

TERCER EJERCICIO

GRUPO A. SEGURIDAD NUCLEAR

TEMA 30

**Requisitos del sistema de gestión en Instalaciones Nucleares.
Factores humanos y organizativos. Cultura de Seguridad**

Contenido

1	RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS.....	2
2	SISTEMA DE GESTION EN INSTALACIONES NUCLEARES	3
3	FACTORES HUMANOS Y ORGANIZATIVOS DE LA SEGURIDAD	4
3.1	Modelos socio-técnicos.	4
3.2	Evolución histórica de los factores humanos y organizativos	7
3.3	Conceptos, definiciones, bases técnicas y fundamentos	9
3.4	Relación de proyectos y actividades en Organización y Factores Humanos	13
3.4.1	Ingeniería de Factores Humanos	13
3.4.2	Diseño y uso de procedimientos	13
3.4.3	Técnicas de prevención del error humano	14
3.4.4	Formación y simuladores	14
3.4.5	Fiabilidad Humana en los APS.....	16
3.4.6	Observación de comportamientos	16
3.4.7	Organización y gestión de cambios organizativos	16
3.4.8	Análisis de incidentes y experiencia operativa.....	16
3.4.9	Sistemas de gestión integrada	17
3.4.10	Cultura de Seguridad	17
3.5	Descripción detallada de proyectos de Organización y Factores Humanos	17
3.5.1	Ingeniería de Factores Humanos	17
3.6	Programas de Organización y Factores Humanos en la industria nuclear española	23
3.7	Aproximación reguladora.....	26
4	CULTURA DE SEGURIDAD.....	27
5	BIBLIOGRAFÍA.....	31

1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS

El análisis de incidentes ocurridos, incluidos los grandes accidentes como Three Mile Island (TMI) y Chernobyl, y la experiencia internacional industrial no nuclear, han puesto de manifiesto la importancia de la acción humana tanto en la génesis como en el desarrollo de los accidentes. Ello ha provocado una ampliación del enfoque de la seguridad nuclear, que cambió de manera cualitativa a partir de TMI, incorporando explícitamente la influencia en la seguridad de los aspectos de factores humanos en relación a acciones de operadores en equipos y sala de control y, tras Chernobyl, de los aspectos organizativos y del contexto que rodea a la acción humana.

En la primera parte de este tema se presentan los sistemas de gestión y los requisitos relativos a los mismos, tal como se describen en los documentos del OIEA y requieren los niveles de referencia de WENRA, y ha sido trasladado a la IS-19 del CSN.

En la segunda parte del tema se describen los modelos socio-técnicos que pueden ser de aplicación a una instalación nuclear, así como el papel jugado por los factores humanos y organizativos en la evolución histórica de la seguridad nuclear. También se explican los conceptos, las bases técnicas y los fundamentos en el ámbito de la disciplina de Organización y Factores Humanos (OyFH).

A continuación, se relacionan los proyectos y actividades que se realizan en el ámbito de OyFH en las centrales nucleares españolas, desarrollando con mayor profundidad dos de ellos (la Ingeniería de Factores Humanos (IFFHH), y la organización y gestión de cambios organizativos). Se explica también cómo surgen los Programas de OyFH desarrollados por las centrales nucleares españolas, qué incluyen y cuál ha sido su evolución, así como la aproximación reguladora del CSN en relación a los factores humanos y organizativos.

Finalmente, en la última parte del tema se describe en más detalle el concepto de Cultura de Seguridad

Este tema se relaciona con los siguientes:

TERCER EJERCICIO

- 3 A-26 Procedimientos de operación normal, anómala y de emergencia en centrales nucleares.
- 3 A-29 Conceptos de fiabilidad y disponibilidad. Función de tasa de fallos. Fallos en espera y en demanda. Fiabilidad Humana. Tipos de acciones humanas erróneas.
- 3 A-31 Análisis de experiencia operativa en centrales nucleares. Accidentes más importantes ocurridos en centrales nucleares. Consecuencias y lecciones aprendidas

2. SISTEMA DE GESTIÓN EN INSTALACIONES NUCLEARES

Se entiende por **Sistemas de Gestión Integrada** en el ámbito de la industria nuclear a aquellos sistemas de gestión que integran en su seno a otros sistemas de gestión existentes, como son el de prevención de riesgos laborales, el de medioambiente, el de calidad, el de seguridad física, el económico y el propio de seguridad nuclear. El objetivo de estos sistemas es, manteniendo las características propias de un sistema de gestión moderno y eficaz (involucración de la dirección, establecimiento claro de políticas y estrategias, mejora continua, involucración del personal, gestión de procesos, sistematización del proceso de inversiones, etc.), asegurar que los **requisitos de seguridad** son tenidos en cuenta en todas las etapas de la vida de una instalación nuclear, y que no se ven comprometidos por otros requisitos y consideraciones; garantizando así la protección de las personas y del medioambiente.

El OIEA adoptó el término y el concepto de **Sistema de Gestión** en el documento Safety Requirements No. GS-R-3 “*The Management System for Facilities and Activities*” (julio 2006) (Ref. 1), que define los requisitos aplicables para establecer, implantar, evaluar y mejorar de forma continua un sistema de gestión para instalaciones nucleares y radiactivas. Este documento sustituye al Código y Guías de Seguridad del OIEA 50-C/SG-Q “*Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations*” (1996). Así, el concepto de “sistema de gestión” constituye el último paso de la evolución desde el concepto de “control de calidad”, a “garantía de calidad”, y posteriormente a “gestión de calidad”, conceptos que quedan superados e incluidos en el sistema de gestión.

Los requisitos de la GS-R-3 proporcionan los aspectos a tener en cuenta para alcanzar las dos metas de un sistema de gestión:

- Mejorar el **comportamiento en seguridad de las organizaciones** mediante la utilización de la planificación, el control y la supervisión de las actividades relacionadas con la seguridad nuclear en situaciones normales, transitorias y de emergencia.
- Fomentar y promover una sólida **cultura de seguridad** mediante el desarrollo y fortalecimiento de actitudes y comportamientos apropiados con respecto a la seguridad nuclear en las personas y grupos de personas a fin de que desempeñen sus tareas de manera segura.

En la misma línea, el grupo *Reactor Harmonization Working Group* (RHWG) de la Asociación de Reguladores Nucleares de Países Europeos Occidentales (WENRA) revisó el **safety issue C**, “*Quality management*”, que pasó a denominarse “**Management System**”, modificando los niveles de referencia de este *safety issue* para adaptarlos al GS-R-3 del OIEA (Ref. 2 y 3).

El 22 de octubre de 2008 el Consejo de Seguridad Nuclear emitió la instrucción **IS-19**, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares (Ref. 4). Esta instrucción define los requisitos para establecer, implantar, evaluar y mejorar de forma continua un sistema de gestión en las instalaciones nucleares españolas, de acuerdo a lo recogido en el documento GS-R-3 del OIEA (Ref. 1) y en los niveles de referencia del *safety issue C*, “*Management System*” de WENRA (Ref. 2 y 3).

Posteriormente, el **Reglamento de Seguridad Nuclear** (RSN) (29/11/2018) incorpora también el requisito relativo al establecimiento de un sistema integrado de gestión,

que incorpore las medidas necesarias para promover y mejorar una cultura organizativa de seguridad nuclear.

Todas las instalaciones nucleares españolas han desarrollado sus sistemas de gestión teniendo en cuenta tanto la normativa del CSN como la referencia que ofrece el OIEA en sus múltiples publicaciones.

La evolución que el concepto de sistema de gestión sigue teniendo, a la luz de la experiencia en la aplicación de la GS-R-3 desde su publicación, y del análisis de los sucesos ocurridos; se plasma en el documento del OIEA **GSR Part 2 “Leadership and Management for Safety”** (2017) (Ref. 5), que sustituye a la GS-R-3. En esta publicación se actualizan los requisitos relativos a liderazgo y sistemas de gestión, poniendo el foco de una forma más explícita en los conceptos interrelacionados del *liderazgo en pro de la seguridad*, y la *gestión en pro de la seguridad*. Se desarrolla aquí el tercero de los principios fundamentales de seguridad del OIEA, estableciendo los requisitos que permiten alcanzarlo. (Principio 3: Liderazgo y gestión en pro de la seguridad: Deben establecerse y mantenerse un liderazgo y una gestión que promuevan eficazmente la seguridad en las organizaciones que se ocupan de los riesgos asociados a las radiaciones, y en las instalaciones y actividades que los generan).

En la **GSR Part 2** se hace hincapié en que, el liderazgo en pro de la seguridad, la gestión en pro de la seguridad, un sistema de gestión integrado y un enfoque sistémico, son esenciales para la especificación y la aplicación de medidas de seguridad apropiadas y el fomento de una sólida cultura de la seguridad.

Por **enfoque sistémico** se entiende aquel que considera el sistema en su conjunto, y en el que se tienen debidamente en cuenta las interacciones entre los factores técnicos, humanos y organizativos.

El grupo RHWG de WENRA trasladó el nuevo enfoque del OIEA a la revisión de 2021 de sus niveles de referencia (Ref. 6), en los que el *Issue C* pasa a denominarse *Leadership and Management for Safety*.

3. FACTORES HUMANOS Y ORGANIZATIVOS DE LA SEGURIDAD

3.1 Modelos socio-técnicos.

Una instalación nuclear, al igual que muchas otras instalaciones productivas, es un sistema socio-técnico complejo (término este que se remonta a 1953, cuando en el Instituto Tavistock de Londres ya se analizaban las condiciones de trabajo en las organizaciones; y que ha ido evolucionando para reflejar una aproximación integral y sistémica de los procesos productivos), en la medida en que está constituida tanto por una componente tecnológica como por una componente humana y social, complejas en sí mismas y en sus interacciones, interdependientes, que se influyen mutuamente, y que se interrelacionan para alcanzar unos objetivos.

Un modelo limitado y simple de dicho sistema socio-técnico (ver figura 1), pero que no por obvio deja de ser relevante e ilustrativo, es el de que una instalación nuclear consta de tres elementos fundamentales: la tecnología o máquina (entendiendo por ella el conjunto de estructuras, sistemas y componentes tecnológicos que conforman la instalación, tanto con fines productivos como de seguridad); las personas (incluyendo en este elemento todos los trabajadores, de plantilla o de empresas

contratistas, que desempeñan sus funciones en o para la instalación, sus cualificaciones, motivaciones, etc.) consideradas como componentes individuales que interaccionan con la máquina y con otras personas y grupos organizativos; y la organización (incluyendo en ella todas las dimensiones organizativas relevantes y con influencia en la seguridad, tales como estructura, funciones, comunicación, asignación de recursos, aprendizaje organizativo, identificación y resolución de problemas, etc., hasta terminar en la cultura organizativa subyacente que se genera y, a su vez, condiciona las actuaciones humanas y organizativas).

