valores calculados de las secuencias, por lo que éstos también tienen una incertidumbre asociada.

Los bancos de datos dan en general una medida de la incertidumbre que pesa sobre el dato acotándolo en un intervalo de variación. En general, el modelo utilizado para describir la incertidumbre asociada a la tasa de falla λ , consiste en considerarla como una variable aleatoria que sigue una ley de densidad de tipo





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

lognormal caracterizada por su media λ_m (igual a la mediana) y un factor de error (EF).

La tasa de fallas se concentra con un 90% de probabilidad entre un valor máximo ($\lambda_m \times EF$) y mínimo (λ_m / EF).

Donde:

$$EF = \sqrt{\frac{Ls}{Li}} \quad \text{ec. (26)}$$

Ls: límite superior.

Li: límite inferior.

En la figura 3.12, se representa la ley de distribución de la variable aleatoria “tasa de fallas” señalándose en abscisas los valores de la tasa y en ordenadas las probabilidades de obtener estos valores.

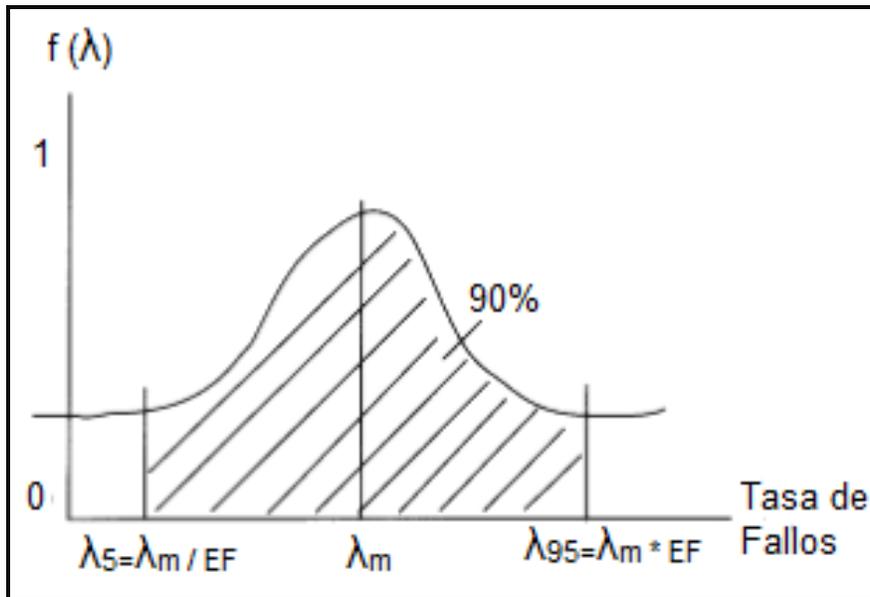


Figura 3. 12. Ley de distribución de variable aleatoria

Donde:

λ_m : mediana de la distribución lognormal (su probabilidad acumulada es del 50%).





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

λ_5 : valor de la tasa de fallas para el cual la probabilidad acumulada de obtener un valor más pequeño es del 5%.

λ_{95} : valor de la tasa de fallas para el cual la probabilidad de obtener un valor inferior o igual es del 95%.

(λ): función de densidad de la ley de distribución de la variable aleatoria tasa de fallas.

3.2.6.2. Análisis de incertidumbre

El análisis de incertidumbre consiste en medir la dispersión existente sobre el evento tope en función de la que puedan tener las fallas básicas, y también identificar cualitativamente las fuentes de incertidumbre, lo que incluye la incertidumbre sistémica además de la aleatoria.

El software SAPHIRE fue desarrollado para crear y analizar las evaluaciones probabilísticas de riesgo. Tiene una variedad de técnicas para el análisis, que incluyen:

- ❖ El uso extensivo de rutinas recursivas
- ❖ Reestructuración y ampliación del modelo lógico
- ❖ La conversión de puertas complementadas y el tratamiento de las ramas de éxito
- ❖ Eliminación lógica debido a la celebración de eventos de verdadero o falso
- ❖ Identificación de los módulos y sub-árboles independientes
- ❖ Resultados intermedios de almacenamiento en caché
- ❖ Reducción Booleana

El mismo ha sido diseñado para manejar grandes árboles de fallas, en los que un árbol puede tener hasta 64,000 acontecimientos básicos y las compuertas. Para hacer frente a los árboles de fallas, están disponibles dos mecanismos para desarrollar y modificar el árbol de fallas





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- ❖ Un editor gráfico.
- ❖ Un editor de lógica jerárquica.

Los analistas pueden utilizar el editor; si se modifica la lógica, puede volver a dibujar el gráfico del árbol de fallas. Por el contrario, si el usuario modifica el gráfico del árbol de fallas, se actualiza automáticamente la lógica asociada.

El SAPHIRE tiene una característica única conocida como “eventos de mesa” que permite al usuario agrupar hasta ocho eventos básicos juntos en el gráfico del árbol de fallas, compactando así el tamaño del árbol de fallas en la página impresa o la pantalla del ordenador.



Figura 3. 13. SAPHIRE





CAPÍTULO IV. APLICACIÓN DE METODOLOGÍA Y ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS

En este capítulo se presenta la aplicación de la metodología propuesta, en los sistemas definidos en el alcance, así como los resultados obtenidos del caso estudio. Por ello, se describe el sistema y sus componentes, se presenta la lista de eventos iniciadores, los criterios de éxitos empleados, los análisis de los resultados que incluyen las medidas de importancia, así como la aplicabilidad de la metodología para otro sistema de generación.

4.1. Sistema de vapor de alta presión de una planta de Ciclo Combinado (caso de estudio)

En esta sección se presenta el caso de estudio (sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de una planta de Ciclo Combinado) y se describe el principio de funcionamiento del mismo. En la figura 4.1 se presenta una parte del sistema en cuestión.

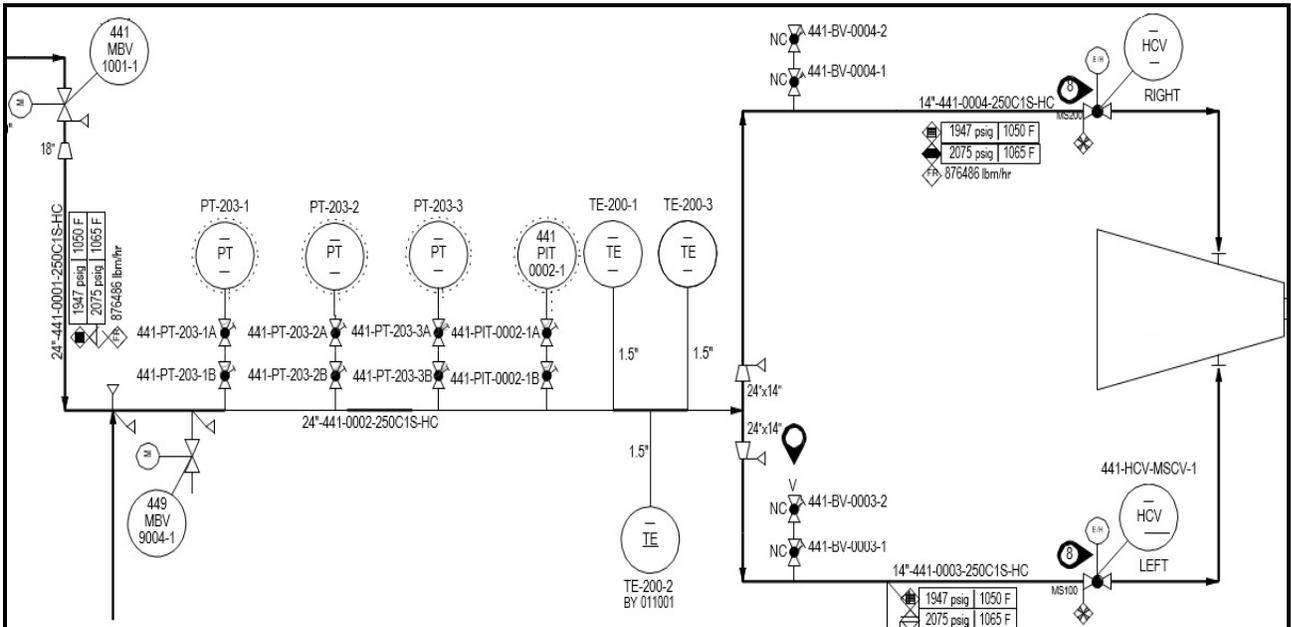


Figura 4. 1. Diagrama de Tuberías e Instrumentación (DTI) del Sistema de vapor de alta presión de una planta de ciclo combinado, caso estudio





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Como se describió en el Capítulo II, una planta de ciclo combinado se refiere a un sistema compuesto por una o dos turbinas de gas, una o dos calderas de recuperación de calor (HRSG, por sus siglas en ingles) y una turbina de vapor con secciones de alta, media y baja presión de vapor.

Termodinámicamente esto implica la unión de un ciclo Brayton con un ciclo Rankine; el calor residual del escape del ciclo Brayton sirve como calor de aporte al ciclo Rankine.

El caso de estudio se desarrolla en una planta de este tipo, con un HRSG de tres niveles de presión, ver figura 4.2.

Para este sistema se determinaron los eventos iniciadores que conducen a la falla del mismo, se desarrollaron los árboles de eventos y de fallas. El análisis de ambos métodos, permite determinar las secuencias de accidentes y sus conjuntos mínimos de cortes, determinando la importancia de sus principales componentes y sus contribuciones al riesgo.

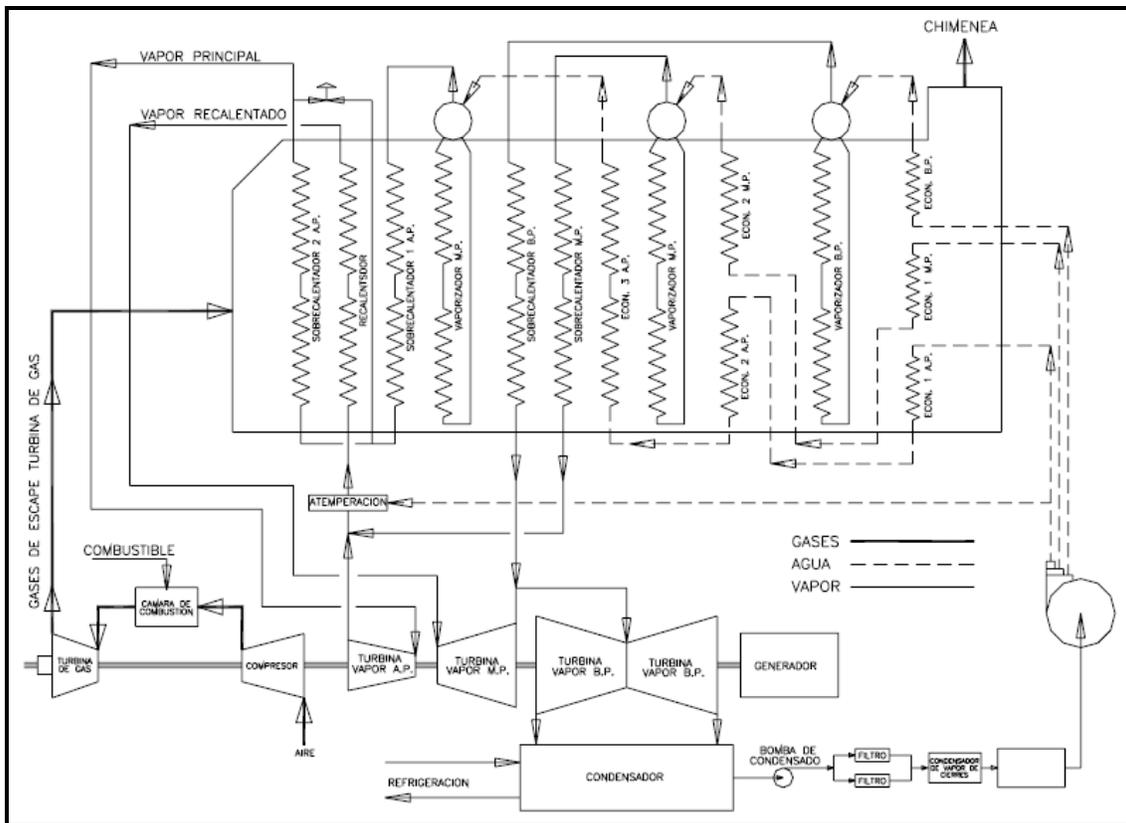


Figura 4. 2. Diagrama general de una planta de ciclo combinado, caso estudio





4.1.1. Funcionamiento del sistema.

El vapor sobrecalentado de alta presión se suministra a la sección de la turbina de alta presión, a la salida de dicha sección este vapor se mezcla con el vapor generado en el domo de presión media y ambos son recalentados, para ingresar después a la sección de la turbina de media presión, el vapor de salida de la sección de media presión se une con el vapor generado en el domo de baja presión y ambas corrientes ingresan a la sección de baja presión de la turbina de vapor y se expande hasta la presión de descarga en el condensador.

Una parte pequeña del flujo de vapor generado en los domos del HRSG es suministrado al sistema de sellos de vapor de los cojinetes que soportan el eje de la turbina de vapor, con presión de vapor equivalente a la sección de la turbina de vapor. Además, se envía vapor para hacer operar a los eyectores de vapor para generar el vacío en el condensador, y extraer los gases in condensables en el condensador.

El sistema de control de la temperatura de vapor a la turbina es operado por una válvula de control de temperatura de tres vías, haciendo pasar una parte del vapor al atemperador, para su enfriamiento. Posteriormente, el flujo atemperado se mezcla con el vapor principal, obteniendo de esa mezcla la temperatura correcta para inyección a la turbina de vapor.

4.1.2. Seccionamiento por nodos

Para aplicar la metodología propuesta al caso de estudios, se divide el sistema de vapor de alta presión en tres nodos, los mismos se describen a continuación:

- 1) El primero nodo comprende la cabecera común de la entrada antes de la turbina, en el mismo se encuentran los sensores principales que monitorean la calidad del vapor antes de entrar a la turbina y envían la información al cuarto de control, ver figura 4.1.
- 2) El segundo parte de la salida del HRSG # 1, hasta la válvula motorizada 441-MBV 1001-1, donde comienza la cabecera común, incluyendo las





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

válvulas de alivio de presión y derivación de flujo hacia el sistema de recalentamiento en frío y el tanque de drenaje externo.

- 3) Por su parte el tercer nodo comprende desde la salida del HRSG # 2 hasta la válvula motorizada 441-MBV 2001-1, ubicada aguas arriba de la cabecera común, es un sistema que está integrado por iguales componentes que el anterior debido a que su función es la misma, pero el fluido de alimentación proviene de otro sistema generador.

4.1.3. Identificación de eventos iniciadores.

Para la identificación de eventos iniciadores en el sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor, se emplean las técnicas de identificación de peligros (TIP), HAZOP (Anexo1) y What if? (Anexo 2). Se seleccionan estas técnicas por su idoneidad para ser aplicadas a instalaciones en explotación, además de complementarse entre ambas.

