



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN
INGENIERÍA

FACULTAD DE INGENIERÍA

**Comparación de Metodologías de Análisis
de Confiabilidad Humana en Escenarios
de Accidente en Centrales Nucleares**

TESIS

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:

MAESTRA EN INGENIERÍA

ENERGÍA–SISTEMAS ENERGÉTICOS

PRESENTA:

Ing. TERESA DE JESÚS RUIZ SÁNCHEZ

TUTORA:

M. C. PAMELA FRAN NELSON EDELSTEIN



MÉXICO, D.F., 2009

JURADO ASIGNADO:

Presidente: DR. MANUEL GONZÁLEZ CUESTA
Secretario: M.C. PAMELA FRAN NELSON EDELSTEIN
Vocal: M.C. EDGAR SALAZAR SALAZAR
1er Suplente: DR. JORGE ALBERTO ANDAVERDE ARREDONDO
2o Suplente: DR. ALEJANDRO NUÑEZ CARRERA

Lugar donde se realizó la tesis:

Laboratorio de Análisis de Ingeniería de Reactores Nucleares, UNAM

TUTORA

M.C. PAMELA FRAN NELSON EDELSTEIN

Agradecimientos

Agradezco a cada una de las personas que directa o indirectamente ayudaron a realizar este proyecto:

A mis padres y hermanas, por su enseñanza de vida.

A mis profesores: Pamela Nelson, Cecilia Martín del Campo, Carlos Chávez, Juan Luis François, Jorge Andaverde, Rocío Nava, Sergio Gamboa, Ramón Tovar y Genice Kirat Grande, por su paciencia y sabiduría para soportar el ímpetu casi irreverente de querer disertarlo todo.

A los miembros del jurado por sus valiosos comentarios para la mejora de este trabajo.

Al área de Confiabilidad y Factores Humanos de la NRC por la disposición mostrada para la aplicación de la metodología *ATHEANA*.

A CFE por su apoyo en la recolección de información para hacer posible el trabajo de esta tesis, especialmente al área de Entrenamiento de Personal en Simulador.

Al CONACyT por su confianza y apoyo para poder dedicarme de tiempo completo a mis estudios (número de becario: 11131).

Al personal del CIE y de la Facultad de Ingeniería de la UNAM por recibirme en sus instalaciones y por sus atenciones: Edgar Santoyo, Ignacio Torres, Cristina Brito, Lourdes Araujo, Alfredo Quiroz, Arturo Reinking, Silvia Landa, Ana María Martínez y Susana Ramírez.

A mis compañeros del CIE y de la Facultad: Edgar, Hiram, Mario, Rodolfo, Ricardo, Raúl, Hugo y José.

A mis compañeras de alegrías y desasosiegos: Flor, Leonor, Sarah, Paz, Lilian, Rosario, Enue, Dulce, Laura, Hortensia, Yalú y Alma.

A Dios por la vida y ponerme en el camino a Edgar Salazar quien influyó en mí para tomar la decisión de proseguir con mi crecimiento profesional y personal. Así en la conclusión de este trabajo puedo citar esta reflexión:

"Descubrí que puedo permitirme el lujo de no ser perfecta, de estar llena de defectos, de tener debilidades, de equivocarme... Me alegro del camino andado, asumo mis contradicciones, nunca fui tan consciente de mi presencia como ahora, nunca me sentí tan protagonista de mi vida, y nunca disfruté tanto de cada momento de mi existencia."

Índice

INTRODUCCIÓN.....	X
CAPÍTULO 1. ANÁLISIS DE CONFIABILIDAD HUMANA (HRA)	1
1.1 Antecedentes.....	1
1.2 Conceptos Básicos del HRA.....	2
1.3 Clasificación de metodologías HRA.....	5
1.4 Estándar ASME RA-S-2002.....	6
CAPÍTULO 2. DESCRIPCIÓN DE LAS METODOLOGÍAS	9
2.1 ATHEANA	9
2.1.1 Generalidades de <i>ATHEANA</i>	9
2.1.2 Esquema para el análisis prospectivo de la Metodología <i>ATHEANA</i>	11
2.1.3 Etapas del Análisis Prospectivo	13
2.2 Metodologías de primera generación	25
2.2.1 Metodologías <i>HRA</i> para obtención de la <i>Pcog</i> (<i>HCR/ORE</i> y <i>CBDTM</i>).....	25
2.2.2 Metodología <i>HRA</i> para obtención de la <i>Pexe</i> (<i>THERP</i>).....	31
CAPÍTULO 3. APLICACIÓN DE LAS METODOLOGÍAS	33
3.1 Definición del escenario a analizar.....	33
3.1.1 Esquema general de una Central Nuclear Tipo <i>BWR</i>	34
3.1.2 Definición del escenario y los eventos de falla humana a analizar.....	38
3.2 ATHEANA	43
3.2.1 Aplicación de los pasos del análisis prospectivo.....	43
3.3 Metodologías de primera generación	50
3.3.1 Cuantificación de la <i>Pcog</i> (<i>HCR/ORE</i> y <i>CBDTM</i>)	51
3.3.2 Cuantificación de la <i>Pexe</i> (<i>THERP</i>).....	56
CAPÍTULO 4. ANÁLISIS DE RESULTADOS	61
4.1 ATHEANA	61
4.1.1 Modelos del <i>HRA</i> en <i>ATHEANA</i>	62
4.1.2 Consideraciones para la cuantificación de los modelos	65

4.1.3 Cuantificación de los modelos (ATHEANA).....	73
4.1.4 Discusión de resultados de ATHEANA	74
4.2 Metodologías de primera generación	75
4.2.1 Consideraciones para la cuantificación de los eventos.....	75
4.2.2 Resultados de las cuantificaciones.	76
4.2.3 Discusión de resultados de obtenidos con las metodologías de primera generación	77
4.3 Comparación de resultados de las metodologías.....	78
4.4 Fortalezas y debilidades de las metodologías	79
CONCLUSIONES	82
APÉNDICE A. CUESTIONARIO PARA EVALUACIÓN Y CARACTERIZACIÓN DE LOS FACTORES DE DESEMPEÑO HUMANO	85
APÉNDICE B. MODELOS DESARROLLADOS PARA LA CUANTIFICACIÓN DE LOS EVENTOS DE FALLA HUMANA CON ATHEANA.....	98
REFERENCIAS	106

Resumen

La principal contribución del Análisis de Confiabilidad Humana (*HRA*) es la identificación y caracterización de aspectos que se conjuntan para que ocurra un error en las tareas humanas. Este análisis permite tomar acciones con el fin de ayudar a los operadores para prevenir o evitar que cometan errores que podrían ser graves para el control de la planta.

En este trabajo se desarrolló un *HRA* para acciones que se llevan a cabo como respuesta de los operadores ante sucesos anormales o accidentes en una planta nuclear con Reactores de Agua en Ebullición (*BWR*).

Los objetivos fueron:

- Desarrollar el *HRA* con distintas metodologías incluyendo un método de segunda generación.
- Comparar los resultados.
- Determinar las fortalezas, debilidades y propuestas de mejora.

Las metodologías empleadas fueron de primera generación: *HCR/ORE*, *CBDTM* y *THERP* y, de segunda generación: *ATHEANA*.

Los resultados de *ATHEANA* fueron modelos que incluyeron las desviaciones adicionales al contexto base de accidente. Para el escenario de accidente analizado se demostró que los procedimientos de emergencia cubren contextos que incluyen múltiples fallas.

Para los otros métodos se cuantificaron los eventos de falla humana utilizando *HCR/ORE* y *CBDTM* para la obtención de la probabilidad de error de diagnóstico y *THERP* para la probabilidad del error de ejecución.

La particularidad de *ATHEANA* es que permite buscar y evaluar situaciones aleatorias, generalmente no incluidas en el escenario de accidente, que complican las acciones humanas y podrían incrementar la probabilidad de error. Su principal limitación es el uso excesivo de recursos. Por otro lado, los métodos de primera generación no abarcan la evaluación de estas desviaciones. Así para la cuantificación de los modelos de *ATHEANA* se propuso un híbrido utilizando las metodologías de primera generación.

Abstract

The main contribution of Human Reliability Analysis (HRA) is the identification and characterization of aspects that cause human errors. This analysis identifies actions that can be taken to help the operators to prevent or avoid mistakes that could have serious consequences for the control of the plant.

An HRA was developed for actions that are carried out by operators in response to abnormal events or accidents at nuclear power plants with Boiling Water Reactors (BWRs).

The objectives were:

- Develop an HRA with different methodologies including a second generation method.*
- Compare results.*
- Identify strengths, weaknesses and suggestions for improvement.*

The methodologies used were first generation: HCR / ORE, CBDTM and THERP and, second generation: ATHEANA.

The resulting models developed for ATHEANA included additional deviations to the original context of the accident. It was possible to demonstrate that the emergency procedures covered the contexts with multiple failures for the accident scenario analyzed.

For the other methods human failure events were quantified using HCR / ORE and CBDTM to obtain the probability of cognitive errors and THERP for the probability of execution errors.

The particularity of ATHEANA is to find and evaluate random situations, not covered in the proposed accident scenarios, that complicate human actions and could increase the probability of error. Its main limitation is the excessive use of resources. On the other hand, the first generation methods do not cover the evaluation of these deviations. Thus, a hybrid methodology was proposed for the quantification of the ATHEANA model using first generation methods.

Capítulo 1. Análisis de Confiabilidad Humana (*HRA*)

1.1 Antecedentes

Los inicios del Análisis de Confiabilidad Humana (*HRA*) se remontan a principios de la década de los 60's en aplicaciones militares y de la defensa de Estados Unidos, con la recolección de datos de tareas simples como presionar un botón. Con esta información, el Dr. Alan D. Swain desarrolla una versión inicial de la metodología *THERP* (*Technique for Human Error Rate Prediction*). Así con base en ésta se tiene la primera aplicación importante del *HRA* en 1972 en el primer estudio del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de amplio alcance conocido como WASH-1400. Posteriormente, con el empleo de estudios en simulador, el Dr. Swain amplía su metodología y en el 1983 publica el "*Handbook of Human Reliability Analysis With Emphasis on Nuclear Power Plant Applications*" (NUREG/CR-1278). Desde entonces se considera a *THERP* como la principal metodología *HRA* de primera generación. Posteriormente, se desarrollan métodos que incluyen en sus modelos más factores que afectan el desempeño humano y su interacción entre ellos. Así, a mediados de los 90's, surgen lo que se consideran las metodologías de segunda generación [2].

Debido a que su principal aplicación relacionada con la seguridad de plantas nucleares se encuentra asociada al Análisis Probabilístico de Seguridad (APS), se presenta una breve reseña histórica de éste.

Como ya se mencionó, el primer APS de alcance extenso se inició en 1972 por encargo de la Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos de Norteamérica (*U.S. Atomic Energy Commission*), dirigido por el profesor Norman Rasmussen (WASH-1400) [3]. Este documento fue severamente cuestionado especialmente con relación a la validez de los valores de riesgo

obtenidos y la exactitud de algunos de sus cálculos. Sin embargo, se presentó una gran evolución entre la versión preliminar y la final del WASH-1400 antes de que ocurriera el accidente de la unidad 2 de la central de la Isla de las Tres Millas (*TMI*, marzo 1979). El transitorio de *TMI* se conformaba con bastante congruencia a una de las secuencias analizadas en el reporte de Rasmussen. Las conclusiones de las comisiones que estudiaron el accidente de *TMI* recomendaron un mayor uso del APS para evaluar riesgos en plantas nucleares.

Así mismo, como resultado del análisis de los hechos del accidente se comprendió la importancia del error humano en plantas nucleares. El accidente fue consecuencia de que los operadores del cuarto de control estuvieran confundidos por una instrumentación inadecuada y unos procedimientos imprecisos. Adicionalmente, el factor más trascendente, fue que ellos tenían que actuar con la desventaja ocasionada por debilidades en el entrenamiento para responder a sucesos inesperados. Por ello, la Comisión Reguladora Nuclear Estadounidense (*NRC*) solicitó el establecimiento de procedimientos de Operación de Emergencia (*OEs*) y entrenamiento de operadores de reactores nucleares mejorados. La filosofía de respuesta a incidentes a implantar en los procedimientos debía tener un enfoque “basado en síntomas” (los operadores siguen una serie de preguntas de tipo “si-no” con el fin de asegurar que el combustible en el núcleo del reactor permanezca cubierto y posteriormente, determinar cuál ha sido la causa del incidente) [4].

En agosto de 1985 la *NRC* declara su política sobre accidentes severos y un año después la política relacionada con sus metas de seguridad para la operación de plantas nucleares. Con la publicación de estas dos políticas que apoyan el uso de información probabilística en la toma de decisiones y el establecimiento de metas de seguridad, se inician durante los años subsecuentes una serie de esfuerzos tendientes a consolidar el desarrollo y aplicación del APS. Estos esfuerzos conducen a la definición de iniciativas reguladoras para promover el desarrollo de APS específicos de cada central y enfocar la aplicación de sus resultados.

De forma paralela y habiéndose concluido algunos estudios a nivel mundial, en julio de 1986 la Comisión Federal de Electricidad (*CFE*), la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (*CNSNS*), el Instituto Nacional de Energía Nuclear (*ININ*), y el Instituto de Investigaciones Eléctricas (*IIE*), acordaron realizar el primer APS de la central nuclear en México. Además de estas instituciones, el Organismo Internacional de Energía Atómica (*OIEA*) tuvo una participación importante. Dicho estudio se concluyó en septiembre de 1988 [5].

1.2 Conceptos Básicos del *HRA*

El Análisis de Confiabilidad Humana (*HRA*) es una técnica usada para identificar, analizar, cuantificar y documentar sistemáticamente los posibles errores humanos dentro de un sistema, y los efectos de éstos sobre la confiabilidad [6].

En el HRA, la acción de identificar es la que se lleva a cabo para definir el momento en que ocurre el error humano de acuerdo a la secuencia de eventos analizados. Los errores humanos pueden ocurrir en distintas etapas de un accidente clasificándose en:

- *Acciones antes del evento iniciador*: errores en actividades durante la operación normal de la planta que llevan a la indisponibilidad del equipo sin causar un transitorio. Éstos pueden definirse como eventos latentes porque su efecto es dejar el equipo en mal estado que se observaría cuando se presente una demanda. Pueden estar incluidos en las tasas de falla del equipo. Ejemplo: dejar un equipo importante inhabilitado después del mantenimiento o calibración.
- *Eventos inducidos por el humano*: errores en actividades durante la operación normal de la planta que causan condiciones anormales. Pueden estar incluidos en la frecuencia de eventos iniciadores. Ejemplo: un error que causa un SCRAM (Disparo del Reactor a través de Barras de Control).
- *Acciones después del evento iniciador*: éstas corresponden a maniobras requeridas del operador para mitigar el evento y llevar el reactor a un estado estable. Ejemplos: falla a iniciar un sistema de emergencia, fallas en acciones de procedimientos de emergencia, falla respaldar acciones automáticas.

Después de la identificación del error humano se procede a su análisis. Éste se realiza con base en el estudio de los procedimientos y documentos asociados, entrevistas con operadores e instructores y observaciones de simulaciones. En esta etapa se determinan principalmente: el tipo de error que puede llevarse a cabo, los tipos de comportamiento con base a la tarea a ejecutar y los factores que afectan el desempeño de los operadores. Adicionalmente, al tipo de error debe considerarse que las acciones después del evento iniciador comprenden primero el diagnóstico del evento anormal y después la ejecución de las acciones para responder al evento, considerando que el diagnóstico fue correcto.

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 (skill-based)*: depende del entrenamiento y la práctica. Consiste en acciones memorizadas. Ejemplos: manejar un automóvil, alinear el sistema de agua de alimentación, operación de una grúa.
- *Basado en reglas (rule-based)*: soportado principalmente en documentos escritos. Si no se practican las reglas, el operador tiene que verificar cada regla. Ejemplo: alineación del sistema de contraincendios para inyectar a la vasija.

- *Basado en conocimiento (knowledge-based)*: se aplica principalmente, cuando los síntomas son ambiguos o complejos: el estado de la planta se complica por fallas múltiples o eventos no usuales, no hay registros directos del estado de la planta, cuando no se pueden aplicar los procedimientos.

Los Factores de Desempeño Humano (*PSFs*) se clasifican en [7]:

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

La etapa de cuantificación es aquella en la que se determina la probabilidad de error humano (*HEP*) que depende del método seleccionado. Pueden usarse datos genéricos o ser definido por juicio de expertos.

La documentación del *HRA* es importante, ya que en esto permite respaldar los valores obtenidos. Se debe de incluir por lo menos una descripción del evento de falla humana (*HFE*) y del escenario de accidente asociado, las referencias de procedimientos y documentos, consideraciones hechas, notaciones de las entrevistas, modelos o datos de referencia (cálculos termohidráulicos, tablas, etc.) y método de cuantificación empleado.

El objetivo del análisis es utilizar las acciones humanas relevantes como componentes en la operación de un sistema e identificar las probabilidades de error que pueden afectar significativamente el funcionamiento del sistema.

En el Análisis de Confiabilidad Humana se consideran dos aspectos diferentes al Análisis de Confiabilidad de Sistemas:

- En las fallas de los humanos, normalmente denominadas como errores, el análisis es más complejo. Deben tomarse en cuenta múltiples factores (internos y externos) que afectan el desempeño humano y sus interrelaciones, y aun así se tiene una incertidumbre debido a las particularidades del comportamiento de cada individuo.
- Los humanos pueden ayudar a recuperar una secuencia de accidente llevando la progresión a un estado seguro. En el *HRA* se da crédito a los factores de recuperación que pueden ser: actuaciones manuales posteriores a la falla en automatismo de los sistemas, autoverificación de acciones, verificación por segunda persona, entre otras.

1.3 Clasificación de metodologías HRA.

Actualmente, se han desarrollado diversos tipos de metodologías o modelos HRA que tienen diferentes características, en la Figura 1.1 se muestra una clasificación de éstos de acuerdo con Spurgin [8].

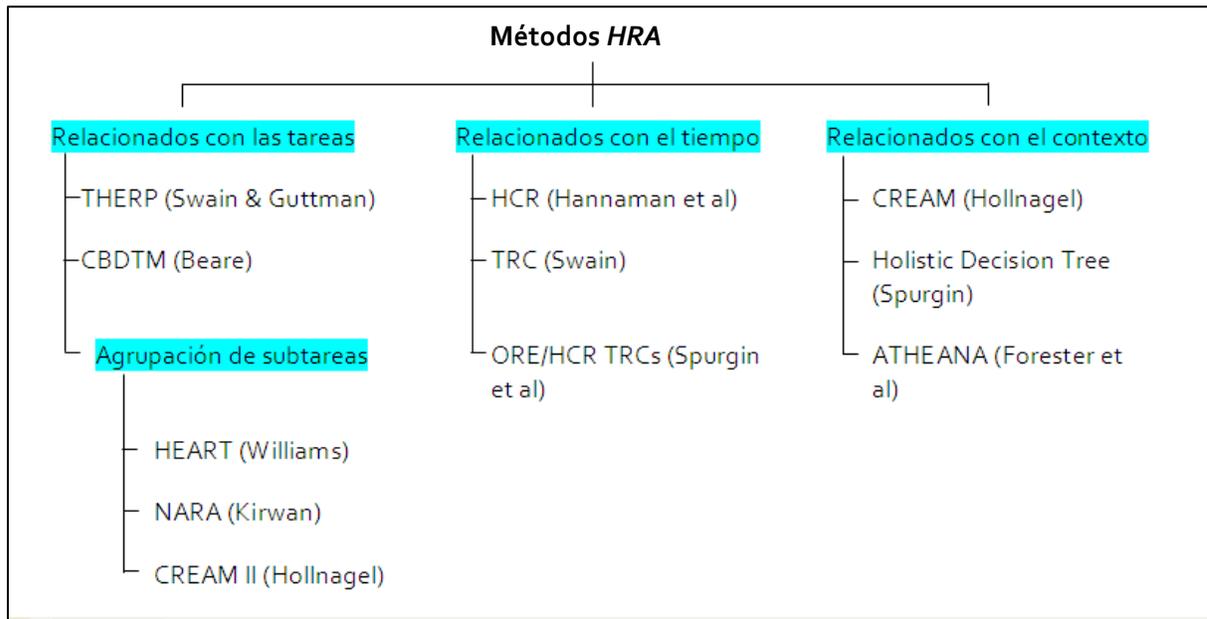


Fig. 1.1 Métodos para el HRA [8]

Otra clasificación es la separación de las metodologías, de acuerdo a los aspectos que involucran, como de primera y segunda generación. Las metodologías de primera generación incluyen pocos *PSFs* tales como el tiempo y complejidad de la acción para la identificación y cuantificación del error. El contexto de evaluación de estas metodologías sólo considera el contexto nominal que corresponde a las características de proceso y condiciones de planta establecidas en los procedimientos, entrenamiento, indicaciones y alarmas. Entre estos métodos se encuentran los tipificados en la clasificación de Spurgin como relacionados con la tarea y el tiempo, así como *ASEP* (*Accident Sequence Evaluation Program*), *THERP* (*Technique for Human Error Rate Prediction*), *HCR/ORE* (*Human Cognitive Reliability/Operator Reliability Experiments Method*), *CBDTM* (*Cause-Based Decision Tree Method*), *SLIM* (*Success Likelihood Index Methodology*), *MAUD* (*Multi-Attribute Utility Decomposition*), *SPAR-H* (*Standardized Plant Analysis Risk Human Reliability Analysis*), entre otros [2].

Las principales características de las metodologías de segunda generación se encuentran en el lado conceptual, debido a que consideran en el modelado los distintos contextos en que puede presentarse los eventos de falla humana, con el fin de incluir en su análisis y cuantificación las condiciones adversas que podrían incrementar la probabilidad de error. En esta clasificación se encuentran las tipificadas por Spurgin como relacionadas con el contexto, así como *MERMOS* (*Méthode d'Évaluation de la Réalisation des Missions Opérateur pour la*

Sûreté desarrollado en Francia), el *MDTA* (*Misdiagnosis Tree Analysis* desarrollado en Corea), el método *CESA* (*Commission Errors Search and Assessment* desarrollado en Suiza) y el *GSR* (*EOC HRA method desarrollado por Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit* en Alemania). Estas metodologías y la de *ATHEANA* (*A Technique for Human Event Analysis*) contienen guías para la búsqueda del error de comisión [9].

Para determinar las metodologías a emplear en este trabajo se seleccionaron algunos de los métodos definidos en el NUREG-1842 ("*Evaluation of Human Reliability Analysis Methods Against Good Practices*") [10]. Posteriormente, con los métodos seleccionados se hizo una revisión bibliográfica de sus bases metodológicas: *THERP* [7, 11], *ASEP* [12], *CBDTM*, *HCR/ORE* [13, 14, 15], *SPAR-H*, [16, 17, 18] y *ATHEANA* [19, 20, 21]. Con base en sus características, y a su reconocida aplicación en varias plantas nucleares, se determinó el uso de las metodologías de primera generación *HCR/ORE* y *CBDTM* para calcular la probabilidad de error en el diagnóstico y el método *THERP* para el error en ejecución. Así mismo, para cubrir el requisito del empleo de una metodología de segunda generación se utilizó *ATHEANA*. Otro aspecto importante a considerar es que las metodologías a emplear cubran la categoría de capacidad II del Estándar *ASME RA-S-2002* (ver sección 1.4).

Cabe mencionar que para *ATHEANA* no se ha reportado ningún resultado de su empleo en el *HRA* en un APS completo de una central nuclear, ya hacerlo implicaría el empleo de una gran cantidad de recursos (tiempo, dinero, personal). Sin embargo, se considera que su aplicación puede dar recomendaciones de seguridad enfocadas con aspectos más específicos tales como entrenamiento de los operadores bajo situaciones aleatorias poco probables pero que pueden presentarse.

1.4 Estándar ASME RA-S-2002.

El objetivo principal del estándar es garantizar que los elementos del APS requeridos para una aplicación sean desarrollados de una forma técnica competente y consistente con las buenas prácticas de la industria. Así la *American Society of Mechanical Engineers* (*ASME*) desarrolla el Estándar *ASME RA-S-2002 "Standard for PRA for Nuclear Power Plant Applications"*. Este documento tiene como alcance los Reactores de Agua Ligera donde se incluye el *BWR* [22].

El ámbito de aplicación del estándar *ASME RA-S-2002* incluye el Nivel 1 del APS³ y la Frecuencia de Liberación Radioactiva Grande y Temprana (*LERF*) para eventos internos a potencia.

Los nueve elementos (y sus abreviaturas utilizadas en los estudios APS de acuerdo con el estándar) son los siguientes [22]:

- Análisis de Eventos Inicidores (*IE*);
- Análisis de Secuencias de Accidentes (*AS*);
- Criterios de Éxito (*SC*):

³ Ver definiciones.

- Análisis de Sistemas (*SY*):
- Análisis de Confiabilidad Humana (*HR*):
- Análisis de Datos (*DA*):
- Inundaciones Internas (*IF*):
- Cuantificación (*QU*):
- Análisis de la LERF (*LE*):

Este estándar define tres Categorías de Capacidad para lo cual es necesario evaluar diferentes elementos técnicos. En la Tabla 1.1 se describe, para los tres atributos principales de un APS, las bases para la definición de la Categoría de Capacidad. Entre mayor sea la Categoría de Capacidad mayores son los requisitos del modelo de APS.

En el estándar se incluyen los Requisitos de Alto Nivel (*HLRs*) para cada uno de los elementos que son comunes para todas las aplicaciones, así como los Requisitos de Apoyo (*SR*) que se especifican para cada elemento y adicionalmente, se establecen las diferencias por categoría de capacidad. Esta diferenciación facilita la determinación de los requisitos adecuados para cada elemento de un APS para apoyar una aplicación dada.

En la sección 2-1.4.5 del estándar [22] se presentan todos los requisitos necesarios para cubrir cada una de las categorías de capacidad relacionadas con la confiabilidad humana. Dentro de esta sección las acciones después del evento iniciador se encuentran documentadas en las tablas HLR-HR-E, F, G, H e I. De manera específica en la tabla HLR-HR-G (2-1.4.5-2 (g)) se muestran los requisitos de soporte para la evaluación de las probabilidades de error (*HEP*) de dichas acciones y aborda la posibilidad de dependencias entre eventos de falla humana en la misma secuencia de accidente (HLR-HR-G).

No obstante, las metodologías utilizadas en esta tesis se encuentran en la categoría de capacidad II los datos aplicados en los modelos desarrollados son genéricos.

Tabla 1.1 Bases para la determinación de las Categorías de Capacidad [22, 23]

Atributos del APS	Categorías de Capacidad		
	I	II	III
	 <p>Incremento en el nivel de detalle</p>		
1. Alcance y nivel de detalle:	Resolución y especificidad suficientes para determinar la importancia a nivel		
Nivel de detalle del modelo del diseño de la planta, operación y mantenimiento.	De sistema	De componentes significativos	De todos los componentes
2. Especificidad de la planta:	Uso de datos y modelos		
Grado de la información de la planta.	Genéricos, a excepción de considerar las particularidades del diseño y operación de la planta.	Específicos para los contribuyentes significativos.	Específicos para todos los contribuyentes, que se encuentren disponibles.
3. Realismo:	Impacto del realismo en las conclusiones y percepción del riesgo		
Grado de realismo, impacto de desviación del realismo.	Moderado	Pequeño	Insignificante

Capítulo 2. Descripción de las Metodologías

Las metodologías *HRA* utilizadas para la evaluación de las acciones después del evento iniciador son técnicas que se emplean para identificar, analizar, cuantificar y documentar sistemáticamente las posibles acciones humanas que afectan la detención o propagación de un accidente.

El alcance y nivel de detalle del *HRA* depende de la metodología empleada, así en esta sección se describen los métodos seleccionados para el desarrollo de este trabajo.

2.1 ATHEANA

ATHEANA es una metodología *HRA* para evaluación de acciones después del evento iniciador desarrollada por la *NRC* en la década de los 90's. La aplicación más notable es la realizada por la *NRC* en el *HRA* conducido (de una forma abreviada) en el análisis técnico relacionado con el Choque Térmico Presurizado (*PTS*). Esta aplicación, ha contribuido a la determinación de que la *NRC* puede relajar la actual Regla del *PTS* sin que con ello se incremente el riesgo de manera significativa en las operaciones de la planta (más allá del valor típico observado en los 40 años de licencia) [19, 20].

2.1.1 Generalidades de ATHEANA

ATHEANA es un método para identificar las condiciones de la planta y factores de desempeño humano (*PSFs*) que pueden dar como resultado uno o varios errores humanos.

Los conceptos básicos empleados en *ATHEANA* son:

- *Contextos que propician el error (EFCs)*: se define como la situación que se plantea especialmente cuando las combinaciones de *PSFs* y las condiciones de la planta producen un entorno que podría dificultar las acciones de respuesta del operador, es decir, es más probable que ocurra una acción insegura (*UA*).
- *Acciones inseguras (UAs)*: acciones que se realizaron inapropiadamente (*error de comisión*), o no se realizaron cuando se requirieron (*error de omisión*), que dan como resultado una condición de seguridad degradada de la planta. Esta metodología considera que múltiples *UAs* contribuyen a que se produzca un evento de falla humana (*HFEs*).
- *Eventos de Falla Humana (HFEs)*: *Eventos básicos* modelados en el APS (*árboles de eventos y de fallas*⁴) que representan el conjunto de errores humanos o acciones inseguras por las cuales se produce la falla o inhabilitación de un sistema o componente.

La metodología *ATHEANA* hace hincapié en que los *HFEs* se producen cuando los operadores se encuentran en una situación desconocida donde su entrenamiento y los procedimientos son inadecuados o no se aplican, o cuando algún otro conjunto inusual de circunstancias se presentan [19, 20]. En tales situaciones, incluso personal altamente capacitado a menudo hacen evaluaciones (diagnóstico) incorrectas en relación con el estado del sistema que se está supervisando o controlando, y como consecuencia se tiene que se omiten acciones o se ejecutan acciones erróneas.

Una revisión de los accidentes de *TMI*, Chernobyl y otros llevó a las siguientes conclusiones acerca de características comunes que, cuando son suficientemente fuertes, causan errores humanos que dan lugar a consecuencias importantes tales como:

- El comportamiento del sistema o planta se sale del rango de diseño esperado, como cuando se presentan múltiples fallas o indisponibilidades de equipo.
- No se tiene un buen entendimiento del comportamiento del sistema o planta porque la condición de accidente no es cubierta con el entrenamiento o experiencia de los operadores.
- El comportamiento de los parámetros de operación es confuso, se presentan fallas en la instrumentación u otras anomalías.
- Los planes o procedimientos de la planta no son aplicables o utilizables porque las condiciones actuales o la evolución del evento están más allá de lo que se previó cuando fueron desarrollados.

Afortunadamente, situaciones con estas características no ocurren con frecuencia; sin embargo, cuando se presentan, la probabilidad de cometer un error podría incrementarse.

En esta metodología puede usarse dos tipos de análisis, el llamado “análisis retrospectivo” – un proceso usado para analizar la importancia de eventos ya ocurridos (histórico) desde una

⁴ Ver definiciones.

perspectiva de acciones humanas – documentado en NUREG-1624 [21]. O bien, el “análisis prospectivo” – un proceso usado para analizar los eventos de falla humana modelados en APS, que tienen probabilidad de ocurrir (hipotético), consistente con otros métodos comúnmente usados en el *HRA* – documentado en el NUREG-1880 [19]. Para fines de este trabajo se realiza el análisis prospectivo, dado que con éste se analizan las potenciales acciones de falla humana que pueden afectar la frecuencia de un accidente, es decir, se evalúan acciones, que en su gran mayoría no se han presentado en el pasado. Esto con el fin de determinar qué factores contribuyen al error humano y establecer las medidas necesarias para disminuir su probabilidad de ocurrencia.

Como una metodología *HRA*, *ATHEANA* cubre las mismas etapas que otros métodos, es decir, abarca los principales pasos analíticos que se conducen en un *HRA* los cuales son:

- Identificar las acciones humanas necesarias para el control de la secuencia de accidente.
- Identificar los *HFEs* asociados a estas acciones humanas.
- Determinar las probabilidades de error para los eventos de falla humana definidos considerando las acciones de recuperación probables.

Adicionalmente, *ATHEANA* incluye otras etapas particulares de la metodología para la determinación y evaluación de algunas situaciones que son probables pero no consideradas en el escenario de accidente base que podrían implicar complicaciones adicionales al operador (*EFCs*). Para su evaluación estas situaciones tienen que determinarse mediante las siguientes acciones:

- Identificar los factores que pueden provocar un diagnóstico del estado de la planta incorrecto y por consiguiente dar como resultado la ocurrencia de acciones inseguras (por ejemplo: procedimientos imprecisos y limitaciones en los conocimientos del operador y prejuicios).
- Identificar posibles desviaciones de las condiciones nominales o evolución de planta que pueden causar problemas o malas interpretaciones, es decir, complicaciones.
- Identificar los factores aleatorios que pueden afectar significativamente la probabilidad de los *HFEs* y sus incertidumbres, tales como cambios en las características de los turnos y condiciones ambientales.

2.1.2 Esquema para el análisis prospectivo de la Metodología *ATHEANA*

En la Figura 2.1 se muestra el esquema de la metodología *ATHEANA*. La mayoría de las etapas o pasos de este método representan las buenas prácticas como parte de cualquier APS. Por ejemplo, para un análisis técnico, el analista debe entender los aspectos de seguridad que deberá abordarse y los objetivos generales, así como el alcance del análisis. Por lo tanto, estos aspectos de *ATHEANA* no podrían considerarse como trabajo extra. Sin

embargo, en la aplicación de esta metodología se evalúan las siguientes consideraciones adicionales:

- ¿El evento de falla humana podría estar representado por una o más acciones inseguras?
- ¿Podrían algunos errores de comisión (*EOCs*), también ser analizados?
- ¿Algunas situaciones aleatorias tales como las diferencias en las condiciones ambientales y otras desviaciones en las condiciones del entorno podrían ser consideradas para la secuencia del APS?

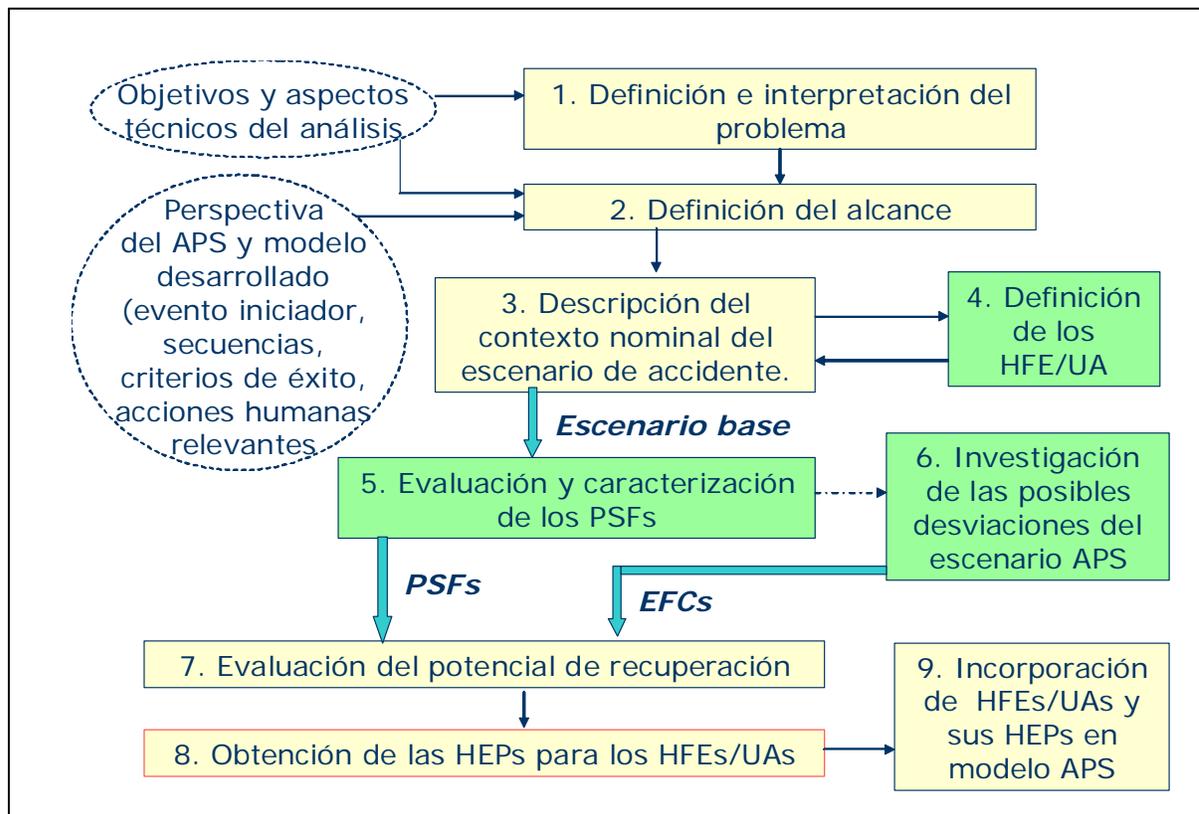


Fig. 2.1 Esquema de la Metodología ATHEANA [19]

ATHEANA considera la necesidad de incluir los errores de comisión (*EOCs*) así como los errores de omisión (*EOOs*) que suelen ser definidos para las secuencias de accidentes de los APS.

El modelado y análisis a nivel de las acciones inseguras proporcionan los medios para investigar el impacto potencial de cada *UA* en la respuesta de la planta. Adicionalmente, existen otras tres razones para querer representar al *HFE* por *UAs* separadas:

- (1) Reflejar los distintos contextos o complicaciones del escenario que pueden permitir que ocurran las acciones inseguras (*UAs*), así como sus diferencias significativas.