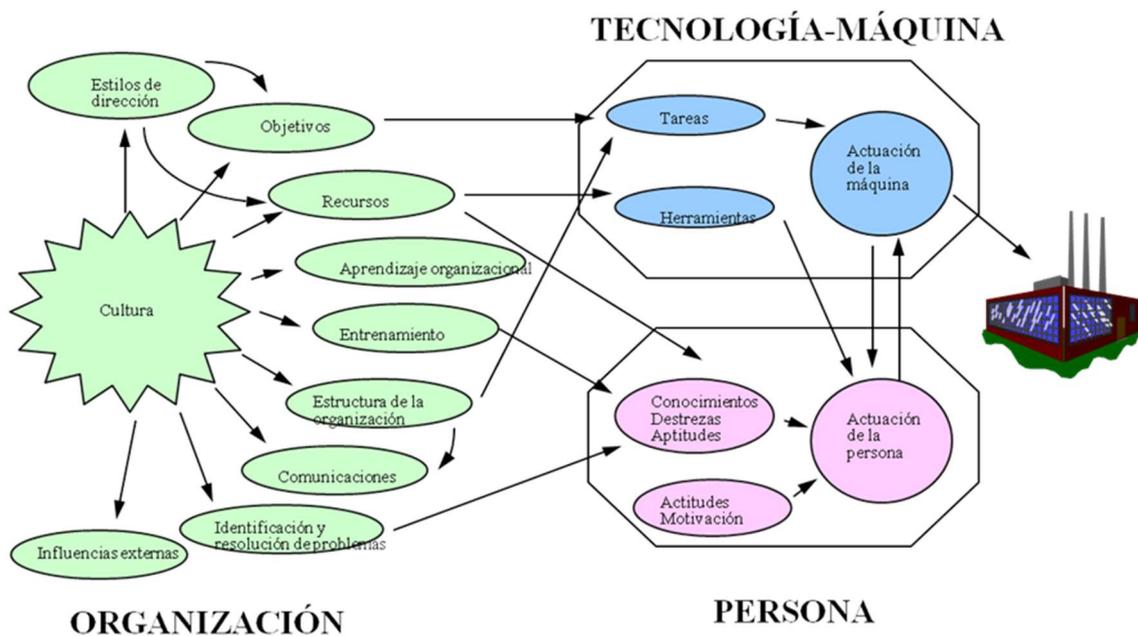


Figura 1. Modelo de sistema socio-técnico

Un modelo socio-técnico ampliamente conocido, y ligeramente más elaborado que el anterior, es el modelo de Rasmussen (ver figura 2), el cual establece que los diferentes niveles constitutivos y de influencia en el funcionamiento de una instalación de este tipo son: la máquina, la persona, la organización, la corporación, el regulador y el gobierno (la sociedad).

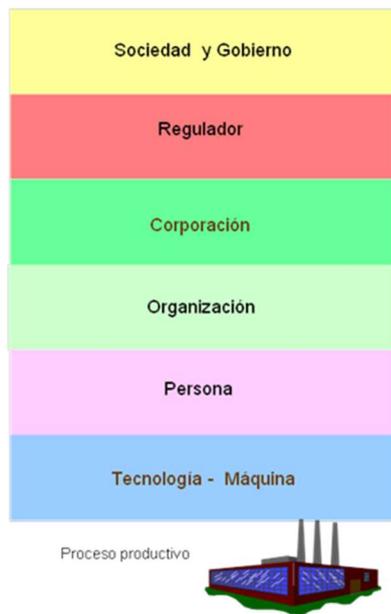


Figura 2. Modelo de Rasmussen

El modelo de Rasmussen ilustra gráficamente que cada uno de los seis niveles tiene un impacto significativo en la seguridad. Tomando como referencia este modelo se pueden entender dos características esenciales de la realidad de una instalación nuclear.

La primera es que, a medida que se asciende por el modelo, a medida que se aleja del nivel de la máquina, se percibe una disminución gradual de la trazabilidad de la influencia de los diferentes niveles en la seguridad (se produce una “percepción de disminución de la trazabilidad de la influencia en la seguridad”, no una “disminución real de la influencia en la seguridad”, como se verá más adelante). Es decir, se percibe una mayor dificultad para relacionar los fallos o las mejoras en el funcionamiento de la instalación con los fallos o las mejoras en los niveles altos del modelo. En el mejor de los casos, es debido a esa dificultad por lo que a veces tienden a no analizarse esos niveles superiores. En el peor de los casos, como señala el profesor de la universidad de Yale, Charles Perrow (Ref. 7), la insistencia sobre el error humano como causa de los accidentes es sospechosa de enmascarar las debilidades en el resto de los factores de la seguridad, especialmente las limitaciones de diseño, organizativas y de gestión. Es por ello que, en visiones simplistas, rudimentarias, de incidentes o accidentes, los análisis de las causas de los mismos se limitan a identificar los fallos de los equipos (bombas, válvulas, relés, etc., esto es, el nivel de la máquina) y los fallos de las personas (errores humanos individuales del personal de Operación, de Mantenimiento, etc., esto es, del nivel de las personas), pero no los fallos del resto de niveles del sistema socio-técnico. Y, consecuentemente, los planes de mejora derivados se restringen a estos niveles.

La segunda característica es que, a medida que se asciende en el modelo, la capacidad de influencia es más extendida, más amplia, más transversal; esto es, cada nivel tiene capacidad de influencia en varios de los componentes constitutivos

de los niveles inferiores. La potencialidad de cada nivel de generar, o contribuir a, fallos y mejoras de causa común en múltiples componentes de la instalación nuclear es un factor relevante a tener siempre presente al tratar sobre la seguridad de las instalaciones.

Es por ello que, en definitiva, resulta imprescindible trabajar de manera continua en la mejora del diseño y funcionamiento de todos y cada uno de estos siete niveles si se pretenden alcanzar elevados niveles de seguridad en la explotación de las instalaciones.

3.2 Evolución histórica de los factores humanos y organizativos

Utilizando como referencia el modelo socio-técnico de Rasmussen se traza a continuación un boceto muy sencillo de la aproximación histórica a la seguridad en la industria nuclear (ver figura 3). Pero siempre teniendo en cuenta la simplicidad a que obliga esta exposición y la ausencia de datos cartesianos, y de conceptos puros, cuando se trata de describir la evolución histórica de unas ideas y de unas aproximaciones metodológicas, en este caso, a la seguridad nuclear.

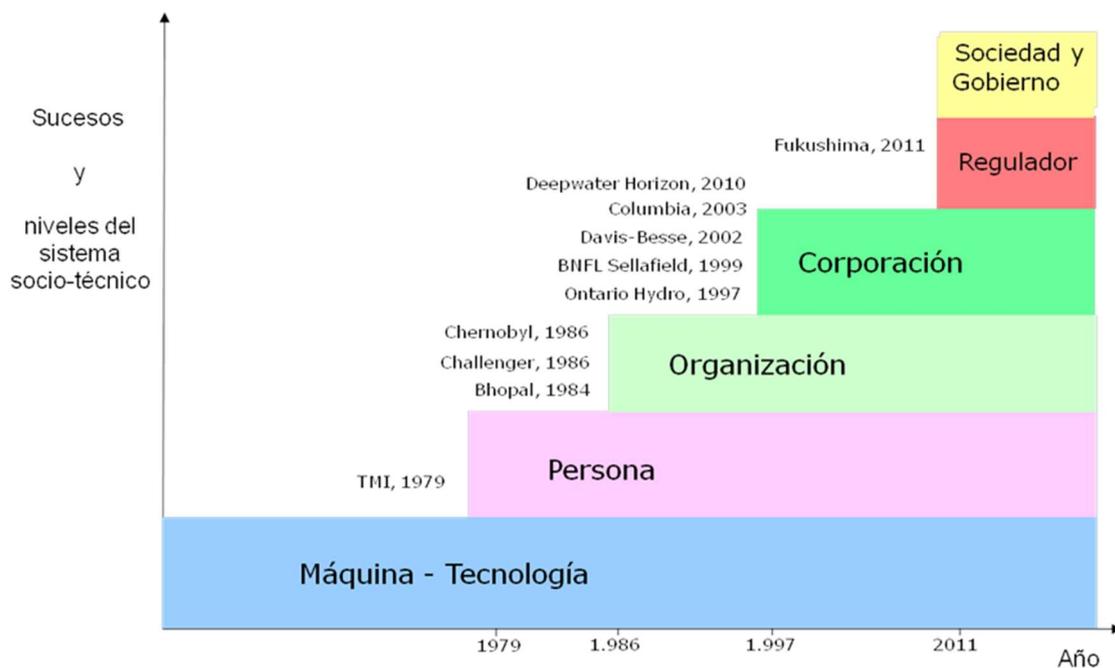


Figura 3. Aproximación histórica a la seguridad en la industria nuclear

Teniendo en cuenta estas premisas, se puede señalar que, desde sus orígenes, los grandes esfuerzos de la industria nuclear se pusieron en el desarrollo y perfeccionamiento de la máquina, de la componente tecnológica.

El accidente de la central nuclear de Three Mile Island en EE.UU. en 1979 fue un detonante para impulsar el análisis sistemático, la mejora, e incluso la regulación, sobre el papel del ser humano, de los factores humanos, en la seguridad nuclear. Típicamente la Ingeniería de Factores Humanos, ampliamente desarrollada ya en esas fechas en la industria aeronáutica, así como la aproximación sistemática a la

formación y entrenamiento del personal de Operación de las instalaciones nucleares, constituyen ejemplos del segundo nivel del modelo (la persona), que comenzaron a potenciarse a partir de entonces.

Tras el accidente de la central nuclear de Chernobyl en la antigua URSS en 1986, surgió con fuerza en la industria nuclear un nuevo concepto, el de la cultura de seguridad. Este accidente, junto con accidentes coetáneos en otras industrias, tales como el del transbordador espacial Challenger en EE.UU. en 1986 o el de la planta química de Bhopal en la India en 1984, pusieron de relieve la importancia del tercer elemento del modelo, la organización. Y la industria nuclear y los reguladores empezaron a mejorar y a supervisar la influencia de este nivel en la seguridad.

Finalmente, toda una serie de accidentes ocurridos en la década de los noventa y principios del presente siglo, tales como el del transbordador espacial Columbia en 2003, el de la refinería de Texas en 2005 o el de la plataforma petrolífera Deepwater Horizon en 2010, junto con la globalización de los negocios y el desarrollo de grandes compañías multinacionales, han resaltado el papel de las corporaciones (cuarto nivel del modelo) en la seguridad. Tanto las compañías eléctricas propietarias de instalaciones nucleares, como los organismos reguladores, se han visto forzados a complementar sus aproximaciones a la seguridad teniendo en cuenta la influencia de este nivel, cada vez más alejado del nivel tecnológico y de sus competencias primigenias.

El análisis del accidente de la central nuclear de Fukushima en Japón en 2011, aún en fase de análisis en muchos aspectos y con sus resultados provisionales, ratifica la vigencia de este modelo. Este análisis está desvelando, como suele ocurrir, en primer lugar, deficiencias en la tecnología, en la máquina (en el primer nivel del modelo de Rasmussen), así como notables deficiencias en los restantes niveles: personas, organización y corporación; que no hacen sino corroborar la necesidad de seguir mejorando en la influencia que estos factores tienen en la seguridad. El Comité de Investigación del accidente de Fukushima, creado por el Primer Ministro de Japón y presidido por el profesor emérito de la universidad de Tokyo, Yotaro Hatamura, emitió en 2012 un informe sobre las causas del accidente. Este informe, que señala deficiencias directas atribuibles al inadecuado diseño tecnológico de la central, especialmente frente al tsunami generado por el terremoto, está trufado de causas que ponen de manifiesto deficiencias en los niveles de las personas, la organización y la corporación. Incluso, y esta es una perspectiva adicional muy importante a la vez que necesaria, y de la que se beneficia por ser fruto de un comité supra institucional, el informe señala notables deficiencias atribuibles al penúltimo nivel del modelo de Rasmussen, esto es, a deficiencias de organización y gestión en el organismo regulador y otros órganos de la administración, que resultaron en un inadecuado desempeño de sus funciones.

