

NORMATIVA

NORMATIVA Y CRITERIOS DE SEGURIDAD EN LA REPUBLICA FEDERAL DE ALEMANIA

María Teresa DOMINGUEZ

Las instalaciones encaminadas al uso pacífico de la energía nuclear en la República Federal de Alemania, al igual que en el resto de países del mundo, han de cumplir unos requisitos normalizados. Estos requisitos se establecen en la legislación vigente que sea aplicable, junto con los códigos y normas complementarios que desarrollan dicha legislación. Este artículo de María Teresa DOMINGUEZ se limita a tratar la normativa específica de Centrales Nucleares de producción de energía que se ha desarrollado en la República Federal Alemana.



María Teresa DOMINGUEZ BAUTISTA es Licenciada en Ciencias Físicas por la Universidad de Madrid (1973). Ingresó en Empresarios Agrupados, en marzo de 1974, dentro de la Sección de Seguridad Nuclear.

En la actualidad es el Jefe de Proyecto de Seguridad del Proyecto de C. N. Trillo, en el que ha participado como responsable de seguridad desde 1975.

INTRODUCCION

La normalización para las instalaciones nucleares comprende aquella que es aplicable a instalaciones convencionales, y la que específicamente se ha desarrollado por razones de seguridad, contra los daños debidos a la radiación ionizante. Esta normativa específica es la que establece los requisitos más restrictivos para las instalaciones nucleares, pero por otra parte, garantiza que el emplazamiento, construcción y operación de las mismas, tengan un alto nivel de Seguridad.

Adicionalmente, esta normalización agiliza el proceso de licencia, unifica requisitos, y permite una mejor transparencia del proceso de licencia para cualquier persona ajena al proyecto.

En primer lugar se expone la normativa existente, indicando cuales son sus características peculiares, a continuación se indican los organismos responsables de su elaboración y finalmente se identifican los aspectos más característicos de las centrales con tecnología alemana, provenientes de la aplicación de este cuerpo de normativa.

LEGISLACION Y NORMATIVA

El cuerpo de normativa nuclear aplicable a Centrales Nucleares en Alemania está estructurado de acuerdo con el esquema de la Figura 1.

En esta figura se indica, en rasgos generales, cuales son las características de las mismas en orden descendente, así como la naturaleza de las organizaciones que participan en su elaboración.

CARACTERISTICAS GENERALES

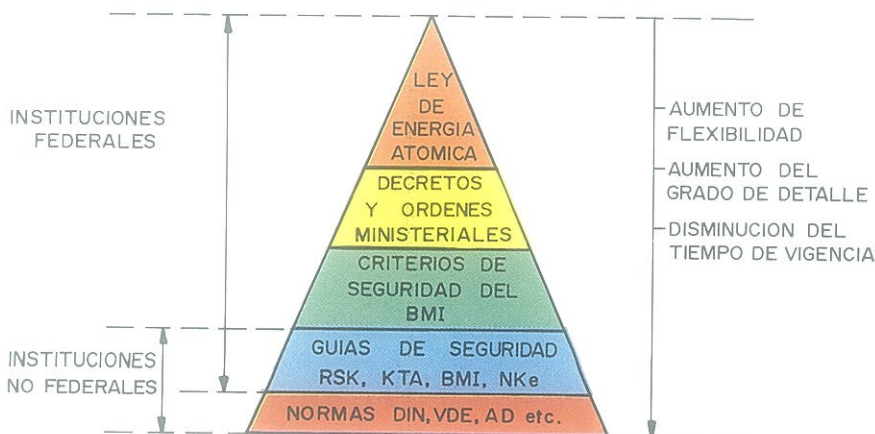
Antes de pasar a hacer un breve comentario de cada uno de estos grupos de normativa indicados en la Figura 1, es conveniente hacer un análisis genérico de las características peculiares que en la República Federal de Alemania tiene la normativa nuclear. En una forma muy simplificada se puede decir que esta normativa aparece **retardada** y refleja un **estado del arte** normalmente ya implementado.

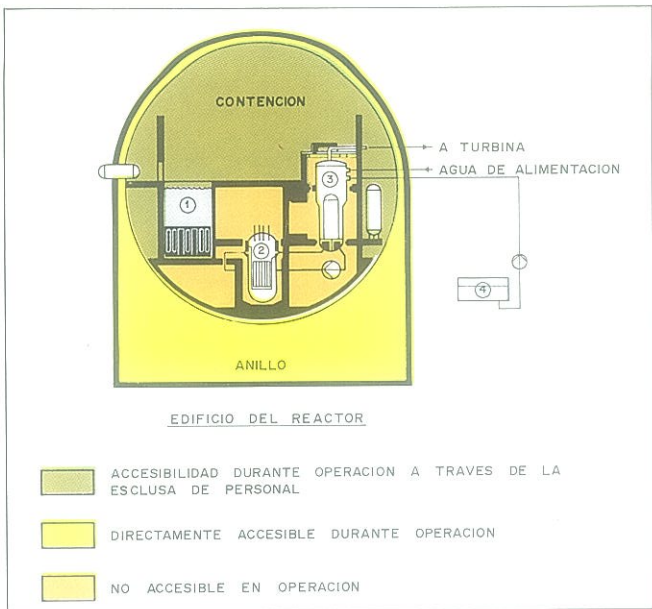
El **retardo** se produce ya en la publicación de la Ley Atómica (ATG), como veremos a continuación no fue promulgada hasta el 31 de octubre de 1976, mientras que en EE.UU. la Ley de Energía Atómica se había promulgado en 1954, sin embargo, lo más significativo es el retardo con que se ha preparado el resto de normativa nuclear. Desde el inicio de las primeras instalaciones nucleares en la RFA (1968), se produjo un gran desarrollo técnico en los campos de diseño del núcleo, diseño de sistemas, desarrollo de materiales, construcción y fabricación de componentes, técnicas de instrumentación y control, etcétera; sin embargo, no se hizo ningún desarrollo ni esfuerzo para la normalización de dicha tecnología.