- (2) Observar la variación de las probabilidades de error humano (*HEPs*) para las diversas *UAs* de acuerdo al contexto de evaluación, así como la inclusión de cualquier potencial de recuperación.
- (3) Modelar explícitamente la dependencia entre una determinada *UA* con otros *HFEs* incluidos en el APS.

Sin embargo, esta división del *HFE* en *UAs* representará un incremento considerable de trabajo para el desarrollo del *HRA*. Esto dado que cada *UA* deberá ser determinada, analizada y evaluada cuantitativamente de acuerdo al contexto correspondiente, así como su respectiva acción de recuperación. Por ello, se debe ser cuidadoso al determinar los *UAs* y los contextos a evaluar de acuerdo con su impacto en el escenario de accidente.

La posibilidad de usar *ATHEANA* debe considerarse cuando los objetivos del análisis requieran que los resultados incluyan los siguientes aspectos:

- Se desea evaluar el error de comisión en el *HFE*,
- Se requiere evaluar posibles entornos que pueden ser especialmente problemáticos o difíciles, y que podrían incrementar la *HEP*
- Un gran número de factores de desempeño humano pueden presentarse en múltiples contextos de accidente.

La aplicación de *ATHEANA* considera que se tiene (1) un *HRA* desarrollado con otros métodos o (2) que será utilizado para obtener una aproximación o valores preliminares de riesgo. Para determinar si es apropiado aplicar *ATHEANA*, deben tomarse en cuenta las siguientes características:

- (1) Si en la evaluación del *HFE* se tiene un valor alto en *HEP* (por ejemplo, $HEP > 0.3$), podría ser menos relevante investigar otros contextos que pueden hacer que la probabilidad de error sea mayor.
- (2) La primera característica no debe ser considerada si el *HFE* es predominante en las secuencias del APS o se requiere evaluar nuevas dependencias con otras acciones humanas. La evaluación con *ATHEANA* permitirá determinar si la interpretación de los resultados del APS podrían verse afectados al considerar *UAs* adicionales como son errores de comisión y *EFCs*.
- (3) *ATHEANA* puede ser apropiado para aquellos *HFEs* que podría producir cambios significativos en los resultados del APS (verificación de la sensibilidad).

2.1.3 Etapas del Análisis Prospectivo

Antes de iniciar los pasos específicos del análisis prospectivo, hay dos tareas generales previas que necesitan llevarse a cabo:

- La integración de un equipo multidisciplinario, que no será necesario en todo momento durante la aplicación del estudio, con la dirección de los analistas de confiabilidad humana. El analista de *HRA*, conjuntamente con la iniciativa del analista *APS*, puede realizar gran parte de los pasos del estudio como la recolección de información pertinente. Sin embargo, se recomienda que el equipo de análisis esté conformado por los siguientes especialistas:
 - Un analista *HRA*
 - Un analista *APS* (preferentemente el líder del desarrollo de las secuencias de accidente)
 - Un instructor de simulador
 - Personal con experiencia en el cuarto de control (Jefe de Turno, Ingeniero de Turno, operador del reactor o del sistemas *BOP*)
 - Un especialista en termohidráulica (generalmente quién participó en el estudio *APS*).
- Recolección de la información específica: el éxito de la aplicación de cualquier método *HRA* depende de la calidad de la información obtenida y usada en el análisis. La aplicación del método *ATHEANA* requiere el mismo tipo de información (por ejemplo: diseño específico de la planta, procedimientos, información relacionada con la operación y mantenimiento) que son obtenidos en otros métodos *HRA*. Adicionalmente, los analistas *ATHEANA* pueden recolectar información específica de la planta (especialmente la experiencia operacional) que se necesita para cumplir con las características particulares del método (por ejemplo, la identificación de reglas no escritas establecidas en el entrenamiento que pueden influenciar a los operadores para interpretar o modificar lo documentado en los procedimientos). Un resumen general de esta información se muestra en la sección 7.3 del NUREG-1624 [21].

Los pasos en la aplicación de *ATHEANA* son:

Paso 1: Definición e interpretación del problema.

Para determinar el objetivo que será alcanzado para el desarrollo del *HRA*, los analistas definen los siguientes aspectos:

- (1) Identificar el organismo que requiere el estudio. Los requisitos del estudio pueden llegar desde las siguientes fuentes (entre otras): reguladores, oficiales de gobierno u otras autoridades, personal de la dirección, personal técnico o miembros del público. Esto nos ayuda a establecer la forma (el nivel de detalle) en que los resultados del análisis debe ser presentados
- (2) Definir claramente el problema en términos técnicos relevantes al *HRA*, por ejemplo enunciados cortos que consideren los factores que afectan la frecuencia con la que ocurren ciertos eventos o acciones.

(3) Interpretar posteriormente, el problema en términos útiles para desarrollar el *HRA/PRA* (es decir, en un marco de riesgos). Con esto se definen algunos aspectos que deben ser entendidos por los analistas, por ejemplo:

- ¿Qué medidas de riesgo son requeridas para el análisis (por ejemplo, frecuencia de daño al núcleo, frecuencia de una gran liberación temprana, promedio anual de riesgo, cambio instantáneo de riesgo)?
- ¿El aspecto a evaluar sólo afecta a la probabilidad del riesgo, la consecuencia o ambos?
- ¿Ésta es una cuestión que afectaría diversas acciones del operador en diferentes condiciones de la planta o no?
- ¿Aplica sólo para la planta a potencia, o incluye también en baja potencia y apagado?

Paso 2: Definición del alcance.

El propósito de este paso es establecer los límites del análisis para que los analistas entiendan lo que incluirá en el *HRA*.

Con base en el alcance definido en el APS se debe determinar los límites del análisis para el *HFE*. Las siguientes preguntas son ilustrativas de los aspectos a considerar:

- ¿Las acciones humanas que son requeridas deben efectuarse antes de que ocurra el daño al núcleo o posterior a éste?
- ¿Cuáles de las secuencias de accidentes en las que se presenta el *HFE* serán analizadas?
- ¿Qué personal será considerado? (personal de cuarto de control, personal de operación de equipos, auxiliares químicos, etc.)
- ¿Qué sistemas y / o equipos han de ser considerados? (adicionales a los definidos en el APS)
- ¿Cuáles son los criterios con los cuales se determina que la acción humana a realizar sea exitosa?
- ¿Qué otras acciones humanas (además de los directamente relacionadas con el evento) deben ser evaluadas debido su dependencia?

Paso 3: Descripción del contexto nominal del escenario de accidente

La finalidad de esta etapa es que los analistas describan el escenario accidente (contexto nominal o caso base), así como las acciones humanas que serán evaluada en el *HRA*. Esta descripción debe presentarse de acuerdo con lo que típicamente se representa en la mayoría de los APS, pero con más detalles necesarios para el desarrollo del *HRA*.

Paso 3: Descripción del contexto nominal del escenario de accidente

La finalidad de esta etapa es que los analistas describan el escenario accidente (contexto nominal o caso base), así como las acciones humanas que serán evaluada en el *HRA*. Esta descripción debe presentarse de acuerdo con lo que típicamente se representa en la mayoría de los APS, pero con más detalles necesarios para el desarrollo del *HRA*.

Los analistas realizan las siguientes tareas para describir el escenario y su contexto:

- (1a) Desarrollar una descripción de la situación en términos de la secuencia del APS u otro marco de riesgos que proporciona un modelo inicial de la secuencia de eventos relacionados con la acción humana de interés.
- (1b) Obtener información adicional acerca de la situación, según sea necesario, a fin de que el contexto nominal (escenario base) pueda entenderse y examinarse en el paso 5 con relación de los factores que podrían afectar al desempeño de la acción humana.
- (2) Documentar la descripción de escenario para su uso en las etapas posteriores, en particular para el paso de cuantificación mediante el juicio de expertos. A ese respecto, los expertos tienen que entender los contextos de las acciones inseguras que se evaluarán, y el que se cuente con la documentación adecuada facilitará en gran medida ese proceso.

La documentación de la descripción debe incluir:

- El evento iniciador.
- Un resumen de la secuencia de eventos para el escenario en términos de equipo de éxitos y fracasos y, en su caso, otras acciones humanas. Esto debería comenzar con el evento iniciador y su progreso, principalmente en una forma temporal a los resultados de interés, tomando nota de las acciones que se requieren evaluar en el *HRA*.
- El tiempo esperado en el que ocurre el cambio en la condición importante de la planta con base en los éxitos y los fracasos del equipo y humanos postulado en el escenario, y cuándo se supone que se producen.
- Las trayectorias esperadas y su relación con el tiempo de los parámetros clave (en especial los más relevantes a la acción humana de interés), especificando el estado de las indicaciones y otras alarmas que se esperan aparezcan en el escenario.
- Las suposiciones acerca de cómo se espera el comportamiento de la planta con respecto a la respuesta del sistema / equipo / indicador y acciones del operador. Esto es una parte importante de la descripción. Los analistas frecuentemente requieren hacer suposiciones de acerca del escenario que son pertinentes para la realización del *HRA*, es decir, éstos suelen suponer que todos los instrumentos están disponibles y funcionan correctamente durante secuencia del accidente a menos que exista una razón específica para asumir lo contrario.

- Análisis de bases de diseño, tales como los contemplados en el Informe Final de Análisis de Seguridad específico de la planta (*FSAR*).
- Cálculos termo-hidráulicos específicos de la planta (ya sea existentes o realizados específicamente para el APS).
- Información suficiente para proporcionar conocimientos acerca de las alarmas y otras señales.
- Entrevistas con los operadores y los instructores del simulador (en particular para recoger sus expectativas con respecto a la secuencia de la progresión de evento y su desplazamiento en el tiempo).
- Observaciones (si es posible) durante las simulaciones del escenario de interés u otro escenario de características similares.

Los analistas pueden realizar el paso 3 de manera sistemática, o incluso simultáneamente con el paso 4 con respecto a la definición del *HFE*.

Paso 4: Definición de los *HFEs/UAs*.

Las actividades desarrolladas en el paso 4 están relacionadas con los requisitos cubiertos bajo las especificaciones de la sección HLR-HR para acciones después del evento iniciador del Estándar *ASME RA-S-2002* [22].

En este paso los analistas desarrollan las siguientes actividades:

- (1) Identificar las acciones humanas relevantes para el escenario analizado.
- (2) Definir el correspondiente evento de falla humana y si es apropiado, las acciones inseguras relacionadas, incluyendo los errores de comisión, que representan el impacto de no desarrollar la respuesta requerida o desarrollarla en forma inapropiada basada en las acciones humanas de interés.

Después de identificar las acciones humanas de interés, la siguiente tarea es definir el evento correspondiente que será evaluado en el *HRA*. Al hacerlo, *ATHEANA* distingue entre (1) un evento de falla humana y su efecto funcional en el equipo que se ha manipulado, y (2) los modos de falla específicos del *HFE* (llamados acciones inseguras). En la Figura 2.2 se muestra este concepto en forma gráfica por comparación con un modelo de falla de equipo.

Para la definición de las acciones inseguras es necesario revisar los documentos relevantes relacionados con el evento de falla humana entre los cuales pueden mencionarse:

- Procedimientos de Operación de Emergencia (OEs)
- Procedimientos de Operación Anormal (OAs)
- Procedimientos de respuesta a anunciadores o alarmas
- Procedimientos operativos

- Directrices de Gestión de Accidentes Severos (SAMGs)

Además, los analistas deben hacer entrevistas con el personal de operación y de capacitación, así como observaciones del simulador, para confirmar la respuesta esperada para el escenario de interés.

En este paso, la guía de *ATHEANA* especifica que los analistas consideren el incorporar el error de comisión como otra forma de error humano.

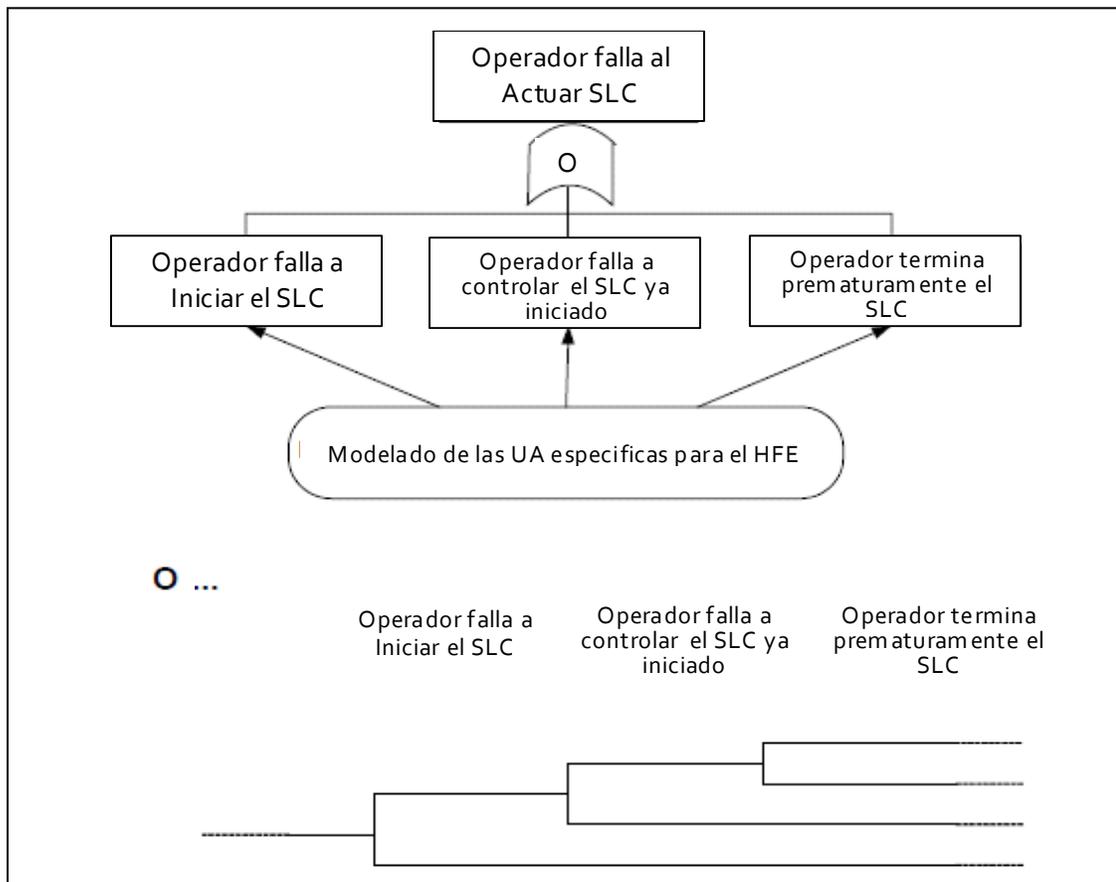


Fig. 2.2 Ejemplo de un modelado de un HFE en sus correspondientes UAs.

Paso 5: Evaluación y caracterización de los PSFs

El propósito de este paso es identificar y caracterizar los factores que contribuyen al desempeño del turno en respuesta a varios escenarios de accidente. La finalidad es determinar que factores podrían generar situaciones que disminuyan la capacidad de respuesta del turno ante los escenarios de interés y por consiguiente puedan incrementar la probabilidad de los eventos de falla humana o acciones inseguras identificados en el paso 4.

El paso 5 corresponde a la recolección y evaluación de aspectos cualitativos, así durante el análisis de la desviación, desarrollado en el paso 6, los analistas examinan las condiciones del escenario de accidente base en las que los factores de desempeño humano pueden afectar la respuesta del operador (paso 5), o la combinación de las variaciones en las condiciones de la planta con los *PSFs* puedan permitir un entorno más complejo (*EFC* fuerte). Por ejemplo, la forma en que los miembros del turno interactúan y trabajan como equipo puede generalmente ser considerado en el escenario nominal, pero sus *modus operandi* pueden llegar a ser no ser conveniente para diferentes condiciones de operación. Similarmente, los procedimientos formales pueden ser adecuados en la mayoría de los casos, pero no ser del todo correctos bajo ciertas condiciones físicas o evolución del escenario.

Los *PSFs* pueden ser considerados en términos de sus efectos potenciales en ambas acciones, diagnóstico y ejecución, incluso en actividades fuera del cuarto de control.

Este paso requiere que los analistas *HRA* recopilen o desarrollen la información específica de interés de la planta para la comprensión del papel de los *PSFs*, la forma en que podrían influir en el escenario y en las acciones que se están examinando. Esta tarea también requiere de la utilización de ejercicios en el simulador.

Muchas de las descripciones de *PSFs* (sección 3.5.2.2 del NUREG 1880) son algo complicadas y la interrelación entre estos factores no siempre puede definirse en una forma sencilla. Esto puede implicar algunas variaciones en las evaluaciones de los analistas al determinar el *PSFs* que será considerado en la evaluación del *HFE/UA*.

Los 16 *PSFs* que deben ser evaluados de acuerdo con *ATHEANA* son:

- (1) Aplicabilidad y adecuación del entrenamiento/ Experiencia.
- (2) Adecuación de los procedimientos y controles administrativos.
- (3) Tendencias en la acción del operador y reglas informales.
- (4) Disponibilidad y claridad en la instrumentación.
- (5) Tiempo disponible y tiempo requerido para completar la acción, incluyendo el impacto de la concurrencia de actividades simultáneas.
- (6) Complejidad del diagnóstico y respuesta requeridos, la necesidad para secuencias especiales y familiaridad con la situación.
- (7) Sobrecarga, presión del tiempo y estrés.
- (8) Dinámicas y características del turno [grado de independencia entre los individuos, actitudes del operador / prejuicios / reglas, uso de listas de verificación, enfoque para la aplicación de los procedimientos (por ejemplo, turno rápido *versus* turno metódico/lento)].
- (9) Disponibilidad de personal / recursos.
- (10) Calidad ergonómica de la Interfaz Hombre-Sistema (*HSI*)
- (11) Ambiente en el que la acción debe ser realizada.

- (12) Accesibilidad y funcionamiento del equipo.
- (13) Necesidad de herramientas especiales (teclados, escaleras, mangueras, prendas de vestir de especiales para entrar a un área de radiación).
- (14) Estrategia de comunicación y coordinación, y ambiente que permita ser fácilmente escuchado.
- (15) Necesidades físicas especiales.
- (16) Desviaciones realistas de secuencias de accidentes (ver paso 6).

Paso 6: Investigación de las posibles desviaciones del escenario APS.

La búsqueda de las desviaciones del escenario base (contexto nominal) del APS es la característica más distintiva de *ATHEANA*. Estas desviaciones representan la manera en que el evento puede ocurrir, con algunas diferencias del contexto nominal, de tal forma que la situación pueda ser particularmente problemática para los operadores, lo cual lo hace propenso a producir un error. Estos contextos posibles se enfocan en los factores que pueden hacer que la probabilidad de error sea más alta que la calculada para la respuesta humana en el contexto nominal.

Las actividades que se realizan en la aplicación de este paso son las siguientes:

- (1) Postular la posible desviación del escenario.
- (2) Seleccionar el conjunto de desviaciones del escenario que se consideren como las más significantes con relación al riesgo.
- (3) Documentar las evaluaciones.

En esta etapa, se implanta un esquema formal de búsqueda para identificar las posibles desviaciones del escenario. La búsqueda puede ser desarrollada por los analistas de *HRA* pero podría requerirse los conocimientos de la planta de otros especialistas (por ejemplo; analistas termohidráulicos, operadores e instructores).

El esquema de búsqueda es diseñado para investigar dos categorías posibles de desviaciones (ver Figura 2.3):

- (1) Postular condiciones diferentes de planta que podrían presentarse y ser causadas por otros sucesos aleatorios de éxito o falla de equipos y humanos, que pueden ser representados en el escenario modelado del APS y, por lo tanto, afecten la probabilidad de error para el *HFE/UA*.
- (2) Postular diferencias asociadas al turno/personal que pueden estar presentes en el momento en que ocurre el escenario.

Para el primer conjunto de postulaciones se utilizan una serie de palabras guías, similares a las usadas en los estudios *HAZOP* (*HAZard and OPerability studies*) en la industria química, para examinar situaciones "¿qué pasa si...?" (Ver Tabla 2.1). Para la determinación de las

desviaciones, los analistas se preguntan “¿qué modificaciones en las condiciones del evento iniciador o en la progresión de la secuencia, podrían dificultar las acciones de diagnóstico y ejecución de los operadores incrementando su probabilidad de error?”

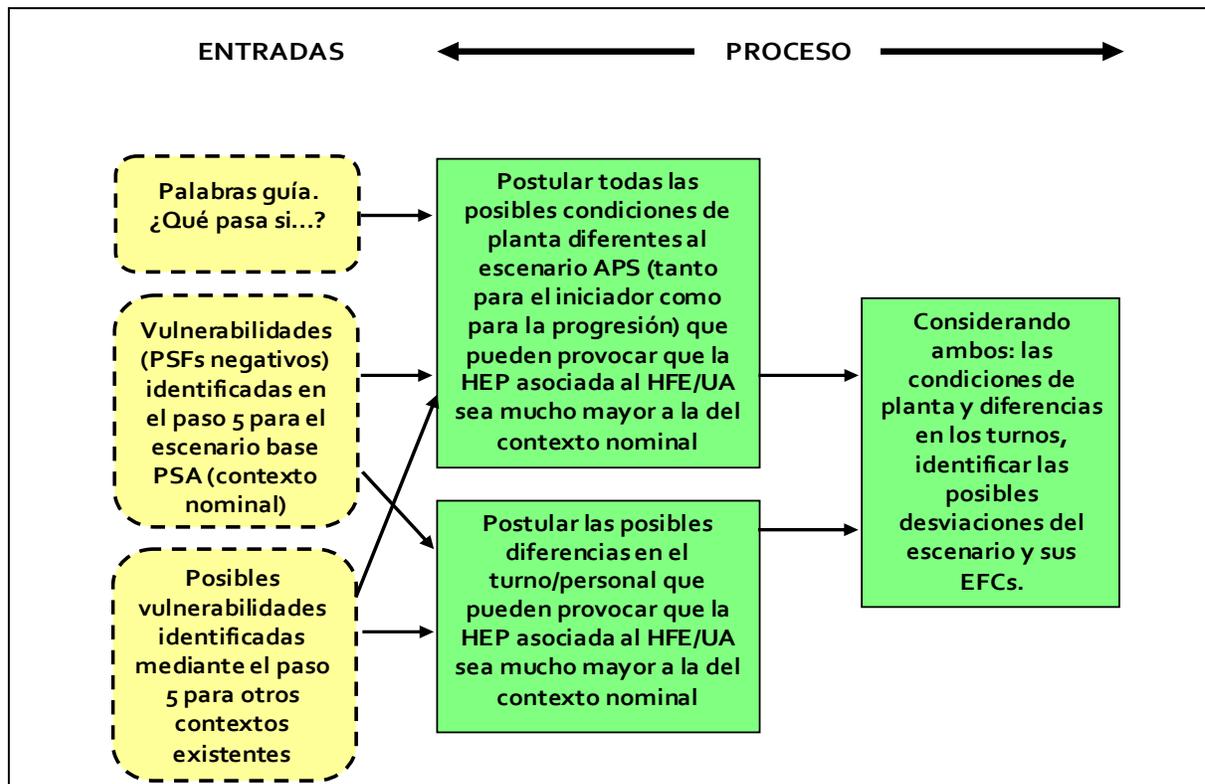


Fig. 2.3 Esquema para la búsqueda de desviaciones [19].

Tabla 2.1 Palabras guías utilizadas para la búsqueda de desviaciones [19]

Palabra guía	Significado
No	Desviación de algo que se espera normalmente ocurra en el escenario base y no sucede.
Más o mayor	Desviación que representa un incremento cuantitativo
Menos o menor	Desviación que representa un decremento cuantitativo.
Anticipado, posterior o nunca	Desviación que representa una desviación en la línea de tiempo.
Rápido o lento	Desviación que representa un cambio en la velocidad/flujo/ tasa esperada.
Corto o largo	Desviación que representa un cambio en la duración esperada.
Parte de o parcial	Desviación que considera solo una parcialidad.
En adición o tan bien como	Desviación en la que se produce algo adicional que está más allá de lo que se supone para el contexto nominal.
Inverso	Desviación que se opone a la lógica considerada.
Repetición	Una desviación que representa un acontecimiento que ocurre más de una vez.

Adicionalmente, en las Tablas 3.6-1 y 3.6-2 del NUREG 1880 [19] se proporcionan los factores en los escenarios y los parámetros característicos que pueden causar problemas al operador en la detección, entendimiento o respuesta a una situación. La información de estas tablas es útil para considerar como postular y tomar en cuenta diferentes condiciones de la planta durante la aplicación de las palabras guías.

El segundo conjunto de postulados que involucra las diferencias entre el turno/personal es desarrollado mediante el examen de los factores de desempeño humano discutidos en el paso 5. Las diferencias en las condiciones de la planta pueden conducir a la identificación de una desviación adicional. Esta evaluación es relevante debido a que no se conoce cuando el evento iniciador puede ocurrir, así el turno que puede estar presente ante el evento podría hacer una diferencia significativa en la respuesta humana.

Posteriormente, se requiere seleccionar las desviaciones más importantes, para lo cual los siguientes criterios pueden ser utilizados:

- ¿Se percibe que la combinación de factores de desempeño humano con influencia negativa pueden ocasionar una desviación del escenario de tal modo que se dificulte las acciones de respuesta del operador?
- ¿El potencial de recuperación (ver paso 7) es considerablemente pequeño de tal forma que para el *HFE / UA* analizado, no parece probable que el operador se recupere del error antes de se produzcan las consecuencias?
- ¿La probabilidad o frecuencia con la que puede presentarse la desviación del escenario postulada, y sus factores asociados, es suficientemente alta como para requerir su cuantificación?
- ¿Existe similitud entre las desviaciones de escenarios postuladas, y sus factores asociados, para que algunas de ellas se puedan combinar y reducir el número de contextos que se analizarán?

Paso 7: Evaluación del potencial de recuperación.

El propósito de este paso es abordar la recuperación potencial del *HFE* o *UA* que se analiza en el contexto de cada escenario nominal y cada desviación creíble del escenario. Este paso está relacionado con el requisito de la sección HLRHR - H del Estándar *ASME RA-S-2002* [22].

Para una determinada desviación del escenario, si la probabilidad de recuperación de los operadores de su error inicial (sin que se produzcan cambios indeseados en las condiciones de la planta) se considera muy elevada (a juicio de los analistas), entonces se estima que la evaluación de la variación de la probabilidad en el *HFE / UA* podría ser innecesaria. Es decir, si cualquier error inicial puede ser cualitativamente justificado por los analistas a tener una muy alta probabilidad de ser recuperados antes de producirse consecuencias indeseables en la planta y, por consiguiente, el riesgo del error inicial es eliminado no se considera que sea importante su evaluación cuantitativa. Pueden presentarse dos excepciones a esto cuando (1) la probabilidad de que la desviación del escenario y su *EFC* es relativamente alta (es decir,

cercana o superior a la del contexto nominal), de modo que la contribución al riesgo de la HFE / UA de la desviación del escenario y su EFC puede ser relativamente importante, o (2) el estudio *HRA* exige una estimación cuantitativa (o considera que es conveniente hacerlo), aun cuando existe un alto potencial de recuperación.

Paso 8: Obtención de las *HEPs* para los *HFEs/UAs*.

La cuantificación implica la obtención de las *HEPs* (es decir, las distribuciones de probabilidad de error asignadas a los eventos de falla humana). El propósito de este paso es estimar las probabilidades de error para los eventos de falla humana/acciones inseguras que se están analizando para cada uno de los contextos (es decir, el contexto nominal y desviaciones adicionales).

En el caso más simple cuando corresponde una acción insegura al evento de falla humana en el escenario de accidente (*S*) del modelo APS, la acción insegura podría aun ser analizada para varios contextos (nominal y uno o más *EFCs*), por lo que la cuantificación de la HFE se calcula de la siguiente manera:

$$P(HFE|S) = \sum_i P(EFC_i|S) \times P(UA|EFC_i, S) \quad \text{Ec (1)}$$

En otras palabras, la probabilidad de error para el *HFE* aplicable al escenario de accidente "*S*" es igual a la sumatoria de los productos de la probabilidad de cada contexto (*EFC_i*, incluyendo el contexto nominal) asociados con el escenario "*S*," y la probabilidad condicionada de la probabilidad de error de la *UA* (es decir, la *HEP* de la *UA*) relacionada con el *EFC_i* correspondiente. Para el caso más general de múltiples *UAs* aplicable a varios contextos, la ecuación anterior puede escribirse como sigue:

$$P(HFE|S) = \sum_j \sum_{i(j)} P(EFC_i|S) \times P(UA_j|EFC_i, S) \quad \text{Ec (2)}$$

Como se ha visto, una rigurosa cuantificación del evento de falla humana definido se realiza en dos etapas:

- (1) Estimar las probabilidades para cada contexto.
- (2) Estimar la probabilidad de error humano de la acción insegura asociada a cada contexto.

La probabilidad de cada contexto puede generalmente ser cuantificada usando herramientas típicas del APS para el análisis de sistemas y datos (por ejemplo, tablas genéricas), sin embargo el NUREG 1880 propone la obtención de la distribución de las probabilidades a través del juicio de expertos [19, 20].

En la práctica, se recomienda que el número de expertos sea de al menos tres personas y máximo seis. Esto para representar una muestra de la experiencia, sin tener demasiadas personas que puedan alargar demasiado la etapa de cuantificación.

Así mismo debe tomarse en cuenta que existen muchas fuentes de incertidumbre asociadas con el desempeño humano en operación de plantas nucleares. En *ATHEANA*, mediante la identificación y separación de cada *EFC* con el contexto nominal, se representa una parte importante de la incertidumbre (en particular la incertidumbre aleatoria). Sin embargo, no importa cuán bien los analistas puedan identificar los contextos, alguna incertidumbre sigue siendo residual, tanto aleatoria y como epistémica.

En la estimación de cada *HEP*, los expertos consideran las condiciones de la planta y factores de desempeño humano relevantes (incluyendo cualquier PSFs ya sea que su influencia sea positiva o negativa, así como su interrelación) asociados a cada contexto de manera global e integrada. Cada experto establece al menos los puntos extremos (valor más alto y más bajo) de la distribución lognormal⁵ de la probabilidad de error dado el contexto y aplica las fórmulas matemáticas para obtener la media que será usada para el modelo *HRA* [24].

La distribución lognormal tiende a la función densidad de probabilidades

$$f(x; \mu, \sigma) = \frac{1}{x\sigma\sqrt{2\pi}} e^{-(\ln x - \mu)^2 / 2\sigma^2} \quad \text{Ec (3)}$$

para $x > 0$, donde μ y σ son la media y la desviación estándar del logaritmo de la variable. La ecuación que define el valor esperado o media es:

$$E(X) = e^{\mu + \sigma^2 / 2} \quad \text{Ec (4)}$$

La distribución lognormal, la media geométrica, y la desviación estándar geométrica tienen una relación. En este caso, la media geométrica es igual a $\exp(\mu)$ y la desviación estándar geométrica es igual a $\exp(\sigma)$. La media geométrica representa la mediana la distribución y su expresión matemática es:

$$\bar{x} = \sqrt[n]{\prod_{i=1}^n x_i} = \sqrt[n]{x_1 \cdot x_2 \cdot \dots \cdot x_n} = e^{\mu} \quad \text{Ec (5)}$$

Si una muestra de datos determina que proviene de una población distribuida siguiendo una distribución lognormal, la media geométrica de la desviación estándar geométrica puede utilizarse para estimar los intervalos de confianza tal como la media aritmética y la desviación

⁵ En probabilidades y estadísticas, la distribución lognormal es una distribución de probabilidad de cualquier variable aleatoria con su logaritmo normalmente distribuido (la base de una función logarítmica no es importante ya que, \log a X está distribuida normalmente si y solo si $\log b X$ está distribuida normalmente). Si X es una variable aleatoria con una distribución normal, entonces $\exp(X)$ tiene una distribución lognormal. Una variable puede ser modelada como lognormal si puede ser considerada como un producto multiplicativo de muchos pequeños factores independientes.

estándar se usan para estimar los intervalos de confianza para un dato distribuido normalmente.

Paso 9: Incorporación de HFEs/UAs y sus HEPs en modelo APS.

Existen dos maneras para incorporar los resultados de los análisis *ATHEANA* en el APS:

- La primera consiste en mantener la lógica del modelo de APS y sólo variar el valor de la probabilidad de error para el evento de falla humana asociado. En este caso la *HEP* es una distribución de la probabilidad de error (que abarca la incertidumbre epistémica).
- La segunda forma es modificar el modelo original de la secuencia APS con los modelos desarrollados en el *HRA* para reflejar los factores incluidos en los diferentes contextos de accidentes y el nivel del evento de falla humana en acciones inseguras.

2.2 Metodologías de primera generación

Las metodologías de primera generación sólo involucran en su análisis al contexto nominal que corresponde a las características de proceso y condiciones de planta establecidas en los procedimientos, entrenamiento, indicaciones y alarmas de acuerdo con el modelo de APS.

Debido a que los errores humanos pueden presentarse en dos etapas: (1) en la determinación de las acciones que deberán tomarse para el control del accidente (*diagnóstico*) o (2) en la realización u omisión de acciones de acuerdo con lo definido en la etapa previa (*ejecución*). Por ello los métodos desarrollados para el análisis del error humano establecen dentro de su alcance si son aplicables para la cuantificación del error de diagnóstico, de ejecución o de ambos.

Como ya se mencionó en la sección 1.3 los métodos empleados en este trabajo fueron *HCR/ORE* y *CBDTM* para el cálculo de la probabilidad de error en el diagnóstico (*Pcog*) y el método *THERP* para la estimación del error en ejecución (*Pexe*).

2.2.1 Metodologías HRA para obtención de la Pcog (HCR/ORE y CBDTM)

La metodología *HCR/ORE*, fue desarrollada por Hannaman, Spurgin y Lukic en 1984 para *Electric Power Research Institute (EPRI)*. Es una técnica que se basa en las Correlaciones Tiempo/Confiabilidad (*TRC*) para lo cual usa los resultados de experimentos conducidos en simuladores de Plantas Nucleares [13]. En el *HCR/ORE* se subraya la importancia de la relación respuesta-señal en función del tiempo como factor clave para realizar la evaluación del accidente y formular la estrategia de respuesta. Por ello, en las simulaciones fue necesario obtener las relaciones del tiempo que transcurre entre que aparece la primera señal y el momento en el que daño es irreversible (*Tsw*), así como la mediana del tiempo de respuesta

de los turnos para realizar el diagnóstico ($T_{1/2}$) y el tiempo requerido para la manipulación del equipo (T_M). Esta secuencia de eventos y acciones se muestra en la Figura 2.4.

Con base en estos datos el tiempo de diagnóstico (T_w) se determina a partir de la siguiente relación:

$$T_w = T_{sw} - T_M \quad \text{Ec (6)}$$

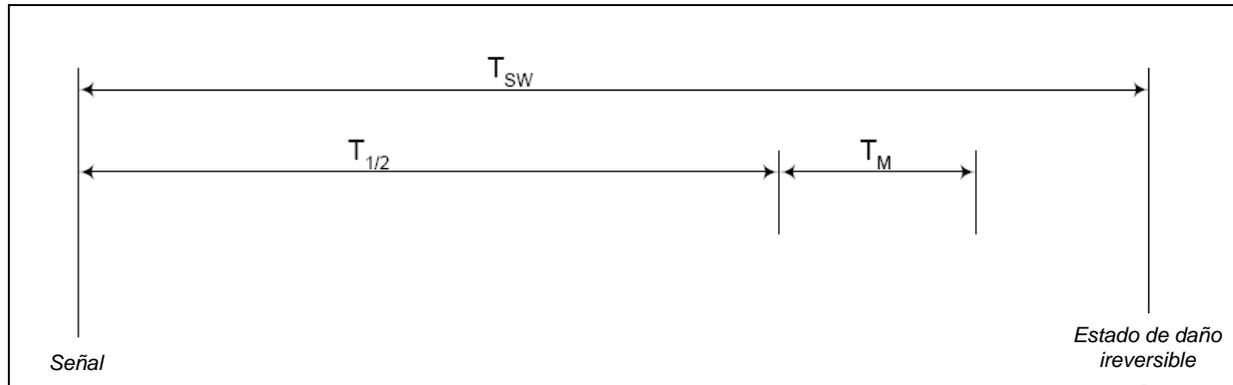


Fig. 2.4 Relaciones de tiempos utilizados en la probabilidad de error de diagnóstico con el método HCR/ORE para acciones después del evento iniciador [14]

Este método asume que el dato de tiempo de diagnóstico (T_w) puede ser ajustado a una distribución normal de dos parámetros $T_{1/2}$ y σ (logaritmo de la desviación estándar del tiempo de diagnóstico normalizado) [13]. Así, la probabilidad de error de diagnóstico (P_{cog}) puede obtenerse desde una distribución normal acumulativa (Φ) y su relación está dada por la ecuación:

$$P_{cog} = 1 - \Phi \left[\frac{\ln\left(\frac{T_w}{T_{1/2}}\right)}{\sigma} \right] \quad \text{Ec (7)}$$

Con base en esta ecuación y los datos de tiempo obtenidos a través de simulaciones, se desarrollaron varias curvas cada una relacionada al tipo de evento CP⁶, como la que se muestra en la Figura 2.5 o en las Figuras 3-2a y 3-2b de la referencia [13].

⁶ La clasificación CP es definida para los eventos humanos relacionados con la aplicación de procedimientos de operación anormal o de emergencia. Existen diferentes tipos para representar la estructura de respuesta con respecto a una señal a la perturbación inicial.