Si los trazos del boceto anterior ilustran cuándo se ha ido incorporando el análisis sistemático de los factores humanos y organizativos a la industria nuclear y qué accidentes han sido clave para ello, las causas que explican el porqué de las reticencias y las barreras que se han debido superar para adoptar esta visión complementaria de la seguridad nuclear son múltiples. Una primera causa apunta a una industria altamente tecnológica, pionera incluso en los orígenes de su explotación comercial en múltiples facetas de la ingeniería y en la aplicación de estrictos estándares de seguridad basados en la redundancia y en la diversidad de los sistemas de seguridad; conformada a su vez casi en su totalidad, obviamente de

acuerdo a su visión, por especialistas y gestores con extraordinarias competencias tecnológicas. La dificultad para identificar con nitidez los beneficios derivados, para la seguridad nuclear y para la explotación comercial, de la incorporación de estas mal llamadas nuevas competencias o competencias “soft”, incluso en algunos casos la falta de cuestionamiento sobre la necesidad de dicha incorporación, y la percepción como innecesario del aprendizaje de otros sectores que, en este ámbito, se encontraban más desarrollados, ha constituido un segundo factor contribuyente. Un tercer factor causal es, sin duda, el propio campo de observación de los análisis de factores humanos y organizativos, por su naturaleza muy próximo en algunas facetas a territorios sensibles de la gestión que, a pesar de su notable impacto en la seguridad, los titulares de las compañías eléctricas (e incluso a veces los mismos reguladores) tienden a percibir como excluidos de los procesos de análisis y mejora (y supervisión) convencionales que se desarrollan en una instalación nuclear.

3.3 Conceptos, definiciones, bases técnicas y fundamentos

El análisis de accidentes sucedidos en el ámbito industrial, del transporte y sanitario, ponen de relieve, como ya se ha descrito en el apartado anterior, el impacto que las personas, las organizaciones, las compañías propietarias, los reguladores y el propio gobierno tienen en la seguridad de estos sistemas, así como la gravedad de sus consecuencias.

La investigación de accidentes como los ocurridos en Los Rodeos (Tenerife, 1977), Three Mile Island (Harrisburg, 1979), Chernobyl (Ukrania, 1985) o Piper Alpha (Aberdeen, 1988), por citar algunos de los más conocidos, y también ya alejados en el tiempo, ha identificado factores contribuyentes y causas relacionadas con aspectos como los siguientes:

- comunicaciones imprecisas, ambiguas (Los Rodeos)
- tráfico aéreo muy superior a lo habitual, instalaciones no dimensionadas para albergarlo (Los Rodeos)
- modelos de avión distintos a los gestionados habitualmente por los controladores (Los Rodeos)
- interrelaciones inadecuadas en el equipo de trabajo (alto grado de dependencia entre el personal y falta de cuestionamiento de las decisiones de la persona de mayor rango) (Los Rodeos)
- condiciones meteorológicas difíciles de prever, visibilidad reducida o nula (Los Rodeos)
- retrasos acumulados, preocupación y presión temporal provocada por la superación de requisitos administrativos (horas permitidas de vuelo) (Los Rodeos)
- dificultad en la observación de parámetros clave del proceso, instrumentación sin rango suficiente, pobre diseño de la interfase hombre-máquina (TMI)
- procedimientos inadecuados para responder de forma ágil a anomalías, diagnóstico erróneo de la situación (TMI)
- desconocimiento de la secuencia accidental en progreso (TMI)

- presencia de personal en sala de control no directamente implicado en la gestión de la emergencia (TMI)
- falta de soporte e implicación de la compañía propietaria (TMI)
- múltiples anomalías presentes, mantenimiento inadecuado de la instalación (TMI)
- turno de noche (TMI)
- desconocimiento del comportamiento del reactor a bajas potencias (Chernobyl)
- planificación inadecuada de la prueba, decisión de continuar con su desarrollo en condiciones inseguras (Chernobyl)
- interferencias de elementos externos a la operación con intereses contrapuestos (despacho de carga, autoridades estatales) (Chernobyl)
- inadecuada gestión de los permisos de trabajo y procesos de cambio de turno (Piper Alpha)
- análisis de riesgos inadecuado en cambios de diseño (Piper Alpha)
- comunicaciones deficientes durante la gestión de la emergencia (Piper Alpha)
- sistemas de seguridad inhabilitados (Piper Alpha)
- las plataformas cercanas siguieron bombeando combustible después de la primera explosión (Piper Alpha)

Aspectos estos que, lamentablemente, continúan apareciendo en accidentes más recientes (Columbia en 2003, Texas City en 2005, Spanair en 2008, Deepwater Horizon en 2010, Fukushima en 2011, Santiago en 2013, etc.) y que no “cabén” en la dimensión de la tecnología del modelo socio-técnico (ver apartado 3.1, Rasmussen).

Todos los accidentes señalados, lamentablemente también, se ajustan al perfil del “accidente organizativo”, descrito por James Reason en una de sus últimas publicaciones (Ref. 8), en el área de los factores humanos y organizativos, y sirve para ilustrar una serie de conceptos ampliamente manejados:

- Muchos de los factores contribuyentes estaban presentes en el sistema con anterioridad a la ocurrencia del accidente, en algunos casos, varios años antes (“**condiciones o fallos latentes**”).
- Todos los sistemas anteriormente señalados contaban con un sistema de defensas múltiples, barreras y salvaguardias diseñadas de acuerdo a los riesgos o amenazas conocidas.
- El accidente sobreviene porque una serie de condiciones latentes se concatenan en una secuencia no prevista, desencadenada por un suceso iniciador (“**fallo activo**”), que conjuntamente deshabilitan todas las barreras de diseño, humanas y organizativas interpuestas ante el daño a evitar.

El denominado “modelo del queso suizo”, de James Reason (Ref. 9), ha sido utilizado extensamente para representar esta concepción del accidente (ver figura 4).

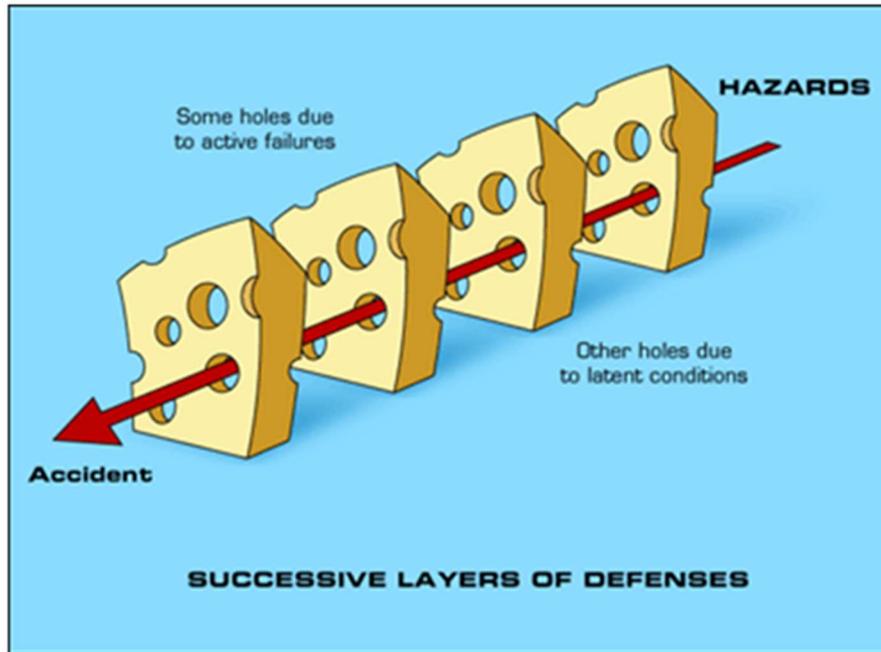


Figura 4. Modelo del queso suizo de James Reason

Asumiendo que el establecimiento de barreras es insuficiente para prevenir eventos no anticipados, actualmente se entiende la necesidad de considerar un esquema en el que la “Seguridad Regulada” y la “Seguridad Gestionada” se complementen e integren.

Mediante la aproximación “reguladora”, aplicando el conocimiento científico y técnico, se anticipan o identifican una serie de situaciones y riesgos asociados a la actividad en cuestión sobre los que se establecen condiciones y reglas (requisitos en su caso) dirigidas a impedir que esos riesgos y situaciones previstas tengan lugar.

Sin embargo, considerando las características de los sistemas socio-técnicos complejos (ver apartado 3.1), es necesario contar con la aparición de escenarios no anticipados, derivados del acoplamiento del sistema, de las dependencias entre sus características, de la complejidad de sus interacciones (Ref. 7), para los que no hay barreras previstas, que requieren de una respuesta apropiada basada en la capacidad de los individuos, organización y resto de los elementos del sistema (inteligencia adaptativa de los operadores y los profesionales del sistema o resiliencia) (Ref. 10).

El enfoque moderno de los factores humanos y organizativos de la seguridad industrial tiene en cuenta estas dos dimensiones y se centra en el desarrollo de la “seguridad gestionada”, aquella “basada en las competencias de las personas y el funcionamiento de los colectivos y las organizaciones, favoreciendo su compatibilidad con la seguridad regulada” (Ref. 11).

El enfoque de factores humanos y organizativos a la seguridad de los sistemas socio-técnicos (industriales, del transporte o sanitarios, entre otros) considera todos aquellos aspectos que condicionan la actuación humana (características fisiológicas, propiedades del razonamiento humano) y el comportamiento colectivo, de la organización y de la empresa. A través del análisis de la contribución de los distintos

agentes implicados en los procesos productivos (o de servicios) se busca entender los mecanismos de impacto en la seguridad y diseñar situaciones de trabajo y procesos dirigidos a la prevención y la gestión de los fallos humanos y organizativos (Ref. 11).

Esta aproximación se sustenta en bases técnicas, metodologías, herramientas y criterios procedentes de un espectro amplio de disciplinas que abarcan desde la Ingeniería de Factores Humanos a las ciencias del comportamiento, ciencias sociales y de la gestión (ver figura 5).

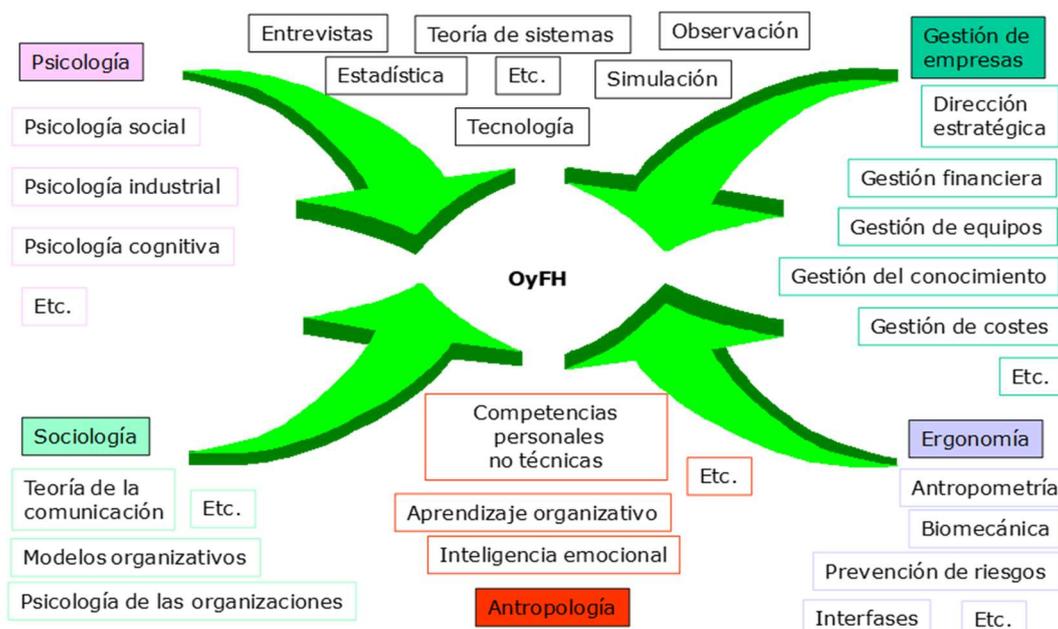


Figura 5. Conceptos y terminología de OyFH

En el ámbito de la aproximación reguladora aplicada desde el CSN en las instalaciones nucleares españolas, se manejan los conceptos que a continuación se presentan (Ref. 12).