Para la aplicación del HAZOP se utilizó los diagramas de tubería e instrumentación y la nodalización. A continuación, se presentan las protecciones y salvaguardas con que cuenta el sistema de vapor de alta presión:

Tabla 4. 1. Protecciones y salvaguardas de la nodalización

Protecciones	Presión	Temperatura	Flujo
Sensores de transmisión	PT-203-1, PT-203-2, PT-203-3	TE-200-1, TE-200-2, TE-200-3, TE-1001-1, TE-1001-2, TE-2001-1, TE-2001-2	FE-1001-1, FE-2001-1
Indicadores de transmisión	PIT-1001-1, PIT-2001-1, PIT-3001-1		FIT-1001-1, FIT-2001-1
Válvulas de aislamiento	NRV-X1532, 441-MBV-1001-1, 441-MBV-2001-1		
Válvulas de parada principal y de control	HCV-MSCV-1, HCV-MSCV-2		
Válvulas de derivación	PCV-1002, PCV-2002		
Válvulas neumáticas de ventilación	BV-101, BV-102, BV-201, BV-202, BV-301, BV-302, BV-401, BV-402		





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Adicionalmente, se incluye en la estructura de las técnicas aplicadas, las matrices de riesgo, que permiten jerarquizar los eventos iniciadores que surgen del desarrollo de éstas, y con ello contribuir a la planeación del mantenimiento y a mejorar la distribución de los gastos a futuro por este concepto.

A continuación, se presenta la lista de eventos iniciadores identificados considerando los estados finales de pérdidas de los parámetros de desempeño y paros no programados del sistema.

Específicamente para el primero de estos estados, se toma la eficiencia y la capacidad como los parámetros de desempeño. Así el estado final queda en función de las pérdidas de la eficiencia en el proceso de generación y pérdidas de capacidad de generación.

4.1.3.1. Pérdida de la eficiencia y capacidad de generación (PEC).

Los eventos iniciadores identificados fueron agrupados por sus efectos en el sistema.

a) En la variación de la presión se encontraron las siguientes causas:

- ❖ Control erróneo de la presión.
- ❖ Disminución en el consumo de vapor manteniendo constante la generación de vapor⁵.
- ❖ Mal funcionamiento de los equipos de instrumentación y control⁵.

b) Los eventos asociados a la variación en la temperatura fueron:

- ❖ Exceso de combustible en el hogar o cámara de combustión⁵
- ❖ Exceso de temperatura en el sistema de generación de vapor (atemperador)⁵.
- ❖ Picadura en los tubos del evaporador, economizador o sobrecalentador.
- ❖ Presencia de agua por estancamiento de agua en las tuberías.

⁵ Afecta solo la eficiencia.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

c) En la afectación debido a la variación del parámetro flujo se tiene:

❖ Fuga de vapor.

d) Otras fallas que ocasionan pérdida de eficiencia y la capacidad:

- ❖ Arrastre de agua o humedad en el flujo de vapor dentro del Domo⁵.
- ❖ Desbalanceo entre el rotor por desgaste en los álabes.
- ❖ Corrosión o incrustación en superficies metálicas.
- ❖ Picadura de los tubos del condensador.
- ❖ Degradación de las condiciones de la calidad del aceite.
- ❖ Pérdida de vacío por pérdida de eyectores.

Estos eventos conducen a pérdidas de la eficiencia y de la capacidad de generación del sistema de vapor de alta presión, aunque la ocurrencia reiterada o prolongada de algunos de estos, pueden ocasionar fallas relevantes que ocasionan paradas forzosas de emergencia.

Adicionalmente, los resultados de la aplicación de las técnicas de identificación empleadas, evidenció eventos que conducen a paros no programados del sistema como es la falta de vacío en el condensador y otros que, de no detectarse a tiempo, provocan daños catastróficos en el equipo, como los disparos por altas vibraciones o fallas en el sistema de lubricación.

4.1.3.2. Paros no programados del sistema (PNP).

Al igual que en el estado final anterior, los eventos iniciadores identificados fueron agrupados por sus efectos en el sistema.

a) Las causas que ocasionan un disparo por vibraciones en turbina y ejes son:

- ❖ Desalineación entre rotor turbina y rotor generador y rotor del excitador y entre rotores de las turbinas de alta, media y baja.
- ❖ Falla en el acoplamiento rígido entre los rotores.
- ❖ Problema en la lubricación de los cojinetes.
- ❖ Falla en el sistema laberíntico del rotor.
- ❖ Rotura por fisura en la base de los álabes.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- ❖ Arrastre de agua o humedad excesiva en el flujo de vapor en el Domo.
- ❖ Presencia de agua por estancamiento de agua en la carcasa
- ❖ Pandeo en el eje de la turbina.

b) Las fallas en el Sistema de lubricación pueden producirse por:

- ❖ La presión permanece alta después del arranque en frío. El aceite fluye adecuadamente hasta la bomba, pero no hacia el equipo.
- ❖ Filtro tapado. La válvula baipás permite el flujo de aceite sin filtrar.
- ❖ Depósitos en los conductos de aceite en el equipo, lo que incrementa la presión del aceite.
- ❖ Aceite que no fluye hacia la bomba durante el arranque
- ❖ La bomba funciona muy lenta como para establecer un buen flujo de aceite

c) Otras fallas que ocasionan el paro no programado:

- ❖ Alto nivel de líquido en el Domo.
- ❖ Falla del sistema hidráulico de las válvulas de alimentación a la turbina.
- ❖ Falla en el sistema de atemperación del vapor de alimentación.
- ❖ Falta de vacío en el condensador.
- ❖ Falla del sistema de generación de vapor.
- ❖ Sensor de nivel del generador de vapor en mal estado.
- ❖ Falla a tierra del generador.
- ❖ Sobre velocidad.
- ❖ Falla del sistema de excitación.
- ❖ Sobretensión.
- ❖ Potencia inversa.

El análisis de los eventos identificados permitió determinar que, en las plantas de Ciclo Combinado, específicamente en el sistema de vapor de alta presión, las fallas se manifiestan en gran medida mediante las variaciones de los parámetros físicos presión, temperatura y flujo y el parámetro mecánico de vibraciones.





4.1.4. Secuencias de accidentes sistema de vapor de alta presión.

Para la conformación de las secuencias de accidente del modelo de árbol de evento se consideraron las cuatro funciones de seguridad que limitan la progresión, siendo éstas:

- 1) Sistema de sensores: comprende los sensores principales de la cabecera común y los sensores secundarios ubicados aguas arriba de las válvulas de aislamiento MBV-1001-1(para el nodo 2) y MBV-2001-1 (para el nodo 3).
- 2) Regulación automática: se define como la actuación de los componentes de seguridad, tales como; válvulas de parada principal y control, válvulas motorizadas y válvulas de derivación, controladas todas por el Sistema de Control Distribuido (DCS), ubicados en la sala de control central.
- 3) Válvulas de ventilación: comprende las válvulas de alivio de accionamiento neumático. Las mismas actúan ante la no actuación del sistema de regulación automático, permitiendo que el sistema vuelva a condiciones de operación estable
- 4) Acciones del operador: concreta las acciones manuales requeridas para intervenir en caso que fallen los sistemas principales de seguridad. Incluye el tiempo que disponen los operadores para actuar.

Para la aplicación de esta metodología se consideró lo siguiente:

- ❖ La frecuencia de los eventos iniciadores se estimó como la suma del conjunto de probabilidades agrupadas según las consecuencias que provocan y los parámetros físicos mediante los cuales se manifiestan.
- ❖ Para el desarrollo de los árboles de eventos, se tuvo presente el monitoreo de los tres parámetros (presión, temperatura y flujo), por este motivo, específicamente para los sistemas de sensores, se elaboraron árboles de fallas por cada parámetro, determinando sus respectivas probabilidades según la agrupación de eventos.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

En la figura 4.3, se representa el árbol de evento del conjunto de eventos iniciadores que afectan el sistema y se manifiestan a partir de variaciones en la presión, determinada según las técnicas de identificación aplicadas.

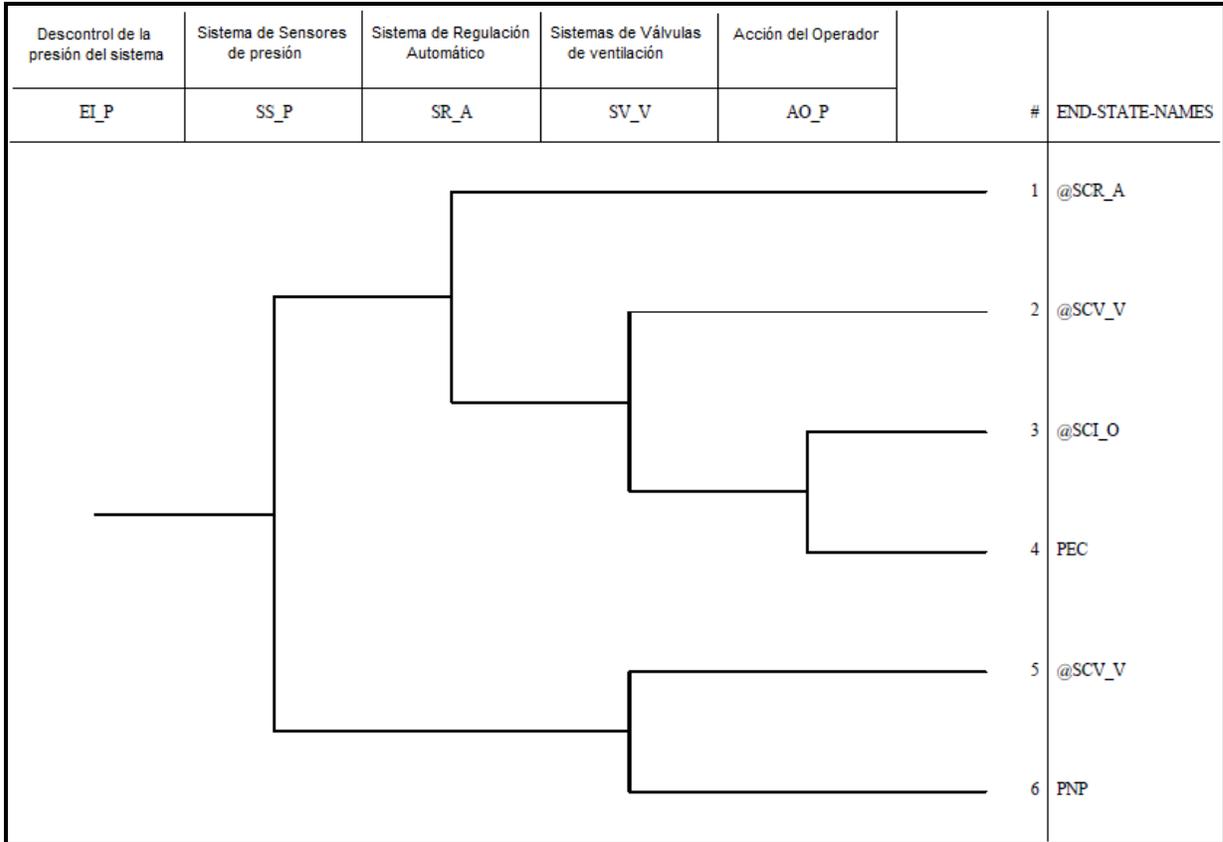


Figura 4. 3. Árbol de eventos desarrollado para evaluar las variaciones fuera de rango en la presión del sistema

Estados finales de éxito de las secuencias:

Los estados SCR_A (Sistema controlado automáticamente), SCV_V (Sistema controlado por actuación de las válvulas de neumáticas de ventilación) y SCI_O (Sistema controlado por intervención de operador), representan el éxito en las acciones de control, ya que la actuación de los mismos permite que de una forma u otra que el sistema pueda en breve espacio de tiempo, regresar a los parámetros óptimos de trabajo.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Por otro lado, los estados finales que conllevan a estados no controlados son:

- Pérdida de la eficiencia y la capacidad de generación (PEC), esta secuencia contempla la actuación exitosa del sistema de sensores, combinado con una falla del sistema de regulación automático, de las válvulas neumáticas, más una actuación no oportuna del operador, aunque se tiene conocimiento de la existencia en el sistema de un evento que afecta su correcto funcionamiento.
- Paros no programados (PNP), esta secuencia viene dada por el no funcionamiento de los sistemas de detección (sensores), combinado con una falla del sistema de válvulas de ventilación, lo que conllevan a realizar una parada de emergencia.

4.1.5. Criterios de éxitos

Como se estableció en el capítulo III, para el cálculo de las secuencias de accidentes, se utilizan los modelos de árbol de falla (anexo 3), según los criterios de éxito siguientes:

- ❖ Sistema de sensores de presión: para considera la falla total del sistema, deben fallar dos de tres de los sensores de la cabecera común (PT-203-1, PT-203-2, PT-203-3), más la falla de los indicadores de transmisión de presión (PIT-1001-1, PIT-2001-1, PIT-3001-1).
- ❖ Sistema de sensores de temperatura: se considera la falla del sistema si fallan dos de tres de los sensores de la cabecera común (TE-200-1, TE-200-2, TE-200-3), más los sensores secundarios ubicados dos en el nodo 2 (TE-1001-1, TE-1001-2) y dos más en el nodo 3 (TE-2001-1, TE-2001-2).
- ❖ Sistema de sensores de flujo: para que ocurra una falla total de este sistema, debe fallar el sensor de flujo del nodo 2 (FE-1001-1) y el del nodo 3 (FE-2001-1), más la falla de los indicadores de transmisión de flujos (FIT-1001-1 y FIT-2001-1), también ubicado uno por cada nodo antes mencionado.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- ❖ Sistema de regulación automático: el sistema falla si fallan las válvulas de motor rotativo (MBV-1001-1, MBV-2001-1), las válvulas de derivación (PCV-1002, PCV-2002) y las válvulas de control principal (MSCV-1, MSCV-2).
- ❖ Sistema de válvulas neumáticas: falla si fallan las válvulas neumáticas BV-101, BV-102 nodo 2, BV-201, BV-202 nodo 3, BV-301, BV-302 rama izquierda y BV-401, BV-402 rama derecha de la entrada de la turbina.
- ❖ Acciones del operador: se considera la falla de las funciones si el operado falla a cerrar la válvula de cierre manual NRV-X1532-1, NRV-X1532-2.

4.1.6. Análisis de sistemas, confiabilidad humana y análisis de datos

Estas etapas conforman básicamente la construcción de los árboles de falla para cada sistema o función de seguridad representada en los árboles de eventos. Así mismo también incluye la asignación de valores de probabilidades y tasas de fallas a los eventos básicos de los árboles de falla (anexo 3).

4.1.6.1. Obtención de la probabilidad de error humano

Los errores humanos dentro de los árboles se cuantificaron como establece el método ASEP, asignando probabilidades básicas y multiplicándolas por un factor de recuperación.

4.1.6.2. Obtención de las tasas de falla

Para la falla en componentes se utilizó la base de datos OREDA.

La tasa de falla para sistemas homogéneos (los que operan o trabajan bajo las mismas condiciones), se calcula dividiendo el número de fallas (n) por el tiempo en servicio (t), ecuación 27.

$$\lambda = \frac{n}{t} \quad \text{ec. (27)}$$

La tasa de falla para sistemas no homogéneos se calcula:

$$\theta = \int_0^{\infty} \lambda * \pi(\lambda) d\lambda \quad \text{ec. (28)}$$





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Dónde:

$\pi(\lambda)$: hace referencia a una función de probabilidad que asume que la frecuencia de ocurrencia de las fallas es un valor aleatorio.

Para calcular los eventos de fallas de causa común, se emplea el método de factor β . El cual considera que la tasa de falla total (λ) de un componente, puede descomponerse en dos contribuciones:

λ_1 : tasa de fallas independientes.

λ_2 : tasa de fallas de causa común.