El tipo CP1 es una estructura sencilla de respuesta a la señal de la perturbación inicial. Una vez ocurrida la alarma o el turno comienza la respuesta cognitiva (diagnóstico). Los tipos CP2 y CP3 requieren además de que ocurra la señal requieren las evaluación de otros parámetros para reconocer el evento anormal o esperar que un parámetro llegue a un cierto valor. [13]

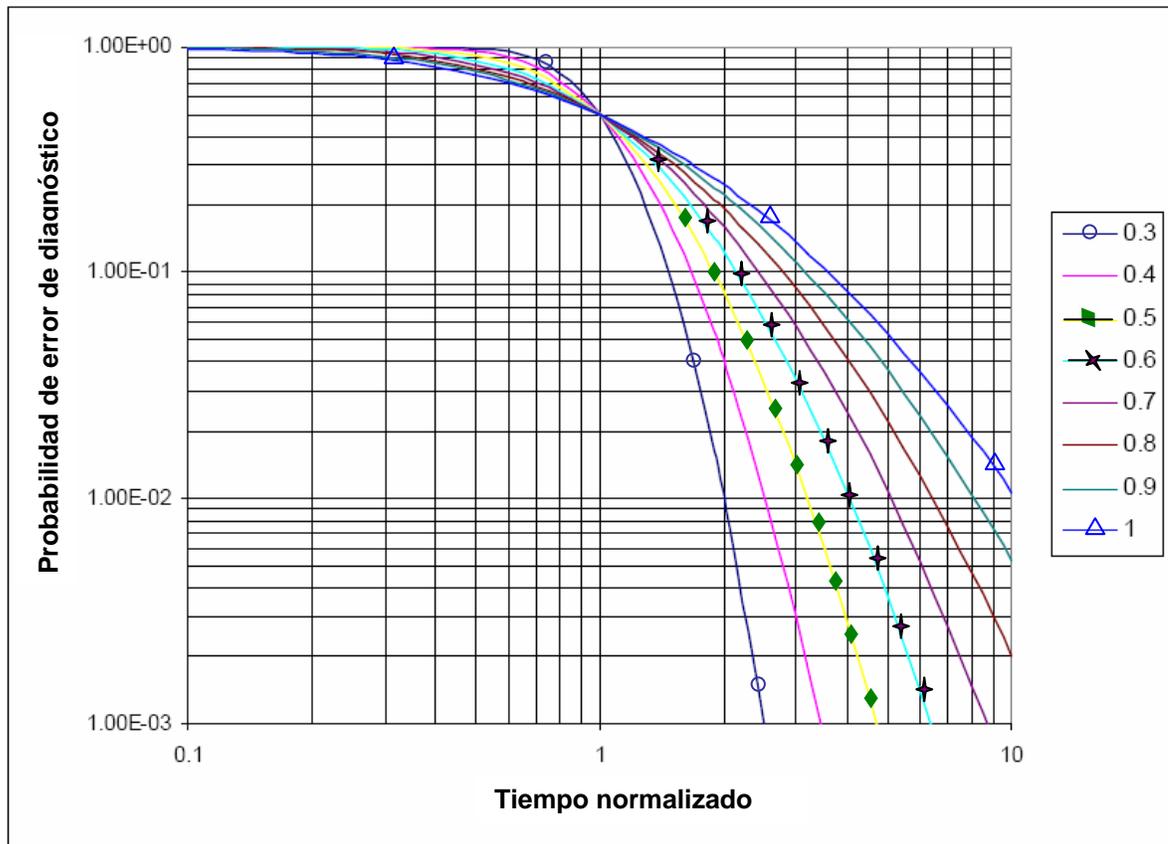


Fig. 2.5 Curva para obtener la probabilidad de error de diagnóstico con el método *HCR/ORE* para acciones después del evento iniciador [14]

Como puede observarse, para calcular el valor de la P_{cog} (por fórmula o gráfica) es necesario estimar los valores de $T_{1/2}$, σ , T_{sw} y T_M (dado que T_w es una función de estos dos últimos valores). A continuación se mencionan las fuentes para obtener estos datos:

- El valor de T_{sw} puede determinarse a partir de resultados de análisis termohidráulicos obtenidos con corridas del Programa de Análisis de Accidente Modular (*MAAP*), simulaciones en los códigos *RELAP*, *RETRAN*, entre otros o a partir del *FSAR*.
- T_M puede obtenerse a través de análisis de tareas, ejercicios en simulador o entrevistas con los operadores e instructores del simulador.
- $T_{1/2}$ puede determinarse usando tablas genéricas como las que se presentan en las Tablas 3-2 y 3-3 de la referencia [13], mediante valores estimados a través de entrevista con operadores o instructores, o usando valores específicos con ejercicios en el simulador.
- σ puede obtenerse mediante la aplicación de valores genéricos como los incluidos en la Tabla 3-1 de la referencia [13], pero su definición depende del tipo de reactor y del tipo de evento CP. Otra forma es usando el árbol de decisiones desarrollado por *EPR* en el que se evalúa el tipo diagnóstico (basado en habilidades, reglas y conocimiento).

Cabe resaltar que la *Pcog* obtenida por el *HCR/ORE* representa la probabilidad de no realizar la acción de diagnóstico lo cual no incluye que esta acción se haga incorrectamente.

Por otro lado, el *CBDTM* originalmente fue creado como suplemento del *HCR/ORE* cuando en la aplicación de éste se obtienen valores de probabilidad muy bajos. Dado que *HCR/ORE* se basa en una correlación confiabilidad/tiempo, el método *CBDT* al menos al principio fue utilizado para dirigir acciones con plazos de tiempo más largos donde " la extrapolación que usa la curva de lognormal (del *HCR/ORE*) podría ser sumamente optimista". Para las acciones de plazo de tiempo más largas, se asume que otros tipos de influencias pueden hacerse importantes y pueden no ser cubiertos del *HCR/ORE*.

El *CBDTM* es descrito como una aproximación analítico, a diferencia del acercamiento empírico representado por el empleo del *HCR/ORE*. Esto es porque la aproximación del *CBDTM* implica una descomposición de ocho *mecanismos de falla*⁷ en sus causas específicas de error humano. Cabe mencionar que las causas y mecanismos de falla aplicados en esta metodología fueron identificados mediante los ejercicios del simulador para la obtención de los datos del *HCR/ORE*. Así, para la estimación de la *Pcog* con este método se desarrolló un árbol de decisión para cada mecanismo de falla (ejemplo ver Figura 2.6). Dichos mecanismos están relacionados con las interfaces: operador-información de planta y operador-procedimientos.

Los mecanismos asociados con la interfaz operador – información de la planta son:

- (a) El dato requerido no está disponible en el cuarto de control. Datos/indicaciones relevantes no disponibles debido a la localización, exactitud, confiabilidad.
- (b) El dato está disponible pero no es atendido: Datos no atendidos debido a la carga de trabajo, requisitos de monitoreo, localización y alarmas inadecuadas.
- (c) El dato está disponible pero la información es leída incorrectamente o mal comunicada: Errores debido a la ubicación de los indicadores en el panel, la calidad de la interfaz de la pantalla o la naturaleza de comunicaciones.
- (d) El dato está disponible pero la información engañosa: Errores en los datos porque las señales no se ajustan con los procedimientos, el entrenamiento de reconocimiento de señal es inadecuado, etc.

Los mecanismos asociados con la interfaz operador – procedimientos son:

- (e) Omisión (salto) de un paso relevante: Pasos de procedimientos omitidos como consecuencia del formato de procedimiento (la visibilidad y continuidad de las instrucciones, empleo de procedimientos simultáneos)

⁷ Modo o condición específica por la cual puede producirse el error, ejemplo: indisponibilidad de la información requerida para el diagnóstico.

- (f) Instrucción mal interpretada: Mala interpretación de instrucciones como consecuencia de de falta de claridad en la redacción (vocabulario no estandarizado, información incompleta)
- (g) Lógica de la instrucción mal interpretada: Error en interpretación de la lógica de las instrucciones como consecuencia de complejidad en la redacción (empleo de "no" en enunciados, uso complejo de condiciones con "y" , "o")
- (h) Violación deliberada del procedimiento: Potencial para violaciones deliberadas como consecuencia de aspectos tales como creencia de que la instrucción es insuficiente, disponibilidad de recursos o consecuencias irrelevantes.

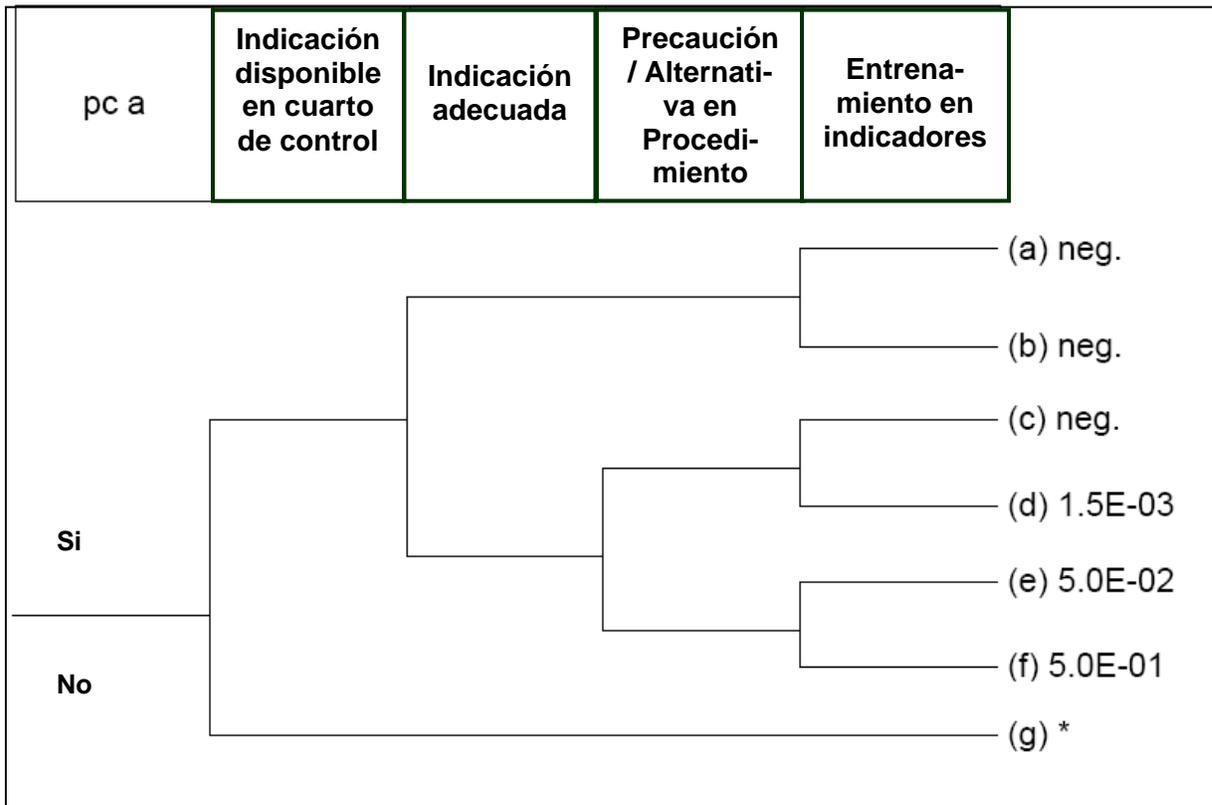


Fig. 2.6 Árbol de decisión para mecanismo de falla: el dato requerido no está disponible en el cuarto de control [13]

En cada mecanismo de falla se evalúa cada uno de los aspectos mostrados los encabezados del árbol de decisión correspondiente. Para esto en la sección 4.2 de la referencia [13] se muestra enunciados aclaratorios. Así al responder cada cuestionamiento, en la secuencia de evaluación, la rama superior representa que sí se tiene la condición establecida en el encabezado.

En este método el tiempo disponible se considera principalmente en la evaluación de los factores de recuperación, que se determina con base en la "supervisión" de la tarea por el operador que realiza la tarea o por otro individuo. Así, sí se cuenta con un bastante tiempo y

existe el seguimiento de las acciones por otra persona se estima que la recuperación sea probable. Por ello, el valor obtenido para cada árbol es afectado por el factor de recuperación cuando aplique de acuerdo con los valores que se muestran en la Tabla 2.2. Dado que este método se asume que los efectos de varios de los factores de desempeño humano representados en los árboles son independientes y, por lo tanto, la probabilidad de error humano obtenida de varios árboles es la suma para obtener la probabilidad de no realizar el diagnóstico (previo a ver sido evaluada por su factor de recuperación).

A manera de ejemplo se evalúa la siguiente situación haciendo uso de las Figuras 2.6 y 2.7: cierta indicación se encuentra disponible en el cuarto de control pero ésta no es adecuada bajo ciertas condiciones de operación y los operadores han recibido entrenamiento para su lectura y seguimiento en procedimientos. No obstante, no se encuentra una precaución o paso alternativo en el caso de que la indicación o medición no estuviera disponible. Bajo estas condiciones se evalúan los encabezados del árbol de la figura 2.6. La secuencia resultante es la e) dado si que sí se cumplen los encabezados de la primera y última columna y las columnas intermedias no se cumplen (probabilidad de la secuencia: 5.0E-02). Por otro, lado se tiene que el jefe o ingeniero de turno dan seguimiento a los procedimientos y pueden recuperar la acción de seguimiento del operador. Por ello se considera que se cuenta con el factor de recuperación de supervisión extra (turno) para el árbol p_{ca} (valor de recuperación 0.5). Así la probabilidad de este mecanismo de falla (2.5.0E-02) se obtiene de multiplicar la probabilidad de la secuencia y el valor de recuperación. Para obtener la P_{cog} deben evaluarse de forma similar los ocho mecanismos de falla.

Tabla 2.2 Factores de recuperación aplicables a cada uno de los árboles de decisión del CBDTM [12]

Árbol	Rama	Auto-supervisión	Supervisión extra (turno)	Supervisión extra (proc.)	Cambio de turno	Supervisión 30 min desp
P _{ca}	todas	NC	0.5	NC	0.5	0.5
P _{cb}	todas	X	NC	X	X	X
P _{cc}	todas	NC	NC	X	X	X
P _{cd}	todas	NC	0.5	X	X	0.1
P _{ce}	a-h	X	0.5	NC	X	X
P _{ce}	i	0.5	0.5	X	X	X
P _{cf}	todas	NC	0.5	X	X	X
P _{cg}	todas	NC	0.5	X	X	X
P _{ch}	todas	NC	X	X	NC	NC

2.2.2 Metodología HRA para obtención de la PeXe (THERP)

Para la evaluación de la probabilidad de error de ejecución la técnica cuantitativa de HRA más ampliamente usada es la THERP, creada en *Sandia National Laboratories*, en Estados Unidos, por Swain y Guttman. Este método se basa en el supuesto de que las acciones del operador pueden ser consideradas del mismo modo que el éxito o fracaso del funcionamiento de una bomba o una válvula (con ciertos ajustes para afrontar la mayor variabilidad e interdependencia de la ejecución humana).

La técnica consiste en plantear para cada tarea, en que se puede descomponer la operación, el éxito o falla en su realización, a través de una bifurcación parecida a la de los árboles de eventos. La diferencia principal reside, en este caso, en que se consideran probabilidades condicionadas, es decir, que la correcta/incorrecta realización de una tarea puede influir sobre la actuación en la tarea siguiente, así como los factores de recuperación. El núcleo de esta técnica lo componen las 27 tablas de probabilidades de error humano en el Capítulo 20 de la Referencia [7] (la probabilidad de que se produzca un error cuando un determinado elemento se ejecute). Estos números son valores genéricos, estimados a partir de opiniones de expertos y de datos recogidos en actividades análogas a las de los operadores de las centrales nucleares.

La acción de operar cierto interruptor es ejemplificada en la Figura 2.7. En ésta se muestra la aplicación de los valores genéricos de falla, la descomposición del evento de falla humana en tareas y la cuantificación de la probabilidad de error en la ejecución, $p(\text{error})$. El valor del éxito de cada tarea es calculado con el complemento de la probabilidad de error ($1 - p_{\text{error}}$).

La evaluación de las dependencias entre eventos también es considerada en esta metodología. Con esto se determina cómo la probabilidad de éxito o error en alguna acción puede afectar el éxito de otra acción. Las dependencias pueden clasificarse en dos tipos de acuerdo con las causas que le dan origen: directas o indirectas.

Se dice que ocurre una dependencia directa cuando el resultado de una acción afecta directamente el inicio de otra acción. Por otro lado, la dependencia indirecta se establece cuando la relación entre las acciones depende de algunos factores de desempeño humano.

El método *THERP* utiliza al modelo de dependencias positivas, es decir, probabilidad de error de la primera acción incrementa la probabilidad de error de la segunda acción. Para este modelo se cuenta con 5 niveles de dependencia:

- Nula dependencia o cero dependencia (*ZD*)
- Baja dependencia (*LD*)
- Moderada dependencia (*MD*)
- Alta dependencia (*HD*)
- Completa dependencia (*CD*)

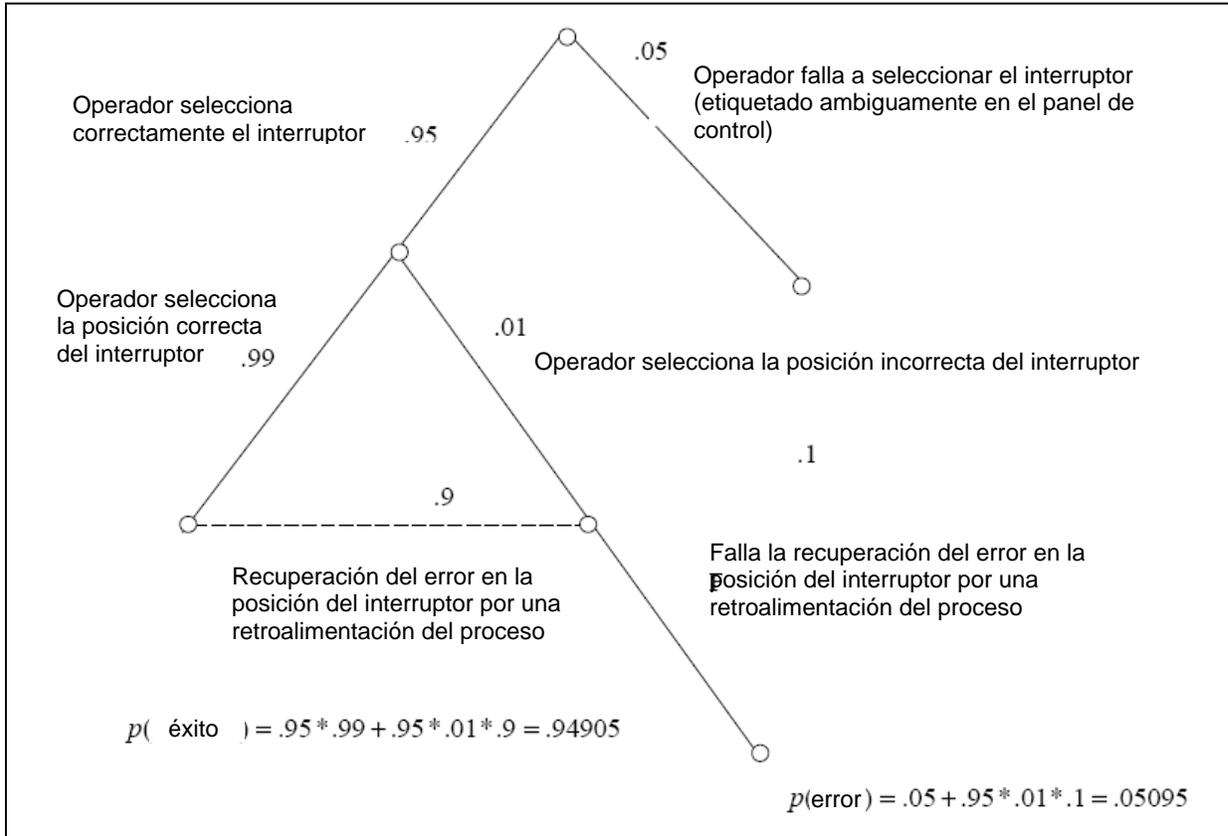


Fig. 2.7 Ejemplo de la evaluación de la probabilidad de error de ejecución con THERP

Esta metodología no establece reglas para definir el nivel de dependencia entre acciones por lo cual debe establecerse (y documentarse las consideraciones) con base en el juicio de los analistas. Las ecuaciones que se requieren para estimar las probabilidades condicionales se muestran en la Tabla 2.3.

Tabla 2.3 Ecuaciones para cálculo de la probabilidad de error de una acción "N" dado el error en la acción previa "N-1" para distintos niveles de dependencia [7]

Nivel de dependencia	Ecuación para obtener la probabilidad condicional
Cero (ZD)	$P[F_{\text{"N"}} F_{\text{"N-1"}} ZD] = M$ Ec (8)
Bajo (LD)	$P[F_{\text{"N"}} F_{\text{"N-1"}} LD] = (1 + 19M)/20$ Ec (9)
Media (MD)	$P[F_{\text{"N"}} F_{\text{"N-1"}} MD] = (1 + 6M)/7$ Ec (10)
Alta (HD)	$P[F_{\text{"N"}} F_{\text{"N-1"}} HD] = (1 + M)/2$ Ec (11)
Completa (CD)	$P[F_{\text{"N"}} F_{\text{"N-1"}} CD] = 1.0$ Ec (12)

NOTA: M representa el valor de probabilidad de error de la acción "N"

Capítulo 3. Aplicación de las Metodologías

La principal contribución del *HRA* es la identificación y caracterización de los aspectos que se conjuntan para que se efectúe un error en las tareas humanas que ocurren bajo condiciones de operación normal y aquellas hechas después de eventos anormales o accidentes. La identificación y caracterización permiten tomar acciones de apoyo para los operadores para prevenir o evitar que cometan errores que serían fatales para el control de una central nuclear.

3.1 Definición del escenario a analizar

Una central nucleoelectrica es una instalación industrial donde se logra transformar, mediante varios procesos, la energía contenida en los núcleos de los átomos en energía eléctrica utilizable. Es similar a una central termoeléctrica convencional, la diferencia estriba en la forma de obtener el calor para la producción de vapor. En una nucleoelectrica el calor se obtiene a partir de la fisión en cadena en un reactor nuclear. Para llevar a cabo la fisión un reactor nuclear consta de tres elementos esenciales: el combustible, el moderador y el fluido refrigerante.

Combustible: Puede emplearse uranio natural, uranio enriquecido (^{238}U) u otros materiales fisionables como el ^{239}Pu y ^{233}U , que se producen a partir del ^{238}U y ^{232}Th .

Moderador: Hace posible la reacción mediante el frenado de neutrones por medio de choques. Entre los más comunes se encuentran; el agua ligera, el grafito, el agua pesada, y algunos líquidos orgánicos.

Refrigerante: Debe de extraer el calor que se genera en el reactor para mantener lo suficientemente baja la temperatura en los distintos elementos para evitar su deterioro. Éste

debe tener las siguientes características: nula o baja captura de neutrones, poseer un elevado calor específico y no ser corrosivo. Entre los que se emplean se encuentra el dióxido de carbono (CO₂), helio (He), agua ligera, agua pesada y el sodio (Na) fundido.

Las centrales nucleoelectricas pueden ser de varios tipos, dependiendo de las características del reactor, es decir, de las particularidades del combustible, moderador y fluido refrigerante que utilizan. Comercialmente los tipos de centrales más comunes son:

- Reactor de agua pesada a presión (*PHWR* o *CANDU*)
- Reactor de agua a presión (*PWR*)
- Reactor de agua en ebullición (*BWR*)
- Reactor enfriado por CO₂ y moderado con grafito (*GCR*)
- Reactor rápido de cría enfriado por sodio (*LMFBR*)

Con el fin de comprender el análisis de la información para el desarrollo de los modelos con las metodologías seleccionadas, primeramente, se detallan las características básicas de una central tipo *BWR*.

3.1.1 Esquema general de una Central Nuclear Tipo *BWR*.

El reactor *BWR* fue diseñado por *General Electric* a mediados de la década de los cincuenta. Éste opera con uranio enriquecido como combustible, y agua ligera como moderador y refrigerante.

La transferencia de calor para la transformación de energía eléctrica en un *BWR* es a través del ciclo directo. Para ello el reactor posee un núcleo formado por una estructura de ensambles dentro de un recipiente a presión con sistemas auxiliares para satisfacer los requisitos operacionales y de seguridad que incluyen la instrumentación y control necesarios. En la Figura 3.1 se muestra el esquema general del flujo de vapor/agua en una central tipo *BWR*.

La presión de operación del reactor es aproximadamente de 70 Kg/cm². Dicho parámetro y la temperatura del vapor son similares en toda la vasija. También es importante mencionar que la formación de vacíos en caso de una excursión de potencia confiere a este reactor una importante característica de seguridad intrínseca.

El vapor proveniente del reactor de agua en ebullición constituye sólo el 13 % del agua en la vasija y por supuesto es radiactivo. La radiactividad es principalmente ¹⁶N, un isótopo de vida muy corta (7 segundos de vida media), de manera que la radiactividad del sistema de vapor sólo existe durante la generación de potencia. El arrastre de partículas radiactivas de vida larga del sistema primario al sistema turbina/agua de alimentación virtualmente no existe. Esto permite realizar el mantenimiento de los sistemas de condensado y agua de

alimentación, y turbina-generador en una parada de forma prácticamente similar a las plantas operadas con combustibles fósiles. Actualmente, el *BWR* es el segundo tipo de reactor más empleado [26].

Una central nuclear está diseñada de forma tal que los sistemas de seguridad deben funcionar para asegurar que no exista daño a los componentes de la frontera de presión del refrigerante del reactor, como resultado de presiones internas producto de transitorios de operación anormal y accidentes.

Las funciones de seguridad requeridas en un reactor nuclear son:

- (1) Apagado del reactor,
- (2) remoción de calor residual,
- (3) contención de radioactividad y
- (4) monitoreo del estado de la planta.

El apagado del reactor *BWR* se puede hacer mediante: (1) el mecanismo de inserción/extracción de las barras de control (*CRD*) que se localiza en la parte inferior de la vasija o, (2) la inyección de ácido bórico (veneno líquido) a través del *SLC* (*Standby Liquid Control*).

Las barras de control, compuestas de carburo de boro, distribuyen la potencia dentro del núcleo tanto en forma axial como radial durante la operación normal del reactor. El *CRD* puede insertar o extraer una sola barra de control a una velocidad lenta y controlada, o bien insertar rápidamente todas las barras para el apagado rápido del reactor (*SCRAM*).

La segunda función de seguridad es importante, debido a que aun después del apagado, el núcleo del reactor continúa generando calor (aproximadamente el 7%). Esto dado a la radiactividad que se emite por las reacciones posteriores a la fisión. Si no se removiera el calor podría provocar que se alcanzaran temperaturas de fundición del núcleo (1204°C, 2200°F). Dicha situación se presentaría en caso de que todos los Sistemas de Emergencia de Enfriamiento al Núcleo (*ECCS*) fallaran y no se suministrara refrigerante a la vasija por ningún medio alterno.

Los *ECCS* se diseñaron para proporcionar el adecuado enfriamiento al núcleo del reactor y evitar o limitar la liberación de los productos de fisión. Las condiciones incluidas son la pérdida de refrigerante (*LOCA*), incluido el accidente base de diseño (*DBA*). El evento de *LOCA* base de diseño es una repentina y completa rotura circunferencial tipo "guillotina" de la tubería de succión de una bomba de recirculación (36 pulgadas).

Los *ECCS* se dividen en dos grupos de acuerdo a la presión de actuación:

- Sistemas para alta presión:
 - Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión (*HPCS*)

- Sistema de Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado (*RCIC*)⁸
- Sistema de Despresurización Automática (*ADS*)
- Sistemas para baja presión:
 - Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión (*LPCS*)
 - Sistema de Inyección del Núcleo a Baja Presión (*LPCI*)

La tercera función de seguridad está asociada al principio básico de seguridad redundante en el diseño de centrales nucleares. Para disminuir la probabilidad de que la radioactividad de los productos de fisión se libere al ambiente y llegue al público, se aplica el concepto de barreras múltiples. Los niveles que se incluyen en este concepto son: barreras físicas (ver Figura 3.2), especificaciones técnicas, procedimientos de emergencia y planes de emergencia.

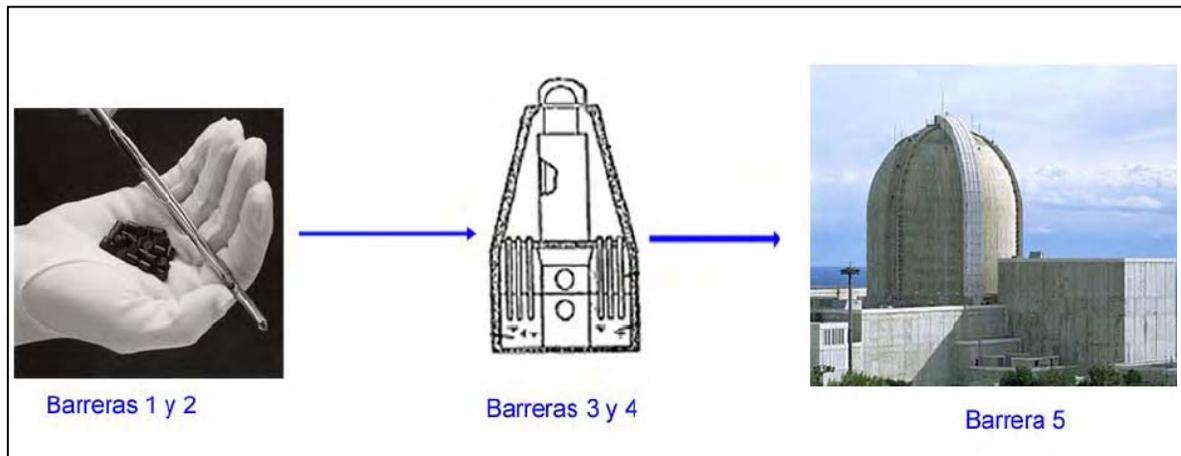


Fig. 3.2 Esquema del concepto de barreras físicas múltiples [27]

Para el monitoreo del estado de la planta, las centrales nucleares cuentan con una computadora de proceso. Ésta proporciona un seguimiento en línea de varios cientos de puntos de entrada (analógicos, digitales y pulsos) de variables significativas del proceso de la planta. Las variables que se vigilan constantemente son: niveles de agua, presión, flujo, temperatura, potencia y radiación.

En la verificación del adecuado enfriamiento del núcleo bajo cualquier condición de operación (normal, apagado, transitorios o posterior a un accidente) el control del nivel de la vasija es una acción muy importante. Por ello, un reactor *BWR* cuenta con 5 distintos indicadores de nivel calibrados a diferentes escalas (ver Figura 3.3).

⁸ No obstante que las especificaciones del diseño del RCIC no son las de un ECCS si es considerado como tal en este trabajo dado que la actuación de este sistema en la secuencia afecta la detención o propagación del accidente. Lo mismo aplica para las bombas booster que pertenecen a un sistema de operación normal.

3.1.2 Definición del escenario y los eventos de falla humana a analizar.

La definición del escenario y los eventos de falla humana son la base para la aplicación del *HRA*, al igual que para cualquier estudio es necesario definir primero el objetivo, alcance y marco del análisis. Así mismo, se considera importante que esto quede documentado, por ello se utilizó la estructura establecida en los primeros tres pasos de *ATHEANA* (Figura 2.1). Cabe mencionar que estos pasos no son exclusivos de esta metodología y aplican de igual forma para los métodos de primera generación. Adicionalmente, después de la descripción del escenario de accidente se documenta la definición de los eventos de falla humana a analizar con los métodos *HRA* seleccionados.

Paso 1: Definición e interpretación del problema.

- (1) No existe una persona específica u organismo que solicite el estudio, pero como objetivo de esta tesis se consideró la aplicación de un *HRA* con métodos que abarquen la Categoría de Capacidad II de acuerdo con el Estándar *ASME RA-S-2002*.
- (2) El propósito definido para este análisis es: “Caracterizar los eventos de falla humana con métodos de primera y segunda generación incluyendo en su evaluación la valoración de acciones de dependencia y, en caso de aplicar, la incorporación de los errores de comisión”
- (3) Los resultados esperados son:
 - Comparación de los modelos cualitativos
 - Comparación de las probabilidades de error humano.
 - Documentación de las dependencias.

Paso 2: Definición del alcance.

Como ya se mencionó el estudio *HRA* se aplicó a la tecnología que abarca los reactores tipo *BWR* considerando que el accidente inicia durante condiciones de operación normal a 100 % de potencia.

En el contexto nominal de accidente se evaluaron las consideraciones de indisponibilidades de equipos y sistemas incluidas en el escenario de accidente seleccionado. Para la selección del escenario de accidente no se incluyeron aquéllos que requerían acciones a largo plazo, transitorios sin apagado del reactor (*ATWS*), pérdida de potencia externa y eventos iniciadores cuya frecuencia fuera muy pequeña.

Sólo se consideraron las acciones del personal de cuarto de control conformado por: un operador del reactor, un operador del sistema *BOP*, un Ingeniero de Turno (IT) y un Jefe de Turno (JT).

La definición de los eventos de falla humana, y su división posterior, se hizo con base en lo establecido en los procedimientos de operación anormal y de emergencia.

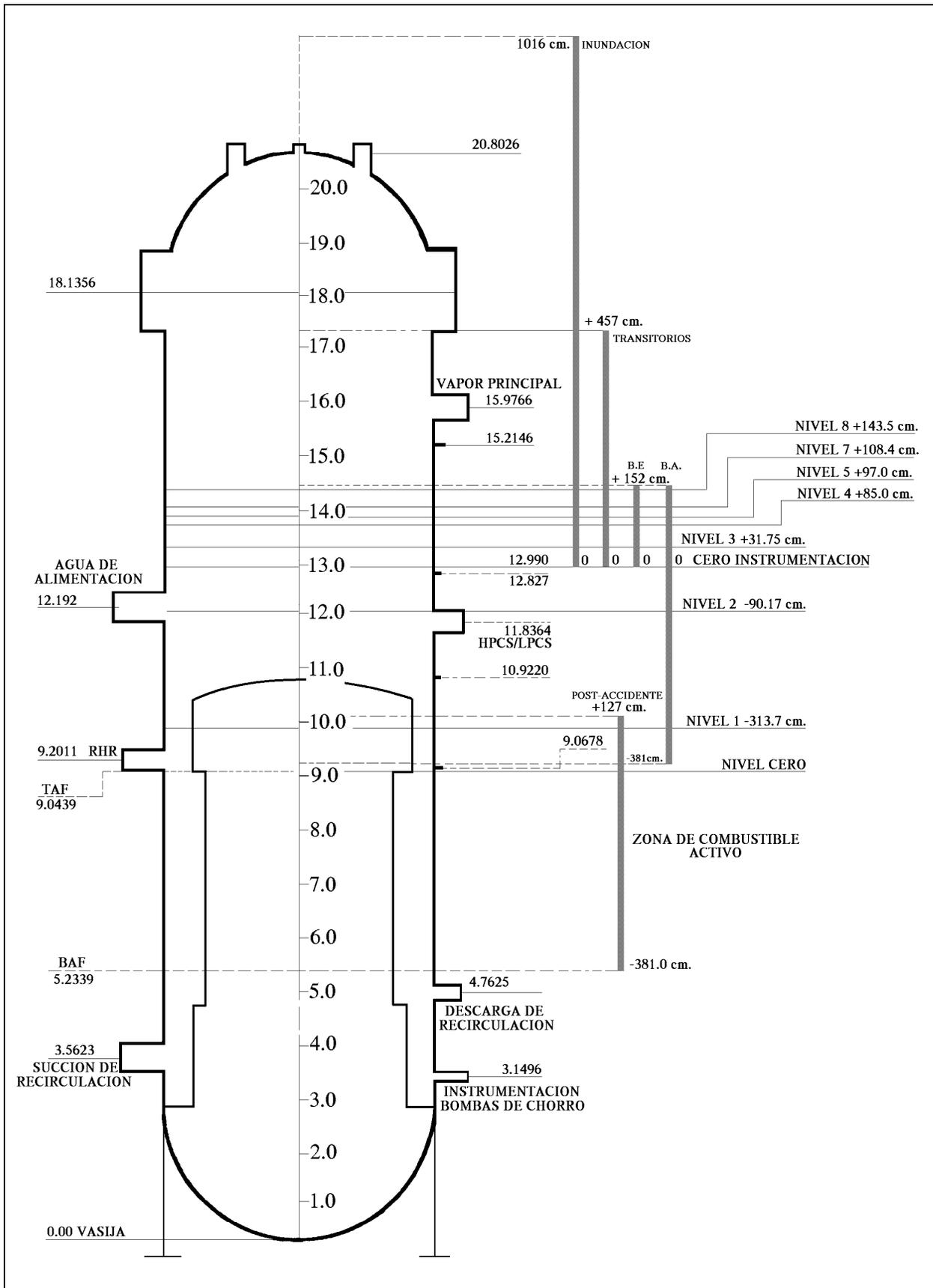


Fig. 3.3 Rangos de medición de los indicadores y escala de niveles [25].

Paso 3: Descripción del contexto nominal del escenario de accidente.

Para la definición del escenario de accidente a analizar primero se seleccionó el evento iniciador con base en la lista incluida en la Guía de Procedimientos de APS [28, tabla 3.2].

Una vez determinado como evento iniciador a la pérdida de balance de planta (*BOP*) se evaluó la secuencia de actuación de los sistemas de emergencia, estableciendo el siguiente escenario de accidente:

El evento iniciador es la pérdida de agua de alimentación que puede ser originado por cierre de las Válvulas de Aislamiento de Vapor Principal (*MSIVs*), pérdida de vacío del condensador, disparo de turbina o *SCRAM*. Es decir, esta secuencia no incluye problemas propios en el sistema de alimentación de agua principal, por lo cual la inyección de refrigerante a través de las bombas booster se encuentra disponible. Cabe mencionar que la inyección a través de las turbobombas de agua de alimentación no puede realizarse debido a que éstas funcionan con el vapor generado en el reactor y al encontrarse éste aislado no se cuenta con la fuente motriz.