- **Factores humanos y organizativos**

Se entiende por factores humanos y organizativos el conjunto de procesos y parámetros, propios y externos, de los individuos, de los grupos y de la organización de una instalación nuclear, que afectan a la seguridad nuclear mediante su influencia en los propios individuos y en las interacciones entre individuos y de éstos con la instalación.

- **Programa de Organización y Factores Humanos**

Instrumento desarrollado por la instalación nuclear que define e integra las actuaciones en OyFH, reflejando el compromiso formal de toda la organización con la seguridad a través de la evaluación y mejora de los factores humanos y organizativos, con el objeto de que la planificación, realización y seguimiento de dichas actuaciones se haga de manera coordinada y se asignen los recursos necesarios.

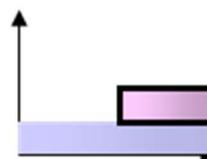
3.4 Relación de proyectos y actividades en Organización y Factores Humanos

Si bien la gama de actividades que se realizan en el ámbito de OyFH de cada central nuclear española es muy amplia, en los párrafos siguientes se apuntan algunas de ellas, las más frecuentes, con el fin de aportar una visión concreta de los análisis de factores humanos y organizativos que se desarrollan actualmente en las centrales nucleares españolas. De todas ellas, la Ingeniería de Factores Humanos, y la Organización y gestión de cambios organizativos serán objeto de un tratamiento monográfico en el apartado 3.5. Por su parte, la Cultura de Seguridad se abordará en el apartado 4, y los Sistemas de Gestión fueron tratados en el apartado 2.

Utilizando como referencia el modelo socio-técnico de Rasmussen y teniendo en cuenta que la mejora de la seguridad nuclear a través de la OyFH se circunscribe a los niveles de individuo, organización y corporación y su interacción con la tecnología, para cada una de las actividades que se describen a continuación se indica el nivel o niveles del modelo con las que se relaciona.

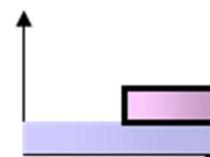
3.4.1 Ingeniería de Factores Humanos

Actividad desarrollada en el apartado 3.5.



3.4.2 Diseño y uso de procedimientos

La procedimentación de cualquier actividad relacionada con la seguridad constituye un principio básico de la seguridad nuclear y, en este sentido, típica, aunque no exclusivamente, los procedimientos de operación y de mantenimiento constituyen un área de intenso trabajo. Más allá de la precisión en su contenido técnico, el diseño de los mismos adaptándolos a las capacidades y limitaciones de las personas que los manejan, teniendo en cuenta los escenarios y el entorno de trabajo en que se aplican, requiere importantes esfuerzos de mejora continua desde el punto de vista de factores humanos y organizativos.



Algunos aspectos de factores humanos sobre los procedimientos son:

- ✓ Contenido (Operación, mantenimiento, etc.)
- ✓ Estructura (Texto, flowchart, doble columna modular, etc.)
- ✓ Soporte físico (Papel, informático, etc.)
- ✓ Incorporación de simbología para prevenir el error humano, firmas de realización de pasos, criterios de aceptación, etc.
- ✓ Gestión simultánea de varios procedimientos, etc.

Algunos aspectos organizativos en relación a los procedimientos son:

- ✓ Elaboración, verificación y validación, así como su actualización.
- ✓ Accesibilidad y uso (obligado, de referencia, de consulta).
- ✓ Clasificación (Procedimientos importantes para la seguridad, etc.)

3.4.3 Técnicas de prevención del error humano

La implantación de técnicas de prevención del error humano (TPEH) representa actualmente en la industria nuclear española, también, una importante actividad de evaluación y mejora. Técnicas como la comunicación a tres vías, el uso del alfabeto fonético, la auto verificación o la doble verificación o la verificación independiente, las reuniones preparatorias y de cierre de trabajos, el uso y adherencia a los procedimientos, la toma de decisiones conservadoras, el minuto de parada, están siendo implantadas de forma gradual y selectiva, acorde al tipo y relevancia para la seguridad de las diferentes tareas, lo cual está requiriendo de notables esfuerzos de análisis, diseño, entrenamiento, divulgación, etc., por parte de los especialistas de OyFH de las centrales nucleares (ver figura 6).

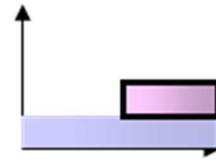
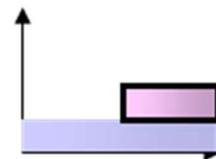


Figura 6. Ejemplos de ayudas relacionadas con TPEH

3.4.4 Formación y simuladores

En la industria nuclear es necesario que toda persona disponga de la preparación necesaria para desempeñar de forma segura y eficiente las funciones propias del puesto de trabajo. Los planes de formación que desarrollan las centrales nucleares tratan de conseguir la capacitación profesional de cada trabajador para el correcto desempeño de sus actividades, ya sea personal propio o contratado.



Los sistemas de simulación juegan un papel relevante en la formación y entrenamiento del personal de las centrales nucleares. Desde los simuladores réplica de alcance total, a escala real, de las salas de control (ver figura 7), que actualmente existen para todas las centrales nucleares españolas en operación, y que permiten entrenar a las tripulaciones o turnos de operación; hasta los más recientes desarrollos de simuladores de factores humanos (ver figura 8), con los que se pretende entrenar una amplia gama de comportamientos, dirigidos a

prácticamente todo el personal que trabaja en cada central nuclear (no sólo personal de operación), y que persiguen reducir la potencialidad del error humano en sus respectivas actividades, mediante el reforzamiento de determinadas expectativas de comportamiento; constituyen un área de continua mejora de la actuación humana.

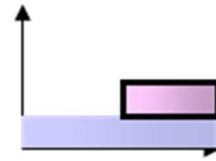


Figura 7. Simulador de Sala de Control

Figura 8. Simulador de Factores Humanos

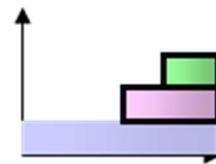
3.4.5 Fiabilidad Humana en los APS

La normativa nuclear, tradicionalmente determinista, se ha enriquecido en las ya casi tres últimas décadas con una aproximación probabilista, informada por el riesgo. Se han desarrollado modelos probabilistas muy precisos y detallados de sistemas y escenarios accidentales, analizándose la fiabilidad de sistemas y la evolución de posibles secuencias accidentales. Como parte integrante de estos estudios, los análisis de fiabilidad humana contemplan la contribución del ser humano al riesgo de una central nuclear, tanto en la ejecución de las tareas de pruebas, mantenimientos y calibraciones como en la de respuesta a incidentes, y en las dos vertientes complementarias, como generador de error y como mitigador de los escenarios accidentales.



3.4.6 Observación de comportamientos

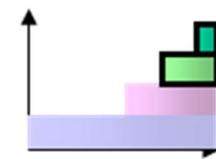
La supervisión de tareas relacionadas con la seguridad, sean realizadas por personal de plantilla o por personal de contrata, es también un punto crítico en la seguridad nuclear, persiguiendo el objetivo de reducir errores humanos. Para alcanzar ese objetivo se está actuando sobre la palanca que representan los comportamientos, y el cumplimiento de las expectativas de comportamiento, de los ejecutores de los trabajos. Por tanto, esta supervisión, que tradicionalmente tenía un enfoque exclusivamente técnico, se está complementando en la actualidad con la necesaria observación e interacción sobre los comportamientos humanos.



Para ello, las centrales nucleares cuentan con diversos programas que pretenden supervisar dichos comportamientos, a la par que sirven para cumplir otros objetivos. Así está establecida desde la tradicional supervisión técnica de trabajos realizada por la línea jerárquica, que se está reorientando para dotarla de capacidad adicional de supervisión de comportamientos humanos, a los programas de supervisión muy especializada del desarrollo de tareas por los propios expertos de OyFH de las centrales nucleares, pasando por los programas de supervisión directiva o presencia de mandos en campo, que pretenden aproximar a estos a la realidad de la instalación al mismo tiempo que generar oportunidades de “coaching” y liderazgo.

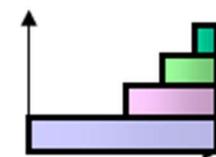
3.4.7 Organización y gestión de cambios organizativos

Actividad desarrollada en el apartado 3.5.



3.4.8 Análisis de incidentes y experiencia operativa

Las centrales nucleares cuentan con potentes programas de análisis de incidentes operativos y gestión de experiencia operativa, interna o propia y externa, en los que utilizando metodologías validadas se determinan las causas de los incidentes, se realizan análisis de tendencias, se aprende de incidentes en otras instalaciones, se adoptan medidas de mejora, etc.

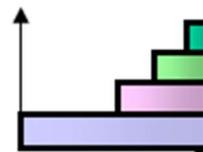


La contribución de los factores humanos y de los factores organizativos en los incidentes operativos suele ser muy considerable, por lo que la evaluación

especializada de los mismos es otra área de continuo trabajo en las centrales. Cabe mencionar las labores de divulgación que de la experiencia operativa interna se está realizando en las centrales nucleares.

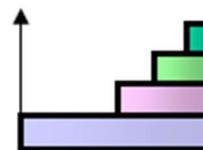
3.4.9 Sistemas de gestión integrada

Actividad desarrollada en el apartado 2.



3.4.10 Cultura de Seguridad

Actividad desarrollada en el apartado 4.

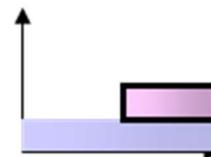


3.5 Descripción detallada de proyectos de Organización y Factores Humanos

Se describen de forma más detallada dos de los proyectos de OyFH desarrollados actualmente en las centrales nucleares españolas: la Ingeniería de Factores Humanos, y la organización y gestión de cambios organizativos.

3.5.1 Ingeniería de Factores Humanos

La Ingeniería de Factores Humanos (IFFHH) aplicada a la revisión y mejora del diseño de las interfases persona-máquina de una central nuclear constituye una actividad muy relevante. El objetivo de disponer de un buen diseño de las interfases y las tareas que debe realizar el ser humano es adaptar los mismos a las capacidades y limitaciones del propio ser humano, facilitando así su labor y minimizando e introduciendo barreras a la ocurrencia de errores.