De esta forma se puede definir al factor β como el cociente entre la tasa de fallas de causa común y la tasa de fallas global: $\beta = \lambda_2/\lambda$.

La probabilidad de desconfiabilidad de un sistema de dos componentes en paralelo considerando tanto las fallas dependientes como independientes, se expresa como la probabilidad de que no fallen por mecanismos independientes (p_1), ni por mecanismos dependientes (p_2), es decir,

$$(p_1) * (p_2)$$

Adicionalmente, la probabilidad de no falla por mecanismos dependientes se expresa como:

$$p_2 = e^{-\lambda_2 t} \quad \text{ec. (29)}$$

Luego la probabilidad de no falla del sistema es:

$$p_1 * p_2 = (2e^{-\lambda_1 t} + e^{-2\lambda_1 t}) - e^{-\lambda_2 t} \quad \text{ec. (30)}$$

Mediante cambios de variables, $\lambda = \lambda_1 + \lambda_2$ y $\beta = \lambda_2 / \lambda$ se pueden expresar λ_1 y λ_2 en función de:

$$\lambda_1 = (1 - \beta) \lambda \quad \text{ec. (31)}$$

$$\lambda_2 = \beta \lambda$$





Substituyendo se obtiene:

$$p_1 * p_2 = 2e^{-\lambda t} - e^{-(2 - \beta) \lambda t}$$

De donde se deduce que su desconfiabilidad es:

$$1-p_1 * p_2 = 1 - 2e^{-\lambda t} + e^{-(2 - \beta) \lambda t} \quad \text{ec. (32)}$$

Posteriormente a la construcción de los árboles de eventos, los árboles de falla y de establecer las probabilidades de los eventos básicos que lo integran. Se realiza la cuantificación. La cual como se mencionó en el capítulo anterior, se realiza a través del software SAPHIRE.

4.1.7. Cuantificación

Se calcularon las probabilidades de los árboles de falla para las funciones de seguridad que encabezan los árboles de eventos del sistema de alta presión de vapor. Los mismos se presentan a continuación, ver tabla 4.2.

Tabla 4. 2. Probabilidades de falla de las funciones de seguridad

Nombre	Descripción	Probabilidad
AO_P	Acción del operador	5.991E-003
SR_A	Sistema de regulación automático	6.121E-007
SS_F	Sistema de sensores de flujo	5.919E-008
SS_P	Sistema de sensores de presión	4.355E-006
SS_T	Sistemas de sensores de temperatura	1.383E-007
SV_V	Sistema de válvulas de ventilación	1.353E-003

El cálculo de los eventos tope de las funciones de seguridad, permitió obtener las frecuencias de falla de las secuencias (ramas del árbol de evento), para cada parámetro (presión, temperatura y flujo).

Lo que a su vez permitió determinar la frecuencia total de las secuencias que provocan las pérdidas de la eficiencia y la capacidad de generación y los paros no programados del sistema, ver tabla4.3.





Tabla 4. 3. Frecuencias de las secuencias de fallas por parámetro y total

Secuencias	Frecuencias	
	(PEC)	(PNP)
Secuencias por parámetro (P)	8.909E-13	1.279E-9
Secuencias por parámetro (T)	4.804E-13	2.189E-11
Secuencias por parámetro (F)	3.457E-12	5.918E-11
Total	4.828E-12	1.360E-9

Como se pudo observar en las evaluaciones de las secuencias, la frecuencia de falla obtenida para los estados finales presenta valores pequeños, esto responde a la distribución que presentan los sistemas que intervienen en la seguridad del sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de la planta.

El APS mediante los análisis de importancia, permite realizar intervenciones de forma más segura, establece en cada sistema cuales son los componentes más importantes y los de mayor aporte al incremento del riesgo.

En el presente trabajo se realizan los análisis de importancia en función de las secuencias de accidente, representadas por los árboles de eventos.

4.1.8. Análisis de importancia del sistema de vapor de alta presión

Uno de los aspectos más importantes dentro de un estudio APS es identificar el impacto de cada evento básico y conjunto de corte sobre la seguridad de un sistema.

Las Medidas de Importancia (definidas en el capítulo III) proporcionan una perspectiva cuantitativa sobre los contribuidores dominantes al riesgo y la sensibilidad del riesgo a los cambios en los valores de probabilidad de falla del evento.





4.1.8.1. Criterios de selección de las medidas de importancia

Para realizar el análisis se tuvo en cuenta los criterios de FV y RIR:

1. Se consideró para el FV que un evento determinado fuese significativo, si el porcentaje de contribución del evento en el sistema es mayor o igual a 0.005 (Wall & Worledge, 1996), (Wall, Haugh, & Worlege, 2001); $RRR > 1.005$.

Para identificar los mismos se emplearon los siguientes pasos secuenciales:

- ❖ Se calculó el valor por la medida de importancia FV para cada evento individual y se clasificó en orden decreciente.
 - ❖ Se eliminaron los eventos iniciadores de las secuencias.
 - ❖ Se seleccionó los eventos que resultaron con valores de FV por encima de 0.005.
2. Para el segundo criterio (RIR), se consideró como riesgo significativo el valor de la muestra que al menos duplique la frecuencia de daño principal, $RIR > 2$.

A continuación, se presenta el análisis por ambas medidas en el sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor. En el anexo 4 se muestra la nomenclatura empleada para nombrar los eventos básicos de este sistema.





Tabla 4. 4. Importancia por FV (sistema de vapor de alta presión)

Event Name	Count	Probability	FV
FCC_OFL-PIT	174	8.400E-003	9.386E-001
FCC-PIT-1-2-3	168	7.200E-002	9.386E-001
FCC_BV-201-2	488	8.100E-002	9.226E-001
FCC_BV-101_2	488	8.100E-002	9.226E-001
FCC_BV-401-2	244	8.100E-002	4.613E-001
FCC_BV-301-2	244	8.100E-002	4.613E-001
FCC_PT_1-3	56	2.400E-003	3.129E-001
FCC_PT_2-3	56	2.400E-003	3.129E-001
FCC_PT_1-2	56	2.400E-003	3.129E-001
FCC-FE-12	156	2.900E-003	4.011E-002
FCC-FIT-12	152	2.900E-003	4.009E-002
FAD_BV-202	168	3.400E-003	3.869E-002
FAD_BV-201	168	3.400E-003	3.869E-002
FAD_BV-102	168	3.400E-003	3.869E-002
FAD_BV-101	168	3.400E-003	3.869E-002
OFL-FIT-1001	130	3.000E-003	2.171E-002
OFL-FIT-2001	130	3.000E-003	2.171E-002
FAD_BV-402	84	3.400E-003	1.934E-002
FAD_BV-302	84	3.400E-003	1.934E-002
FAD_BV-401	84	3.400E-003	1.934E-002
FAD_BV-301	84	3.400E-003	1.934E-002
FCC-TE-34	114	3.200E-003	1.606E-002
FCC-TE-12	114	3.200E-003	1.606E-002
FCC_ST1-2	38	4.500E-003	5.353E-003
FCC_ST2-3	38	4.500E-003	5.353E-003
FCC_ST1-3	38	4.500E-003	5.353E-003

En la tabla anterior se muestran los eventos de mayor importancia según la medida de importancia de FV. Se evidencia que las fallas de causa común (FCC) son los modos de falla que conducirían más rápidamente a los estados finales evaluados. Por lo que son los principales modos de falla a evitar en el sistema.

Para establecer el impacto sobre el riesgo de los componentes individuales en el sistema, se establece la medida de importancia de RIR.





Tabla 4. 5. Importancia por RIR (sistema de vapor de alta presión)

Event Name	Count	Probability	RIR
FCC_PT_1-3	56	2.400E-003	1.311E+002
FCC_PT_2-3	56	2.400E-003	1.311E+002
FCC_PT_1-2	56	2.400E-003	1.311E+002
FCC_OFLL-PIT	174	8.400E-003	1.118E+002
FCC-FE-12	156	2.900E-003	1.479E+001
FCC-FIT-12	152	2.900E-003	1.478E+001
FCC-PIT-1-2-3	168	7.200E-002	1.310E+001
FAD_BV-101	168	3.400E-003	1.234E+001
FAD_BV-102	168	3.400E-003	1.234E+001
FAD_BV-201	168	3.400E-003	1.234E+001
FAD_BV-202	168	3.400E-003	1.234E+001
FCC_BV-101_2	488	8.100E-002	1.147E+001
FCC_BV-201-2	488	8.100E-002	1.147E+001
OFL-FIT-2001	130	3.000E-003	8.215E+000
OFL-FIT-1001	130	3.000E-003	8.215E+000
FMS-FE-2001	52	2.400E-004	7.901E+000
FM-FIT-1001	52	2.400E-004	7.901E+000
FMS-FE-1001	52	2.400E-004	7.901E+000
FM-FIT-2001	52	2.400E-004	7.901E+000
FAD_BV-302	84	3.400E-003	6.669E+000
FAD_BV-401	84	3.400E-003	6.669E+000
FAD_BV-301	84	3.400E-003	6.669E+000
FAD_BV-402	84	3.400E-003	6.669E+000
FCC_BV-301-2	244	8.100E-002	6.234E+000
FCC_BV-401-2	244	8.100E-002	6.234E+000
FCC-TE-34	114	3.200E-003	6.002E+000
FCC-TE-12	114	3.200E-003	6.002E+000
FCC_ST1-3	38	4.500E-003	2.184E+000
FCC_ST2-3	38	4.500E-003	2.184E+000
FCC_ST1-2	38	4.500E-003	2.184E+000
FCC-MBV1-2	148	1.400E-003	2.040E+000

Del análisis de los resultados obtenidos para el RIR, se tiene que los sensores son los componentes con el mayor impacto sobre el riesgo del sistema y su principal modo de falla, las de falla de causa común (FCC).

Un valor RIR alto, es una medida de la importancia de devolver rápidamente un componente al servicio después de una falla, prueba o mantenimiento.

La combinación de los resultados obtenidos para ambas medidas de importancia permite determinar si los eventos que resultaron de mayor significancia, según su





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

porcentaje de contribución a los CMC (medida de FV), constituyen contribuyentes dominantes del riesgo.

Una alta importancia de los componentes que integran los CMC, no significa necesariamente que sean contribuyente dominante, las combinaciones críticas pueden ser extremadamente importantes debido a la falla de componentes redundantes, mientras que los componentes individuales en un tren pueden tener clasificaciones bajas; es decir, los valores de la medida de importancia (FV) no influyen en la importancia del componente para la medida de RIR.

En la tabla 4.6 se representa los 10 primeros eventos para ambas medidas.

Tabla 4. 6. Relación entre las medidas FV y RIR (Sistema de vapor de alta presión)

Event Name	FV	Event Name	RIR
FCC_OFL-PIT	9.386E-001	FCC_PT_1-3	1.311E+002
FCC-PIT-1-2-3	9.386E-001	FCC_PT_2-3	1.311E+002
FCC_BV-201-2	9.226E-001	FCC_PT_1-2	1.311E+002
FCC_BV-101_2	9.226E-001	FCC_OFL-PIT	1.118E+002
FCC_BV-401-2	4.613E-001	FCC-FE-12	1.479E+001
FCC_BV-301-2	4.613E-001	FCC-FIT-12	1.478E+001
FCC_PT_1-3	3.129E-001	FCC-PIT-1-2-3	1.310E+001
FCC_PT_2-3	3.129E-001	FAD_BV-101	1.234E+001
FCC_PT_1-2	3.129E-001	FAD_BV-102	1.234E+001
FCC-FE-12	4.011E-002	FAD_BV-201	1.234E+001

Como se puede observar los eventos más importantes por la medida de importancia FV, no siempre constituyen contribuyentes dominantes del riesgo, sino que su importancia se debe a combinaciones de fallas de componentes redundantes.

4.1.8.2. Interpretación y uso de las medidas de importancia

La frecuencia de falla (**F**) se calcula a partir de secuencias de accidentes representada por diferentes combinaciones de sistemas o componentes (CMC), la **F**, puede representarse como una función lineal de cualquier probabilidad de evento básico específico CMC, P, como sigue:

$$F = a * P + b$$





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Donde $a \cdot P$ es la suma de todas las secuencias de accidentes que contienen a P , y b representa todas las demás secuencias de accidentes.

El valor del parámetro a es el ponderado y frecuencia combinada de eventos iniciadores y probabilidades de sucesos básicos de otros CMC, cuya falla coincidente es necesaria para que se produzca daño. Para un CMC específico, un valor grande del parámetro a refleja o bien una alta frecuencia de eventos iniciadores o probabilidades de sucesos básicos grandes de los otros CMC en las mismas secuencias de accidente. Es una medida de la redundancia funcional o "defensa en profundidad" con respecto a los desafíos de seguridad enfrentados por el CMC específico.

Para valores pequeños de FV, $a \cdot P \ll b$, así:

$$RIR = RAW \approx 1 + a / b$$

Un criterio común para la significación del riesgo es $RIR > 2$ ($RAW > 2$), a partir de la ecuación antes planteada, se establece una relación entre el criterio RIR (RAW) y los parámetros a y b , ver tabla 4.7

Tabla 4. 7. Relación entre RIR (RAW) y los parámetros a & b

Valores de a y b	Valores de RAW
$a < b$	$1.0 < RAW < 2.0$
$a = b$	$RAW = 2.0$
$a > b$	$RAW > 2.0$

Por tanto, podemos establecer que para un CMC específico, una importancia $RAW < 2.0$ se asocia con un valor pequeño de a relativa a b . Un pequeño a significa una baja frecuencia de eventos de iniciadores o probabilidades baja de evento básico para los otros CMC cuya falla coincidente conduciría a daños. En otras palabras, el diseño de la planta tiene una "defensa en profundidad" efectiva para este CMC específico en todo el espectro de secuencias de accidentes en las que participa. A la inversa, una importancia $RAW > 2.0$ está asociada con una gran





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

a relativa a **b**, por lo tanto, si un sistema ostenta muchos $RAW > 2.0$ significa que tiene baja "defensa en profundidad" y / o un alto nivel de desafíos de seguridad.

4.1.9. Resultado del análisis de importancia sistema de vapor de alta presión

- ✓ El análisis de las secuencias de accidentes mediante la utilización de las medidas de importancia, permitió determinar que los componentes más importantes en el sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor, son los sensores de presión, temperatura y las válvulas de alivio, de los cuales se determinó que no todos los eventos con valores significativos de importancia, constituyen contribuyentes dominantes, sino que su alto grado porcentual de importancia se debe a fallas en componentes redundantes.
- ✓ Se obtuvo un total de 31 eventos básicos con $RIR > 2$, lo que representa un 47% del total de eventos para las secuencias, un valor que se encuentra por debajo de la media. Este resultado indica que el diseño de la planta tiene nivel de desafíos de seguridad relativamente bajos, así como que se cuenta con una "defensa en profundidad" efectiva para este sistema.

4.2. Sistema de condensado

El propósito de este sistema es condensar el vapor de escape de la turbina y devolver el agua al ciclo del vapor, a otros equipos y extraer el drenaje de los ciclos recuperables. Este sistema realiza las siguientes funciones:

Condensa el vapor de las siguientes fuentes:

- Extracción de la turbina de vapor durante el funcionamiento normal.
- Sistema de derivación de vapor de recalentamiento en caliente (HRH) de los generadores de vapor de recuperación de calor (HRSG) 1 y 2 durante la operación de derivación de la turbina de vapor.
- Sistema de baipás de vapor de baja presión (LP) de (HRSG) 1 y 2 durante la operación de derivación de la turbina de vapor.
- Vapor de expulsores (SJAЕ) para el sistema de eliminación de aire del condensador.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Suministra agua a las siguientes aplicaciones:

- Precalentador de baja presión (LP) y a los tanques de los generadores de vapor de recuperación de calor.
- Relleno del Sello del agua de descarga a las bombas de condensado.
- Sellador de agua del disyuntor de vacío del condensador.
- Llenado inicial de los circuitos de agua de los HRSG.
- Revestimiento de la turbina LP, Sistema de rociado de agua de escape para la protección contra la alta temperatura de la campana de escape, Aerosoles de cortina para la campana extractora de STG y el conducto de vapor ACC.