Al perderse el flujo de agua de alimentación se alcanza el aislamiento del reactor por cierre de *MSIVs* (si éste no ha sido el iniciador) al alcanzarse el nivel 2. Este transitorio lleva a los operadores a iniciar las acciones establecidas en los procedimientos anormales y de emergencia. En éstos se establece apagar el reactor (*SCRAM*) y mantener su adecuado enfriamiento. Para ello se solicita que se inicien los sistemas que operan a alta presión *HPCS* y *RCIC*. En esta secuencia de accidente se considera que ambos sistemas se encuentran fallados y sin posibilidad de ser recuperados.

Otras de las acciones establecidas en los procedimientos de operación anormal, después de un *SCRAM* del reactor son cambiar la alineación de las válvulas del *BOP* para que la inyección de refrigerante se haga a través de la línea de arranque. Con esto se reduce el caudal y se evita un choque térmico al reactor dado que los calentadores tampoco cuentan el vapor de agua para aumentar la temperatura de agua de alimentación. A manera esquemática se presenta la figura 3.4 en la cual se encierran en un rectángulo las válvulas que tendrían que ser manipuladas.

Si la inyección de refrigerante no puede realizarse con sistemas de alta presión la central cuenta con sistemas de inyección a presión intermedia (bombas booster) o baja presión.

Para la inyección con bombas booster se requiere que el operador del reactor abra una Válvula de Alivio y Seguridad (*SRV*) en forma sostenida hasta reducir la presión por debajo de 35 kg/cm² (pero no menos de 32 kg/cm² para no violar el ritmo de enfriamiento de 55°C/h), y que el operador del sistema *BOP* alinee el caudal de condensado utilizando la línea de control de nivel en el arranque.

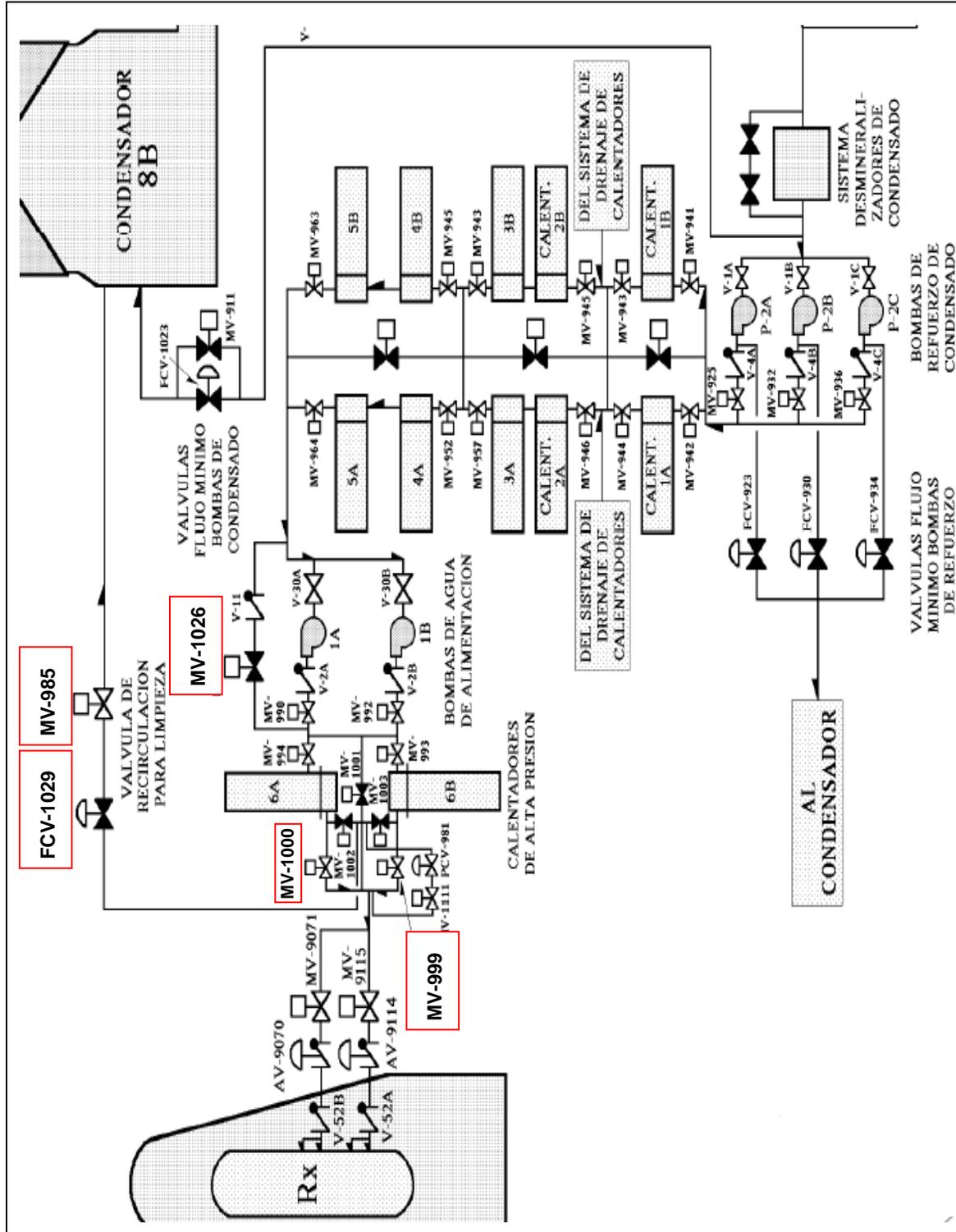


Fig. 3.4 Arreglo del equipo para inyección de agua de alimentación de una central tipo BWR [25].

Al fallarse la inyección con bombas booster la opción disponible para realizar esta acción es través de sistemas de baja presión (*LPCI, LPCS*). Esto requiere la despresurización para alcanzar la presión de descarga de las bombas de estos sistemas. Las diferentes alternativas para lograr la despresurización con el reactor aislado, incluyen la actuación manual de las *SRVs* y la iniciación manual o automática del *ADS*. Si no se llegara a inyectar refrigerante, después de cierto tiempo se tendría el núcleo vulnerable (descubierto).

La representación esquemática de la secuencia de accidente se encuentra en la Figura 3.5. Los encabezados muestran la actuación exitosa (rama superior) o fallada (rama inferior) de los sistemas que son evaluados. La falla de los sistemas considera dos condiciones: la falla por los componentes del sistema o error humano.

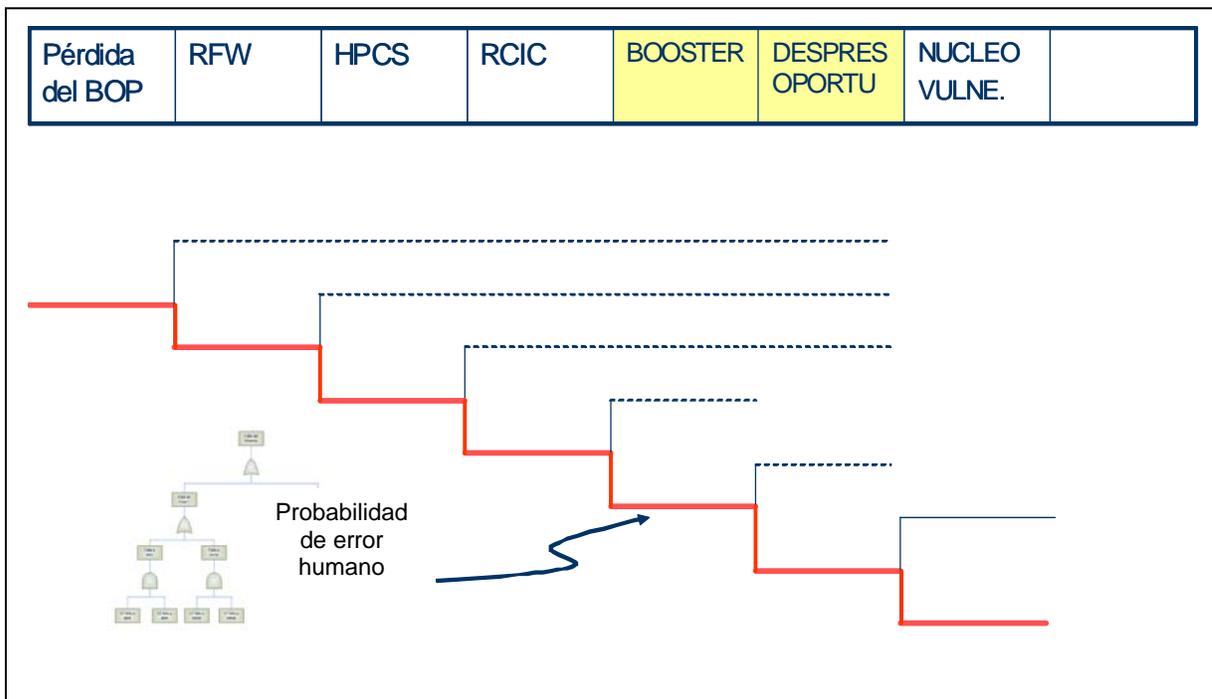


Fig. 3.5 Representación esquemática de la secuencia de accidente.

Definición de los eventos de falla humana:

Una vez establecido el contexto nominal del escenario de accidente se procede a identificar las acciones humanas necesarias para la actuación de los sistemas y con base en ellas se determinan los eventos de falla humana. Para la secuencia de accidente podemos observar dos eventos que requieren la intervención del operador: la alineación e inyección con bombas booster y la despresurización de emergencia. Así se determinaron dos *HFES* para analizarse: operador falla a alinear e inyectar con bombas booster (*OFBB*) y operador falla a despresurizar de emergencia (*OFDE-1*). Dado que la segunda acción se considera que tiene dependencia directa con la primera, es decir, la despresurización sólo se valora si se falló en la

alineación e inyección con una booster, el evento de despresurización de emergencia debe considerarse como un evento dependiente. Para ello se define un nuevo *HFE*: operador falla a despresurizar de emergencia dada la falla a linear bombas booster (OFDE-2).

3.2 ATHEANA

La aplicación de esta metodología se hace conforme a lo establecido en la sección 2.1.3 de este documento.

3.2.1 Aplicación de los pasos del análisis prospectivo.

Dado que en la sección previa ya se documentaron los pasos iniciales del *HRA* en esta parte sólo se describen los pasos 4 a 6 que son particulares de esta metodología, así como el paso 7. Los pasos de cuantificación e incorporación de los modelos al APS se documentan en el capítulo 4.

Paso 4: Definición de los *HFE/UA*.

Dada la definición de los *HFEs* previamente descrita, y considerando inicialmente los eventos como independientes, se establecieron las siguientes divisiones de eventos de falla humana en acciones inseguras:

HFE 1: Operador falla a alinear e inyectar con bombas Booster (OFBB):

- *UA- 1A*: Operador no alinea bombas booster (error de omisión)
- *UA- 1B*: Operador falla a abrir una *SRV* (error de omisión)

HFE 2: Falla a despresurizar de emergencia (OFDE-1):

- *UA-2A*: Operador inhibe actuación del *ADS* (error de comisión)
- *UA-2B*: Operador no actúa manualmente el *ADS /SRVs* (error de omisión)

En las figuras 3.6 y 3.7 se muestran los modelos de árboles de eventos representativos para estos *HFEs* con sus respectivos *UAs*. Cabe mencionar que en el árbol de eventos la rama inferior se lee como la negación o falla del encabezado.

La acción insegura *UA- 1A* involucra que el operador falla al realizar las acciones de control de nivel de acuerdo al procedimiento. La acción que afecta de manera contundente la secuencia de accidente es la omisión en la apertura de la válvula MV-1026 que se localiza en la línea de derivación de las turbobombas de agua de alimentación (ver Figura 3.4), Si dicha válvula no se encuentra en posición abierta no se podrá inyectar el caudal suficiente de refrigerante al reactor. Las otras acciones de alineación son el cierre de las válvulas MV-999 y MV-1000, pero si éstas permanecieran abiertas no se afectaría la secuencia de accidente ya que se inyectaría

un caudal mayor. Esto sólo provocaría un choque térmico en la vasija lo cual queda fuera del alcance de seguridad del estudio *HRA*.

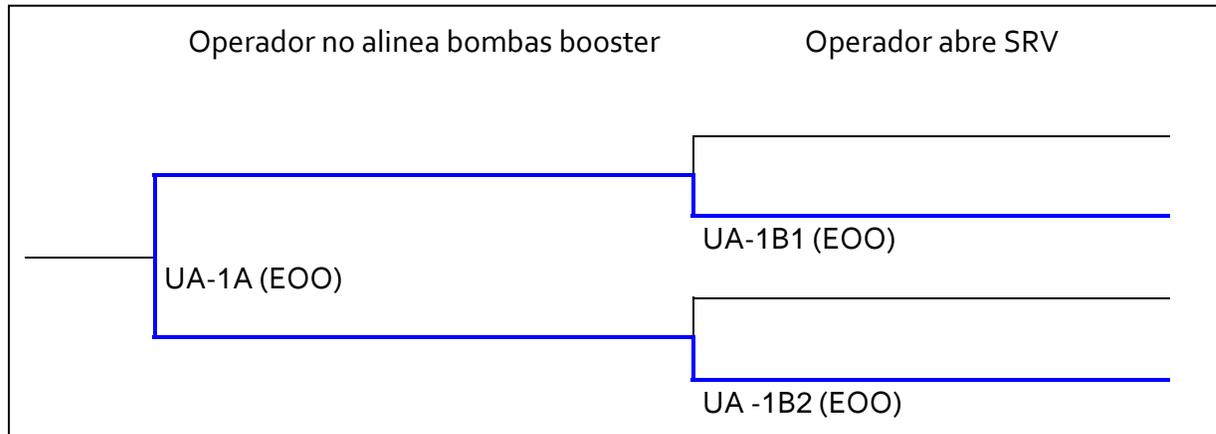


Fig. 3.6 Modelo de HFE/UA para falla a alinear booster.

La acción *UA-1B* representa que el operador no realiza el control de la presión con el reactor aislado mediante la apertura de *SRV* para lograr la presión de inyección de las bombas booster. Debido a que las acciones de alineación sólo se establecen en el procedimiento de operación anormal pero la despresurización se encuentra indicada también en los OE's se estableció una subclasificación de esta UA. La *UA-1B1* representa que la acción insegura de no abrir la *SRV* ocurre cuando el operador del reactor dio seguimiento a ambos procedimientos. Mientras tanto, la *UA-1B2* representa la falla a no abrir la *SRV* cuando el operador del reactor sólo dio seguimiento a los procedimientos de Emergencia. Es decir, la *UA-1B1* y *UA-1B2* tienen distintas probabilidades de error.

La acción *UA-2A* involucra que el operador prosiga con la inhibición del *ADS*. Esta acción representa presionar el temporizador que impide la actuación del *ADS* durante aproximadamente 2 minutos. El procedimiento de emergencia indica que el operador presione el temporizador cuando él estime que el nivel pueda ser mantenido arriba del *TAF*. Sin embargo, de acuerdo con entrevistas con los instructores de algunos reactores *BWR*, el operador mantendrá inhibiendo la actuación del *ADS* hasta que se alcance el nivel del *TAF*. Cabe mencionar que la inconsistencia con los procedimientos se debe a que los operadores tienen conocimiento de que la actuación del *ADS* puede producir un choque térmico de la vasija. No obstante que el tiempo en se inhabilita la actuación del *ADS* por el temporizador es pequeño, esta acción podría ser relevante en escenarios en donde la indicación de nivel indique un nivel mayor al real y se llegue a un punto en el cual transcurrido los dos minutos el núcleo del reactor no pueda mantenerse cubierto.

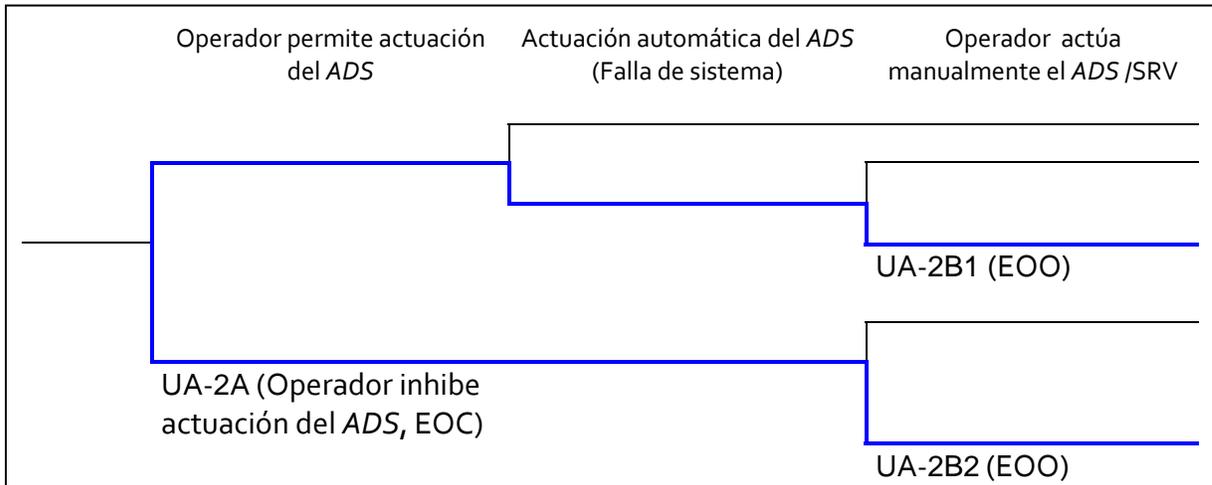


Fig. 3.7 Modelo de HFE/UAs para falla a despresurizar de emergencia (incluye falla de ADS)

Mientras tanto, el evento *UA-2B* representa la falla del operador a actuar manualmente de las *SRVs* a través de sus solenoides A y B (función seguridad) o C (función alivio) de acuerdo con la secuencia establecida en el procedimiento de emergencia. Esto fue evaluado para las trayectorias en las cuales el *ADS* no ha actuado previamente ya sea por falla del equipo (*UA-2B1*) o porque el operador inhibió su actuación (*UA-2B2*). Dado que en el *APS* se incluye la cuantificación de confiabilidad de sistemas para simplificar el modelo del *HRA* se eliminó el encabezado relacionado con la falla del sistema y se modificó el encabezado previo. Es decir, el encabezado “Operador permite actuación del *ADS*” se sustituyó por “Operador permite actuación del *ADS* (sistema indisponible)” que representa la trayectoria que resulta de la combinación del éxito de la acción del operador con la falla del sistema. Así el modelo que se aplicó fue el que se muestra en la Figura 3.8.

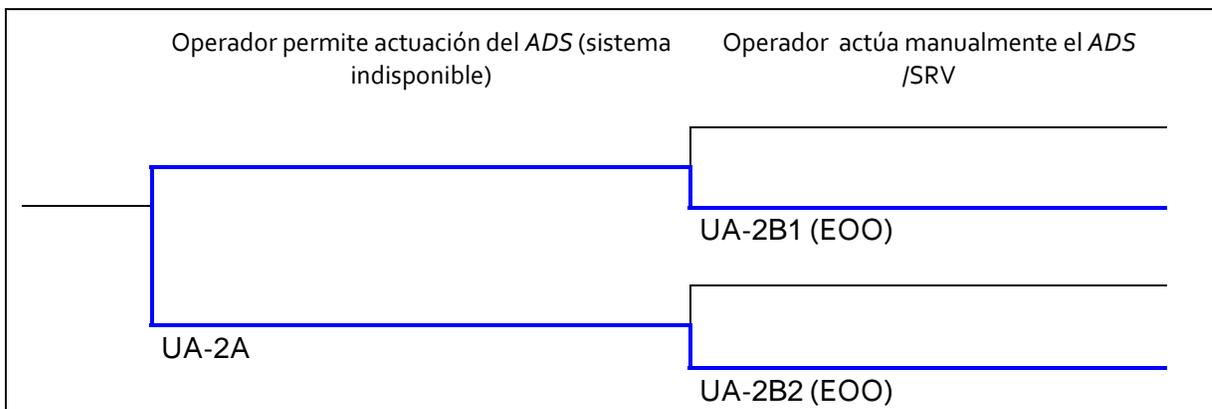


Fig. 3.8 Modelo final de HFE/UAs para falla a despresurizar de emergencia.

Paso 5: Evaluación y caracterización de los PSFs

En este paso se determinan qué factores podrían crear potenciales vulnerabilidades en la capacidad de respuesta del turno ante los escenarios de interés e incrementar la probabilidad de los HFEs o UAs identificados en el paso 4.

Para la recolección y evaluación de los PSFs se desarrolló el cuestionario que se muestra en el Apéndice A, el cual fue contestado por algunos instructores del simulador. Así mismo, se revisaron las documentaciones de escenarios similares desarrollados para evaluación de los operadores y los hallazgos encontrados en su aplicación, así como algunos reportes de condiciones inseguras de varias plantas nucleares. Adicionalmente, se pudieron observar algunos escenarios en un simulador de una central tipo BWR. Con base en ello se establecieron que algunos PSFs importantes para su evaluación son:

- Estrategias de comunicación entre los operadores del cuarto de control.
- La interfaz hombre-máquina para el seguimiento de parámetros.
- Características de los turnos tales como la afectación en el tiempo respuesta en el primer día de la jornada nocturna, nivel de experiencia, entre otros.

Por otro lado se observó que el PSF asociado con el entrenamiento tiene una influencia positiva, ya que se considera que la frecuencia de entrenamiento es adecuada en cuanto a su periodicidad y a los diversos escenarios aplicados. Esto dado que los escenarios de entrenamiento son desarrollados por operadores del cuarto de control con muchos años de experiencia. En éstos se incluyen complicaciones diversas tales como afectaciones climatológicas, accidentes de personal fuera de cuarto de control, inhabilitación de algunos equipos, entre otros.

Paso 6: Investigación de las posibles desviaciones del escenario APS.

Las desviaciones representan la manera en que el evento puede ocurrir con algunas diferencias del contexto nominal de tal forma que la situación pueda ser particularmente problemática para los operadores, lo cual lo hace propenso a producir un error.

Para obtener los desvíos asociados a las condiciones de la planta se aplicaron las palabras guías (tabla 2.1) y se obtuvieron las desviaciones que se muestran en la tabla 3.1.

Para las desviaciones relacionadas con las diferencias entre el turno/personal se analizaron los PSFs obtenidos en el paso 5. Con base en las respuestas al cuestionario del Apéndice A y hallazgos en las documentaciones de las evaluaciones del personal de cuarto de control en escenarios similares desarrollados se definió que los PSFs que requieren de una evaluación posterior son los relacionados con las características de los turnos. Es decir, la diferencia en los niveles de experiencia y que los turnos se encuentren laborando el primer día de la jornada nocturna.

Tabla 3.1 Aplicación de palabras guías para la búsqueda de desviaciones

Palabra guía	Característica del escenario/parámetro	Desviación
No	No inyección con bombas booster (No flujo)	NBB (No Bombas Booster): No se cuenta con “inyección normal” de bombas booster: una bomba indisponible por mantenimiento, una bomba falla a seguir operando (antes de que se alcance la presión de descarga) y la última bomba falla degradada (su presión de descarga es menor a 30 kg/cm ²)
Lento / No	Ritmo de cambio lento y no indicación (información engañosas)	FIN (Falla Indicación de Nivel): Los indicadores de nivel (uno por división) de banda ancha (B.A., ver figura 3.3) tienen una falla en el transmisor y la indicación mostrada en la interfaz operador-indicador de nivel es mayor a la real (registro, indicador y pantalla de proceso). Adicionalmente, los indicadores de nivel post-accidente (zona de combustible) se encuentran desconectados por lo cual no podrán dar ninguna indicación al alcanzar el rango de medición.

Posteriormente, se procedió a valorar el impacto de cada desviación en el escenario, es decir, se hicieron los cuestionamientos ¿qué pasa si se presenta la desviación? Con base en las consecuencias de las desviaciones, tales como incremento en el tiempo de respuesta se determinó qué desvíos fueron importantes para su cuantificación. En la tabla 3.2 se muestra la documentación del escenario base (contexto nominal), los eventos de falla humana de interés, las desviaciones postuladas, su impacto (significancia) en la secuencia y las desviaciones a evaluar.

Paso 7: Evaluación del potencial de recuperación.

El propósito de este paso es abordar la recuperación potencial del evento de falla humana o acción insegura que se analiza en el contexto de cada escenario nominal y cada desviación creíble del escenario.

Para la desviación asociada con las características del turno la verificación por segunda persona es un factor de recuperación del error. Esto dado que el Jefe de Turno (JT) e Ingeniero de Turno (IT), que son operadores con muchos años de experiencia, verifican constantemente los parámetros generales del proceso, así pueden darse cuenta de algún error realizado por el operador del reactor o del sistema *BOP* e indicarles las acciones para controlar la secuencia de

accidente. Debido a que se considera que se tiene una alta probabilidad de recuperar la acción no se desarrolló ésta como otra rama del modelo, es decir, se considera que la evaluación de cada acción insegura ya incluye en su probabilidad de error las acciones de recuperación.

Para la desviación FIN, el potencial de recuperación se encuentra en la aplicación de los OE's. En ellos se establece que cuando se tenga incertidumbre en el nivel del reactor se proceda a inundarlo. No obstante, aun cuando la inundación del reactor puede provocar un daño a la vasija por el choque térmico al inyectar un alto flujo de agua no calentada, éste estado del daño del reactor no es considerado dentro del alcance del APS.

Tabla 3.2 Evaluación de las desviaciones.

Contexto Nominal relacionado con el APS
<p>Una vez ocurrida la pérdida de agua de alimentación, al alcanzar el Nivel 2 se presenta el aislamiento, si éste no se ha presentado inicialmente. Los sistemas HPCS y RCIC fallan sin posibilidad de ser recuperados. El personal de turno intenta alinear las bombas booster de condensado pero se considera que en esta secuencia no se tiene éxito. Los sistemas de enfriamiento de baja presión se encuentran en general disponibles.</p> <p>El escenario base considera la falla en las acciones de alineación e inyección con booster y despresurización de emergencia. Por ello, es necesario evaluar cualquier condición que afecte el desempeño del operador para diagnosticar o ejecutar estas acciones.</p>
HFEs de interés
<ul style="list-style-type: none"> Falla a alinear bombas booster después de transitorio con 30 minutos disponibles. Esto requiere de que el operador reduzca la presión de la vasija con la apertura de una SRV hasta un rango de 35 a 32 Kg/cm² permitido por el ritmo de enfriamiento. Adicionalmente, se requiere que realice la alineación del caudal de condensado con la línea de derivación de las turbobombas de agua de alimentación. <p>Si no se logra la inyección con las bombas booster el operador tendría que despresurizar de emergencia para tratar de inyectar el reactor con los sistemas de baja presión.</p>
Posibles desviaciones de las condiciones de la planta
<p><u>Palabra guía: No</u></p> <p>Posible desviación NBB (No flujo): No hay inyección (no flujo) con bombas booster. Esto debido a que una de las bombas está indisponible por mantenimiento, otra de las bombas falla al arrancar y la última se encuentra degradada (su presión de descarga es menor a la de 30 Kg/cm²).</p> <p><u>Significancia potencial de la desviación NBB:</u></p> <p>Esta condición puede provocar que el turno pierda tiempo al verificar los problemas en las bombas al tratar de inyectar con la bomba degradada y mantener el ritmo de enfriamiento, mientras que el nivel del reactor continúa en descenso.</p>

Tabla 3.2 Evaluación de las desviaciones (continuación).

Posibles desviaciones de las condiciones de la planta
<p><u>Palabra guía: Lento/No</u></p> <p>Posible desviación FIN: Para la medición de nivel después de pérdida del BOP los operadores cuentan con un indicador de rango de operación sistema de emergencia o banda ancha. Para esta desviación se propone que los medidores de ambas divisiones se encuentren con fallas en el transmisor y envían una señal de mayor nivel al real. Así mismo se incluye que por desconexión de la columna de medición no se cuente con indicación de nivel en el rango post-accidente o zona de combustible.</p> <p><u>Significancia potencial de la desviación FIN:</u></p> <p>Esta condición puede provocar que el turno considere que tiene más tiempo del real para tratar de inyectar con las bombas booster, y continúe inhabilitando la actuación automática del ADS. Esto dado que el procedimiento de emergencia le solicita inhabilitar la actuación del ADS si se considera que puede mantener el reactor arriba del TAF. En este nivel ya podría verificarse la indicación en el indicador de zona de combustible, pero éstos se encuentran sin indicación.</p>
Posibles desviaciones asociadas al turno/personal
<p><u>Posible desviación DT1:</u></p> <p>Turno en el primer día de la jornada nocturna.</p> <p><u>Significancia potencial de la desviación DT1</u></p> <p>Se considera que el tiempo de respuesta de los turnos puede ser afectado el primer día de la jornada nocturna. Esto debido al tiempo de adaptación fisiológica de los individuos para los cambios en el horario de descanso.</p>
<p><u>Posible desviación DT2:</u></p> <p>Turno con operador con poca experiencia operacional.</p> <p><u>Significancia potencial de la desviación DT2</u></p> <p>Se considera que el tiempo de respuesta de los turnos puede ser afectado por el operador con poco grado de experiencia al seguir los procedimientos y los parámetros de proceso. No obstante, debe evaluarse que es un grupo y que los otros operadores (JT / IT) verifican ciertas acciones.</p>

Tabla 3.2 Evaluación de las desviaciones (continuación).

Desviaciones que se consideran importantes para su evaluación

Se postulan dos desviaciones para su evaluación:

- DT1 para evaluar el incremento en la probabilidad de error humano con la condición del turno en el primer día de la jornada nocturna bajo las mismas condiciones de planta del escenario base.
- Una desviación del escenario con la combinación de DT1 y la desviación FIN. Esto debido afecta la acción de diagnóstico y el tiempo disponible para despresurizar. Cabe mencionar que la desviación NBB no fue evaluada porque se consideró que es más importante el impacto en las acciones las condiciones de FIN. Esto debido a que la despresurización de emergencia depende de la indicación de nivel y en esta secuencia ya se tiene un nivel de tensión (estrés) alto y la disminución del tiempo de respuesta también se tiene con la condición de que el turno se encuentre en el primer día de la jornada nocturna.

3.3 Metodologías de primera generación

Como ya se mencionó un *HRA* es una parte del *APS*, por ello se considera importante documentar adecuadamente el objetivo, alcance, marco del análisis y definición del escenario de accidente así como los eventos de falla humana a analizar. Esto ya fue definido en la sección 3.1.2, así en esta sección se muestra la aplicación de las metodologías de primera generación para la obtención de la probabilidad de error de diagnóstico y de ejecución. Sin embargo, recordaremos que los *HFEs* que se evaluaron como eventos independientes fueron:

- Operador falla a alinear e inyectar con bombas booster (OFBB)
- Operador falla a despresurizar de emergencia (OFDE-1).

Así mismo, se determinó evaluar la dependencia entre estos eventos con en el *HFE*: operador falla a despresurizar de emergencia dada la falla a linear bombas booster (OFDE-2). Sin embargo, para obtener la probabilidad condicional de este evento dependiente es necesario determinar el nivel de dependencia.

La cuantificación de los eventos de falla humana se obtiene a partir de la suma de la probabilidad de error de diagnóstico (*Pcog*) y la probabilidad de error en la ejecución (*PeXe*). Como ya se mencionó en el capítulo 2, el cálculo de la *Pcog* varía de acuerdo con la metodología seleccionada (*HCR/ORE* y *CBDTM*). Para el cálculo de la *PeXe* en este estudio se utilizó la técnica *THERP*.

En este capítulo sólo se muestra la caracterización de los eventos de falla humana y los datos necesarios para su cuantificación. Los valores obtenidos de P_{cog} y P_{exe} para cada HFE se presentan en el capítulo 4.

3.3.1 Cuantificación de la P_{cog} (HCR/ORE y CBDTM).

Como ya se vio en la sección 2.2.1 para determinar el valor de la P_{cog} con el método HCR/ORE se requirió información relacionada con el tiempo en que se presentan algunos eventos (T_{SW} , $T_{1/2}$, T_M) y el valor de σ . Este último parámetro depende de cómo se realice el diagnóstico (con base en habilidades, reglas o conocimiento), así como el tipo de evento CP. Recordaremos que la clasificación CP1, CP2 y CP3 depende de sí el diagnóstico requiere sólo de que se ocurra una señal o se necesita confirmar ciertos valores en algunas variables de proceso que indique que una perturbación inicial a ocurrido. Una vez determinados los parámetros necesarios en este método, la obtención de la P_{cog} se hizo aplicando las ecuaciones 6 y 7 (ver sección 2.2.1).

Por otro lado, la técnica CBDTM requirió la evaluación de las interfaces operador-procedimientos y operador-información del proceso, así como de la recuperación por supervisión de por otra persona o el mismo operador.

A continuación se muestra la caracterización y valores considerados para la cuantificación de la P_{cog} con el HCR/ORE y CBCTM para los eventos independientes:

- **HFE1: Operador falla a alinear e inyectar con bombas booster (OFBB)**

Caracterización: Las acciones de alineación son ejecutadas frecuentemente con cada parada y arranque del reactor. Por otro lado, la acción de despresurización, necesaria para que pueda inyectarse refrigerante, es reforzada en el entrenamiento. Aunque se considera que son acciones memorizadas por los operadores en el entrenamiento se les hace hincapié en que las acciones se ejecuten siguiendo los procedimientos.

Datos necesarios para la cuantificación con el método HCR/ORE:

- T_{sw} : Se consideró de 30 minutos de acuerdo con lo establecido en el escenario de accidente.
- $T_{1/2}$: Se estimó de 2 minutos. Este tiempo se comparó con los valores de la tabla 3-2 de la referencia [13] encontrándose como un valor aceptable. Esto dado que en la tabla se muestra que el rango de $T_{1/2}$ se encuentra entre los valores de 30 a 132 segundos (promedio 84 s) para intentar establecer el HPCS/RCIC después de un disparo por pérdida de potencia externa.
- T_M : Se definió de 3 minutos. Esto es un tanto arbitrario debido que para realizar la acción de despresurización debe verificarse que no se viole el ritmo de

enfriamiento, pero para hacer esta verificación se requiere tomar lecturas de temperatura cada 15 minutos. No obstante, se considera que por la experiencia de los operadores en su entrenamiento saben despresurizando con una SRV hasta los 32 kg/cm² se mantiene dentro de los límites del ritmo de enfriamiento. Cabe mencionar el tiempo de manipulación también incluye las acciones de alineación.

- σ: Se determinó usar el valor de 0.40 (límite inferior establecido en la tabla 3-1 de la referencia [13] para reactores tipo BWR con un CP1, es decir, sólo se requiere que ocurra el aislamiento del reactor por nivel 2. Este valor de sigma es el mismo al que se obtiene con la evaluación del árbol considerando que las acciones no son memorizadas, existen procedimientos y entrenamiento adecuado, pero el nivel de estrés es alto.

Adicionalmente, se consideró un tiempo de retraso (*Tdelay*) entre la ocurrencia de la señal inicial y la aparición de esta en pantalla de medio minuto. Este tiempo debe ser reducido en el tiempo de diagnóstico (*Tw*)

De esto tenemos que $T_w = T_{sw} - T_M - T_{delay} = (30 - 3 - 0.5) \text{ min} = 26.5 \text{ min}$.

Aplicando la ec (7) en Excel se tiene que $P_{cog} = 1 - \text{DISTR.NORM.ESTAND}(z)$, donde $z = [\ln(T_w / T^{1/2}) / \sigma]$, tenemos que una $P_{cog} = 5.23E-11$.

Información considerada para la evaluación con el CBDTM:

En la evaluación de la interfaz operador-información del proceso se obtuvo que el mecanismo de falla relacionado con que el dato está disponible pero no es atendido (pcb) tiene influencia en la *Pcog* (con un valor de 1.5 E-03, ver Figura 3.9). Esto dado que se consideró lo siguiente:

- Se tiene una carga de trabajo alta (el operador del reactor tiene que dar seguimiento a varias líneas de los procedimientos de emergencia),
- Para la despresurización debe verificarse el ritmo de enfriamiento (ver tendencias),
- Para la verificación de tendencias es necesario utilizar la pantalla de proceso que se encuentra a espaldas del panel de control.
- Dado que se sigue supervisando el nivel del reactor se considera que esto sería la señal que alertaría al operador de que el nivel sigue descendiendo.
- Para este mecanismo de falla no aplican factores de recuperación.

En la evaluación de la interfaz operador-procedimiento se obtuvo que el mecanismo de falla relacionado con la omisión (salto) de un paso relevante (pce) tiene influencia en la *Pcog* (con un valor de 5.0 E-04, ver Figura 3.10). Esto dado que se consideró lo siguiente:

- Los pasos en los procedimientos se encuentran numerados,
- El operador del reactor debe dar seguimiento a varias líneas del procedimiento (múltiple)
- En los procedimientos de emergencia es por medio de diagramas de flujo
- Éstos son plastificados por lo cual pueden marcarse y cuentan con notas y precauciones adicionales para apoyo de los operadores
- Se da crédito a la recuperación por parte de Jefe de turno o ingeniero de turno que dan seguimiento a los parámetros de proceso.

Así sumando los valores de los mecanismos de falla que afectan el diagnóstico tenemos que $P_{cog} = 2.00E-03$.