Puede ser significativo el indicar que en 1975 existían únicamente tres (3) KTA, mientras que en EE. UU. existían noventa y tres (93) «Regulatory Guide» de la división 1.

Las causas de este hecho del retraso con que se prepara la normativa nuclear en relación con el desarrollo de tecnología se debe a dos razones; en primer lugar, el propio proceso de licencia en que la autoridad de cada uno de los

FI PIRAMIDE DE NORMATIVA





F II

CARACTERISTICAS PECULIARES DEL SISTEMA DE OPERACION

- 1 Piscina de almacenamiento de combustible irradiado
- 2 Vasija
- 3 Generador de vapor
- 4 Depósito de agua de alimentación

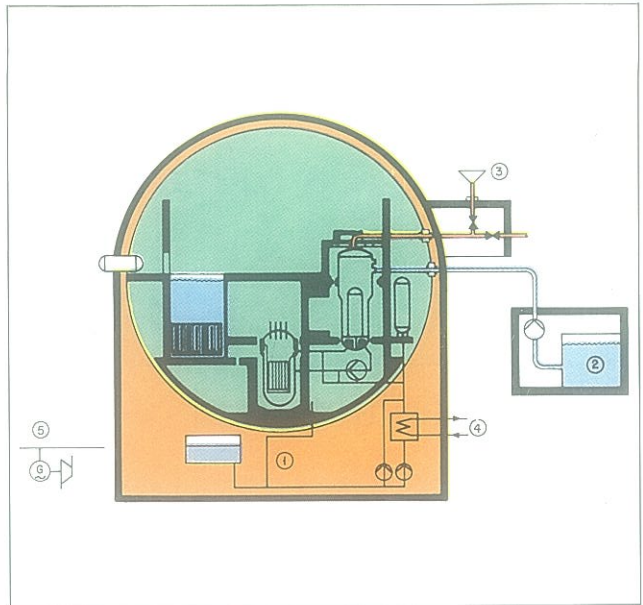
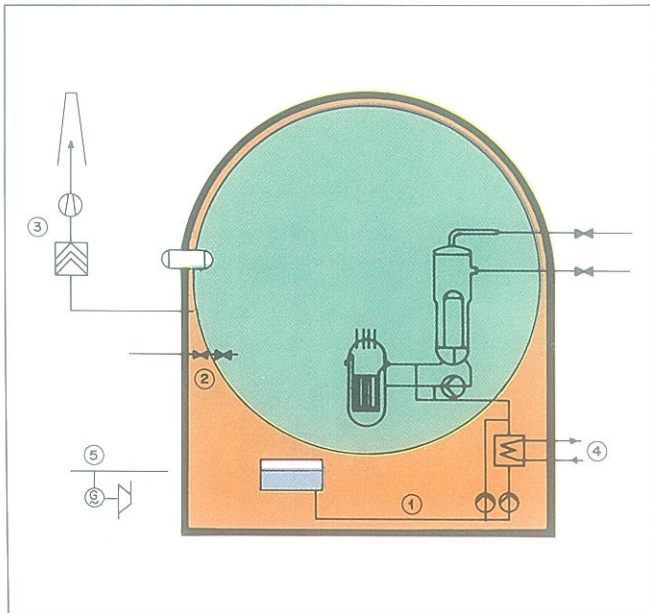
estados federales impone independientemente sus propios criterios es, en cierto modo, antagónico al concepto de normalización; en segundo lugar, en la República Federal Alemana existía un cuerpo de normativa mucho más desarrollado que en cualquier otro país del mundo, aplicable a instalaciones convencionales. Para que sirva de referencia el instituto de normalización DIN,

que existe desde hace aproximadamente setenta años, ha elaborado alrededor de 18.000 normas y ha recopilado en un gran banco de datos alrededor de 35.000 normas de todos los países del mundo. Estas normas que abarcan un amplio espectro de temas se aplicaron a las instalaciones nucleares en su primera etapa, sin hacer esfuerzo en normativa específica nuclear.

F IV

SISTEMA DE SEGURIDAD PARA ACCIDENTE INTERNO

- 1 Inyección de seguridad y evacuación del calor residual de seguridad
- 2 Aislamiento de contención
- 3 Extracción de aire del anillo por chimenea
- 4 Cadena de evacuación de calor al sumidero final de calor
- 5 Suministro de energía de «salvaguarda»