Proporciona agua de refrigeración para los siguientes componentes:

- Condensador de vapor de las prensaestopas, intercondensadores y condensadores secundarios de extracción de aire (SJAE).
- Desupercalentador de vapor auxiliar (vapor motriz SJAE y vapor de sello ST).
- Desupercalentador de vapor de las prensaestopas para la regulación del sellado de la junta de estanqueidad a la turbina LP durante la puesta en marcha.
- Desupercalentadores de baipás de vapor LP durante la operación de derivación de la turbina de vapor.
- Desupercalentadores de baipás de vapor de recalentamiento en caliente durante la operación de derivación de la turbina de vapor.

El condensador se considera como uno de los sistemas más importantes dentro de la planta, debido principalmente a tres razones:

- ❖ Se aprovecha el vapor a la salida de la turbina, cerrando el ciclo del agua.
- ❖ Se reduce la presión a la salida, incluso por debajo de la atmosférica, con lo que el salto de presión es mayor, por lo tanto, el rendimiento y la potencia de la turbina aumentan.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- ❖ El aumento posterior de presión del fluido puede realizarse en una bomba hidráulica, con un consumo energético menor que si se realiza en una caldera o en un compresor.

4.2.1. Secuencias de accidentes sistema de condensado

Para el análisis del sistema de condensado, se toma como evento iniciador, la falta de vacío en el mismo, el cual resulta uno de los eventos que conduce a los dos estados finales mencionados en el análisis del sistema anterior. Los sistemas que intervienen en las secuencias de accidentes, se explican a continuación:

1. Sistema de Instrumentación y control: Controla la intervención de los desareadores, el nivel dentro del tanque de condensado, el drenaje hacia los tanques externos en condiciones de emergencia y el suministro de condensado a las distintas aplicaciones.
2. Sistema de válvulas de seguridad: Dispositivo mecánico que dispara la máquina al subir la presión de escape de vapor en el condensador o tener niveles fuera del rango establecido en el tanque de condensado.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Falta de vacío en el condensador	Instrumentación y control Condensador	Válvula de seguridad del Condensador			
FVCON	S-I_C	VD_C	#	END-STATE-NAMES	Frequency
			1	@ONP	
			2	PEC	9.285E-005
			3	PNP	8.119E-007
FVCON - Falta de vacío en el condensador				2017/11/13	Page 4

Figura 4. 4. Árbol de evento sistema de condensado

Estados finales:

- Operación normal de la planta (ONP): estado de éxito que supone la actuación del sistema de instrumentación y control permitiendo que el sistema vuelva a las condiciones óptimas de operación.
- Pérdida de la eficiencia y la capacidad de generación (PEC): estado fallido que limita la capacidad de generación de la planta.
- Paros no programados (PNP), estado de falla que demanda una parada de emergencia e indisponde el sistema, requiriendo reparaciones.

La secuencia para paros no programados del sistema, tuvo una frecuencia de falla de 8.119E-7 y la pérdida de la eficiencia y la capacidad de generación de 9.285E-5.





4.2.2. Análisis de importancia sistema de condensado.

Para el análisis en este sistema se tuvo en cuenta las medidas de importancias seleccionadas en el sistema anterior, bajo los mismos criterios de selección para clasificar los eventos, ver tabla 4.8.

Tabla 4. 8. Criterio de importancia FV (sistema de Condensado)

Event Name	Count	Probability	FV
FCC_ABV-9701-1-2	722	7.600E-003	8.695E-001
FCCE-P-9005A-B	788	6.400E-002	7.697E-001
FCC-P-9004ABC	23	7.200E-003	6.326E-001
FAC-LCV-9030	30	3.100E-003	2.724E-001
FCCD-P-9005A-B	788	1.600E-002	1.924E-001
FVC_ABV-9701-2	620	5.400E-004	6.178E-002
FVC_ABV-9701-1	620	5.400E-004	6.178E-002
F-SKD-9001	21	3.600E-004	3.163E-002
FGSC-CND-0001	21	2.900E-004	2.548E-002
FCC_LT9005A-B	701	1.600E-003	1.924E-002
FDCS	4	1.570E-005	1.690E-002
FAC-FCV9013	21	1.200E-004	1.054E-002
FT_LIT-9703-2	518	7.800E-003	6.960E-003
FT_LIT-9703-1	518	7.800E-003	6.960E-003

Los eventos que por su contribución porcentual a los CMC resultan de mayor importancia son las fallas de causa común de las válvulas de cierre por falta de vacío, las bombas de drenaje y las bombas de condensado, representando el 43.14% del total de los eventos dentro del sistema.

Otros componentes significantes son: las válvulas de control de nivel (LCV), el patín de vacío (SKD), el condensador de vapor de glándula (GSC), el Sistema de Control Distribuido (DCS) y las válvulas de control de recirculación mínima (FCV).

Para complementar el análisis de importancia, se determinó si los eventos que resultaron de mayor importancia por FV, pueden considerarse como los de mayor aporte al incremento del riesgo. Para ello, se empleó la medida de importancia RIR, ver tabla 4.9.





Tabla 4. 9. Criterio de importancia RIR (sistema de condensado)

Event Name	Count	Probability	RIR
FDCS	4	1.570E-005	1.076E+003
FVC_ABV-9701-1	620	5.400E-004	1.153E+002
FVC_ABV-9701-2	620	5.400E-004	1.153E+002
FCC_ABV-9701-1-2	722	7.600E-003	1.145E+002
FAC-FCV9013	21	1.200E-004	8.883E+001
FGSC-CND-0001	21	2.900E-004	8.882E+001
F-SKD-9001	21	3.600E-004	8.881E+001
FAC-LCV-9030	30	3.100E-003	8.858E+001
FCC-P-9004ABC	23	7.200E-003	8.821E+001
FCC_LT9005A-B	701	1.600E-003	1.301E+001
FCCD-P-9005A-B	788	1.600E-002	1.283E+001
FCCE-P-9005A-B	788	6.400E-002	1.226E+001
FCC_LCV9014_18	8	1.200E-003	2.301E+000
FCC_LCV90012_30	8	1.200E-003	2.301E+000
FAC-FCV-9007	184	1.200E-004	2.021E+000
FAC-FCV-9004	184	1.200E-004	2.021E+000
FAC-FCV-9002	184	1.200E-004	2.021E+000
FI-PI-9704C	184	2.100E-004	2.021E+000
FI-PI-9704B	184	2.100E-004	2.021E+000
FI-PI-9704A	184	2.100E-004	2.021E+000
FDB-P-9004C	186	2.300E-004	2.021E+000
FDB-P-9004B	186	2.300E-004	2.021E+000
FDB-P-9004A	186	2.300E-004	2.021E+000
F-VS-9007	186	2.400E-004	2.021E+000
F-VS-9004	186	2.400E-004	2.021E+000
F-VS-9002	186	2.400E-004	2.021E+000
FI-PDIS-9007	186	2.500E-004	2.021E+000
FI-PDIS-9004	186	2.500E-004	2.021E+000
FI-PDIS-9002	186	2.500E-004	2.021E+000
FAA_PSV-902-3	198	4.600E-004	2.020E+000
FAA_PSV-902-2	198	4.600E-004	2.020E+000
FAA_PSV-902-1	198	4.600E-004	2.020E+000

Los componentes que mayormente incrementan el riesgo son: el Sistema de Control Distribuido (DCS), las válvulas de cierre por falta de vacío (ABV), las válvulas de control de recirculación mínima (FCV), el condensador de vapor de glándula (CND), el patín de vacío (SKD), las válvulas de control de nivel y las bombas de condensado (LCV).

Para determinar si los componentes más relevantes se consideran contribuyentes dominantes del riesgo, se establece la comparación entre las dos medidas de importancia para el sistema de condensado, ver tabla 4.10.





Tabla 4. 10. Relación entre las medidas FV y RIR (sistema de condensado)

Event Name	FV	Event Name	RIR
FCC_ABV-9701-1-2	8.695E-001	FDCS	1.076E+003
FCCE-P-9005A-B	7.697E-001	FVC_ABV-9701-1	1.153E+002
FCC-P-9004ABC	6.326E-001	FVC_ABV-9701-2	1.153E+002
FAC-LCV-9030	2.724E-001	FCC_ABV-9701-1-2	1.145E+002
FCCD-P-9005A-B	1.924E-001	FAC-FCV9013	8.883E+001
FVC_ABV-9701-2	6.178E-002	FGSC-CND-0001	8.882E+001
FVC_ABV-9701-1	6.178E-002	F-SKD-9001	8.881E+001
F-SKD-9001	3.163E-002	FAC-LCV-9030	8.858E+001
FGSC-CND-0001	2.548E-002	FCC-P-9004ABC	8.821E+001
FCC_LT9005A-B	1.924E-002	FCC_LT9005A-B	1.301E+001

4.2.3. Resultados del análisis de importancia sistema de condensado.

- ✓ Como se pudo apreciar, no siempre los componentes que resultaron más importantes por la medida de importancia FV; los de mayor contribución a los conjuntos mínimos, están entre los componentes que al menos duplican la frecuencia de daño principal, los que aparecen en ambas medidas se consideran contribuyentes dominantes del riesgo en el sistema, esto indica que los mismos presenta gran importancia para el sistema.
- ✓ Del análisis por RIR, se obtuvo que el 52% de los eventos básicos tuvieron valores superiores o iguales al duplo de la frecuencia de daño principal, lo que representa un “defensa en profundidad” relativamente aceptable.

4.3. Sistemas de lubricación

Otro de los sistemas importante de la planta en general es el de lubricación. El mismo alimenta no solo los componentes del sistema de alta y baja presión, sino también los componentes de la turbina de gas. Ver figura 4.5.



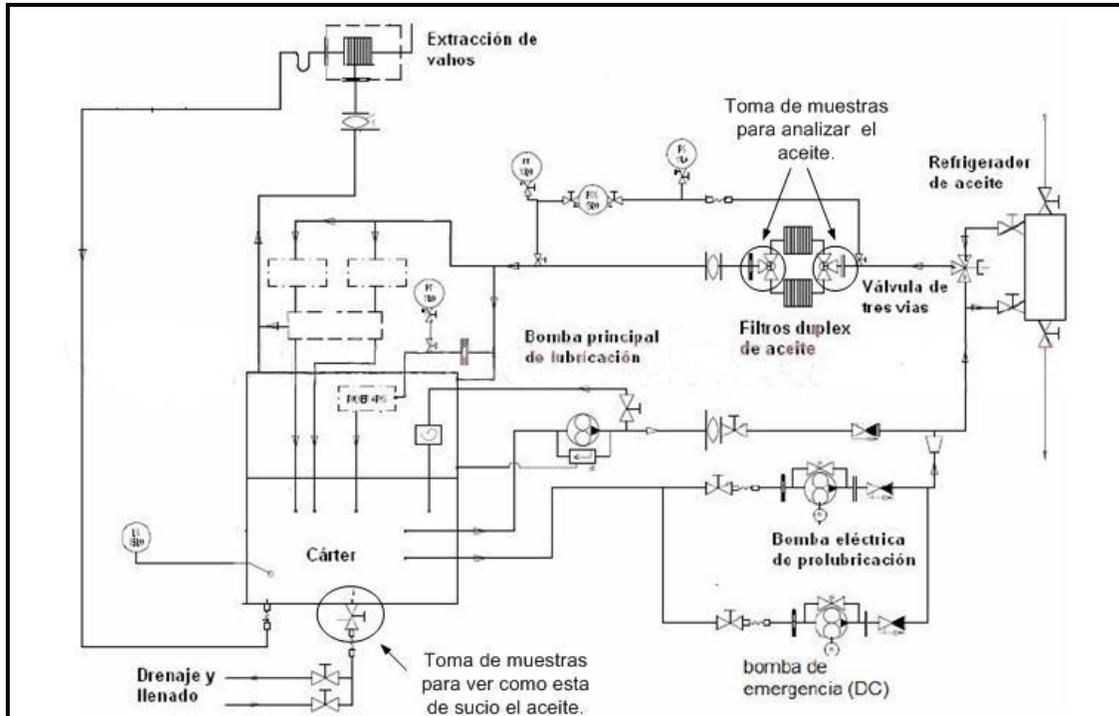


Figura 4. 5. Sistema de lubricación

La lubricación es el mecanismo o procedimiento mediante el cual se hace llegar un lubricante a dos superficies en movimiento relativo y que están en contacto, con la finalidad de reducir la fricción.

El lubricante se considera como un elemento auxiliar del cojinete, ya que al interponerse entre las superficies deslizantes reduce el rozamiento y por consiguiente el calentamiento.

Los objetivos principales son:

- Evitar el contacto entre las superficies deslizantes.
- Disminuir las pérdidas por fricción.
- Refrigerar el cojinete.

Como se puede apreciar en la identificación de los eventos iniciadores, los problemas por lubricación pueden ser provocados por disímiles causas y el resultado final si no se detectan a tiempo, es el daño catastrófico de los componentes. Sin embargo, la gran mayoría de estos eventos, pueden ser



Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

detectados simplemente con la realización de los análisis de caracterización del aceite con cierta periodicidad.

El análisis de aceite es, sin duda, la más útil y sencilla de todas las técnicas de diagnóstico, no sólo porque ayuda a determinar el estado del aceite, sino que también permite precisar el estado de la máquina.

Los parámetros más importantes a vigilar son:

- ❖ Presencia de agua (la cual desplazaría al aceite).
- ❖ Presencia de metales (en cojinetes o eje, indica desgaste).
- ❖ Presencia de lodos (degradación del aceite, ensuciamiento o posible falla del filtro asociado).
- ❖ Acidez, (mal refinado del aceite).

Una manifestación que puede ser precedente de problemas en la lubricación es la presencia de vibraciones en la máquina. Éstas pueden presentarse por la falla en alguno de los componentes que forman parte del sistema de lubricación y detectadas mediante la utilización de sensores.

Para realizar el análisis del sistema de lubricación se tomó como evento iniciador la falla en la alimentación de aceite de lubricación (flujo insuficiente de aceite a los cojinetes), la cual representa aproximadamente el 16% de las causas de paradas forzosas en las plantas.

4.3.1. Secuencia de accidente sistema de lubricación

La falla del sistema de lubricación, si no se detecta a tiempo, conduce a daño severos en la máquina, además de tener el potencial de provocar daños importantes en la instalación. Esto debido al efecto dominó o consecuencia en cadena que puede provocar sobre otros componentes, ya que puede producir incendios y eventuales explosiones que conduzcan al daño en otros equipos que no serían afectados físicamente por la falla del sistema de lubricación. El evento





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

mitigador para tal caso es el accionamiento de las válvulas de parada principal y control de la turbina.

El árbol de evento para el sistema se presenta a continuación, ver figura 4.6.