Frecuentemente el diseño de las salas de control principales (disposición, alarmas, indicadores, registradores, controles, etc.), y de los paneles de parada de emergencia, tienden a concentrar la mayor atención, por su importancia; pero también tiene relevancia el diseño de interfases de operación locales (fuera de las salas de control), por su potencial en la ocurrencia de errores humanos.

Además de los nuevos diseños que se implanten, las modificaciones en los diseños de sistemas y componentes existentes, así como modificaciones que supongan cambios en acciones de los operadores han de ser objeto de un programa de IFFHH que el titular debe desarrollar para cada caso.

El NUREG-0711 “*Human Factors Engineering Program Review Model*” (Ref. 13), describe un proceso que, aplicado correctamente por el titular, cumple las expectativas del regulador para verificar que los diseños, o los procesos de diseño, o las evaluaciones de seguridad, son adecuados desde el punto de vista de la IFFHH (adecuada integración de las características y capacidades humanas en el diseño de la instalación) y que, por tanto, los niveles de seguridad se mantienen o mejoran.

Esta metodología establece y desarrolla las doce áreas de revisión que integran el modelo (ver figura 9) y que se utilizarían, en mayor o menor detalle, en función de cada aplicación concreta.

Human Factors Engineering Program Review Model

NUREG-0711, Rev. 3 (Nov. 2012)

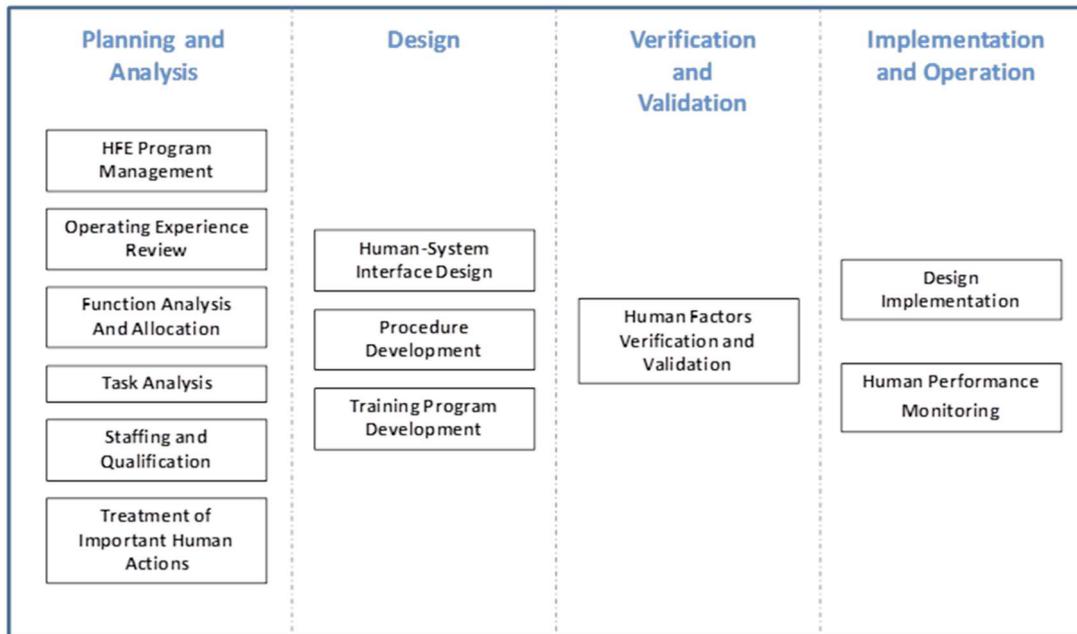


Figura 9. Modelo del Programa de Ingeniería de Factores Humanos

El objetivo de cada una de las áreas de revisión del modelo se describe a continuación:

1. **Gestión del Programa de IFFHH:** Incluir una planificación de actividades que asegure que los aspectos de IFFHH son adecuadamente desarrollados, ejecutados, supervisados y documentados.
2. **Revisión de experiencia operativa:** Asegurar que cuestiones de IFFHH relacionadas con el diseño, la implantación u operación de diseños previos similares se han identificado y analizado.
3. **Análisis de requisitos funcionales y asignación de funciones:** Definir las funciones de seguridad que debe cumplir el nuevo diseño con el objetivo de identificar los nuevos requisitos funcionales de los componentes del sistema, y establecer la asignación de dichas funciones (manual/ automático/ combinación de ambas) teniendo en cuenta las capacidades y las limitaciones humanas.
4. **Análisis de tareas:** Identificar, a partir de las funciones definidas, las tareas específicas que ha de realizar el personal de la planta para cumplir con las funciones, así como los requisitos necesarios de información, control y apoyo a esas tareas.
5. **Dotación y cualificación del personal:** Definir el número de personas necesarias y su cualificación requerida para la realización de las tareas asociadas al diseño y de acuerdo a la normativa.

6. **Tratamiento de las acciones humanas importantes:** Con el análisis de fiabilidad humana se identifican las acciones humanas importantes para el riesgo implicadas en el diseño. Uno de sus principales objetivos es detectar aspectos de la IFFHH que puedan afectar al rendimiento humano, como son el desarrollo de procedimientos, la interfase persona-máquina o el entrenamiento, entre otros. Con los cambios surgidos por el nuevo diseño se debe actualizar el modelo de APS de la planta, de forma que se incorporen en el mismo todos los aspectos relacionados con sistemas, componentes o acciones humanas.
7. **Diseño de la interfase persona-máquina:** Verificar que las interfases persona-máquina incluidas en el nuevo diseño han sido diseñadas de acuerdo a criterios de IFFHH (ver figura 10), recogidos en el NUREG-0700 “Human-System Interface Design Review Guidelines” (Ref. 14) y tomando como base los requisitos de funciones y tareas definidos en fases anteriores.

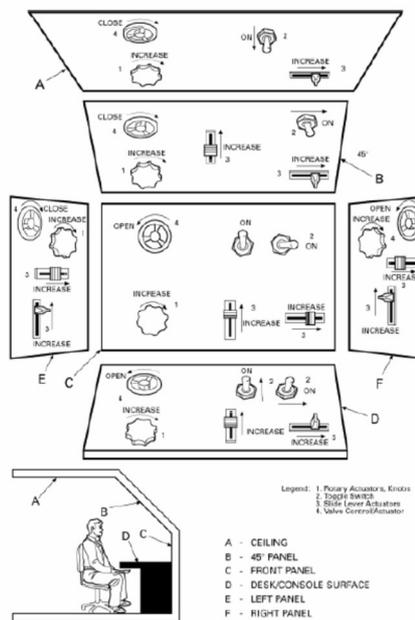


Figura 10. Criterios de IFFHH en Controles del NUREG-0700

8. **Desarrollo de procedimientos:** Verificar que los procedimientos de la planta han sido elaborados o modificados teniendo en cuenta criterios de IFFHH que garanticen que son una guía adecuada para la realización de las acciones humanas implicadas en el diseño, que reflejan los cambios de los equipos de planta que han sido implantados y que son técnicamente precisos, entendibles, explícitos, fáciles de usar y validados
9. **Desarrollo del programa de entrenamiento:** Asegurar que el personal implicado en el nuevo diseño ha recibido la formación necesaria antes de su implantación definitiva, así como actualizar los programas de formación con los nuevos conocimientos y habilidades necesarios y de acuerdo a un análisis de necesidades de formación.

10. **Verificación y validación de Factores Humanos (V&V):** Comprobar que el nuevo diseño cumple con los principios de la IFFHH y que permite que el personal realice satisfactoriamente sus tareas para garantizar la seguridad de la central y los objetivos operacionales, es decir, dispone de las equipos, indicaciones y herramientas necesarios, del nivel de detalle de las instrucciones adecuado y del tiempo requerido.
11. **Implantación del diseño:** Comprobar que el diseño construido es igual al diseño verificado y validado, evaluar aquellos aspectos que no se pudieron evaluar durante la V&V, asegurar la resolución de todas las discrepancias surgidas durante el proceso, así como garantizar que los procedimientos de puesta en marcha y pruebas están bien definidos, los procedimientos de operación afectados han sido modificados y el entrenamiento del personal involucrado ha sido realizado.
12. **Monitorización de la actuación humana:** Asegurar que las conclusiones del proceso de V&V se mantienen a lo largo del tiempo y que los cambios que se realicen en interfases persona-máquina, procedimientos y entrenamiento no afecten negativamente a la actuación humana.

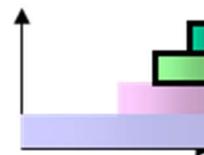
Finalmente, la actualización tecnológica con la transición de instrumentación analógica a digital, los análisis de los sistemas de comunicación e iluminación disponibles en situaciones accidentales, la accesibilidad y mantenibilidad de equipos, o los programas de V&V de las modificaciones de diseño, constituyen áreas de trabajo y mejora en las que actualmente se está trabajando en las centrales nucleares en el ámbito de la IFFHH.

3.5.2 Organización y gestión de cambios organizativos

El término organización, en el ámbito de la seguridad industrial (nuclear, en el caso que nos ocupa), abarca aspectos que van más allá de la estructura organizativa, del organigrama de la instalación. La consideración de los factores humanos y organizativos está fundamentada en un concepto de organización más desarrollado, que considera sus características, los aspectos relacionados con su funcionamiento y los rasgos que favorecen la disminución de los riesgos que contribuyen a los accidentes y la mitigación de sus consecuencias. El análisis de accidentes como los sucedidos en la planta de Bhopal (India, 1984), con el transbordador Challenger (EEUU, 1986), Chernobyl (Ukrania, 1986) o el transbordador Columbia (EEUU, 2003), entre otros, ha puesto de manifiesto la influencia de las características organizativas en la probabilidad de ocurrencia de errores y las posibilidades de su recuperación.

El organigrama es una representación más o menos simple de las áreas funcionales que componen la estructura interna de una empresa, en la que se indica cuáles son las distintas unidades que la integra, refleja la forma prevista de relación y coordinación entre ellas, y facilita la comprensión de la asignación de funciones decidida por la dirección.

La estructura organizativa refleja la forma en que la empresa ha decidido prepararse para responder a los retos o satisfacer los objetivos planteados, para la consecución de sus fines. Según ello, es posible encontrar diferentes modelos de organización (vertical, horizontal o matricial) más o menos indicados dependiendo del contexto y las prioridades que se establezcan para conseguir sus objetivos: coordinación



centralizada, estructura flexible, más especializada, dirección jerárquica, transversal, etc. (ver figura 11).