F III

SISTEMA DE SEGURIDAD PARA ACCIDENTE EXTERNO

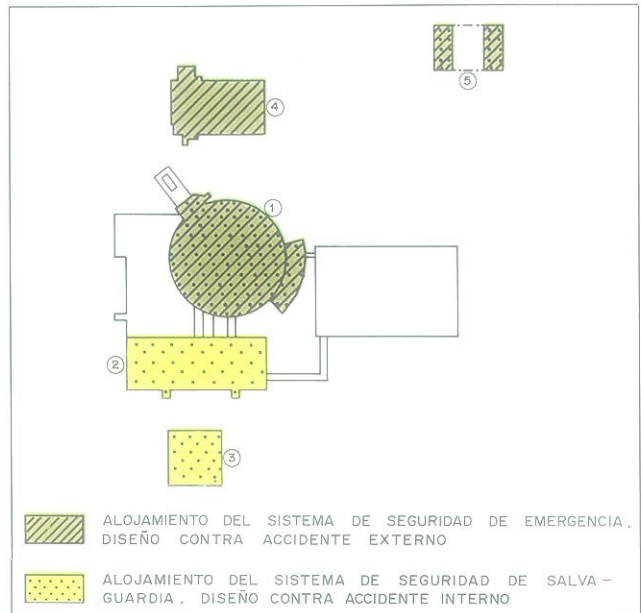
- 1 Inyección de seguridad y evacuación de calor residual
- 2 Alimentación de emergencia
- 3 Evacuación de calor a la atmósfera
- 4 Cadena de evacuación de calor al sumidero final de calor
- 5 Suministro de energía de «emergencia»

El reflejo de un estado del arte está en cierto modo relacionado con el análisis que se ha hecho anteriormente para el retraso con que aparece esta normativa. En un 90 % de los casos la norma aparece después de un largo período de desarrollo, e incluso implementación de sus requisitos en alguna Central Nuclear, en esta forma, la norma significa únicamente un reflejo de lo que ya se

F V

IMPLANTACION DEL SISTEMA DE SEGURIDAD

- 1 Edificio de reactor
- 2 Edificio eléctrico
- 3 Edificio Diesel
- 4 Edificio de alimentación de emergencia
- 5 Estructura de servicios esenciales



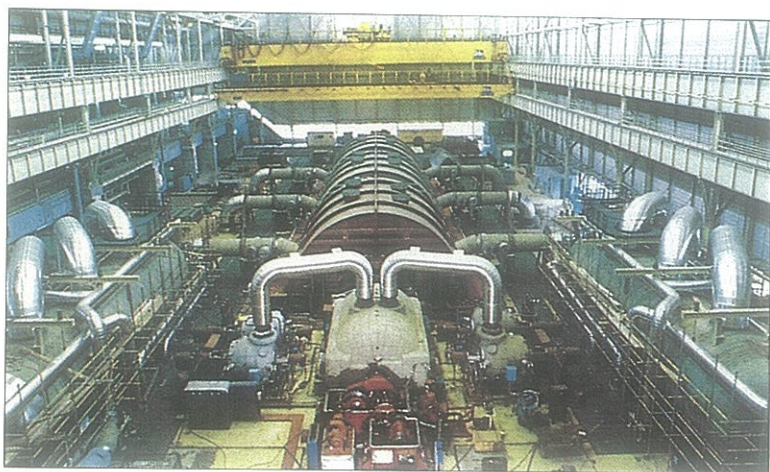
Alsthom-Atlantique:

La fuerza de la experiencia en

TURBINAS Y GENERADORES DE GRAN POTENCIA

Participamos activamente en CENTRALES NUCLEARES

(más de 80.000 MW)
(en todo el mundo)



C.N. de Paluel 4 x 1.350 MW

EXPORTACION DE CENTRALES NUCLEARES

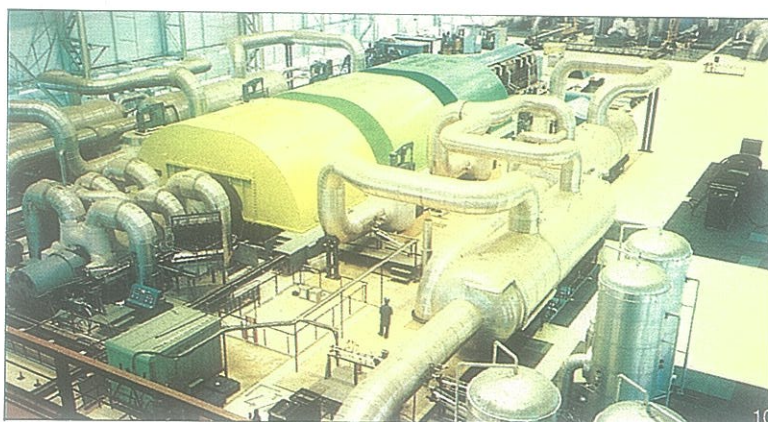
VANDELLOS 1 & 2	España	2 x 250 MW
TIHANGE 1	Bélgica	2 x 500 MW
TIHANGE 2 & 3	Bélgica	2 x 1000 MW
DOEL 3 & 4	Bélgica	2 x 1125 MW
KOEBERG 1 & 2	Sudáfrica	2 x 1000 MW
KARUN 1 & 2	Irán	2 x 1000 MW
KNU 9 & 10	Korea	2 x 1000 MW

PARTICIPACION EN EL PROGRAMA NUCLEAR FRANCES

Reactor agua pesada	1 x 80 MW (o)
Reactores grafito gas	2 x 40 MW (o)
	12 x 250 MW (o)
Reactores PWR	1 x 315 MW (o)
	28 x 1000 MW (o)
	6 x 1000 MW (c)
	15 x 1350 MW (c)
	6 x 1500 MW (c)
Reactores neutrones rápidos	1 x 250 MW (o)
	1 x 1250 MW (c)

(o) En operación

(c) En construcción



C.N. de Fessenheim 2 x 1.000 MW



C.N. de Tricastin 4 x 1.000 MW

ALSTHOM ATLANTIQUE PUEDE SUMINISTRAR:

- Toda clase de equipos y servicios
- Desde componentes, hasta instalaciones completas llave en mano.