Falla sistema de aceite de lubricación	Válvulas de parada principal y control			
FSAL	V_MSCV	#	END-STATE-NAMES	Frequency
		1	PEC	1.600E-003
		2	PNP	3.919E-008

Figura 4. 6. Árbol de eventos sistema de lubricación

Estados finales

Pérdida de la eficiencia y la capacidad de generación (PEC): el accionamiento de las válvulas principales se comprende solo como estado de pérdida de eficiencia porque interrumpe el funcionamiento de la planta, pero evita daños de mayores magnitudes que si conducirían a la pérdida de componentes y a mayores tiempos de ajuste y puesta en marcha.

Paros no programados (PNP): la falla de las válvulas de parada principal y control, ante la presencia de una falla en el sistema de lubricación, se considera como una de las situaciones críticas que conduce a los peores daños en la máquina.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

La frecuencia de falla de cada secuencia al igual que en los sistemas anteriores, se calculó utilizando la metodología de árboles de falla.

Para determinar la importancia de sus componentes y su contribución al riesgo, se realiza los análisis de importancia por FV y RIR.

4.3.2. Análisis de importancia sistema de lubricación

Tabla 4. 11. Criterio de importancia FV (lubricación)

Event Name	Count	Probability	FV
FCC_V-MSCV	17	3.600E-003	8.612E-001
FCC_CV3V-1-2-3	3	3.800E-003	6.407E-001
FF_D	3	1.200E-003	2.023E-001
FE_MSCV-R	17	2.900E-004	6.938E-002
FE_MSCV-L	17	2.900E-004	6.938E-002
FCV_3V-3	3	3.100E-004	5.227E-002
FCV_3V-1	3	3.100E-004	5.227E-002
FCV_3V-2	3	3.100E-004	5.227E-002

Como se aprecia en la tabla 4.11, los componentes más importantes fueron las válvulas de parada principal y control (MSCV), las válvulas de derivación de 3 vías (CV3V), las cuales permiten el intercambio del lubricante con el refrigerador, la ramificación a la entrada de los filtros y su posterior unificación en la rama común y los filtros Dúplex (F_D).

Los componentes que, de encontrarse fuera de servicios, incrementan en mayor cuantía el riesgo de materializarse un evento no deseado, se presentan en la tabla 4.12.

Tabla 4. 12. Criterio de importancia RIR (lubricación)

Event Name	Count	Probability	RIR
FE_MSCV-R	17	2.900E-004	2.398E+002
FE_MSCV-L	17	2.900E-004	2.398E+002
FCC_V-MSCV	17	3.600E-003	2.390E+002
FCV_3V-1	3	3.100E-004	1.695E+002
FCV_3V-3	3	3.100E-004	1.695E+002
FCV_3V-2	3	3.100E-004	1.695E+002
FF_D	3	1.200E-003	1.693E+002
FCC_CV3V-1-2-3	3	3.800E-003	1.689E+002





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Como se puede apreciar en la tabla anterior, los resultados obtenidos muestran que los componentes que forman parte del sistema eléctrico que alimenta las válvulas principales de parada y control, contribuye en mayor medida al aumento de la probabilidad de ocurrencia de un evento no deseado, por encontrarse fuera de servicios.

En la tabla 4.13, se presenta la relación entre las medidas de FV y RIR, para definir si los eventos más importantes para el sistema de lubricación constituyen contribuyentes dominantes del riesgo.

Tabla 4. 13. Relación entre las medidas FV y RIR (lubricación)

Event Name	FV	Event Name	RIR
FCC_V-MSCV	8.612E-001	FE_MSCV-R	2.398E+002
FCC_CV3V-1-2-3	6.407E-001	FE_MSCV-L	2.398E+002
FF_D	2.023E-001	FCC_V-MSCV	2.390E+002
FE_MSCV-R	6.938E-002	FCV_3V-1	1.695E+002
FE_MSCV-L	6.938E-002	FCV_3V-3	1.695E+002
FCV_3V-3	5.227E-002	FCV_3V-2	1.695E+002
FCV_3V-1	5.227E-002	FF_D	1.693E+002
FCV_3V-2	5.227E-002	FCC_CV3V-1-2-3	1.689E+002

Se obtuvo que el 40% de los eventos básicos tuvieron valores que duplicaron la frecuencia de daño principal (riesgo total de todos los conjuntos de corte), lo que permite inferir que el sistema presenta una defensa en profundidad aceptable. Además, los eventos que por el análisis de importancia FV resultan de mayor importancia, constituyen contribuyentes dominantes del riesgo para el sistema.

4.4. Extensión hacia otras industrias

La metodología abordada es aplicable para los restantes sistemas generadores de energía no nuclear. La estructura básica de sus siete etapas (Eventos Iniciadores, Secuencia de Accidentes, Criterios de Éxitos, Análisis de Sistema, Análisis de Confiabilidad Humana, Análisis de Datos y Cuantificación), es pertinente para estas tecnologías.

Del caso estudio se pudo apreciar que una de las principales diferencias entre la metodología y la norma para APS nuclear, radica en la forma de identificar los





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

eventos iniciadores, además de no contar con bases de datos o registros de fallas de los componentes que conforman los sistemas de generación no nuclear (excepto las dos mencionadas anteriormente, OREDA y CCPS). Siendo esta falta de registros una de las diferencias importante entre las instalaciones nucleares y las no nucleares.

4.4.1. Plantas Hidroeléctricas

La metodología propuesta, desde su desarrollo, estuvo enfocada para abordar las siete etapas para los dos sistemas de generación eléctrica que resultan por el número total de muertes por accidentes y las pérdidas en daños a la instalación, como los más importantes, además de coincidir en ser tecnológicamente, de los más complejos y presentar una alta presencia en el mundo y en especial en México (Ciclo Combinado e Hidroeléctricas).

Los estados finales seleccionados en el caso estudio responden esencialmente al objetivo principal de estas instalaciones (generar energía eléctrica que satisfaga la demanda). Adicionalmente, las plantas de generación, a partir de las hidroeléctricas, presentan sistemas relativamente más sencillos en comparación con los de nuclear y los de Ciclo Combinado. La identificación de los eventos iniciadores está en función de la variación de parámetros como: potencias, intensidad, tensiones, niveles de embalse, etc.

Estas instalaciones, al igual que el caso estudio, no cuentan con sistemas en reserva para actuar ante un evento iniciador, solo con componentes actuadores (compuestos principalmente por compuertas y válvulas), que intervienen ante la presencia de eventos no deseados.

Básicamente, las barreras de seguridad integradas por los componentes previamente mencionados actúan ante la presencia de varios de eventos iniciadores (lista de eventos iniciadores, al final de esta sección).

Los componentes de seguridad de la protección mecánica regulan el flujo de líquido al sistema a través de dispositivos de obturación, que cortan o regulan el





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

caudal de agua. Estos dispositivos están formados generalmente por válvulas de corte y compuertas (consiste normalmente en una plancha de acero reforzada con perfiles metálicos que se maneja mediante un puente grúa, empleando servomotores), de las cuales se disponen dos, una en cada toma de agua, ver figura 4.7.

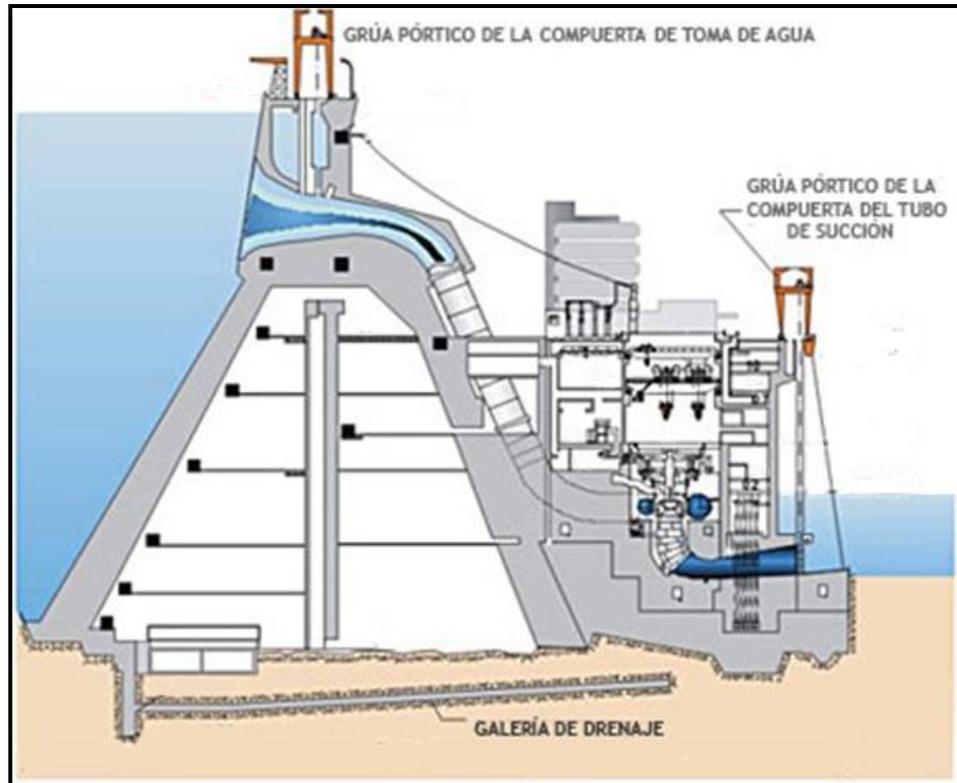


Figura 4. 7. Compuertas aguas arriba y aguas abajo en Hidroeléctricas

Fuente: (Boetto, 2007)

La compuerta situada aguas abajo (compuerta del tubo de succión, figura 4.7), se utiliza para el servicio normal. La de aguas arriba (compuerta de toma de agua, figura 4.7), en cambio, es la de emergencia y se denomina ataguía. Se utiliza para cerrar el paso de agua cuando se necesita inspeccionar, revisar la compuerta de servicio o cualquier emergencia producto de la no actuación de los componentes de protección y control de la turbina y del generador luego de una alarma.

Para las protecciones eléctricas del generador y transformador se emplean reguladores de tensión, baterías de condensadores, relé taquimétrico, entre otros.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Los principales eventos iniciadores que requieren actuación exitosa de las protecciones, se listan a continuación:

1. Protecciones mecánicas.

- Embalamiento de turbina y generador.
- Temperatura de eje y cojinetes.
- Nivel y circulación del fluido de refrigeración.
- Nivel mínimo hidráulico.
- Temperatura de aceite del multiplicador de velocidad.
- Desconexión de la bomba del aceite de regulación.

2. Protecciones eléctricas del generador y transformador.

- Intensidad máxima
- Retorno de potencia.
- Calentamiento del generador y/o del transformador.
- Derivación en el estator.
- Producción de gases en el transformador.
- Nivel de tensión.
- Nivel de frecuencia.

3. Protecciones de la línea de media tensión.

- Derivación de una fase a tierra.
- Cortocircuito o inversión de fases.
- Sobreintensidad.

Los eventos antes mencionados se obtuvieron siguiendo los pasos descritos en la metodología propuesta para los eventos iniciadores. Si se considera que los dos sistemas analizados son los de mayor complejidad tecnológica, la aplicabilidad para los restantes sistemas de generación no nuclear es factible.

4.5. Conclusiones del Capítulo

La aplicación de metodología la propuesta permitió obtener una visión minuciosa de los aspectos más importantes a tener en cuenta a la hora de realizar un APS





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

para instalaciones generadoras de energía a partir de Ciclo Combinado. Así, se demostró que:

1. La identificación de los eventos iniciadores empleando una combinación entre la metodología de HAZOP y ¿Qué pasa sí...?, brinda resultados lógicos y eficaces.
2. La implementación de las matrices como medio de jerarquización de los eventos encontrados por las técnicas de identificación constituyen una forma eficiente de agrupar e identificar los principales eventos iniciadores.
3. Una de las alternativas para realizar el estudio del sistema de vapor de alta presión es tomar como referencia para los eventos iniciadores las variaciones de los parámetro principales (presión, temperatura y flujo), esto debido a que los sistemas mitigadores o actuadores, prácticamente son los mismos para la gran mayoría de los eventos, por tanto, se sugirió agrupar los eventos por variaciones de parámetros que es como se manifiestan estos eventos en el sistema, y el agrupamiento permite ahorrar tiempo del estudio y la repetitividad de modelar las acciones mitigadoras.
4. En el análisis de importancia que los componentes más relevantes para cada sistema no constituyen contribuyentes dominantes del riesgo, sino que su alto grado porcentual de importancia se debe a fallas en su gran mayoría de componentes redundantes. Adicionalmente, el análisis general para el sistema de vapor de alta presión mediante la medida de incremento del riesgo, evidenció que la planta tiene una defensa en profundidad aceptable.
5. Los resultados obtenidos para los estados finales pérdidas de la eficiencia y la capacidad de generación (PEC) y paros no programados (PNP), tuvieron frecuencias de falla de $1.69E-3$ y $8.52E-7$, respectivamente. Lo que evidencia que los eventos que mayormente interfieren en el correcto funcionamiento de una planta, no son los que causan los daños más catastróficos, o de mayor duración para la puesta en marcha nuevamente de la instalación, sino los de menor impacto pero que presentan una frecuencia de ocurrencia mayor.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

6. La implementación de la metodología en el sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de una planta de Ciclo Combinado permitió reevaluar la metodología e incorporar el agrupamiento de eventos iniciadores que había sido descartado en una etapa inicial, y el replanteamiento de cómo reconocer estos eventos mediante el empleo de las técnicas de identificación.





CAPÍTULO V. CONCLUSIONES

De la revisión bibliográfica realizada se concluyó que existe insuficiente tratamiento de temas que aborden el análisis probabilístico de seguridad en sistemas de generación de energía eléctrica no nuclear, detectándose la carencia de una metodología que permita realizar APS para estos sistemas.

Se identificó que los requisitos técnicos para el desarrollo de la metodología tomando como referencia la norma ASME / ANS RA-S-2008, varían en demasía del sistema de generación nuclear al sistema de generación no nuclear (Ciclo Combinado e hidroeléctrica), por lo que es pertinente realizar estudios en los sistemas generadores restantes, para delimitar los puntos inflexibles que emanen de aplicar la propuesta metodológica.

La metodología propuesta permitió identificar y evaluar los eventos que interfieren en el funcionamiento normal de la planta, los cuales son responsables de las pérdidas de la eficiencia y la capacidad de generación y los paros no programados de la misma. Así, su aplicación en el caso estudio (sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de una planta de Ciclo Combinado), permitió obtener observa que:

- ✓ No se cuenta con una base de datos específica para los componentes que conforman los sistemas tecnológicos de estas instalaciones.
- ✓ Las secuencias de fallas que conducen al sistema de vapor de alta presión a los estados finales de pérdida de la eficiencia y la capacidad de generación (PEC) y paros no programados (PNP), presentaron frecuencias de $1.69E-3$ y $8.52E-7$ evento por año, respectivamente.
- ✓ En el análisis de la medida de importancia de RIR para el sistema de vapor de alta presión de la turbina de vapor de la planta se obtuvo que el 47% de los eventos básicos tuvieron valores superiores al duplo de la frecuencia de daño principal, de lo que se concluye, basado en la relación presentada en dicho capítulo entre la medida de importancia (RIR o RAW) y la defensa en





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

profundidad del sistema de vapor de alta presión, que la planta presenta una defensa en profundidad aceptable para el sistema antes mencionado.