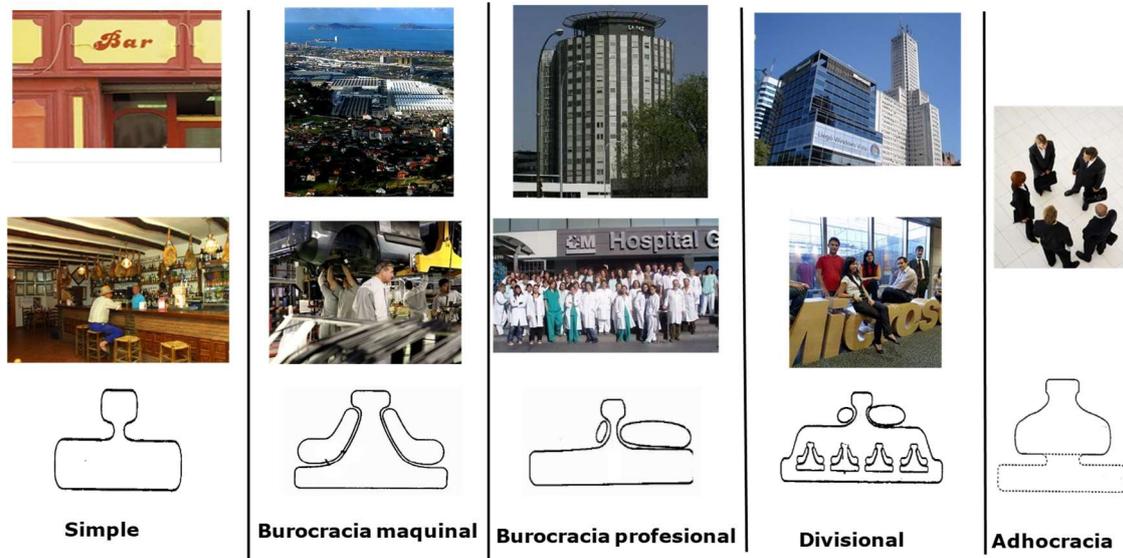


Figura 11. Estructuras organizativas

Las figuras 12 y 13 muestran la estructura organizativa típica de una central nuclear.

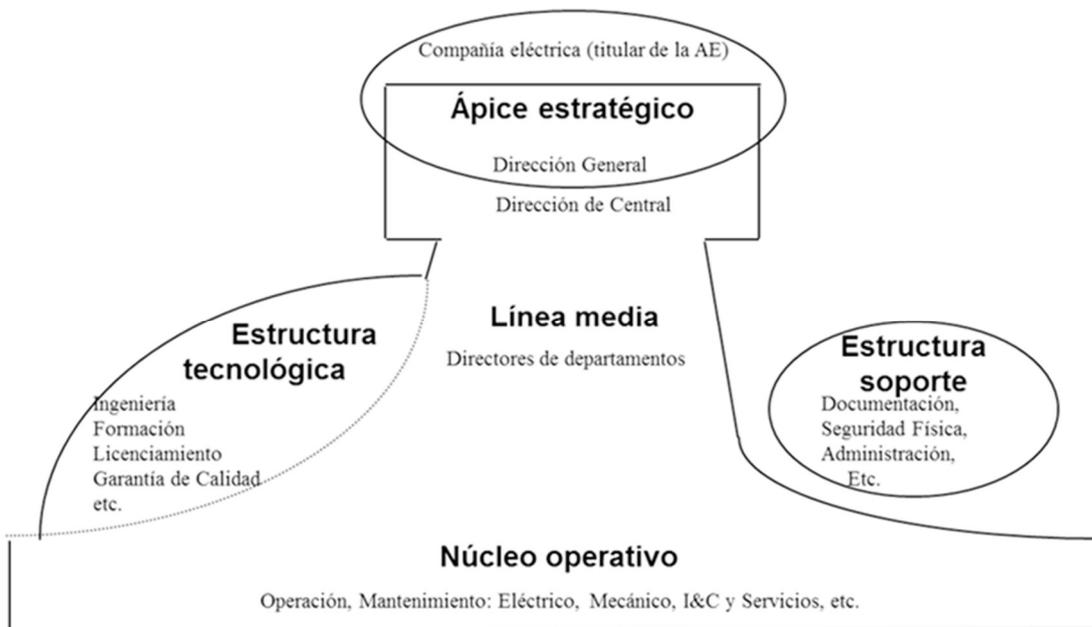


Figura 12. Estructura organizativa típica de una central nuclear

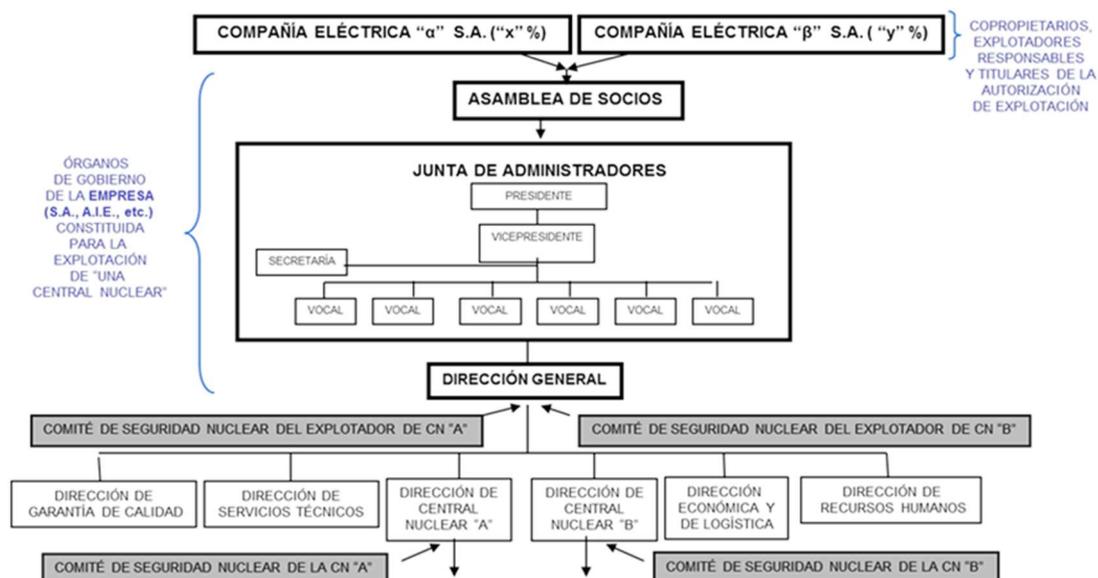


Figura 13. Esquema parcial de la estructura organizativa de una central nuclear genérica

El diseño organizativo de las centrales nucleares, aunque mantiene lógicamente estructuras organizativas y funciones estratégicas, operativas, de soporte y de mejora similares (típicamente con departamentos de Operación, Mantenimiento, Ingeniería, Recursos Humanos, Gestión Económica, etc., y Comités de Seguridad Nuclear de la Central, Comité de Seguridad Nuclear del Explotador, Órganos de Gobierno, etc.), cuyas funciones son desarrolladas por personal de plantilla con muy significativos apoyos de personal contratado a empresas de servicios, también presenta relevantes diferencias a todos los niveles. Según los casos, son operadas por sociedades mercantiles del tipo AIE (Agrupación de Interés Económico) o SA (Sociedades Anónimas). Las diferentes compañías eléctricas son las propietarias, individual o participadamente, de cada central (o incluso de cada reactor nuclear) y, por tanto, son las responsables de la creación y administración de dichas sociedades mercantiles para la explotación de las centrales nucleares.

Las centrales nucleares, a su vez, constituyen un elemento más a poner en contexto dentro de toda la industria nuclear española, constituida por instalaciones y empresas de todo tipo de servicios nucleares, empresas de minería del uranio, empresas de fabricación de equipos y componentes, empresa e instalación de fabricación de combustible nuclear (Juzbado en Salamanca), empresa e instalaciones de gestión de residuos radiactivos (El Cabril en Córdoba), etc.

En el ámbito de las instalaciones nucleares españolas el **Reglamento de Funcionamiento** es el documento en el que se recoge la estructura organizativa y la asignación de funciones relacionadas con la seguridad decidida, incluyendo las de los órganos de gobierno de las empresas titulares de la Autorización de Explotación. Como Documento Oficial de Explotación, los cambios organizativos que afecten a su contenido están sujetos a revisión por parte del Consejo de Seguridad Nuclear y posterior aprobación por parte del Ministerio de Industria, Energía y Turismo. Las funciones recogidas en el Reglamento de Funcionamiento se desarrollan con mayor

detalle en el **Manual de Organización** y en los correspondientes procedimientos de cada unidad organizativa.

La dotación de recursos humanos, de personal de plantilla y de personal contratado, mantenidas por encima de unas dotaciones mínimas y con una cualificación adecuada, constituye asimismo un elemento esencial para asegurar la explotación segura de las instalaciones nucleares y está sujeta a revisión por parte del CSN.

La **gestión de cambios organizativos con implicaciones en la seguridad** se ha sistematizado en la industria nuclear española, siendo requerido su análisis sistemático en los propios procedimientos de las instalaciones nucleares. El titular de la instalación debe llevar a cabo un análisis adecuado de la nueva organización propuesta, verificando que se mantienen todas las funciones de seguridad y que no se introducen con el cambio disfunciones en la forma de llevarlas a cabo que puedan tener repercusiones sobre la seguridad.

El proceso establecido en las centrales nucleares españolas y la Fábrica de Juzbado para la gestión de cambios organizativos incluye el establecimiento claro del objetivo del cambio y su justificación, el análisis de los cambios en funciones y en las personas que van a ejecutar dichas funciones, la identificación de la formación necesaria para la realización de las nuevas funciones, la identificación de la documentación y procedimientos afectados por el cambio, la revisión de los mismos, la comunicación del cambio y el anuncio de la entrada en vigor de la nueva organización; adicionalmente se lleva a cabo la verificación de la correcta implantación del cambio y, con posterioridad, la verificación de su eficacia, estando previsto el establecimiento de medidas correctoras en caso de que se identifiquen desviaciones de los objetivos inicialmente planteados o ante efectos no anticipados en la fase de análisis.

Finalmente, señalar que la **Instrucción de Seguridad IS-19 del CSN** (Ref. 4) sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares (apartado 2), establece lo siguiente en relación con la gestión de los cambios organizativos:

“7.3.18 Los cambios organizativos se evaluarán, clasificarán en función de su importancia para la seguridad, y se justificarán antes de su implantación”.

“7.3.19 La implantación de los cambios organizativos se planificará, controlará, comunicará, vigilará y registrará para garantizar que la seguridad no se vea comprometida”

3.6 Programas de Organización y Factores Humanos en la industria nuclear española

A finales de la década de los 90, el CSN dio un paso adelante en relación al tratamiento de los factores humanos y organizativos en las centrales nucleares españolas, al solicitar formalmente el desarrollo en cada una de ellas de un Programa de Evaluación y Mejora en Organización y Factores Humanos, y la creación de unidades organizativas dotadas de especialistas en esta materia, para lo cual se asoció la solicitud de estos programas a la renovación de las autorizaciones de explotación (Ref. 20). Posteriormente, se hizo una solicitud análoga para el caso de la Fábrica de Combustible Nuclear de Juzbado, para cuyo Programa de OyFH son aplicables consideraciones análogas a las que se presentan a continuación.

Hasta ese momento, las centrales nucleares españolas venían realizando algunas actividades en materia de OyFH, que se desarrollaban de forma inconexa dentro de las centrales, con distintos responsables y aproximaciones, y, en algunos casos paradigmáticos, como proyectos contratados a terceros y con limitada involucración de los titulares en los mismos, debido entre otras razones a la no disponibilidad de especialistas propios (tal y como los proyectos de revisión del diseño de las salas de control para adecuarlas a criterios de la IFFHH). Los proyectos realizados en este ámbito se realizaban en algunos casos como respuesta a requisitos reguladores (caso de las revisiones del diseño de las salas de control), en otros respondían a la necesidad de resolver problemas específicos planteados, y en otros venían dictados por la adecuación a mejores prácticas internacionales.