ALSTHOM ATLANTIQUE

large turbine generators

steam turbines

REPRESENTACION EN ESPAÑA:

ALSTHOM ESPAÑOLA, S.A.

GUZMAN EL BUENO, 133 - MADRID-3

Teléf. 253 46 00 - Télex: 23316 Alsth. e.

esté implementando en el momento de su aparición.

Estas características antes indicadas tienen ciertas desventajas, tales como: la falta de uniformidad de criterios, la necesidad de evaluación detallada caso por caso, mayor dificultad de resolución de interfases entre las diferentes organizaciones participantes en un mismo proyecto, etc., junto con estas desventajas hay algo que este sistema se favorece y es una mayor racionalización en los criterios finalmente fijados en normas.

Una vez analizadas las características generales del cuerpo de normativa nuclear en la República Federal Alemana se describe a continuación, de forma resumida, el alcance y contenido de la misma.

Para que sirva de referencia, y debido a que hasta el momento nos es más familiar la normativa de los EE. UU., se establece en la Tabla 1 una correlación entre la normativa nuclear en ambos países.

LEY DE ENERGIA ATOMICA (ATOMGESETZ)

Fue promulgada el 31 de octubre de 1976 (BGB1,I,S.3053), modificada el 28 de marzo de 1980 (BGB1,I,S.373) y el 20 de agosto de 1980 (BGB1,I,S.1556).

Esta ley fue la primera consecuencia de la revisión a la Ley Básica (GRUNDGESETZ), el 23 de diciembre de 1959, en que se permitía el uso de la energía atómica para fines pacíficos.

Esta ley tiene la misión de:

Promover la investigación, desarrollo y uso de la energía nuclear.

Proteger la vida, la salud y los bienes frente a los peligros de la energía nuclear.

Impedir que se ponga en peligro la seguridad interna o externa del país.

Asegurar el cumplimiento de las obligaciones internacionales relativas al empleo de la energía nuclear y protección radiológica.

Los aspectos más característicos que se establecen en ella son los siguientes:

El Ministerio de Interior es el último responsable en la autorización de la operación de Centrales Nucleares de potencia.

Toda instalación que maneje combustible nuclear está sometida a un proceso de licencia (Sección 7 ATG), asimismo, el transporte de sustancias radiactivas está sometido a autorización previa (Sección 4 ATG).

Requiere medios suficientes de protección del personal de operación y público, en general, en los alrededores (Secciones 28, 45 y 46).

La licencia se obtiene en diferentes etapas de construcción. La licencia está sometida a los requisitos que específicamente imponga la autoridad competente de cada uno de los estados, teniendo ésta además la responsabilidad de supervisión de que todos los requisitos estén implementados (Sección 7 ATG).

Establece las responsabilidades de cobertura de riesgo nuclear (Sección 7 y 21 ATG).

Establece las responsabilidades en el almacenamiento provisional y definitivo de desechos radiactivos (Secciones 9, 21 y 23).

Establece el requisito de protección contra acciones de terceros (Sección 4).

En la última parte de este artículo indicaremos cuales son las peculiaridades que ha traído consigo la aplicación de estos requisitos que con carácter general se encuentran en esta ley.

DECRETOS Y ORDENES

Como desarrollo de esta ley se han promulgado una serie de decretos y órdenes. De estos decretos y órdenes indicamos, únicamente, aquellos desarrollados específicamente para estas instalaciones.

Orden de Protección Radiológica (Strahlenschutzverordnung StrlSchV)

Esta orden fue editada el 13 de octubre de 1976 (BGB1,I,S.2805; BGB1,I,1977,S.184,269) y modificada en mayo de 1981 (BGB1,I,S.445).

Los aspectos que se regulan en esta orden son todos referentes a la protección contra los efectos de la radiación ionizante.

En ella se establecen los siguientes criterios como más característicos:

Se define el criterio de que las dosis recibidas por el personal de operación sean tan bajas como sea posible (Criterios ALARA).

Se establece el criterio de que las dosis recibidas por el personal de operación sean tan bajas como sea posible y nunca superiores a 30 mrem/a a todo el cuerpo (Artículo 45).

En caso de liberación descontrolada al exterior ha de protegerse al público, en general, en los alrededores para que no reciban dosis superiores a 5 rem a todo el cuerpo (Artículo 28).

Para cumplir con los requisitos anteriores establece un análisis de áreas de radiación en la central, medida de los niveles de radiación existentes, vigilancia médica y detectores (Capítulos 4, 5, 6 y 7, respectivamente).

Orden de Instalaciones Nucleares (Atomrechtliche Verfahrrensordnung AtVfV)

Esta orden fue promulgada el 18 de febrero de 1977, y revisada el 31 de marzo de 1982 (BGB1,I,S.412).

En esta orden se regula el proceso de licencia que ha de seguirse para la obtención de la autorización de operación.

Los aspectos más significativos que se establecen en esta legislación son los siguientes:

Se establecen las etapas sucesivas sometidas a aprobación, así como la documentación que en cada caso se requiera.

Se define el flujo de información que ha de establecerse entre las autoridades de cada uno de los Estados y el Ministe-

rio del Interior como último responsable.