Los principales cambios estructurales en los requisitos técnicos entre la norma ASME/ANS RA-S-2008 para aplicaciones de Centrales nucleares y la Metodología propuesta se presentan en la siguiente tabla.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Metodologías Etapas	Qué se hizo	Cómo se hizo	Problemas detectados
Eventos Iniciadores (IE)	Cambiar estados finales. Determinar IE en función de variaciones de parámetros (P, T y F). La norma ASME pide que se usa un método estandarizado, lo cual se cumplió con el uso de HAZOP.	Para la planta de ciclo combinado, se usó el HAZOP para identificar y clasificar en la matriz de riesgo los eventos iniciadores.	No se cuenta con listas de IE como en la industria nuclear
Secuencia de Accidentes (AS)	Definir por parámetros (P, T, F) los eventos que inician los árboles. Determinar la frecuencia de falla de estos y definir las secuencias para cada parámetro	Se agrupó los IE por estado final y por el parámetro que se manifiesta.	No esta accesible la información para determinar la frecuencia de los IE.
Criterios de Éxitos (SC)	Definir los eventos top para los árboles de falla y su estructura dependiendo de los parámetros	Se tomaron eventos top para cada parámetro y los árboles se conformaron por los componentes que actúan para cada parámetro.	No se presentan problemas
Análisis de Sistema (SY)	Se analizaron las causas de falla y los modos de falla de los sistemas y sus componentes por parámetros (P, T, F)	Se analizó por componentes la forma en que pueden fallar	No se presentan problemas
Confiabilidad Humana (HR)	Se empleó el método ASEP	Se asigna una probabilidad básica y se multiplica por un factor de recuperación.	No se presentan problemas
Análisis de Datos (DA)	Se empleó fundamentalmente la base de datos OREDA	Se tomarán las tasas de falla por componentes,	OREDA es una base de datos aplicable para petróleo y gas, pero no tanto para los restantes sistemas de generación
Cuantificación (QU)	La cuantificación se realizó empleando el software SAPHIRE	Teniendo definido los modelos y las tasas de falla se introdujeron los datos y se corrió el programa	No se presentan problemas



5.1. Trabajos a futuro

1. Ampliar el caso de estudio aplicando la metodología en los componentes tecnológicos de la planta de Ciclo Combinado, que emplea gas para la generación de energía eléctrica. Siendo un método de corroboración del planteamiento conclusivo que identifica a los eventos iniciadores, como los responsables de las principales variaciones a encontrar entre los sistemas de generación de energía no nuclear.
2. Desarrollar casos de estudio para los restantes sistemas generadores de energía no nuclear, empleando la metodología propuesta, para determinar específicamente, las diferencias que presenta cada sistema energético de generación, y así contribuir a fomentar la aplicación de APS en plantas de generación de energía no nuclear.
3. Fomentar estudios enfocados en la creación y desarrollo de bases de datos que contenga los eventos y las causas que afectan el funcionamiento normal de los sistemas generadores. Permitiendo almacenar los registros de las frecuencias de fallas y los tiempos empleados para los ajustes y puestas en marcha de los sistemas tecnológicos y sus componentes.
4. Evaluar los riesgos de los sistemas generadores, como accidentes y pérdidas de vidas humanas.





REFERENCIAS

- Alpizar-Castro, I., & Rodríguez-Monroy, C. (2016). Review of Mexico's energy reform in 2013: Background, analysis of the reform and reactions. *Renewable and Sustainable Energy Reviews*, 58, 725–736.
<https://doi.org/10.1016/j.rser.2015.12.291>
- ASME/ANS RA-S. (2009). ASME/ANS RA-S-2008. Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2, 1–130.
- Barraza, M. E., Bernal, J. A., & Medina, A. C. (2012). Fuentes de ahorro de energía. Retrieved October 26, 2017, from <https://es.slideshare.net/martinbarraza14/presentacion-unidad-1-termoelectricas>
- Boetto, L. (2007). Represa de Itaipú. Retrieved November 4, 2017, from <http://www.monografias.com/trabajos59/represa-itaipu/represa-itaipu2.shtml>
- C F E. Estadísticas/Centrales hidroeléctricas. (2012). CFE y la electricidad en México. Retrieved from http://www.cfe.gob.mx/ConoceCFE/1_AcercadeCFE/CFE_y_la_electricidad_en_Mexico/Paginas/CFEylaelectricidadMexico.aspx
- Castillo, M., & Ramírez, H. (2015). COMBUSTIÓN E INDUSTRIA TERMOELÉCTRICA. Retrieved October 26, 2017, from <https://energiaelectrica616.wordpress.com/centrales-termoelectricas-ciclo-combinado/page/2/>
- CFE. (2015). *Informe Anual 2015*. México. Retrieved from <http://www.cfe.gob.mx/inversionistas/informacionareguladores/Documents/InformeAnual/Informe-Anual-2015-CFE-Acc.pdf>
- CFE. (2016a). *Informe Anual 2016*. México. Retrieved from http://www.senado.gob.mx/sgsp/gaceta/63/2/2017-05-03-1/assets/documentos/CFE_INFORME_ANUAL_2016.pdf
- CFE. (2016b). *Reporte Anual 2016* (Vol. 16). México. Retrieved from <http://www.cfe.gob.mx/inversionistas/informacionareguladores/Documents/InformeAnual/InformeAnual2016CFE.pdf>
- CFE. Dirección de Operaciones. (2016). *Listado de Centrales Generadoras*. México. Retrieved from <http://www.cfe.gob.mx/SiteAssets/Lists/PrefuntasFrecuentesTransp/EditForm/LasCentralesGeneradorasenMéxicomayo2016.pdf>
- Comisión Nacional del Agua. (2012). Infraestructura hidráulica. Retrieved October 18, 2016, from <http://www.cna.gob.mx/Contenido.aspx?n1=3&n2=60&n3=87&n4=30>





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- Comisión Nacional del Agua. (2016). *Capítulo 4. Infraestructura hidráulica*. México. Retrieved from <https://www.gob.mx/conagua/accionesyprogramas/>
- Coppola, D. P. (2011). Hazards. *Introduction to International Disaster Management*, 37–137. <https://doi.org/10.1016/B978-0-12-382174-4.00002-1>
- Foro de la Industria Nuclear Española. (2016). ¿Cuáles son los distintos componentes de una central nuclear? Retrieved October 26, 2017, from <http://www.foronuclear.org/es/el-experto-te-cuenta/121361-cuales-son-los-distintos-componentes-de-una-central-nuclear>
- González Cuesta, M. (2010). APROVECHAMIENTO DEL ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD EN CENTRALES NUCLEARES. México. Retrieved from [http://www.ai.org.mx/ai/archivos/coloquios/9/Aprovechamiento del Analisis Probabilistico de Seguridad en Centrales Nucleares.pdf](http://www.ai.org.mx/ai/archivos/coloquios/9/Aprovechamiento%20del%20Análisis%20Probabilístico%20de%20Seguridad%20en%20Centrales%20Nucleares.pdf)
- INEGI/Marco Geoestadístico Nacional. (2005). *Estados Unidos Mexicanos. Generación de energía eléctrica*. Retrieved from www.cuentame.inegi.org.mx
- International Information Group. (2009). Rusia y CEI. Rusia: Interfax. Retrieved from <http://web.archive.org/web/20090821090738/http://www.interfax.com/3/511589/news.aspx>
- Jesús, R. L. de. (2012). Las centrales hidroeléctricas en México. *Tecnología Y Ciencias Del Agua*, III(2), 103–121. Retrieved from <http://www.scielo.org.mx/pdf/tca/v3n2/v3n2a7.pdf>
- Koonce, A. M., Apostolakis, G. E., & Cook, B. K. (2008). Bulk power risk analysis: Ranking infrastructure elements according to their risk significance. *International Journal of Electrical Power and Energy Systems*, 30(3), 169–183. <https://doi.org/10.1016/j.ijepes.2007.06.013>
- Marengo, H., Arreguín, F. I., & Romero, I. (2010). Evaluación de riesgos en proyectos hidráulicos de ingeniería. Incertidumbres y confiabilidad. *Tecnología Y Ciencias Del Agua*, 1(4), 5–35. Retrieved from <http://www.scielo.org.mx/pdf/tca/v1n4/v1n4a1.pdf>
- Nelson, P. (2016a). *Módulo 1. Introducción a Riesgo* (4104-3 No. 68224). Universidad Nacional Autónoma de México.Facultad de Ingeniería.México.
- Nelson, P. (2016b). *Módulo 2. Panorama de métodos de Análisis de Riesgo*. Universidad Nacional Autónoma de México.Facultad de Ingeniería.Ciudad de México.
- Nelson, P. (2016c). *Módulo 6. Desarrollo de datos Introducción* (4104-3 No. 68224). Universidad Nacional Autónoma de México.Facultad de Ingeniería.México.





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

- OREDA. (2002). *Offshore and Onshore Reliability Data*. (SINTEF Industrial Management, Ed.) (4th ed.). Noruega: Det Norske Veritas (DNV). Retrieved from <https://www.oreda.com/>
- Perz, J. M., Moreira, F., & Peralta, F. (2015). Central hidroeléctrica y sus funciones. Retrieved October 26, 2017, from <https://es.slideshare.net/juanmaperezz/energa-hidroelctrica-48571634>
- Reynold, B. (2016). WASH-1400 The Reactor Safety Study. United States. Retrieved from <http://www.nrc.gov/docs/ML1622/ML16225A002.pdf>
- Romero, A. de J. R. (2011). “*Estudio Descriptivo Y Analítico De Una Planta De Ciclo Combinado.*” UNIVERSIDAD VERACRUZANA. Retrieved from <http://cdigital.uv.mx/bitstream/123456789/33018/1/ramirezromero.pdf>
- Secretaría de Gobernación. (1990). Primer_Listado_de_Actividades_Altamente_Riesgosas. *Miércoles 28 de Marzo, 1, 5*. Retrieved from http://www.gob.mx/cms/uploads/attachment/file/192861/Primer_Listado_de_Actividades_Altamente_Riesgosas.pdf
- Secretaría de Gobernación. (1992). Segundo_Listado_de_Actividades_Altamente_Riesgosas. *Lunes 4 de Mayo, 2, 4*. Retrieved from http://www.gob.mx/cms/uploads/attachment/file/192863/Segundo_Listado_de_Actividades_Altamente_Riesgosas.pdf
- SEMARNAT-07-008. (2016). Guía para la elaboración del estudio de riesgo ambiental para empresas que realizan actividades altamente riesgosas (establecimientos en operación). Tramite SEMARNAT-07-008 (Revisión 2). *15 de Julio, 2, 25*. Retrieved from http://www.gob.mx/cms/uploads/attachment/file/192862/Gu_a_para_la_Elaboracion_del_Estudio_de_Riesgo_Ambiental.pdf
- SINA. (2009). *Presas principales en México por almacenamiento.pdf* (M4.1). México. Retrieved from http://www.conagua.gob.mx/CONAGUA07/Contenido/Documentos/SINA/M4_1.jpg
- Sovacool, B. K., Kryman, M., & Laine, E. (2015). Profiling technological failure and disaster in the energy sector: A comparative analysis of historical energy accidents. *Energy, 90*(2015), 2016–2027. <https://doi.org/10.1016/j.energy.2015.07.043>
- SPANCOLD. (2012). *Análisis de Riesgos Aplicado a la Gestión de Seguridad de Presas y Embalses. Guía Técnica de Explotación de Presas y Embalses. N°8 Tomo 1.* (Exce Consulting Group, Ed.). España. Retrieved from http://www.spancold.es/Archivos/Monografia_Analisis_Riesgos.pdf





Desarrollo de una metodología estandarizada de Análisis Probabilístico de Seguridad para generación de energía no nuclear.

Swain, A. D. (1987). Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure, 170. Retrieved from http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/19/005/19005695.pdf

Torres, J. F. H. (2013). *Validación de las avenidas de diseño para el dimensionamiento de las obras de desvío y excedencias del proyecto hidroeléctrico Las Cruces, Nayarit*. UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO. Retrieved from <http://www.ptolomeo.unam.mx:8080/xmlui/bitstream/handle/132.248.52.100/6311/hernandeztorres.pdf?sequence=1>

Wall, I. B., Haugh, J. J., & Worlege, D. H. (2001). Recent applications of PSA for managing nuclear power plant safety. *Progress in Nuclear Energy*. Progress in Nuclear Energy Vol. 39, No. 3-4. [https://doi.org/10.1016/S0149-1970\(01\)00021-X](https://doi.org/10.1016/S0149-1970(01)00021-X)

Wall, I. B., & Worledge, D. H. (1996). *SOME PERSPECTIVES ON RISK IMPORTANCE MEASURES*. Park City, Utah.





ANEXOS

Anexo 1. Análisis de HAZOP (turbina)

Sección: Turbina						Fecha:				
Función: Transformar la energía cinética del vapor en energía mecánica usada en el acoplamiento del generador eléctrico.						Plano de Referencia:				
Variable Parámetro)	Palabra Guía	Desviación	Causas	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
						F	PEC	PNP	R	
Vibración	Alta	Alta Vibración	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Desalineación entre rotor de la turbina y rotor del excitador y entre la turbina de alta, media y baja. ❖ Falla del acoplamiento rígido. ❖ Problema en la lubricación de los cojinetes. ❖ Falla del sistema laberíntico del rotor. ❖ Desbalanceo del rotor por desgaste en los álabes. ❖ Fisura en la base de los álabes. ❖ Arrastre de agua o humedad excesiva en el flujo de vapor en el domo. ❖ Presencia de agua por estancamiento de agua en la carcasa. ❖ Desequilibrio en el rotor por rotura de un álabe. ❖ Corrosión o incrustaciones en superficies metálicas. ❖ Pandeo en el eje de la turbina. ❖ Falta de vacío en el condensador. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ La vibración en una turbina no es una avería en sí misma, sino un síntoma de un problema que existe en la turbina y que puede derivar en graves consecuencias. ❖ Desgaste por <i>fretting</i>. ❖ Desalineaciones ❖ Contactos entre álabes fijos y móviles. ❖ Pérdida de la eficiencia en el proceso de generación. ❖ Pérdida de capacidad de generación. ❖ Disparo de turbina. ❖ Pérdida del factor de planta. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Disparo por alto nivel de vibraciones. ✓ Reguladores de Fuerza Centrífuga. ✓ Reguladores de transmisión Mecánica. ✓ Corredera de Distribución. ✓ Personal capacitado. 	F3	C3	C2		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan el mantenimiento preventivo. Verificar que se cumplan el mantenimiento operativo diario. Verificar que se cumplan el mantenimiento quincenal. Verificar que se cumplan el mantenimiento mensual. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que se cuente con los principales repuestos.



Anexo 1. Análisis de HAZOP (turbina)

Sección: Turbina						Fecha:				
Función: Transformar la energía cinética del vapor en energía mecánica usada en el acoplamiento del generador eléctrico.						Plano de Referencia:				
Variable Parámetro)	Palabra Guía	Desviación	Causas	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
						F	PEC	PNP	R	
Presión de aceite	Alta	Alta Presión de aceite de lubricación	<ul style="list-style-type: none"> ❖ La presión permanece alta después del arranque en frío. El aceite fluye adecuadamente hasta la bomba, pero no hacia el equipo. ❖ Degradación de las condiciones del aceite. ❖ Falla en el cumplimiento de las bitácoras de mantenimiento. ❖ El aceite tiene una viscosidad alta debido a falta de sustitución de los filtros. ❖ Filtro tapado. La válvula baipás permite el flujo de aceite sin filtrar. ❖ Depósitos en los conductos de aceite en el equipo, lo que incrementa la presión del aceite. ❖ Aceite demasiado frío. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Pérdida de la eficiencia en el proceso de generación ❖ Reducción de la vida del equipo. ❖ Posible falla catastrófica del equipo. ❖ Pérdida del factor de planta. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Personal capacitado. 	F3	C1	C3		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan el mantenimiento preventivo. Verificar que se cumplan el mantenimiento operativo diario. Verificar que se cumplan el mantenimiento quincenal. Verificar que se cumplan el mantenimiento mensual. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que se cuente con los principales repuestos.