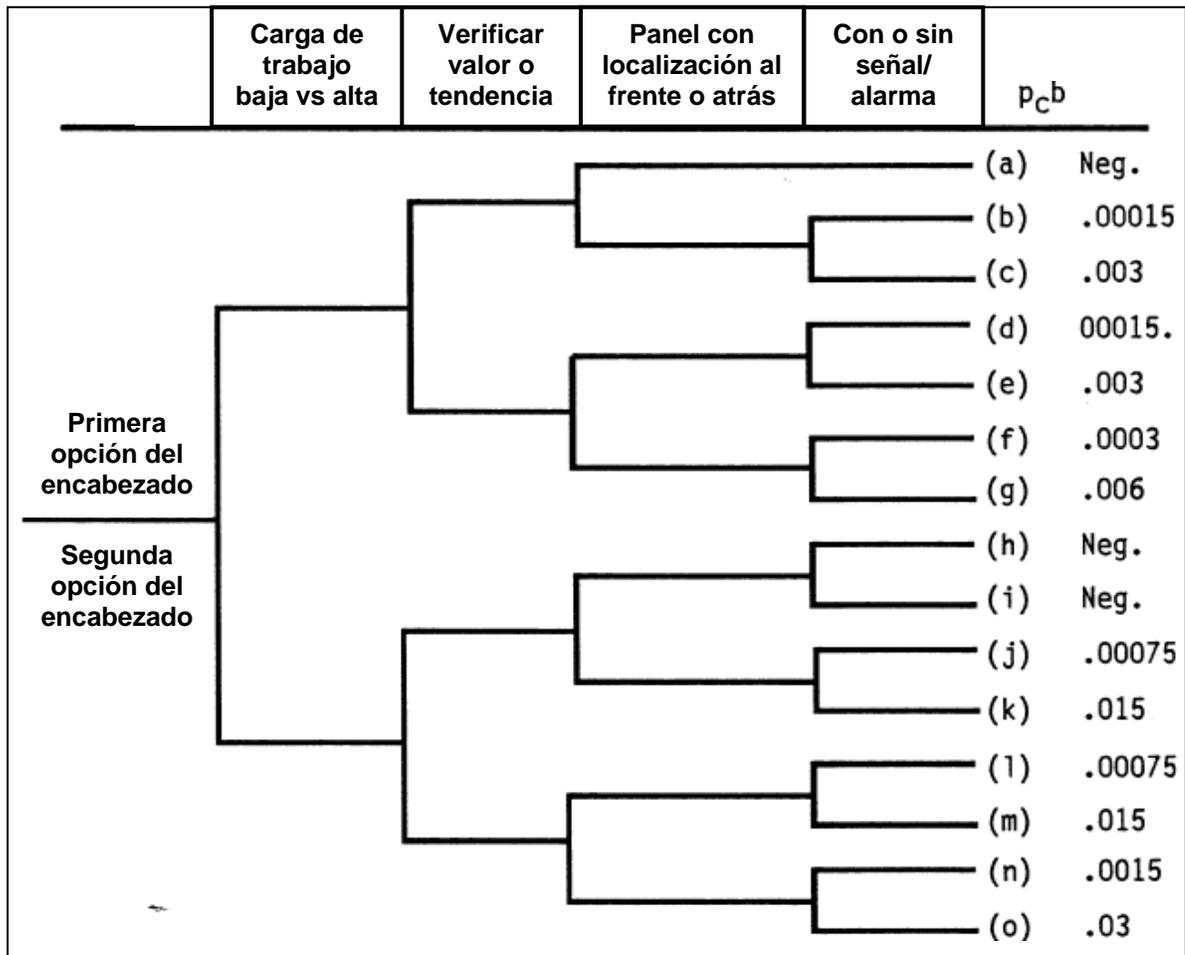


Fig. 3.9 Árbol de decisión para mecanismo de falla: el dato está disponible pero no es atendido [13]

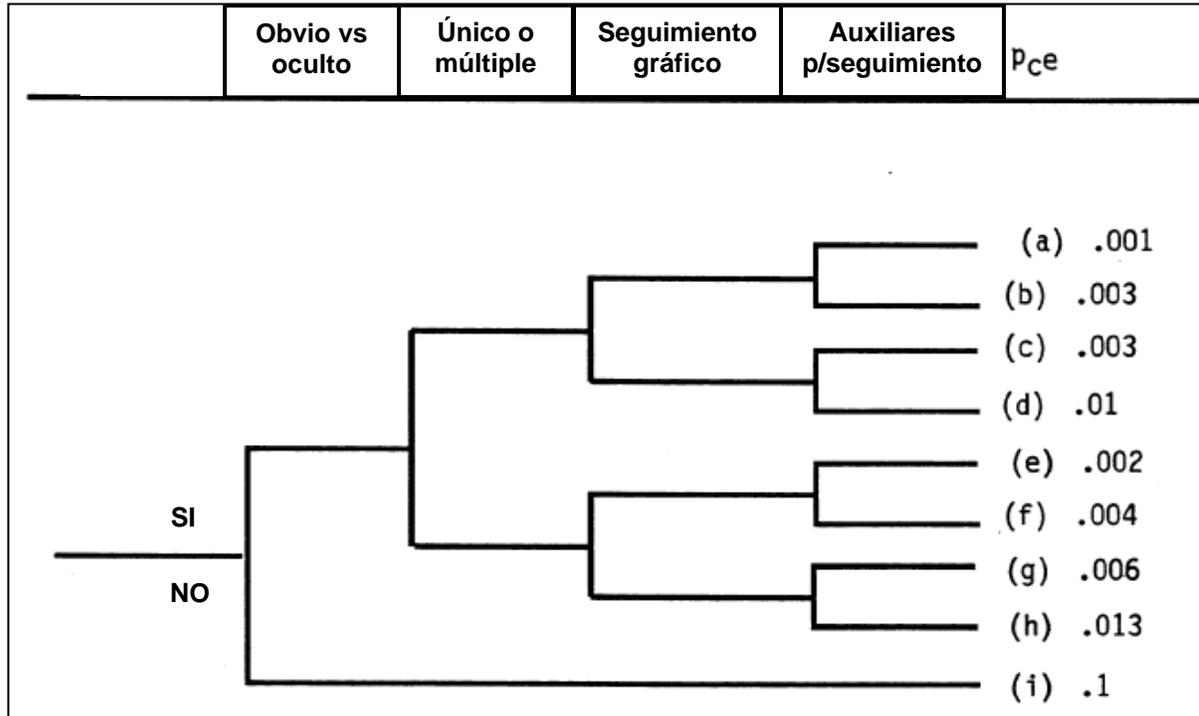


Fig. 3.10 Árbol de decisión para mecanismo de falla: omisión (salto) de un paso relevante [13]

- **HFE2: Operador falla a despresurizar de emergencia (OFDE-1).**

Caracterización: La acción de despresurización de emergencia, dada la falla de los sistemas de inyección de alta y mediana presión, es reforzada en el entrenamiento. Aunque se considera que son acciones memorizadas por los operadores en el entrenamiento se les hace hincapié en que las acciones se ejecuten siguiendo los procedimientos.

Datos necesarios para la cuantificación con el método HCR/ORE:

T_{sw}: Se consideró de 30 minutos de acuerdo con lo establecido en el escenario de accidente.

T_{1/2}: Se estimó de 2 minutos. Este tiempo se comparó con los valores de la tabla 3-2 de la referencia [13] encontrándose como un valor aceptable. Esto dado que en la tabla se muestra que el rango de T_{1/2} se encuentra entre los valores de 30 a 132 segundos (promedio 84 s) para intentar establecer el HPCS/RCIC después de un disparo por pérdida de potencia externa.

T_M: Se estimó de 3 minutos para llevar las acciones de inhabilitación del temporizador cada minuto aproximadamente antes de llegar al TAF más la

actuación manual de las *SRVs* en caso de falla del *ADS* de acuerdo con la secuencia establecida en los *OEs*.

- σ : Se determinó usar el valor de 0.40 (límite inferior establecido en la tabla 3-1 de la referencia [13] para reactores tipo BWR con un CP1, es decir, sólo se requiere que el nivel se encuentre entre el nivel 2 y el *TAF*).

Adicionalmente, se considero un tiempo de retraso (*Tdelay*) entre la ocurrencia de la señal inicial y la aparición de esta en pantalla de medio minuto. Este tiempo debe ser reducido en el tiempo de diagnóstico (*Tw*).

Dado que se tienen los mismos valores que el *OFBB* para este evento se tiene el mismo valor, es decir, tenemos una $P_{cog} = 5.23E-11$.

Información considerada para la evaluación con el *CBDTM*:

En la evaluación de la interfaz operador-información del proceso se obtuvo que el mecanismo de falla relacionado con que el dato está disponible pero no es atendido (*pcb*) tiene influencia en la *Pcog* (con un valor de $1.5 E-03$, ver Figura 3.9). Esto dado que se consideró lo siguiente:

- Se tiene una carga de trabajo alta (el operador del reactor tiene que dar seguimiento a varias líneas de los procedimientos de emergencia),
- Para la actuación del *ADS* debe verificarse la tendencia en la disminución de nivel.
- Para la verificación de tendencias es necesario utilizar la pantalla de proceso que se encuentra a espaldas del panel de control.
- Dado que se sigue supervisando el nivel del reactor se considera que esto sería la señal que alertaría al operador de que el nivel sigue descendiendo.
- Para este mecanismo de falla no aplican factores de recuperación.

Para esta interfaz también se evaluó el mecanismo de falla relacionado con dato mal leído o comunicado (*pcc*) tiene influencia en la *Pcog* (con un valor de $1.0 E-03$, ver Figura 3.11). Esto dado que se consideró lo siguiente:

- El indicador es fácilmente localizable en el panel de control,
- La lectura puede ser incorrecta (mala) debido a que no se cuenta con mecanismos de compensación para corregir que se envíe una indicación mayor debido a la variación en la densidad del refrigerante al disminuir la presión en la vasija,
- Aún cuando se observaron que algunos turnos no aplicaban adecuadamente la comunicación formal se consideró que ésta si se da debido a que en los entrenamientos se les hace hincapié en ello.
- Para este mecanismo de falla no aplican factores de recuperación.

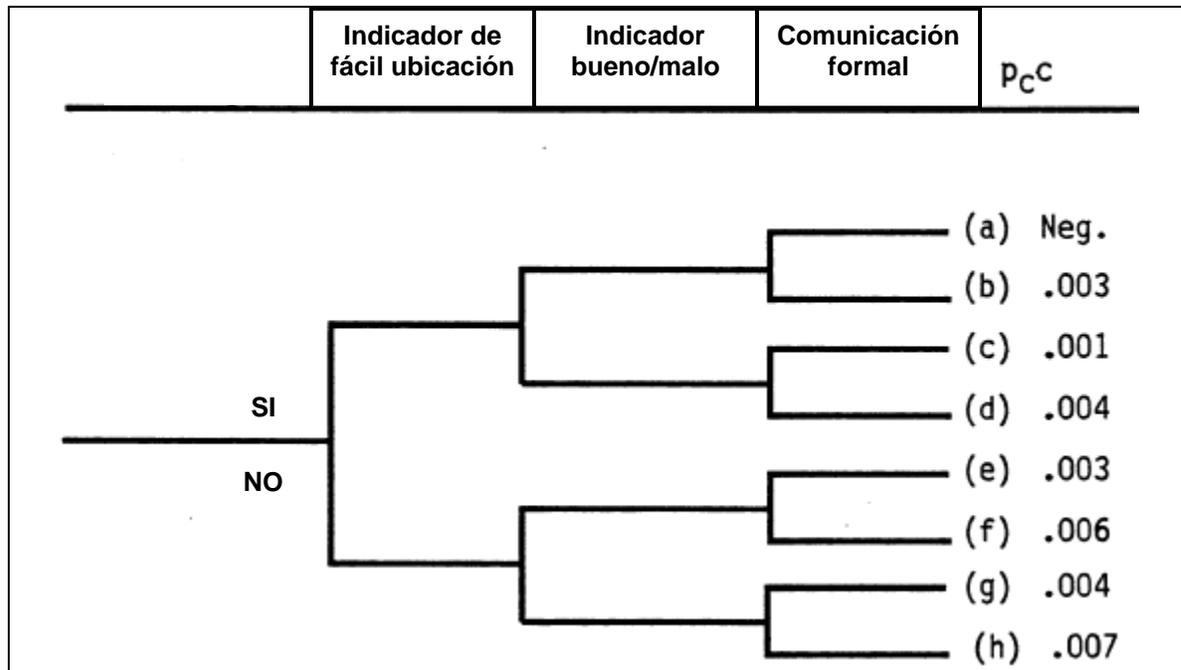


Fig. 3.11 Árbol de decisión para mecanismo de falla: dato mal leído o mal comunicado [13]

En la evaluación de la interfaz operador-procedimiento se obtuvo que el mecanismo de falla relacionado con la omisión (salto) de un paso relevante (p_{ce}) tiene influencia en la P_{cog} (con un valor de 5.0×10^{-4} , ver Figura 3.10) debido a que aplican las mismas consideraciones que para el evento OFBB. Cabe mencionar que en la evaluación del mecanismo de lógica de la instrucción (p_{cg}) no se consideró que afectaba la P_{cog} debido a que la aplicación de la instrucción: ¿considera que el nivel puede ser mantenido arriba del TAF? Causaría que el ADS se dejara actuar anticipadamente lo cual llevaría la secuencia de accidente a una condición segura.

Así sumando los valores de los mecanismos de falla que afectan el diagnóstico tenemos que $P_{cog} = 3.00 \times 10^{-3}$.

3.3.2 Cuantificación de la *Pexe* (THERP)

La información requerida para la cuantificación de la *Pexe*, con el método THERP, se establece con base en lo documentado en los procedimientos para el análisis de tareas. Dentro de los aspectos que se incluyen en la evaluación del HFE con este método se encuentran:

- Pasos de procedimientos usados para la ejecución y consideraciones relevantes.

- Evaluación de los factores de desempeño humano (*PSFs*) de ejecución asociados con:
 - El ambiente (iluminación, calor/humedad, radiación, calidad del aire)
 - Requisitos especiales (herramientas, partes, ropa)
 - Complejidad de la respuesta
 - Accesibilidad
- Evaluación del nivel de estrés: Éste se determina en función de la complejidad de la respuesta, la respuesta de la planta, la carga de trabajo y los *PSFs* de ejecución.
- Definición de los pasos a evaluar y el tipo de error que puede presentarse (omisión/comisión).
- Definición de la recuperación de la secuencia en los pasos del procedimiento de ejecución evaluados.

En el escenario de accidente se consideró que los *PSFs* asociados al ambiente, requisitos especiales y accesibilidad del equipo que tiene que ser manipulado no tienen una influencia negativa en el desempeño de los operadores. Por otro lado si se consideró que el factor de complejidad de la respuesta sí tiene influencia en las acciones del operador. Adicionalmente se tiene que los sistemas de emergencia de alta presión se encuentran fallados y sin posibilidad de ser recuperados por lo cual se determina que el nivel de tensión en los operadores es alto. Por ello se utilizaron los valores de las tablas de *THERP* sin tomar en cuenta el factor de error.

Para esta metodología se aplicaron las acciones humanas ya establecidas en los encabezados de la división de los *HFEs* en acciones inseguras de la metodología *ATHEANA*, es decir, las *UAs* cubren el aspecto de la definición de los errores de omisión y comisión. Con base en esto se desarrollaron los árboles de tareas y la cuantificación de los mismos (ver Figuras 3.12 y 3.13):

HFE 1: Operador falla a alinear e inyectar con bombas Booster (OFBB):

- *UA- 1A*: Operador no alinea bombas booster (error de omisión)
- *UA- 1B1*: Operador falla a abrir una SRV (error de omisión)
- *UA- 1B2*: Operador falla a abrir una SRV dado que se falló a alinear bombas booster (error de omisión)

Como puede observarse en la acción *UA- 1B2* para este evento de falla humana se presentan dependencia con la acción *UA- 1A* por lo cual es necesario determinar el nivel de esto. Entre estas acciones se consideró que existe una baja dependencia (*LD*) dado que las acciones son realizadas por distintos operadores pero siguiendo el mismo procedimiento de operación anormal. Para calcular la probabilidad condicional aplicamos la ecuación 9 (ver Tabla 2.2) considerando que *Pexe* sin dependencia *UA-1B1* es la misma probabilidad que *Pexe UA-1B2* (ver Figura 3.12). Así tenemos que $P_{UA-1B2/UA-1A} = 5.3E-02$.

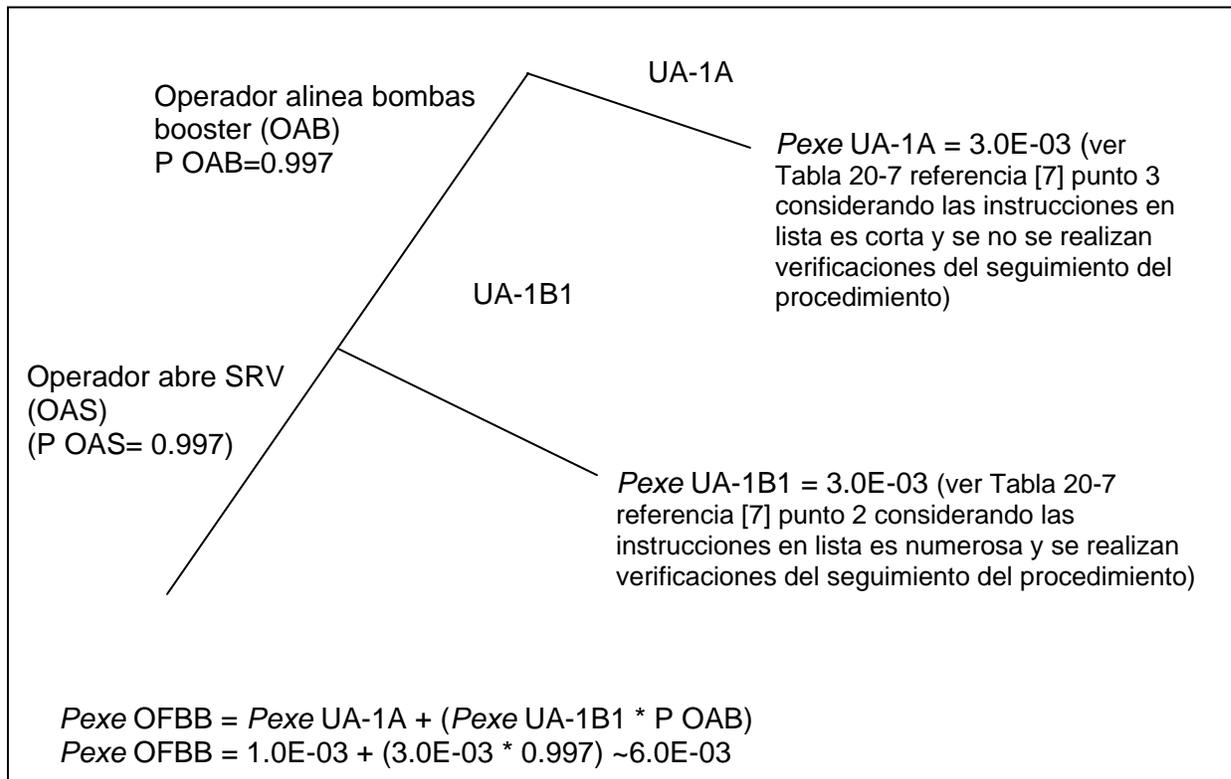


Fig. 3.12 Árbol de tareas desarrollado y cuantificación del evento OFBB con *THERP*

HFE 2: Falla a despresurizar de emergencia (OFDE-1):

- UA-2A: Operador inhibe actuación del ADS (error de comisión)
- UA-2B1: Operador no actúa manualmente el ADS /SRVs dada falla del sistema ADS (error de omisión)
- UA-2B2: Operador no actúa manualmente el ADS /SRVs (EOO) como acción de recuperación dado el error de inhibición del ADS.

Como puede observarse en la acción UA-2B2 para este evento de falla humana se presentan dependencia con la acción UA-2A por lo cual es necesario determinar el nivel de esto. Entre estas acciones se consideró que existe una completa dependencia dado que las acciones son realizadas por el mismo operador del reactor y la segunda acción se hace como recuperación de la primera bajo las mismas condiciones del escenario. Dado que se determinó como una completa dependencia la probabilidad condicional de la acción es 1.0 (ver Tabla 2.2).

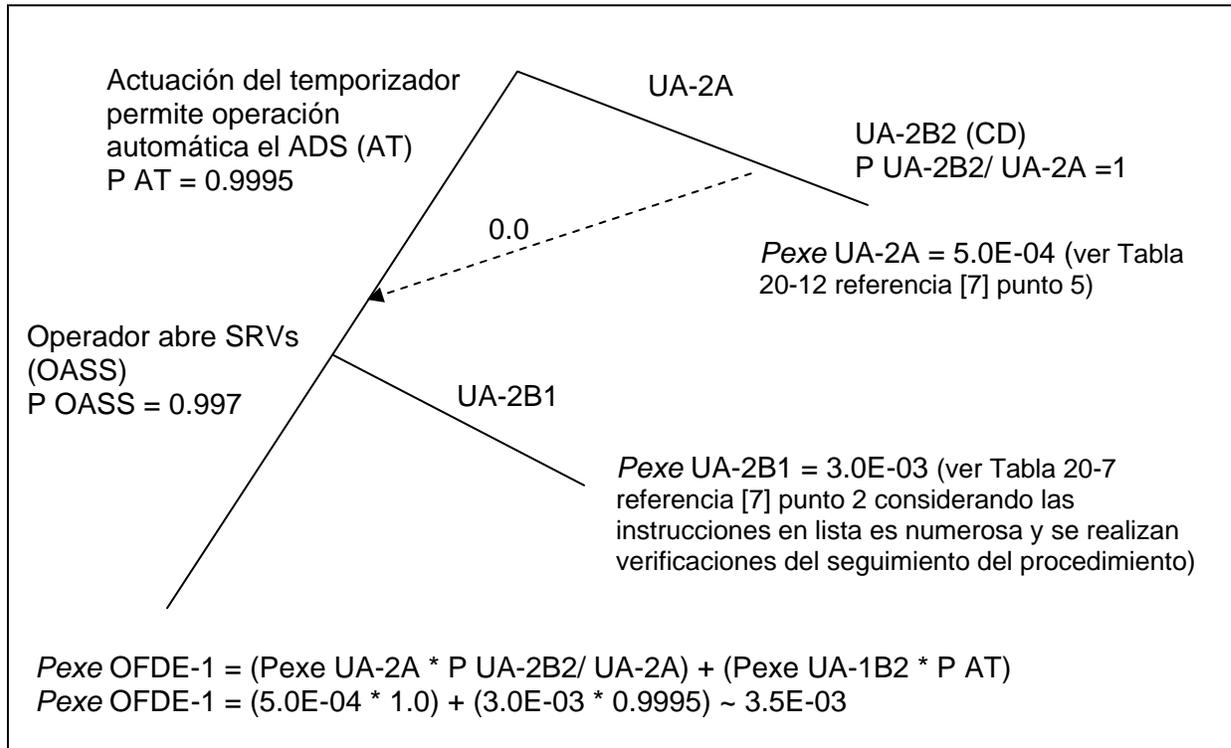


Fig. 3.13 Árbol de tareas desarrollado y cuantificación del evento OFDE-1 con THERP

Con respecto a la cuantificación de la probabilidad condicional del evento OFDE-2 se definió que el nivel de dependencia es medio (MD). Este nivel fue determinado con base en el modelo desarrollado por EPRI que considera los factores de cambio de turno, empleo del mismo procedimiento, disponibilidad de recursos, tiempo que transcurre entre las señales para llevar a cabo las acciones y el estado de daño al núcleo del reactor, la localización del equipo que debe manipularse y el nivel de estrés (ver Figura 3.14).

Capítulo 4. Análisis de Resultados

En esta sección se muestran los resultados cualitativos y cuantitativos obtenidos en la aplicación de la metodología *ATHEANA*, así como el análisis de los mismos. Esto incluye el desarrollo de los modelos.

Para las metodologías de primera generación se muestran un resumen de los resultados obtenidos en los cálculos de las probabilidades de error en el diagnóstico con los métodos *HCRE/ORE* y *CBDTM*. En este resumen se incluyen los valores de las probabilidades de error en ejecución estimados con el método *THERP*. Cabe mencionar que estas metodologías fueron empleadas para la estimación de las probabilidades de error de las acciones inseguras en los modelos desarrollados para *ATHEANA*.

4.1 ATHEANA

Previo a la obtención de las probabilidades de error humano para los *HFES/UAs* (paso 8 de la guía de *ATHEANA* [19]) se requiere desarrollar los modelos que serán evaluados. Como ya se mencionó con la cuantificación con *ATHEANA* se evalúa el incremento en la probabilidad de error humano en los eventos de falla humana por complicaciones adicionales al escenario base de accidente. Por ello con esta metodología se analizan más escenarios que los que se consideran en el modelo de APS con las metodologías de primera generación. En esta tesis los modelos propuestos para el *HRA* fueron desarrollados como árboles de eventos.

4.1.1 Modelos del HRA en ATHEANA.

Los modelos desarrollados para los eventos independientes OFBB (Operador Falla a alinear e inyectar con Bombas Booster) y OFDE-1 (Operador Falla a Despresurizar de Emergencia) se muestran en las figuras 3.6 y 3.8, respectivamente. En éstos se presentan la relación entre acciones y su nivel de dependencia. Las consideraciones más relevantes para la determinación del nivel de dependencia y la descripción de de las acciones inseguras incluidas en los eventos se detallaron en el capítulo anterior.

El evento OFDE-2 (operador falla a despresurizar de emergencia, dada falla a alinear bombas booster) representa la dependencia de OFDE-1 dado que ha ocurrido el evento OFBB. Para este evento, con la metodología *ATHEANA*, no se requiere que sea cuantificada su probabilidad condicional como en las metodologías de primera generación. Esto dado que el modelo del Caso Base (CB) representa la evaluación de las acciones que comprenden el error humano en alineación e inyección con booster y posteriormente, el error en la despresurización de emergencia para la inyección con los sistemas de baja presión. Este modelo se muestra en la Figura 4.1. Las dependencias entre las acciones inseguras de los eventos OFBB y OFDE-1 aparecen en los modelos con las siguientes características de nomenclatura:

- **Acción que se está evaluando (nivel de dependencia) acción con la que se presenta la dependencia**

Otra parte importante de esta metodología son los escenarios complejos a evaluar que fueron definidos en función de las desviaciones determinadas como importantes en el capítulo 3 y éstos son:

- CC1: Desviación asociada con las características del turno. Se evaluó la característica de que el turno se encuentre en el primer día de su jornada nocturna. Para la cuantificación se utilizó el mismo modelo desarrollado en el caso base pero se incluyó la frecuencia de dicha característica en la rama del evento iniciador (BOP-HPCS-RCIC). Así mismo, para la obtención de la *HEP* debe obtenerse las probabilidades de las acciones inseguras que son afectadas por la condición del turno además de modificar el valor de la frecuencia del evento iniciador. Por otro lado, antes de realizar la suma con la probabilidad del error en el escenario base P (CB), se requiere que ésta sea multiplicada por la fracción de la frecuencia en la cual el turno se encuentra laborando en el turno diurno, vespertino o nocturno (sin incluir el primer día).
- CC2: Desviación asociada con la combinación del turno en su primer día de jornada nocturna y la condición de la planta Falla Indicación de Nivel (FIN). El modelo desarrollado para este escenario se muestra en la Figura 4.2. En éste se incluye la acción de recuperación de inundación del reactor (INUND).

Cabe mencionar que la estructura de los árboles y su cuantificación se hicieron utilizando Excel.

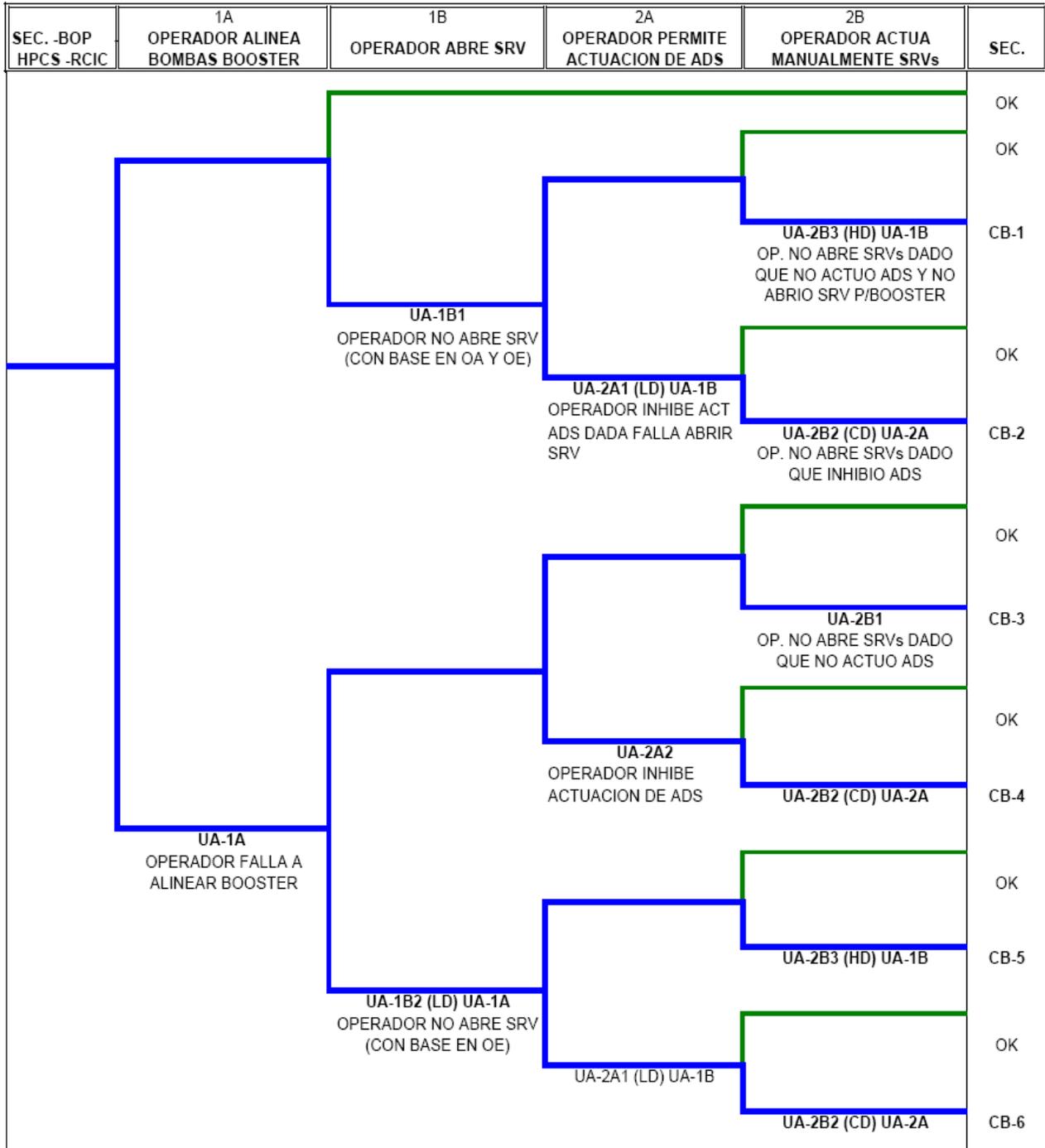


Fig. 4.1 Modelo desarrollado para la cuantificación del Caso Base (contexto nominal)

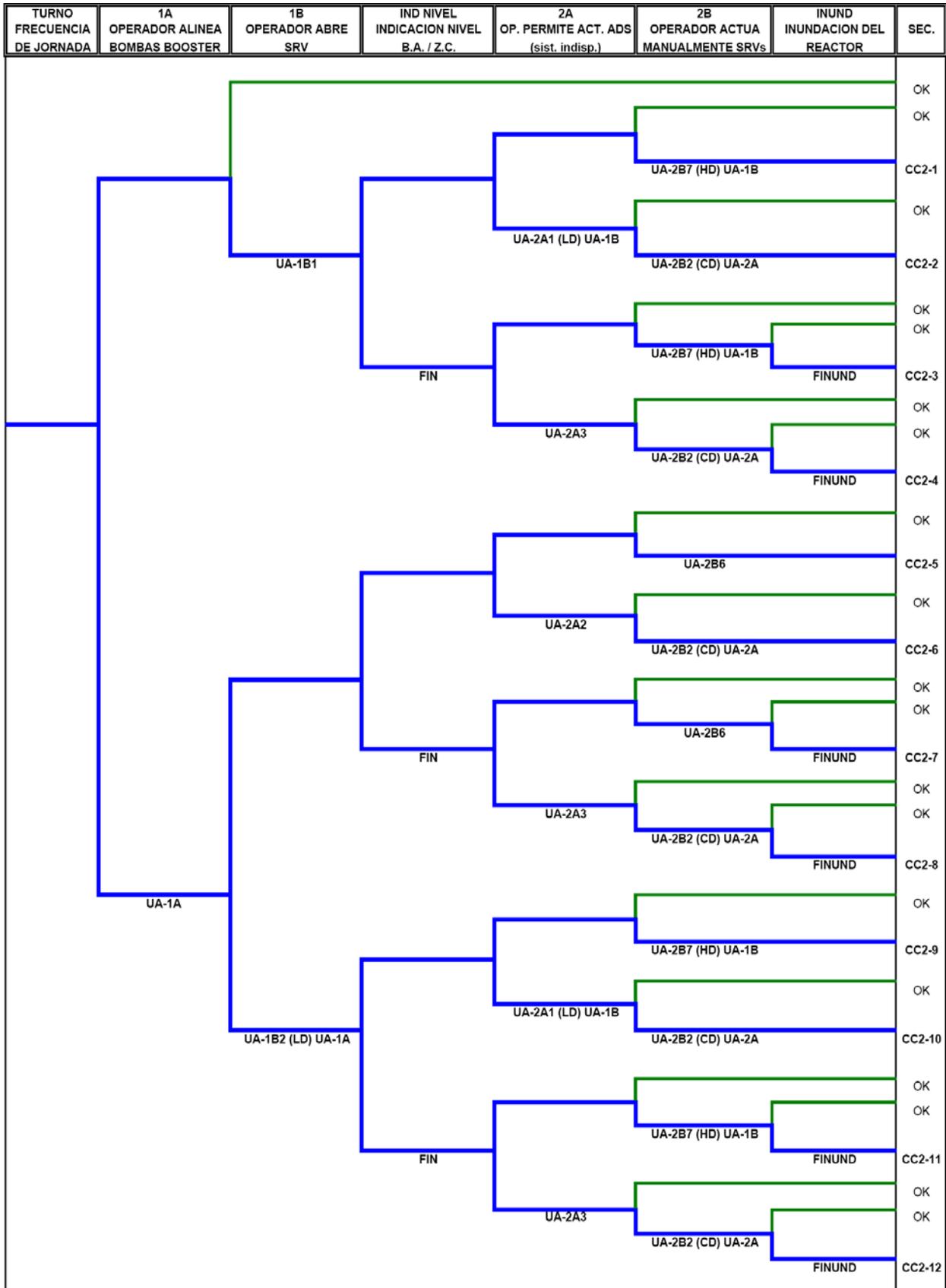


Fig. 4.2 Modelo desarrollado para la cuantificación de la desviación CC2

4.1.2 Consideraciones para la cuantificación de los modelos.

En el método propuesto para la obtención de las probabilidades de error humano en la guía de *ATHEANA* se utiliza el juicio de expertos para la determinación de la distribución de las probabilidades de las acciones inseguras dado cada contexto, es decir, de acuerdo con las condiciones de la trayectoria del escenario [19, 20]. Esto requiere que el personal cuente con experiencia en la asignación de probabilidades (determinar cuántas veces de “n” eventos es probable que los operadores fallen a realizar una acción específica). Adicionalmente, se debe establecer por lo menos los valores de los extremos de la curva de distribución lognormal para obtener la media y aplicarlo al modelo como la *HEP* de la acción insegura. Es decir, debe estimarse el valor mínimo de la probabilidad de error humano y su valor máximo de acuerdo a las condiciones en la cual se debe llevar a cabo la acción humana. Cabe mencionar que aun cuando el método solicita la asignación de 5 a 7 valores de la distribución, la media puede obtenerse sólo con los valores de los extremos de ésta. Lo cual implica que cada experto defina una distribución y posteriormente, se lleve un consenso para establecer la que se tomará como base para la cuantificación de la acción insegura. Debe considerarse que definir la distribución de la probabilidad no es un método sencillo y depende en gran medida de la percepción de cada individuo. Por ello se concluye que este método de cuantificación puede no eliminar del todo la incertidumbre a pesar del gran consumo de horas-hombre que implica.

Como alternativa se realizó la cuantificación de las acciones inseguras utilizando las metodologías de primera generación. Es decir, en la asignación de la probabilidad del error de ejecución se utilizaron las tablas genéricas de *THERP* y para el error de diagnóstico se aplicó *CBDTM*. Esto último, debido a que los valores obtenidos con el método *HCR/ORE* fueron muy pequeños (menores a $1E-03$) dado que los tiempos de diagnóstico son mayores a los 10 minutos.

Una consideración general de los modelos es que la incorporación de la probabilidad de error de diagnóstico sólo fue aplicada en los errores de omisión. Esto debido a que la *Pcog* representa sólo la probabilidad de no hacer el diagnóstico, es decir, no incluye la probabilidad de hacer un diagnóstico incorrecto. Sin embargo, en el evento de Operador Falla a alinear e inyectar con Bombas Booster (OFBB) únicamente se adicionó la *Pcog* en la acción insegura inicial. Esto dado que se observó que en el procedimiento de operación anormal se documentan las acciones de alineación y despresurización para inyección con bombas booster. No obstante, una excepción a esta consideración se menciona en la cuantificación de las acciones inseguras de la desviación que incluye la falla en la indicación de nivel.

Para los eventos independientes (OFBB y OFDE-1) los valores asignados a cada acción insegura son los que fueron obtenidos en la sección 3.3.