En este contexto, y tras una revisión de la situación internacional a este respecto, desde el CSN se consideró necesario requerir el desarrollo de Programas de evaluación y mejora de la seguridad en OyFH en las centrales nucleares españolas, con el objetivo de integrar, dar coherencia y priorizar en cada central las diversas actividades y proyectos en este campo, y para mostrar el compromiso de la dirección de cada central con el desarrollo y mejora en esta disciplina, garantizando una estrategia de continuidad independiente de cambios en los medios y las personas encargadas de implantarlos.

Para avanzar en este proceso, y dada las lógicas dificultades e incertidumbres que siempre generan la novedad y los primeros pasos en cualquier actividad, en el CSN se preparó un documento cuyo objetivo era exponer algunas consideraciones sobre las características que debían conformar un Programa de evaluación y mejora de la seguridad en "Organización y Factores Humanos" en una central nuclear. Con él se pretendía contribuir a facilitar el diseño, desarrollo, implantación, adaptación o mejora de este programa en las centrales, y, sin voluntad de servir de manual ni procedimiento completo y detallado, se trató de aportar reflexiones sobre la concepción de un Programa de OyFH, sobre la necesidad y ventajas o beneficios de un programa de este tipo, así como sobre posibles aproximaciones a su diseño. A partir de ello, era y es potestad y responsabilidad de las centrales nucleares el diseño de detalle del programa, siempre que ese diseño establezca las condiciones necesarias para asegurar razonablemente un adecuado tratamiento del mismo.

Los contenidos básicos en torno a los cuales se estructuran los Programas de OyFH de las instalaciones nucleares españolas son los siguientes:

- Documento que soporta el Programa (rango del documento, fecha de edición y vigencia), y descripción del objetivo (u objetivos) establecido por el titular para el mismo.
- Responsabilidades en el desarrollo del Programa. Departamento responsable.
- Actividades enmarcadas en el Programa, planificación y procesos previstos para su desarrollo.
- Recursos humanos, materiales y de formación asignados al Programa.
- Mecanismos de coordinación con otros departamentos y programas relacionados.
- Descripción de las condiciones establecidas para garantizar un adecuado tratamiento del Programa en el futuro.

En el momento actual, todas las centrales nucleares españolas, así como la Fábrica de Juzbado, disponen de Programas de OyFH, y han dotado a sus organizaciones de responsables o coordinadores en la materia. Ante la diversidad de materias científicas cubiertas por esta disciplina, desde la ergonomía a la psicología, pasando por la organización y administración de empresas, la antropología social y la pura tecnología, y dada la ausencia de una formación académica única que diera cobertura completa a todas estas necesidades, se diseñaron e impartieron programas de formación específicos, a medida, para estos nuevos especialistas.

La estructura elegida para ello en cada instalación difiere, estando los especialistas integrados en distintos departamentos según la decisión de cada titular al respecto (en general en Seguridad y Licencia, Explotación, o Garantía de Calidad). Cada central dispone de al menos 2 ó 3 especialistas, y, en todos los casos la estructura elegida y las funciones en relación a OyFH se han recogido en los respectivos Reglamentos de Funcionamiento (RF). La inclusión de las funciones relacionadas con OyFH en los RF supone el reconocimiento explícito de la relación y la influencia de estos aspectos en la seguridad.

Los Programas de OyFH son, en general, documentos de alto nivel en las respectivas organizaciones, declaraciones de intenciones en las que se dibujan las grandes líneas de trabajo y el modo de llevarlo a cabo. El modo de ejecución de estos programas se concreta a través de planes de trabajo anuales o bienales, en los cuales cada central plasma los proyectos concretos en los que se va a trabajar en el periodo, con el objetivo de mejorar en determinadas áreas, consideradas prioritarias para ese periodo y para los que se especifican los plazos y responsables de ejecución, y se recogen las actividades en áreas concretas de OyFH que se desarrollan de manera habitual en la organización (por ejemplo, suelen ser líneas de trabajo continuas en la organización la participación en el análisis de experiencia operativa o en las modificaciones de diseño, desde el punto de vista de factores humanos, o las observaciones de trabajos realizadas por los especialistas de OyFH).

La gama de actuaciones que se pueden desarrollar en cada central es muy amplia, pudiéndose encontrar ejemplos de las mismas en el apartado 3.4 de este tema. Las formas de identificación de los proyectos y actividades en los que una central va a trabajar durante un periodo son diversas, pudiendo provenir de la propia planificación de trabajos en la instalación (por ejemplo, en el caso de la IFFHH en modificaciones de diseño o de la gestión de cambios organizativos), de la identificación de áreas de mejora por medio de los mecanismos de autoevaluación y evaluación externa disponibles en la organización, del benchmarking con otras organizaciones y adaptación a las mejores prácticas de la industria nuclear u otras industrias, o de los propios requisitos reguladores.

En paralelo con la solicitud formal de los Programas de OyFH, a partir de junio de 2000 el CSN realizó un trabajo conjunto con los titulares de las centrales nucleares (y posteriormente con el Titular de Juzbado), a través de un grupo de trabajo en el que participaron los especialistas de OyFH del CSN y los nuevos responsables de este tema en cada una de las centrales. Este grupo de trabajo mantiene desde entonces reuniones regulares, con el objetivo de servir de foro de discusión e intercambio de experiencias e información relevante en OyFH, y como base de trabajos y desarrollos conjuntos entre el CSN y la industria.

La primera tarea abordada por este grupo fue discutir en detalle el documento elaborado por el CSN, para facilitar la respuesta de las centrales al requisito

establecido, y llevar a cabo una clarificación y homogeneización de criterios para el diseño de los programas, tanto en cuanto a los proyectos que debían ser incluidos en los mismos como en cuanto a las responsabilidades que se esperarían de los especialistas en OyFH. En este sentido, se establecieron formas de participación diversas, que pueden ser de ejecución directa de una determinada tarea o colaboración en ella, aportación de criterios, supervisión, o impulsión o promoción, en función de las tareas a realizar.

Como resultado de esta tarea, se definieron siete líneas de actuación posibles dentro de los Programas, acordes con las empleadas en la industria nuclear, y en todas las cuales se debería incidir, con el objetivo de lograr una mejora integral, en todas las facetas de la disciplina de OyFH. Estas líneas de actuación son: Eficiencia de la organización (estructura, recursos, etc.), Cultura de la seguridad, Actuación humana, Autoevaluación y gestión del conocimiento, Estado de la planta y control de la configuración, Gestión de trabajos y tareas, Condición y rendimiento de equipos.

Adicionalmente al grupo de trabajo con el CSN, y a la vista de los beneficios aportados por el trabajo conjunto y el flujo de información, las centrales nucleares crearon un grupo de trabajo sectorial sobre OyFH, en el cual se lleva a cabo un intenso intercambio de información, se colabora en la resolución de problemas y se realizan desarrollos conjuntos para áreas de interés comunes.

Como conclusión de este apartado, indicar que en el momento actual todas las centrales nucleares españolas cuentan con programas de evaluación y mejora de la seguridad en OyFH bien asentados (aunque aún persisten algunas diferencias en la madurez de los mismos entre unas y otras), impulsados y apoyados por la dirección, desarrollados por un grupo de dos o tres especialistas en cada central, cada vez más en integrada colaboración con los expertos de las otras disciplinas tecnológicas, soportados por apoyos externos, e integrados en buena parte de los procesos de la organización.

3.7 Aproximación reguladora

El difícil papel del organismo regulador, certeramente descrito por James Reason en su libro "*Managing the risk of Organizational Accidents*" (Ref. 21), cobra aquí especial relevancia en el sector nuclear (tanto para los profesionales del organismo regulador como, por extensión, para los propios profesionales de la industria) al abordar la disciplina de los factores humanos y organizativos y su influencia en la seguridad. Temas relativamente novedosos, alejados de la tradición y de las competencias tecnológicas existentes, y carentes en su mayor parte de una normativa prescriptiva exhaustiva (que es con la que ha estado acostumbrada a trabajar la industria nuclear) y, en los cuales subsiste la casi certeza de que tal aproximación prescriptiva puede no ser la más adecuada para abordarla.

De este modo, la aproximación reguladora a la supervisión de las actuaciones en materia de OyFH desarrolladas por las centrales nucleares no es homogénea, coexistiendo una aproximación prescriptiva, "clásica", en relación a algunos temas, especialmente aquellos en los que existe una normativa específica, con una aproximación de tipo más proactivo, de impulso y acompañamiento activo de las nuevas líneas de trabajo y enfoques en las instalaciones nucleares (siendo ejemplos de ello la promoción del desarrollo de los Programas de OyFH (apartado 3.6), el desarrollo de una herramienta de evaluación organizativa y de cultura de seguridad (apartado 4), o las reuniones periódicas con el grupo sectorial de OyFH (apartado

3.6). El objetivo de este segundo tipo de aproximación reguladora supone no sólo verificar la realización de una serie de hitos, sino lograr el convencimiento de los titulares sobre las ventajas de integrar en sus procesos una aproximación de factores humanos y organizativos. Para ello, a lo largo del tiempo el CSN ha participado en foros de intercambio con la industria, reuniones y proyectos de investigación, tales como el proyecto IOS mencionado en apartados anteriores.

El CSN cuenta con un grupo de especialistas que supervisa, mediante reuniones, evaluaciones e inspecciones, que los Programas de OyFH alcancen su objetivo, esto es, garantizar que se analiza y mejora el impacto de los factores humanos y organizativos en la seguridad nuclear. Las inspecciones realizadas, de carácter bienal, forman parte del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC), y del plan básico de inspección del CSN.

Los especialistas en OyFH del CSN participan en tareas de evaluación, aportando la visión OyFH en temas como las solicitudes de modificaciones de diseño, en las que se integra ya de forma general la IFFHH, la evaluación de la fiabilidad humana en los APS, y las autorizaciones de propuestas de cambio de RF, en las que se analiza especialmente la gestión de los cambios organizativos desarrollada por el Titular.

Se aporta asimismo la visión de OyFH en las inspecciones de bases de diseño de sistemas y componentes, en la valoración e inspección de incidentes notificables, en las inspecciones de los Sistemas de Gestión, y en el seguimiento e inspección de los planes de acción para el cambio cultural y organizativo desarrollados por aquellas centrales nucleares que han sufrido incidentes relevantes, en los que se han identificado causas subyacentes relacionadas con la cultura de la organización.

4. CULTURA DE SEGURIDAD

La cultura (y, en particular, la cultura organizativa) es un concepto colectivo, referido a los valores, creencias y convicciones compartidos por un grupo, organización o sociedad, que nos habla, en definitiva, de aquello que mueve los comportamientos de ese colectivo.

La cultura de seguridad (CS) no es sino la cultura organizativa de un grupo en relación a la seguridad, y da cuenta por tanto de las convicciones básicas, creencias y percepciones del grupo en cuanto a la seguridad, y de los comportamientos y actitudes en que se reflejan.

La evolución del tratamiento de los aspectos de factores humanos y organizativos en las industrias con altos requisitos de seguridad ha llevado a la consideración de la CS en este tipo de instalaciones, entre las que se incluyen las centrales nucleares, como uno más de los factores con influencia en la seguridad. Tal como se indica en el apartado 3.2, la importancia de los aspectos organizativos para la seguridad, el tercer nivel del modelo de Rasmussen, se puso trágicamente de manifiesto en la industria nuclear en el accidente ocurrido en 1986 en la central nuclear de Chernobyl, dando lugar al desarrollo por parte del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) del concepto de Cultura de Seguridad, que cobró a partir de ese momento fuerza en la industria nuclear y en los reguladores de la misma. Catástrofes ocurridas en la misma época, fuera del ámbito nuclear, tales como el del transbordador espacial Challenger en EEUU, en 1986, o el de la planta química de Bhopal en la India, en 1984, vinieron a corroborar la relevancia de este nivel.