Anexo 1. Análisis de HAZOP (turbina)

Sección: Turbina						Fecha:				
Función: Transformar la energía cinética del vapor en energía mecánica usada en el acoplamiento del generador eléctrico.						Plano de Referencia:				
Variable Parámetro)	Palabra Guía	Desviación	Causas	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
						F	PEC	PNP	R	
Presión de aceite	Baja	Baja Presión de aceite de lubricación	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Bajo nivel de aceite ❖ Aceite que no fluye hacia la bomba durante el arranque ❖ La bomba funciona muy lenta como para establecer un buen flujo de aceite. ❖ Aceite demasiado caliente. Viscosidad muy baja. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Disparo de turbina ❖ Posible falla catastrófica del equipo. ❖ Reduce la vida del equipo. ❖ Deterioro del aceite/problemas con el equipo; desgaste, depósitos. ❖ Alto consumo de aceite. ❖ Pérdida de eficiencia. ❖ Pérdida de la capacidad de generación. ❖ Incendio. ❖ Pérdida del factor de planta. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Personal capacitado. ✓ Programa de mantenimiento ✓ Alarma de nivel. ✓ Disparo por baja presión de aceite. 	F2	C2	C3		<p>Verificar que se cumplan el mantenimiento preventivo.</p> <p>Verificar que se agregue aceite hasta el nivel apropiado.</p> <p>Verificar que se Revisen los medidores de temperatura y los controladores de temperatura.</p> <p>Verifique que la viscosidad del aceite sea la correcta</p> <p>Verificar que se cumplan el mantenimiento operativo diario.</p> <p>Verificar que se cumplan el mantenimiento quincenal.</p> <p>Verificar que se cumplan el mantenimiento mensual.</p> <p>Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones.</p> <p>Verificar que se realice cambio de aceite, si procede.</p> <p>Verificar que se cambien los filtros de aceite en el tiempo establecido.</p>



Anexo 1. Análisis de HAZOP (turbina)

Sección: Turbina						Fecha:				
Función: Transformar la energía cinética del vapor en energía mecánica usada en el acoplamiento del generador eléctrico.						Plano de Referencia:				
Variable Parámetro)	Palabra Guía	Desviación	Causas	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
						F	PEC	PNP	R	
Presión de Vapor	Alta	Alta Presión de Vapor	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Aumento de temperatura en el sistema de generación de vapor (atemperador). ❖ Falla del sistema hidráulico de alta presión. ❖ Control erróneo de la presión. ❖ Mal funcionamiento de los equipos de instrumentación y control. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Funcionamiento de los álabes fuera de sus puntos característicos aerodinámico. ❖ Vibración. ❖ Sobre velocidad. ❖ Aumento del consumo de aceite de lubricación. ❖ Pérdida del factor de planta. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Disparo. ✓ Válvulas de alivio. ✓ Personal capacitado. 	F2	C2	C2		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan los mantenimientos preventivos. Verificar que se cumplan los mantenimientos operativos diarios. Verificar que se cumplan los mantenimientos quincenales. Verificar que se cumplan los mantenimientos mensuales. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que se cuente con los principales repuestos.
	Baja	Baja Presión de Vapor	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Falla del sistema de generación Vapor. ❖ Fuga de vapor. ❖ Mal funcionamiento de los equipos de instrumentación y control. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Pérdida de la eficiencia en el proceso de generación. ❖ Pérdida de la capacidad de generación. ❖ Pérdida del factor de planta. ❖ Disparos de turbina. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Personal capacitado. ✓ Disparo por baja presión de vapor de 100. 	F2	C2	C1		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan los mantenimientos preventivos. Verificar que se cumplan los mantenimientos operativos diarios. Verificar que se cumplan los mantenimientos quincenales. Verificar que se cumplan los mantenimientos mensuales. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que se cuente con los principales repuestos.



Anexo 1. Análisis de HAZOP (turbina)

Sección: Turbina						Fecha:				
Función: Transformar la energía cinética del vapor en energía mecánica usada en el acoplamiento del generador eléctrico.						Plano de Referencia:				
Variable Parámetro)	Palabra Guía	Desviación	Causas	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
						F	PEC	PNP	R	
Velocidad	Baja	Baja Velocidad	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Disminución de potencia sin modificar el caudal de extracción. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Pérdida de la eficiencia en el proceso de generación. ❖ Vibraciones ❖ Fatiga térmica. ❖ Fractura ❖ Deformación elástica. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Reguladores de Fuerza Centrífuga. ✓ Reguladores de transmisión Mecánica. ✓ Corredera de Distribución. ✓ Personal capacitado. 	F2	C2	C1		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan el mantenimiento preventivo. Verificar que se cumplan el mantenimiento operativo diario. Verificar que se cumplan el mantenimiento quincenal. Verificar que se cumplan el mantenimiento mensual. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que se cuente con los principales repuestos.
	Alta	Alta Velocidad	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Aumento de potencia sin modificar el caudal de extracción. ❖ Aumento del caudal de extracción permaneciendo constante la potencia de la turbina. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Pérdida de la eficiencia en el proceso de generación. ❖ Vibración ❖ Desplazamiento Axial. ❖ Aumento del consumo de aceite de lubricación. ❖ Incendio. ❖ Disparos de turbina 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Reguladores de Fuerza Centrífuga. ✓ Reguladores de transmisión Mecánica. ✓ Corredera de Distribución. ✓ Personal capacitado. ✓ Disparo (sobrevelocidad) 	F2	C2	C2		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan el mantenimiento preventivo. Verificar que se cumplan el mantenimiento operativo diario. Verificar que se cumplan el mantenimiento quincenal. Verificar que se cumplan el mantenimiento mensual. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que se cuente con los principales repuestos.



Anexo 1. Análisis de HAZOP (Generador de Vapor)

Sección: Generador de Vapor						Fecha:				
Función: Producir el Vapor con la calidad necesaria para suministrarlo a la turbina.						Plano de Referencia:				
Variable Parámetro)	Palabra Guía	Desviación	Causas	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
						F	PEC	PNP	R	
Presión	Alta	Alta presión	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Disminución en el consumo de vapor manteniendo constante la generación de vapor. ❖ Exceso de combustible en el hogar o cámara de combustión. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Pérdida de la eficiencia en el proceso de generación. ❖ Ruptura de tuberías. ❖ Explosión. ❖ Daño al personal 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Manómetros, sensores de presión. ✓ Válvula de seguridad y alivio de presión. ✓ Tapón fusible. ✓ Alarmas. ✓ Personal capacitado. 	F2	C2	C1		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan las Revisión interna y externa. Verificar que se cumplan las Prueba hidráulica. Verificar que se cumplan las Prueba con vapor. Verificar que se cumplan las Prueba de acumulación. Verificar que se cumplan las Pruebas especiales. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Garantizar que se cuente con los equipos de protección personal. Verificar que se encuentren calibrados los manómetros y sensores de presión. Verificar que las válvulas de seguridad se encuentren calibradas a la presión requerida.
	Baja	Baja presión	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Descuido del operador en la alimentación del fuego. ❖ Fugas en el sistema de inyección de combustible ❖ Disparo de la válvula de seguridad por mala calibración o por mal estado. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Perdida de la eficiencia en el proceso de generación. ❖ Generación de atmósfera explosiva 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Manómetros, sensores de presión. ✓ Alarmas. ✓ Personal capacitado. 	F2	C2	C1		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que las válvulas de seguridad se encuentren calibradas a la presión requerida. Verificar que se encuentren calibrados los manómetros y sensores de presión.



Anexo 1. Análisis de HAZOP (Generador de Vapor)

Sección: Generador de Vapor						Fecha:				
Función: Generar energía. Producir el Vapor con la calidad necesaria para suministrarlo a la turbina.						Plano de Referencia:				
Variable Parámetro)	Palabra Guía	Desviación	Causas	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
						F	PEC	PNP	R	
Nivel (H ₂ O)	Alto	Alto Nivel	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Descuido del operador al checar el medidor de nivel. ❖ Sensor en mal estado. ❖ Alarma en mal estado. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Pérdida de la eficiencia en el proceso de generación. ❖ Arrastre de agua junto al vapor del proceso. ❖ Disparos de turbina. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores de nivel. ✓ Alarmas de nivel. ✓ Personal capacitado. ✓ Programa de mantenimiento. 	F2	C3	C3		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan las Revisión interna Verificar que se cumplan las Prueba de acumulación. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que los operadores de caldera solo abandonan la sala al término de su turno. Verificar que los operadores controlan permanentemente la presión indicada en los manómetros.
	Bajo	Bajo Nivel	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Sensor en mal estado. ❖ Alarma acústica en mal estado. ❖ Descuido del operador. 	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Aumento de temperatura. ❖ Aumento de presión. ❖ Incendios. ❖ Explosión. ❖ Daño al personal. ❖ Pérdidas Materiales. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores de nivel. ✓ Alarmas de nivel. ✓ Personal capacitado. ✓ Sistema contra incendios. ✓ Programa de mantenimiento. 	F2	C3	C3		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan las Revisión interna Verificar que se cumplan las Prueba de acumulación. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores. Verificar que los operadores de caldera solo abandonan la sala al término de su turno. Verificar que los operadores controlan permanentemente las bombas de alimentación de agua, el funcionamiento de quemadores, presión indicada en los manómetros.



Anexo 2. Análisis de What if? (Turbina)

Equipo: Turbina				Fecha:				
Función: Transformar la energía cinética del vapor en energía mecánica usada en el acoplamiento del generador eléctrico.				Plano de Referencia:				
No	¿Qué pasa si...What if	Consecuencias	Protecciones/ Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
				F	PEC	PNP	R	
1	El vapor no tiene la pureza requerida.	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Disminución del rendimiento térmico. ❖ Deterioro del rendimiento mecánico. ❖ Averías físicas. ❖ Paros no programados. ❖ Paro prolongado de mantenimiento. ❖ Aumento de los costos de mantenimiento. ❖ Picadura de los tubos de condensado. ❖ Ensuciamiento de los tubos de condensado 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Separador ✓ Control de agua de caldera. ✓ Medidores de nivel en el tambor de la caldera. 	F3	C3	C3		<p>Tratamiento apropiado del agua.</p> <p>Muestreo regular de la pureza del vapor.</p> <p>Verificación regular de la presión del cuerpo de la caldera.</p> <p>Verificación periódica de la entalpía.</p> <p>Inspecciones de válvulas de control y principales de cierre.</p>
2	Inducción de H ₂ O, en la turbina	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Aumenta la carga de empuje de los cojinetes (eventual falla de los cojinetes de empuje). ❖ Daño en álabes. ❖ Hendeduras térmicas. ❖ Averías por rozamiento. ❖ Distorsión permanente. ❖ Corrosión o incrustaciones en superficies metálicas. ❖ Picadura de los tubos del evaporador, economizador o sobrecalentados. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sistemas de extracción. ✓ Reguladores de nivel ✓ Drenajes en las líneas de extracción. ✓ Drenajes en los calentadores. 	F3	C3	C2		<p>Pruebas periódicas del funcionamiento de los dispositivos de drenaje (válvulas, orificios, colectores).</p> <p>Verificar que se cumplan los planes de mantenimientos.</p>

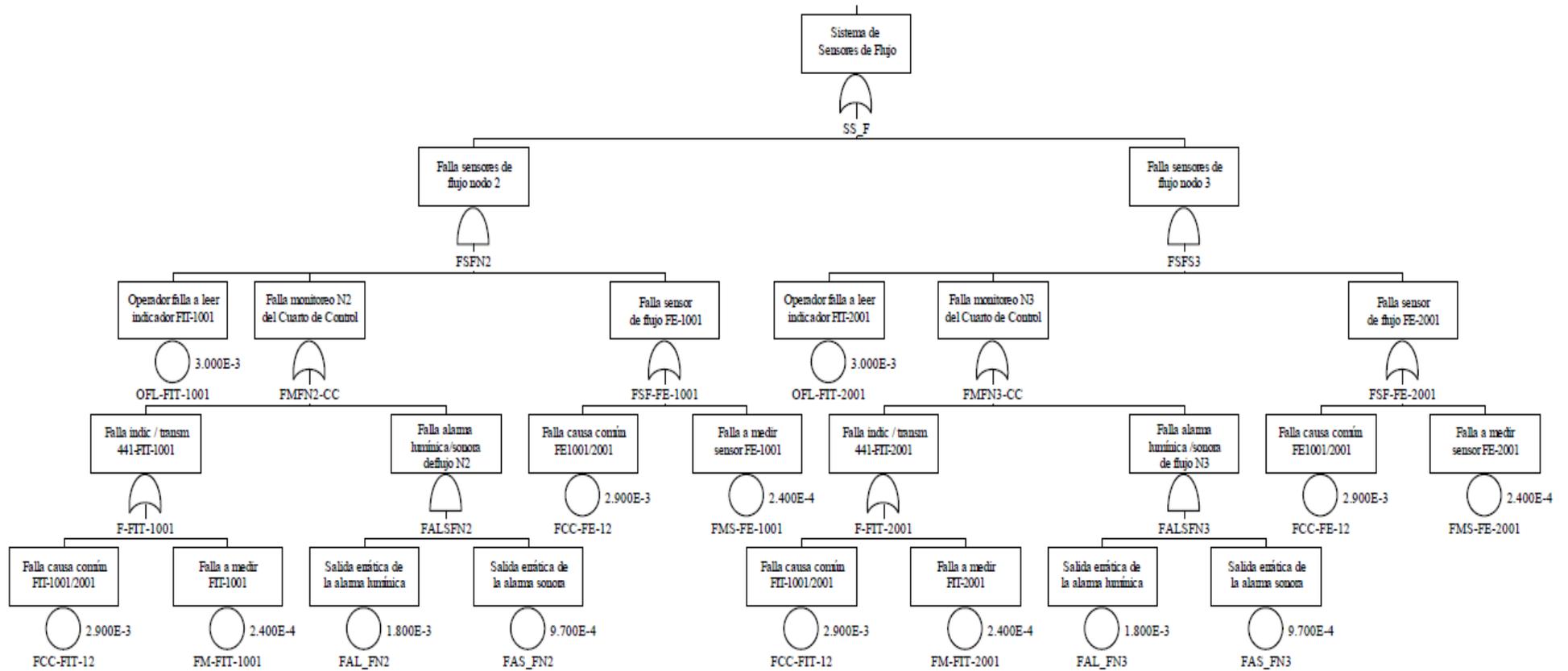


Anexo 2. Continuación

Equipo: Turbina				Fecha:				
Función: Transformar la energía cinética del vapor en energía mecánica usada en el acoplamiento del generador eléctrico.				Plano de Referencia:				
No	¿Qué pasa si...What if	Consecuencias	Protecciones/Salvaguardas	Matriz				Recomendaciones
				F	PEC	PNP	R	
3	Hay un aumento prolongado de presiones y/o temperatura en tuberías y carcasa	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Aumentan los esfuerzos de trabajo de las piezas. ❖ Deformaciones permanentes en las piezas. ❖ Fugas de vapor. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Manómetros. ✓ Válvulas de alivio. ✓ Personal capacitado. ✓ Alarmas. 	F2	C2	C1		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan los mantenimientos preventivos. Verificar que se cumplan los mantenimientos operativos diarios. Verificar que se cumplan los mantenimientos mensuales. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores.
4	Disminución de la temperatura a la entrada de la turbina	<ul style="list-style-type: none"> ❖ Desplazamiento de la región húmeda. ❖ Aumento del contenido de humedad. ❖ Erosión acelerada en los diafragmas ❖ Erosión acelerada en los álabes más largos. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Sensores. ✓ Personal capacitado. ✓ Alarmas. 	F2	C2	C2		<ul style="list-style-type: none"> Verificar que se cumplan los mantenimientos preventivos. Verificar que se cumplan los mantenimientos operativos diarios. Verificar que se cumplan los mantenimientos mensuales. Verificar que se cuente con el personal capacitado para las operaciones. Verificar que se encuentren calibrados los sensores.