Los modelos con la asignación de probabilidad de cada una de las ramas se muestran en el Apéndice B. A continuación se mencionan las consideraciones importantes para la evaluación de los eventos/acciones inseguras:

HFE 1 (OFBB): Operador falla a alinear e inyectar con bombas booster (ver Fig. B.1):

- *UA-1A*: Operador no alinea bombas booster (error de omisión). A esta acción se le asignó una probabilidad de $5.00E-03$. Este valor se generó con base en *Pcog* ($2.00E-03$, mecanismos considerados pcb y pce con factores de recuperación) y *Pexe* ($3.00E-03$, ver Tabla 20-7 punto 3 de la referencia [7]).
- *UA-1B1*: Operador no abre SRV (con base en seguimiento a procedimiento de operación anormal y de emergencia). El valor asignado de $3.00E-03$ para esta rama corresponde a la *Pexe* de omisión de la Tabla 20-7 punto 3 de la referencia [7]. Para esta acción no fue considerada la *Pcog* debido a que se encuentra en la rama complementaria a la acción UA-1A y por lo tanto se encuentra en la secuencia de que el operador del BOP sí entró al procedimiento de operación anormal para ejecutar la alineación de las booster. Con base en la comunicación de que debe darse entre el personal de cuarto de control se estimó que el operador del BOP comunica al operador del reactor que ya realizó la acción de alineación para que este último prosiga con la acción de despresurización con una SRV para la inyección con booster.
- *UA-1B2(LD)UA-1A*: Operador no abre SRV (con base en seguimiento a procedimiento de operación anormal y de emergencia). Para la asignación de esta probabilidad se definió primero que el nivel de dependencia con la falla en acción de alineación fue LD (bajo) dado que las acciones son realizadas por distintos operadores. Sin embargo, aun cuando el operador del reactor no haya dado seguimiento al procedimiento de operación anormal en los procedimientos de emergencia se establece que éste realice la despresurización del reactor manteniendo el ritmo de enfriamiento de 55°C/h . Esta instrucción es similar a la indicada en el procedimiento de operación anormal y se encuentra en los pasos del OE previos a la despresurización de emergencia para inyección del ADS. Así con base en la probabilidad de error de la acción ($3.0E-03$), el nivel de dependencia y la ecuación 9 (ver Capítulo 2) se obtuvo que la HEP de esta acción insegura es de $5.29E-02$.

HFE 2 (OFDE-1): Operador falla a despresurizar de emergencia (ver Fig. B.2):

- *UA-2A*: Operador inhibe actuación de ADS (error de comisión). El valor asignado de $5.00E-04$ para esta rama corresponde a la *Pexe* de comisión de la Tabla 20-12 punto 5 de la referencia [7].
- *UA-2B1*: Operador no actúa manualmente ADS/SRVs dado que se permitió la actuación automática del ADS pero el sistema falló (error de omisión). A esta acción se le asignó una probabilidad de $6.00E-03$. El valor se obtuvo con base en la *Pcog* ($3.00E-03$, mecanismos considerados pcb, pcc y pce con factores de recuperación) y la *Pexe* ($3.00E-03$, ver Tabla 20-7 punto 2 de la referencia [7]).
- *UA-2B2 (CD) UA-2A*: Operador no actúa manualmente ADS/SRVs dado que inhibió la actuación automática del ADS (error de omisión). Esta acción representa una falla en la recuperación del error de inhibir el ADS cuando el nivel del reactor se encuentra en un punto en que los 2 minutos para restablecer el temporizador e inyectar refrigerante no permitirá recuperar el nivel para mantener el núcleo cubierto. Dado que la acción

de recuperación debe darse por el mismo operador, que el tiempo es muy limitado y que se tiene que estar dando seguimiento a otras líneas del procedimiento se determinó que existe una completa dependencia entre las acciones de inhibición y la falla en la recuperación. Así al aplicar la ecuación 12 (ver capítulo 2) se obtuvo una probabilidad de error humano de 1.0 para esta acción.

Caso Base (CB): Operador falla a alinear e inyectar con bombas booster y posteriormente, falla a despresurizar de emergencia para permitir inyección de los sistemas de baja presión (ver Fig. B.3):

- Debido a que las acciones que se afectan con el modelo son las de despresurización de emergencia se asignaron los mismos valores de probabilidad de error para las acciones inseguras incluidas en el evento OFBB (*UA-1A*, *UA-1B1* y *UA-1B2 (LD) UA-1A*).
- Para la acción de inhibición del *ADS (UA-2A)* se determinó dividirla en dos acciones inseguras. Esto para representar las diferencias en las condiciones de las trayectorias previas. Así se tuvo que cuantificar las siguientes acciones:
 - *UA-2A1(LD)UA-1B*. Esta acción representa que el operador inhibió el *ADS* dado la falla a abrir una *SRV* (para cualquiera de las acciones previas *UA-1B1* y *UA-1B2*). Se estimó un nivel de dependencia bajo (*LD*) debido a que aunque es el mismo operador quién debe ejecutar las acciones las señales para llevarlas a cabo son diferentes. En la despresurización para la inyección con booster la señal de iniciación es el *SCRAM*, mientras que para la actuación del *ADS* es el nivel (*TAF*). Así con base en la probabilidad de error de la acción ($5.00E-04$), el nivel de dependencia y la ecuación 9 (ver Capítulo 2) se obtuvo que la *HEP* para esta acción insegura es de $5.05E-02$.
 - *UA-2A2*. Esta acción representa que el operador inhibió el *ADS* dado que no falló a abrir una *SRV* pero falló a alinear las bombas booster. Debido a que en esta trayectoria no hay dependencias se asignó la misma probabilidad que la acción *UA-2A* de $5.00E-04$ (ver *HFE 2*).
- Para la acción falla a actuar manualmente las *SRVs (UA-2B)* se determinó dividirla en tres acciones inseguras. Esto para representar las diferencias en las condiciones de las trayectorias previas respetándose la secuencia de la numeración de las *UAs*. Así se tuvo que cuantificar las siguientes acciones:
 - *UA-2B1*. Operador no actúa manualmente *ADS/SRVs* dado que se permitió la actuación automática del *ADS* pero ésta falló. Esta acción es la misma que la definida en el *HFE 2* y se le asignó una probabilidad de $6.00E-03$.
 - *UA-2B2(CD)UA-2A*: Operador no actúa manualmente *ADS/SRVs* dado que inhibió la actuación automática del *ADS*. Esta acción es la misma que la definida en el *HFE 2*. Cabe mencionar que aun cuando se cambia la trayectoria previa debido a que tiene una completa dependencia con la acción anterior (*UA-2A*) su probabilidad ya quedó determinada como 1.00 de acuerdo con la ecuación 12 (ver Capítulo 2).

- *UA-2B3(HD)UA-1B*. Operador no actúa manualmente *ADS/SRVs* dado se falló a abrir una *SRV* para inyección con booster y se permitió la actuación del *ADS* pero éste falló. Se consideró una alta dependencia (*HD*) debido a que la acción es realizada por el mismo operador, es una acción similar en distintos pasos de operación, pero ahora no hay que verificar el ritmo de enfriamiento. Así con base en la probabilidad de error de la acción ($6.00E-03$), el nivel de dependencia y la ecuación 11 (ver Capítulo 2) se obtuvo una *HEP* de $5.03E-01$.

CC1-DT1: Caso complejo 1; Operador falla a alinear e inyectar con bombas booster y posteriormente, falla a despresurizar de emergencia para permitir inyección de los sistemas de baja presión en su primer día de jornada nocturna (ver Fig. B.4):

- La frecuencia con la turno se encuentra en el primer día de su jornada nocturna (0.2857) se definió considerándose que esta condición se presenta 2 veces por semana. Así el valor se obtiene en función del número de semanas en el año y días del año ($52 \times 2 / 365$).
- Para este escenario se modificaron las probabilidades de las acciones inseguras definidas como un error de omisión. Esto debido a que se considera que la condición fisiológica afectará principalmente el tiempo de respuesta del operador para la acción de diagnóstico. Por lo tanto, las probabilidades de las acciones de error de comisión (*UA-2A1(LD)UA-1B* y *UA-2A2*) no fueron modificadas y se les asignó la misma probabilidad obtenida para el caso base (CB).
- La acción *UA-1A* se subdividió y se definió como *UA-1A2*. Esta acción representa que el operador no alinea bombas booster en el primer día de la jornada nocturna. Para la cuantificación de esta acción se reevaluó el error de diagnóstico con *CBDTM* eliminando los factores de recuperación considerados para el cálculo de la *Pcog* para la *UA-1A* (ver sección 3.3.1). Así la suma de los mecanismos *pcb* y *pce* sin factores de recuperación da como resultado una *Pcog* de $2.50E-03$. Con este valor y el de *Pexe* ($3.00E-03$, se mantiene sin variación) se asignó una probabilidad de $5.50E-03$ a esta acción insegura.
- Para las acciones de operador falla abrir *SRV* para inyección con booster (*UA-1B1* y *UA-1B2*) éstas fueron definidas como otras acciones inseguras. Esto para representar las diferencias en la condición de que los operadores se encuentren en su primer día de jornada nocturna. Así se tuvo que cuantificar las siguientes acciones:
 - *UA-1B3*: Operador no abre *SRV* (con base en seguimiento a procedimiento de operación anormal y de emergencia) el primer día de su jornada nocturna. Al valor de *Pexe* ($3.00E-03$) asignado al evento similar *UA-1B1* se le sumó el valor de *Pcog* obtenido con *CBDTM* en la *UA-1A2* ($2.50E-03$). Así la probabilidad de error humano para la *UA-1B3* es de $5.50E-03$.
 - *UA-1B4(LD)UA-1A2*: Operador no abre *SRV* (con base en seguimiento a procedimiento de operación anormal y de emergencia) en el primer día de su jornada nocturna. Para esta acción se mantiene el nivel de dependencia de la acción similar *UA-1B2(LD)UA-1A* (ver *HFE 1*) pero se incorporó la misma

probabilidad de error de diagnóstico que la acción *UA-1B3*. Así con base en la probabilidad de error de la acción ($5.50E-03$), el nivel de dependencia y la ecuación 9 (ver Capítulo 2) se obtuvo una *HEP* de $5.29E-02$.

- Para la acción falla a actuar manualmente las *SRVs (UA-2B)* se determinó incrementar dos acciones inseguras. Esto para representar las diferencias en las condiciones de las trayectorias previas y que la acción se realice el primer día de la jornada nocturna. La acción *UA-2B2(CD)UA-2A* no fue reclasificada dado que su probabilidad no es afectada por las condiciones mencionadas. Así se tuvo que cuantificar las siguientes acciones:
 - *UA-2B4*. Operador no actúa manualmente *ADS/SRVs* dado que se permitió la actuación automática del *ADS* pero el sistema falló y las acciones se realizan el primer día de la jornada nocturna. Esta acción es similar a la *UA-2B1* (ver *HFE 2*) por lo cual se utilizó la misma *Pexe* ($3.00E-03$) pero se reevaluó el error de diagnóstico con *CBDTM*. Para ello se eliminaron los factores de recuperación considerados de los mecanismos *pcb*, *pcc* y *pce*. Así la suma de la probabilidad para esos mecanismos sin factores de recuperación dio como resultado una *Pcog* de $3.50E-03$. Con este valor y el de *Pexe* se obtuvo una probabilidad de $6.50E-03$.
 - *UA-2B5(HD)UA-1B*. Operador no actúa manualmente *ADS/SRVs* dado se falló a abrir una *SRV* para inyección con bombas booster, se permitió la actuación del *ADS* pero el sistema falló y el evento iniciador se presenta con un turno en el primer día de su jornada nocturna. Esta acción es similar a la *UA-2B2* (ver *HFE 2*) por lo cual se utilizó la misma *Pexe* ($3.00E-03$) y el mismo nivel de dependencia (*HD*). La modificación en la probabilidad se presentó por la reevaluación de la *Pcog* que ya fue calculada en la *UA-2B4* ($3.50E-03$). Así con base en la probabilidad de error de la acción ($6.50E-03$), el nivel de dependencia y la ecuación 11 (ver Capítulo 2) se obtuvo una *HEP* de $5.03E-01$.

CC2 sin DT1: Caso complejo 2; Operador falla a alinear e inyectar con bombas booster y posteriormente, falla a despresurizar de emergencia dada la falla en indicación de nivel (ver Fig. B.5):

- Dado que el evento Falla Indicación de Nivel (FIN) ocurre debido al error humano al realizar acciones de mantenimiento en los indicadores de nivel de banda ancha (BA) y de la zona de combustible (ZC) se asignó una probabilidad de $2.0E-02$. Este valor representa la probabilidad genérica de error de comisión para acciones antes del evento iniciador [7].
- Para la falla en la acción de recuperación de inundación del reactor (FINUND) se asignó una probabilidad de $1.0E-02$, es decir, se consideró que presenta un error en 100 eventos.
- Debido a que las acciones que son afectadas por la condición de falla indicación de nivel (FIN) son las relacionadas con la despresurización de emergencia se asignaron los mismos valores de probabilidad de error para las acciones inseguras incluidas en el evento OFBB (*UA-1A*, *UA-1B1* y *UA-1B2(LD)UA-1A*).

- Para la acción de inhibición del ADS se incorporó una nueva acción insegura que añade en su probabilidad el que se ocurra la condición de FIN. Cuando no se presenta esta condición las UAs evaluadas en el modelo son las mismas que para el escenario base (UA-2A1 (LD) UA-1B y UA-2A2). La asignación de la probabilidad de la nueva acción insegura se hizo con base en lo siguiente:
 - UA-2A3. Esta acción representa que el operador inhibe el ADS dada que se presenta FIN. Debido a que se considera que el operador no va a actuar manualmente las SRVs (en este paso del procedimiento), dado que la acción requiere que el nivel se encuentre en el TAF y el indicador muestra un nivel mayor al real. Con base en esto y se determinó asignar una probabilidad 0.5 a esta acción.
- Para la acción falla a actuar manualmente las SRVs (UA-2B) se determinó adicionar dos acciones inseguras. Esto para representar las diferencias en las condiciones de las trayectorias previas y que la acción se realice dado que se presenta FIN. Así se tuvo que cuantificar las siguientes acciones:
 - UA-2B6. Operador no actúa manualmente ADS/SRVs dado que se permitió la actuación automática del ADS, el sistema falló y ocurre FIN. Esta acción es similar a la UA-2B1 (ver HFE 2) por lo cual se utilizó la misma *Pexe* (3.00E-03) pero se reevaluó el error de diagnóstico con *CBDTM*. Para ello, adicionalmente a los mecanismos pcb, pcc y pce, ya considerados, se incluyó el mecanismo pcd (el dato está disponible pero la información es engañosa, ver sección 4.2.1). Así la suma de la probabilidad de esos mecanismos con factores de recuperación dio como resultado una *Pcog* de 4.50E-03. Con este valor y el de *Pexe* se obtuvo una probabilidad de 7.50E-03.
 - UA-2B7(HD)UA-1B. Operador no actúa manualmente ADS/SRVs dado que se falló a abrir una SRV para inyección con booster, se permitió la actuación del ADS pero el sistema falló y se presenta FIN. Esta acción es similar a la UA-2B2 (ver HFE 2) por lo cual se utilizó la misma *Pexe* (3.00E-03) y el mismo nivel de dependencia (HD). La modificación en la probabilidad es debido a la reevaluación de la *Pcog* que ya fue calculada en la UA-2B6 (4.50E-03). Así con base en la probabilidad de error en la acción (7.50E-03), el nivel de dependencia y la ecuación 11 (ver Capítulo 2) se obtuvo una *HEP* de 5.04E-01.

CC2 con DT1: Caso complejo 2; Operador falla a alinear e inyectar con bombas booster y posteriormente, falla a despresurizar de emergencia dada la falla en indicación de nivel en el primer día de la jornada nocturna (ver Fig. B.6):

- Las probabilidades de los eventos FIN y FINUND son las mismas que las asignadas en CC2 sin DT1.
- Debido a que las acciones de alineación e inyección con booster no son afectadas por la condición de FIN pero sí porque las acciones se realicen el primer día de la jornada nocturna se asignaron los mismos valores de probabilidad de error para las acciones inseguras incluidas en el caso CC1-DT1 (UA-1A2, UA-1B3 y UA-1B4(LD)UA-1A).

- La condición del primer día de la jornada nocturna se consideró que no afectaba de manera significativa a la acción de inhibición del ADS por lo cual se asignaron los mismos valores que en el CC2 sin DT1 (UA-2A1(LD)UA-1B, UA-2A2 y UA-2A3).
- Para la acción falla a actuar manualmente las SRVs (UA-2B) se determinó añadir dos acciones inseguras. Esto para representar las diferencias en las condiciones de las trayectorias previas: que la acción se realice el primer día de la jornada nocturna dado que se presenta FIN. Así se tuvo que cuantificar las siguientes acciones:
 - UA-2B8. Operador no actúa manualmente ADS/SRVs dado que se permitió la actuación automática del ADS pero el sistema falló y ocurre FIN. Esta acción es similar a la UA-2B5 por lo cual se utilizó la misma *Peixe* (3.00E-03) pero se reevaluó el error de diagnóstico con *CBDTM* eliminando los factores de recuperación. Así la suma de las probabilidades para los mecanismos (pcb, pcc, pcd y pce) sin factores de recuperación dio como resultado una *Pcog* de 6.00E-03. Con este valor y el de *Peixe* se obtuvo una probabilidad de 9.00E-03.
 - UA-2B9(HD)UA-1B. Operador no actúa manualmente ADS/SRVs dado se falló a abrir una SRV para inyección con booster, se permitió la actuación del ADS pero el sistema falló y se presenta el evento FIN. Esta acción es similar a la UA-2B6 por lo cual se utilizó la misma *Peixe* (3.00E-03) y el mismo nivel de dependencia (HD). La modificación en la probabilidad es debido a la reevaluación de la *Pcog* que ya fue calculada en la UA-2B8 (6.00E-03). Así con base en la probabilidad de la acción sin considerar la dependencia (9.00E-03), el nivel de dependencia y la ecuación 11 (ver Capítulo 2) se obtuvo una *HEP* de 5.05E-01.

A manera de resumen en la Tabla 4.1 se muestran los valores asignados a cada acción insegura, evento y desviación de correspondiente a cada modelo evaluado.

Tabla 4.1 Probabilidades de error/falla de eventos asociados a cada modelo

UA / Evento	Pcog (CBDTM)	Peixe (THERP)	Probabilidad de error/ falla
HFE1 (OFBB)			
UA-1A	2.00E-03	3.00E-03	5.00E-03
UA-1B1	-	3.00E-03	3.00E-03
UA-1B2 (LD) UA-1A	-	3.00E-03	5.29E-02
HFE2 (OFDE-1)			
UA-2A	-	5.00E-04	5.00E-04
UA-2B1	3.00E-03	3.00E-03	6.00E-03
UA-2B2 (CD) UA-2A	3.00E-03	3.00E-03	1.00

Tabla 4.1 Probabilidades de error/falla de eventos asociados a cada modelo

UA / Evento	Pcog (CBDTM)	Pexe (THERP)	Probabilidad de error/ falla
Caso Base (CB)			
UA-1A	2.00E-03	3.00E-03	5.00E-03
UA-1B1	-	3.00E-03	3.00E-03
UA-1B2 (LD) UA-1A	-	3.00E-03	5.29E-02
UA-2A1 (LD) UA-1B	-	5.05E-02	5.05E-02
UA-2A2	-	5.00E-04	5.00E-04
UA-2B1	3.00E-03	3.00E-03	6.00E-03
UA-2B2 (CD) UA-2A	3.00E-03	3.00E-03	1.00
UA-2B3 (HD) UA-1B	3.00E-03	3.00E-03	5.03E-01
CC1-DT1			
DT1	-	-	2.85E-01
UA-1A2	2.50E-03	3.00E-03	5.50E-03
UA-1B3	2.50E-03	3.00E-03	5.50E-03
UA-1B4 (LD) UA-1A.	2.50E-03	3.00E-03	5.52E-02
UA-2A1 (LD) UA-1B	-	5.05E-02	5.05E-02
UA-2A2	-	5.00E-04	5.00E-04
UA-2B4	3.50E-03	3.00E-03	6.50E-03
UA-2B2 (CD) UA-2A	3.50E-03	3.00E-03	1.00
UA-2B5 (HD) UA-1B	3.50E-03	3.00E-03	5.03E-01
CC2 sin DT1			
1-DT1	-	-	7.15E-01
UA-1A	2.00E-03	3.00E-03	5.00E-03
UA-1B1	-	3.00E-03	3.00E-03
UA-1B2 (LD) UA-1A	-	3.00E-03	5.29E-02
FIN	-	-	2.0E-02 (HEP BASICA EOC)
UA-2A1 (LD) UA-1B	-	5.05E-02	5.05E-02
UA-2A2	-	5.00E-04	5.00E-04
UA-2A3	-	-	5.00E-01 (juicio)
UA-2B6	4.50E-03	3.00E-03	7.50E-03
UA-2B2 (CD) UA-2A	4.50E-03	3.00E-03	1.00
UA-2B7 (HD) UA-1B	4.50E-03	3.00E-03	5.04E-01
FININUD	-	-	1.0E-02 (HEP)

Tabla 4.1 Probabilidades de error/falla de eventos asociados a cada modelo

UA / Evento	Pcog (CBDTM)	Pexe (THERP)	Probabilidad de error/ falla BASICA EOO)
CC2 con DT1			
DT1	-	-	2.85E-01
UA-1A2	2.50E-03	3.00E-03	5.50E-03
UA-1B3	2.50E-03	3.00E-03	5.50E-03
UA-1B4 (LD) UA-1A.	2.50E-03	3.00E-03	5.52E-02
FIN	-	-	2.0E-02 (HEP BASICA EOC)
UA-2A1 (LD) UA-1B	-	5.05E-02	5.05E-02
UA-2A2	-	5.00E-04	5.00E-04
UA-2A3	-	-	5.00E-01 (juicio)
UA-2B8	6.00E-03	3.00E-03	9.00E-03
UA-2B2 (CD) UA-2A	6.00E-03	3.00E-03	1.00
UA-2B9 (HD) UA-1B	6.00E-03	3.00E-03	5.05E-01
FININUD	-	-	1.0E-02 (HEP BASICA EOO)

4.1.3 Cuantificación de los modelos (ATHEANA)

La probabilidad de que ocurra el evento de falla humana en los árboles de eventos se obtiene mediante la suma de las secuencias que llevan a un estado final distinto a una condición segura (Columna: Sec., clasificación: OK, Apéndice B). Para la desviación CC1 como ya se mencionó la probabilidad se obtiene mediante la suma de la probabilidad del modelo CC1-DT1 (Figura B.4) y el producto de la probabilidad del caso base (CB, Figura B.3) por la frecuencia con la que los turnos se encuentran en la jornada diurna, vespertina o nocturna excepto el primer día de esta última (1-DT1).

La probabilidad de error humano del escenario CC2 se obtuvo con la suma de las probabilidades de los modelos de las Figuras B.5 y B.6 (CC2 sin DT1 y CC2 con DT1, respectivamente). Los resultados obtenidos para cada modelo se muestran a continuación en la Tabla 4.2.

Tabla 4.2 Resultados obtenidos de la cuantificación de los modelos de ATHEANA.

HFES	HEP del evento /escenario
OFBB	7.99E-03
OFDE-1	6.49E-03
CB	1.75E-03
CC1	2.13E-03
CC2	2.10E-03

4.1.4 Discusión de resultados de ATHEANA .

En el análisis de los valores numéricos se observa que en el evento OFDE-1 se obtuvo una probabilidad de error humano menor que el evento OFBB lo cual se considera correcto. Esto dado que la acción de la acción de inhibición es poco probable que se presente y que cuenta con una acción de recuperación. De forma similar la *HEP* del caso base (CB) es menor a la de los eventos independientes (OFBB y OFDE-1) ya que ésta representa la probabilidad de que ocurran ambos eventos.

En la evaluación de los modelos que incluyen las desviaciones (CC1 y CC2) se observa que se incrementa la probabilidad de error humano. Sin embargo, este aumento sólo representa el 20-22% de la *HEP* del caso base. Dicho valor se calcula con la siguiente relación:

$$\% \text{ de incremento en la } HEP = (HEP (\text{Caso Complejo}) - HEP (CB)) / (HEP (CB))$$

Por otro lado al verificar el factor de contribución de cada secuencia para el escenario base y los modelos que incluyen las desviaciones, en ambos casos se observó que las secuencias con mayor probabilidad son las relacionadas con la falla a actuar manualmente las *SRVs* para despresurizar de emergencia dado que no se presentó la actuación automática y el operador falló a abrir una *SRV* para tratar de inyectar con las bombas booster. Aun cuando esta secuencia sea la dominante al incorporarla en el modelo del APS se tendría que multiplicar por la probabilidad de falla del *ADS* lo cual reduciría considerablemente la probabilidad. Adicionalmente, para la evaluación de las desviaciones este hecho muestra que los procedimientos de emergencia de cubren adecuadamente las fallas múltiples (instrumentación, equipos, componentes y sistemas) y tienen en cuenta los posibles errores del operador, retomando el curso de acción en caso de agravarse el estado de los parámetros.

Cabe mencionar que el paso 9 (incorporación de *HFES/UAs* y sus *HEPs* en modelo APS) queda fuera del alcance de este trabajo. De las dos formas que puede llevarse a cabo este paso (sección 2.1.3) la manera en que se aplicará dependerá del modelado del APS. No obstante, si se decide aplicar la forma que involucra no modificar los modelos del APS y sólo variar el valor de la *HEP* del *HFE* en cuestión, la evaluación de las secuencias finales de accidente sólo

mostrará como factores contribuyentes a los eventos de falla humana y no a las acciones inseguras.

4.2 Metodologías de primera generación

Las metodologías de primera generación no incluyen la evaluación de escenarios que implican complicaciones adicionales por lo tanto en la cuantificación de HEP sólo se reportan los eventos de falla humana (OFBB, OFDE-1, OFDE-2) así como el caso base. No obstante, los métodos *CBDTM* y *THERP* fueron utilizados para la obtención de las probabilidades de error humanos de cada acción insegura de acuerdo al contexto (trayectoria de eventos y dependencia de acciones). Como ya se mencionó los valores obtenidos con HCR/ORE para la probabilidad de error de diagnóstico no fueron usados debido a que se obtuvieron valores muy bajos (menores a 1E-03).

4.2.1 Consideraciones para la cuantificación de los eventos.

Las consideraciones para la cuantificación de los eventos de falla humana fueron documentadas en la sección 3.3. Por lo tanto en esta sección sólo se presentan algunas estimaciones adicionales que fueron necesarias llevar a cabo para la cuantificación de la *Pcog* con *CBDTM* en las acciones inseguras asociadas a la evaluación de la desviación de falla de indicación de nivel. Adicionalmente, se realizó una variación en los tiempos considerados para el cálculo de la *Pcog* con HCR/ORE.

En la evaluación del mecanismo de falla relacionado con dato disponible información engañosa (pcd) se tiene influencia en la *Pcog* (con un valor de 3.00E-03, ver Figura 4.3). Esto dado que se consideró lo siguiente:

- Las indicaciones (señales) no se encuentran tal cómo se especifica en los procedimientos (lectura de nivel mayor al real).
- Los procedimientos sí cuentan con precauciones en caso de que el operador perciba que no cuenta con indicación de nivel y esto está considerado en un escenario para entrenamiento en el simulador.

Si se considera el factor de recuperación se obtiene una *Pcog* de 1.50E-03.

Para los cálculos de la *Pcog* con *HCRE/ORE* se disminuyó el tiempo para diagnóstico (T_w) a 16.5 minutos y se varió sigma (0.4, 0.7 y 1.0) de acuerdo con los valores reportados en la Tabla 3.1 de la referencia [13].

En la cuantificación del Caso Base (CB) fue necesario obtener la *HEP* del evento Operador Falla a Despresurizar de Emergencia dada la falla a alinear e inyectar con bombas booster

(OFDE-2). Para ello, en la sección 3.3.2 se definió que el nivel de dependencia entre eventos fue mediano (*MD*). Con base en el nivel de dependencia, la ecuación 10 y la probabilidad del evento OFDE-1 se calcula la probabilidad de error del evento OFDE-2. Así con este valor multiplicado por la probabilidad de error humano del evento OFBB se estima la probabilidad de error humano Caso Base.

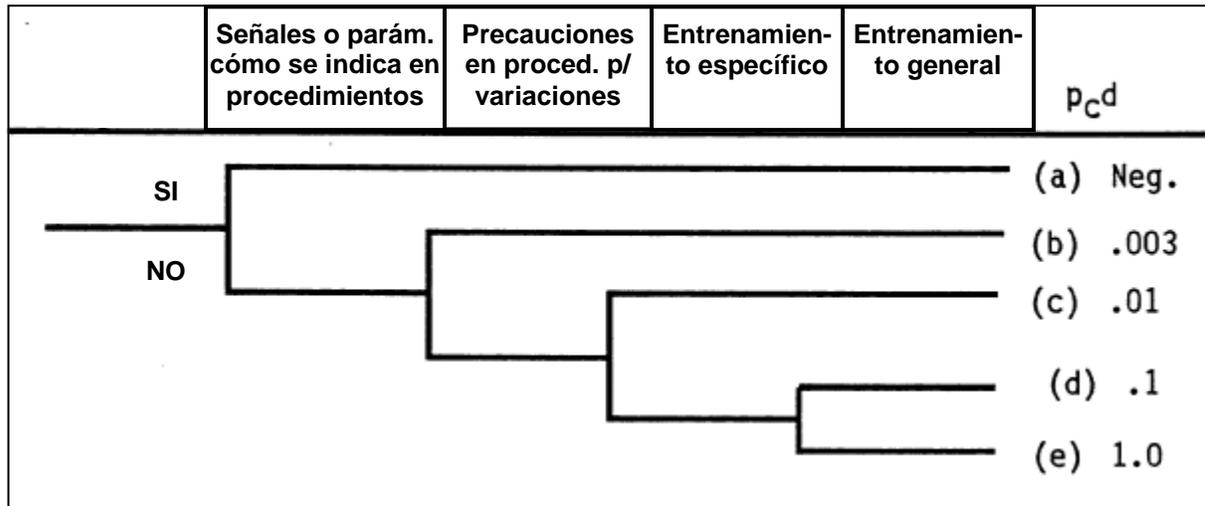


Fig. 4.3 Árbol de decisión para mecanismo de falla: dato disponible, información engañosa [13]

4.2.2 Resultados de las cuantificaciones

En la Tabla 4.3 se presentan los resultados obtenidos para los eventos independientes (OFBB y OFDE-1) con las metodologías de primera generación. En la tabla se muestra la *Pcog* evaluada con HCR/ORE y CBDTM así como la *Pexe* obtenida con *THERP*. Así mismo se presenta la probabilidad de error humano del caso base.

Tabla 4.3 Resultados de la cuantificación de *HFES* y Caso Base ($T_w = 26.5$ min)

Evento	Metodología	<i>Pcog</i>	<i>Pexe</i>	<i>HEP</i>
OFBB	<i>CBDTM</i>	2.00E-03		8.00E-03
	<i>HCR/ORE</i>	5.23E-11	6.0E-03	6.00E-03
OFDE-1	<i>CBDTM</i>	3.00E-03		6.5E-03
	<i>HCR/ORE</i>	5.23E-11	3.5E-03	3.5E-03
CB				1.19E-03*

* Valor obtenido usando valores de CBDTM/THERP y una dependencia media entre los eventos OFBB y OFDE-1. Así $HEP (CB) = HEP (OFBB) \times HEP (OFDE-2)$, donde $HEP (OFDE-2) = HEP (OFDE-1 | OFBB) = (1 + 6 \times HEP (OFDE-1)) / 7$

También se hizo un ejercicio de cuantificación para la desviación CC2 (combinación de FIN con el primer día de jornada nocturna). Para ello se reevaluó la probabilidad de error de diagnóstico en función de la variación de tiempo de diagnóstico con *HCRE/ORE* y se adicionó el mecanismo de falla relacionado con información engañosa en *CBDTM* eliminando los factores de recuperación. El caso complejo se evaluó de la misma forma que el caso base considerando una dependencia media. Así mismo para el cálculo de la *HEP* se utilizó el valor de *Pexe* ya calculado antes de incluir las complicaciones. En la Tabla 4.4 se muestran los resultados obtenidos.

Tabla 4.4 Resultados de la cuantificación del escenario con complicaciones ($T_w = 16.5$ min, $p_{cd} = 3.0E-03$)

Evento	Metodología	Pcog	HEP
OFBB	CBDTM (pcb, pce s/FR*)	2.50E-03	8.50E-03
	HCR/ORE (0.4, 0.7, 1.0)	6.6E-08, 1.3E-03, 1.7E-02	6.0E-03, 7.3E-03, 2.3E-02
OFDE-1	CBDTM (pcb, pcc, pcd, pce s/FR*)	4.5E-03	8.0E-03
	HCR/ORE (0.4, 0.7, 1.0)	6.6E-08, 1.3E-03, 1.7E-02	3.5E-03, 5.8E-03, 2.2E-02
CC2			1.27E-03

* S/FR = sin factores de recuperación

4.2.3 Discusión de resultados de obtenidos con las metodologías de primera generación

Como puede observarse en la columna de *Pcog*, en ambas tablas, en general los valores obtenidos con *CBDTM* son mayores que con *HCR/ORE*. Esto se considera correcto dado que para realizar las acciones requeridas los operadores cuentan con más de 10 minutos por lo cual, para realizar el diagnóstico, se estima que tiene mayor influencia la calidad de los procedimientos y de las indicaciones o señales que el tiempo disponible. La excepción a esto aparece cuando se utiliza un valor de sigma de 1.0. Sin embargo, el valor de la probabilidad de error humano con este valor de sigma no se considera representativo de las centrales nucleares actuales. Esto debido a que una sigma de 1.0 significa que para el diagnóstico los operadores no cuentan con procedimientos, ni entrenamiento ni memorización de las acciones a ejecutar dadas las condiciones iniciales de accidente.

Debido a que la estimación de la probabilidad de error en el diagnóstico con *HCR/ORE* sólo incluye el factor de tiempo y el tipo de comportamiento (basado en habilidades, reglas o conocimiento) se considera que sólo se obtendrán valores mayores a $1E-03$ cuando los tiempos de diagnóstico sean cortos (relación de $T_w/T_{1/2} \leq 3.4$). En estos casos la evaluación con *CBDTM* podría ser menor debido a que el aspecto de tiempo sólo se evalúa con los factores de recuperación.

También puede observarse que el error más contribuyente en la *HEP*, para casi todos los eventos de falla humana evaluados, es el error de ejecución. Excepto para la despresurización de emergencia dada la falla en la indicación de nivel en el primer día de la jornada nocturna (caso CC2).

En la evaluación del caso con complicaciones (CC2) se observa que se incrementa la probabilidad de error humano. Sin embargo, este aumento sólo representa el 7% de la *HEP* del caso base.

4.3 Comparación de resultados de las metodologías

Como ya se mencionó anteriormente, dado que los valores obtenidos para la probabilidad de error de diagnóstico con *HCR/ORE* son muy pequeños en la cuantificación de las acciones inseguras en *ATHEANA* se utilizó el *CBDTM*. Por lo tanto para la comparación de resultados se representa la combinación de los valores obtenidos con los métodos *CBDTM* y *THERP*. Estos resultados se presentan en la Tabla 4.5.

Tabla 4.5 Comparación de *HEPs*.

Evento	<i>ATHEANA</i>	<i>CBDTM/THERP</i>
OFBB	7.99E-03	8.00E-03
OFDE-1	6.50E-03	6.50E-03
CCB	1.75E-03	1.19E-03
CC1	2.13E-03	--
CC2	2.10E-03	1.27E-03

Como puede observarse en la tabla las diferencias en las probabilidades se presentan en la evaluación de los escenarios base y complejo (CC2). Esto es debido a la forma del modelado de *ATHEANA* en donde se asignan diversos niveles de dependencias entre acciones inseguras, mientras que con *CBDTM/THERP* el nivel de dependencia se asigna por evento de falla humana. Es decir, si observamos los modelos de *ATHEANA* vemos niveles de dependencias altos (*HD*) y bajos (*LD*) entre acciones inseguras de distintos eventos de falla humana (OFBB y OFDE-1), mientras que con *CBDTM/THERP* se definió un nivel de dependencia de medio (*MD*) entre los eventos OFBB y OFDE-1. Otra diferencia es que al obtener la probabilidad de error humano con los métodos de primera generación no se incluye en el modelado la frecuencia del evento FIN, la frecuencia con la que los turnos se encuentran en el primer día de la jornada nocturna ni la acción de recuperación de inundación del reactor. Sin embargo, la relación de incremento de la probabilidad de error humano del Caso Base y el CC2 es de 7%.

4.4 Fortalezas y debilidades de las metodologías

Otro de los resultados de la aplicación de las metodologías considerados en los objetivos de esta tesis fue la descripción de las fortalezas y debilidades de cada una de ellas, las cuales se mencionan a continuación:

ATHEANA

Fortalezas:

- Incluye la evaluación de diferencias en las condiciones de planta y características de los turnos aleatorias que pueden afectar el desempeño de los operadores. Esto reduce el margen de incertidumbre.
- El desarrollo de modelos permite verificar qué acciones son más contribuyentes cualitativa y cuantitativamente en la probabilidad de falla del evento.
- En los modelos pueden representarse distintos niveles de dependencia entre acciones inseguras (mayor grado de detalle que a nivel de eventos).
- Remarca la incorporación del error de comisión en los HFEs.
- Los modelos podrían ser incorporados en el APS para tener un mejor nivel de detalle al obtener las combinaciones de eventos/acciones en la secuencia y su contribución.