Además de estas órdenes más significativas, existen aproximadamente 30 decretos que, adicionalmente a éstas, constituyen el cuerpo de legislación de la República Federal de Alemania.

CRITERIOS DE SEGURIDAD

Inmediatamente a continuación, en el nivel jerárquico, aparecen los Criterios de Seguridad del Ministerio Federal del Interior (BMI), aprobados en el año 1977.

Son los más importantes desde el punto de vista de la seguridad y el diseño de las Centrales Nucleares, en ellos se establecen los principios básicos que desarrollan posteriormente las Guías de la Comisión de Seguridad de Reactores (RSK). En la Tabla 1 se indican los temas principales tratados en estos criterios.

Como desarrollo de estos criterios el BMI ha ampliado aquellos que suponían mayor dificultad de interpretación. En este grupo se encuentran las siguientes interpretaciones:

Interpretación del criterio 2.6 «Acciones desde el exterior» (1715/79).

Interpretación del criterio 8.5 «Evacuación del calor del recinto de contención.»

Interpretación de los criterios 2.2, 2.3, 2.6, 2.7 y 4.3 (28/11, 1979).

Interpretación del criterio de «Fallo Unico» (26, 10, 1978).

Como ya veremos en la parte final de este artículo, en esta documentación básica se determinan en gran parte los aspectos más peculiares del diseño de las Centrales Nucleares con tecnología alemana.

GUÍAS DE SEGURIDAD NUCLEAR RSK, KTA, BMI, NKe (DIN)

Guías RSK

Las guías RSK suponen un primer escalón más desarrollado de las exigencias de los «Criterios de Seguridad de BMI». Fueron editados en octubre de 1974 y revisados posteriormente en 1979 y 1981.

La primera edición de las guías conserva incluso el mismo índice que los criterios del BMI. En esta edición prácticamente no se imponen requisitos adicionales a los ya establecidos en los «Criterios de Seguridad» del BMI.

La segunda edición de 1979 supone modificaciones importantes respecto a la primera edición.

Los aspectos más significativos de esta segunda edición son los siguientes:

Introducción de la Seguridad Básica.

Instrumentación post-accidente.

Análisis de ATWS.

Requisitos para el Recinto de Contención.

La tercera edición de las guías en 1981 no supone muchas modificaciones adicionales a las de la edición de 1979.

Los aspectos más significativos de esta tercera edición son los siguientes:

Nuevas hipótesis de liberación de productos radiactivos en caso de accidente.

Nuevas hipótesis de roturas postulas en el sistema primario.

Normas KTA

Las normas KTA, junto con las del BMI, a diferencia de las RSK son las que verdaderamente desarrollan criterios específicos de diseño.

El cuerpo de normativa KTA está organizado en grupos de trabajo indicados en la Tabla 3.

En la actualidad existen alrededor de 50 normas KTA en edición final o en borrador.

Los aspectos característicos de esta normativa son los que se indican a continuación:

Desarrollo muy acelerado en los diez últimos años, donde prácticamente se han preparado todas las que hasta el momento existen.

Desarrollo importante de criterios de seguridad en las del grupo de trabajo 3.400 «Contención» y 3.500 de instrumentación y control.

Desarrollo, prácticamente nulo, en el área de sistemas, grupos 3.300 y 3.200.

Normas BMI

El grupo de normas de seguridad del BMI, al igual que la KTA, desarrollan criterios específicos, aplicables de forma directa al diseño y se refieren en su mayor parte al área de Licencia y Protección Radiológica.

Los aspectos más característicos de esta normativa son los que se indican a continuación:

Han desarrollado muy en detalle los requisitos de la documentación que es necesaria para que las autoridades evalúen el diseño.

Han desarrollado en detalle guías de protección radiológica encaminadas al cálculo de dosis e implementación de criterios ALARA.

Normas DIN

Por último, están dentro de este conjunto de normas nucleares las preparadas por DIN, dentro del grupo formado por la edición de normas nucleares del NKe.

Dentro de NKe se encuentran los grupos de trabajo de: Identificación, Protección Radiológica; Reactor y Seguridad, y Combustible.

Las actividades de NKe, sobre todo en el grupo 3.º de Reactor y Seguridad, interfieren con las de KTA; en 1977 fue firmado el acuerdo de cooperación entre KTA y NKe, y de hecho, la mayor parte de las normas KTA son editadas también como normas DIN, con el fin de favorecer su distribución y conseguir incorporar los requisitos de seguridad de Centrales Nucleares en el cuerpo general

TI

TEMAS TRATADOS EN CRITERIOS GENERALES

- Garantía de calidad
- Pruebas
- Impacto radiológico
- Ergonomía
- Impactos externos
- Protección contra incendios y explosiones
- Control de accesos
- Rutas de escape y medios de comunicación
- Desmantelamiento
- Diseño nuclear
- Sistema primario y sistemas de evacuación de calor residual
- Instrumentación y Control
- Sistema de protección del reactor
- Suministro de energía eléctrica
- Contención
- Sistemas de ventilación
- Vigilancia radiológica
- Manejo y almacenamiento de sustancias radiactivas

TII

GRUPOS DE TRABAJO DE KTA

- 1000. Normas internas de procedimiento de KTA
- 1100 Definiciones
- 1200 General, administración, organización
- 1300 Seguridad en el trabajo
- 1400 Garantía de calidad
- 1500 Protección radiológica
- 1800 Criticidad
- 2100 Planta, general
- 2200 Impactos externos
- 2500 Construcción
- 3000 Sistemas, general
- 3100 Núcleo y regulación del reactor
- 3200 Primario y secundario
- 3300 Evacuación de calor
- 3400 Contención
- 3500 Instrumentación y protección del reactor
- 3600 Control y manejo de la radiactividad
- 3700 Suministro de energía
- 3900 Sistemas, varios

de normativa que ya existía con las normas DIN del campo convencional.