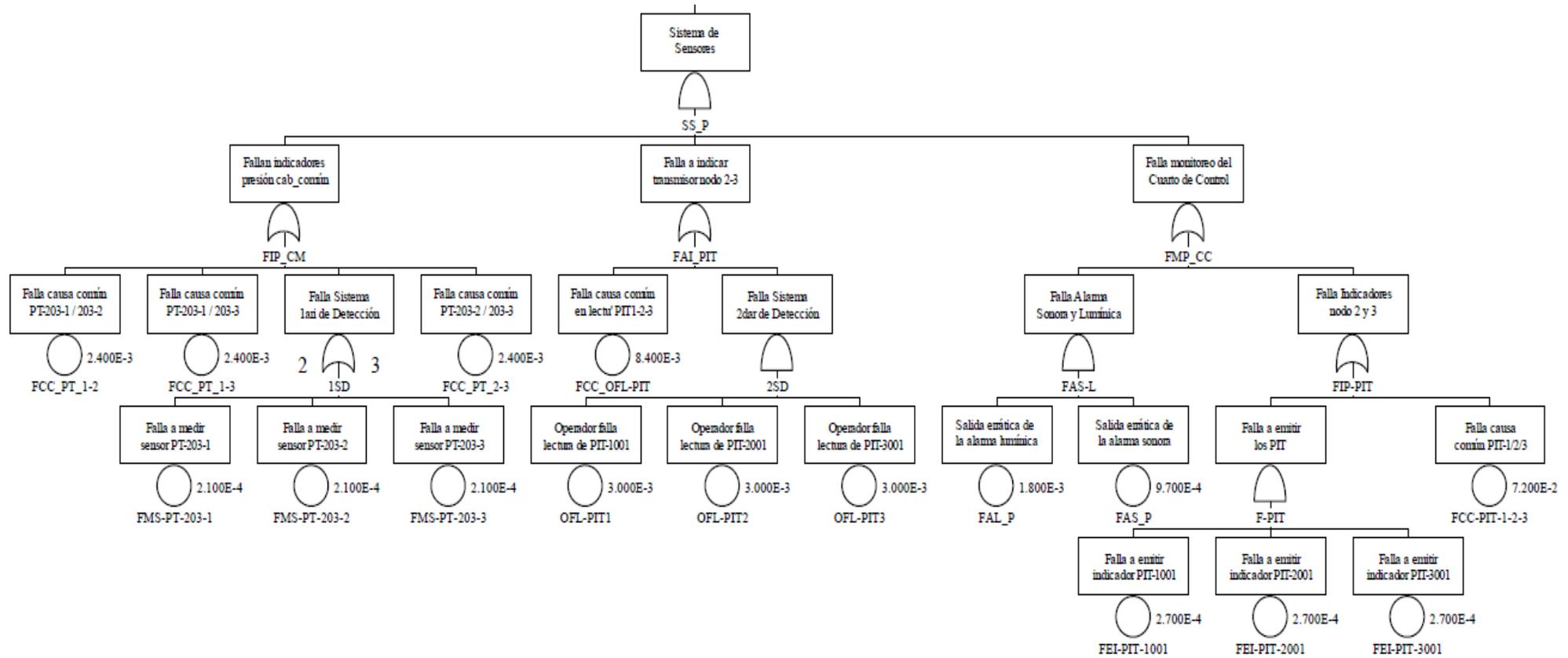


Anexo 3. Árbol de falla Sistema de sensores de flujo



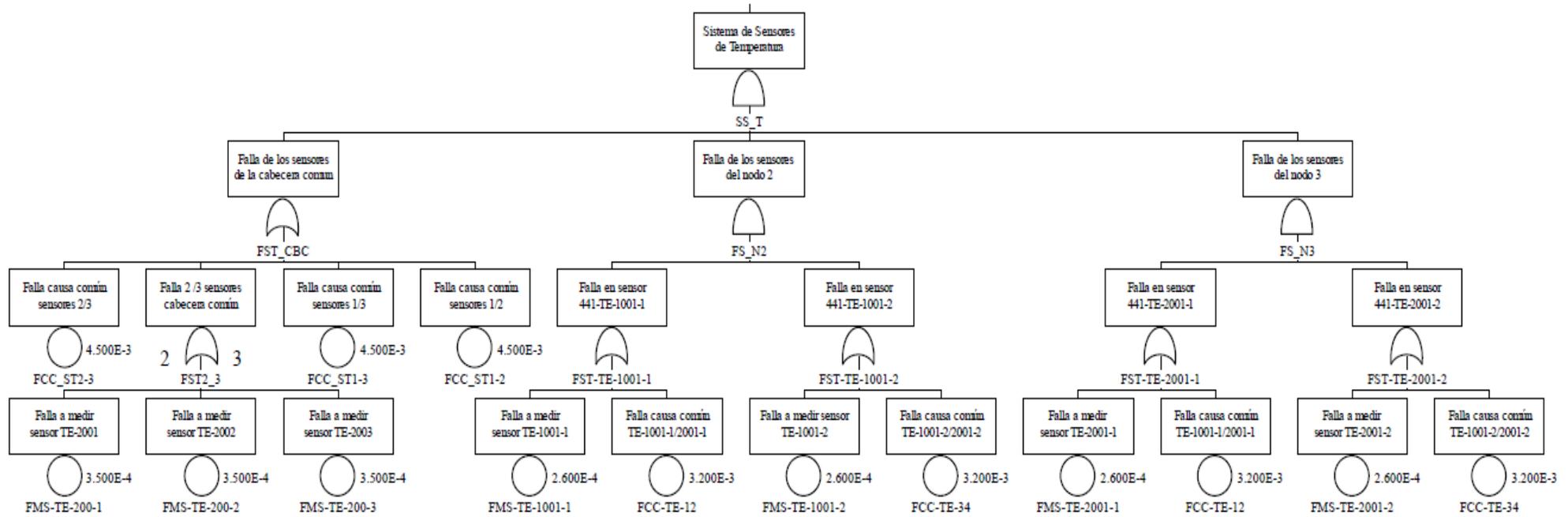


Anexo 3. Árbol de falla sistema de sensores de presión



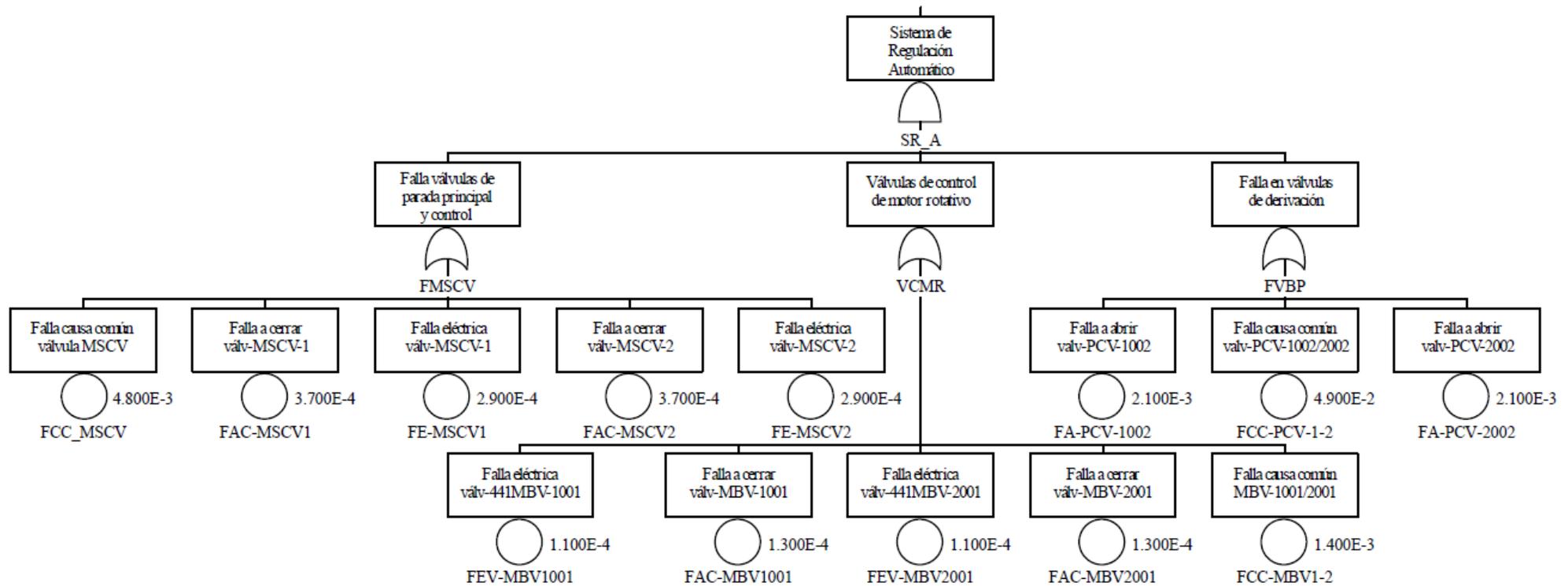


Anexo 3. Árbol de falla sistema de sensores de temperatura



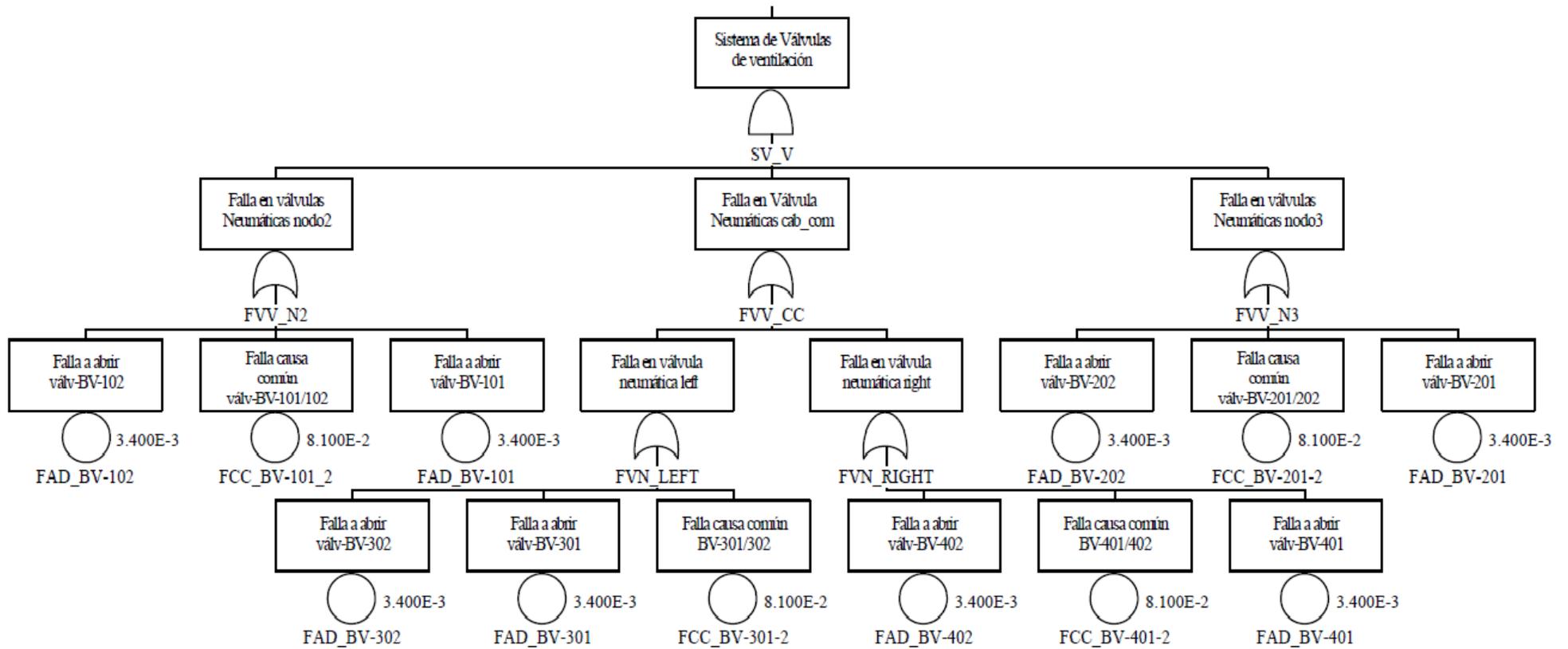


Anexo 3. Árbol de falla sistema de regulación automático





Anexo 3. Árbol de falla sistema válvulas de ventilación neumáticas





Anexo 4. Nomenclatura de los eventos básicos del sistema de vapor de alta presión

Nomenclatura	Descripción
FAD_BV-101	Falla a abrir válvula-BV-101
FAD_BV-102	Falla a abrir válvula -BV-102
FAD_BV-201	Falla a abrir válvula -BV-201
FAD_BV-202	Falla a abrir válvula -BV-202
FAD_BV-301	Falla a abrir válvula -BV-301
FAD_BV-302	Falla a abrir válvula -BV-302
FAD_BV-401	Falla a abrir válvula -BV-401
FAD_BV-402	Falla a abrir válvula -BV-402
FCC-FE-12	Falla causa común FE1001/2001
FCC-FIT-12	Falla causa común FIT-1001/2001
FCC-MBV1-2	Falla causa común MBV-1001/2001
FCC-PIT-1-2-3	Falla causa común PIT-1/2/3
FCC-TE-12	Falla causa común TE-1001-1/2001-1
FCC-TE-34	Falla causa común TE-1001-2/2001-2
FCC_BV-101_2	Falla causa común válv-BV-101/102
FCC_BV-201-2	Falla causa común válv-BV-201/202
FCC_BV-301-2	Falla causa común BV-301/302
FCC_BV-401-2	Falla causa común BV-401/402
FCC_OFL-PIT	Falla causa común en lectura PIT1-2-3
FCC_PT_1-2	Falla causa común PT-203-1 / 203-2
FCC_PT_1-3	Falla causa común PT-203-1 / 203-3
FCC_PT_2-3	Falla causa común PT-203-2 / 203-3
FCC_ST1-2	Falla causa común sensores 1/2
FCC_ST1-3	Falla causa común sensores 1/3
FCC_ST2-3	Falla causa común sensores 2/3
FM-FIT-1001	Falla a medir FIT-1001
FM-FIT-2001	Falla a medir FIT-2001
FMS-FE-1001	Falla a medir sensor FE-1001
FMS-FE-2001	Falla a medir sensor FE-2001
OFL-FIT-1001	Operador falla a leer indicador FIT-1001
OFL-FIT-2001	Operador falla a leer indicador FIT-2001