Debilidades:

- Requiere de gran cantidad de recursos: tiempo, personal con experiencia, horas de simulador.
- La cuantificación es difícil dado que el método descrito en la guía de *ATHEANA* requiere que el personal participante del *HRA* cuente con experiencia en la asignación de la distribución de probabilidades para cada acción insegura. La guía solicita que se asignen 5 puntos de la curva de distribución de probabilidad de error lo cual se estima poco factible y se considera más válido que sólo asignen los valores de los extremos de la distribución (*HEP* mínima y máxima de la acción insegura dado el contexto).
- Se requiere mucho tiempo para la cuantificación independientemente si se realiza por juicio de experto o por uso de valores genéricos. Esto dado que el número de acciones inseguras que tiene que cuantificarse se va incrementando con las variaciones incorporadas al modelo (dependencias y complicaciones).

HCR/ORE

Fortalezas:

- Es un método simplificado que para la cuantificación de las *HEPs* sólo requiere la evaluación del tiempo relacionado con las señales de iniciación de la perturbación, la

manipulación del equipo, estado de daño irreversible y la mediana del tiempo de diagnóstico de los turnos. Así definir el comportamiento que se aplica para el diagnóstico (habilidades, reglas o conocimiento).

- Es adecuado cuando los tiempos de diagnóstico son pequeños ($T_w / T_{1/2} \leq 3.4$).

Debilidades.

- No se considera adecuado para valores grandes de tiempo de diagnóstico.
- No se cuentan con valores específicos de $T_{1/2}$ para cada planta.

CBDTM

Fortalezas:

- Este método incluye más factores de desempeño humano que *HCR/ORE* para la obtención de la *Pcog*.
- Evalúa de forma específica la calidad de los procedimientos y de la interfaz operador-información de proceso.
- En la evaluación de los árboles del método se consideran otros factores como el entrenamiento específico de las acciones de interés y la recuperación por la misma persona u otra.

Debilidades:

- La influencia del tiempo sólo puede ser modificada al omitir los factores de recuperación. Es decir, para eventos en los cuales el tiempo de diagnóstico es muy corto podría no ser muy adecuado este método.

THERP

Fortalezas:

- Es un método ya muy conocido que incluye la evaluación de la probabilidad de diagnóstico a través de una gráfica de tiempo/confiabilidad (no utilizada en este trabajo).
- Incluye tablas para la evaluación de los errores de omisión y comisión para evaluar la probabilidad de error de ejecución.
- En el desarrollo de los árboles de tareas se consideran los factores de recuperación y sus niveles de dependencias.

Debilidades:

- Los errores incluidos en las tablas son muy sencillos y no del todo son representativos de las tareas realizadas en una central nuclear. Es decir, los datos son limitados.

Conclusiones

El uso de varios métodos para determinar la probabilidad de error humano para una secuencia hizo posible compararlos y determinar sus fortalezas y debilidades. Además, el desarrollo del *HRA* mediante *ATHEANA* sirvió para tener una aplicación práctica de esta metodología en reactores *BWR*. Para los trabajos de esta tesis la aplicación se limitó a la cuantificación de un escenario de accidente con dos eventos de falla humana dependientes observándose lo siguiente:

- Dada la característica de búsqueda de desviaciones o complicaciones adicionales al aplicar esta metodología se demostró que, para el escenario analizado, los procedimientos de emergencia cubren adecuadamente las fallas múltiples (instrumentación, equipos, componentes y sistemas) y tienen en cuenta los posibles errores del operador, retomando el curso de acción en caso de agravarse el estado de los parámetros. Cabe mencionar que para la evaluación de los procedimientos, así como para el desarrollo de los modelos, son muy importantes las entrevistas con los operadores y la observación de ejercicios en el simulador.
- Los modelos desarrollados reflejan de forma específica la dependencia a nivel de acciones inseguras.
- Requiere de gran cantidad de recursos: tiempo, personal con experiencia, horas de simulador. De forma característica el tiempo para la cuantificación se ve incrementado al aumentar el número de acciones inseguras al variar los contextos del escenario (trayectoria previa y dependencia entre acciones).
- Es difícil realizar la cuantificación tal como lo describe la guía debido a que debe considerarse que estimar la distribución de la probabilidad no es un método sencillo y depende en gran medida de la percepción de cada individuo. Por ello se considera que este método de cuantificación por juicio de expertos puede no eliminar del todo la incertidumbre a pesar del gran consumo de horas-hombre que implica.
- Otra manera viable para la asignación de las probabilidades sería utilizando una base de datos específica para cada acción insegura a cuantificar (errores en la actuación de válvulas de un determinado sistema, entre otros). Aun cuando los instructores de los operadores documentan los resultados de las evaluaciones del simulador, éstos se

limitan a verificar sólo la secuencia de cumplimiento de acciones globales tales como habilidades del equipo, uso de procedimientos, planes de emergencia, entre otros.

De la aplicación de las metodologías de primera generación se concluye lo siguiente:

- En tiempos largos para el diagnóstico las probabilidades evaluadas en el HCR/ORE darán valores muy pequeños. Este método es más adecuado para tiempos de diagnóstico cortos, es decir, donde la relación del tiempo de diagnóstico (T_w) y la mediana del tiempo de diagnóstico entre los turnos ($T_{1/2}$) tenga un valor menor o igual a 3.4.
- Las probabilidades de error en el diagnóstico obtenidas por el *CBDTM* sirven para evaluar deficiencias en las interfaces operador-información y operador-procedimientos. Adicionalmente se evalúa la temporalidad de las acciones al considerar los factores de recuperación. Para una disminución en el tiempo el analista no debe aplicar estos factores.
- La evaluación de la probabilidad de ejecución con *THERP* incluye el desarrollo de los árboles de tareas se consideran los factores de recuperación y sus niveles de dependencias.
- El manual de *THERP* incluye tablas para la evaluación de los errores de omisión y comisión. Sin embargo, los errores incluidos en las tablas son muy sencillos y no del todo representativos de las tareas realizadas en una central nuclear. Es decir, los datos son limitados.
- Para la evaluación de escenarios las dependencias quedan definidas a nivel de eventos de falla humana.

A diferencia de *ATHEANA*, las metodologías de primera generación no incluyen la forma de integrar de manera explícitamente complicaciones al escenario. No obstante, para este trabajo se hizo un híbrido de ambas metodologías para la parte de cuantificación aplicando en los modelos de *ATHEANA* los valores obtenidos con *CBDTM* y *THERP*. Así un trabajo futuro es la cuantificación de los modelos con el método establecido en la guía de *ATHEANA* (juicio de expertos).

Uno de los factores que no fue evaluado en esta tesis es el impacto en la probabilidad de error debido a diferencias en la experiencia operacional de los operadores. Esto toma relevancia cuando en la central se llegan a los periodos de jubilación de un gran número de operadores.

Dada las limitantes en la cuantificación de los modelos de *ATHEANA* se considera importante desarrollar a futuro bases de datos específicas para los eventos de falla humana/acciones inseguras modelados. Un método propuesto es la grabación de los ejercicios del simulador en distintos ángulos con una posterior observación y toma de datos por un analista de confiabilidad humana. Así mismo se considera relevante el desarrollo de nuevas tablas de errores genéricos que reflejen las modificaciones actuales de las habilidades de los humanos

(por ejemplo: manejo de aparatos digitales con diversos botones, empleo de pantallas con mejores interfaces, entre otros) y su integración en las metodologías *HRA*.

Apéndice A. Cuestionario para evaluación y caracterización de los factores de desempeño humano

En los primeros párrafos se muestra una breve descripción del PSF y aspectos relevantes del mismo, y posteriormente en un recuadro, los cuestionamientos asociados para su evaluación.

Se deben de leer las descripciones de los Factores de desempeño humano (PSFs) para su orientación en relación de información que se necesitan recolectar y examinar con el fin de elaborar un análisis que sea lo más realista y completo posible de los escenarios específicos de la planta.

PSF-1: Aplicabilidad y Adecuación del Entrenamiento/ Experiencia

En general, en plantas nucleares, se considera que los operadores han sido entrenados en algún nivel mínimo para desarrollar sus tareas requeridas. Sin embargo, deben verificarse algunas situaciones de sesgo. Entre las más comunes asociadas a los procesos heurísticos que puede referirse al cuarto de control durante las operaciones de condiciones anormales son las siguientes:

- Cercanía en cuanto al tiempo: los operadores están sesgados a recordar los acontecimientos que tuvieron lugar recientemente o han sido objeto de reciente experiencia operativa, el entrenamiento, o discusiones (pero tenga en cuenta que este sesgo puede ser particularmente transitorio, véase la discusión en el próximo párrafo).

- Frecuencia: los operadores están sesgados a recordar los acontecimientos que frecuentemente encuentran en situaciones que parecen (aunque superficialmente) al igual que el escenario que actualmente se ha tropezado.
- Similitud: los operadores están sesgados a recordar eventos con características que son (aunque superficialmente) similar al actual escenario.

- De acuerdo al escenario base/nominal ¿Se considera que los operadores cuentan con un entrenamiento adecuado para realizar las tareas de alineación de las bombas de condensado (incluyendo la alineación del P11 al condensado) y despresurización de emergencia?
- ¿Están familiarizados con estas actividades?
- ¿La periodicidad del entrenamiento es la adecuada?, ¿Cuál es?

PSF-2: Adecuación de los procedimientos y controles administrativos:

En los procedimientos y controles administrativos deben verificarse las siguientes características:

- Ambiguo, poco claro, o medidas no detalladas para las acciones deseadas en el contexto de la secuencia de interés.
- Situaciones en las que los operadores puedan tener problemas para identificar una manera de proceder hacia adelante a través del procedimiento.
- Requisitos para contar con una memorización considerable.
- Situaciones en las que los operadores deben realizar cálculos o hacer otros ajustes manuales (especialmente sensibles al paso del tiempo).
- Situaciones para las que no existe ningún procedimiento, o el procedimiento es probable que no esté disponible, especialmente al tomar las acciones locales "al calor del escenario" y cuando no puede afirmarse que la tarea deseada es simple y se cuenta con una "habilidad del turno" o se trata de una acción automática o memorizada en que el turno está entrenado y tiene experiencia de rutina.
- Los procedimientos que contienen "doble negaciones" (éstos deben ser evaluados para determinar si ciertas circunstancias podría hacer que los procedimientos sean particularmente confusos).

- ¿Existe un procedimiento escrito para llevar a cabo la alineación de las bombas booster con la línea de arranque y el sistema P11? ¿Cuál?
- ¿Existe alguna deficiencia en los documentos, relacionada con las características mencionadas en la descripción de este factor?
- ¿Cómo realiza la evaluación del ritmo de enfriamiento el operador (ejemplo EO-3300 establece no violar el ritmo de 55°C/h)? Si el cálculo se basa sólo en la medición de presión de la vasija ¿existe algún parámetro para validar que la lectura es la correcta?

PSF-3: Tendencias en las acciones del operador y reglas informales:

Las tendencias en la acción del operador están basadas en los procedimientos de emergencia formal y operación anormal bajo los cuales los reciben el entrenamiento, así como las prácticas/reglas informales son parte del proceso mental de respuesta del operador. Estas tendencias y reglas informales pueden influir fuertemente a los turnos bajo ciertas circunstancias. Además, los analistas deben indicar las reglas informales en la planta que pueden ser pertinentes como posibles factores que contribuyen a la aparición de los eventos de falla humana (HFEs) / Acciones inseguras (UAs). Por ejemplo, una regla informal puede existir entre el personal para un determinado indicador que no es de confianza, ya que a menudo se pega y, por lo tanto, lee incorrectamente durante ciertas situaciones dinámicas. Si se identifica una forma en que después de esta u otra regla informal podría contribuir a la probabilidad de un HFE / UA, las circunstancias asociadas con la HFE / UA deben ser examinadas para ver si el estado podría estar contribuyendo positiva o negativamente.

- Si el operador "percibe" que la indicación de nivel/presión no es la correcta, ¿qué hace para verificar la medición? ¿Sigue con lo establecido en los procedimientos hasta que otra señal le haga retomar las acciones establecidas en los OEs para el escenario?
- Si el operador "sabe" que tiene una bomba de refuerzo de condensado disponible "capaz" de inyectar agua al reactor a presión intermedia y al llegar a la presión de no violación del ritmo de enfriamiento no "logra la inyección" ¿cuáles serían sus acciones inmediatas?

PSF-4: Disponibilidad y claridad en la instrumentación (sugerencias para tomar acciones y confirmar la respuesta esperada de la planta).

Para ambas acciones en cuarto de control y locales, la disponibilidad y claridad de la instrumentación es un factor importante porque el operador, a excepción de las acciones que realiza de forma memorizada e inmediata, toma acciones con base en las indicaciones. Para las acciones en el cuarto de control, típicamente en las plantas nucleares los cuartos de control tienen las suficientes redundancias y diversidad de la mayoría de los parámetros importantes de la planta. Consecuentemente, la mayoría de los métodos HRA

inherentemente asumen que la instrumentación es adecuada y funciona correctamente. Sin embargo, esto debe ser verificado para buscar las siguientes características que podrían volver esto en un PSF negativo, particularmente en situaciones donde la redundancia es pequeña en la instrumentación asociada con la acción de interés:

- La instrumentación clave asociada con una acción es adversamente afectada por el evento iniciador y posteriormente el equipo falla (por ejemplo, la pérdida de potencia (DC) causa pérdida de algunas indicaciones, fallas espurias o fallas como resultado del calor provocado por un incendio).
- La instrumentación clave no está fácilmente disponible y no puede ser típicamente verificada (tal como en un oscuro panel trasero).
- La instrumentación puede ser erróneamente interpretada o de manera ambigua porque no tiene una indicación directa de la condición del equipo (por ejemplo, la indicación de la posición de una válvula es realmente la posición de la válvula solenoide y no la propia válvula).
- La instrumentación está operando en condiciones no adecuadas (por ejemplo, el indicador de nivel LI-R604 se encuentra calibrado para condiciones de operación normal en lugar de condiciones de disparo, sin flujo de bombas de chorro que son las aplicables en los OEs (ref. Curso Tecnología, ADS, sec. 6.3).
- Hay tantos cambios en indicaciones y alarmas simultáneas o la indicación es tan sutil, sobre todo cuando el tiempo para actuar es breve, que puede ser difícil "ver y seleccionar" la señal importante en el tiempo (por ejemplo, un cambio de abrir-cerrar de una válvula sin que se presente una alarma u otra indicación).

- Si la indicación existen discrepancias entre el indicador de nivel LI-R604 y el registro de nivel LR/PR-R623 en cuanto al grado de disminución de nivel ¿a cuál le "hacen caso"? ¿qué hace el operador para verificar la medición?

PSF-5: Tiempo disponible y tiempo requerido para completar la acción, incluyendo el impacto de la concurrencia de actividades simultáneas.

Este puede ser una influencia importante para ambas acciones en el cuarto de control y locales porque, claramente, si no hay tiempo o apenas es suficiente para llevar a cabo la acción, la HEP estimada se espera que sea muy alta. Es importante considerar el tiempo disponible y el tiempo necesario para desarrollar la acción en relación con muchos otros PSFs y las demandas de la secuencia. Esto es porque la información termohidráulica (ejemplo, tiempo para que se inicie el descubrimiento del núcleo), a pesar de su importancia, no es la única influencia.

El tiempo para desarrollar una acción en particular, es una función de los siguientes factores:

- Número de personal disponible.
- Claridad y repetitividad de los aspectos que se necesitan para desarrollar la acción.
- Interfaz Hombre-máquina (HMI).
- Complejidad.
- Necesidad de herramientas o ropas especiales.
- Evaluación de las desviaciones y otros requisitos concurrentes.
- Localización de los pasos del procedimiento donde las acciones de interés son llamadas
- Características de los turnos tales como si suelen ser agresivos o lento/metódico para seguir los pasos de procedimientos (discutido más adelante)
- Otros posibles "consumibles de tiempo"

- Si su indicación de nivel es retardada (el ritmo de medición va más lento del ritmo real), por lo cual el nivel indicado es superior y considera que tiene mayor tiempo para tratar de inyectar con las bombas booster antes de despresurizar e inyectar con los sistemas de baja, ¿cuánto tiempo considera tardaría en hacer el diagnóstico y decidir proseguir con la despresurización de emergencia?
- Si el CIA está fallado como complemento del evento iniciador y como condiciones adicionales se encuentra el suministro de aire con botellas de nitrógeno indisponible con falla en el transmisor de presión en la línea de suministro a las SRV's ¿Cuánto tiempo le tomaría diagnosticar que no se está suministrando de nitrógeno? ¿qué tipo de acciones tomaría el operador para abrir las válvulas de alivio? ¿Cuánto tiempo le llevaría ejecutar estas acciones?

Nota: para este PSF preferentemente especifique un rango (tiempo mínimo y máximo)

PSF-6: Complejidad del diagnóstico y respuesta requeridos para secuencias especiales y familiaridad con la situación.

Este factor trata de medir la complejidad de la situación y la acción de interés (por ejemplo, el mismo operador debe llevar a cabo muchos pasos en sucesión rápida haciendo uso sólo de su habilidad). Muchos de los otros PSFs llevan a la complejidad general, como la necesidad de descifrar numerosos indicios y alarmas, la presencia de muchos y complicados pasos de un procedimiento, o interfaz Hombre-Máquina (HMI) pobres. No obstante, este factor también debería capturar la adopción de medidas tales como la ambigüedad asociada con la evaluación de la situación o la ejecución de la tarea, el grado de esfuerzo mental o conocimiento en cuestión, si se trata de una tarea asociada con multi-variables o de una sola variable, si se requiere una secuencia o coordinación especial a fin de que la acción tenga éxito (especialmente si se trata de varias personas en diferentes lugares), o si la actividad puede

requerir de una manipulación muy sensible y cuidadosa por parte del operador. Cuanto más de estas características describan la situación como compleja, este PSF debe considerarse como una influencia negativa.

- Cuando se realiza una apertura de SRVs, debido a la disminución de la súbita de presión, se producen un cambio en la densidad del refrigerante de la vasija por lo cual momentáneamente puede producirse una indicación inestable de nivel ¿esto afecta la tensión del personal y su capacidad de diagnóstico?

PSF-7: Sobrecarga, presión del tiempo y tensión (estrés)

A pesar que el volumen de trabajo (sobrecarga), la presión del tiempo y el estrés son frecuentemente asociados sin la complejidad y pueden ciertamente contribuir a la percepción de la misma, el énfasis aquí es la cantidad de trabajo que un turno o individuo tiene que completar en el tiempo disponible (por ejemplo, la carga de tareas), junto con su sentimiento general de ser presionado y / o amenazados de alguna manera con respecto a lo que están tratando de lograr. En la medida que el turno o personas esperan estar en virtud de alto volumen de trabajo, la presión del tiempo, y el estrés, este PSFs es por lo general un impacto negativo en el desempeño (especialmente si la tarea se considera compleja). Sin embargo, el impacto de estos factores se debe considerar cuidadosamente en el contexto del escenario y otros PSFs que se consideran pertinentes. Por ejemplo, si el escenario es familiar, los procedimientos y el entrenamiento para el escenario son muy buenos, y por la rapidez con que el turno lleva a cabo normalmente sus procedimientos les permitirá alcanzar su objetivo a tiempo, entonces los analistas podrían decidir que, incluso relativamente altos niveles esperados de la carga de trabajo y de estrés no afectan de manera significativa el rendimiento. A pesar de estos factores puede ser difícil de medir, se deben evaluar cuidadosamente su potencial influencia en el escenario que se está analizando, antes de decidir sobre la fuerza de su efecto.

- ¿Considera adecuado la carga de trabajo y estrés para el escenario base/nominal? (justifique su respuesta)
- Si al escenario base se le adicionan fallas en la indicación de nivel y problemas con las bombas booster, ¿considera que el grado de entrenamiento/experiencia del turno ayuda para que no se aumente el grado de estrés?
- Si en escenario base se le adicionarán indisponibilidad del CIA, aumentaría el tiempo para apertura de SRV's? (¿cuánto?), ¿Se incrementaría el grado de estrés?

PSF-8: Dinámicas y características del turno [grado de independencia entre los individuos, actitudes Operador / prejuicios / Reglas, uso de listas de verificación de estado, enfoque para la aplicación de los procedimientos (por ejemplo, turno rápido vs. turno metódico/lento)]

Este factor general puede ser muy importante, especialmente para las acciones en el cuarto de control en el cual suelen producirse las primeras respuestas y la estrategia global para hacer frente con el evento que se desarrolla. En particular, la forma en que los procedimientos están escritos, cómo se aplican en la ejecución y así como lo que se hace hincapié (o no) en entrenamiento (que pueden estar relacionados con una influencia organización o administrativa), pueden causar casi sistemática y homogénea los sesgos y las actitudes en la mayoría o la totalidad de los turnos, que pueden afectar el rendimiento general. Por otra parte, las diferencias arraigadas de los turnos en algunos aspectos pueden potencialmente permitir a los turnos actuar muy diferente en determinadas circunstancias.

NOTA Conteste las preguntas que vienen en la descripción de este PSF (las que apliquen y considere que realmente pueden afectar el desempeño del turno).

Examinar las características del turno en general implica la evaluación de los siguientes factores (entre otros), que pueden ser pertinentes a un contexto específico:

- ¿Cómo se compone y organiza el turno (por ejemplo, actuación del turno como equipo versus actividades independientes) pueden ayudar o dificultar la respuesta apropiada para el contexto?
- Estilo de aplicación de procedimientos del turno o *modus operandi* (por ejemplo, el cumplimiento al pie de la letra; aplicación lenta y metódica; asignación de pasos para el ejecución independiente, verificación de conclusión del paso, ya sea en la ejecución, o en los resultados finales; uso frecuente por los miembros del turno de las normas de contingencia aceptadas [es decir, de acción continua, las declaraciones en los procedimientos]; y / o reglas informales como accesos directos (anticipación) a los pasos que aparecen más adelante en el procedimiento).
- Hábitos de comunicación (por ejemplo, estrategias de comunicación rápida de la información, que incluyen estrategias basadas en los OEs llamadas "BAGs" [el turno evalúa qué estaba pasando "Antes" (Before), donde están en el "Momento" (At), y dónde creen que deben "Ir" (Going) en el escenario]) y protocolos (por ejemplo, la formalidad de las comunicaciones).
- ¿Qué tan bien normas informales ayudan o dificultan la respuesta apropiada para el contexto?
- Preferencias del turno para buscar en pantallas el indicador clave (por ejemplo, fuera del panel, despliegues de graficas, despliegues de alarmas)
- Uso / respuesta de los turnos a las aportaciones de personal de operación (especialmente entrenadores).
- Contribuciones como "resistencia" o "vacilaciones" en la aplicación de una estrategia particular de mitigación o acción

La verdadera clave para tener un mejor conocimiento de las características del turno es la integración de estos diversos factores que contribuyen, en lugar de considerarlos por separado. Como resultado de algunos estudios HRA, se hizo evidente que es fundamental entender cómo operan los turnos, el enfoque de la respuesta a situaciones de accidente, cómo piensan en el problema que enfrentan, y cómo trabajan juntos la información.

Un examen de este factor debería incluir las siguientes preguntas (entre otras cosas sugeridas anteriormente):

- ¿Los jefes de turno (JT) difieren en sus estilos de liderazgo? ¿Son algunos más democráticos, y algunos más autocráticos? ¿Tienen el mismo tipo de formación inicial, pero una gran variación es aceptada? ¿Existe claridad en los objetivos en cuanto a la forma en que la debe comportarse el JT en este sentido?
- ¿Están los JTs capacitados para tener una visión general de la situación y pueden convocar a reuniones del turno cuando sea necesario? En las reuniones, el JT permite siempre que primero hagan uso de la palabra los miembros del turno, para que no sean indebidamente influenciados por él, o ¿es quién toma la iniciativa y dejar que los miembros del turno confirmen su evaluación? ¿Cuál es la estrategia general para las reuniones? ¿El JT les enseña a tomar decisiones por sí mismos si no hay tiempo para la consulta?
- ¿Se alienta a ejecutar acciones independientes o se desalienta entre los miembros del turno? (Permitir acciones independientes puede acortar el tiempo de respuesta, pero podría permitir acciones inapropiadas pasen desapercibidas hasta que sea mucho más tarde en el escenario.)
- ¿La verificación periódica del estado de la planta es (o no) desarrollada por la mayoría de los turnos de manera que todos tiene una oportunidad de "estar en la misma sintonía" y permitir que la verificación sea desarrollada asegurando que se ejecuten otras actividades? En general, ¿hay buenas estrategias de comunicación utilizadas para ayudar a garantizar que todos se mantienen informados?
- En términos de protocolo de comunicación, ¿Existe alguna guía específica de la planta para la comunicación entre los miembros del turno? ¿Son acciones dirigidas, y el destinatario de la dirección debe repetir la instrucción y dar el informe cuando la acción se ha completado? ¿Se les pide a todos los miembros del turno que repitan e informen? ¿Todos los turnos están capacitados para comunicarse de esta manera, pero algunos parecen estar incómodos con este nivel de formalidad y omitir algunas partes? (, por ejemplo, la respuesta es "sí" o "OK" en lugar de repetir la orden o responder correctamente a una pregunta.) Cuando los miembros del turno se les pide que lea un valor, hacer que responder con el valor y la tendencia, incluso si la cuestión puede ser respondida con un "sí" o "no"
- ¿La mayoría de los turnos en general, responden agresivamente al evento, incluida la adopción de permitir accesos directos a través de las medidas de procedimiento (que acortar los tiempos de respuesta), o son típicas respuestas lenta y metódica

("confiamos en los procedimientos" tipo de actitud), lo que tiende a la lentitud en los tiempos de respuesta?

- ¿Están atentos los turnos a las continuas declaraciones de acción en los procedimientos? ¿Los turnos parecen anticipar los próximos eventos en los procedimientos que pueden requerir algunos una pronta respuesta inicial?
- ¿Se permite a los turnos saltar hacia adelante en los pasos de los procedimientos o desviarse de los procedimientos, si se presenta una fuerte indicación de que se debe realizar?

- ¿Cada cuándo se hace cambio de jornada?
- ¿Considera que el primer día de cambio de jornada (en particular el de noche) los operadores pueden responder más lentamente al escenario base y algunas complicaciones? (justifique su respuesta)
- ¿Considera que en los días festivos (diciembre, año nuevo) la capacidad de concentración de los operadores sea afectada?

PSF-9: Disponibilidad de personal / recursos

Para las acciones en el cuarto de control, la dotación de personal disponible y los recursos por lo general no son una consideración importante. Sin embargo, para las acciones locales fuera del cuarto de control, esto puede ser una consideración importante, especialmente en función de: (1) el número y la ubicación de las acciones necesarias, (2) la complejidad de las acciones que se deben tomar, y (3) el tiempo disponible y el necesario para llevar a cabo las acciones. Por ejemplo, cuando el número de acciones y su complejidad es alta, y el tiempo disponible es corto, tres o más personas puede ser necesarias. Además, la hora del día en que se produce el evento puede ser un factor porque la noche y el "retorno" de turno suelen tener un menor número de personas disponibles que la jornada de día. Si los niveles de personal difieren significativamente en función de la hora del día, es aconsejable dar un tratamiento en la evaluación de la HEP como el mínimo disponible en función de la evolución.

- ¿Considera que el personal disponible es el adecuado?
- ¿Considera que puede existir alguna complicación en el escenario para la cual la cantidad de personal/recursos no sea adecuada? (justifique)

PSF-10: Calidad ergonómica de la Interfaz Hombre-máquina (HMI)

La calidad ergonómica de la HMI generalmente no es un factor importante en relación a las acciones del cuarto de control, ya que, dada algunas revisiones en el diseño del cuarto de control, las mejoras implantadas y la familiaridad cotidiana de la distribución y pantallas. No

obstante, es posible que algunas situaciones especiales puedan hacer que ciertas HMIs sean menos apropiadas.

Debido a las acciones locales pueden implicar una mayor variación con respecto a la disposición de obligar a los operadores a tomar medidas en un entorno mucho menos familiar o en situaciones en la que una HMI no adecuada puede ser un factor negativo para el éxito del operador. Por ejemplo, si se requiere que para efectuar la apertura manual de una válvula el operador debe treparse por las tuberías y la válvula a su vez deba ser manejada con una herramienta, o si en la identificación (etiqueta) de los equipos en general está en malas condiciones y podría prolongar el tiempo necesario para localizar el equipo, por lo tanto, una HMI no ideal podría convertirse en un negativo de PSF.

- ¿Considera que la HMI disponible es la adecuada?
- ¿Considera que puede existir alguna complicación en el escenario para la cual la HMI no sea adecuada? (justifique)

PSF-11: Ambiente en el que la acción debe ser realizada

Salvo en el caso de situaciones relativamente raras, el ambiente en el que la acción debe ser realizada no es particularmente relevante en las acciones dentro del cuarto de control. Sin embargo, para las acciones locales, el ambiente podría influir significativamente en el rendimiento del operador. Las radiaciones, iluminación, temperatura, humedad, nivel de ruido, humo, gases tóxicos, el clima (para actividades en el exterior, tales como tener que navegar por un techo cubierto de nieve para llegar a la válvula de aislamiento de válvulas de desfogue), y otros factores ambientales puede ser variados y mucho menos que ideales.

- ¿Considera que alguna condición ambiental (calor excesivo, vientos fuertes, etc.) pudiera afectar la ejecución de los HFEs? (justifique)

PSF-12: Accesibilidad y funcionamiento del equipo

Al igual que el factor ambiental, la accesibilidad y funcionamiento de los equipos por lo general no es particularmente relevante para las acciones dentro del cuarto de control, excepto en circunstancias especiales, tales como la pérdida de función de los controles como consecuencia de una falla del evento iniciador o de otro tipo equipo (por ejemplo, la pérdida de potencia DC). Sin embargo, para las acciones locales, la accesibilidad y el funcionamiento de los equipos no siempre pueden ser garantizadas, y deben evaluarse en el contexto de influencias tales como el medio, la necesidad de utilizar equipos especiales (que se examinan más adelante), y la HMI. Por lo tanto, los analistas deben cuidar que la HEP incluya una

evaluación de PSF para tener en cuenta la accesibilidad y el funcionamiento de los equipos a ser manipulados.

- ¿La accesibilidad a equipos fuera del cuarto de control (para cuando se requieran acciones locales de actuación de válvulas por falla de señales automáticas) para los HFEs considerados es adecuada?

PSF-13: Necesidad de herramientas especiales (escaleras, mangueras, prendas de vestir especiales para entrar a un área de radiación)

La necesidad de herramientas especiales no es particularmente relevante para las acciones dentro del cuarto de control, con la excepción de los que necesitan llaves para manipular ciertos de interruptores en los tableros o controles similares (por ejemplo, válvulas explosivas para el modo en espera de control de inyección de veneno líquido en un BWR). Sin embargo, para las acciones locales, tales necesidades pueden ser más comunes y esenciales para realizar con éxito la acción deseada. Si ese equipo es necesario, debe asegurarse de que esté fácilmente disponible, su ubicación es fácil de conocer, y es bien fácil de usar o de que se proporciona entrenamiento, a fin de que este factor que se considera adecuada.

- ¿Se requiere de herramientas especiales para la actuación manual de equipos fuera del cuarto de control (para cuando se requieran acciones locales de actuación de válvulas por falla de señales automáticas) para los HFEs considerados?

PSF-14: Estrategia de comunicación y coordinación, y ambiente que permita ser fácilmente escuchado

Para las acciones en el cuarto de control, este factor no es especialmente relevante, aunque debe verificarse que la estrategia de comunicación en el cuarto de control es de tal forma que tiende a garantizar que las directivas no son fácilmente mal entendidas (por ejemplo, se obliga al operador a repetir la acción a realizar y, después, esperar para su confirmación antes de realizar la acción posterior). Se debe verificar si los miembros del turno evitan el uso de la doble negativos y considera si puede presentarse cualquier problema potencial en este ámbito (como tener que hablar mientras esté usando equipo de aire especial y máscaras en el cuarto de control durante un incendio menor).

Para las acciones locales, este factor puede ser mucho más importante porque el medio o la situación pueden ser menos que ideales. Por ejemplo, tener que configurar el equipo y hablar más de con mucho ruido de fondo y, posiblemente, tener que repetir muchas veces lo mismo debe ser considerado - aunque sólo sea como un posible "consumible de tiempo" para la acción. Del mismo modo, si se requiere de "corredores" para satisfacer las necesidades

específicas de comunicación en el escenario de interés, se debe determinar si el personal necesario estará disponible. Además, los operadores deberían estar adecuadamente capacitados en el uso correcto de los equipos de comunicación, su ubicación debe ser fácilmente conocida, y su funcionamiento debe periódicamente se demostrado.

- ¿Cuál es la estrategia de comunicación para la ejecución de tareas?
- De acuerdo con la descripción del PSF, ¿considera adecuadas las estrategias de comunicación y el ambiente?

PSF-15: Necesidades físicas especiales

Si bien no suele ser un problema para las acciones dentro del cuarto de control, las necesidades físicas especiales podrían ser un factor importante para algunas acciones locales. El hecho de tener que subir o alcanzar algunos equipos para llegar a un dispositivo, la necesidad de mover y conectar las mangueras, o el uso de herramientas especialmente pesadas o complicadas son ejemplos de dónde este factor podría influir en el rendimiento del operador. En particular, el tiempo de respuesta se puede incrementar para el éxito de la ejecución de la acción.

- ¿Se requiere de condiciones físicas especiales para la actuación manual de equipos fuera del cuarto de control (para cuando se requieran acciones locales de actuación de válvulas por falla de señales automáticas) para los HFEs considerados?

PSF-16: Desviaciones realistas de secuencias de accidentes (por ejemplo, Alarmas extrañas, discusiones de la evolución de la secuencia fuera de lo que fue entrenado el operador)

En particular para las acciones dentro del cuarto de control, donde se lleva a cabo una respuesta temprana a la ocurrencia de un evento y la estrategia global para hacer frente, los desvíos y las desviaciones pueden ser un factor importante. A través de simulaciones, el entrenamiento, y la forma en que los procedimientos están escritos, los operadores desarrollan cierto sentido de las expectativas en cuanto a cómo las diferentes secuencias se pueden evolucionar, incluso hasta el punto de reconocer la indicación de alarma y las pautas y las acciones que es probable que se ejecuten. Las diferencias entre la secuencia real y la forma en que el escenario se produce en las simulaciones - tales como la aparición de otras falsas alarmas no importantes, la necesidad de discusiones con otros funcionarios o personal de fuera de la planta (como los bomberos), las diferencias en los lapsos de tiempo del de eventos, el comportamiento de los parámetros críticos, y así sucesivamente - puede añadir a todos los posibles desvíos y distracciones que puede retrasar el tiempo de respuesta o, en el extremo, incluso confundir a los operadores de las acciones que tiene que tomar. Por lo

tanto, se deben examinar la secuencia de accidentes del APS y las posibles acciones de interés en comparación con las expectativas de los operadores, a fin de determinar si existe un potencial considerable para tales distracciones y desviaciones.

- ¿Percibe algunos desvíos o desviaciones en el escenario base que deban ser analizados para evaluar la capacidad de respuesta de los operadores ante las mismas?

Apéndice B. Modelos desarrollados para la cuantificación de los eventos de falla humana con ATHEANA

En esta sección se presentan los distintos árboles de eventos desarrollados y cuantificados en Excel para la obtención de las probabilidades de error humano con la metodología *ATHEANA*.