Además de las Guías de Seguridad indicadas en este apartado existen publicaciones de las resoluciones que sobre temas de seguridad se realizan en las sesiones de RSK, que son análogas a guías y que, por tanto, pueden considerarse como tales.

Al igual que la RSK, las reuniones de las autoridades de diferentes Estados (VdTÜV) se pronuncian sobre temas de seguridad, pudiendo ser considerados dichos dictámenes también como normativa nuclear. Estos dictámenes son identificados, normalmente, como VdTÜV (wei).

NORMAS CONVENCIONALES

Junto con el cuerpo de normativa nuclear, que se ha expuesto en los apartados anteriores, existe en la República Federal de Alemania un conjunto de normas que, aunque no se han preparado en exclusiva para el campo nuclear, sin embargo, son aplicables en algunos aspectos por ellas regulados. Tal es el caso de las normas DIN, VDE y AD, como las más significativas. La aplicación de estas normas está relacionada, generalmente, con la aplicación de una norma nuclear de las indicadas anteriormente.

ORGANISMOS REGULADORES

Una vez analizado el cuerpo de normativa existente se indica, en esta segunda parte, cuales son las organizaciones que intervienen en la preparación de dichas normas, indicando su dependencia funcional, así como las razones o fines para los que fue creado. Trataremos del BMI, Comisión RSK, Organizaciones de inspectores TÜV, Comisión KTA y del grupo NKe.

MINISTERIO DEL INTERIOR «BMI»

Tal como hemos indicado anteriormente, es el responsable de la autorización final para la operación de Centrales Nucleares en Alemania, así como, la de supervisión y seguimiento de dicha operación. Dicha asignación se produjo en 1972. Hasta este momento era el Ministerio de Educación y Ciencia el encargado de estas misiones.

COMISION DE SEGURIDAD DE REACTORES «RSK»

La Comisión se creó como un organismo asesor del entonces existente Ministerio de Energía Nuclear y Suministro de Agua (BMAW). La preparación técnica de los miembros de esta comisión fue llevada a cabo mediante la colaboración del TÜV.

Posteriormente, todos los asuntos relacionados con la seguridad pasaron al Ministerio de Educación y Ciencia (BMBW). En este contexto, la RSK actúa como organismo asesor del BMBW. En 1972 pasa a depender directamente del Ministerio del Interior (BMI), quedando todo lo relacionado con investigación y desarrollo dependiendo del BMBW. Con esta nueva organización la RSK pasó a asesorar al BMI en los temas de seguridad en Centrales Nucleares.

Como asesor del Ministerio de Industria participa durante la evaluación de todas las centrales en Alemania, prepara normas de seguridad, se pronuncia sobre temas específicos de centrales (Sesiones RSK).

ORGANIZACION DE INSPECTORES TECNICOS VdTÜV

Este organismo fue creado en la segunda mitad del siglo pasado por grupos de industriales para estudiar y proteger las instalaciones de producción de vapor. Poco a poco se le fueron asignando al TÜV tareas de inspección, pruebas y supervisión de todo tipo de instalaciones consideradas peligrosas, para terminar siendo los inspectores técnicos de, prácticamente, todas las instalaciones industriales.

En 1953, el VdTÜD decidió estudiar los problemas de la energía nuclear, creándose un grupo que dio paso al IRS como organismo independiente.

Cada estado de la República Federal Alemana tiene su propia organización de TÜV.

El TÜV de cada estado en la actualidad tiene la función de evaluar el diseño de las Centrales que tengan su emplazamiento en dicho Estado. La intervención del TÜV es en todas las etapas de diseño, construcción, pruebas y operación de la central, analizando un volumen grande de la documentación específica del proyecto sobre la que emiten su aceptación final. Además, toma parte activa en todos los procesos de Garantía de Calidad de cada uno de los sistemas y componentes de la Central. El TÜV desarrolla también una labor de normalización, editando guías específicas que recogen la experiencia del TÜV y constituyen recomendaciones de aplicación práctica directa. Estas son elaboradas por la Asociación de Inspectores Técnicos (VdTÜV), formada por miembros del TÜV de cada estado, siendo así válidas para todo el país.

COMISION DE NORMATIVA NUCLEAR KTA

En 1972, el Ministerio de Educación y Ciencia (BMW), que era entonces el encargado de la Seguridad de los Reactores y el responsable de vigilar el cumplimiento de la ley en todas las Centrales Nucleares, creó la Comisión de Normas de Seguridad Nuclear KTA, en el mismo año, esta función pasó del BMW al Ministerio del Interior BMI, pasando la Comisión KTA a depender de este Ministerio. La KTA está formada por 50 miembros que son representantes de suministradores de instalaciones nucleares, propietarios y autoridades de licencia. Los miembros los proponen distintas organizaciones y los nombra el gobierno entre los que han sido propuestos. La función primordial de esta comisión es la de elaborar guías de seguridad.