La CS se ha definido de formas diversas a lo largo del tiempo y por distintas entidades. Como ejemplo, la definición desarrollada por el OIEA (Ref. 15), y la más comúnmente empleada, considera la CS como el “conjunto de características y actitudes de las organizaciones y los individuos que establecen que los temas relacionados con la seguridad nuclear, considerados como una prioridad irrenunciable, reciben la atención que requiere su importancia”.

En Francia, el Instituto para una Cultura de Seguridad Industrial (ICSI), creado en 2003 como iniciativa conjunta de la industria, las universidades y colectivos territoriales franceses (Ref.17), utiliza el concepto de CS para designar el componente de la cultura de la empresa referido a cuestiones de seguridad en ambientes de trabajo con riesgos significativos. Más precisamente, define la CS como el “conjunto de prácticas desarrolladas y repetidas por los principales actores involucrados, para controlar los riesgos de su propia actividad”.

Una vez identificada la importancia de la CS en las organizaciones, el paso siguiente fue desarrollar caracterizaciones o parametrizaciones de la misma, con objeto de facilitar su medida, esto es, la identificación de debilidades o áreas de mejora que permitan anticiparse a una degradación que pudiera desembocar en incidentes o accidentes como los mencionados anteriormente.

Al igual que ocurre con su definición, se han desarrollado diferentes parametrizaciones de la CS, entre las que se pueden mencionar las cinco características y treinta y ocho parámetros de CS del OIEA, los siete principios de INPO (Institute of Nuclear Power Operations), los diez traits recientemente desarrollados por la NRC (Ref. 18), o los trece componentes transversales del SISC del CSN. Todas ellas tienen en común que representan dimensiones organizativas, que permiten asomarse a los elementos de la cultura de una instalación en cuanto a su aproximación a la seguridad.

El análisis de la cultura, de modo general, y de modo particular la de la CS, se representa a través de tres niveles, según el modelo de Schein (Ref. 19), habitualmente ilustrados gráficamente en forma de iceberg (ver figura 14). En el nivel más profundo, difícilmente accesible, se sitúan las convicciones y creencias compartidas por un grupo, que mueven silenciosamente los hilos del comportamiento grupal. En la punta del iceberg se encuentran los elementos más visibles que representan a la organización, los denominados “artefactos”: los comportamientos y actitudes personales, la configuración del espacio, la estructura organizativa, la situación de orden y limpieza que se observan en la instalación, los propios presupuestos, etc. Entre ambos niveles, en uno intermedio, residen los valores que la propia organización dice defender y practicar: sus “valores expuestos”.

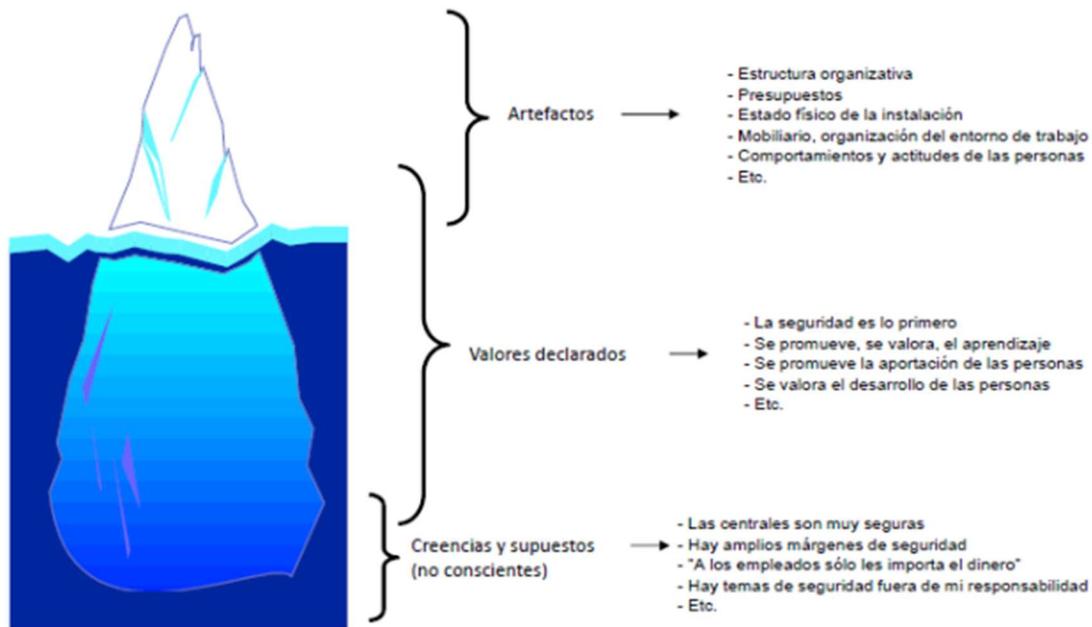


Figura 14. Modelo del iceberg de Schein

Las metodologías de análisis de CS parten de alguno de los modelos de CS y valoran, a través de la observación y evaluación de los comportamientos, actitudes, opiniones y percepciones de los individuos; de los elementos que conforman la organización (los documentos que plasman su misión, visión y valores, sus planes estratégicos, su estructura, sus procedimientos, etc.), o de la propia historia de la organización; la madurez de cada uno de los parámetros o dimensiones que conforman la CS. Cualquier metodología de análisis de CS deberá tratar de entender los niveles más profundos de las creencias y convicciones compartidas y para ello, en gran medida, deberá perseguir y analizar las posibles discrepancias entre lo que se dice (los valores expuestos), y lo que se hace (los artefactos) (Ref. 16).

Las técnicas empleadas comúnmente por las metodologías de evaluación de CS son la revisión documental (principalmente relacionada con organización, estructura organizativa, programas de mejora, experiencia operativa, etc.), la observación de comportamientos (en reuniones, realización de trabajos en campo y sala de control, cambios de turno, etc.), las entrevistas personales y grupales; y los cuestionarios o encuestas. Mediante una combinación de estas técnicas, es posible contrastar y validar los resultados obtenidos por cada una de ellas de forma individual, obteniendo finalmente observaciones positivas y áreas que requieren atención. Esto permite tanto enfocar los esfuerzos de mejora de la organización, como, en el caso de la aplicación periódica de las metodologías de evaluación, valorar la evolución del estado de la CS desde la evaluación anterior.

El OIEA considera que las organizaciones atraviesan diversas etapas en cuanto al desarrollo en las mismas de su CS (Ref. 16). En la primera etapa la seguridad se basaría en el estricto cumplimiento de las reglas. En un segundo momento, la seguridad se convierte en un objetivo de la propia organización, que se esfuerza por

conseguirlo. En la última etapa, se consideraría la seguridad como un proceso continuo de mejora al que todo el mundo puede contribuir, y en esa fase las condiciones y prácticas defec-tuosas serían vistas por la organización y sus miembros como inaceptables.

Estos mismos conceptos se repiten en el planteamiento del ICSI al respecto (Ref. 17), que establece cuatro grandes tipos de CS, desde la cultura fatalista y la cultura de oficio (en las que existiría una escasa participación de la dirección), a unos tipos de cultura con mayor participación de la dirección (cultura gerencial) y con participación conjunta de la dirección y los empleados en la seguridad (cultura integrada). Esta úl-tima equivaldría a la tercera etapa señalada por el OIEA.

A finales de la década de los noventa y primeros años del 2000, las centrales nucleares españolas, el CIEMAT y el CSN, participaron en un proyecto conjunto de I+D denominado “Impacto de la organización en la seguridad” (IOS), en el que, entre otros obje-tivos, se trataba de identificar, de entre las metodologías existentes en el ámbito in-ternacional, la más adecuada para medir dimensiones organizativas que podían afec-tar a la seguridad; para posteriormente aplicar, de manera piloto, la metodología se-leccionada. De este modo se puso a punto una herramienta de evaluación organizati-va para su uso en las centrales nucleares españolas, que fue posteriormente adapta-da como metodología de evaluación de la CS, y ha sido ampliamente aplicada desde entonces en todas ellas.

La metodología seleccionada, NOMAC (“Nuclear Organization and Management Analysis Concept”), estaba basada en el modelo “Canadian Adaptative Machine Mo-del” (CAMM) y había sido desarrollada por la Dra. S. Haber, en parte, bajo los auspi-cios de la “Nuclear Regulatory Commission” (NRC) y de Brookhaven National Labora-tory (BNL) y posteriormente de la “Canadian Nuclear Safety Commission” (CNSC), para la evaluación de las dimensiones organizativas de instalaciones de alta fiabilidad, como son las centrales nucleares.

La evaluación y mejora de la CS de las centrales nucleares españolas se lleva a cabo a través de los denominados Programas de Cultura de Seguridad (integrados en los Programas de Organización y Factores Humanos que se describen en el apartado 3.6), que parten del modelo conceptual de CS de la OIEA, y definidos típicamente a través de las etapas de un ciclo de mejora. Los Programas establecen la realización periódica de evaluaciones externas independientes de CS (cada aproximadamente 6 años), y de evaluaciones internas (cada aproximadamente 2 años), que permiten identificar los puntos fuertes y áreas de mejora para conocer el estado de la CS de la instalación y definir planes de acción concretos. Un proceso de seguimiento de los planes de acción y de verificación de su eficacia permite detectar su capacidad o no de lograr el cambio cultural y organizativo pretendido, y reenfocarlos en caso necesario.

5. **BIBLIOGRAFÍA**

1. Safety Requirements No. GS-R-3 “The Management System for Facilities and Activities” (julio 2006)
2. WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors (2008)
3. WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors (2014)
4. Instrucción del CSN IS-19 sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares (2008)
5. GSR Part 2 “Leadership and Management for Safety“ (2017)
6. WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors (2021)
7. Charles Perrow: “Normal Accidents. Living with High-Risk Technologies” (1984).
8. James Reason: “A life in error” (2013).
9. James Reason: “Human Error” (1993).
10. Rene Amalberti: “Piloter la securité” (2012).
11. François Daniellou, Marcel Simard, Ivan Boissieres: “Factores humanos y organizativos de la seguridad industrial” (2013).
12. CSN, PT.IV.224 “Programas de Organización y Factores Humanos” (2006).
13. USNRC, NUREG-0711 “Human Factors Engineering Program Review Model” (Rev. 3, 2012).
14. USNRC, NUREG-0700 “Human-System Interface Design Review Guidelines” (Rev. 2, 2004).
15. IAEA , INSAG-4 “Safety Culture”. Safety Series N° 75 (1991).
16. IAEA, TECDOC 1329 “Safety culture in nuclear installations: guidance for use in the enhancement of safety culture” (2002).
17. <http://www.icsi-eu.org/fr/>
18. USNRC, NUREG-2165 “Safety Culture Common Language” (2014).
19. Edgar Schein: “Organizational Culture and Leadership” (1985).
20. Almeida, P.; Barrientos, M.; De la Cal, C.; Fernández, B.; García, A.; Gil, B.; González, F.; González, J.; Ibáñez, M.; Pérez, O.: “Programas de Evaluación y Mejora de la Seguridad de las CCNN en Organización y Factores Humanos”. Revista de la Sociedad Nuclear Española, N° 217 (2002).
21. James Reason: “Managing the Risk of Organizational Accidents” (1997).