SEC. -BOP HPCS -RCIC	1A OPERADOR ALINEA BOMBAS BOOSTER	1B OPERADOR ABRE SRV	SEC.	PROBAB.
1.00E+00	UA-1A OPERADOR FALLA A ALINEAR BOOSTER	9.97E-01	OK	9.92E-01
		3.00E-03	HFE1-1	2.99E-03
		9.47E-01	HFE1-2	4.74E-03
		5.29E-02	HFE1-3	2.64E-04
UA-1B1 OPERADOR NO ABRE SRV (CON BASE EN OA Y OE)				
UA-1B2 (LD) UA-1A OPERADOR NO ABRE SRV (CON BASE EN OE)				
PROBABILIDAD DEL HFE1 (OFBB)				7.99E-03

Fig. B.1 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de OFBB

SEC. -BOP HPCS -RCIC	2A OP PERMITE ACT ADS (sist. indisponible)	2B OPERADOR ACTUA MANUALMENTE SRVs	SEC.	PROBAB.
1.00E+00	UA-2A OPERADOR INHIBE ACTUACION DE ADS	9.94E-01	OK	9.94E-01
		6.00E-03	HFE2-1	6.00E-03
		0.00E+00	HFE2-2	0.00E+00
		1.00E+00	HFE2-3	5.00E-04
UA-2B1 OPERADOR NO ABRE SRVs DADA LA FALLA DEL ADS				
UA-2B2 (CD) UA-2A OPERADOR NO ABRE SRVs DADO QUE SE INHIBIO ADS				
PROBABILIDAD DEL HFE2 (OFDE-1)				6.50E-03

Fig. B.2 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de OFDE-1

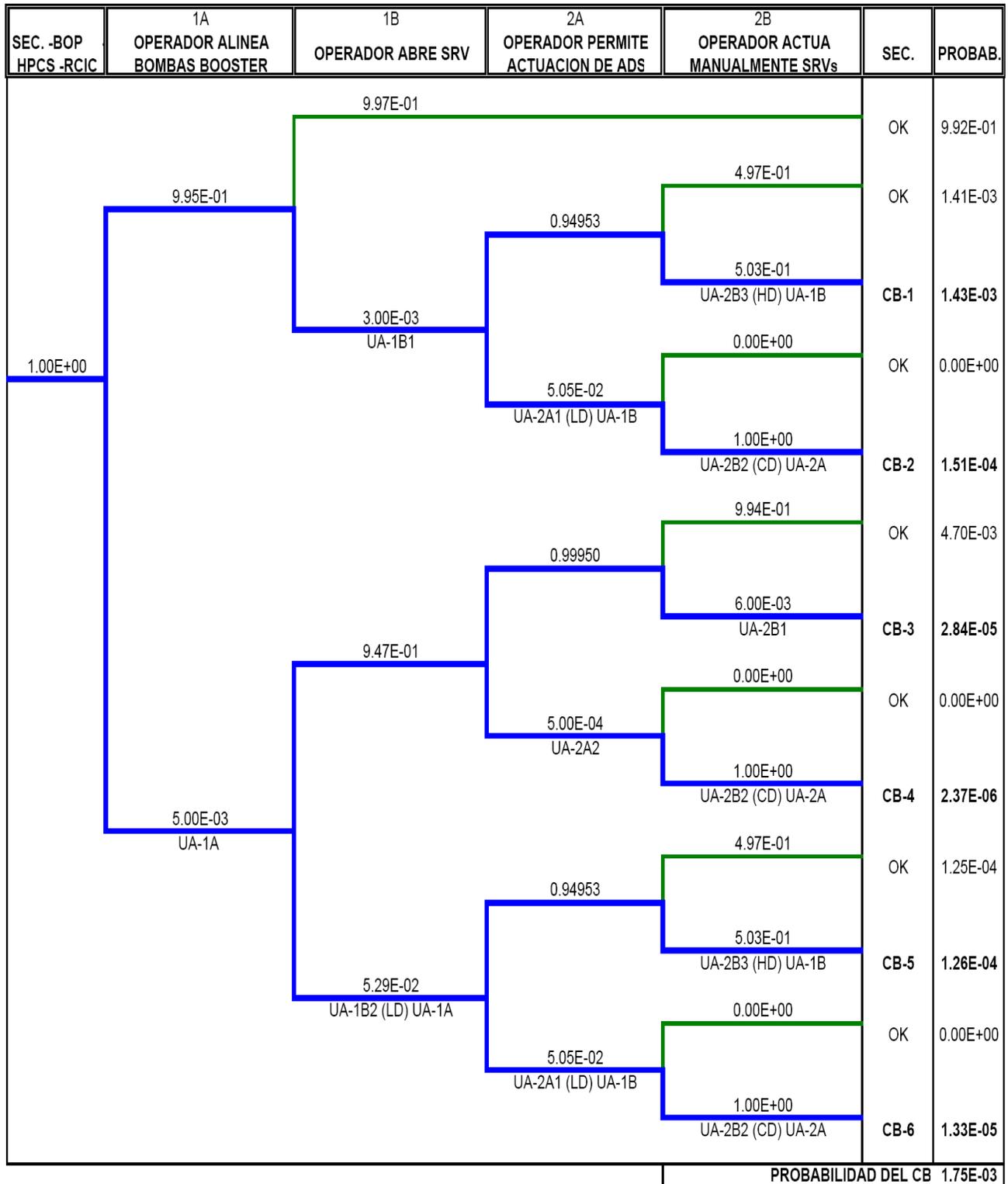


Fig. B.3 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación del Caso Base

T1 1ER DIA JORN NOCT	1A OPERADOR ALINEA BOMBAS BOOSTER	1B OPERADOR ABRE SRV	2A OPERADOR PERMITE ACTUACION DE ADS	2B OPERADOR ACTUA MANUALMENTE SRVs	SEC.	PROBAB.
		9.95E-01			OK	2.82E-01
	9.95E-01			4.97E-01	OK	7.35E-04
			0.94953	5.03E-01	CC1-1JN	7.45E-04
		5.50E-03 UA-1B3		0.00E+00	OK	0.00E+00
2.85E-01			5.05E-02 UA-2A1 (LD) UA-1B	1.00E+00	CC1-2JN	7.87E-05
				9.94E-01	OK	1.47E-03
			0.99950	6.50E-03 UA-2B4	CC1-3JN	9.62E-06
		9.45E-01		0.00E+00	OK	0.00E+00
			5.00E-04 UA-2A2	1.00E+00	CC1-4JN	7.40E-07
	5.50E-03 UA-1A2			4.97E-01	OK	4.08E-05
			0.94953	5.03E-01	CC1-5JN	4.14E-05
		5.52E-02 UA-1B4 (LD) UA-1A		0.00E+00	OK	0.00E+00
			5.05E-02 UA-2A1 (LD) UA-1B	1.00E+00	CC1-6JN	4.37E-06
PROBABILIDAD DEL CC1/ DT1						8.79E-04

Fig. B.4 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC1 con DT1

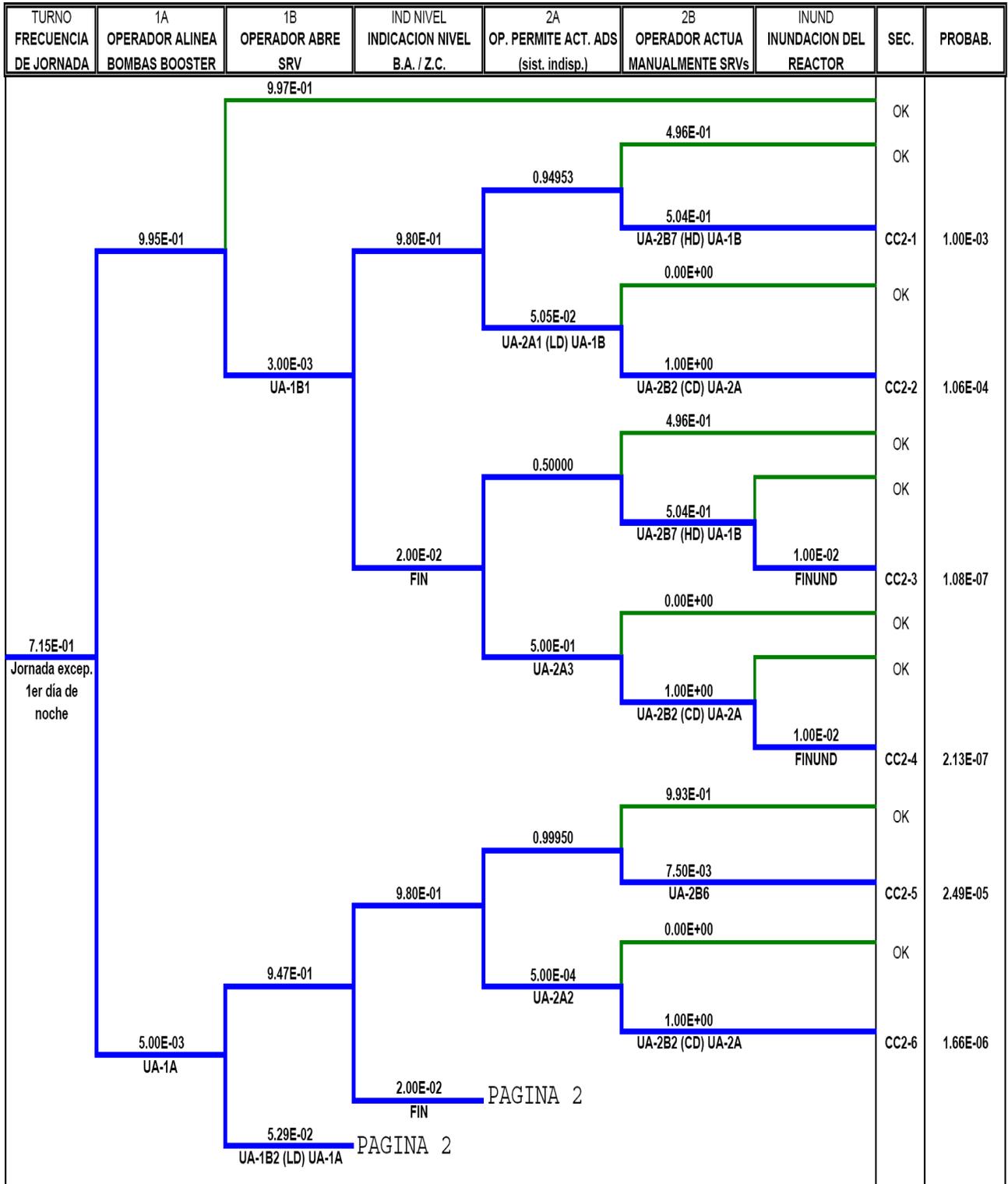


Fig. B.5 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC2 sin DT1 (página 1)

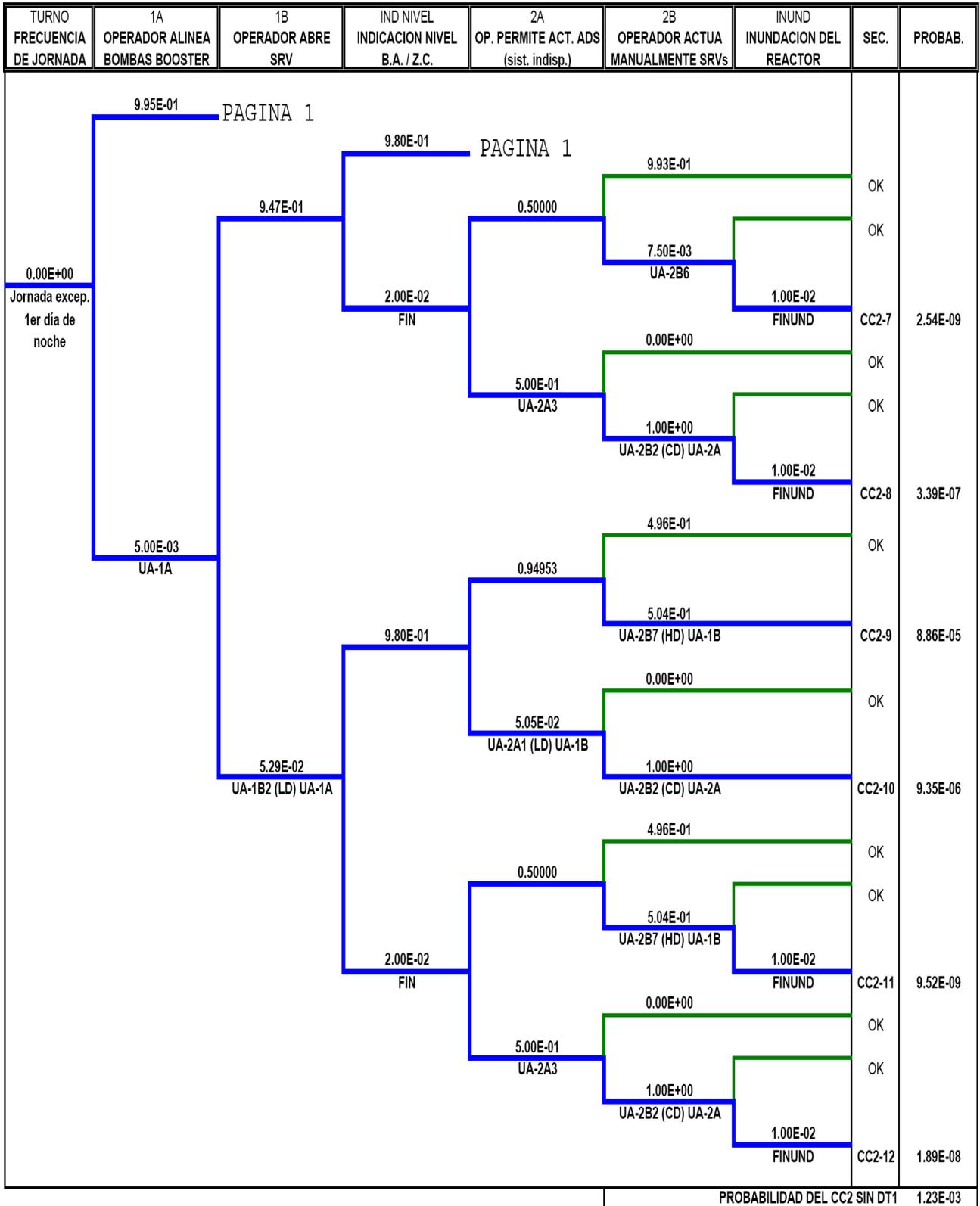


Fig. B.5 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC2 sin DT1 (página 2)

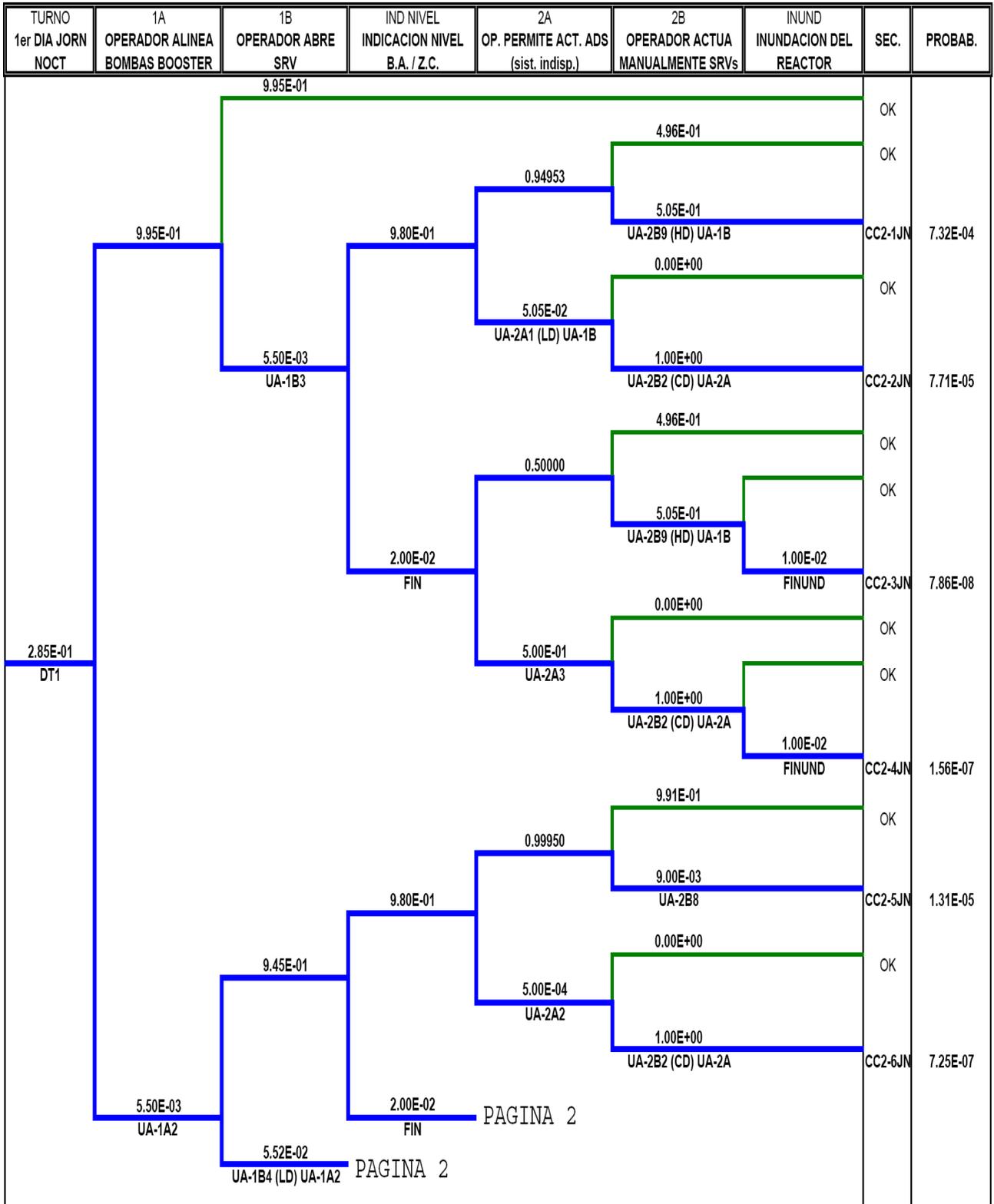


Fig. B.6 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC2 con DT1 (página 1)

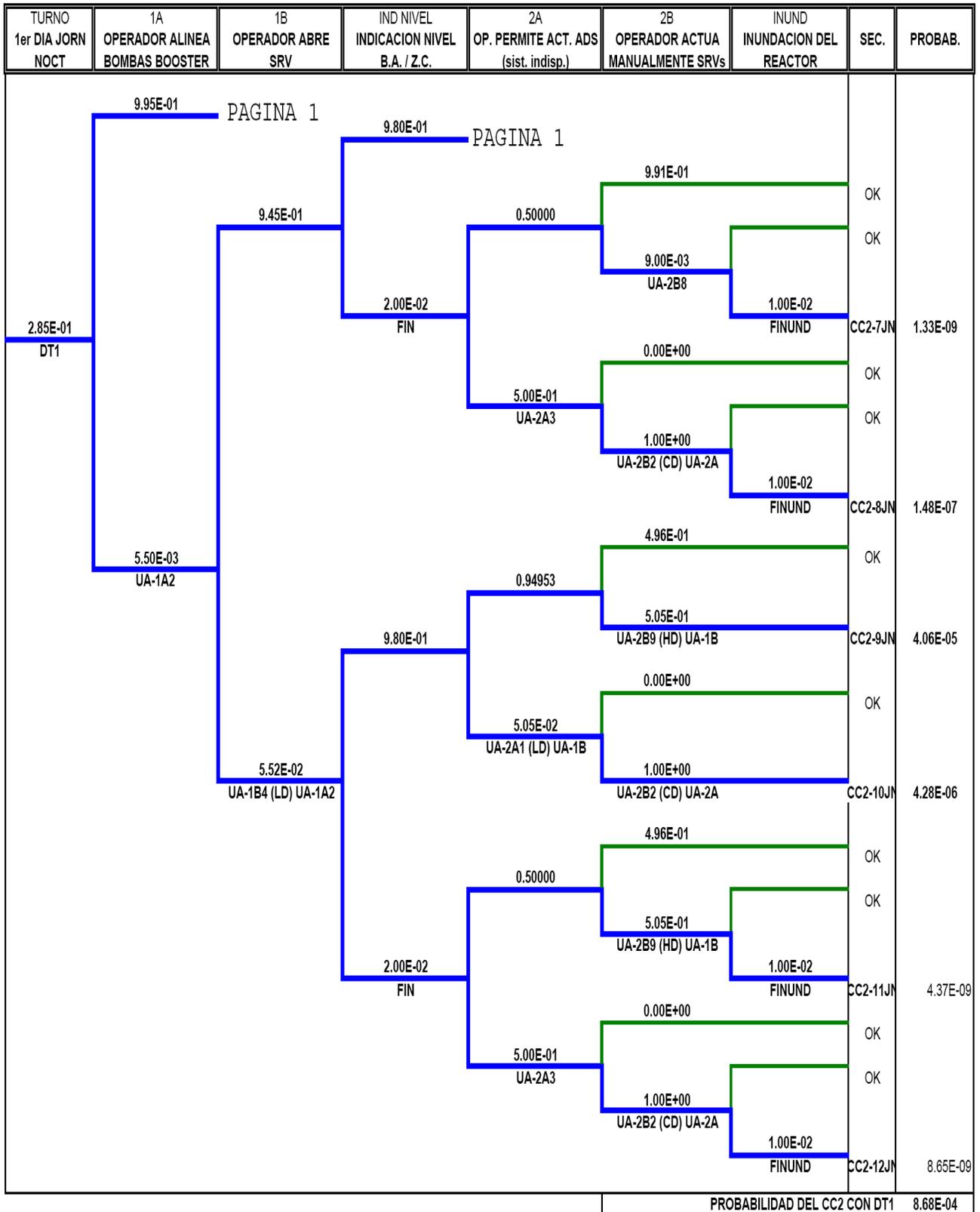


Fig. B.6 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC2 con DT1 (página 2)

Referencias

1. Tanarro Sanz A. y Tanarro Onrubia A., "Diccionario Inglés-Español sobre Tecnología Nuclear", 2ª Edición, TECNATOM, S.A. y Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid, 2008.
2. Kirwan B. y Gibson H., "CARA, A Human Reliability Assessment Tool for Air Traffic Safety Management – Technical Basis and Preliminary Architecture", *Proceedings of the Fifteenth Safety-critical System Symposium, Bristol, UK., February 2007.*
3. US Nuclear Regulatory Commission (USNRC), NUREG-75/014, "Reactor Safety Study- An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants", WASH-1400, October 1975.
4. US Nuclear Regulatory Commission (USNRC), "Fact Sheet on the Three Mile Island Accident", <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html> (Marzo 2009).
5. CFE, "Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Laguna Verde, Unidades 1 y 2", Revisión 3.01, diciembre de 2001.
6. García Palencia O., "La Confiabilidad Humana en la Gestión del Mantenimiento", Conferencia y exhibición *Reliability World 2006*, Bolivia, Agosto 2006.
7. Swain A. D. y Guttman, NUREG/CR-1278, "Handbook of Human Reliability Analysis With Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", Sandia National Laboratories, 1983.
8. Spurgin A.J., "HRA Methods: Pros and Cons", Congress PSA 2008, Challenges to PSA during the nuclear renaissance, International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment & Analysis, Knoxville, Tennessee, September 7-11, 2008.
9. Bernhard R., "Review of advances in human reliability analysis of errors of commission, Part 1: EOC identification and Part 2: EOC quantification", *Journal Reliability Engineering and System Safety*, Vol. 93, pag 1091–1122, 2008.
10. Forester J. et al, NUREG-1842, "Evaluation of Human Reliability Analysis Methods Against Good Practices", Sandia National Laboratories, 2006.
11. Lewis Micheal, University of Pittsburgh "THERP: Technique for Human Reliability Analysis", <http://www.pitt.edu/~cmlewis/THERP.htm> (marzo, 2008)

12. Swain A., NUREG/CR-4772, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure", Sandia National Laboratories, 1987.
13. Parry G. et al, TR-100259, "An Approach to the Analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment", EPRI, 1992.
14. Julius J. et al, "EPRI HRA Calculator Training Course", Exelon- Chicago Illinois, April, 2003.
15. Shanley L. y Naum T. , "Evaluating Human Actions for a Shutdown PSA", Nuclear Energy in Central Europe '98, pag. 431-437, Terme Catei, September 7 to 10, 1998.
16. Getman D et al, NUREG/CR-6883, "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method", Sandia National Laboratories, 2004.
17. Ronald L. Boring y David I. Gertman, "Advancing Usability Evaluation Through Human Reliability Analysis", Human Computer Interaction International, 2005.
18. Ronald L. Boring y David I. Gertman, "Human Error and Available Time in SPAR-H", INEEL/CON-04-01630, Workshop on Temporal Aspects of Work for HCI, 2004.
19. Forester J. et al, NUREG-1880, "ATHEANA User's Guide", Sandia National Laboratories, 2007.
20. Forester J. et al, "Expert elicitation approach for performing ATHEANA quantification", Reliability Engineering and System Safety, Vol. 83, pag. 207–220, 2004.
21. US Nuclear Regulatory Commission (USNRC), NUREG-1624, Rev. 1, "Technical basis and Implementation Guidelines for a Technique for Human Event Analysis (ATHEANA)", Washington, D.C.; 2000
22. ASME RA-S-2002, "Standard for PRA for Nuclear Power Plant Applications", American Society of Mechanical Engineers, 2002.
23. Nelson P. y González M., "Desarrollo de los Estándares para Análisis Probabilístico de Seguridad", XIX Congreso Anual de la SNM, Mérida, Yuc., México, julio 2008.
24. Canavos George C., "Probabilidad y Estadística- Aplicaciones y métodos", Primera edición en español, editorial McGraw-Hill/ Interamericana de México S.A. de C.V., 1988.
25. Comisión Federal de Electricidad (CFE), "Curso de Tecnología de la Central Laguna Verde", 1985.
26. Douglas M. Considine, "Tecnología de la Energía Nuclear" (Redactado por 142 especialistas), editor, Publicaciones Marcombo, 1988.

27. Hidalgo F., *"Desarrollo de una Herramienta de Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) para Comparar el Diseño de Reactores Nucleares Avanzados"*, Tesis de Maestría, Facultad de Ingeniería, UNAM, 2008.
28. Bari A. et al, *"Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide"*, NUREG/CR-2815 [BNL-NUREG-51559], Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, August, 1985.

Lista de Figuras

Fig. 2.1 Esquema de la Metodología ATHEANA.....	12
Fig. 2.2 Ejemplo de un modelado de un HFE en sus correspondientes UAs.	18
Fig. 2.3 Esquema para la búsqueda de desviaciones.	21
Fig. 2.4 Relaciones de tiempos utilizados en la probabilidad de error de diagnóstico con el método HCR/ORE para acciones después del evento iniciador.....	26
Fig. 2.5 Curva para obtener la probabilidad de error de diagnóstico con el método HCR/ORE para acciones después del evento iniciador.....	27
Fig. 2.6 Árbol de decisión para mecanismo de falla: el dato requerido no está disponible en el cuarto de control	29
Fig. 2.7 Ejemplo de la evaluación de la probabilidad de error de ejecución con THERP	32
Fig. 3.1 Esquema del ciclo de vapor/agua en una central tipo BWR.	35
Fig. 3.2 Esquema del concepto de barreras físicas múltiples	37
Fig. 3.3 Rangos de medición de los indicadores y escala de niveles.....	39
Fig. 3.4 Arreglo del equipo para inyección de agua de alimentación de una central tipo BWR.	41
Fig. 3.5 Representación esquemática de la secuencia de accidente.....	42
Fig. 3.6 Modelo de HFE/UAs para falla a alinear booster.....	44
Fig. 3.7 Modelo de HFE/UAs para falla a despresurizar de emergencia (incluye falla de ADS)	45
Fig. 3.8 Modelo final de HFE/UAs para falla a despresurizar de emergencia.....	45
Fig. 3.9 Árbol de decisión para mecanismo de falla: el dato está disponible pero no es atendido	53
Fig. 3.10 Árbol de decisión para mecanismo de falla: omisión (salto) de un paso relevante	54
Fig. 3.11 Árbol de decisión para mecanismo de falla: dato mal leído o mal comunicado.....	56
Fig. 3.12 Árbol de tareas desarrollado y cuantificación del evento OFBB con THERP	58
Fig. 3.13 Árbol de tareas desarrollado y cuantificación del evento OFDE-1 con THERP.....	59
Fig. 3.14 Modelo de EPRI para evaluar dependencias entre HFEs.....	60
Fig. 4.1 Modelo desarrollado para la cuantificación del Caso Base (contexto nominal)	63
Fig. 4.2 Modelo desarrollado para la cuantificación de la desviación CC2	64
Fig. 4.3 Árbol de decisión para mecanismo de falla: dato disponible, información engañosa.....	76
Fig. B.1 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de OFBB.....	99
Fig. B.2 Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de OFDE-1	99

Fig. B.3	Árbol de eventos desarrollado para cuantificación del Caso Base	100
Fig. B.4	Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC1 con DT1	101
Fig. B.5	Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC2 sin DT1	102
Fig. B.6	Árbol de eventos desarrollado para cuantificación de la desviación CC2 con DT1	104

Lista de Tablas

Tabla 2.1 Palabras guías utilizadas para la búsqueda de desviaciones	21
Tabla 2.2 Factores de recuperación aplicables a cada uno de los árboles de decisión del CBDTM	30
Tabla 3.1 Aplicación de palabras guías para la búsqueda de desviaciones	47
Tabla 3.2 Evaluación de las desviaciones.....	48
Tabla 4.1 Probabilidades de error/falla de eventos asociados a cada modelo.....	71
Tabla 4.2 Resultados obtenidos de la cuantificación de los modelos de ATHEANA.	74
Tabla 4.3 Resultados de la cuantificación de HFEs y Caso Base (Tw = 26.5 min)	76
Tabla 4.4 Resultados de la cuantificación del escenario con complicaciones (Tw = 16.5 min, pcd = 3.0E-03)	77
Tabla 4.5 Comparación de HEPs.....	78

Acrónimos

ADS	Sistema de Despresurización Automática (<i>Automatic Depressurization System</i>)
ANS	<i>American Nuclear Society</i>
APS	Análisis Probabilístico de Seguridad
AS	Secuencias de Accidentes (<i>Accident Sequence</i>)
ASEP	<i>Accident Sequence Evaluation Program</i>
ASME	<i>American Society of Mechanical Engineers</i>
ATHEANA	<i>A Technique for Human Event Analysis</i>
ATWS	Transitorio sin SCRAM (<i>Anticipated Transient Without SCRAM</i>)
BOP	Balance de Planta (<i>Balance Of Plant</i>)
BWR	Reactor de Agua en Ebullición (<i>Boiling Water Reactor</i>)
CB	Caso Base del HRA
CBDTM	<i>Cause-Based Decision Tree Method</i>
CD	Completa Dependencia (<i>Complete Dependence</i>)
CESA	<i>Commission Errors Search and Assessment</i>
CFE	Comisión Federal de Electricidad
CIA	Sistema de Aire de Instrumentos de la Contención (<i>Compressed Instrument Air</i>)
CNSNS	Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias
CO ₂	Dióxido de Carbono
CRD	Mecanismo de Inserción/Extracción de las Barras de Control (<i>Control Rod Drive</i>)
CREAM	<i>Cognitive Reliability and Error Analysis Method</i>
DA	Análisis de Datos (<i>Data Analysis</i>)
DBA	Accidente Base de Diseño (<i>Design Basis Accident</i>)
ECCS	Sistemas de Emergencia de Enfriamiento al Núcleo (<i>Emergency Core Cooling System</i>)
EFC	Contextos que propician el error (<i>Error-Forcing Context</i>)
EOC	Error de Comisión
EOO	Error de Omisión
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
FIN	Desviación que implica Falla Indicación de Nivel
GCR	Reactor Enfriado por CO ₂ y Moderado con Grafito (<i>Gas Cooled Reactor</i>)
GSR	<i>EOC HRA method desarrollado por Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit</i>
HCR	<i>Human Cognitive Reliability</i>
HD	Alta Dependencia (<i>High Dependence</i>)
He	Helio
HEART	<i>Human Error Assessment and Reduction Technique</i>
HEP	Probabilidad de Error Humano (<i>Human Error Probability</i>)
HFE	Evento de Falla Humana (<i>Human Failure Event</i>)
HLRs	Requisitos de Alto Nivel (<i>High Level Requirements</i>)

<i>HPCS</i>	Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión (<i>High Pressure Core Spray</i>)
<i>HR</i>	Confiabilidad Humana (<i>Human Reliability</i>)
<i>HRA</i>	Análisis de Confiabilidad Humana (<i>Human Reliability Analysis</i>)
<i>HSI</i>	Interface Hombre-Sistema
<i>FINUND</i>	Falla en la acción de recuperación de inundación del reactor
<i>FSAR</i>	Informe Final de Análisis de Seguridad
<i>IE</i>	Análisis de Eventos Inicadores (<i>Initiating Events Analysis</i>)
<i>IF</i>	Inundaciones Internas (<i>Internal Flooding</i>)
<i>IIE</i>	Instituto de Investigaciones Eléctricas
<i>IT</i>	Ingeniero de Turno
<i>ININ</i>	Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
<i>LD</i>	Baja Dependencia (<i>Low Dependence</i>)
<i>JT</i>	Jefe de Turno
<i>LE</i>	Análisis de la LERF (<i>LERF Analysis</i>)
<i>LERF</i>	Frecuencia de Descarga Radioactiva Grande y Temprana (<i>Large Early Release Frequency</i>)
<i>LMFBR</i>	Reactor Rápido de Cría Enfriado por Sodio (<i>Liquid Metal Fast Breeder Reactor</i>)
<i>LOCA</i>	Accidente de Pérdida de Refrigerante (<i>Loss Of Coolant Accident</i>)
<i>LPCI</i>	Sistema de Inyección del Núcleo a Baja Presión (<i>Low Pressure Core Injection</i>)
<i>LPCS</i>	Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión (<i>Low Pressure Core Spray</i>)
<i>MAAP</i>	Programa de Análisis de Accidente Modular (<i>Modular Accident Analysis Program</i>)
<i>MAUD</i>	<i>Multi-Attribute Utility Decomposition</i>
<i>MD</i>	Media Dependencia (<i>Medium Dependence</i>)
<i>MDTA</i>	<i>Misdiagnosis Tree Analysis</i>
<i>MERMOS</i>	<i>Méthode d’Evaluation de la Réalisation des Missions Opérateur pour la Sûreté</i>
<i>MSIV</i>	Válvula de Aislamiento de Vapor Principal (<i>Main Steam Isolation Valve</i>)
<i>N</i>	Nitrógeno
<i>Na</i>	Sodio
<i>NARA</i>	<i>Nuclear Action Reliability Assessment</i>
<i>NBB</i>	Desviación que implica No Bombas Booster
<i>NRC</i>	Comisión Reguladora Nuclear Estadounidense (<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i>)
<i>NRMCC</i>	<i>Nuclear Risk Management Coordinating Committee</i>
<i>OE</i> s	Procedimientos de Operación de Emergencia
<i>OIEA</i>	Organismo Internacional de Energía Atómica
<i>OFBB</i>	Operador falla a alinear bombas booster
<i>OFDE-1</i>	Operador falla a despresurizar de emergencia
<i>OFDE-2</i>	Operador falla a despresurizar de emergencia, dada falla a alinear bombas booster
<i>ORE</i>	<i>Operator Reliability Experiments Method</i>
<i>Pcog</i>	Probabilidad de error de diagnóstico
<i>Pexe</i>	Probabilidad de error en la ejecución
<i>PHWR</i>	Reactor de Agua Pesada a Presión (<i>Pressurised Heavy Water Reactor</i>)
<i>PSFs</i>	Factores de Desempeño Humano (<i>Performance Shaping Factors</i>)
<i>PTS</i>	Choque Térmico Presurizado

Pu	Plutonio
PWR	Reactor de Agua a Presión (<i>Pressurised Water Reactor</i>)
QU	Cuantificación (<i>Quantification</i>)
RCIC	Sistema de Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado (<i>Reactor Core Isolation Cooling</i>)
RFW	Agua de Alimentación del Reactor (<i>Reactor Feedwater</i>)
RPS	Sistema de Protección del Reactor
SAMG	Directrices de Gestión de Accidentes Severos
SC	Criterios de Éxito (<i>Success Criteria</i>)
SCRAM	Disparo del Reactor a través de Barras de Control (<i>Safety Control Rod Axe Man</i>)
SLC	Sistema de Control de Veneno Líquido (<i>Standby Liquid Control</i>)
SLIM	<i>Success Likelihood Index Methodology</i>
SPAR-H	<i>Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis Method</i>
SRs	Requisitos de Apoyo (<i>Supporting Requirements</i>)
SRV	Válvula de Alivio y Seguridad (<i>Safety Relief Valve</i>)
SY	Análisis de Sistemas (<i>Systems Analysis</i>)
TAF	Límite superior del combustible activo (<i>Top of Active Fuel</i>)
T _{1/2}	Mediana del tiempo de respuesta de los turnos para realizar el diagnóstico
T _{delay}	Tiempo de retraso entre el evento iniciador y la aparición de la primera señal de la ocurrencia de la perturbación
T _M	Tiempo necesario para la manipulación de los equipos/controles
T _{sw}	Tiempo que transcurre entre el evento iniciador y en el cual se llega a una condición de daño irreversible
Tw	Tiempo de diagnóstico
Th	Torio
THERP	<i>Technique for Human Error Rate Prediction</i>
TMI	Isla de Tres Millas (<i>Three Mile Island</i>)
TRC	Correlaciones Tiempo/Confiabilidad (<i>Time Reliability Correlation</i>)
U	Uranio
UA	Acción Insegura (<i>Unsafe Action</i>)
ZD	Cero Dependencia
Φ	Función normal estándar acumulativa
σ	Logaritmo de la desviación estándar del tiempo de respuesta normalizado

Definiciones [1]

Accidente severo. Accidente que sobrepasa las bases de diseño de la central nuclear de forma suficiente para provocar la falla de estructuras, materiales, sistemas, etc. sin los cuales no se puede asegurar el adecuado enfriamiento del reactor por los medios normales y éste puede resultar significativamente dañado.

Análisis Probabilístico de Seguridad (APS). Investigación sistemática y rigurosa de los modos y causas por los cuales puede presentarse un accidente severo en una central nuclear y que, adicionalmente, permite una estimación de la frecuencia con la que pueden ocurrir tales eventos.

Árbol de fallas. Es un diagrama lógico-gráfico que representa todas las combinaciones de fallas de los componentes de un sistema.

Árbol de eventos. Es un diagrama lógico-gráfico en el cual se describen posibles estados finales, resultado de las diferentes trayectorias que puede seguir un evento iniciador.

Evento iniciador. Cualquier suceso que interrumpa la operación normal del proceso y que degrade la capacidad de algún sistema requerido para llevar a condición segura el proceso. Los eventos iniciadores pueden ser fallas inherentes al proceso, roturas o fugas en componentes importantes, fallas de sistemas de apoyo requeridos para la operación normal o algunos eventos externos. Entre estos se pueden mencionar algunos eventos tales como sismo, huracán, incendio en áreas adyacentes, inundación, impacto de vehículos o proyectiles, etc.

Evento básico. Condiciones normales o de falla (errores humanos, falla de equipo, eventos externos) que pueden causar la inhabilitación de los sistemas. Son los componentes de un árbol de fallas al cuál debe asignarse una probabilidad. Estos eventos que definen el nivel de resolución del APS.

Niveles del APS. Alcance de un estudio de acuerdo al estado final a evaluar.

- El Nivel 1 se ocupa de aquellas secuencias que conducen al daño severo al núcleo.
- El Nivel 2 estudia las secuencias que implican liberación de productos radiactivos fuera de la contención.
- El Nivel 3 estima los posibles daños producidos al público, el medio ambiente y el patrimonio como consecuencia de la liberación de productos radiactivos.

Secuencia de accidente. Sucesión de fallas y éxitos que siguen a un evento iniciador para llegar a una condición de fundición del núcleo.