Las actividades del KTA son financiadas por el BMI, VdEW (Asociación de Suministradores de Electricidad Alemanes), ZUEI (Industrias electrotécnicas) y el VdTÜV.

GRUPO NKE

Este grupo fue creado dentro del Instituto de Normalización DIN en 1972, con la misión de establecer la base de la normativa nuclear que se desarrollase en la RFA.

En un principio estuvo formado por 50 miembros.

Las normas que este grupo edita son todas identificadas como normas DIN en la serie, con el 25 como los dos primeros dígitos.

CARACTERISTICAS PECULIARES DEL DISEÑO

Como consecuencia del todo, el cuerpo de normativa que se ha comentado en los párrafos anteriores al diseño de Centrales con tecnología alemana tiene algunas características que merece la pena destacar por su importancia desde el punto de vista de seguridad.

A continuación se tratan estos aspectos, para ello los trataremos en dos grandes grupos: en el primero, consideraremos las características del «Sistema de Operación», y, en segundo lugar, los que afectan al «Sistema de Seguridad».

SISTEMA DE OPERACION, PECULIARIDADES

Definición

La norma alemana KTA (3501) define el sistema de Operación como «el conjunto de dispositivos de la central necesarios para la operación prevista, que no forman parte del sistema de seguridad».

La operación prevista de la central incluye las condiciones normales de operación y aquellas condiciones originadas por transitorios frecuentes.

El conjunto del sistema de operación tiene las siguientes características propias:

EN LA INSTALACION:

Almacenamiento de combustible

El almacenamiento de combustible se encuentra dentro del Edificio del Reactor, en el interior de la contención. Consta de la piscina propia de almacenamiento y una piscina adjunta, pequeña, que sirve para manejo del cofre de combustible o contenedor del combustible para su transporte en el exterior de la piscina de almacenamiento. La situación del almacenamiento en el interior de la contención tiene su origen en la necesidad de proteger el combustible contra acciones de terceros (RSK).

Sistema de agua de alimentación

La diferencia fundamental en este sistema para estos reactores diseñados en la RFA es la existencia de un gran depósito de agua de alimentación, que le da al ciclo secundario un aumento del rendimiento de 0,1 %.

A este depósito llega el agua de condensado y algunos drenajes de la turbina. De él aspiran las bombas de agua de alimentación. Este diseño del sistema de alimentación presenta ventajas desde el punto de vista de minimizar el impacto de algunos transitorios, así como, tener una gran capacidad de agua que en ciertos sucesos pueden alimentar el generador de vapor (BMI).

EN DISEÑO:

Para el diseño del sistema operacional se siguen en general códigos y normas industriales desarrollados, para instalaciones de tipo convencional.

Accesibilidad del Edificio del Reactor

La accesibilidad al recinto de contención durante la operación normal es necesario, sobre todo, para el manejo del combustible, ésta se consigue mediante un sistema adecuado de ventilación que mantiene una jerarquía de presiones de forma que el aire siempre tenga el sentido de las salas menos contaminadas a las más contaminadas. El aire se filtra y se acondiciona para que puedan realizar las operaciones necesarias en el interior del recinto sin que se superen los límites de dosis establecidos. Para el diseño de la piscina de almacenamiento, son aplicables los requisitos de la norma DIN 25418 del NKE.

Diseño del sistema de vapor y agua de alimentación

Para evitar el riesgo que supone para la instalación y el medio ambiente el fallo espontáneo de algún componente de estos sistemas con un gran contenido energético se toman medidas especiales de diseño. Estas medidas especiales están desarrolladas en el apéndice al capítulo 4.2 de las guías de la Comisión de Seguridad de Reactores (RSK) publicadas en enero de 1979. Los requisitos de Seguridad Básica consisten, fundamentalmente, en el empleo de materiales adecuados, que junto con características apropiadas de diseño, tales como control de fabricación, inspección, etc., proporcionan una seguridad intrínseca en el componente al que se aplican.

Al aplicar los criterios establecidos por la RSK en su apéndice 4.2 no es necesario postular el fallo espontáneo con explosión de alguno de estos componentes sometidos a presión, tal como se indica en dicha guía.

El campo de aplicabilidad de la Seguridad Básica son los sistemas del sistema de seguridad, que los engloba en el Grupo I, y los sistemas del sistema operacional, que los engloba dentro del Grupo II.

Estos nuevos requisitos surgieron precisamente a consecuencia de fisuras detectadas en el depósito de agua de alimentación de la Central de Biblis, acordados en la sesión número 117 de la RSK del 13/10/76.

Según la norma del Ministerio del Interior, BMI-RSK-16-513130/4, se considera como una función importante para la seguridad el conseguir que las dosis al personal de operación sean tan bajas como sea posible, por debajo de los límites admisibles. Como consecuencia de este criterio, es necesario establecer medidas especiales en aquellas zonas de la central que requieren ser accesibles y a través de ellas circulan o almacenan sustancias radiactivas. Estas medidas están desarrolladas por las normas del BMI, de la RSK y las KTA.

Diseño del sistema de protección contra incendios

Por el riesgo que supone un incendio para este tipo de instalación, se considera también la protección contra incendios al sistema de seguridad como una función importante para la seguridad. Para ello se dispone de barreras físicas de separación, sistemas de detección y extinción con señalización en sala de control. Estos requisitos actualmente definidos por normas KTA han sido desarrollados en Alemania desde que se inició la construcción de Centrales Nucleares.

En la figura 2 se indican de forma esquemática estas características propias del sistema de operación.

SISTEMA DE SEGURIDAD, PECULIARIDADES

Definición

Las normas de la Comisión de Seguridad de Reactores RSK, publicada en enero de 1979, define el Sistema de Seguridad como aquella parte de la instalación (incluyendo sistemas y componentes mecánicos, sistemas y componentes eléctricos con las estructuras que los alojan) que sirven para limitar las tensiones en el reactor y en caso de accidentes refrigerar el núcleo, evacuar el calor residual y mantener la exposición de radiación al personal de operación y medio ambiente por debajo de los límites admisibles.

De acuerdo con esta definición, el Sistema de Seguridad está constituido por los sistemas de parada y evacuación de calor en operación prevista y los sistemas de control de una situación de accidente. (Esta interpretación es la que da la norma KTA 3202.)

La condición de accidente incluye aquellos estados que se desvían de la operación normal y en los cuales, por razones de seguridad, no puede continuar la operación de la misma.

Si los sucesos son de frecuencia moderada, se diseña la planta de forma que pueda volver a operar una vez reparados los daños originados. Estos sucesos se clasifican como *condiciones de la planta de emergencia*.

Si los sucesos son de muy baja frecuencia la planta se diseña con el único requisito de controlar dicha situación, aunque no vuelva a operar estos sucesos son limitativos y **son las condiciones defectuosas**.

El conjunto del Sistema de Seguridad tiene las siguientes características propias:

EN LA INSTALACION

Separación del sistema de emergencia y salvaguardia

El sistema de seguridad se divide en dos partes totalmente diferenciadas. Una parte de dicho sistema sirve para controlar el reactor en caso de acciones desde el exterior (EVA). Esta parte se denomina sistema de seguridad de emergencia, cuyas características especiales y de diseño las indicamos en los apartados siguientes. El resto del sistema de seguridad está diseñado para controlar las situaciones originadas por perturbaciones internas (EVI) y se denomina sistema de seguridad de salvaguardia.

En algunos casos en que la situación de origen interno no lleva consigo la despresurización del primario puede ser necesario la actuación de sistemas de emergencia.

El sistema de emergencia está constituido por los dispositivos para controlar los siguientes accidentes:

- Terremotos (de Diseño y de Seguridad).
- Sabotaje.
- Explosión.
- Impacto de avión.

Los criterios de diseño contra terremoto se establecen en la norma KTA 2201.

Los criterios sabotaje son confidenciales en la RAF y se establecen dentro de un Comité creado, especialmente, dentro del BMI. Lo más característico es que el diseño contra sabotaje impone, además de **medidas administrativas** como en otras Centrales, criterios de diseño estructural, criterios de separación, suministro de energía propia protegida contra sabotaje, etc.

Los criterios de protección contra explosión química están dados en la norma del IfB. Consisten, fundamentalmente, en el diseño de los edificios que alojan el sistema de seguridad para acciones externas contra el efecto dinámico producido por la carga que se origina por la explosión de productos químicos en el exterior de los edificios de Seguridad.

Los criterios de diseño contra impacto de avión consisten en proteger los edificios que alojan al sistema de seguridad para acciones externas contra los efectos ocasionados por la colisión de un avión contra la Central. La carga total de impacto es, aproximadamente, de 80 mN, se estudian todos los ángulos posibles de impacto, y se supone que en el momento del impacto la velocidad del

proyector es de 215 m/s, aproximadamente. Adicionalmente, a la carga de impacto se consideran los efectos del fuego y explosión que ocasiona en el exterior.

En la figura 3 se indica, de forma esquemática, cual es el Sistema de Seguridad de Emergencia contra accidentes externos.

El sistema de salvaguardia es la parte del sistema de seguridad diseñado para controlar las situaciones de accidente originados por fallos en el interior de la Central (EVI), tales como:

- Roturas en el sistema primario.
- Roturas en tuberías de vapor y agua de alimentación, etc.

En la figura 4 se indica, de forma esquemática, cual es el Sistema de Seguridad de Salvaguardia contra accidentes internos.

Postulados de accidentes

Como criterio básico se establece que no se postula simultaneidad de un suceso interno y otro de origen externo, en consecuencia no se postula, por ejemplo, LOCA y terremoto simultáneo.

Situación y disposición física

El sistema de emergencia está alojado en los edificios siguientes:

- Edificio del Reactor constituido por el Recinto de Contención y el Anillo que alojan el primario y parte de los componentes y sistemas mecánicos de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Edificio de Agua de Alimentación de Emergencia, que contiene el sistema de alimentación a los Generadores de Vapor y el suministro de energía en caso de accidente externo.
- Estructuras y componentes de Servicios Esenciales que constituyen el sumidero final de calor.

El sistema de salvaguardia se aloja en los edificios siguientes:

- Edificio de Reactor
- Edificio Eléctrico
- Edificio Diesel
- Estructuras de Servicios Esenciales

En la figura 5 se representan los siguientes edificios de la Central que alojan el Sistema de Seguridad.

Postulados de fallos en el Sistema de Seguridad

Fallo único: Según los criterios del BMI es necesario postular un fallo adicional al accidente en los sistemas de seguridad solicitados como consecuencia del mismo. Este fallo puede ser tanto en componentes activos como en componentes pasivos.

Fallo de modo común: Se postula en la parte analógica del sistema de protección del reactor en componentes activos y pasivos.

(Continúa en la página 24)